
**Modification des installations de stockage des déchets radioactifs
et réfection de la centrale nucléaire de Gentilly-2**

Analyse des risques radiologiques

Rapport Technique
ISR TN-1115-2
version 2.0

février 2004

Préparé par



INTERNATIONAL SAFETY RESEARCH

Assurance qualité

Titre

Analyse des risques radiologiques - Modification des installations de stockage des déchets radioactifs et réfection de la centrale nucléaire de Gentilly-2

Date du rapport

Février 2004

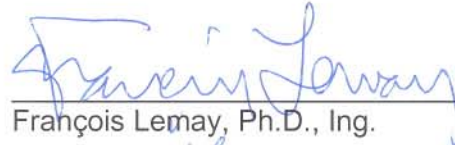
Numéro du rapport


ISR TN-1115-02

Version

2.0

Préparé par:


François Lemay, Ph.D., Ing.


Milena Kostova, Ph.D.

Vérifié par:


Corinne Françoise, Ing.

Approuvé par:


Jean-François Lafortune, Ph.D., Ing.

Liste des révisions

No. révision	No. Version	Rédigé ou révisé par :	Date :	Notes :
0	1.0	F. Lemay	8-jan-04	Version pour diffusion interne à HQ
1	2.0	F. Lemay	28-fév-04	Diffusion générale aux organismes gouvernementaux

Table des Matières

1.	Introduction	1-1
2.	But et portée de l'étude.....	2-1
3	Critères radiologiques d'acceptabilité du projet	3-1
3.1	LIMITES DE DOSE	3-1
3.1.1	<i>Humains</i>	3-1
3.1.2	<i>Biotes</i>	3-1
3.2	DÉFINITION DU RISQUE.....	3-2
3.3	CRITÈRES D'ACCEPTABILITÉ.....	3-2
3.3.1	<i>Expositions en situation normale</i>	3-2
3.3.2	<i>Expositions en situation d'accident (expositions occasionnelles)</i>	3-3
3.3.3	<i>Résumé</i>	3-4
4.	Méthodologie d'identification des impacts radiologiques	4-1
5	Description des récepteurs environnementaux.....	5-1
5.1	TRAVAILLEURS	5-1
5.2	PUBLIC	5-1
5.3	BIOTES TERRESTRES.....	5-2
5.4	BIOTES AQUATIQUES	5-2
6	Description des installations existantes	6-1
6.1	AIRE DE STOCKAGE À SEC DU COMBUSTIBLE IRRADIÉ (ASSCI).....	6-1
6.2	AIRE DE STOCKAGE DES DÉCHETS RADIOACTIFS (ASDR)	6-1
6.3	SUIVI ENVIRONNEMENTAL AU SITE DE GENTILLY	6-2
7	Description du projet proposé	7-1
7.1	DÉCHETS RADIOACTIFS RÉSULTANT DE L'EXPLOITATION DE LA CENTRALE.....	7-1
7.1.1	<i>Filtres usagés</i>	7-1
7.1.2	<i>Barils rebutés, métaux et matériaux divers</i>	7-2
7.1.3	<i>Résines usées</i>	7-2
7.1.4	<i>Déchets compactables</i>	7-3
7.2	DESCRIPTION DES ACTIVITÉS DE RÉFECTION.....	7-3
7.2.1	<i>Décontamination du caloporteur primaire</i>	7-3
7.2.2	<i>Retubage du réacteur</i>	7-4
7.2.3	<i>Travaux de réfection</i>	7-5
7.3	DÉCHETS RADIOACTIFS RÉSULTANT DES ACTIVITÉS DE RÉFECTION	7-5
7.3.1	<i>Déchets de haute activité</i>	7-6
7.3.2	<i>Résines usées</i>	7-7
7.3.3	<i>Filtres usagés et dépôts solides</i>	7-7
7.3.4	<i>Déchets non compactables de faible et de moyenne activité</i>	7-7
7.3.5	<i>Déchets compactables</i>	7-8
7.4	INSTALLATION DE GESTION DES DÉCHETS RADIOACTIFS SOLIDES.....	7-8
7.4.1	<i>Silos pour les déchets de retubage de haute activité</i>	7-9
7.4.2	<i>Enceinte de stockage des déchets de retubage de faible et de moyenne activité (EDFMA)</i>	7-9
7.4.3	<i>Enceinte de stockage des résines usées (ESRU)</i>	7-10
7.4.4	<i>Enceinte de stockage des déchets compactables</i>	7-10
7.4.5	<i>Enceinte pour les déchets non compactables</i>	7-11
7.4.6	<i>Enceinte pour les filtres usagés (type A)</i>	7-11
7.5	AUGMENTATION DE LA CAPACITÉ DE STOCKAGE DE L'ASSCI.....	7-11
7.6	CALENDRIER DE RÉALISATION DU PROJET.....	7-12
7.6.1	<i>Aire de stockage à sec du combustible irradié</i>	7-12
7.6.2	<i>Installation de gestion des déchets radioactifs solides</i>	7-12
8	Retour d'expérience.....	8-1

8.1	STOCKAGE À SEC DU COMBUSTIBLE IRRADIÉ À L'ASSCI DE GENTILLY	8-1
8.1.1	<i>Transfert du combustible irradié</i>	8-1
8.1.2	<i>Événements non planifiés</i>	8-2
8.1.3	<i>Impact environnemental à l'ASSCI</i>	8-2
8.2	STOCKAGE DES DÉCHETS RADIOACTIFS À L'ASDR DE GENTILLY	8-3
8.2.1	<i>Fosse A13</i>	8-3
8.2.2	<i>Fosses de type B et C</i>	8-3
8.2.3	<i>Événements non planifiés</i>	8-3
8.2.4	<i>Impact environnemental à l'ASDR</i>	8-4
8.2.4.1	<i>Ambiance gamma</i>	8-4
8.2.4.2	<i>Tritium</i>	8-4
8.2.4.3	<i>Carbone 14</i>	8-5
8.3	STOCKAGE AU SITE DE POINT LEPREAU	8-5
8.3.1	<i>Enceintes de type 1A</i>	8-6
8.3.2	<i>Silos pour le stockage du combustible irradié</i>	8-6
8.3.3	<i>Impact environnemental</i>	8-6
8.3.3.1	<i>Ambiance gamma</i>	8-7
8.3.3.2	<i>Tritium</i>	8-7
8.4	STOCKAGE AU SITE DE BRUCE.....	8-7
8.4.1	<i>Quadricellules</i>	8-8
8.4.2	<i>Fosse souterraines IC-12</i>	8-8
8.4.3	<i>Fosse souterraine IC-18</i>	8-8
8.4.4	<i>Impact environnemental</i>	8-9
8.4.4.1	<i>Ambiance gamma</i>	8-9
8.4.4.2	<i>Carbone 14</i>	8-9
8.4.4.3	<i>Tritium</i>	8-10
9	Sûreté des installations proposées	9-1
9.1	SILO À DÉCHETS DE RETUBAGE.....	9-1
9.1.1	<i>Irradiation externe</i>	9-1
9.1.2	<i>Rejets en exploitation normale</i>	9-2
9.1.3	<i>Refroidissement</i>	9-2
9.1.4	<i>Criticité</i>	9-3
9.1.5	<i>Détérioration et corrosion</i>	9-3
9.2	ENCEINTES DE STOCKAGE DES RESINES USEES (ESRU)	9-3
9.2.1	<i>Irradiation externe</i>	9-3
9.2.2	<i>Rejets en exploitation normale</i>	9-4
9.2.3	<i>Refroidissement</i>	9-5
9.2.4	<i>Détérioration et corrosion</i>	9-5
9.3	EDFMA.....	9-6
9.3.1	<i>Irradiation externe</i>	9-6
9.3.2	<i>Rejets en exploitation normale</i>	9-6
9.3.3	<i>Détérioration et corrosion</i>	9-7
9.4	ENCEINTE POUR LES FILTRES USAGÉS (TYPE A).....	9-7
9.4.1	<i>Irradiation externe</i>	9-8
9.4.2	<i>Rejets en exploitation normale</i>	9-8
9.4.3	<i>Refroidissement</i>	9-8
9.4.4	<i>Détérioration et corrosion</i>	9-9
9.5	ASSCI.....	9-9
9.5.1	<i>Irradiation externe</i>	9-9
9.5.2	<i>Rejets en exploitation normale</i>	9-10
9.5.3	<i>Refroidissement</i>	9-11
9.5.4	<i>Criticité</i>	9-12
9.5.5	<i>Détérioration et corrosion</i>	9-12
9.6	ASDR	9-13
9.6.1	<i>Irradiation externe</i>	9-13

9.6.2	<i>Rejets en exploitation normale</i>	9-13
9.6.3	<i>Refroidissement</i>	9-14
9.6.4	<i>Détérioration et corrosion</i>	9-14
9.7	SÉCURITÉ	9-14
10	Impacts radiologiques potentiels en situation normale	10-1
10.1	CONSTRUCTION	10-1
10.1.1	<i>Environnement radiologique</i>	10-2
10.1.2	<i>Milieu humain</i>	10-2
10.1.3	<i>Milieu biologique</i>	10-3
10.1.4	<i>Bilan des impacts pour la construction</i>	10-3
10.2	EXPLOITATION	10-3
10.2.1	<i>Environnement radiologique</i>	10-3
10.2.2	<i>Milieu humain</i>	10-3
10.2.2.1	Population environnante	10-3
10.2.2.2	Travailleurs du parc industriel et portuaire de Bécancour (PIPB)	10-4
10.2.2.3	Travailleurs du complexe nucléaire de Gentilly	10-4
10.2.3	<i>Milieu biologique</i>	10-5
10.2.3.1	Biotés aquatiques	10-5
10.2.3.2	Biotés terrestres	10-6
10.2.4	<i>Bilan des impacts pour l'exploitation</i>	10-6
10.3	BILAN DES IMPACTS EN SITUATION NORMALE	10-7
11	Identification des risques radiologiques	11-1
11.1	RISQUES LIÉS À LA CONSTRUCTION	11-1
11.1.1	<i>IGDRS</i>	11-2
11.1.2	<i>ASSCI</i>	11-2
11.1.3	<i>Bilan des risques liés aux phases de construction (2005 – 2042)</i>	11-3
11.2	RISQUES LIÉS AUX TRANSFERTS À L'ASDR	11-3
11.2.1	<i>Manutention et transfert des ballots</i>	11-3
11.2.2	<i>Manutention et transfert des filtres usagés</i>	11-4
11.3	RISQUES LIÉS AUX TRANSFERTS À L'ASSCI	11-4
11.3.1	<i>Chute d'une grappe</i>	11-5
11.3.2	<i>Chute d'un plateau (24 grappes)</i>	11-5
11.3.3	<i>Chute d'un panier (60 grappes)</i>	11-6
11.3.3.1	Chute dans la piscine	11-6
11.3.3.2	Chute dans le bâtiment des services	11-7
11.3.3.3	Chute durant le transfert vers l'ASSCI	11-7
11.3.3.4	Chute à l'ASSCI	11-7
11.3.4	<i>Chute d'un château de transfert du combustible irradié</i>	11-8
11.4	RISQUES LIÉS AUX TRANSFERTS D'EAU LOURDE	11-9
11.5	RISQUES LIÉS AUX TRANSFERTS DES DÉCHETS DE RÉFECTION	11-9
11.5.1	<i>Manutention et transfert d'un contenant de déchets de retubage</i>	11-9
11.5.2	<i>Manutention et transfert d'un contenant de résines usées</i>	11-10
11.5.3	<i>Manutention et transfert d'un contenant de déchets de faible et de moyenne activité</i>	11-11
11.5.4	<i>Manutention et transfert d'un filtre usagé</i>	11-12
11.6	RISQUES PENDANT LE STOCKAGE	11-13
11.6.1	<i>Fuite d'une grappe de combustible irradié</i>	11-13
11.6.2	<i>Fuite d'un contenant de déchets de retubage de haute activité</i>	11-13
11.6.3	<i>Fuite d'un cylindre de stockage des résines usées</i>	11-14
11.6.4	<i>Fuite de la cavité d'une enceinte de type A</i>	11-14
11.6.5	<i>Défectuosité du système de drainage</i>	11-14
11.7	RISQUES ASSOCIÉS AUX ÉVÉNEMENTS NATURELS ET AUX CHANGEMENTS CLIMATIQUES	11-15
11.7.1	<i>Inondation</i>	11-15

11.7.2	<i>Séismes</i>	11-16
11.7.2.1	Distribution de la fréquence.....	11-16
11.7.2.2	Distribution de la magnitude.....	11-16
11.7.2.3	Séismicité du site	11-17
11.7.2.4	Critères de conception sismique	11-18
11.7.2.5	Résistance des structures de stockage.....	11-18
11.7.2.6	Bilan de la vulnérabilité sismique.....	11-19
11.7.3	<i>Vent violent et tornade</i>	11-19
11.7.3.1	Fréquence des tornades.....	11-19
11.7.3.2	Résistance des structures de stockage.....	11-20
11.7.4	<i>Foudre</i>	11-20
11.7.5	<i>Affaissement et glissement de terrain</i>	11-21
11.7.5.1	ASSCI.....	11-21
11.7.5.2	IGDRS.....	11-21
11.7.5.3	ASDR.....	11-21
11.7.5.4	Bilan de la vulnérabilité du sous-sol.....	11-22
11.7.6	<i>Météorites</i>	11-22
11.7.7	<i>Changement des conditions climatiques</i>	11-23
11.8	RISQUES ASSOCIÉS AUX ACTIVITÉS HUMAINES	11-24
11.8.1	<i>Incendie</i>	11-24
11.8.2	<i>Accident de la circulation</i>	11-26
11.8.3	<i>Écrasement d'avion accidentel</i>	11-26
11.8.3.1	Avions légers	11-27
11.8.3.2	Avions lourds.....	11-27
11.8.3.3	Probabilité totale	11-29
11.8.4	<i>Projectiles</i>	11-29
11.8.5	<i>Industries avoisinantes</i>	11-31
12	Évaluation des risques radiologiques	12-1
12.1	ACTIVITÉS DE CONSTRUCTION.....	12-1
12.2	TRANSFERT DES DÉCHETS VERS L'ASDR	12-1
12.2.1	<i>Chute d'un filtre</i>	12-1
12.2.2	<i>Perte de blindage</i>	12-2
12.3	TRANSFERT DU COMBUSTIBLE IRRADIÉ VERS L'ASSCI	12-2
12.3.1	<i>Chute d'une grappe dans la piscine</i>	12-2
12.3.2	<i>Chute d'un plateau de grappes dans la piscine</i>	12-3
12.3.3	<i>Chute d'un panier de combustible irradié</i>	12-3
12.3.4	<i>Chute d'un château de transfert</i>	12-3
12.3.5	<i>Conclusion</i>	12-4
12.4	ACTIVITÉS DE RÉFECTION.....	12-4
12.5	TRANSFERT DES DÉCHETS DE RÉFECTION	12-4
12.5.1	<i>Manutention et transfert des déchets de retubage</i>	12-4
12.5.2	<i>Manutention et transfert des résines usées</i>	12-5
12.5.2.1	Défaillance du contenant.....	12-5
12.5.2.2	Perte de blindage.....	12-6
12.5.2.3	Conclusion	12-6
12.5.3	<i>Manutention et transfert des filtres usagés</i>	12-6
12.5.3.1	<i>Chute d'un filtre</i>	12-6
12.5.3.2	<i>Perte de blindage</i>	12-7
12.5.4	<i>Conclusion</i>	12-7
12.6	IMPACTS POTENTIELS PENDANT LA PÉRIODE DE STOCKAGE.....	12-7
12.6.1	<i>Impact des défaillances à l'ASSCI</i>	12-7
12.6.2	<i>Impacts des défaillances à l'IGDRS</i>	12-8

12.6.2.1	Fuite d'un cylindre de stockage des déchets de retubage	12-8
12.6.2.2	Fuite d'un cylindre d'une ESRU.....	12-9
12.6.2.3	Fuite de la cavité d'une enceinte de type A	12-9
12.7	CATASTROPHES NATURELLES	12-10
12.7.1	<i>Inondation</i>	12-10
12.7.2	<i>Séismes</i>	12-11
12.8	ACTIVITÉS HUMAINES.....	12-11
13	Impacts à long terme	13-1
13.1	REJETS À LA SOURCE	13-1
13.2	ENVIRONNEMENT RADIOLOGIQUE.....	13-1
13.3	IMPACT SUR LES BIOTES	13-3
13.4	IMPACT SUR LA POPULATION	13-3
13.5	IMPACT SUR LES TRAVAILLEURS	13-3
14	Résumé et conclusion	14-1

Annexes

A.	Calcul des limites opérationnelles dérivées (LOD) estimées	A-1
A.1	GÉNÉRALITÉS	A-1
A.2	CALCUL DES LOD ESTIMÉES	A-2
A.3	INVENTAIRE DISPONIBLE POUR LE COMBUSTIBLE IRRADIÉ	A-2
A.4	INVENTAIRE DISPONIBLE POUR LES DÉCHETS DE RETUBAGE	A-2
A.5	INVENTAIRE DISPONIBLE POUR LES RÉSINES USÉES	A-3
A.6	INVENTAIRE DISPONIBLE POUR LES FILTRES USAGÉS.....	A-3
B.	Calcul des doses découlant de rejets ponctuels.....	B-1
B.1	IMPACT POUR LE PUBLIC D'UNE DÉFAILLANCE DES BARRIÈRES DU COMBUSTIBLE IRRADIÉ.....	B-1
B.2	IMPACT POUR LES TRAVAILLEURS D'UNE DÉFAILLANCE DU COMBUSTIBLE IRRADIÉ.....	B-2
B.3	IMPACT POUR LE PUBLIC D'UN DÉVERSEMENT D'EAU LOURDE.....	B-3
B.4	IMPACT POUR LE PUBLIC DE LA DÉFAILLANCE D'UN CONTENANT DE RÉSINES	B-4
B.5	IMPACT SUR LE PUBLIC ET LES BIOTES DE LA COMBUSTION DE DÉCHETS RADIOACTIFS	B-5
B.6	IMPACT POUR LE PUBLIC DE LA CHUTE D'UN FILTRE USAGÉ	B-6
C.	Calculs d'irradiation externe.....	C-1
D.	Critères pour la protection des biotes	D-1
E.	Propriétés des éléments radioactifs importants	E-1

Figures

Figure 4-1:	Méthodologie d'évaluation des risques radiologiques associés au projet....	4-2
Figure 5-1:	Localisation des récepteurs humains.....	5-4
Figure 5-2:	Localisation des biotes terrestres et aquatiques	5-4
Figure 6-1:	Fosses A1 – A12 (quadricellules) [phase 1 ASDR].....	6-4
Figure 6-2:	Fosse de type B [phase 1 ASDR].....	6-5
Figure 6-3:	Fosse de type C [phase 1 ASDR].....	6-5
Figure 6-4:	Fosse A13 [phase 2 ASDR]	6-6
Figure 7-1:	Contenant pour les résines usées.....	7-17
Figure 7-2:	Canal de combustible	7-17

Figure 7-3: Petit contenant cylindrique pour les déchets de retubage de haute activité	7-18
Figure 7-4: Pièces insérées assemblées sur une bobine	7-18
Figure 7-5: Petit contenant pour pièces insérées.....	7-19
Figure 7-6: Grand contenant pour la partie interne des raccords d'extrémité	7-19
Figure 7-7: Boîte en acier de 1,24 m ³ pour les déchets non compactables de faible et de moyenne activité de retubage	7-20
Figure 7-8: Plan d'aménagement proposé de l'IGDRS et de l'ASSCI.....	7-21
Figure 7-9: Silo pour les déchets de retubage de haute activité.....	7-22
Figure 7-10: Enceinte pour les déchets de faible et de moyenne activité (EDFMA) ...	7-23
Figure 7-11: Enceinte de stockage des résines usées (ESRU).....	7-24
Figure 7-12: Enceinte pour les filtres usagés (type A)	7-25
Figure 7-13: Module CANSTOR à l'ASSCI.....	7-26
Figure 7-14: Silo pour le stockage à sec du combustible irradié	7-27
Figure 8-1: Points de contrôle radiologique à l'ASDR.....	8-13
Figure 8-2: Isocontours de tritium atmosphérique (Bq/m ³) attribuable à l'ASDR	8-14
Figure 8-3: Concentration du tritium (Bq/L) dans les eaux souterraines attribuable à l'ASDR	8-15
Figure 8-4: Isocontours de tritium (Bq/L) dans le panache souterrain au sud de l'ASDR... ..	8-15
Figure 8-5: Installations de stockage des déchets radioactifs (SRWMF) de Point Lepreau, Phases I et II.....	8-16
Figure 8-6: Vue aérienne des installations de stockage des déchets radioactifs (WWMF) de Bruce (OPG)	8-16
Figure 8-7: Fosse IC 18 pour le stockage des résines usées à Bruce	8-17
Figure 9-1: Distribution type des températures au début de la période de stockage dans un silo à déchets de retubage	9-21
Figure 9-2: Probabilité de défaillance des grappes en fonction de la température de stockage pendant cent ans et selon trois mécanismes différents	9-22
Figure 9-3: Distribution des températures dans un module CANSTOR et un silo.....	9-23
Figure 10-1: Modélisation des émissions fugitives de tritium dans l'air provenant des EDFMA à l'IGDRS (isocontours en Bq/m ³)	10-13
Figure 10-2: Modélisation des émissions fugitives de tritium dans l'air provenant des ESRU à l'IGDRS (isocontours en Bq/m ³)	10-14
Figure 11-1: Manutention des grappes de combustible irradié dans la piscine de stockage	11-45
Figure 11-2: Panier pour le combustible irradié	11-46
Figure 11-3: Château de transfert du combustible irradié	11-47
Figure 11-4: Failles géologiques dans la région de Gentilly	11-48
Figure 11-5: Historique des séismes dans la vallée du Saint-Laurent	11-49
Figure 11-6: Courbe de risque probabiliste pour les séismes à Gentilly	11-50
Figure 11-7: Probabilité d'impact sur les aires de stockage en fonction de la masse des météorites.....	11-51
Figure 11-8: Trajets utilisés pour le transfert du combustible irradié et des déchets radioactifs	11-52
Figure 11-9: Lignes de contour de la probabilité d'écrasement d'avion lourd sur une surface équivalente à celle des installations de stockage.....	11-53

Figure 11-10: Superficie des aires de stockage par rapport à la superficie couverte par les projectiles de la turbine de la centrale de Gentilly-2. 11-54

Figure 13-1: Émissions de tritium à la cheminée de la centrale de Gentilly 2 depuis sa mise en service..... 13-7

Figure D-1: Quantité de vapeur d'eau dans l'air au point de saturation en fonction de la température ambiante..... D-7

Tableaux

Tableau 3-1: Limites réglementaires de dose pour les expositions de routine 3-5

Tableau 3-2: Limites génériques de dose pour les biotes 3-5

Tableau 3-3: Critères de risque individuel..... 3-5

Tableau 3-4: Critères radiologiques d'acceptabilité des risques du projet 3-6

Tableau 6-1: Éléments et buts du programme de surveillance de l'environnement 6-3

Tableau 7-1: Quantité de filtres usagés..... 7-14

Tableau 7-2: Quantité de barils et métaux 7-14

Tableau 7-3: Quantité de résines usées..... 7-14

Tableau 7-4: Chaleur initiale dégagée par les résines..... 7-15

Tableau 7-5: Chaleur dégagée par les contenants de déchets de retubage 7-15

Tableau 7-6: Contenants pour le stockage des déchets de haute activité 7-15

Tableau 7-7: Quantité de résines usées de décontamination 7-16

Tableau 7-8: Filtres et dépôts solides de décontamination 7-16

Tableau 7-9: Contenants pour les déchets non compactables de faible et de moyenne activité..... 7-16

Tableau 7-10: Quantité de déchets compactables de réfection..... 7-16

Tableau 8-1: Impact des concentrations en tritium autour de l'ASDR..... 8-12

Tableau 8-2: Émissions estimées en carbone-14 pour les différentes installations souterraines à Bruce (1998 – 2002)..... 8-12

Tableau 9-1: Exigences pour le dimensionnement des structures de stockage 9-15

Tableau 9-2: Activité attendue du principal émetteur gamma dans les diverses résines..... 9-15

Tableau 9-3: Débits de dose pour les résines placées dans un château de plomb 9-16

Tableau 9-4: Débits de dose pour les résines placées dans une ESRU..... 9-16

Tableau 9-5: Activité initiale pour certains radionucléides sur les résines stockées à l'IGDRS 9-17

Tableau 9-6: Émissions potentielles en situation normale de tous les contenants de résine prévus à l'IGDRS 9-19

Tableau 9-7: Estimation de l'activité et du taux de rejet des déchets destinés aux EDFMA 9-19

Tableau 9-8: Estimation des rejets anticipés pour les EDFMA..... 9-19

Tableau 9-9: Estimation de l'activité contenue dans les filtres usagés..... 9-20

Tableau 9-10: Débits de dose dus à l'irradiation externe à l'ASSCI 9-20

Tableau 9-11: Estimation des rejets atmosphériques provenant de l'ASDR..... 9-20

Tableau 10-1: Matrice d'identification des impacts radiologiques potentiels sur les composantes du milieu récepteur..... 10-8

Tableau 10-2: Doses collectives estimées pour les travailleurs affectés à la construction des installations proposées.....	10-9
Tableau 10-3: Estimation des doses collectives pour le transfert des matières radioactives	10-10
Tableau 10-4: Estimation des doses collectives pour les principales activités de réfection.	10-12
Tableau 11-1: Grille de détermination des risques radiologiques	11-33
Tableau 11-2: Cote de récurrence des crues au site de Gentilly	11-37
Tableau 11-3: Accélération associées aux critères de conception sismique	11-37
Tableau 11-4: Limites de conception sismique des installations de stockage	11-37
Tableau 11-5: Échelle Fujita de force des tornades	11-38
Tableau 11-6: Stabilité des modules pour un vent de 491 km/h.....	11-38
Tableau 11-7: Nombre d'avions survolant la région de la centrale de Gentilly 2	11-38
Tableau 11-8: Paramètres pour la probabilité d'écrasement des avions en transit	11-39
Tableau 11-9: Paramètres pour le calcul des probabilités d'impact de projectiles.....	11-39
Tableau 11-10: Risques majeurs associés au PIPB avec des conséquences potentielles à l'extérieur de la propriété des entreprises.....	11-40
Tableau 11-11: Matrice des impacts potentiels du projet en situation d'accident ou de catastrophe naturelle	11-41
Tableau 13-1: Estimation des rejets atmosphériques annuels des différentes sources sur le site du complexe nucléaire de Gentilly.....	13-5
Tableau 13-2: Concentrations attendues de tritium pour l'exposition des biotes terrestres et aquatiques; et seuil de concentration sans effet observé.....	13-5
Tableau 13-3: Doses annuelles estimées à l'individu critique de la population à partir des émissions atmosphériques	13-6
Tableau 13-4: Doses collectives aux travailleurs de la centrale de Gentilly 2	13-6
Tableau 14-1: Bilan de l'identification des impacts potentiels en suivant la méthodologie proposée.....	14-2
Tableau A-1: Limites opérationnelles dérivées pour une fuite chronique et l'inventaire libre pour les isotopes volatils du combustible irradié de six ans.....	A-4
Tableau A-2: LOD liquides et inventaire total d'une grappe de six ans.....	A-5
Tableau A-3: Inventaire moyen des déchets de retubage de haute activité et LOD estimées pour les rejets liquides à l'IGDRS	A-6
Tableau A-4: Émissions fugitives estimées en situation normale pour toutes les ERSU prévues à l'IGDRS.....	A-6
Tableau A-5: Rejets atmosphériques en cas de défaillance d'une cavité de stockage d'une ERSU contenant des résines de purification du modérateur	A-6
Tableau A-6: Concentration dans l'air en cas de défaillance d'une cavité de stockage des résines de purification du modérateur.....	A-7
Tableau A-7: Activité et LOD estimées pour les rejets atmosphériques en cas de défaillance d'un cylindre de stockage des filtres usagés	A-7
Tableau A-8: Concentration dans l'air en cas de défaillance d'un cylindre de stockage des filtres usagés	A-7
Tableau B-1: Fraction libre de l'inventaire total d'une grappe pour un bris de gaine en conditions sèches	B-8
Tableau B-2: Rejets accidentels en cas du bris d'une grappe	B-8

Tableau B-3: Dose efficace (Sv) à la limite de la zone d'exclusion pour une relâche instantanée de l'inventaire libre	B-8
Tableau B-4: Dose à l'individu critique pour la défaillance d'un contenant de résines ..	B-9
Tableau B-5: Activité par unité de volume dans les déchets	B-9
Tableau B-6: Dose pour l'exposition à la fumée d'un incendie des déchets radioactifs ..	B-9
Tableau B-7: Contamination résiduelle au sol suite à l'incendie d'un ballot de déchets compactables de réfection.....	B-10
Tableau B-8: Activité libérée par la chute d'un filtre usagé.....	B-10
Tableau B-9: Impact de la chute d'un filtre usagé pour les effluents liquides	B-10
Tableau C-1: Calcul des débits de dose pour les contenants à déchets de retubage.....	C-2
Tableau C-2: Calcul des débits de dose pour le panier de combustible irradié de six ans ..	C-2
Tableau C-3: Calcul des débits de dose pour les contenants de résines usées.....	C-3
Tableau D-1: Paramètres utilisés pour le calcul des seuils génériques de concentration	D-4
Tableau D-2: Facteurs de conversion de dose et de bioaccumulation par masse de biote humide	D-5
Tableau D-3: Facteur de conversion de dose pour l'immersion dans l'air	D-6
Tableau D-4: Seuils génériques de concentration sans effet pour les biotes	D-6

1. Introduction

Hydro-Québec envisage l'implantation d'une nouvelle installation de gestion des déchets radioactifs solides (IGDRS) sur le site de Gentilly. Cette nouvelle aire sera dédiée aux déchets radioactifs solides produits par l'exploitation de la centrale jusqu'en 2013, et advenant sa réfection, aux déchets découlant des travaux de retubage et de la poursuite de l'exploitation de la centrale jusqu'à l'horizon 2035. Le projet considère également l'augmentation de la capacité de l'aire de stockage à sec du combustible irradié (ASSCI) afin de répondre aux besoins de stockage du combustible irradié généré jusqu'à l'horizon 2035. L'exploitation de l'aire de stockage des déchets radioactifs (ASDR) jusqu'à son démantèlement vers les années 2050 est également considérée.

Tous les travaux liés à l'implantation, à l'exploitation et au déclassement de ces aires de stockage sont sujets aux réglementations fédérale et provinciale qui requièrent une analyse des risques associés au projet.

Cette étude sectorielle servira de base à la révision du rapport de sûreté et à la rédaction de l'étude d'impact sur l'environnement du projet.

2. But et portée de l'étude

Le but de la présente étude est d'identifier les risques radiologiques qui pourraient être associés au projet. La CCSN considère que les éléments suivants font partie du projet [1] :

- les activités de réfection qui produisent des déchets radioactifs qui seront stockés dans les installations proposées;
- la construction des installations de stockage proposées;
- le transfert des déchets entre les bâtiments de production et les aires de stockage;
- l'exploitation de l'ASDR existante jusqu'à la fin de sa vie utile;
- l'exploitation de l'ASSCI existante et de son agrandissement;
- l'exploitation de l'IGDRS proposée.

Toutes les activités et les événements associés au projet, qu'ils surviennent de façon routinière, planifiée, ou qu'ils soient causés par des défaillances ou accidents, doivent être considérés. On doit aussi évaluer les impacts que pourrait avoir la nature sur le projet. Les changements climatiques en sont un exemple. L'impact sur les humains, les biotes et le milieu physique doit être évalué.

Le ministère de l'Environnement du Québec (MENV) [2] spécifie que *l'étude d'impact prend en compte l'ensemble des composantes des milieux naturel et humain susceptibles d'être affectés par le projet. C'est un instrument (...) qui aide l'initiateur à concevoir un projet plus soucieux du milieu récepteur, sans remettre en jeu sa faisabilité technique et économique.*

L'Agence canadienne d'évaluation environnementale (ACÉÉ) [3] stipule que le but de l'évaluation environnementale est de répondre à la question : *Le projet est-il susceptible de causer des effets environnementaux négatifs importants? Seuls les effets environnementaux qui sont à la fois probables et négatifs peuvent entrer en ligne de compte dans la détermination de l'importance.*

La méthodologie proposée pour l'évaluation environnementale du projet de modification des installations de stockage des déchets radioactifs et de réfection de la centrale nucléaire de Gentilly-2 mentionne que pour chacune des activités associées au projet, l'évaluation doit examiner *les défaillances, accidents et événements non-planifiés qui sont crédibles* [4]. En particulier, les lignes directrices préparées par la CCSN stipulent que l'analyse des défaillances et accidents devra couvrir :

- *l'identification et l'explication de tout accident ou déversement antérieur à l'ASDR et à l'ASSCI, dans la mesure où il existe un lien avec l'évaluation en cours;*
- *une description des défaillances et des accidents particuliers et importants qui pourraient raisonnablement survenir à nouveau pendant la durée de service de l'ASDR, de l'IGDRS et l'ASSCI, y compris une explication de la façon dont ces événements ont été répertoriés pour les besoins de l'évaluation environnementale en cours;*

- *une description de la source, de la quantité, du mécanisme de libération, de la teneur, de la forme et des caractéristiques des contaminants et des autres matières (physiques, chimiques et radiologiques) susceptibles de se retrouver dans l'environnement en cas de défaillance ou d'accident;*
- *une description des mesures d'urgence, de nettoyage ou de correction requises pendant ou immédiatement après les défaillances et les accidents évoqués.*

Bien que ces documents suggèrent que tous les événements qui pourraient raisonnablement survenir doivent être examinés, il n'existe pas de définition précise de ce qui constitue un événement crédible. La fréquence qui correspond à une probabilité raisonnable n'est pas définie. Le choix des scénarios d'exposition qui seront inclus ou exclus de l'analyse sera donc basé sur les pratiques dans l'industrie lors de projets semblables [5].

D'un point de vue pratique, l'analyse des risques radiologiques servira à bonifier le projet en atténuant les impacts résiduels. Dans ce contexte, la réduction des impacts peut se faire à divers niveaux :

1. Pour les expositions de routine, la réduction des risques peut se faire en améliorant les pratiques et procédures d'exploitation.
2. Pour les expositions accidentelles causées par la défaillance aléatoire des équipements ou par des événements accidentels, on diminue les risques en améliorant la conception des équipements ou en contrôlant les événements initiateurs.

C'est sur cette base que l'analyse inclut aussi bien des défaillances aléatoires que des événements accidentels.

-
- [1] Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN). Août 2003. *Lignes directrices sur l'évaluation environnementale (portée du projet et de l'évaluation) aux installations de stockage des déchets radioactifs de la centrale nucléaire de Gentilly-2 proposé par Hydro-Québec*. 18 p.
- [2] Ministère de l'Environnement du Québec (MENQ). 1997. *Directive pour la réalisation d'une étude d'impact sur l'environnement d'un projet industriel*. Direction des évaluations environnementales, mise à jour décembre 2000. http://www.menv.gouv.qc.ca/evaluations/guide_realisation/index.htm
- [3] Agence canadienne d'évaluation environnementale (ACEE). 2002. *Déterminer la probabilité des effets environnementaux négatifs importants d'un projet*. Guide de référence. Agence canadienne d'évaluation environnementale. Site Internet : <http://www.acee-ceaa.gc.ca/0011/0001/0008/guide3f.htm>
- [4] International Safety Research (ISR). Mai 2003. *Méthodologie d'analyse des risques radiologiques*. Rapport réalisé pour Hydro-Québec Production dans le cadre de l'avant-projet « Modification des installations de stockage des déchets radioactifs et réfection de la centrale nucléaire de Gentilly-2 ». G2-APR-3-01080-RAPP-015 (ISR-TN-1115-3), version 3.5. 11 p.
- [5] Science Application International Corporation (SAIC) Canada. Octobre 1993. *Projet de stockage à sec de combustible irradié de la centrale Gentily-2*. Analyse des risques 93/13. 98p.

3 Critères radiologiques d'acceptabilité du projet

Le projet de modification des installations de stockage des déchets radioactifs et de réfection de la centrale nucléaire de Gentilly-2 est soumis à la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* (LCÉE) [1] en plus de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN) [2]. Pour ce projet, la *Commission canadienne de sûreté nucléaire* (CCSN) a le statut d'autorité responsable pour l'application de ces lois. De plus, une étude d'impact sur l'environnement doit être soumise par Hydro-Québec Production en vertu de la *Loi sur la qualité de l'environnement* (LQE) du Québec. Ces lois définissent les critères d'acceptabilité des impacts du projet.

Les *lignes directrices* [3] de la CCSN mentionnent que le champ d'étude comprend toutes les composantes pertinentes de l'environnement et tous les aspects de l'environnement naturel et humain. Dans ce contexte, des critères radiologiques d'acceptabilité s'appliqueront aussi bien aux humains qu'aux biotes.

3.1 Limites de dose

3.1.1 Humains

Dans le cas des humains, les limites de dose sont établies dans le *Règlement sur la radioprotection* [4]. Ces limites sont différentes pour les travailleurs du secteur nucléaire (TSN) et pour les membres du public (voir le Tableau 3-1). Elles s'appliquent aux expositions chroniques, soit en exploitation normale. Les critères pour les expositions associées aux défaillances et accidents sont examinés à la section 3.3.2.

Les limites de dose efficace ont pour but de minimiser le risque d'effets stochastiques ; cancers, maladies graves et effets génétiques. Les limites de dose équivalente visent à éviter les effets déterministes pour des expositions localisées aux organes cibles.

3.1.2 Biotes

L'effet d'expositions aux rayonnements sur les biotes est analysé pour les espèces identifiées comme composantes valorisées de l'écosystème (CVÉ). Les CVÉ sont présentées au Tableau 5-1 de l'étude d'impact sur l'environnement [5].

Dans le cas des biotes, la CCSN recommande les limites génériques de dose présentées au Tableau 3-2 [6]. Ces limites s'appliquent aux expositions chroniques, étalées uniformément dans le temps.

3.2 Définition du risque

Le concept de risque est utile lorsqu'on doit évaluer l'impact d'expositions occasionnelles telles que celles associées aux défaillances et accidents. Afin de quantifier le risque associé aux expositions radiologiques, la Commission internationale de protection radiologique (CIPR) [7] utilise la définition suivante du risque :

$$\text{Risque} = \text{conséquences de l'exposition} \times \text{probabilité d'exposition} \quad (3.1)$$

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 :

$$\text{Risque} = \text{probabilité d'effets stochastiques par unité de dose} \times \text{dose pour le scénario d'exposition} \times \text{probabilité d'exposition} \quad (3.2)$$

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 réglementaires de dose pour les expositions de routine et le risque sur la santé des humains. Dans ce cas, les limites de dose du Tableau 3-1 peuvent être utilisées afin de définir les critères de risque. La CIPR a déterminé que la probabilité d'effets stochastiques par unité dose (facteur de risque) est de 8×10^{-2} effets sur la santé des humains / Sv [7]. En arrondissant le facteur de risque à 1×10^{-1} effets sur la santé / Sv, on obtient des critères de risque individuel équivalents aux limites de dose pour les humains (voir le Tableau 3-3).

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'ACÉE [8].

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. L'impact de tous les événements doit ainsi être comparé aux critères de risque individuel.

3.3 Critères d'acceptabilité

3.3.1 Expositions en situation normale

Les critères d'acceptabilité pour les expositions de routine des humains sont les limites de dose contenues dans le *Règlement sur la radioprotection* [4]. Dans le cas des biotes, ce sont les limites génériques de dose recommandées par la CCSN (voir le Tableau 3-2). Afin de simplifier l'évaluation des risques pour les biotes, ces limites de dose ont été utilisées de façon à calculer des seuils de concentration sans effet observé. Le détail des calculs est présenté à l'annexe D. Lorsque la concentration mesurée ou calculée pour le biote, l'eau ou l'air est inférieure au seuil de concentration, les biotes ne recevront pas une dose supérieure aux limites génériques de dose.

3.3.2 Expositions en situation d'accident (expositions occasionnelles)

Des expositions occasionnelles peuvent survenir à la suite de défaillances, d'accidents ou d'événements naturels.

Pour les expositions occasionnelles des humains, le critère fondamental d'acceptabilité est une limite sur le risque individuel. Il est toutefois permis de choisir des critères plus contraignants (risque moins élevé), qui sont plus faciles à analyser. Ainsi, la gestion des risques peut se faire en diminuant la probabilité, les conséquences, ou les deux facteurs à la fois.

D'autres considérations permettent de simplifier l'analyse. Ainsi, certains événements qui conduisent à une exposition accidentelle ont un impact faible; c'est-à-dire que les conséquences de l'exposition accidentelle ne dépassent pas les limites de dose pour les expositions de routine. Pour ces accidents, le critère de risque est facilement satisfait, peu importe la probabilité de l'événement.

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 $10^{-6}/a$ sont considérés crédibles et sont sujets au critère de risque. Ceux dont la probabilité est inférieure à $10^{-6}/a$ sont considérés non crédibles et ne sont pas analysés.

L'une ou l'autre des approches suivantes est utilisée pour l'analyse des risques radiologiques :

1. S'il est possible de démontrer que les conséquences associées à un événement ne dépassent pas la limite annuelle de dose, le critère d'acceptabilité du risque est automatiquement satisfait.
2. Pour les événements occasionnels dont la probabilité est supérieure à $10^{-6}/a$, et qui dépassent la limite de dose annuelle, il faudra vérifier que le risque est inférieur à la limite de risque individuel.
3. S'il est possible de démontrer que la probabilité d'un événement est inférieure à $10^{-6}/a$, il ne sera pas sujet au critère de risque.

Dans le cas des biotes affectés par une exposition accidentelle, le critère retenu est la survie de la population à l'extérieur de la zone touchée.

3.3.3 Résumé

En résumé, les impacts radiologiques du 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 3-4.

On note que pour les humains, les critères (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.

Tableau 3-1: Limites réglementaires de dose pour les expositions de routine

Personne	Limite
Travailleurs du secteur nucléaire	Limites de dose efficace 0,05 Sv/1 a 0,1 Sv/5 a
	Limite de dose équivalente <ul style="list-style-type: none"> • au cristallin 0,15 Sv/a • à la peau 0,5 Sv/a • aux mains et pieds 0,5 Sv/a
Public	Limite de dose efficace 0,001 Sv/a
	Limite de dose équivalente <ul style="list-style-type: none"> • au cristallin 0,015 Sv/a • à la peau 0,05 Sv/a • aux mains et pieds 0,05 Sv/a

Tableau 3-2: Limites génériques de dose pour les biotes

Biotes	Limite de dose annuelle (Gy/a)
Plantes	
Terrestres	1
Aquatiques	1
Animaux	
Terrestres	1
Poissons	0,2
Invertébrés	
Terrestres	2
Aquatiques	2

Tableau 3-3: Critères de risque individuel

Personne	Limite de dose	Critères de risque individuel équivalent
TSN	0,1 Sv/5 ans	2×10^{-3} effets sur la santé / a
Public	0,001 Sv/a	1×10^{-4} effets sur la santé / a

Tableau 3-4: Critères radiologiques d'acceptabilité des risques du projet

Récepteur	Situation normale	Défaillances et accidents
Humains		
Travailleurs du secteur nucléaire	Limites de dose efficace 0,05 Sv/1 a 0,1 Sv/5 ans	Risque individuel équivalent à 0,002 effets/a
	Limite de dose équivalente au cristallin 0,15 Sv/a à la peau 0,5 Sv/a aux mains et pieds 0,5 Sv/a	ou Dose efficace 0,02 Sv ou Probabilité < 10 ⁻⁶ / a
Public	Limite de dose efficace 0,001 Sv/a	Risque individuel équivalent à 0,0001 effets/a
	Limite de dose équivalente au cristallin 0,015 Sv/a à la peau 0,05 Sv/a aux mains et pieds 0,05 Sv/a	ou Dose efficace 0,001 Sv ou Probabilité < 10 ⁻⁶ / a
Biotes		
Terrestre Plantes Animaux Invertébrés	Limite de dose absorbée 1 Gy / a 1 Gy / a 2 Gy / a ou Seuils de concentration sans effet (annexe D)	Survie de la population à l'extérieur de la zone affectée
Aquatique Plantes Poissons Invertébrés	Limite de dose absorbée 1 Gy/a 0,2 Gy/a 2 Gy/a ou Seuils de concentration sans effet (annexe D)	Survie de la population à l'extérieur de la zone affectée

-
- [1] Canada. 1992. *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale*. L.C. 1992, c. 37 (LCEE-1). 20 p.
- [2] Canada. 1997. *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*. Chapitre 9. Ministère de la Justice <http://lois.justice.gc.ca/fr/N-28.3/>. Pagination multiple.
- [3] Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN). Août 2003. *Lignes directrices sur l'évaluation environnementale (portée du projet et de l'évaluation) aux installations de stockage des déchets radioactifs de la centrale nucléaire de Gentilly-2 proposé par Hydro-Québec*. 18 p.
- [4] Canada. Mai 2000. *Règlement sur la radioprotection*. DORS/2000-203. Ottawa. Gazette du Canada. 21 juin 2000. Partie II, volume 134, n° 13, p. 1170-1183.
- [5] Hydro-Québec Production. Décembre 2003. *Modification des installations de stockage des déchets radioactifs et réfection de la centrale nucléaire de Gentilly-2*. Étude d'impact sur l'environnement. Volume 1, 2 et annexes.
- [6] Bird G.A. et P.A. Thompson, C.R. Macdonald, S.C. Sheppard. July 2001. *Ecological Risk assessment approach for the regulatory assessment of the effects of radionuclides released from nuclear facilities*, Third International Symposium on Protection of the Environment from Ionizing Radiation, Darwin, Australia. 9 p.
- [7] International Commission of Radiological Protection (ICRP). 1991. *Recommendations of the International Commission of Radiological Protection*. ICPR Publication 60. Annals of the ICRP 21(1-3), Pergamon Press, Oxford.
- [8] Agence canadienne d'évaluation environnementale (ACEE). 2002. *Déterminer la probabilité des effets environnementaux négatifs importants d'un projet*. Guide de référence. Agence canadienne d'évaluation environnementale. Site Internet : <http://www.acee-ceaa.gc.ca/0011/0001/0008/guide3f.htm>. Pagination multiple.

4. Méthodologie d'identification des impacts radiologiques

La méthodologie pour l'identification des impacts radiologiques du projet est représentée sous forme du logigramme à la Figure 4-1 et la description de ces étapes est présentée ci-dessous.

Les deux premières étapes sont documentées dans les chapitres 6 à 9 du présent rapport. Le tri, l'évaluation et la vérification des critères d'acceptabilité se font dans les chapitres 10 à 12. Les résultats de ces étapes sont résumés dans l'étude d'impact sur l'environnement [1] et les mesures d'atténuation appropriées y sont présentées.

1. **Identification des activités et événements** : On détermine les activités, événements et composants qui peuvent affecter les milieux naturel et humain :
 - durant les travaux de construction des installations de stockage projetées;
 - durant les travaux de réfection qui génèrent des déchets radioactifs;
 - durant l'exploitation normale des aires de stockage;
 - et en cas de défaillances ou d'accidents.
2. **Identification des interactions** : Tous les impacts potentiels sur les humains et l'environnement qui sont causés par des activités et événements potentiels liés au projet sont considérés.
3. **Tri préliminaire des interactions** : Toutes ces interactions sont ensuite examinées individuellement en fonction de leur intensité, étendue, durée et réversibilité [2].
 - 3.1 S'il est démontré que la probabilité d'un événement est plus faible que $10^{-6}/a$, on considère alors que l'événement est non crédible;
 - 3.2 S'il est démontré que l'impact d'une interaction sur les humains ou l'environnement n'est pas détectable ou mesurable, l'interaction est négligée.
4. **Évaluation des impacts du projet** : Toutes les interactions qui n'ont pas été éliminées à l'étape précédente sont ensuite examinées.
 - 4.1 Pour les activités qui génèrent un impact chronique en situation normale, les critères d'acceptabilité du tableau 3-4 sont utilisés;
 - 4.2 Pour les cas de défaillances et accidents, les conséquences estimées sont d'abord comparées aux critères d'acceptabilité pour une situation normale. Si les limites annuelles de dose pour les travailleurs et le public ne sont pas dépassées, l'événement satisfait les critères d'acceptabilité.
 - 4.3 Lorsque les conséquences d'un événement dépassent les limites annuelles de dose, la probabilité de l'événement est estimée et le risque pour les humains et les biotes est comparé aux critères de risque (voir la dernière colonne du tableau 3-4).
5. **Évaluation des mesures d'atténuation**

Lorsque les impacts excèdent les critères d'acceptabilité, les mesures d'atténuation sont ensuite considérées pour la gestion de ces risques radiologiques.

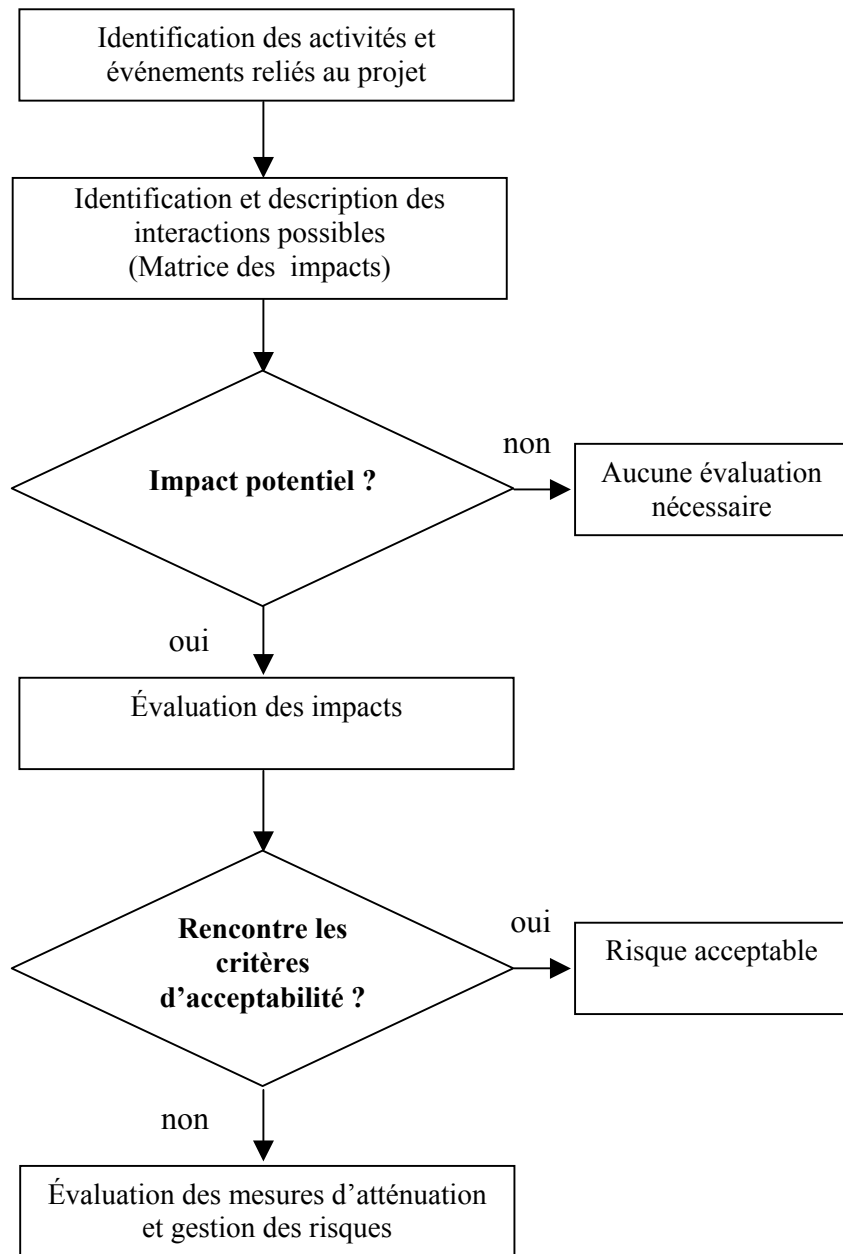


Figure 4-1: Méthodologie d'évaluation des risques radiologiques associés au projet

-
- [1] Hydro-Québec Production. Décembre 2003. *Modification des installations de stockage des déchets radioactifs et réfection de la centrale nucléaire de Gentilly-2*. Étude d'impact sur l'environnement. Volume 1, 2 et annexes. Pagination multiple.
- [2] Agence canadienne d'évaluation environnementale (ACEE). 2002. *Déterminer la probabilité des effets environnementaux négatifs importants d'un projet*. Guide de référence. Agence canadienne d'évaluation environnementale.
Site Internet : <http://www.acee-ceaa.gc.ca/0011/0001/0008/guide3f.htm>. Pagination multiple.

5 Description des récepteurs environnementaux

Les récepteurs qui sont ciblés pour les besoins de l'analyse des risques radiologiques se subdivisent en deux classes, soit les biotes et les humains.

Les récepteurs humains sont regroupés en deux grandes classes, soit les travailleurs et la population. Certains travailleurs seront à proximité des installations nucléaires ou auront à effectuer les transferts des matières radioactives et à exploiter les aires de stockage.

En prévision de l'évaluation des impacts sur la population, on procédera à l'identification de «groupes critiques» qui recevront, de par les hypothèses choisies, les plus importants impacts radiologiques liés au projet.

Le site de Gentilly contient plusieurs habitats naturels. Les espèces sont inventoriées dans l'étude « *Inventaire des espèces fauniques et floristiques du complexe nucléaire de Gentilly* » [1]. Dans le cadre du projet, on a sélectionné des composantes valorisées de l'écosystème (CVÉ) sur la base de leur protection légale, de leur importance écologique, de leur sensibilité, de leur importance économique et sociale ou de leur attrait esthétique [2]. Pour les fins de l'analyse des risques radiologiques, ces espèces sont représentées par des biotes génériques terrestres et aquatiques.

5.1 Travailleurs

Dans le contexte de l'analyse des risques radiologiques, les travailleurs sont les personnes sur le site de Gentilly. On suppose que ces personnes sont exposées durant un maximum de 2000 heures par année.

Certains travailleurs sont affectés aux opérations de gestion des déchets radioactifs. Ces personnes sont des travailleurs du secteur nucléaire (TSN) et sont exposées aux risques radiologiques lors des activités d'exploitation de l'ASDR, de l'ASSCI et de l'IGDRS.

Les travailleurs qui seront affectés aux travaux de construction à l'IGDRS et à l'ASSCI n'auront pas *a priori* le statut de TSN. L'exposition qu'ils recevront est également évaluée.

5.2 Public

Les installations nucléaires du site de Gentilly sont situées à l'intérieur d'une zone d'exclusion. La limite de cette zone d'exclusion est à 900 m du bâtiment du réacteur. La résidence la plus proche est située à 1,2 km de la centrale.

Pour les rejets chroniques associés aux activités de gestion des déchets, un rapport technique [3] a identifié trois groupes critiques, c'est-à-dire des personnes qui seront

potentiellement les plus exposées aux rejets de la centrale et des aires de stockage des déchets radioactifs. Leurs positions sont présentées à la Figure 5-1.

- Pour les rejets atmosphériques en provenance de l'IGDRS ou de la cheminée de la centrale de Gentilly-2, les voies d'exposition des radionucléides sont suffisamment différentes pour qu'il soit nécessaire de considérer deux groupes distincts :
 - Les résidants de la ferme sud, située à environ 1,2 km de la cheminée de la centrale de Gentilly-2;
 - Les travailleurs de la centrale de Bécancour, située à l'intérieur du site de Gentilly.
- Pour les rejets liquides en provenance de la centrale de Gentilly-2, le groupe critique réside dans la municipalité de Bécancour et consomme les produits de la chasse et la pêche. On émet l'hypothèse que les poissons proviennent du canal de rejet et que le gibier s'abreuve à 3 km en aval de la centrale. De plus, les membres de ce groupe se baignent dans le canal de rejet vingt jours par année.

Dans le cas des rejets accidentels, on suppose des distances plus restrictives puisque le récepteur est situé à la limite de la zone d'exclusion.

- Pour les rejets atmosphériques en provenance de la cheminée de la centrale de Gentilly-2, le groupe critique est situé sous le vent, à une distance de 900 m.
- Pour les émissions atmosphériques en provenance de l'IGDRS, de l'ASSCI ou de l'ASDR, l'individu critique est situé sous le vent, à une distance de 420 m à l'ouest du site.
- Pour les rejets liquides qui se déversent dans le canal de rejet, l'individu critique est un travailleur de la centrale de Bécancour qui consomme 2 litres d'eau potable provenant du complexe nucléaire de Gentilly.

5.3 Biotés terrestres

Les biotes génériques représentent tous les biotes présents dans la zone d'étude. Les biotes terrestres – animal, flore et invertébré – sont placés à l'ouest de l'IGDRS, juste à coté de la digue (Figure 5-2). On considère qu'à cet endroit, ils peuvent être les plus exposés et que les effets nuisibles éventuels y seront les plus grands.

5.4 Biotés aquatiques

Le milieu aquatique le plus près des installations proposées est la *rivière aux Joncs*, située à l'ouest de l'IGDRS. Il y a aussi le fleuve Saint-Laurent, ses rives et le canal de rejet de la centrale qui s'y déverse. Les mêmes types de biotes – animal, flore et invertébré – ont été retenus comme représentants des espèces aquatiques.

Les biotes aquatiques les plus exposés aux rejets atmosphériques qui se déposent dans les eaux de surface sont ceux qui vivent dans la *rivière aux Joncs*. On suppose que l'exposition aux rejets liquides de l'IGDRS est maximale dans le canal de rejet où les eaux de la station de contrôle et d'échantillonnage se déversent (voir la Figure 5-2).

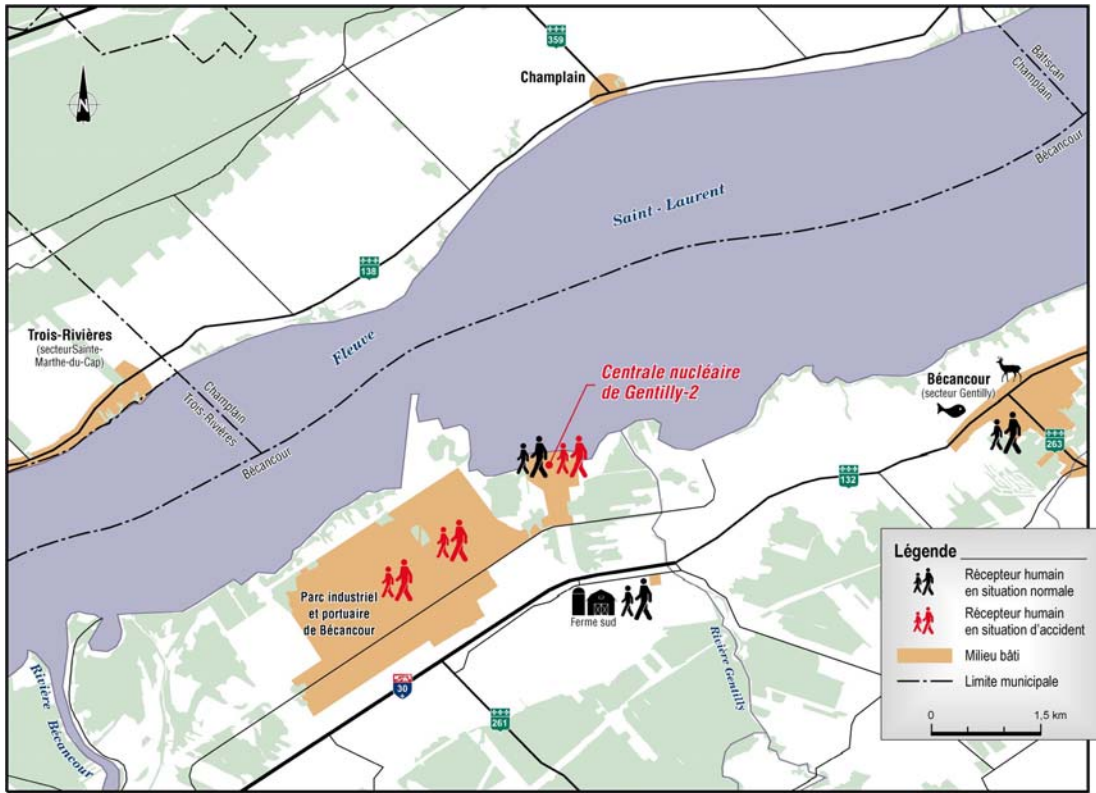


Figure 5-1 : Localisation des récepteurs humains

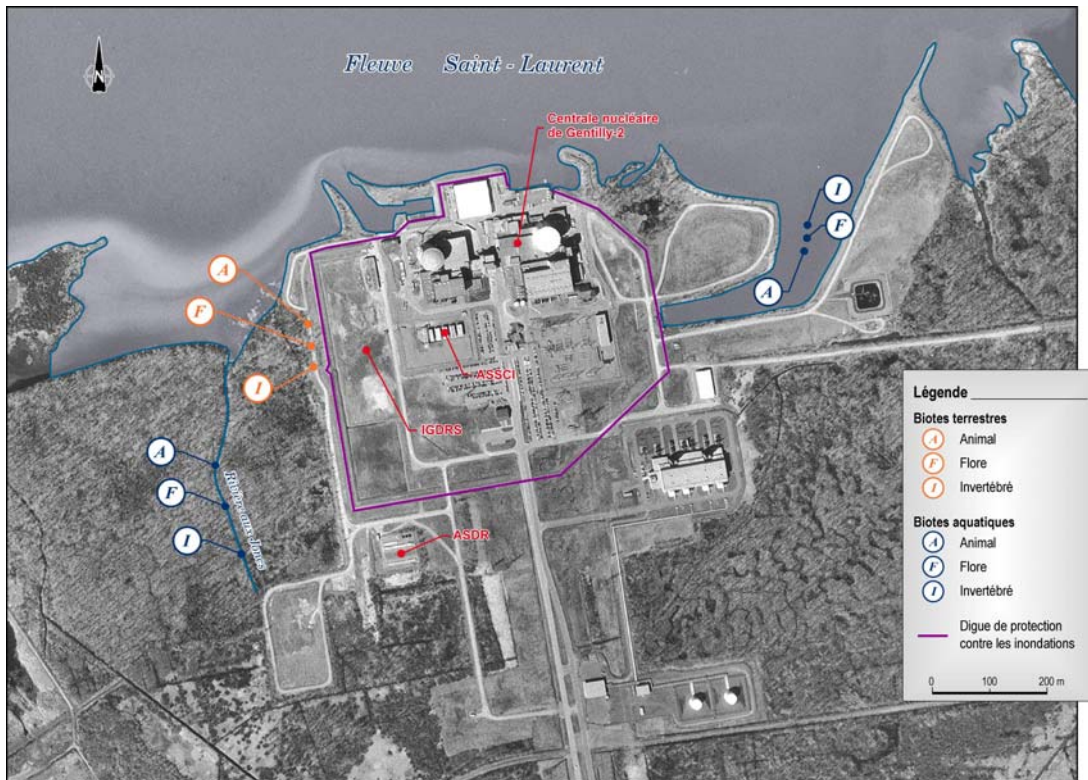


Figure 5-2 : Localisation des biotes terrestres et aquatiques

- [1] Nove Environnement inc. Mars 2003. *Modification des installations de stockage des déchets radioactifs et réfection de la centrale nucléaire de Gentilly-2. Inventaire des espèces fauniques et floristiques du complexe nucléaire de Gentilly.* Étude sectorielle G2-APR-3-01080-RAPP-003. 43 p. et annexes.
- [2] Hydro-Québec Production. Décembre 2003. *Modification des installations de stockage des déchets radioactifs et réfection de la centrale nucléaire de Gentilly-2.* Étude d'impact sur l'environnement. Volume 1, 2 et annexes. Pagination multiple.
- [3] International Safety Research (ISR). 2004. *Calcul des limites opérationnelles dérivées.* Rapport technique G2-RT-00518-30. Rapport réalisé pour Hydro-Québec Production (en préparation).

6 Description des installations existantes

Les installations existantes du complexe nucléaire de Gentilly comportent deux centrales nucléaires, une centrale thermique, une aire de stockage à sec du combustible irradié (ASSCI) et une aire de stockage des déchets radioactifs (ASDR). Les sections qui suivent décrivent l'ASSCI et l'ASDR.

6.1 Aire de stockage à sec du combustible irradié (ASSCI)

L'aire de stockage à sec du combustible irradié (ASSCI) a été construite en 1995. Elle compte présentement 5 modules de type CANSTOR. Telle qu'initialement conçue, elle est autorisée à recevoir 16 modules. Le présent projet vise à augmenter la capacité de stockage à 20 modules.

Chaque module comprend une structure de béton, qui agit comme blindage radiologique, et contient vingt cylindres d'aciers scellés par un couvercle. Dix paniers en acier inoxydable scellés sont placés dans un cylindre et chaque panier contient 60 grappes de combustible irradié. Au total, un module peut contenir 12 000 grappes de combustible irradié.

6.2 Aire de stockage des déchets radioactifs (ASDR)

L'aire de stockage des déchets radioactifs (ASDR) a été aménagée en deux phases. La phase 1, construite dans les années 1970, visait à combler les besoins de stockage des déchets découlant de l'exploitation de la centrale de Gentilly-1 (G1). Ces déchets, appartenant à EACL, ont depuis été transférés dans les bâtiments de G1 ou transportés à Chalk River, en Ontario.

La phase 1 comporte trois types de fosses. Les fosses de type A ou quadricellules sont destinées à recevoir des déchets de haute activité qui ont un débit de dose de 0,2 Sv/h et plus à un mètre de distance (ex. : filtres usagés). Il y a douze cellules de type A (A1 à A12) qui sont situées au coin nord-est de l'ASDR (voir la Figure 6-1).

Les fosses de type B sont composées de quatre cellules et elles sont présentées à la Figure 6-2. Elles peuvent recevoir des matériaux solides qui ont un débit de dose variant entre 0,002 Sv/h et 0,2 Sv/h, à un mètre de distance. L'ASDR comporte deux fosses de type B, soit huit cellules (B1 à B8). Ces fosses ne contiennent que des déchets de faible activité et sont recouvertes d'un couvercle de béton armé.

Les fosses de type C (voir la Figure 6-3) sont conçues pour l'entreposage des déchets de faible activité qui ont un débit de dose inférieur à 0,002 Sv/h à un mètre. Elles ont les mêmes dimensions extérieures que les fosses de type B. Elles sont divisées en deux

cellules au lieu de quatre. La phase 1 de l'ASDR comprend quatre fosses de type C, soit huit cellules (C1 à C8).

La phase 2 de l'ASDR a été réalisée au début des années 1980, en prévision de la mise en service de la centrale de Gentilly-2. Cette section comprend quatre fosses. Les six cellules destinées aux déchets de faible et de moyenne activité (C9 à C14) doivent avoir un débit de dose inférieur à 25 $\mu\text{Sv/h}$ au contact des murs extérieurs. Elles sont situées au sud de l'ASDR.

La fosse destinée aux filtres usagés radioactifs (A13) est située au coin sud-est de l'ASDR. Cette fosse contient 108 compartiments qui sont logés dans du béton maigre. Il y a 36 cylindres de 508 mm de diamètre et 72 autres cylindres de 406 mm de diamètre (voir la Figure 6-4).

6.3 Suivi environnemental au site de Gentilly

Le programme de surveillance de l'environnement en vigueur au site de Gentilly permet de détecter l'apparition ou l'accumulation de matières radioactives dans l'environnement causée par l'exploitation des installations nucléaires. Parce qu'il concentre les observations sur les voies d'exposition potentielles pour les humains et les biotes, il permet aussi de démontrer que les impacts environnementaux demeurent à l'intérieur des limites prévues. Le programme de surveillance de l'environnement est résumé au Tableau 6-1.

Les mesures effectuées à chaque année démontrent que les humains ne sont pas exposés à des doses qui dépassent les limites réglementaires. On estime qu'un individu du groupe critique aurait reçu une dose efficace de $7,8 \times 10^{-6}$ Sv en 2002, soit 0,8 % de la limite annuelle de dose pour le public [1]. Cet impact est négligeable. Dans le cas des biotes, on estime qu'aucune espèce n'est exposée à une dose s'approchant de la valeur estimée sans effet observé (VESEO) [2]. Les impacts actuels sur les biotes terrestres et aquatiques sont donc négligeables.

Tableau 6-1: Éléments et buts du programme de surveillance de l'environnement

Élément	But
Mesures à la source des effluents radioactifs	Quantifier les rejets aériens et liquides provenant de la centrale.
Réseau de stations de contrôle radiologique (SCR) situées sur le site et le territoire environnant	Mesurer l'ambiance gamma, le tritium atmosphérique, le carbone-14 atmosphérique et les aérosols atmosphériques.
Réseau de balises télémétriques	Mesurer en temps réel l'ambiance gamma dans les communautés autour de la centrale.
Analyses de l'eau potable, des poissons et mollusques, du lait, ainsi que des légumes et autres produits de consommation	Déterminer l'activité de divers radionucléides dans les échantillons de nourriture. Vérifier l'impact des rejets sur les humains et la concentration dans les biotes.
Analyses du sol arable, des plantes fourragères, des plantes aquatiques, des sédiments, des eaux de surface et d'infiltration, et de l'eau de la nappe phréatique	Déterminer l'activité de divers radionucléides dans les composantes du milieu physique. Vérifier l'impact des rejets sur les biotes et le milieu physique.
Enregistrement des conditions météorologiques à la tour météo située à l'intérieur de la zone d'exclusion	Modéliser la dispersion des contaminants atmosphériques.

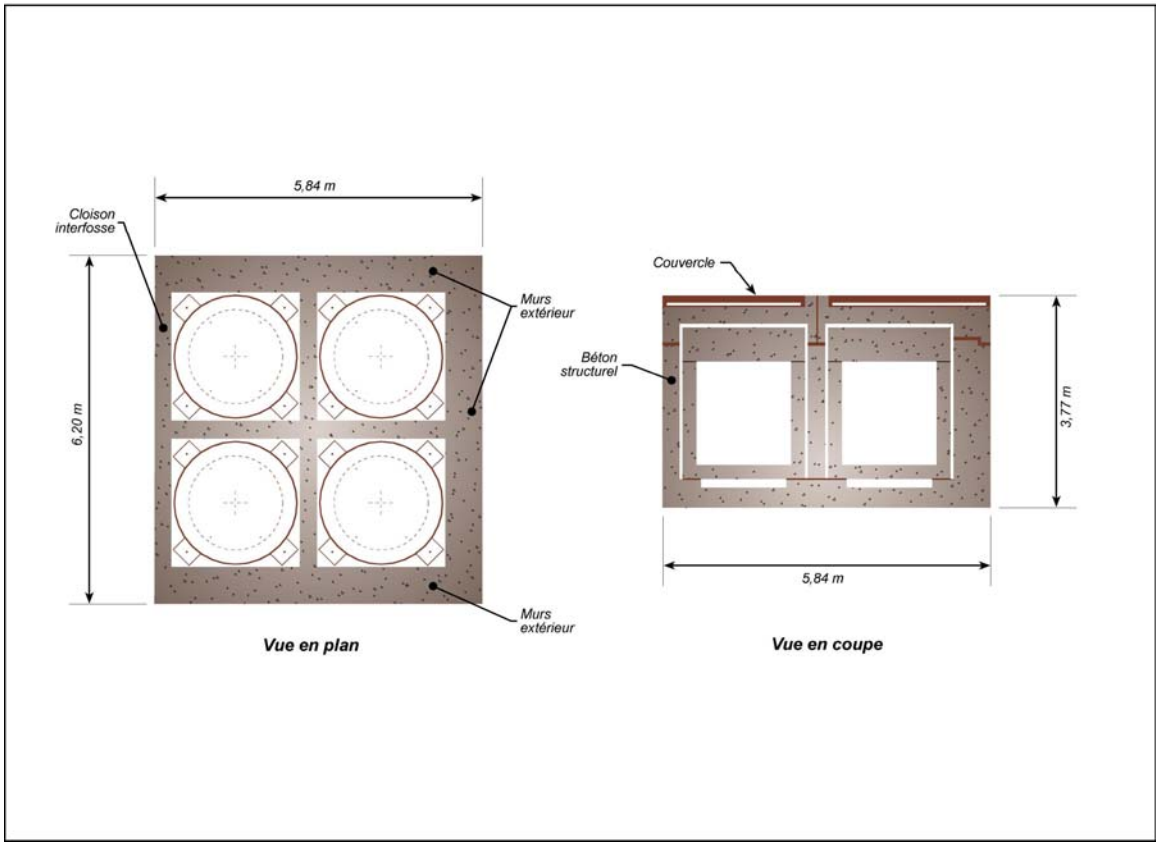


Figure 6-1 : Fosses A1 – A12 (quadr cellulules) [phase 1 ASDR]

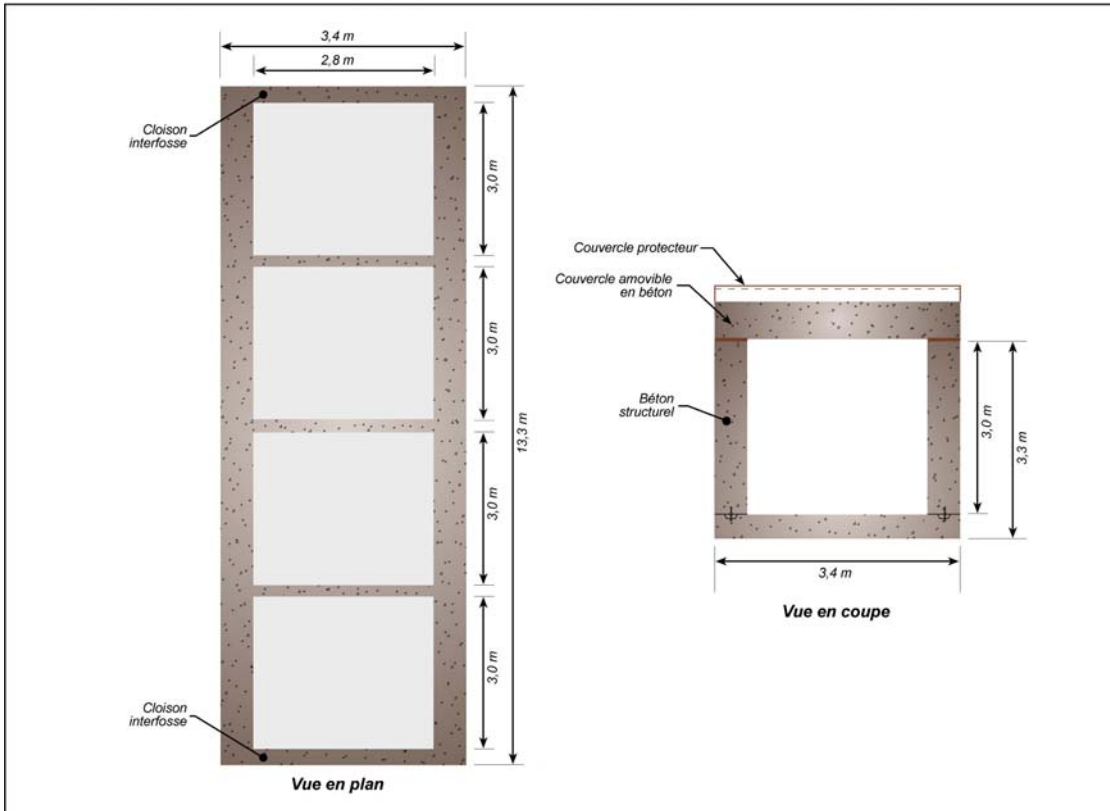


Figure 6-2 : Fosse de type B [phase 1 ASDR]

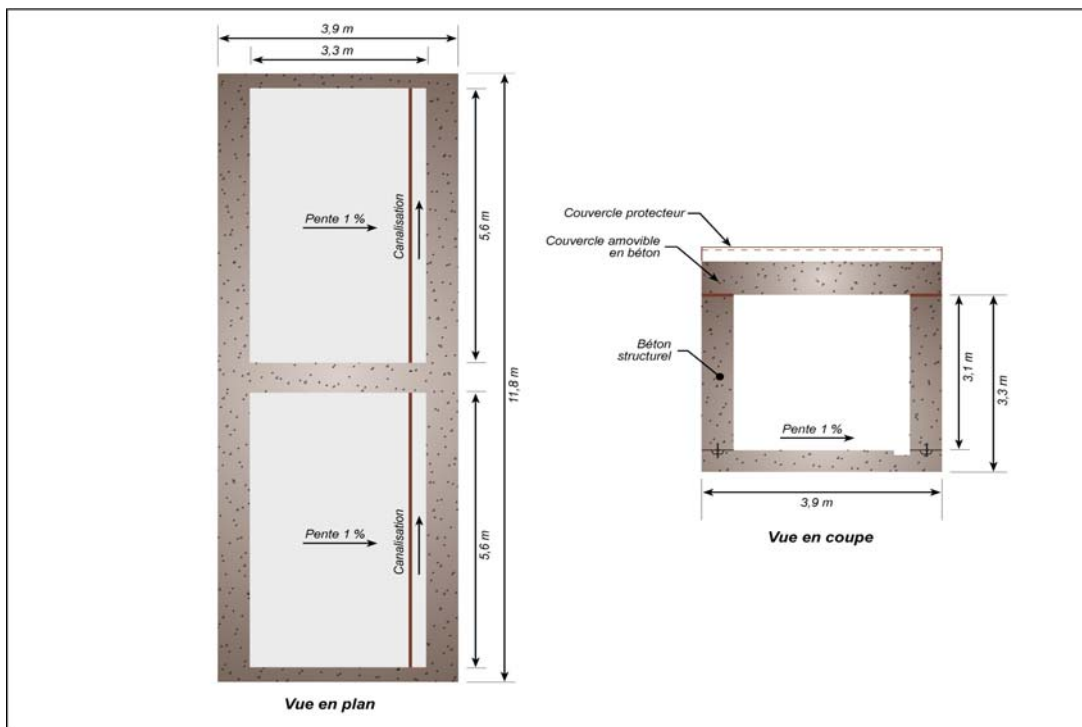


Figure 6-3 : Fosse de type C [phase 1 ASDR]

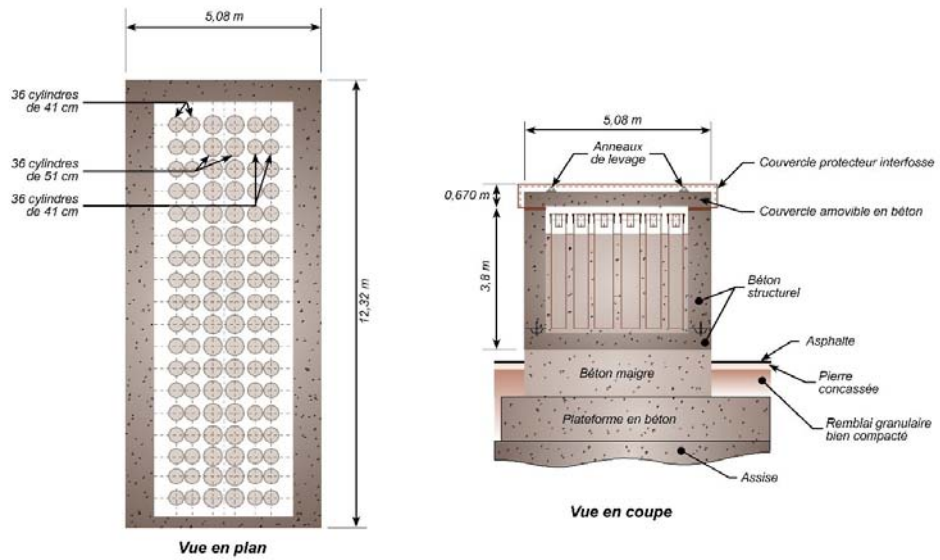


Figure 6-4 : Fosse A13 [phase 2 ASDR]

-
- [1] Hydro-Québec Production. Avril 2003. *Résultats du programme de surveillance radiologique de l'environnement du site de Gentilly. Rapport annuel 2002*. Rapport technique G2-RT-2003-00518-11. 57 p. et annexes. Site Internet : http://www.hydroquebec.com/production/classiques/nucleaire/gentilly_2/index.html
- [2] Service d'analyse de risque QSAR inc., International Safety Research et C. Barbeau. Juin 2002. *Évaluation des risques écotoxicologiques et toxicologiques associés à l'exploitation des centrales de Gentilly-2 et de Bécancour*. Rapport réalisé pour Hydro-Québec Production. Pagination multiple et annexes.

7 Description du projet proposé

La nouvelle installation de gestion des déchets radioactifs solides (IGDRS) sur le site de Gentilly permettra de recevoir les déchets radioactifs solides produits par l'exploitation de la centrale et, advenant sa réfection, les déchets découlant des travaux de retubage, des travaux de réfection et de la poursuite de l'exploitation de la centrale jusqu'à l'horizon 2035. Au taux de production actuel des déchets radioactifs, de nouvelles unités de stockage seront nécessaires en 2007 [1].

La capacité de l'aire de stockage à sec du combustible irradié (ASSCI) doit être augmentée afin de répondre aux besoins de stockage du combustible irradié généré jusqu'à l'horizon 2035.

7.1 Déchets radioactifs résultant de l'exploitation de la centrale

L'exploitation de la centrale génère des déchets radioactifs de faible, moyenne et haute activité. Les déchets sont aussi classés en fonction de leurs caractéristiques physiques :

- Déchets non compactables
 - Filtres usagés
 - Résines usées
 - Barils rebutés et métaux
 - Autres (conteneurs Siva-Blast, éléments chauffants, etc.)
- Déchets compactables

Les sections qui suivent illustrent les volumes et quantités par type de déchets qui seront accumulés jusqu'à l'horizon 2035.

7.1.1 Filtres usagés

La centrale possède des systèmes de purification munis de filtres qui doivent être changés périodiquement. Ces filtres usagés constituent des déchets radioactifs non compactables.

La poursuite de l'exploitation jusqu'en 2035 va générer des filtres usagés de 51 cm de diamètre, de 41 cm de diamètre et de 10 cm de diamètre. Les quantités sont présentées au Tableau 7-1 [2]. Il faut aussi inclure les éléments chauffants du circuit de contrôle de pression du caloporteur et les conteneurs Siva-Blast associés au nettoyage mécanique des générateurs de vapeur qui occupent le même volume qu'un filtre de 51 cm.

7.1.2 Barils rebutés, métaux et matériaux divers

Des barils rebutés, de même que des métaux et des matériaux tels que des équipements et des pièces ne pouvant être adéquatement décontaminés, doivent être stockés au site (voir le Tableau 7-2). Les barils sont utilisés notamment en centrale pour l'entreposage d'eau lourde, de matériel asséchant, de charbon activé, de résines et autres. L'activité estimée pour ces déchets est de 2×10^{10} Bq/m³ [3].

Des barils rebutés, métaux et matériaux divers produits entre 1983 et 2002 sont actuellement présents à la centrale de Gentilly-2. Un volume additionnel de 990 m³ pour est estimé pour la poursuite de l'exploitation jusqu'à l'horizon 2035. Le volume de barils vides, matériaux en barils et matériaux non-compactables qui seront transférés à l'IGDRS est présenté au Tableau 7-2. En tenant compte d'une réduction de volume de 25 % à 66 % selon les matériaux, on évalue le besoin de stockage pour ce type de déchets à 1172 m³.

7.1.3 Résines usées

Les résines usées proviennent principalement des systèmes de purification du caloporteur et du modérateur. Elles sont actuellement stockées dans deux réservoirs du bâtiment des services de la centrale (79140-TK1 et TK2). Les réservoirs contiennent aussi les résines de purification de la piscine, du circuit de refroidissement des boucliers et des barres liquides. Les charbons activés de la purification du caloporteur et du modérateur y sont aussi ajoutés. Au début de 2003, un des deux réservoirs de stockage de résines était presque plein. Le second sera rempli vers 2008-2013, selon les hypothèses utilisées [4].

Le volume de résines entreposées à la centrale en mai 2003 est d'environ 195 m³ et, en ajoutant les résines associées à la poursuite de l'exploitation jusqu'en 2035, on obtient un volume total de 500 m³ [5] qui devra être éventuellement transféré à l'IGDRS (voir le Tableau 7-3).

Le contenant cylindrique pour les résines usées, présenté à la Figure 7-1, est en acier inoxydable et mesure 1,52 m de diamètre × 1,85 m de hauteur. Ce contenant a une capacité de 3 m³. Il est équipé de raccords :

- entrée pour le remplissage des résines en suspension aqueuse;
- sortie avec tamis pour drainer l'eau;
- soupape (évent) de pression;
- jauge de niveau.

Les résines dégagent initialement une petite quantité de chaleur qui peut être dissipée par conduction [6]. La quantité de chaleur dégagée est présentée au Tableau 7-4.

7.1.4 Déchets compactables

Les déchets compactables ont une faible activité radiologique. Ils seront constitués de papiers, chiffons, matières plastiques, tissus, vêtements et autres déchets contaminés générés dans les laboratoires et en zone contrôlée (zones 2 et 3). Ces déchets seront compactés en ballots avant d'être acheminés à l'installation de stockage. Les déchets compactables générés pendant l'exploitation normale de la centrale ont une activité moyenne de $2,5 \times 10^9$ Bq par ballot [7].

Si la génération de déchets compactables se poursuit au même rythme qu'au cours des dernières années, soit environ 35 m^3 ou 80 ballots par année, la capacité d'entreposage maximale de l'ASDR serait atteinte à la fin de 2009. Le plan d'action entrepris en juin 2002 prévoit de nouvelles mesures relatives à l'entrée et à la sortie des matériaux en zone contrôlée et une meilleure ségrégation des déchets. Ces mesures permettraient de réduire d'environ 25 % les déchets compactables. À partir de 2005-2006, un réaménagement de l'ASDR est de plus envisagé pour répondre aux besoins courants de la centrale. Ce réaménagement implique des investigations pour optimiser l'utilisation des fosses et fournir un espace additionnel pour les ballots.

Les besoins de stockage pour les déchets compactables associés à la poursuite de l'exploitation jusqu'à l'horizon 2035 sont estimés de façon conservatrice à 1160 m^3 , soit 120 m^3 pour la période 2007-2009 et 1040 m^3 pour la période 2011-2035. Cette estimation est basée sur un taux de génération de 40 m^3 par année et un volume de $0,5 \text{ m}^3$ par ballot pour tenir compte des pertes d'espace. Par ailleurs, ce volume pourrait être abaissé en tenant compte des mesures de ségrégation proposées.

7.2 Description des activités de réfection

Les travaux de réfection de la centrale de Gentilly-2 incluent la décontamination du circuit caloporteur primaire, les travaux de retubage du réacteur de même que certains travaux accessoires sur d'autres composants de la centrale.

7.2.1 Décontamination du caloporteur primaire

Les travaux de réfection débiteront par la décontamination du caloporteur primaire, afin de minimiser l'exposition des travailleurs. La décontamination se fera selon les étapes suivantes :

- Après la mise en état d'arrêt du réacteur, toutes les grappes de combustible seront retirées et transférées à la piscine d'entreposage. Une désactivation des systèmes de sûreté sera effectuée. L'eau lourde des circuits de caloporteur primaire et du modérateur sera drainée.

- Une partie de l'eau lourde sera temporairement entreposée dans les réservoirs du réseau d'alimentation. Le reste sera transféré dans des barils qui seront stockés dans le bâtiment des services.
- Les générateurs de vapeur et le circuit caloporteur primaire seront décontaminés à l'aide de procédés mécaniques et chimiques. Ces procédés généreront des poussières, résines et filtres radioactifs qui devront être transférés dans des enceintes de stockage à l'IGDRS.

7.2.2 Retubage du réacteur

La préparation des travaux de retubage débutera par l'installation des plateformes et des systèmes de levage, l'aménagement des espaces de travail, l'installation des équipements temporaires de blindage et le retrait de l'isolation. Les composants à remplacer seront retirés dans l'ordre suivant :

- Dans un premier temps, tous les tuyaux d'alimentation seront enlevés (voir la Figure 7-2). De façon à réduire la dose aux travailleurs, les tuyaux d'alimentation seront retirés de la face du réacteur en longues sections qui seront déplacées vers les zones d'entretien où elles seront coupées en sections plus petites afin de faciliter leur manutention et leur entreposage. Chaque composant sera identifié selon sa fonction et son emplacement dans le procédé. Par exemple, les tuyaux d'alimentation de l'amont et de l'aval des canaux de combustible seront entreposés séparément.
- Après le retrait des tuyaux d'alimentation, les assemblages de positionnement seront enlevés. Pour ces composants, aucune activité de réduction de volume n'est prévue. Les assemblages de positionnement seront classés avec les parties de faible et de moyenne activité associées aux raccords d'extrémité, qui seront coupés immédiatement après.
- Les bouchons d'extrémité seront retirés. Une coupe sera effectuée, si requise, suivie par le retrait des composants de la face du réacteur : bouchons de fermeture et bouchons écrans. La partie la plus active des raccords d'extrémité, avec les bouchons écrans à l'intérieur, sera séparée et incluse avec les déchets de haute activité. Les bouchons d'extrémité, les raccords d'extrémité, les pièces insérées et les joints mécaniques correspondent aux déchets de retubage les moins actifs.
- Les tubes de force et de cuve seront enlevés dès que l'ensemble des raccords d'extrémité aura été retiré. Les 380 tubes de force seront retirés en premier, suivi du retrait des pièces insérées des tubes de cuve et, finalement, les tubes de cuve eux-mêmes. Ces composants radioactifs seront découpés, placés dans des conteneurs et transférés aux installations de l'IGDRS dédiées aux déchets de retubage.

- On installera ensuite les nouveaux composants tels que les tubes de force et de cuve, les raccords d'extrémité, les assemblages de positionnement. La pression du gaz annulaire (gaz entre les tubes de force et de cuve) sera testée et les nouvelles sections des tuyaux d'alimentation installées.
- On chargera ensuite le combustible dans le réacteur et on installera les bouchons écrans et les bouchons de fermeture. On effectuera le transfert de l'eau lourde (modérateur et du caloporteur).
- La restauration des espaces de travail de même que le retrait des plateformes et des systèmes de levage seront complétés. Des essais du fonctionnement de systèmes seront réalisés avant la remise en service du réacteur, la montée en puissance et le raccordement au réseau.

7.2.3 Travaux de réfection

Les activités de la réfection seront complétées par les travaux accessoires. Ces travaux seront effectués sur divers composants de la centrale :

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

Parmi tous ces travaux accessoires, seuls ceux touchant les composants du système caloporteur primaire généreront des déchets radioactifs qui devront être entreposés à l'IGDRS. On profitera de cet arrêt prolongé pour effectuer plusieurs inspections exceptionnelles. Certaines de ces inspections pourraient également générer des déchets radioactifs.

7.3 Déchets radioactifs résultant des activités de réfection

Les travaux de réfection généreront divers types de déchets dont certains seront radioactifs et d'autres non. Un tri permettra de séparer les déchets radioactifs de ceux qui ne le sont pas. Les déchets non radioactifs pourront être expédiés dans un site d'enfouissement sanitaire approprié ou être recyclés. Les déchets radioactifs devront être

entreposés dans les nouvelles installations de stockage de l'IGDRS. Ces déchets proviendront presque essentiellement des travaux de retubage.

Ces déchets ont été classifiés en tenant compte de leurs caractéristiques radiologiques et physiques. Cette classification est la suivante :

- déchets de haute activité ;
- résines usées ;
- déchets non compactables ;
- déchets compactables.

7.3.1 Déchets de haute activité

Les déchets de haute activité comprendront :

- tubes de force et tubes de cuve;
- ressorts espaceurs des tubes de cuve;
- pièces insérées des tubes de cuve,
- la partie interne (plus active) des raccords d'extrémité;
- les bouchons écrans.

Les tubes de force, les tubes de cuve et les ressorts espaceurs seront déchiquetés en timbres de 25 cm². Ces déchets seront placés dans de petits contenants cylindriques (voir la Figure 7-3) en acier d'environ 61 cm de diamètre par 60 cm de haut.

Les pièces insérées des tubes de cuve seront assemblées sur une bobine (voir la Figure 7-4) qui sera déposée dans des contenants cylindriques (voir la Figure 7-5) dont les dimensions sont d'environ 61 cm de diamètre et 60 cm de hauteur.

La partie interne des raccords d'extrémité, avec les bouchons écrans à l'intérieur, pourra être découpée en longueur n'excédant pas 1,05 m. Les pièces seront par la suite déposées dans de grands contenants cylindriques (voir la Figure 7-6) en acier mesurant 61 cm de diamètre par 120 cm de haut. Tous ces déchets seront asséchés avant leur transfert à l'IGDRS.

Les déchets de retubage dégagent de la chaleur qui diminue avec le temps. Le Tableau 7-5 présente la quantité de chaleur dégagée par chaque type de contenant au moment du transfert à l'IGDRS [8]. Cette période de temps peut varier de 134 jours à 179 jours après l'arrêt de la centrale, en fonction de l'ordre dans lequel les composants sont retirés du réacteur. Les pièces les plus actives sont les tubes de force. Le Tableau 7-6 résume les volumes et le type de contenants utilisés pour le stockage des déchets de haute activité [15].

7.3.2 Résines usées

Le processus de décontamination du circuit caloporteur a pour objectif de transférer les radionucléides sur des résines échangeuses d'ions. Cette activité générera donc des résines radioactives dont le volume a été estimé à 70 m³ et qu'il faudra transférer à l'IGDRS.

Le contenant utilisé pour le transfert des résines usées de décontamination est le même que celui prévu pour le stockage des résines d'exploitation. Le nombre de contenants qui sera nécessaire pour le stockage des résines usées est présenté au Tableau 7-7 [11].

7.3.3 Filtres usagés et dépôts solides

En plus des résines, la décontamination produira des filtres usagés de même que des dépôts solides résultant du procédé de décontamination mécanique Siva-Blast.

Les filtres usagés seront asséchés et transférés à l'IGDRS. Les dépôts solides seront mélangés aux billes d'acier qui ont servi à la décontamination mécanique Siva-Blast. Ces résidus solides seront mis en barils ayant les mêmes dimensions que les filtres de 51 cm. Le nombre de cylindres de stockage et de barils requis est présenté au Tableau 7-8.

7.3.4 Déchets non compactables de faible et de moyenne activité

Les déchets non compactables de faible et de moyenne activité résultant des travaux de retubage seront triés en :

- déchets de moyenne activité :
 - raccords d'extrémité (partie du milieu);
 - tuyaux d'alimentation;
 - joints mécaniques.

- déchets de faible activité :
 - assemblages de positionnement;
 - raccords d'extrémité (partie externe);
 - bouchons de fermeture.

Afin de minimiser les volumes, les accessoires des tuyaux d'alimentation seront préalablement séparés des tuyaux, qui pourront ainsi être entassés de façon optimale dans des boîtes en acier de 1,24 m³ (voir la Figure 7-7) prévues pour leur transfert à l'IGDRS. Les autres déchets non compactables seront pour leur part emballés manuellement dans des boîtes d'aluminium plus petites qui seront par la suite déposées dans les boîtes de 1,24 m³.

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

Le nombre de contenants en acier qui sera requis est présenté au Tableau 7-9.

7.3.5 Déchets compactables

Les déchets compactables de faible ou moyenne activité comme les vêtements de protection pour les travailleurs seront comprimés en ballots d'environ $0,45 \text{ m}^3$, qui seront enveloppés avec une enveloppe de plastique et cerclés à l'aide de bandes d'acier. Cette procédure d'emballage est la même que celle employée actuellement pour les déchets du même type entreposés à l'ASDR et procure un facteur de réduction de volume d'environ 6. Les ballots générés pendant les travaux d'entretien ont une activité moyenne de $3 \times 10^9 \text{ Bq}$ [7].

Les quantités de déchets compactables qui seront transférées à l'IGDRS sont décrites au Tableau 7-10 [11].

7.4 Installation de gestion des déchets radioactifs solides

L'IGDRS sera située à l'ouest de l'aire de stockage à sec du combustible irradié (ASSCI). Elle couvrira une surface d'environ $21\,000 \text{ m}^2$ (Figure 7-8). L'IGDRS sera divisée en quatre plateformes de stockage parallèles, d'une longueur de 80 m et d'une largeur de 15 à 45 m selon les besoins. Ces plateformes seront séparées par des voies de service.

L'ensemble du périmètre de sécurité sera clôturé et l'accès au site sera possible par deux entrées. Les unités de stockage seront construites sur une base en béton. Cette surface aura une pente de 1 % orientée vers l'est afin de permettre l'écoulement des eaux de surface vers des drains qui seront connectés à une conduite de drainage qui sera acheminé à la station de contrôle et d'échantillonnage des eaux pluviales.

Pour le stockage des déchets de réfection et d'exploitation jusqu'à l'horizon 2035, l'IGDRS comprendra les installations suivantes, incluant les structures de réserve:

- 5 silos pour les déchets de retubage de haute activité;
- 7 enceintes de stockage des déchets de faible et de moyenne activité (EDFMA) de retubage;

- 14 enceintes de stockage des résines usées (ESRU), soit deux pour les résines provenant de la décontamination du circuit caloporteur primaire et 12 pour les résines associées à l'exploitation;
- 18 EDFMA pour les déchets compactables ;
- 6 EDFMA pour les déchets non compactables ;
- 3 enceintes de type A destinées aux filtres radioactifs usagés.

7.4.1 Silos pour les déchets de retubage de haute activité

Ce sont des structures de béton cylindriques d'un diamètre de 10,1 m à la base et d'une hauteur de 6,8 m (voir la Figure 7-9). L'épaisseur des parois est de 1,2 m. L'intérieur de chaque silo contient 7 cylindres de stockage qui peuvent accueillir des contenants de déchets de retubage. Le diamètre intérieur des cylindres est de 1,4 m. Trois tubes de guidage de 0,635 m seront placés dans chaque cylindre. Les contenants de déchets seront placés dans ces tubes de guidage. Les cylindres de stockages seront fermés par un bouchon de blindage en béton et scellés à l'aide d'une plaque soudée. Trois types de contenants de déchets pourront être déposés dans ces structures, soit :

- Petits contenants mesurant 63,5 cm (h) × 61 cm (d) fermés mécaniquement. Ces contenants contiendront les tubes de force et les tubes de cuve découpés en timbres et les ressorts espaceurs.
- Petits contenants mesurant 63,5 cm (h) × 61 cm (d) fermés mécaniquement. Ces contenants contiendront les pièces insérées des tubes de cuve.
- Grands contenants mesurant 105 cm (h) × 61 mm (d) fermés mécaniquement. Ces contenants contiendront la partie interne (la plus active) des raccords d'extrémité et les bouchons de blindage.

Chaque cylindre peut recevoir 24 petits contenants ou 15 grands contenants de déchets de retubage.

Les cylindres de stockage seront entourés d'air et des ouvertures de ventilation permettront la dissipation thermique de la chaleur générée dans les cylindres.

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

Les enceintes pour les déchets de faible et de moyenne activité (EDFMA) comprennent quatre compartiments ayant des dimensions internes de 4,6 m largeur × 14,2 m de longueur × 4,5 m de hauteur avec des parois de 0,61 m d'épais (voir la Figure 7-10). Il y a six couvercles de béton par compartiment. Chaque couvercle mesure 4,47 m de largeur × 2,31 m de longueur × 0,43 m d'épaisseur et a une masse de 12 000 kg.

Chaque enceinte a donc une capacité interne de 624 m³. Il est prévu que chaque compartiment pourra recevoir 70 contenants rectangulaires. Le volume des déchets de retubage de faible et moyenne activité sera de l'ordre de 243 m³. Ainsi, pour entreposer

les 224 contenants rectangulaires anticipés, au moins trois enceintes seront nécessaires. Toutefois, quatre enceintes supplémentaires sont prévues pour fournir un volume de réserve qui est lié à la longueur des sections des tuyaux d'alimentation qui pourra varier selon leur état de dégradation.

7.4.3 Enceinte de stockage des résines usées (ESRU)

Il est prévu d'aménager des ESRU en béton pour stocker les résines usées provenant de la décontamination du circuit primaire et de l'exploitation de la centrale de Gentilly-2 (voir la Figure 7-11). Il s'agit de structures de stockage de 6,6 m de largeur \times 18,5 m de longueur \times 6,25 m de hauteur. L'épaisseur des parois est de 76 cm. Ces structures de stockage sont constituées de douze cellules de 6 m³, fournissant une capacité totale de stockage 72 m³. Chaque cellule peut recevoir deux contenants de résines usées de 3 m³. Il s'agit de contenants fermés mécaniquement mais qui ne sont pas étanches. Les cellules sont fermées par un couvercle de béton et sont scellées à l'aide d'une plaque soudée. Des tuyaux d'échantillonnage fermés à l'aide de valves permettent d'échantillonner le contenu des cellules et de vérifier la pression interne.

Pour contenir les résines usées d'exploitation produites depuis le démarrage de la centrale jusqu'à l'horizon 2035, soit environ 500 m³ en incluant les 195 m³ déjà présents dans les réservoirs du bâtiment des services, au moins 9 enceintes devront être construites.

Les 70 m³ de résines échangeuses d'ions issues de la décontamination du caloporteur primaire seront entreposées dans deux enceintes de stockage des résines usées, soit la même structure que celle décrite ci-dessus.

En résumé, il faudra deux enceintes de stockage des résines usées pour les résines de décontamination et neuf pour les résines générées durant le reste de la vie utile de la centrale. On prévoit construire jusqu'à trois enceintes de stockage des résines additionnelles comme volume de réserve, pour un total de 14 enceintes de stockage des résines usées.

7.4.4 Enceinte de stockage des déchets compactables

Les déchets compactables de faible et de moyenne activité générés par l'exploitation et les travaux de réfection (gants, vêtements, etc.) seront stockés dans le même type d'enceinte que celles utilisées pour les déchets de retubage de faible et de moyenne activité (EDFMA, voir la Figure 7-10). Le volume estimé de déchets découlant de la poursuite de l'exploitation jusqu'en 2035 est de 1160 m³ [9]. Les travaux de réfection généreront environ 190 m³ de déchets additionnels compactés [10].

Afin de répondre à ces besoins, au moins huit enceintes de stockage devront être construites pour les déchets d'exploitation et au moins deux enceintes pour les déchets de réfection. Des enceintes additionnelles de réserve seront également aménagées.

7.4.5 Enceinte pour les déchets non compactables

Le même type d'enceinte que celui utilisé pour les déchets compactables (EDFMA) est retenu pour les déchets non compactables de faible et moyenne activité, tels que les barils, les métaux et les matériaux divers. La poursuite de l'exploitation jusqu'à l'horizon 2035 devrait générer environ 1172 m³ de ce type de déchets, en considérant les déchets déjà présents sur le site qui devront aussi être transférés à l'IGDRS. Pour répondre à ces besoins, au moins huit enceintes de stockage de 156 m³ chacun devront être construites, en plus d'une de réserve.

7.4.6 Enceinte pour les filtres usagés (type A)

Les filtres usagés découlant de la poursuite de l'exploitation de la centrale seront entreposés dans des enceintes de type A (voir la Figure 7-12). Ce genre d'enceinte est similaire à la fosse A13 actuellement utilisée à l'ASDR. Cependant, elle sera érigée complètement hors sol à l'IGDRS au lieu d'être partiellement enfouie. Chaque enceinte comprendra 36 cylindres en acier de 51 cm de diamètre et 72 cylindres de 41 cm de diamètre afin de recevoir les filtres usagés. Ces cylindres seront insérés dans un massif de béton. Chaque cylindre peut contenir deux filtres de 41 cm ou 51 cm superposés. Les cylindres de 41 cm peuvent aussi contenir de douze à quatorze filtres de 10 cm.

En plus de recevoir les filtres usagés, les enceintes de type A vont également recevoir les éléments chauffants du circuit de contrôle de pression du caloporteur et les conteneurs Siva-Blast associés au nettoyage mécanique des générateurs de vapeur. Ces éléments occupent un volume équivalent à un filtre de 51 cm.

Il est prévu que 28 cylindres de 51 cm et 108 cylindres de 41 cm de diamètre seront requis, soit deux enceintes de type A en plus d'une troisième de réserve.

7.5 Augmentation de la capacité de stockage de l'ASSCI

En supposant un facteur d'utilisation de 80 %, environ 4500 grappes de combustible irradié sont générées à chaque année. On estime qu'environ 236 300 grappes auront été accumulées à Gentilly-2 en 2035.

L'augmentation de la capacité de stockage de l'ASSCI se fera en ajoutant des unités de stockage approuvées et autorisées par les 2 paliers de gouvernement. Deux types d'unités de stockage pourraient être utilisés, soit les modules CANSTOR (voir la Figure 7-13) ou les silos (voir la Figure 7-14). Hydro-Québec Production privilégie les modules CANSTOR, mais le gouvernement du Québec et la CCSN ont autorisé l'utilisation des deux types d'unités à l'ASSCI. Avoir la flexibilité de choisir entre ces deux types d'unités permettra d'optimiser les coûts, surtout à la fin de la vie de la centrale si un nombre réduit de grappes à stocker ne justifie pas la construction d'un module CANSTOR.

En 1995, Hydro-Québec obtenait l'autorisation de construire jusqu'à 16 modules CANSTOR. Afin de répondre aux besoins de stockage du combustible irradié généré par la poursuite de l'exploitation jusqu'en 2035, il sera nécessaire de construire un total de 20 modules CANSTOR ou un nombre équivalent de silos. Ainsi, quatre modules de plus que ce qui avait été prévu lors de la conception de l'ASSCI seraient nécessaires.

L'ASSCI agrandie mesurera 94 m sur 152 m en incluant les chemins d'accès et la clôture. L'extension du site se fera vers l'ouest et nécessitera le détournement du chemin d'accès existant.

7.6 Calendrier de réalisation du projet

7.6.1 Aire de stockage à sec du combustible irradié

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

7.6.2 Installation de gestion des déchets radioactifs solides

La préparation du terrain de l'IGDRS commencera en 2005 dès l'obtention des autorisations avec le retrait de la couche de terre végétale et des structures en place ainsi qu'avec l'installation des systèmes de drainage, des voies d'accès et de la clôture de sécurité au pourtour de l'installation. Par la suite, les travaux de construction de l'IGDRS seront exécutés selon l'ordre suivant:

- Phase 1 (2005-2006) :
 - Mise en place de la fondation de la première plateforme du côté nord.
 - Construction sur cette plateforme de neuf enceintes de stockage des déchets compactables et non compactables (EDFMA) et de trois enceintes de stockage des filtres usagés (type A).
- Phase 2 (2008-2009) :
 - Mise en place de la fondation de la deuxième plateforme du côté nord, dédiée aux unités de stockage des déchets de réfection.

- Construction sur cette plateforme de cinq silos à déchets de retubage de haute activité, de sept enceintes de stockage des déchets de retubage de faible et de moyenne activité (EDFMA), et de trois enceintes de stockage des déchets compactables et non compactables (EDFMA).
- Mise en place de la fondation de la partie ouest de la troisième plateforme.
- Construction sur cette plateforme de quatre ESRU, soit deux pour les résines de décontamination et deux pour les résines d'exploitation.
- Phase 3 (2011-2012) :
 - Mise en place de la fondation de la partie centrale de la troisième plateforme.
 - Construction sur cette plateforme de quatre ESRU pour les résines d'exploitation.
 - Mise en place de la moitié de la fondation de la quatrième plateforme, située du côté sud.
 - Construction sur cette plateforme de six enceintes de stockage des déchets compactables et non compactables (EDFMA).
- Phase 4 :
 - Mise en place de la fondation du reste de la troisième plateforme.
 - Construction sur cette plateforme de six ESRU.
 - Mise en place de la seconde moitié de la plateforme sud.
 - Construction sur cette plateforme de six enceintes de stockage des déchets compactables et non compactables (EDFMA).

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

Tableau 7-1 : Quantité de filtres usagés

Type	Taux de production	Quantité totale	Nombre de cylindres requis	
			41 cm	51 cm
Filtres 10 cm	6/a	162	13,5	
Filtres 41 cm	7/a	189	94,5	
Filtres 51 cm	1/a	27		13,5
Éléments chauffants	1/3 ans	9		4,5
Conteneurs Siva-Blast	20/25 ans	20		10
Total			108	28

Tableau 7-2 : Quantité de barils et métaux

Composant	Volume brut (m ³)			Volume de stockage (m ³)	
	Existants (fin 2002)	Poursuite exploitation	Total	Total	Hypothèse
Barils vides	720	83	803	300	Réduction 66% + 10% perte d'espace
Matériaux en barils	113	412	525	434	Réduction 25% + 10% perte d'espace
Métaux et matériaux non-compactables	300	495	795	438	Réduction 50% + 10% perte d'espace
Total	1133	990	2123	1172	

Tableau 7-3 : Quantité de résines usées

Composant	Volume estimé (m ³)	Contenants en acier de 3 m ³ [11]
Résines d'exploitation (fin 2008)	260	100
Résines d'exploitation (2009-2035)	240	67
Total	500	167

Tableau 7-4: Chaleur initiale dégagée par les résines

Type de résine	Chaleur initiale par contenant de 3 m ³ (W)
Purification du modérateur	0,95
Purification du caloporteur	0,05
Anionique de décontamination	0,94
Cationique de décontamination	0,15

Tableau 7-5 : Chaleur dégagée par les contenants de déchets de retubage

Contenant	Déchets	Chaleur dégagée ^a (W)
Petit contenant	Tubes de force	286,6
Petit contenant	Tubes de cuve	146,6
Petit contenant	Pièces insérées	5,6
Grand contenant	Raccords d'extrémité	1,4

^a Au moment du transfert à l'IGDRS

Tableau 7-6 : Contenants pour le stockage des déchets de haute activité

Déchets	Volume estimé (m ³)	Contenant	Quantité
Tubes de force	8,5	Petits contenants	76
Tubes de cuve	3	Petits contenants	36
Pièces insérées des tubes de cuve	2	Petits contenants	16
Raccords d'extrémité et bouchons écrans	48	Grands contenants	152

Tableau 7-7 : Quantité de résines usées de décontamination

Type de résine	Volume estimé (m ³)	Nombre de contenants de 3 m ³
Anionique forte	6	2
Cationique forte	63	21

Tableau 7-8 : Filtres et dépôts solides de décontamination

Type de déchets	Volume estimé (m ³)	Activité estimée (Bq)	Mode de stockage et quantité
Filtres de décontamination	n/d	2,6×10 ¹¹ [12]	4 assemblages de filtres contenant 100 cartouches [11]
Dépôts solides (Siva-Blast) et billes d'acier	2,5	9,3×10 ¹² [13]	11 barils de 200 L [14]

n/d : non disponible

Tableau 7-9 : Contenants pour les déchets non compactables de faible et de moyenne activité

Composant	Volume estimé (m ³)	Nombre de contenants rectangulaires en acier de 1,24 m ³
Tuyaux d'alimentation	215	191 [15]
Quincaillerie des tuyaux d'alimentation	4	
Bouchons de fermeture	3	
Autres	21	33 [16]

Tableau 7-10 : Quantité de déchets compactables de réfection

Déchets compactables	Volume estimé (m ³)	Nombre de ballots
Divers	190 [10]	380
Fournitures jetables	20 [16]	40



Figure 7-1 : Contenant pour les résines usées

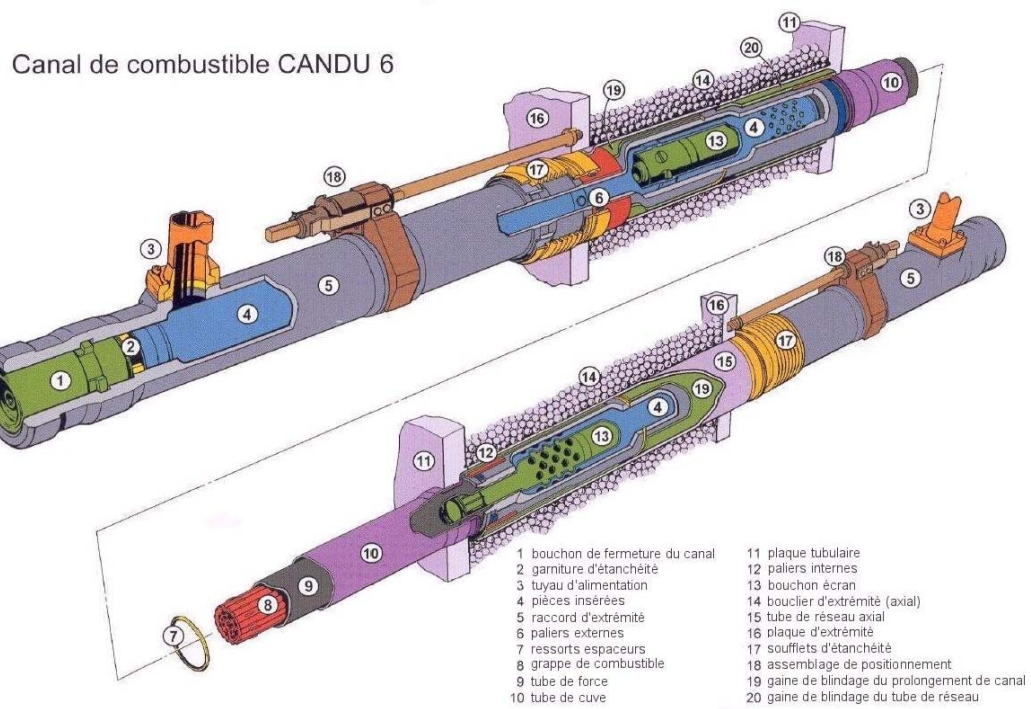


Figure 7-2 : Canal de combustible

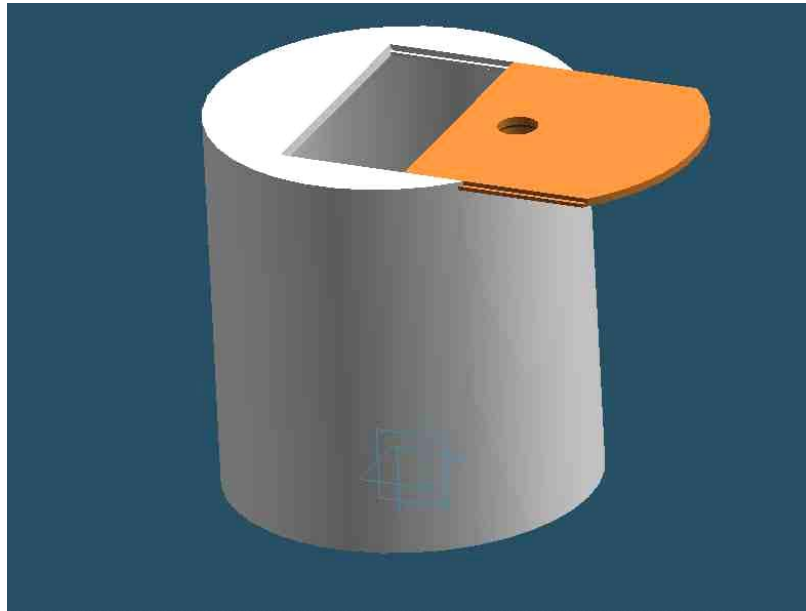


Figure 7-3 : Petit contenant cylindrique pour les déchets de retubage de haute activité

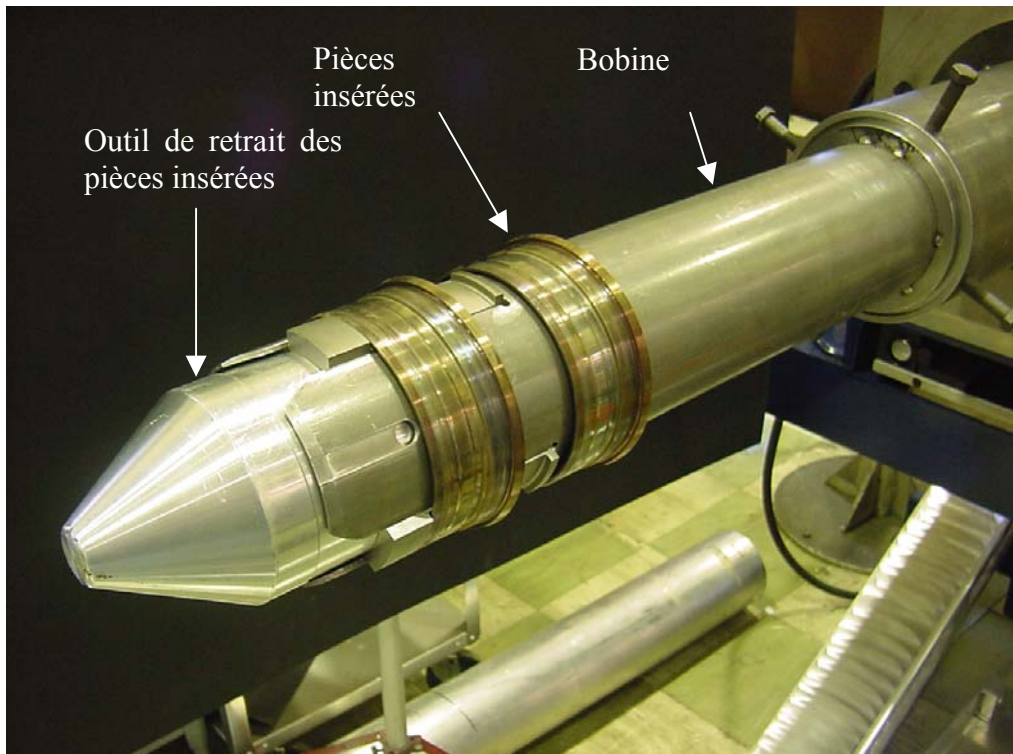


Figure 7-4 : Pièces insérées assemblées sur une bobine



Figure 7-5 : Petit contenant pour pièces insérées



Figure 7-6 : Grand contenant pour la partie interne des raccords d'extrémité



Figure 7-7 : Boîte en acier de 1,24 m³ pour les déchets non compactables de faible et de moyenne activité de retubage

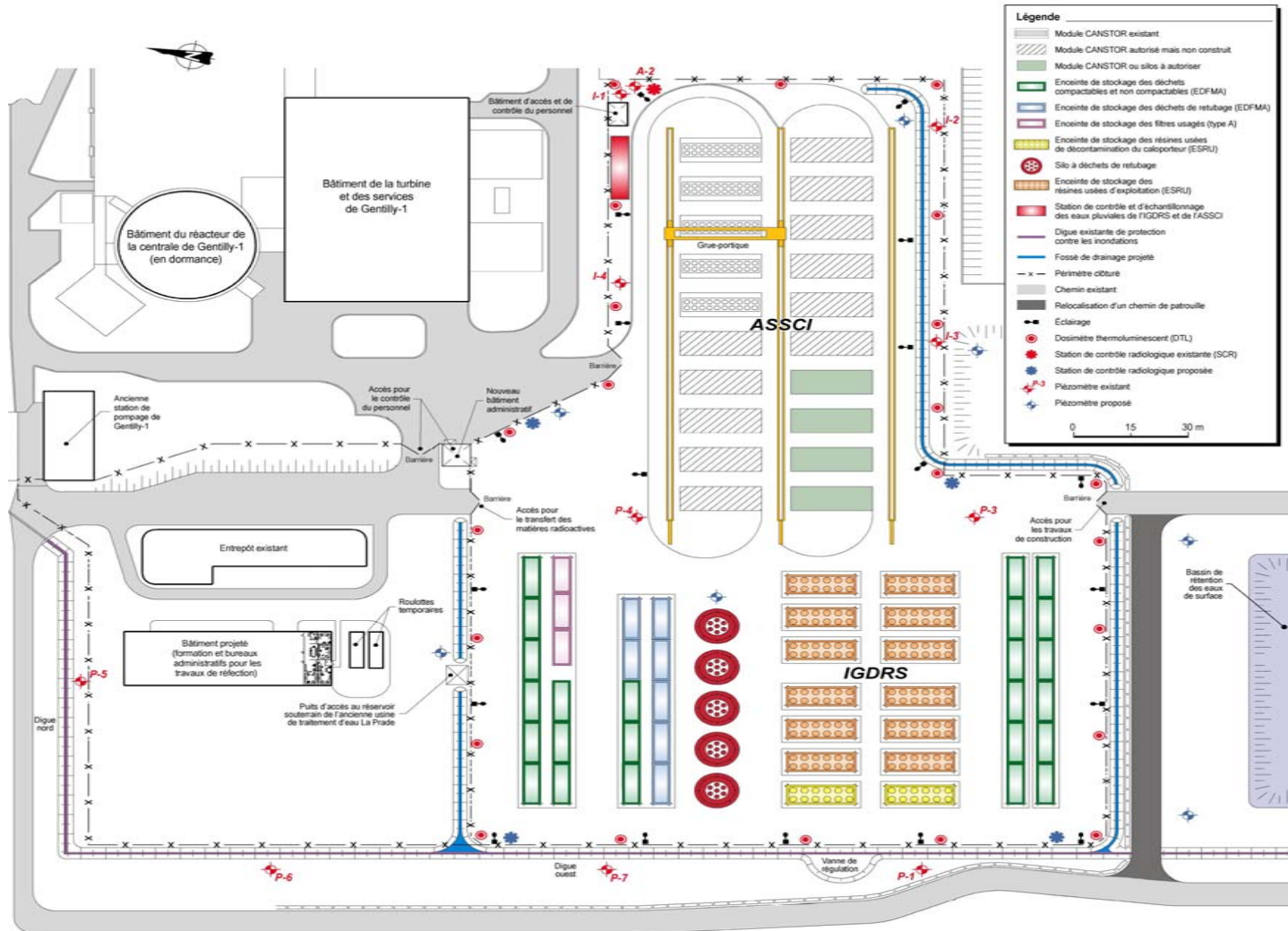


Figure 7-8 : Plan d'aménagement proposé de l'IGDRS et de l'ASSCI

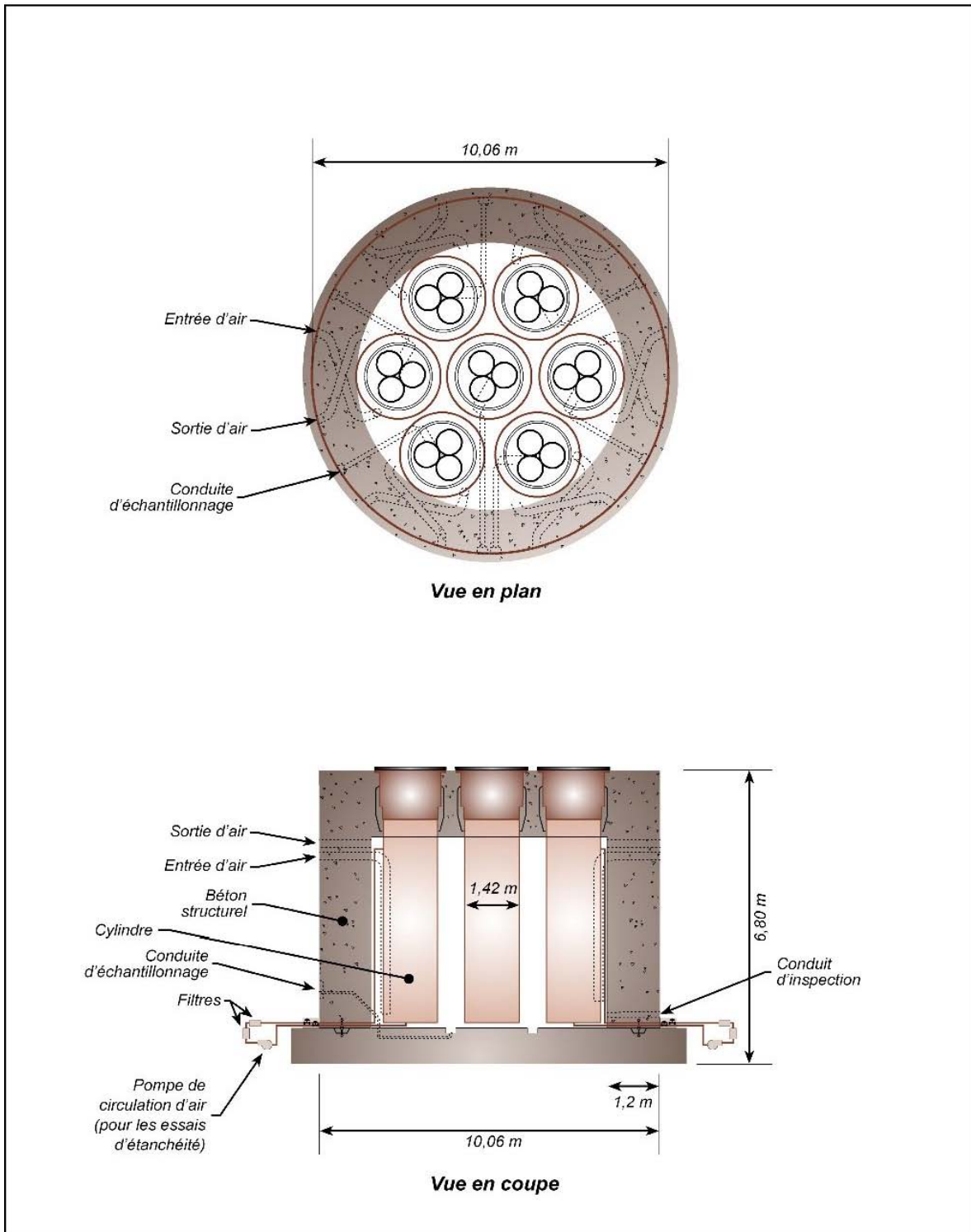


Figure 7-9 : Silo pour les déchets de retubage de haute activité

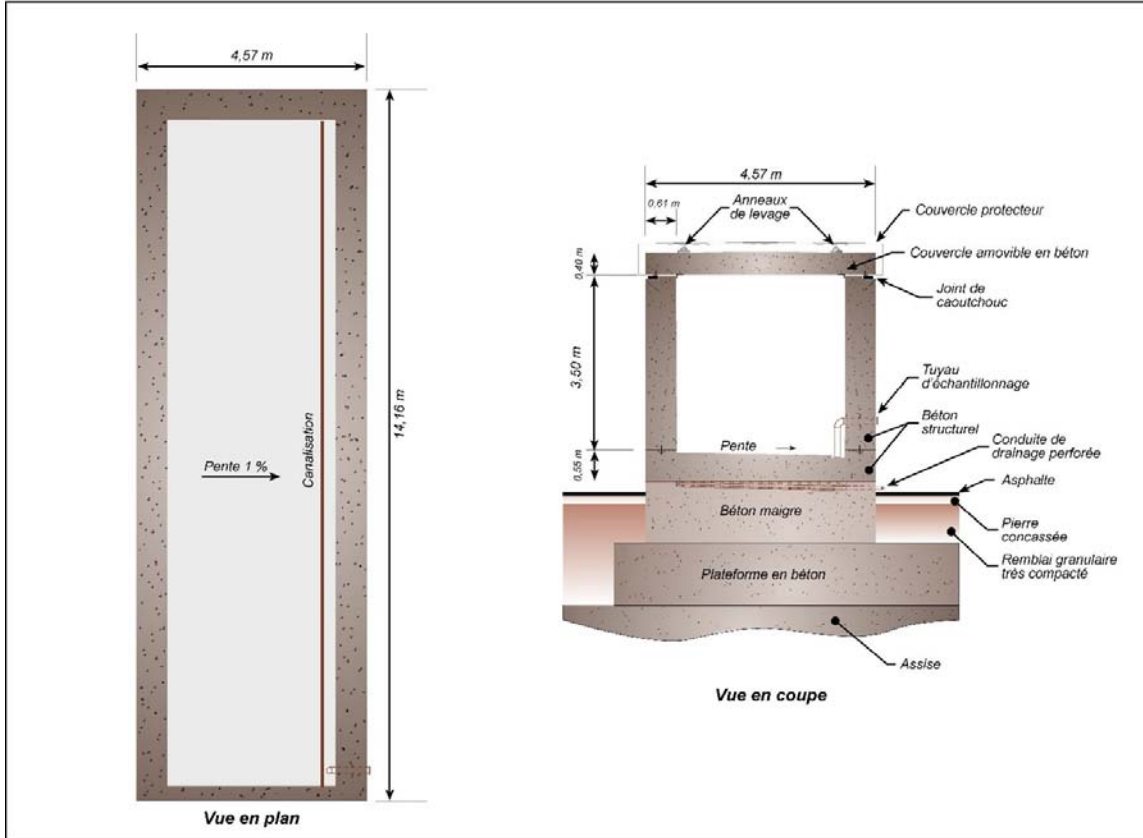


Figure 7-10 : Enceinte pour les déchets de faible et de moyenne activité (EDFMA)

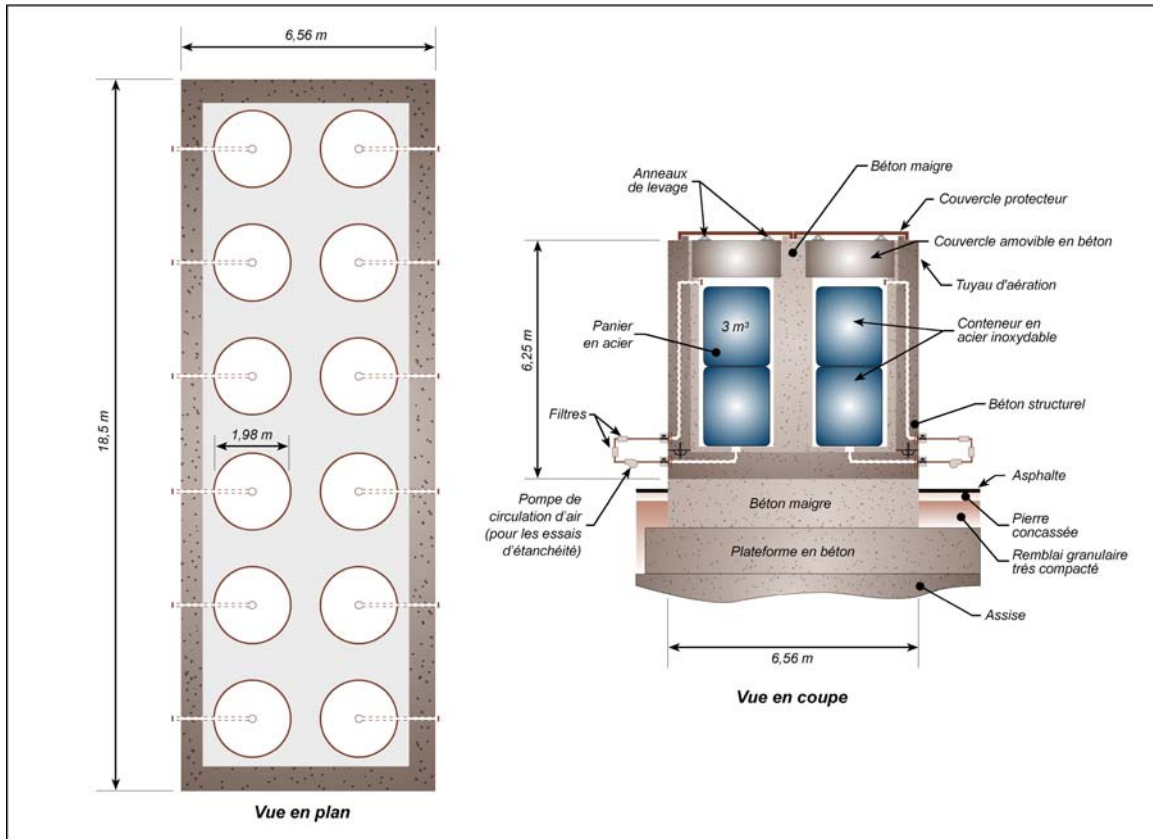


Figure 7-11 : Enceinte de stockage des résines usées (ESRU)

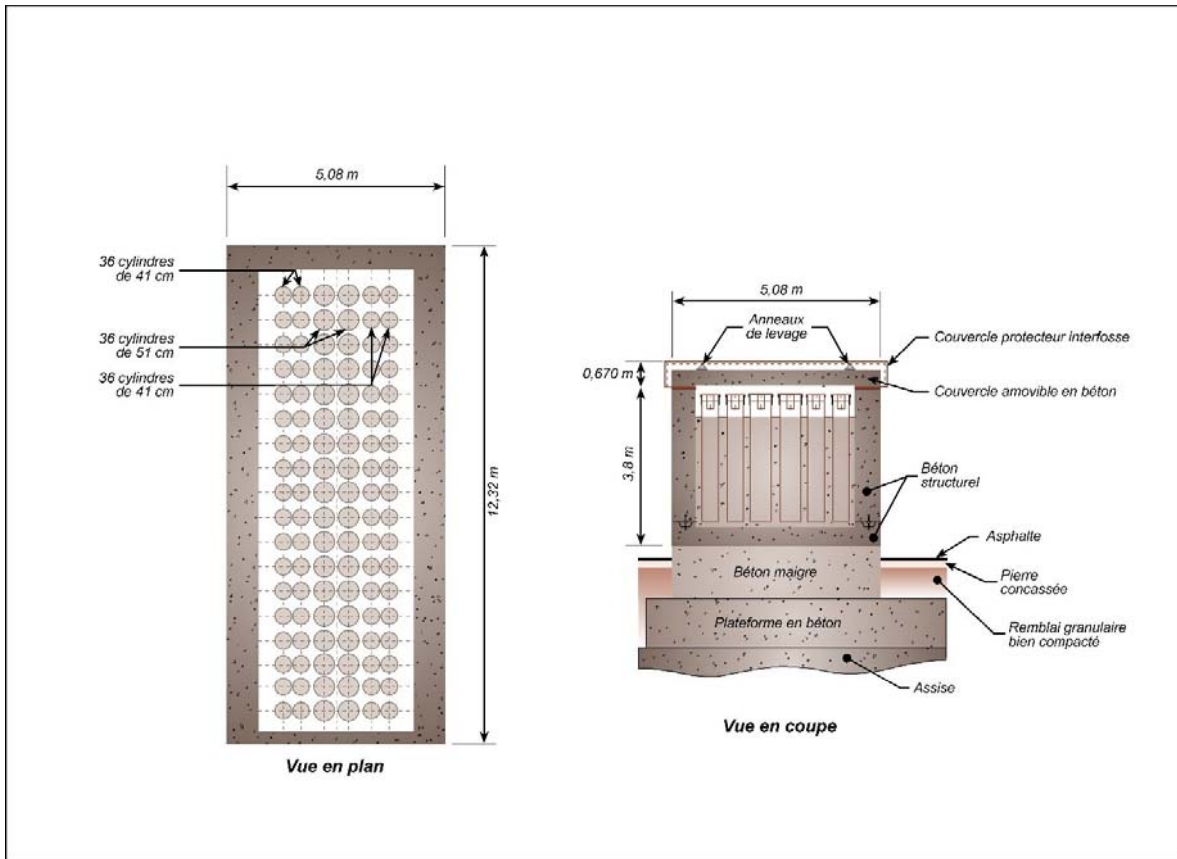


Figure 7-12 : Enceinte pour les filtres usagés (type A)

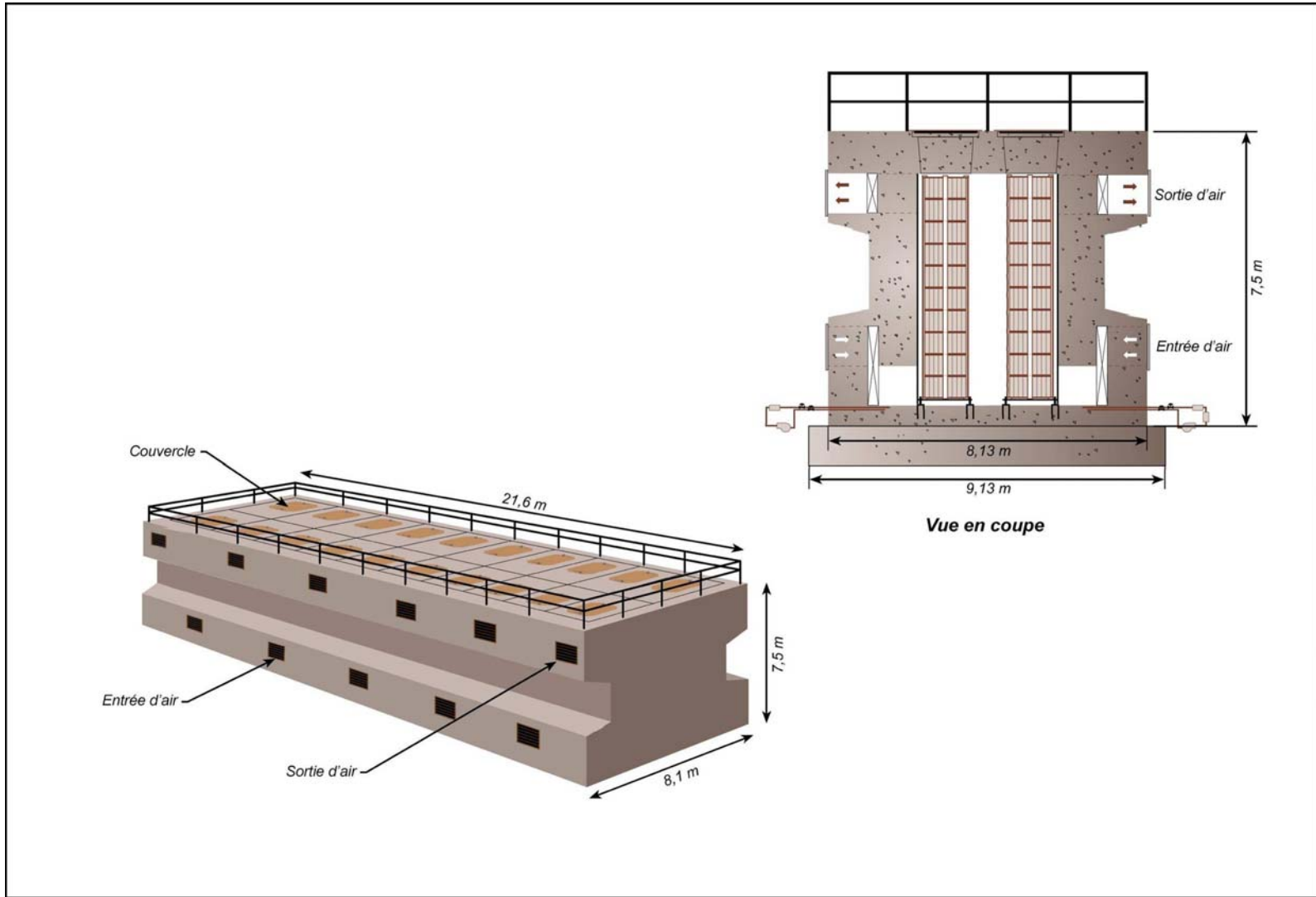


Figure 7-13 : Module CANSTOR à l'ASSCI

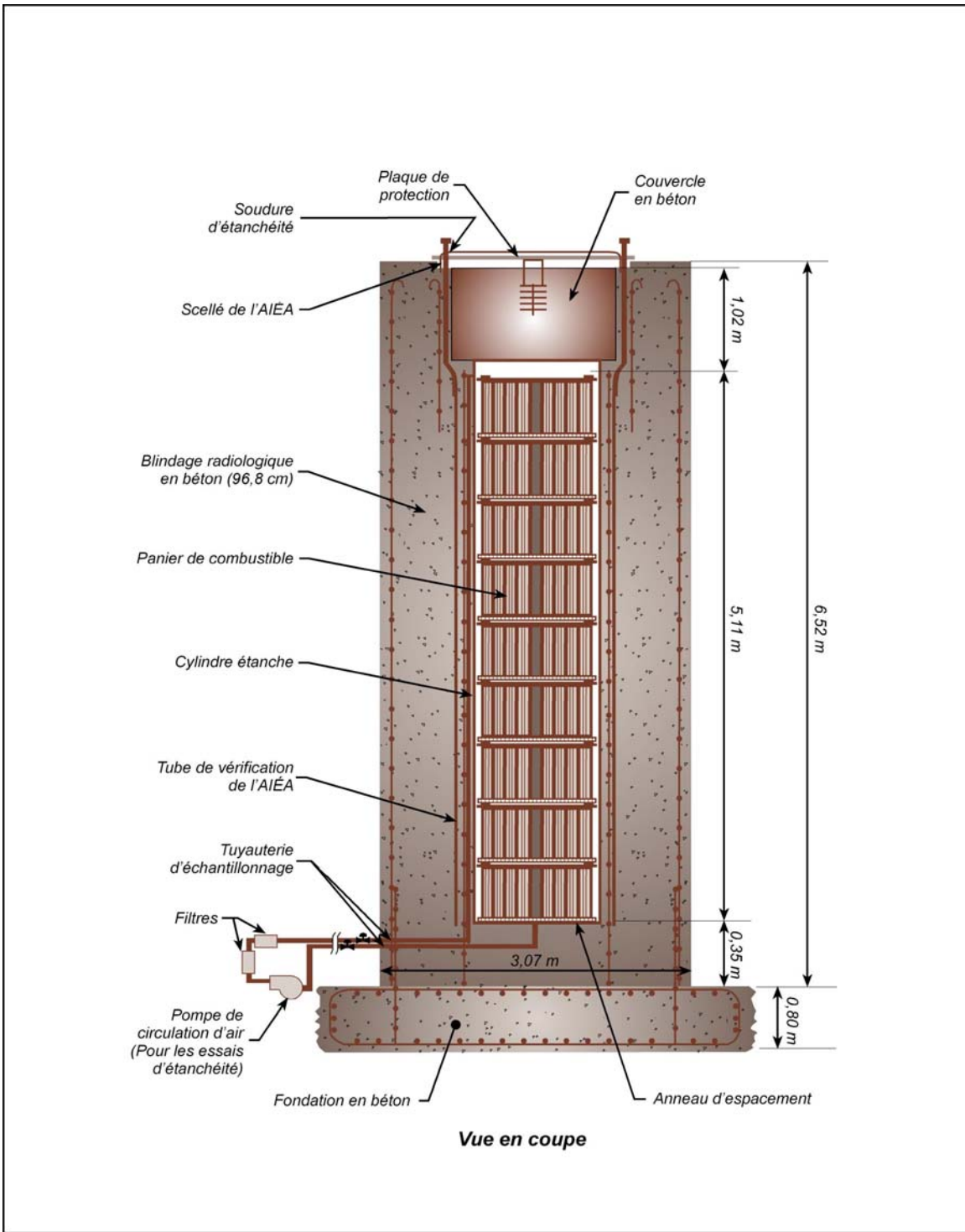


Figure 7-14 : Silo pour le stockage à sec du combustible irradié

-
- [1] Roy, Y. 2003. *Volumes ASDR/IGDRS*. Courriel transmis à F. Lemay, M. Lupien et C. Lacroix, 23 mai 2003.
- [2] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Décembre 2003. *Operational Wastes (Excluding Resins) for IGDRS*. Gentilly-2 Refurbishment Project. 66RF-79100-ASD-003. Revision 0. P. T-3, Tableau T-3. 41 p.
- [3] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Juin 2003. *Gentilly-2 Waste Characterization Report*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-79100-ASD-005. Revision D1. P. 4-4, Tableau 4-4. 75 p.
- [4] Hydro-Québec Production. Mai 2003. Centrale nucléaire Gentilly-2. *Durée de vie des réservoirs de stockage des résines usées 7914-TK1 et 7914-TK2*. Rapport technique interne G2-RTI-2003-79140-025. 5 p.
- [5] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Juin 2003. *Gentilly-2 Waste Characterization Report*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-79149-ASD-005. Revision D1. P. 4-2. 75 p.
- [6] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Juin 2003. *Gentilly-2 Waste Characterization Report*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-79100-ASD-005. Revision D1. P. A-12, A-17. 75 p.
- [7] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Décembre 2003. *Operational Wastes (Excluding Resins) for IGDRS*. Gentilly-2 Refurbishment Project. 66RF-79100-ASD-003. Revision 0. P. 3-1, section 3.2.1. 41 p.
- [8] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Juin 2003. *Gentilly-2 Waste Characterization Report*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-79100-ASD-005. Revision D1. P. 5-2, Tableau 5-1. 75 p.
- [9] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Décembre 2003. *Operational Wastes (Excluding Resins) for IGDRS*. Gentilly-2 Refurbishment Project. 66RF-79100-ASD-003. Revision 0. P. T-1, Tableau T-1. 41 p.
- [10] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Décembre 2003. *Operational Wastes (Excluding Resins) for IGDRS*. Gentilly-2 Refurbishment Project. 66RF-79100-ASD-003. Revision 0. P. A-8, section A.2.1. 41 p.
- [11] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Octobre 2003. *Estimate of Dose associated with Various Transferts to IGDRS*. Gentilly-2 IGDRS-Environmental Impact Study. TN-51. 22 p.

-
- [12] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Juin 2003. *Assessment of Strategies for Storage of Gentilly-2 Decontamination Resins*. Gentilly-2 Refurbishment Project. 66RF-79140-TD-002. Revision D1. P. 3-8, section 3.4.3. 49 p.
- [13] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Juin 2003. *Assessment of Strategies for Storage of Gentilly-2 Decontamination Resins*. Gentilly-2 Refurbishment Project. 66RF-79140-TD-002. Revision D1. P. 3-7, section 3.4.1. 49 p.
- [14] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Juin 2003. *Assessment of Strategies for Storage of Gentilly-2 Decontamination Resins*. Gentilly-2 Refurbishment Project. 66RF-79140-TD-002. Revision D1. P. 3-6, section 3.3. 49 p.
- [15] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Mars 2003. File # 06952-020046-2004. TN-04. 2 p.
- [16] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Juin 2003. *Gentilly-2 Waste Characterization Report*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-79100-ASD-005 Revision D1, P. 4-4, Tableau 4-3. 75 p.
- [17] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Décembre 2003. *Operational Wastes (Excluding Resins) for IGDRS*. Gentilly-2 Refurbishment Project. 66RF-79100-ASD-003. Revision 0. P. A-8, section A.2.1. 41 p.

8 Retour d'expérience

Les installations proposées pour l'IGDRS et pour l'agrandissement de l'ASSCI sont basées sur des technologies éprouvées. Certaines de ces technologies, telles que le stockage à sec dans les modules CANSTOR, sont déjà employées sur le site de Gentilly. D'autres sont adaptées des modes de stockage utilisés dans les installations de stockage des déchets radioactifs situées ailleurs au Canada.

Cette section met en relief l'expérience accumulée avec chacune des installations de stockage proposées.

8.1 Stockage à sec du combustible irradié à l'ASSCI de Gentilly

Les modules CANSTOR proposés pour l'agrandissement de l'ASSCI sont similaires à ceux construits et en exploitation depuis 1995 à la centrale de Gentilly-2.

8.1.1 Transfert du combustible irradié

Les opérations de chargement et de déchargement du combustible du réacteur se font à l'aide de machines à chargement, situées dans le bâtiment du réacteur. Une fois le combustible retiré du réacteur, il est transféré à la salle de transfert du combustible irradié. Le combustible voyage ensuite sur un convoyeur, à travers le canal de transfert. Les grappes irradiées intactes sont déposées sur des plateaux dans la piscine de stockage. En supposant un facteur d'utilisation de la centrale de 80 %, environ 4 500 grappes de combustible irradié sont générées chaque année. À la fin de 2003, la piscine de stockage contenait 37 761 grappes intactes [1].

La détection de rupture de gaine se fait dans le réacteur et les grappes défectueuses sont identifiées par l'exploitant lorsqu'elles sortent de la machine à chargement. Celles-ci sont placées pendant environ 40 jours dans les carrousels de stockage temporaire du combustible défectueux pour laisser décroître les gaz radioactifs. Le combustible défectueux est transféré dans la piscine du combustible défectueux. À la fin de 2003, 28 grappes défectueuses étaient entreposées dans cette piscine [1]. Une seule grappe brisée est actuellement dans un contenant spécial; les autres sont disposées sur des plateaux semblables à ceux de la piscine de stockage.

Après un minimum de sept ans de refroidissement dans la piscine, les grappes sont placées une à une dans un panier qui est scellé à l'aide d'un couvercle soudé. Les paniers sont ensuite transférés un à un dans un des modules CANSTOR. À la fin de l'année 2003, 51 000 grappes de combustible avaient été transférées dans les modules CANSTOR. Aucune de ces grappes ne provenait de la piscine de stockage du combustible défectueux.

8.1.2 Événements non planifiés

Aucun incident opérationnel causant une surexposition des travailleurs ou une relâche radioactive n'est survenu lors du transfert du combustible irradié vers l'ASSCI. Par contre, on a observé que les crayons formant une grappe de combustible se détachaient parfois lors du remplissage des paniers. Après un examen de la situation, on a procédé à des changements dans les procédures de manutention du combustible afin de minimiser la possibilité que les crayons se détachent des grappes. Le personnel de supervision et de manutention a reçu une formation afin d'être informé de ces changements. Enfin, il a été décidé que la façon la plus sûre de stocker ces crayons détachés serait de les récupérer et de les placer dans un contenant conçu à cette fin et de même dimensions qu'une grappe normale. Ainsi, les crayons détachés dont la gaine est intacte sont placés dans un panier et peuvent ainsi être transférés vers l'ASSCI.

8.1.3 Impact environnemental à l'ASSCI

Des points d'échantillonnage des eaux de surface sont situés autour de l'ASSCI. Les eaux souterraines sont aussi échantillonnées en quelques points autour de l'aire de stockage. Une station de contrôle radiologique est installée tout près de l'aire de stockage à sec et un réseau de stations semblables est distribué autour de la centrale (voir la Figure 7-8). Des mesures d'ambiance gamma sont prises autour des modules CANSTOR et des dosimètres thermoluminescents sont installés sur le pourtour du site. Les résultats des mesures et des analyses sont présentés dans les rapports trimestriels.

On détecte une augmentation localisée de l'ambiance gamma à la clôture de l'ASSCI [2]. Le débit de dose n'y a jamais dépassé $2,6 \times 10^{-7}$ Sv/h [3], ce qui demeure un ordre de grandeur inférieur à l'objectif de conception de $2,5 \times 10^{-6}$ Sv/h. L'analyse des eaux de surface et souterraine montre une activité moyenne de tritium à 7000 Bq/L mais ne détecte pas la présence d'autres contaminants radioactifs. La teneur de tritium s'explique par les rejets de la centrale nucléaire de Gentilly-2; elle n'est donc pas causée par le stockage du combustible irradié.

De plus, un programme d'échantillonnage des cylindres des modules CANSTOR permet de détecter les fuites éventuelles qui proviendraient des paniers contenant le combustible irradié. L'échantillonnage des cylindres montre jusqu'à présent des traces de tritium, de cobalt-60 et de césium-137 dans l'eau de condensation recueillie dans le fond de certains cylindres. L'activité observée est faible et stable, ce qui indique qu'il s'agit de contamination provenant de l'eau de la piscine qui était demeurée à la surface des paniers.

8.2 Stockage des déchets radioactifs à l'ASDR de Gentilly

8.2.1 Fosse A13

Les enceintes de type A proposées pour le stockage des filtres usagés à l'IGDRS sont basées sur la technologie éprouvée de la fosse A13 utilisée à l'ASDR. L'enceinte de type A sera construite au-dessus du sol au lieu d'être partiellement enterrée, mais il s'agit essentiellement du même type de structure.

On estime que la fosse A13 (voir la Figure 8-1) contenait environ 697 filtres à la fin de 2003 [4, 5]. Cette fosse est une source de tritium atmosphérique autour de l'ASDR. Afin de minimiser ces émissions fugitives, les filtres sont maintenant asséchés et une fois les cylindres remplis, les bouchons sont scellés individuellement avec du ruban adhésif.

8.2.2 Fosses de type B et C

Les enceintes proposées pour le stockage des déchets de faible et moyenne activité (EDFMA) sont une version optimisée des fosses de type B et de type C utilisées pour le stockage des déchets compactables et non compactables à l'ASDR depuis les années 70.

On estime qu'il y avait environ 800¹ ballots compactés et 120 barils de 200 litres de déchets non compactables dans les fosses B et C à la fin du troisième trimestre 2003.

À la fin de troisième trimestre 2003, le volume disponible à l'ASDR était de 235,5 m³. En optimisant les méthodes de ségrégation des déchets, on prévoit avoir de l'espace disponible à l'ASDR jusqu'à la fin de 2007.

8.2.3 Événements non planifiés

De façon générale, les activités de transfert des déchets vers l'ASDR se sont déroulées sans incident significatif. Toutefois il y a eu un événement le 3 mars 1999, lors du transfert d'un filtre de purification du système caloporteur (3335-FR2) dans le cylindre 81 de la fosse A-13. Le filtre est demeuré bloqué dans le château de transfert au moment de le descendre dans sa position d'entreposage. Les travailleurs ont tenté de débloquer le filtre et l'ont fait tomber accidentellement dans la fosse. Ils ont ainsi libéré des aérosols qui ont contaminé la zone adjacente aux fosses. Des travailleurs ont alors été exposés à une dose interne et externe. L'individu le plus exposé a reçu une dose engagée de

¹ Estimation basée sur un volume de 667 m³ total pour les voûtes B et C en soustrayant l'espace disponible et en supposant des ballots de 0,5 m³ et des barils de 0,25 m³.

5×10^{-5} Sv et une dose gamma externe de $3,5 \times 10^{-4}$ Sv [6], ce qui demeure négligeable en comparaison de la limite réglementaire de dose pour les travailleurs qui est de 0,05 Sv/a.

La contamination dans la zone affectée était fixée dans une couche de neige glacée. Une campagne d'échantillonnage a permis d'établir l'étendue de la zone contaminée. On a retrouvé des traces de niobium-95, zirconium-95, antimoine-124, cobalt-60, manganèse-54 et hafnium-181. L'activité totale libérée a été estimée à 3×10^8 Bq.

L'intervention a consisté à construire des bassins de rétention recouverts d'une membrane de polyéthylène. La neige contaminée a été recueillie et transférée dans ces bassins de rétention. Lors de la fonte de la neige, l'eau a été 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.

Après la fonte des neiges, la contamination résiduelle a été vérifiée en effectuant des prélèvements de végétation et de sol. L'échantillon le plus actif contenait 545 Bq d'antimoine-124 et des traces beaucoup plus faibles de certains autres radionucléides. Il faut noter que l'antimoine-124 a une demi-vie de 60,2 jours. L'impact à long terme de cet incident est donc négligeable.

8.2.4 Impact environnemental à l'ASDR

8.2.4.1 Ambiance gamma

L'ambiance gamma autour de l'aire de stockage des déchets radioactifs est mesurée par des dosimètres thermoluminescents (DTL). On mesure aussi la teneur en tritium des eaux de surface, des eaux d'infiltration et de la nappe phréatique autour de l'ASDR.

Les mesures d'ambiance gamma autour de l'ASDR montrent une augmentation d'un facteur trois par rapport au bruit de fond naturel de la région à un des points de mesure situé sur le périmètre de l'ASDR. Le débit de dose moyen mesuré est de $2,2 \times 10^{-7}$ Sv/h, ce qui demeure tout de même en dessous de l'objectif de conception à la clôture ($2,5 \times 10^{-6}$ Sv/h). Cette augmentation est localisée et elle s'explique par la présence d'un ballot de déchets particulièrement actifs dans la fosse C4. Lorsqu'on s'éloigne à une centaine de mètres de l'ASDR, l'ambiance gamma retombe au niveau du bruit de fond naturel.

8.2.4.2 Tritium

On détecte une augmentation localisée de l'activité du tritium dans l'air et dans l'eau autour de l'ASDR [3]. Cette augmentation serait causée par l'évaporation du tritium contenu dans les déchets des fosses, suivie par sa condensation à l'extérieur des fosses. En hiver, le tritium peut ainsi s'accumuler dans la neige ce qui entraîne des concentrations de tritium plus élevées dans l'eau lors de la fonte au printemps.

La moyenne de l'activité en tritium mesurée dans les eaux de surface demeure en deçà de 7500 Bq/L, dans les eaux d'infiltration en deçà de 9000 Bq/L et dans l'eau de la nappe phréatique en deçà de 4000 Bq/L [3]. Le point de mesure (SCR-7) de la concentration dans l'air près de l'ASDR et les points d'échantillonnage des eaux souterraines sont représentés à la Figure 8-1.

Une modélisation de la dispersion du tritium autour des fosses de l'ASDR [7] a permis de reproduire les mesures environnementales et d'extrapoler ces mesures à une plus grande distance des fosses. Les résultats de cette modélisation sont présentés aux Figures 8-2, 8-3 et 8-4.

Il faut noter que le tritium est naturellement présent dans l'air et dans l'eau douce à des concentrations respectives de 0,05 Bq/m³ et 3 Bq/L. De plus, lorsque la centrale nucléaire de Gentilly-2 est en opération, elle ajoute une contribution locale de 3 Bq/m³ dans l'air et de 300 Bq/L dans l'eau de surface. Lorsqu'on néglige ces deux sources importantes de tritium, les résultats de la modélisation montrent que l'impact des émissions fugitives provenant de l'ASDR n'est pas détectable au-delà de 150 m.

Les mesures de l'eau souterraine du niveau C, au sud de l'ASDR (voir la Figure 8-4), démontrent une contamination en tritium d'environ 30 000 Bq/L. Cette contamination provient surtout des incinérations de déchets radioactifs effectuées dans une fosse de sable avant 1980, lorsque l'ASDR appartenait à ÉACL. On a effectué une certaine réhabilitation du sol avant d'agrandir l'ASDR.

Les concentrations de tritium correspondant aux isocontours les plus étendus présentées aux figures précédentes ne peuvent avoir un effet sur la santé des humains ou des biotes. Afin de pouvoir analyser les effets des concentrations mesurées et des modélisations sur les biotes terrestres et aquatiques, on a calculé des seuils génériques de concentration sans effet pour les biotes. Les hypothèses et les calculs réalisés pour arriver à ces critères sont présentés à l'Annexe D. La comparaison de telles concentrations présentée au Tableau 8-1 nous permet de conclure qu'aucun effet significatif sur les humains ou les biotes n'est appréhendé. En effet, si un individu était exposé de façon continue à de telles concentrations, son exposition serait une fraction des limites de dose.

8.2.4.3 Carbone-14

Les mesures effectuées autour de l'ASDR n'ont pas permis de détecter de carbone-14 dans l'eau [3]. Ceci suggère que les émissions de carbone-14 atmosphérique sont faibles et qu'elles se dissipent rapidement.

8.3 Stockage au site de Point Lepreau

Actuellement, les installations de stockage des déchets radioactifs à Point Lepreau (*Solid Radioactive Waste Management Facility* ou SRWMF) sont physiquement séparées en deux parties (voir la Figure 8-5):

- Phase I comprend quatre enceintes de type 1A et une structure avec neuf quadricellules. Ces structures sont surtout destinées à l'entreposage des déchets de faible et de moyenne activité (déchets de Type 1 et 2), mais reçoivent aussi une certaine quantité de déchets de haute activité (Type 3).
- Phase II correspond aux silos en béton destinés au stockage à sec du combustible irradié.

8.3.1 Enceintes de type 1A

Les enceintes pour le stockage des déchets de faible et de moyenne activité (EDFMA) proposées à l'IGDRS sont basées sur les enceintes de type 1A utilisées à Point Lepreau.

L'enceinte de type 1A est une structure en béton armé, hors terre. Elle est divisée en quatre compartiments dont la largeur est d'environ 5 m. La hauteur est de 5 m et la longueur approximative est de 14 m. L'épaisseur des murs est de 0,6 m. Ce type d'unité a une capacité de stockage de l'ordre de 142 m³.

Ces enceintes sont en exploitation depuis 1982 et ont démontré une excellente intégrité. À la fin de mars 2003, on avait construit 4 enceintes et transféré 1560 m³ de déchets ayant une activité totale de 3×10^{14} Bq [8].

8.3.2 Silos pour le stockage du combustible irradié

Les silos qui pourraient être utilisés pour le stockage du combustible irradié sont basés sur ceux utilisés à Point Lepreau. En mars 2003, l'aire de stockage à sec de Point Lepreau contenait 98 silos pleins (52 920 grappes de combustible irradié) [9]. Il n'y a pas eu d'incidents pendant le transfert du combustible.

Les silos pour le stockage à sec du combustible irradié ont été conçus pour une durée de vie minimum de 50 ans et jusqu'ici ils ne présentent aucun signe de détérioration.

Les silos contiennent un système d'échantillonnage permettant d'effectuer des essais d'étanchéité. Ces essais n'ont révélé aucune fuite provenant du combustible irradié.

8.3.3 Impact environnemental

Au SRWMF, les deux principales sources d'exposition pour les humains et pour l'environnement sont les faibles rejets de radionucléides (surtout le tritium) provenant des déchets stockés et l'ambiance gamma associée aux structures de stockage.

8.3.3.1 Ambiance gamma

L'ambiance gamma est mesurée par des DTL positionnés sur le périmètre du site. Les valeurs annuelles moyennes d'ambiance gamma pour la phase II du SRWMF varient de $8,6 \times 10^{-4}$ à $8,9 \times 10^{-4}$ Gy/a au périmètre du site. L'augmentation de l'ambiance gamma n'est donc pas significative par rapport aux variations du bruit de fond naturel. L'ambiance gamma mesurée par DTL n'est plus détectable à une distance de 100 m des installations de stockage du combustible irradié [11].

8.3.3.2 Tritium

Le programme de surveillance de l'environnement de la centrale de Point Lepreau a permis de détecter de faibles émissions de tritium en provenance des enceintes de stockage des déchets à faible activité et des quadricellules. Le niveau maximal du tritium mesuré dans l'air entre 1998 et 2000 a varié de 3 à 8 Bq/m³ dans les limites du site et de 0,4 à 1 Bq/m³ hors du site. La concentration naturelle de tritium dans l'air de la région de Point Lepreau est de 0,001 Bq/m³.

La concentration du tritium dans les eaux de surface et les eaux souterraines a graduellement augmenté au cours des dernières quinze ans, mais son niveau reste généralement bas. La valeur maximale de la concentration moyenne annuelle de tritium de 1 500 Bq/L [9, 10, 11] a été mesurée en 2000 dans le canal Parshall de la Phase I.

La tendance à la hausse du tritium n'a pas continué en 2002 ; les valeurs moyennes de concentration en tritium mesurées dans les canaux Parshall en 2002 ont été de 750 Bq/L pour la Phase I et 64 Bq/L pour la Phase II [11].

Les valeurs mesurées autour de la Phase II sont typiquement plus faibles que celles autour de la Phase I. Le niveau du tritium pour la Phase II demeure stable. En présumant que les deux canaux Parshall (Phase I et Phase II) reçoivent des quantités similaires de précipitations, la différence de tritium pourrait être expliquée par la présence de sources locales de tritium dans la Phase I. Les filtres de purification du modérateur relâchent de faibles quantités d'eau lourde qui s'échappe des structures par évaporation et se condense ensuite pour retomber au sol. Afin de minimiser ces émissions, les filtres sont maintenant séchés avant d'être entreposés.

La concentration moyenne annuelle du tritium dans les eaux souterraines des puits de contrôle, des précipitations et des eaux de surface varie entre 22 et 110 Bq/L [10].

8.4 Stockage au site de Bruce

Les enceintes de stockage des résines usées (ESRU) proposées pour l'IGDRS au site de Gentilly sont basées sur l'expérience d'exploitation à Bruce.

Depuis 1970, les déchets radioactifs découlant de l'exploitation des centrales nucléaires ontariennes sont entreposés à Bruce (*Western Waste Management Facility – WWMF*). Les centrales de Darlington et Pickering, actuellement exploitées par *Ontario Power Generation* (OPG), ainsi que les réacteurs exploités par *Bruce Power* stockent des résines usées dans des installations dédiées sur le site de Bruce [12] (voir la Figure 8-6). Le site de Bruce a reçu à la fois des résines d'exploitation et des résines de décontamination.

Il existe plusieurs types d'installations pour le stockage des résines à Bruce:

- Quadricellules [13];
- Fosses souterraines IC-12;
- Fosses souterraines IC-18.

8.4.1 Quadricellules

Des quadricellules semblables à celles utilisées à Gentilly et à Point Lepreau ont été aménagées à Bruce. Ce sont des structures de béton, construites au-dessus du sol, qui peuvent recevoir des contenants de résines de 3 m³. Chaque structure est divisée en quatre cavités qui peuvent recevoir chacune deux contenants superposés.

Initialement, les contenants étaient fabriqués d'acier au carbone recouvert d'époxy mais ils sont maintenant remplacés par des contenants d'acier inoxydable qui offre une meilleure résistance à la corrosion.

Les résines sont drainées de façon à ce que le volume d'eau libre soit inférieur à 1%.

8.4.2 Fosse souterraines IC-12

Les fosses souterraines IC-12 (*Inground Container for 12 m³*) ont été conçues pour le stockage sous le niveau du sol de contenants de 3 m³. Chaque fosse peut recevoir quatre contenants superposés. Ces installations ont été remplacées par les IC-18 décrites ci-après.

8.4.3 Fosse souterraine IC-18

L'unité de stockage IC-18 est actuellement utilisée pour le stockage de déchets radioactifs solides de moyenne et haute activité. Ces fosses sont une version améliorée des IC-12. Elles peuvent recevoir six contenants de 3 m³ superposés, pour une capacité de stockage de 18 m³. Les fosses IC-18 sont constituées d'un cylindre souterrain en acier au carbone de 1,73 m de diamètre et de 11,75 m de hauteur, placé dans un autre cylindre en acier au carbone entouré d'une gaine de béton. L'accès à l'unité s'effectue au niveau du sol par le couvercle en béton (voir la Figure 8-7).

Cette unité permet de stocker une multitude de contenants et différents types de déchets de moyenne et de haute activité. Ces déchets peuvent être des résines usées, des filtres radioactifs, des colonnes échangeuses d'ions, des composants de procédés et des déchets compactables d'activité trop élevée pour être entreposés dans les autres unités de stockage.

Le blindage est assuré par le cylindre en acier, les structures en béton et le sol entourant l'unité. Le drainage de la cavité interne s'effectue par un tuyau situé au fond du cylindre et par une conduite accessible au niveau du sol.

8.4.4 Impact environnemental

Le chargement et le stockage des déchets de moyenne activité dans les fosses souterraines IC-18 entraîne une augmentation localisée de l'ambiance gamma et des émissions de carbone-14. Les émissions de tritium provenant des fosses ne sont pas détectables par rapport aux émissions du bâtiment de stockage des déchets de faible activité, qui est la principale source de tritium sur le site.

8.4.4.1 Ambiance gamma

Les contenants de déchets de moyenne activité qui sont placés dans les fosses IC-18 ne peuvent avoir un débit de dose au contact plus élevé que 0,15 Sv/h. Lors des opérations de chargement, le débit de dose gamma est réduit par un blindage qui protège les travailleurs. Une fois que les déchets sont descendus dans les fosses et qu'elles sont fermées avec les couvercles de béton, le débit de dose au contact demeure au-dessous de 0,025 Sv/h. Le débit de dose mesuré à la clôture du site est inférieur à 1×10^{-6} Sv/h.

8.4.4.2 Carbone-14

Le carbone-14 est présent sur les résines usées stockées dans les IC-12 et les IC-18. Les fosses souterraines ont été identifiées comme une source des émissions atmosphériques et liquides de carbone-14. En effet, le phénomène de vieillissement des résines usées entraîne la libération à long terme du carbone-14.

Un programme spécial de surveillance environnementale a été mis sur pied à partir de 1998 afin d'estimer les rejets de carbone-14 provenant des fosses souterraines. Il a été constaté que le couvercle et les joints n'assuraient pas l'étanchéité nécessaire pour minimiser l'échange d'air dans les fosses. Les modifications effectuées sur les joints d'étanchéité en 2000 ont fait en sorte que les rejets en carbone-14 ont été réduits de façon significative par la suite. Le Tableau 8-2 présente les émissions de carbone-14 estimées pour les différentes installations souterraines [14].

Actuellement, les émissions totales de carbone-14 à partir des fosses souterraines sont estimées à $1,4 \times 10^{10}$ Bq/a, ce qui est équivalent à 0,004 % de la Limite Opérationnelle

Dérivée Intérimaire autorisée par la CCSN pour le site de Bruce ($3,8 \times 10^{14}$ Bq/a pour le carbone-14) [14].

Les rejets de carbone-14 provenant des quadricellules sont considérés négligeables en raison de leur mode de construction et de leur étanchéité qui assurent un taux minimal d'échange d'air avec l'environnement.

Les résultats de mesures de carbone-14 dans l'air démontrent que son activité varie de 460 à 2 050 Bq/kg-C [15]. Des valeurs de 1 800 à 3 600 Bq/kg-C ont été observées à la clôture du RWOS2. Le niveau naturel du carbone-14 est de 250 Bq/kg-C [15]. Les concentrations en carbone-14 mesurées dans l'air demeurent de 4 à 7 fois inférieures à la concentration maximale permise dans l'air aux lieux de travail qui est de $3,7 \times 10^6$ Bq/m³ [14].

La concentration maximale de carbone-14 dans les biotes terrestres et les macrocytes aquatiques autour des installations RWOS2 est de 14 000 Bq/kg-C [16]. Il faut noter que l'activité détectée dans les biotes comprend toutes les sources atmosphériques de carbone-14 (naturelles, retombées atmosphériques des essais nucléaires et émissions de RWOS et RWOS2).

Les doses dues au carbone-14 estimées pour les individus hypothétiques demeurant à l'extérieur du site ont été respectivement de $7,8 \times 10^{-7}$ Sv/a, $8,1 \times 10^{-7}$ Sv/a et $4,6 \times 10^{-7}$ Sv/a pour 1998, 1999 et 2000. Ces doses estimées représentent une infime fraction de la limite de dose de 0,001 Sv/a pour le public.

8.4.4.3 Tritium

La concentration moyenne de tritium atmosphérique mesuré dans les limites du site de Bruce est de 2,2 Bq/m³ [15]. La concentration du tritium dans les échantillons de précipitation prélevés sur le RWOS2 depuis 1991 varie de $1,1 \times 10^3$ à $1,1 \times 10^4$ Bq/L; la concentration moyenne est de $1,5 \times 10^3$ Bq/L.

Les eaux de surface et du système de drainage de RWOS2 sont collectées dans la station d'échantillonnage et ensuite vérifiées. La moyenne des rejets mensuels de tritium de RWOS2 en 1999 était de $1,6 \times 10^{10}$ Bq/mois [15].

Les résultats du programme de surveillance montrent que l'activité totale du tritium rejeté dans les eaux de surface n'est qu'à 0,05 % de la limite opérationnelle dérivée qui est de 3×10^{13} Bq/mois [15].

Les concentrations en tritium les plus élevées ont été détectées dans le puits de contrôle WSH-231. La concentration maximale en tritium de 6 000 Bq/L a été mesurée en septembre 1999. La concentration maximale permise en tritium dans l'eau est de 203 500 Bq/L. OPG a établi sa cible opérationnelle à 1 % de la concentration maximale permise, ce qui correspond à 2 040 Bq/L. Un niveau d'action de 5 % de la concentration maximale permise, soit 10 175 Bq/L, a été accepté pour les fins de l'évaluation du risque

écologique [16]. Il faut toutefois noter que le seuil de concentration sans effet pour les biotes terrestres a été calculé à 3×10^6 Bq/L; pour les biotes aquatiques, il est de 3×10^7 Bq/L [17].

Tableau 8-1 : Impact des concentrations en tritium autour de l'ASDR

Récepteur	Quantité	Air ^a	Eau surface ^b
	Concentration mesurée	0,07 Bq/m ³	7 500 Bq/L
Humain (public)	Taux d'incorporation	8,4×10 ³ m ³ /a	700 L/a
	Dose	1×10 ⁻⁸ Sv/a	1×10 ⁻⁷ Sv/a
	Fraction de la limite de dose	0,001 %	0,01 %
Biotes terrestres	Seuil de concentration sans effet	4,4×10 ⁴ Bq/m ³	1,2×10 ⁷ Bq/L
	Fraction du seuil de concentration sans effet	1,6×10 ⁻⁴ %	6,5×10 ⁻² %
Biotes aquatiques	Seuil de concentration sans effet	n.a.	2,3×10 ⁶ Bq/L
	Fraction du seuil de concentration sans effet	n.a.	0,32 %

^a: voir la Figure 8-2

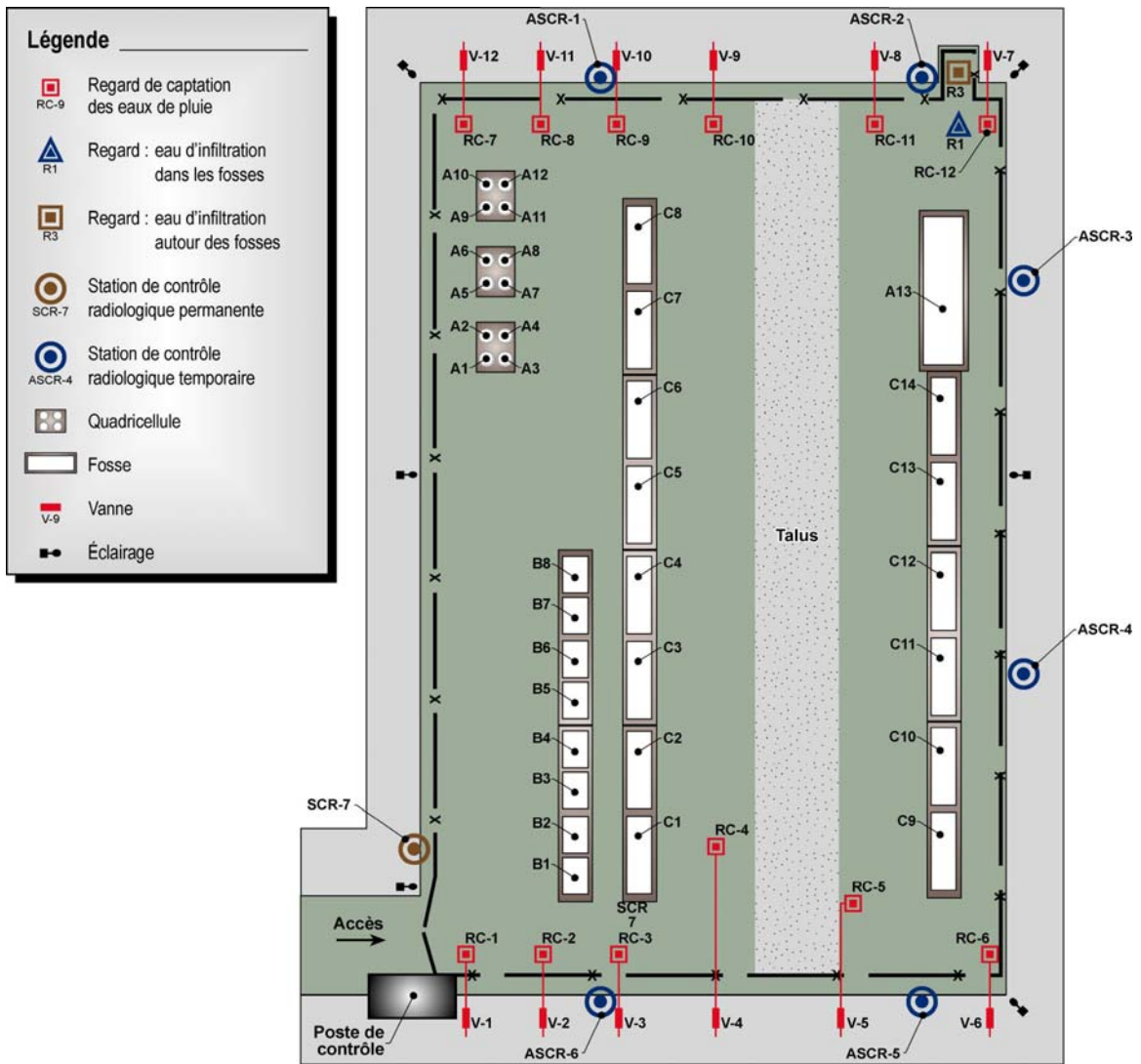
^b: voir la Figure 8-3

n.a. : non applicable

Tableau 8-2: Émissions estimées en carbone-14 pour les différentes installations souterraines à Bruce (1998 – 2002)

Type d'installation	Estimation des émissions annuelles en carbone-14 (Bq/a)				
	1998	1999	2000	2001	2002
IC-12			1,1×10 ⁹	3,3×10 ⁸	7,8×10 ⁷
IC-18	1,8×10 ¹²	4,2×10 ¹²	3,5×10 ¹¹	2,8×10 ¹¹	1,4×10 ¹⁰
Total			3,6×10 ¹¹	2,8×10 ¹¹	1,4×10 ¹⁰
Fraction des LODI ^a (%)	0,5	1,1	0,09	0,07	0,004

^a: LODI signifie Limite Opérationnelle Dérivée Intérimaire



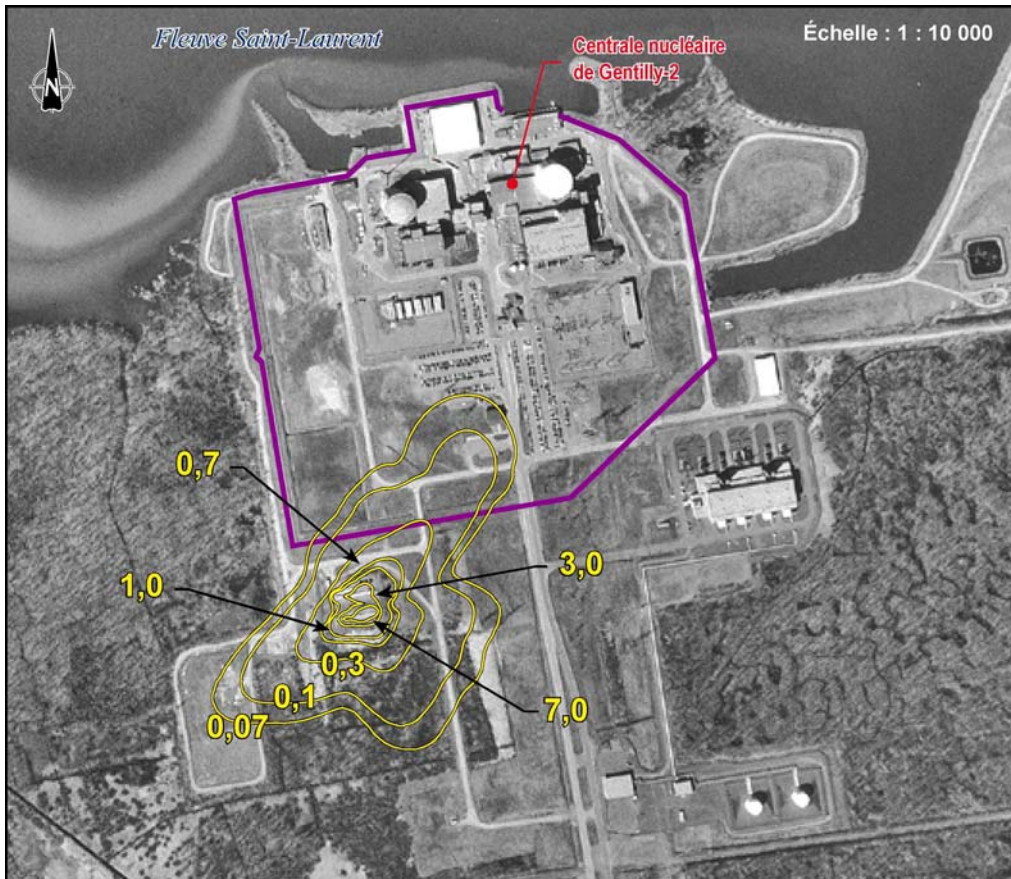


Figure 8-2: Isocontours de tritium atmosphérique (Bq/m^3) attribuable à l'ASDR



Figure 8-3: Concentration du tritium (Bq/L) dans les eaux souterraines attribuable à l'ASDR

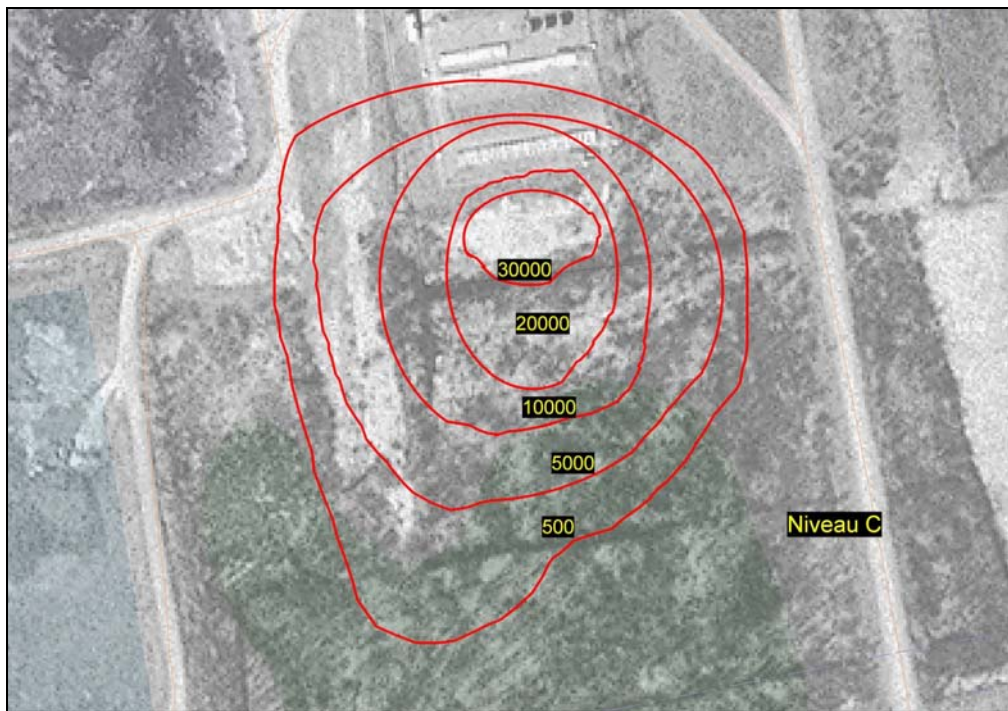


Figure 8-4: Isocontours de tritium (Bq/L) dans le panache souterrain au sud de l'ASDR

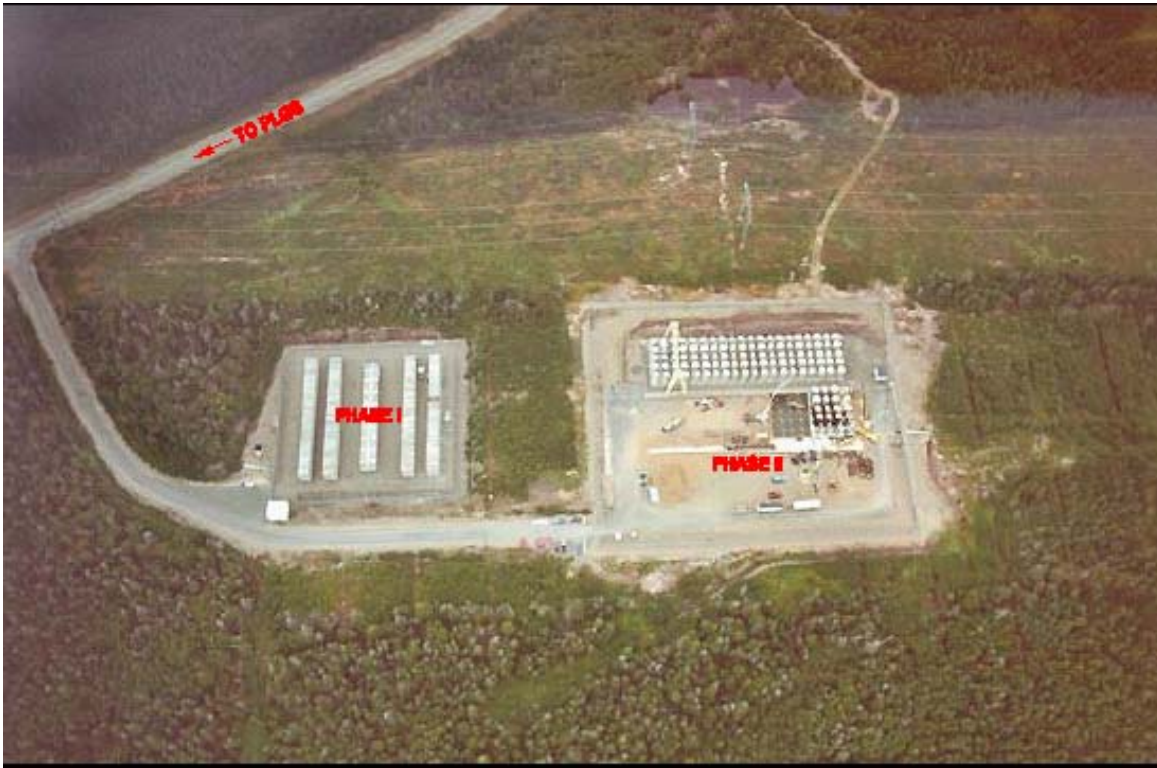


Figure 8-5: Installations de stockage des déchets radioactifs (SRWMF) de Point Lepreau, Phases I et II



Aerial view of Ontario Power Generation's Western Waste Management Facility (WWMF), showing 1. Low Level Storage Buildings, 2. Waste Volume Reduction Building, 3. Amenities Building, 4. In-ground containers, 5. Western Used Fuel Dry Storage Facility Processing Building, and 6. Dry Storage Container (DSC) Storage Building.

Figure 8-6: Vue aérienne des installations de stockage des déchets radioactifs (WWMF) de Bruce (OPG).

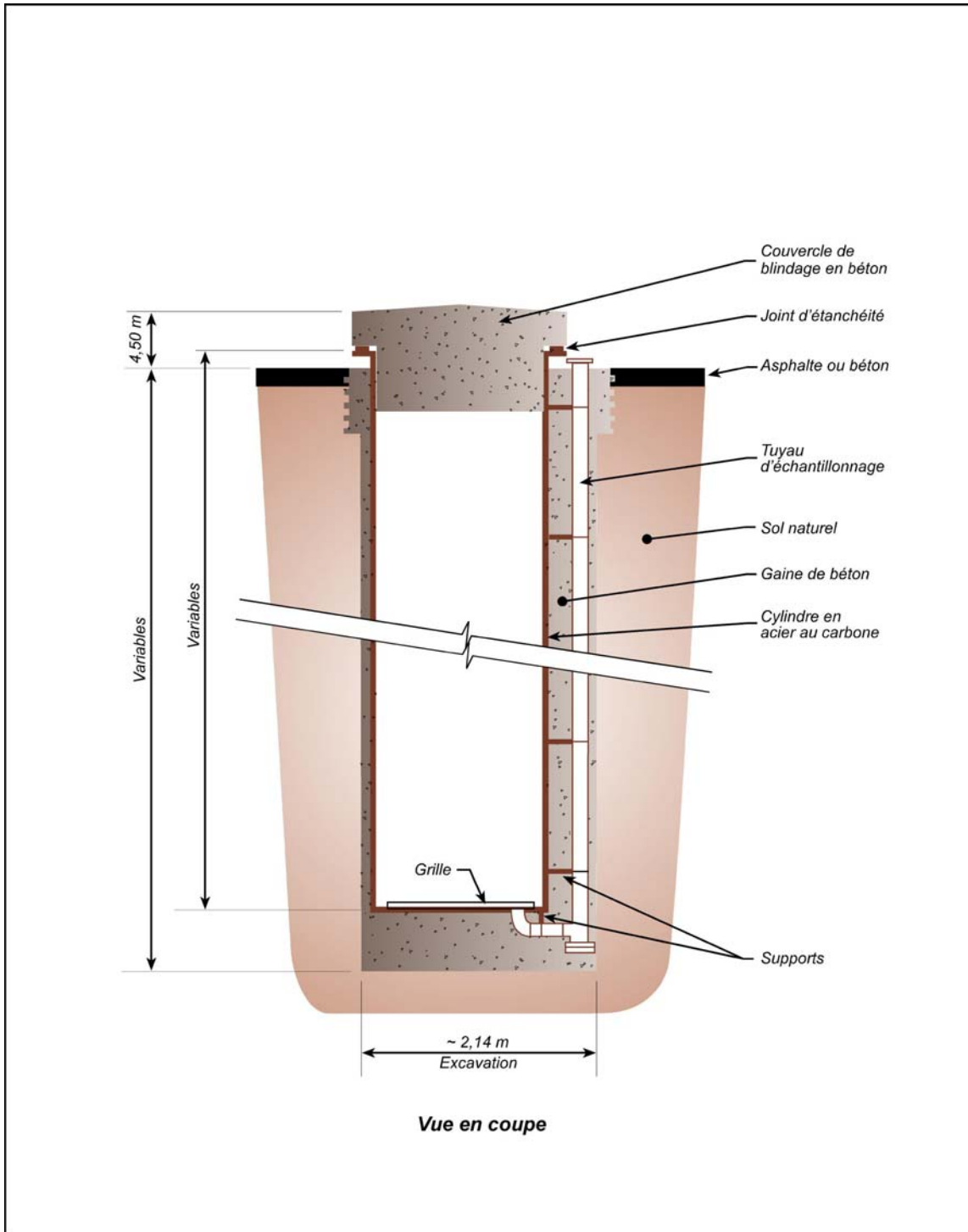


Figure 8-7: Fosse IC-18 pour le stockage des résines usées à Bruce

-
- [1] Aubin, D. 2004. *Grappes de combustible*. Courriel transmis à F.Lemay le 25 février 2004.
- [2] Hydro-Québec. 2003. *Gestion des déchets radioactifs et des installations de stockage à sec du combustible irradié*. Rapport trimestriel, quatrième trimestre 2003. Centrale Nucléaire de Gentilly-2. 41 p.
- [3] Hydro-Québec Production. Avril 2003. Centrale nucléaire de Gentilly-2. *Résultats du programme de surveillance radiologique de l'environnement du site de Gentilly*. Rapport annuel 2002. Rapport technique G2-RT-2003-00518-11. 57 p. et annexes. Site Internet :
http://www.hydroquebec.com/production/classiques/nucleaire/gentilly_2/index.html.
- [4] Service d'analyse de risque QSAR inc., International Safety Research et C. Barbeau. Juin 2002. *Évaluation des risques écotoxicologiques et toxicologiques associés à l'exploitation des centrales de Gentilly-2 et de Bécancour*. Rapport réalisé pour Hydro-Québec Production. Pagination multiple et annexes.
- [5] Hydro Québec Production. 2003. *Gestion des déchets radioactifs et des installations de stockage à sec du combustible irradié*. Rapports trimestriels 2003. Deuxième trimestres. 41 p.
- [6] Hydro-Québec. Mars 1993. *Interventions de contrôle de la dispersion de contaminants radioactifs dans l'environnement de l'ASDR*. Rapport technique interne G2-RTI-99-23. 10 p. avec figures.
- [7] Université Laval. 2003. *Suivi de la dispersion du tritium autour de l'aire de stockage des déchets radioactifs de la centrale Gentilly-2 (1998-2002)*, Rapport technique. Laboratoire de Radioécologie. 51 p. et annexes.
- [8] Point Lepreau Generating Station (PLGS). 2003. *SRWMF Quarterly Report, First Quarter 2003*. 0087-79100-2003-001-QTR1-A-00. 46 p.
- [9] Point Lepreau Generating Station (PLGS). 2002. *Point Lepreau SRWMF Modifications Environmental Assessment Report 87RF-07020-7000-001-ENA-A-00*. Pagination multiple et annexes.
- [10] Point Lepreau Generating Station (PLGS). February 2003. *Point Lepreau Generating Station Ecological Effects Review*. Final Report. Pagination multiple et annexes.
- [11] Point Lepreau Generating Station (PLGS). April 2003. *Point Lepreau Generating Station environmental Radiation Monitoring Data 2002*. Report HP-07000-2003-1. 193 p.

- [12] Énergie Atomique du Canada lée (ÉACL). Juin 2003. *Assessment of Strategies for Storage of Gentilly-2 Decontamination Resins*. Gentilly-2 Refurbishment Project. 66RF-79140-TD-002. Révision D-1. P. 5-1. 49 p.
- [13] Ontario Power Generation (OPG). February 1993. *Spent Ion Exchange Resin Waste Management*. Report No. 93. Radioactive Material Processing Unit, Bruce ENCON – Site Facilities. 26 p. et annexes.
- [14] Ontario Power Generation (OPG). June 2003. *Carbon-14 Management at WWMF 1998-2002*. Summary Report. 20 p. et annexes.
- [15] Ontario Power Generation (OPG). September 2000. *Bruce Radioactive Waste Operations Site 2 Environmental Assessment Report for Additional Storage of Low and Intermediate Level Waste*. Pagination multiple et annexes.
- [16] Ontario Power Generation (OPG). March 2001. *Bruce Radioactive Waste Operations Site 2 Environmental Assessment Report for Additional Storage of Low and Intermediate Level Waste*. Addendum. 51 p. et annexes.
- [17] Ontario Power Generation (OPG). August 2000. *Report on Development of a Generic Screening Criterion for Tritium in Groundwater not Used as a Drinking Water*. Project No. 33288. 41 p. et annexes.

9 Sûreté des installations proposées

Les installations proposées sont conçues de façon à stocker les déchets radioactifs et le combustible irradié de façon sécuritaire pendant une période minimale de 50 ans. La conception de ces installations est basée sur les principes suivants :

- Les structures remplissent leur fonction de façon passive et requièrent le minimum d'intervention humaine et d'entretien;
- Elles peuvent résister à toutes les charges anticipées pendant leur durée de vie sans perdre leur fonctionnalité;
- Elles fournissent un blindage suffisant de façon à ce que le débit de dose au contact des structures demeure en dessous de l'objectif de conception de $25 \mu\text{Sv/h}$ ^a;
- Elles résistent aux intempéries et minimisent l'infiltration d'eau;
- Elles peuvent être inspectées afin de vérifier leur condition.

Les déchets sont classifiés en fonction de leur niveau d'activité ce qui dicte les exigences de sûreté que doivent rencontrer les structures spécifiques de stockage (voir le Tableau 9-1). Les sections suivantes décrivent les installations proposées.

9.1 Silo à déchets de retubage

Les silos à déchets de retubage (voir la Figure 7-9) contiennent des métaux activés et contaminés de haute activité qui seront soigneusement asséchés avant d'être transférés à l'IGDRS. Les silos sont des structures scellées et sont conçus pour qu'il n'y ait aucun rejet de matières radioactives. Ils ne contiennent pas de matières volatiles qui seraient susceptibles d'être rejetées dans l'environnement.

Puisque les silos contiennent des déchets de retubage de haute activité, ils doivent fournir un blindage suffisant contre les rayonnements gamma. Ils doivent aussi dissiper la chaleur générée dans ces déchets.

9.1.1 Irradiation externe

Le contenant des déchets de retubage est fait d'acier galvanisé et est fermé mécaniquement. Ce contenant est placé dans un château de transfert blindé qui permet de limiter le débit de dose à moins de $250 \mu\text{Sv/h}$ au contact et $25 \mu\text{Sv/h}$ à un mètre. Deux portes coulissantes, encastrées sur le dessus et dans la base carrée du château, glissent sur deux rails, permettant ainsi de charger le château à la face du réacteur et de le décharger lorsqu'il est positionné au dessus d'un silo. Ce système protège les travailleurs contre les rayonnements pendant l'opération de transfert des contenants à l'intérieur des silos.

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

La structure extérieure des silos à déchets de retubage comporte un minimum de 1,2 m [1] de béton qui sert de blindage contre les rayonnements gamma pénétrants. Le béton permet d'atténuer le débit de dose au contact des silos à moins de 25 $\mu\text{Sv/h}$. Le béton comprend des ouvertures de ventilation pour dissiper la chaleur. Ces ouvertures sont conçues de façon à atténuer les rayonnements et limiter le débit de dose au contact des grilles en dessous de 25 $\mu\text{Sv/h}$. Ce débit de dose correspond à la valeur initiale. Il diminuera rapidement en fonction du temps. En effet, les produits d'activation qui contribuent le plus au débit de dose sont le cobalt-60 (demi-vie de 5,3 ans), le zirconium-95 (demi-vie de 64 jours), le niobium-95 (demi-vie de 35 jours) et l'antimoine-124 (demi-vie de 60 jours).

9.1.2 Rejets en exploitation normale

Les silos à déchets de retubage sont conçus de façon à ce qu'il n'y ait aucune émission de substance radioactive en exploitation normale.

Les déchets de retubage de haute activité sont des pièces métalliques qui ont été asséchées et qui ne contiennent aucune substance volatile. Les contenants scellés mécaniquement protègent efficacement les déchets contre d'éventuelles infiltrations d'eau. Les cylindres de stockage sont fermés par un couvercle et scellés à l'aide d'une plaque soudée. Deux conduites qui se terminent par des valves extérieures permettent d'échantillonner l'intérieur des cylindres et de vérifier s'il y a présence de radionucléides ou d'eau.

Ces structures seront construites sur une dalle de béton et la surface entourant ces dalles sera pavée. Les eaux d'écoulement seront recueillies à la station de contrôle et d'échantillonnage (voir la Figure 7-8) et pourront être analysées avant d'être acheminées au canal de rejet.

9.1.3 Refroidissement

Les déchets de retubage de haute activité dégagent initialement beaucoup de chaleur qui doit être dissipée. Le silo est composé de sept cylindres en acier galvanisé qui sont suspendus par le haut. Chaque cylindre contient trois tubes-guide dans lesquels les contenants de déchets de haute activité sont placés. Certains contenants dégagent plusieurs centaines de watts, tel que présenté au Tableau 7-5. Les silos dissipent cette chaleur par convection naturelle à travers des ouvertures permettant la circulation de l'air autour des cylindres de stockage.

En optimisant la quantité de chaque type de déchets chargés dans les silos, il est possible de limiter la chaleur à environ 9 000 W par silo [2]. La Figure 9-1 montre le profil-type de température à l'intérieur des silos. Les déchets métalliques peuvent tolérer des

températures très élevées sans aucun inconvénient. Par contre, la température du béton doit être limitée à cause des contraintes générées à travers la paroi.

9.1.4 Criticité

Il n'existe aucun risque de criticité pour les déchets de retubage.

9.1.5 Détérioration et corrosion

Les contenants de déchets de retubage de haute activité sont en acier galvanisé [3]. Les cylindres qui reçoivent les contenants sont aussi en acier galvanisé. Un couvercle ferme chaque cylindre et une plaque soudée scelle le tout. Un système de drains permet d'éviter l'accumulation d'eau dans la cavité interne des silos. Des conditions d'inspection, accessibles à l'extérieur des silos, permettent de vérifier s'il y a eu infiltration d'eau dans les cylindres et dans les cavités internes du silo. Si c'était le cas, l'eau serait drainée et analysée.

9.2 Enceintes de stockage des résines usées (ESRU)

Les ESRU recevront les résines usées provenant de la décontamination du circuit caloporteur primaire et de l'exploitation de la centrale. Ces deux types de résines ont des caractéristiques radiologiques différentes, mais elles seront stockées dans les mêmes contenants et les mêmes structures. Les résines de décontamination contiennent du cobalt-60 et d'autres produits de fission et d'activation. Celles découlant de l'exploitation contiennent surtout du tritium et du carbone-14 [26].

Les résines sont drainées du surplus d'eau et sont placées dans des contenants cylindriques d'acier inoxydable. Ces contenants sont fermés de façon mécanique et possèdent une soupape de surpression. Les contenants sont placés dans les cellules des ESRU. Les cellules sont ensuite fermées à l'aide d'un couvercle et scellées avec une plaque soudée.

Le fond et le haut des cellules sont raccordés à des tuyaux d'échantillonnage. Ces tuyaux sont normalement fermés par des valves accessibles à l'extérieur des ESRU. Périodiquement, il sera possible d'échantillonner la cavité interne afin de vérifier si la cellule est pressurisée et s'il y a présence de contamination.

9.2.1 Irradiation externe

Du point de vue des caractéristiques radiologiques, il existe plusieurs types de résines, soit :

- Résines d'exploitation pour la purification du modérateur;
- Résines d'exploitation pour la purification du caloporteur primaire;
- Résines cationiques fortes (RCF) de décontamination ;

- Résines anioniques fortes (RAF) de décontamination.

Bien que ces résines captent une grande gamme de substances radioactives, deux radionucléides dominant largement pour ce qui est des émissions de rayons gamma pénétrants. Dans le cas des résines d'exploitation, c'est le cobalt-60 qui domine. Pour les résines de décontamination de type RCF, c'est le cobalt-60 qui contribue le plus au débit de dose; alors que pour les résines RAF, c'est l'antimoine-124.

Le blindage de béton des ESRU a été évalué en supposant une concentration de cobalt-60 de $6,4 \times 10^{11}$ Bq/m³. Cette activité volumique correspond à l'activité attendue dans les résines de purification du modérateur après une accumulation de 30 ans dans les réservoirs 79140, tel que présenté au Tableau 9-2. Le Tableau 9-3 présente les débits de dose au contact et à un mètre du château de transfert blindé pour les divers types de résines.

Afin de respecter la limite de débit de dose de 250 µSv/h au contact du château de plomb et de 25 µSv/h à un mètre, il est prévu d'utiliser un blindage de plomb d'environ 10 cm.

Les résines pour la purification du caloporteur ont une activité beaucoup plus faible, soit environ 2 % de celles de la purification du modérateur [4]. Le débit de dose attendu au contact du château de plomb contenant les résines pour la purification du caloporteur sera donc très faible.

Les ESRU auront des parois ayant une épaisseur minimum de 76 cm [5] afin d'atténuer le débit de dose à 25 µSv/h. Le débit de dose attendu au contact et à cinq mètres des ESRU est présenté au Tableau 9-4 pour les résines les plus actives.

9.2.2 Rejets en exploitation normale

Une estimation de l'activité des principaux radionucléides adsorbés sur les résines qui seront stockées à l'IGDRS est présentée au Tableau 9-5. Dans le cas des résines anioniques fortes de décontamination, seul l'antimoine-124 a été considéré. Pour les résines cationiques fortes, on a ajouté de façon conservatrice huit substances qui contribuent chacune à une activité correspondant à 3,1 % de celle du cobalt-60. L'activité en tritium des résines de purification du modérateur et du caloporteur est basée sur l'activité moyenne mesurée dans les réservoirs de stockage de la centrale [6].

La plupart des radionucléides forment des composés stables et non volatils qui demeurent fixés aux groupes fonctionnels des résines. Seul le tritium (H-3) et le carbone-14 (C-14) forment des composés volatils qui peuvent s'échapper des résines lorsque celles-ci se dégradent.

L'irradiation par les substances radioactives contenues dans les résines cause une dégradation de celles-ci et la production de gaz H₂, O₂, CO₂, CH₄ et NH₃ par un processus de radiolyse. Les résines de purification du modérateur sont celles qui sont les

plus susceptibles d'émettre ces gaz de radiolyse en raison de la plus grande activité de cobalt-60. Si le contenant de résines était scellé, on estime que la pression interne atteindrait 3,25 atmosphères après 50 ans [7]. Le contenant de stockage n'est pas conçu pour être pressurisé. Il possède donc une soupape permettant de rejeter les gaz dans la cellule de stockage. La cellule est scellée à l'aide d'un couvercle et d'une plaque soudée. Des conduites qui se terminent par des valves extérieures permettent d'échantillonner l'intérieur des cellules et de vérifier s'il y a présence de radionucléides ou d'eau d'infiltration.

On estime qu'il faudra 167 contenants pour stocker les 500 m³ [8] de résines découlant de l'exploitation de la centrale. Une partie importante de ces résines usées provient des systèmes de purification du caloporteur, de la piscine et du refroidissement des boucliers. Ces résines contiendront moins de cobalt-60 que celles provenant de la purification du modérateur et émettront moins de gaz de radiolyse. Pour générer une estimation conservatrice des rejets atmosphériques, on a toutefois supposé que tous les 167 contenants de résines provenaient du système de purification du modérateur. On a aussi supposé que la fraction de l'inventaire total (voir Tableau 9-5) qui s'échappe des contenants est proportionnelle à la fraction des résines qui s'est dégradée par radiolyse. De plus, l'activité rejetée a été étalée uniformément sur une période de 50 ans.

Le Tableau 9-6 présente l'activité estimée des radionucléides qui pourraient être rejetés annuellement par les ESRU lors de l'échantillonnage périodique des cellules. Il est à noter que les rejets seront en réalité inférieurs puisqu'il sera possible de fixer ces radionucléides lors de l'intervention.

9.2.3 Refroidissement

Les résines usées dégagent beaucoup moins de chaleur que les déchets de retubage (voir le Tableau 7-4). Cette chaleur sera facilement dissipée par conduction à travers la paroi de béton des ESRU.

9.2.4 Détérioration et corrosion

Les contenants pour les résines usées sont fabriqués d'acier inoxydable. Ils ne seront donc pas sujets à la corrosion. Les cellules qui reçoivent les contenants de résine sont en acier galvanisé. Elles sont bien protégées de la corrosion par la structure de béton du côté extérieur. La cavité intérieure des cellules sera échantillonnée afin de vérifier s'il y a présence d'eau de condensation ou d'infiltration.

La structure des ESRU sera construite au-dessus du sol et sera accessible pour inspection et entretien préventif.

9.3 EDFMA

Les enceintes de stockage des déchets de faible et de moyenne activité (EDFMA) sont utilisées pour le stockage des déchets suivants :

- Déchets de retubage non compactables de faible et de moyenne activité;
- Déchets d'exploitation non compactables;
- Déchets de réfection et d'exploitation compactables.

Les déchets de retubage non compactables de faible et de moyenne activité sont des déchets métalliques activés et contaminés qui seront asséchés. Ils seront placés dans des boîtes en acier de 1,24 m³ avant d'être déposés dans les EDFMA.

Les déchets d'exploitation non compactables comprennent les barils rebutés, les métaux et matériaux divers qui sont placés en barils de 200 litres avant d'être transférés dans les EDFMA.

Les déchets de réfection et d'exploitation compactables incluent des papiers, des chiffons et des matières plastiques compressés en ballots de 0,45 m³. Ces ballots sont recouverts d'une double enveloppe de plastique et attachés à l'aide de sangles d'acier.

9.3.1 Irradiation externe

Tous les déchets de faible et de moyenne activité émettent un débit de dose de moins de 0,2 Sv/h à un mètre. Lorsqu'ils sont placés dans les cellules des EDFMA, le débit de dose au contact des structures est inférieur à 25 µSv/h.

9.3.2 Rejets en exploitation normale

Les EDFMA sont conçues de façon à minimiser les rejets de matières volatiles. Un joint d'étanchéité est prévu entre l'enceinte et son couvercle. On réduit ainsi la dispersion atmosphérique du tritium et du carbone-14 pendant les changements de température diurnes et saisonniers. En effet, l'expérience à l'ASDR (voir la section 8.2) a démontré que les fosses étaient une source fugitive de tritium et de carbone-14.

Les EDFMA seront utilisées pour trois types de déchets et le potentiel de rejets est différent pour chacun de ces types de déchets :

- Les déchets de retubage non compactables sont des déchets métalliques secs radioactifs puisqu'ils sont activés ou contaminés en surface. Ce type de déchets ne contient pas de matières volatiles et ne contribuera pas aux rejets en situation normale.
- Les déchets d'exploitation non compactables comprennent des barils rebutés, des barils de charbon activé et d'autres matières solides contaminées. Ces barils sont

fermés de façon à protéger leur contenu des intempéries. Ils ne sont pas scellés et ils peuvent émettre du tritium et du carbone-14.

- Les déchets compactables sont stockés sous forme de ballots enveloppés de plastique. Ces déchets ne sont pas scellés et peuvent aussi émettre du tritium et du carbone-14 par un processus d'évaporation-diffusion et de condensation à l'extérieur des enceintes.

L'estimation de l'activité contenue dans les déchets compactables et non compactables est présentée au Tableau 9-7. Cette estimation est basée sur l'activité des déchets qui sont présentement stockés à l'ASDR. À partir de l'expérience d'exploitation à l'ASDR, on a estimé le taux d'émission des substances volatiles contenues dans les déchets. Cette estimation est aussi présentée au Tableau 9-7.

Le Tableau 9-8 présente l'estimation des rejets anticipés pour les EDFMA qui sont proposées à l'IGDRS. En scellant les enceintes à l'aide de joints d'étanchéité, il devrait être possible de diminuer significativement les rejets par rapport à cette estimation.

9.3.3 Détérioration et corrosion

Les EDFMA sont des structures construites au-dessus du sol qui seront accessibles pour inspection et entretien préventif. Les enceintes proposées pour l'IGDRS sont semblables aux enceintes de type 1A utilisées à Point Lepreau depuis vingt ans. Ces dernières sont en excellent état (voir section 8.3.1).

Les déchets de retubage de faible et de moyenne activité seront placés dans des boîtes d'acier de 1,24 m³. L'extérieur des boîtes est traité à l'aide d'un enduit antirouille et d'un émail. L'intérieur est traité avec une peinture époxy ou polyuréthane. Un joint de néoprène assure l'étanchéité et prévient l'infiltration d'humidité.

Les déchets de retubage qui ne pourront pas être placés dans les boîtes de 1,24 m³ seront enveloppés de plastique et placés directement dans les enceintes. Les ballots sont enveloppés d'une double épaisseur de plastique et retenus à l'aide de sangles métalliques. Les déchets enveloppés dans le plastique seront ainsi adéquatement protégés de l'humidité et de la corrosion.

9.4 Enceinte pour les filtres usagés (type A)

Les enceintes de type A vont recevoir les filtres usagés de différents formats (10 cm, 41 cm et 51 cm) découlant de l'exploitation de la centrale. Les cylindres de stockage qui sont décrits à la section 7.4.6 sont aussi utilisés pour le stockage des contenants Siva-Blast et des éléments chauffants du pressuriseur.

Les filtres qui proviennent de la purification du modérateur et du caloporteur sont imbibés d'eau lourde et contiennent donc du tritium et du carbone-14, en plus des

produits de fission et d'activation. Les filtres sont partiellement séchés en centrale avant leur transfert aux aires de stockage. Ils demeurent une source fugitive de rejets.

Pour estimer l'activité des matières volatiles sur les filtres usagés (voir le Tableau 9-9), on suppose qu'après le séchage, chaque filtre contient encore 100 ml de modérateur avec une concentration en tritium de $1,1 \times 10^{12}$ Bq/kg et en carbone-14 de $1,7 \times 10^6$ Bq/kg [9]. Les filtres de 41 cm ont un volume de $0,03 \text{ m}^3$, soit 30 litres. On suppose une quantité équivalente à 8 de ces filtres pour la décontamination et 272 filtres pour la poursuite de l'exploitation (voir le Tableau 7-1).

Les contenants Siva-Blast et les éléments chauffants, qui seront aussi entreposés dans ce type d'enceinte, sont des déchets solides secs qui ne contiennent pas de matières volatiles.

9.4.1 Irradiation externe

Les enceintes de type A sont conçues pour stocker les déchets dont le débit de dose à un mètre peut dépasser 0,2 Sv/h. Dans le cas des filtres, le débit de dose varie en fonction de l'origine du filtre. Les contenants Siva-Blast contiennent environ $9,4 \times 10^{11}$ Bq de cobalt-60 par contenant [10]. Leur débit de dose dépasse donc 0,2 Sv/h. Les éléments chauffants du pressuriseur ont un débit de dose au contact de 0,001 Sv/h [11]. Ils pourraient donc être stockés dans les EDFMA mais à cause de leur forme, ils sont plus facilement transférés dans les cylindres des enceintes de type A.

Les déchets sont placés dans un château de transfert qui atténue le rayonnement externe à moins de $25 \mu\text{Sv/h}$ au contact. Les parois de béton des enceintes de type A ont une épaisseur de 61 cm qui permet d'obtenir un débit de dose au contact de moins de $25 \mu\text{Sv/h}$.

9.4.2 Rejets en exploitation normale

Les enceintes de type A sont conçues de façon à minimiser les rejets en exploitation normale. Les filtres sont asséchés pendant plusieurs jours sous ventilation forcée avant leur transfert aux aires de stockage. Les cylindres contenant les filtres et autres déchets sont fermés par un bouchon et scellés à l'aide d'un élastomère. Les éléments volatils, tels que le tritium et le carbone-14, sont donc confinés à l'intérieur des enceintes et ne peuvent s'en échapper tant que le cylindre demeure scellé.

9.4.3 Refroidissement

Les filtres usagés, les contenants Siva-Blast et les éléments chauffants stockés dans les enceintes de type A ne dégagent pas de chaleur et ne nécessitent pas de refroidissement.

9.4.4 Détérioration et corrosion

Les enceintes de type A seront construites au-dessus du sol. Elles seront donc facilement accessibles pour inspection et entretien préventif.

Les cylindres qui reçoivent les filtres usagés et autres déchets radioactifs sont en acier galvanisé. Ils sont fermés par un bouchon et scellés à l'aide d'un élastomère, ce qui minimise des infiltrations d'eau. L'extérieur des cylindres est protégé de la corrosion par la structure de béton qui les entoure.

9.5 ASSCI

L'ASSCI est conçue pour recevoir des modules CANSTOR ou des silos pour le stockage à sec du combustible irradié. Dans le cadre du projet, il est proposé d'agrandir l'aire de stockage de façon à recevoir un total de 20 modules CANSTOR au lieu des 16 qui ont été approuvés en 1995. Il y a présentement cinq modules CANSTOR à l'ASSCI.

9.5.1 Irradiation externe

Les installations de stockage à sec du combustible irradié sont blindées par des murs de béton de 96,8 cm d'épaisseur dans le cas des silos et de 96,5 cm dans le cas des modules. Cette couche de béton a pour but de réduire les débits de dose dus à l'irradiation gamma jusqu'à une valeur acceptable (25 $\mu\text{Sv/h}$ au contact) pour les travailleurs qui doivent effectuer la manutention du combustible. Les débits de dose à la clôture du périmètre de l'aire de stockage doivent être en deçà de 2,5 $\mu\text{Sv/h}$. Des mesures récentes effectuées autour de l'ASSCI confirment que les débits de dose ne dépassent pas les limites de conception et que les mesures à la clôture sont en fait dix fois plus faibles que les valeurs prévues lors de la conception [12]. Les débits de dose au contact des modules CANSTOR sont d'environ 1 $\mu\text{Sv/h}$ et ne dépassent pas 1,8 $\mu\text{Sv/h}$. Le débit de dose au contact des grilles des ouvertures de ventilation ne dépassent pas 22 $\mu\text{Sv/h}$ [13].

Les personnes qui pénètrent à l'intérieur de l'ASSCI sont munies d'un porte-dosimètre et leur dose est contrôlée dans le cadre du programme de dosimétrie de la centrale nucléaire de Gentilly-2. Il n'y a eu aucun dépassement de la limite de dose pour les travailleurs affectés aux activités de construction ou d'exploitation de l'ASSCI.

Il faut noter que le débit de dose à la clôture est assez faible pour garantir que les biotes terrestres qui pourraient se trouver à l'extérieur de la zone protégée ne puissent être affectés par l'irradiation externe. En effet, la dose maximale que pourrait recevoir un biote exposé de façon continue à un débit de dose de 25 $\mu\text{Sv/h}$ est d'environ 0,022 Gy/a. Il s'agit d'à peu près 2 % de la limite de dose pour les biotes terrestres de 1 Gy/a (voir le Tableau 3-2).

Les débits de dose dus à l'irradiation gamma s'atténuent rapidement avec la distance et ceux attendus à quelques centaines de mètres de la clôture sont beaucoup plus faibles que le seuil de détection des instruments de mesure et que le bruit de fond naturel. Ils sont aussi négligeables par rapport à la limite réglementaire de dose pour le public de 0,001 Sv/a. Le Tableau 9-10 résume les débits de dose attendus.

9.5.2 Rejets en exploitation normale

Le concept de stockage à sec du combustible irradié oppose trois barrières indépendantes à la dispersion des radionucléides dans l'environnement :

- La première barrière est constituée par la gaine qui entoure les pastilles de combustible. Seul le combustible dont la gaine est intacte est mis en panier dans la piscine.
- La deuxième barrière est constituée par le panier soudé qui contient 60 grappes. Les paniers sont conçus pour résister aux chocs, à la corrosion et à la chaleur générée par le combustible irradié.
- La troisième barrière est constituée par le cylindre étanche, à l'intérieur d'un silo ou module CANSTOR. Le dessus du cylindre est scellé à l'aide d'un couvercle de blindage soudé en place.

En cas de bris de la gaine d'une grappe de combustible irradié, les radionucléides pourraient s'accumuler à l'intérieur du panier scellé. Cet événement n'aurait aucune conséquence et ne serait pas détectable. Pour avoir un événement détectable, il faut postuler une brèche à travers la deuxième barrière. Ainsi, si le panier soudé contenant la grappe défectueuse fuyait, les radionucléides se trouveraient confinés à l'intérieur du cylindre étanche.

Les cylindres des silos et modules CANSTOR contiennent deux tuyaux d'échantillonnage, l'un allant vers le fond du cylindre, l'autre allant vers le dessus du cylindre (voir les Figures 7-13 et 7-14). Ces deux tuyaux se terminent par des valves qui émergent à la surface du béton. L'inspection des cylindres consiste à relier une pompe à la cavité du cylindre étanche et à faire circuler l'air à travers deux filtres. Les filtres sont analysés au laboratoire et, si on détecte la présence anormale de radioactivité, il y a indication qu'au moins un des paniers a fui et qu'il contient au moins un crayon défectueux.

Dans ces circonstances, le panier défectueux pourrait être identifié et retiré du cylindre pour être transféré à la station de travail blindée et ouvert dans la piscine de stockage du combustible irradié. Le contenu du panier serait examiné dans la piscine afin d'identifier la grappe défectueuse. Les paniers intacts seraient transférés dans un autre cylindre à l'ASSCI.

Si la fuite n'était pas détectée lors de la dernière vérification et si le cylindre étanche se mettait à fuir, la radioactivité pourrait alors se disperser dans l'air et être entraînée par les eaux de pluie. Les pourtours des dalles des silos ou des modules CANSTOR sont asphaltés. Ces surfaces sont munies d'un rebord afin que les eaux de pluie s'écoulent vers un canal de récupération. Il est possible d'échantillonner et d'analyser les eaux de surface afin de vérifier si elles rencontrent les normes avant de les laisser s'écouler. Ces contrôles de la radioactivité dans l'environnement permettent de détecter toute fuite significative.

Il faut toutefois noter que les quantités qui pourraient s'échapper sont faibles. Le tableau A-2 de l'Annexe A montre clairement que pour la plupart des radio-isotopes, l'inventaire d'une grappe est plus faible que la limite opérationnelle dérivée (quantité qui pourrait être rejetée annuellement à l'environnement). Les quelques isotopes qui existent en quantité suffisante pour dépasser la limite des rejets sont des métaux ou des sels qui demeurent fixés chimiquement à la matrice du combustible. Ces isotopes ne se disperseraient donc pas facilement dans l'environnement. Leurs propriétés physico-chimiques sont discutées à l'Annexe E.

9.5.3 Refroidissement

Les installations de stockage sont conçues de façon à garder les grappes de combustible irradié à une température inférieure à 160 °C. À partir d'expériences, il a été établi qu'une température d'au moins 180°C était nécessaire pour induire un taux de défaillance mesurable. Si la température du combustible dépasse 180°C pendant une période prolongée (plusieurs années), il existe trois processus physiques qui peuvent causer la défaillance de la gaine [14]:

- Rupture de gaine due à la pression interne des gaz contenus dans la grappe.
- Oxydation accélérée de la gaine de zirconium à haute température.
- Fissuration due à la corrosion sous contrainte.

La Figure 9-2 présente la probabilité de défaillance des grappes stockées pendant 100 ans, en fonction de la température. En deçà de 180°C, le taux de défaillance des grappes est très faible et la fissuration due à la corrosion sous contrainte est le processus de défaillance le plus important.

Dans le cas des silos, la dissipation thermique se fait par conduction à travers la paroi de béton. Les essais et l'expérience d'exploitation ont démontré que la température des paniers demeure en deçà de 160°C [15]. Les mesures de températures effectuées sur les modules #1 et #2 de l'ASSCI entre 1995 et 2000 montrent que les valeurs de températures prédites à l'aide de modèles théoriques sont adéquates et présentent une bonne marge de sécurité pour la dissipation thermique [16, 17]. Pour les modules, la modélisation a démontré que la température interne des paniers ne dépasserait pas 160°C, même lorsque les entrées et sorties de ventilation situées sur une même face, soit la moitié de toutes les entrées et sorties, sont bloquées [18].

Un dépassement de température, en cas de blocage de toutes les entrées et sorties de ventilation d'un module par exemple, n'aurait pas de conséquences catastrophiques. La température du combustible pourrait dépasser 160°C jusqu'à ce que le blocage soit détecté et corrigé. Si cette situation continuait indéfiniment, dans le pire cas, la probabilité de défaillance des grappes augmenterait. En cas de défaillance d'une grappe, la radioactivité serait confinée au panier soudé qui contient 60 grappes. La vérification des cylindres contenant les paniers permettrait de détecter un panier qui fuit avant que les radio-isotopes puissent se retrouver dans l'environnement.

9.5.4 Criticité

Le combustible des centrales nucléaires CANDU utilise l'uranium naturel qui contient 0,7 % de matières fissiles (uranium-235). À cette concentration, il n'est pas possible d'obtenir une masse critique, même accidentellement. Pour obtenir une réaction en chaîne soutenue, il faut placer en réseau plusieurs tonnes d'uranium naturel dans un modérateur d'eau lourde ou de graphite.

9.5.5 Détérioration et corrosion

Les unités de stockage sont conçues pour une durée de vie minimum de 50 ans. Le béton armé est conçu pour résister aux intempéries pendant toute sa vie utile. Pendant le programme de démonstration des silos [15], il a résisté à 50 cycles gel-dégel sans détérioration.

Dans le cas des silos, le cylindre d'acier qui contient les paniers sert de coffrage interne pendant la coulée du béton. Il est donc protégé des intempéries par le béton à l'extérieur et est recouvert de peinture époxy à l'intérieur. Ce cylindre est donc efficacement protégé contre la corrosion.

La structure de béton du module CANSTOR est renforcée à l'aide d'une armature d'acier afin d'éviter les défauts structurels. L'expérience avec ce genre de structures démontre qu'elles résistent bien aux intempéries pendant plusieurs décennies [19]. De plus, les surfaces interne et externe du cylindre sont galvanisées afin de résister à la corrosion [20]. La surface extérieure du cylindre d'acier qui contient les paniers sera exposée à l'air qui circulera par convection naturelle à l'intérieur du module CANSTOR.

Une couche de conductivité pourrait se former sur la surface métallique des paniers et des cylindres en présence d'humidité. L'irradiation des gaz en présence d'humidité produit des oxydes d'azote corrosifs. Le modèle Facsimile [21] a été appliqué pour estimer l'impact des produits de radiolyse et le taux de la corrosion pour les différents composants de stockage. À cause de la chaleur dégagée par le combustible irradié, la surface extérieure du panier en acier inoxydable sera sèche et la quantité d'eau sur la surface ne sera pas suffisante pour former une couche de conductivité. Donc, la corrosion

du panier a été éliminée comme mécanisme de détérioration pendant l'exploitation normale.

En ce qui concerne les cylindres des modules, il y a plusieurs mécanismes de corrosion qui sont susceptibles de limiter leur vie. Ce sont :

- l'infiltration de l'eau pendant la période de la construction et avant le chargement du combustible irradié ;
- la corrosion galvanique à la transition entre l'acier au carbone et l'acier inoxydable du tube de drainage en raison d'accumulation d'eau résiduelle ;
- la corrosion potentielle des tiges de support sismiques si l'eau s'accumulait dans le fond de béton du module.

Ces mécanismes méritent une surveillance régulière, suivie de mesures d'entretien ou d'atténuation si nécessaires [21].

9.6 ASDR

L'aire de stockage des déchets radioactifs (ASDR) est conçue pour recevoir les déchets de faible et de moyenne activité qui résultent de l'exploitation de la centrale de Gentilly-2. Il est actuellement prévu d'y transférer les déchets compactables et les filtres usagés, découlant de l'exploitation de la centrale, jusqu'à l'atteinte de sa capacité de stockage.

Les structures de stockage de l'ASDR et les déchets qui y sont stockés sont décrits dans les chapitres 6 et 8 du présent rapport.

9.6.1 Irradiation externe

Les murs des fosses de l'ASDR sont en béton. Elles sont partiellement enterrées dans le sol, ce qui assure un débit de dose inférieur à $25 \mu\text{Sv/h}$ au contact. L'irradiation externe à proximité des installations est mesurée par des DTL installés à la périphérie de l'ASDR. L'ambiance gamma au périmètre du site ne dépasse pas $2,5 \mu\text{Sv/h}$ [12].

9.6.2 Rejets en exploitation normale

Les filtres usagés et les ballots de déchets compactables sont des sources d'émissions fugitives de tritium et de carbone-14. Le tritium s'échappe des fosses par un processus d'évapotranspiration et se condense ensuite dans certaines conditions pour se retrouver au sol autour de l'ASDR. Le phénomène est détectable lorsqu'il y a des changements de température diurnes ou saisonniers.

Une étude technique [9] a permis d'évaluer les rejets annuels provenant des fosses de l'ASDR. En ajoutant la contribution des fosses contenant des déchets compactables et

celle des fosses contenant des filtres usagés, on obtient les quantités présentées au Tableau 9-11. L'impact de ces rejets a été discuté à la section 8.2.4.2.

Afin de minimiser cette source de contamination, les filtres sont maintenant asséchés avant leur transfert à l'ASDR. Lorsqu'ils sont remplis, les cylindres de stockage sont fermés à l'aide d'un bouchon et scellés à l'aide de ruban adhésif.

9.6.3 Refroidissement

Les filtres usagés, de même que les déchets compactables et non compactables stockés dans les fosses de l'ASDR ne dégagent pas de chaleur et ne nécessitent pas de refroidissement.

9.6.4 Détérioration et corrosion

Une étude de vieillissement de l'ASDR a été réalisée en 2001 par ÉACL dans le cadre de l'avant-projet de réfection [22]. On y conclut que les structures individuelles sont en bonne condition. ÉACL recommande le maintien des programmes actuels d'inspection et d'entretien afin d'assurer la pérennité des installations jusqu'à l'horizon 2060. De plus, des inspections effectuées en 2002 et en 2003 ont permis de vérifier que les fosses de stockage de l'ASDR sont en bon état et ne fuient pas.

9.7 Sécurité

L'accès au site du complexe nucléaire de Gentilly est protégé en permanence par des constables armés. L'aire de stockage à sec du combustible irradié se trouve à l'intérieur du périmètre protégé et bénéficie donc du système de sécurité du site de Gentilly.

L'ASDR se trouve à l'extérieur du périmètre protégé. Cette aire de stockage est éclairée et entourée d'une clôture. De plus, elle est constamment sous surveillance par des caméras et les voies d'accès sont patrouillées.

Si la construction de l'IGDRS est approuvée, le périmètre protégé de la centrale sera agrandi de façon à inclure les nouvelles installations. L'IGDRS sera entourée d'une clôture surmontée de fils barbelés.

Tableau 9-1: Exigences pour le dimensionnement des structures de stockage

Classification	Débit de dose [à 1 m sans blindage] (Sv/h)	Dissipation thermique (nécessaire)	Type de déchets
Haute activité	> 0,2	Oui	Combustible irradié et certains déchets de retubage
		Non	Résines usées
Moyenne activité	entre 0,002 et 0,2	Non	Filtres usagés, certains déchets de retubage et les déchets d'exploitation
Faible activité	< 0,002	Non	Déchets de retubage et certains déchets d'exploitation

Tableau 9-2: Activité attendue du principal émetteur gamma dans les diverses résines

Type de résine	Activité (Bq/m³)	Radionucléide
Résine modérateur (30 ans d'accumulation)	$6,4 \times 10^{11}$	Cobalt-60
RCF de décontamination - sans Siva-Blast	$1,1 \times 10^{11}$	Cobalt-60
RCF de décontamination - avec Siva-Blast	$1,3 \times 10^{11}$	Cobalt-60
RAF de décontamination	$8,8 \times 10^{11}$	Antimoine-124

Tableau 9-3: Débits de dose pour les résines placées dans un château de plomb

Résines cationiques fortes [23]				
Blindage de plomb (cm)	Dessus		Côté	
	Contact (Sv/h)	1 m (Sv/h)	Contact (Sv/h)	1 m (Sv/h)
Aucun	0,09	0,012	0,08	0,015
10,2	3×10^{-5}	2×10^{-5}	3×10^{-5}	1×10^{-5}
Résines anioniques fortes [23]				
Blindage de plomb (cm)	Dessus		Côté	
	Contact (Sv/h)	1 m (Sv/h)	Contact (Sv/h)	1 m (Sv/h)
Aucun	0,43	0,06	0,39	0,074
10,2	$1,9 \times 10^{-4}$	$1,1 \times 10^{-4}$	$1,7 \times 10^{-4}$	7×10^{-5}
Résines du modérateur [24]				
Blindage de plomb (cm)	Dessus			
	Contact (Sv/h)	1 m (Sv/h)		
9,3	$2,5 \times 10^{-4}$		n.d. ^a	
11,4	n.d. ^a		$2,5 \times 10^{-5}$	

^a: non disponible

Tableau 9-4: Débits de dose pour les résines placées dans une ESRU

Résine	Activité estimée (Bq/m ³)	Radionucléide	Débit de dose (μSv/h) [25]	
			Contact	5 m
Modérateur	$6,4 \times 10^{11}$	Co-60	13,3	2,8
Cationique forte	$1,1 \times 10^{11}$	Co-60	2,3	0,5
Anionique forte	$8,8 \times 10^{11}$	Sb-124	17,5	3,7

Tableau 9-5: Activité initiale pour certains radionucléides sur les résines stockées à l'IGDRS [26]

Radionucléide	Activité (Bq/m ³)	Activité totale par contenant de 3 m ³ (Bq)
Résines anioniques fortes de décontamination		
Sb-124	$8,8 \times 10^{11}$	$2,2 \times 10^{12}$
Résines cationiques fortes de décontamination		
Co-60	$1,1 \times 10^{11}$	$2,7 \times 10^{11}$
Mn-54	$3,4 \times 10^9$	$8,6 \times 10^9$
Fe-59	$3,4 \times 10^9$	$8,6 \times 10^9$
Ru-103	$3,4 \times 10^9$	$8,6 \times 10^9$
Ru-106	$3,4 \times 10^9$	$8,6 \times 10^9$
La-140	$3,4 \times 10^9$	$8,6 \times 10^9$
Ba-140	$3,4 \times 10^9$	$8,6 \times 10^9$
Ce-141	$3,4 \times 10^9$	$8,6 \times 10^9$
Ce-144	$3,4 \times 10^9$	$8,6 \times 10^9$
Résines de purification du modérateur (79140)		
H-3	$1,6 \times 10^{12}$	$3,9 \times 10^{12}$
C-14	$5,1 \times 10^{12}$	$1,3 \times 10^{13}$
Cl-36	$7,3 \times 10^7$	$1,8 \times 10^8$
Cr-51	$6,7 \times 10^{10}$	$1,7 \times 10^{11}$
Cr-55	$7,2 \times 10^4$	$1,8 \times 10^5$
Mn-54	$4,4 \times 10^9$	$1,1 \times 10^{10}$
Mn-56	$2,8 \times 10^8$	$6,9 \times 10^8$
Fe-55	$1,9 \times 10^{12}$	$4,6 \times 10^{12}$
Fe-59	$2,1 \times 10^9$	$5,3 \times 10^9$
Co-58	$1,7 \times 10^9$	$4,4 \times 10^9$
Co-60	$6,4 \times 10^{11}$	$1,6 \times 10^{12}$
Ni-59	$1,9 \times 10^6$	$4,8 \times 10^6$
Ni-63	$1,4 \times 10^{11}$	$3,5 \times 10^{11}$
Ni-65	$2,2 \times 10^6$	$5,6 \times 10^6$
Zr-95	$1,4 \times 10^{10}$	$3,4 \times 10^{10}$
Nb-95	$1,7 \times 10^{10}$	$4,2 \times 10^{10}$
Gd-153	$2,6 \times 10^8$	$6,6 \times 10^8$
Gd-159	$2,7 \times 10^8$	$6,6 \times 10^8$
Tb-160	$3,2 \times 10^8$	$7,9 \times 10^8$
Tc-99	$7,1 \times 10^5$	$1,8 \times 10^6$

Tableau 9-5: Activité initiale pour certains radionucléides sur les résines stockées à l'IGDRS [26] (suite)

Radionucléide	Activité (Bq/m ³)	Activité totale par contenant de 3 m ³ (Bq)
Résines de purification du caloporteur (79140)		
H-3	$9,5 \times 10^{11}$	$2,4 \times 10^{12}$
C-14	$5,7 \times 10^{10}$	$1,4 \times 10^{11}$
Fe-55	$8,4 \times 10^{10}$	$2,1 \times 10^{11}$
Co-60	$1,6 \times 10^{10}$	$3,9 \times 10^{10}$
Sr-90	$1,9 \times 10^9$	$4,6 \times 10^9$
Ni-63	$3,6 \times 10^{10}$	$9,0 \times 10^{10}$
Ru-106	$3,2 \times 10^9$	$8,1 \times 10^9$
I-131	$1,4 \times 10^{10}$	$3,5 \times 10^{10}$
Cs-137	$4,1 \times 10^9$	$1,0 \times 10^{10}$
Ce-144	$5,0 \times 10^9$	$1,3 \times 10^{10}$
Pu-238	$3,7 \times 10^9$	$9,3 \times 10^9$
Pu-240	$5,0 \times 10^8$	$1,3 \times 10^9$
Pu-239	$3,6 \times 10^8$	$8,9 \times 10^8$
Pu-241	$4,0 \times 10^6$	$1,0 \times 10^7$
Am-241	$2,6 \times 10^9$	$6,6 \times 10^9$
Cm-242	$1,2 \times 10^7$	$2,9 \times 10^7$
Cm-243	$3,4 \times 10^5$	$8,5 \times 10^5$
Cm-244	$4,9 \times 10^8$	$1,2 \times 10^9$

Tableau 9-6: Émissions potentielles en situation normale de tous les contenants de résine prévus à l'IGDRS

Radionucléide	Activité (Bq/a)
H-3	$5,0 \times 10^9$
C-14	$9,3 \times 10^9$

Tableau 9-7: Estimation de l'activité et du taux de rejet des déchets destinés aux EDFMA

Type de déchets	Activité (Bq/m ³) [9], [27][28]			Taux de rejet (Bq/m ³ -a)	
	H-3	C-14	Co-60	H-3	C-14
Compactables de réfection	$1,7 \times 10^{12}$	$2,5 \times 10^6$	$3,7 \times 10^9$	$1,1 \times 10^6$	$1,1 \times 10^2$
Compactables d'exploitation			$1,5 \times 10^9$		
Non compactables			$2,0 \times 10^{10}$		

Tableau 9-8: Estimation des rejets anticipés pour les EDFMA

Type	Quantité (m ³)	Rejets H-3 (Bq/a)	Rejets C-14 (Bq/a)
Déchets compactables de réfection	210	$2,3 \times 10^8$	$2,3 \times 10^4$
Déchets compactables d'exploitation (2035)	1160	$1,3 \times 10^9$	$1,3 \times 10^5$
Déchets non compactables	434	$4,7 \times 10^8$	$4,7 \times 10^4$
Total	1804	$2,0 \times 10^9$	$2,0 \times 10^5$

Tableau 9-9: Estimation de l'activité contenue dans les filtres usagés

Radionucléide	Activité par filtre (Bq)	Activité totale (Bq)[29]
H-3	$1,2 \times 10^{11}$	$2,7 \times 10^{13}$
C-14	$1,8 \times 10^5$	$4,1 \times 10^7$

Tableau 9-10: Débits de dose dus à l'irradiation externe à l'ASSCI

Endroit	Débit de dose de conception [$\mu\text{Sv/h}$]	Débit de dose maximum mesuré [$\mu\text{Sv/h}$]
Contact avec les silos ou modules	< 25	22
Clôture de la zone contrôlée	< 2,5	0,26

Tableau 9-11: Estimation des rejets atmosphériques provenant de l'ASDR

Radionucléide	Activité des filtres (Bq)	Activité des ballots (Bq)	Total de l'activité (Bq)	Rejets annuels (Bq/a)
H-3	$7,7 \times 10^{14}$	$7,7 \times 10^{14}$	$1,6 \times 10^{15}$	$1,00 \times 10^9$
C-14	$1,2 \times 10^9$	$1,2 \times 10^9$	$2,3 \times 10^9$	$1,00 \times 10^5$

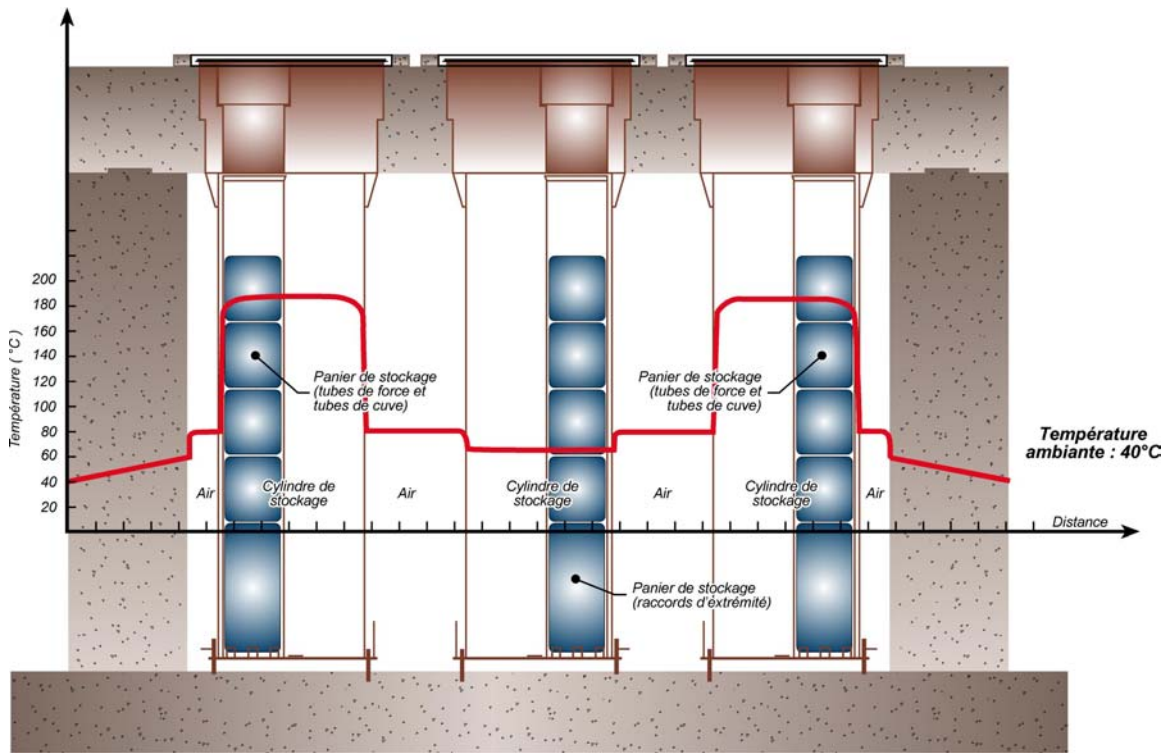


Figure 9-1: Distribution type des températures au début de la période de stockage dans un silo à déchets de retubage

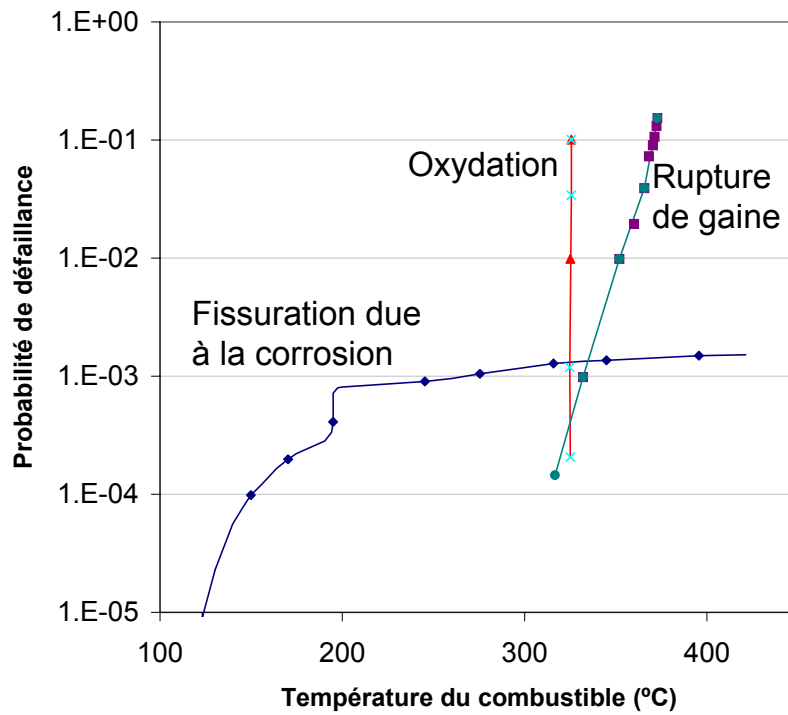


Figure 9-2: Probabilité de défaillance des grappes en fonction de la température de stockage pendant cent ans et selon trois mécanismes différents

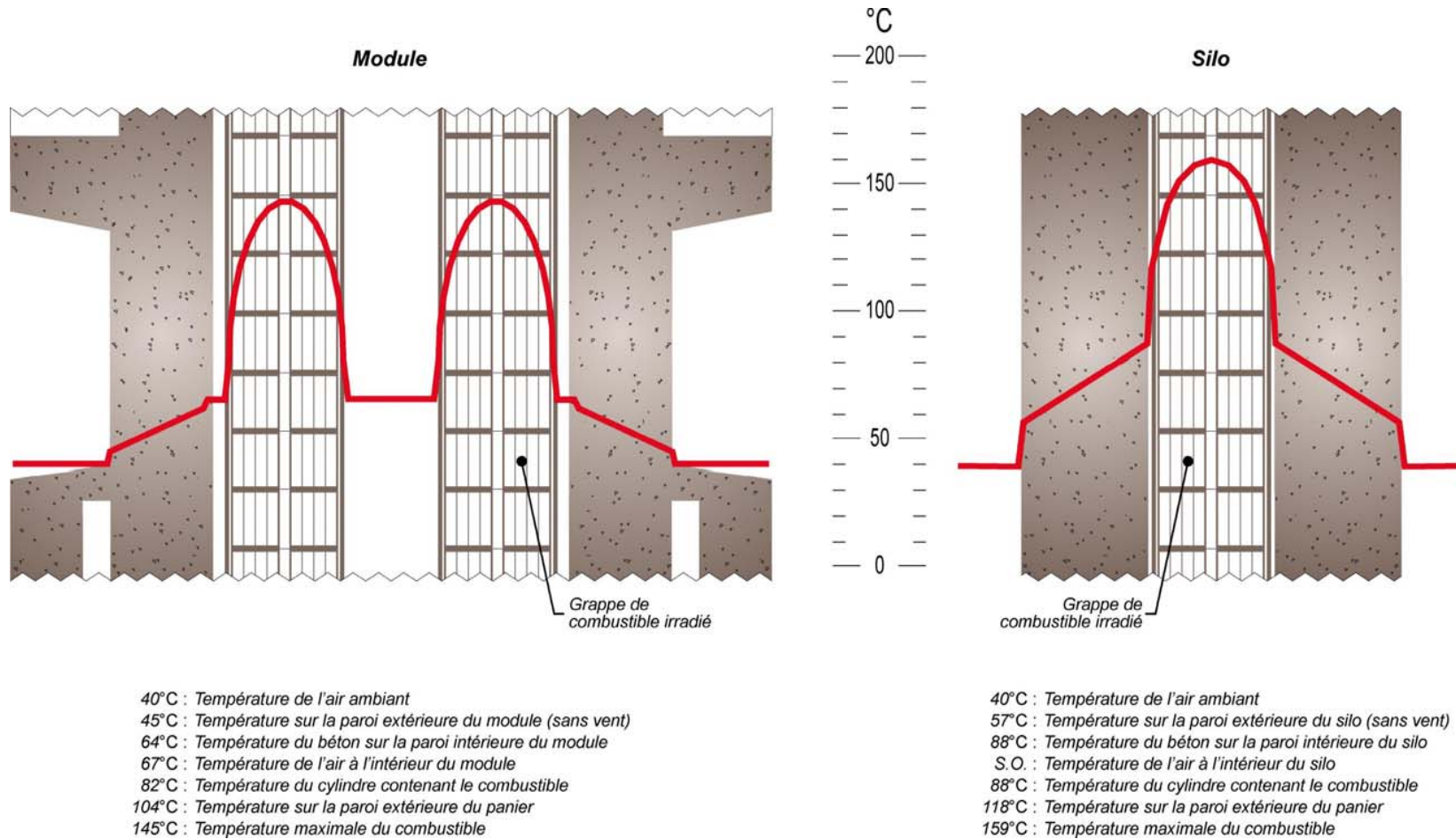


Figure 9-3: Distribution des températures dans un module CANSTOR et un silo

-
- [1] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL). Juin 2003. *Gentilly-2 Retube High Level Waste Handling Concept*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-79100-ASD-004. Révision D1. P. 6-3. 63 p.
- [2] Énergie Atomique du Canada. ltée (ÉACL). Juin 2003. *Gentilly-2 Waste Characterization Report*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-79100-ASD-005. Révision D1. P. 5-2, Tableau 5-1. 75 p.
- [3] Énergie Atomique du Canada ltée. (ÉACL). Juin 2003. *Gentilly-2 Retube High Level Waste Handling Concept*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-79100-ASD-004. Révision D1. P. 5-3. 63 p.
- [4] Énergie Atomique du Canada ltée. (ÉACL). Juin 2003. *Gentilly-2 Waste Characterization Report*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-79100-ASD-005. Révision D1. P. A-19, Tableau 18. 75 p.
- [5] Énergie Atomique du Canada ltée. (ÉACL). Juin 2003. *Gentilly-2 Waste Characterization Report*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-79100-ASD-005. Revision D1. P. 5-1, Section 5.3. 75 p.
- [6] Énergie Atomique du Canada ltée. (ÉACL). Juin 2003. *Gentilly-2 Operational Resin-Waste Characterization Data : Available Measured Data and Need for Additional Measured Data and Estimation*. Appendix A. Memo Note 66RF-79140-TD-001. Revision D2. 42 p.
- [7] Énergie Atomique du Canada ltée. (ÉACL). Juin 2003. *Gentilly-2 Waste Characterization Report*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-79100-ASD-005. Revision D1. P. A-20, Tableau 21. 75 p.
- [8] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL). Juin 2003. *Gentilly-2 Waste Characterization Report*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-79100-ASD-005. Revision D1. Page 4-2, Tableau 4-1. 75 p.
- [9] Service d'analyse de risque QSAR inc., International Safety Research et C. Barbeau. Juin 2002. *Évaluation des risques écotoxicologiques et toxicologiques associés à l'exploitation des centrales de Gentilly-2 et de Bécancour*. Rapport réalisé pour Hydro-Québec Production. Pagination multiple et annexes.
- [10] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL). Juin 2003. *Assessment of Strategies for Storage of Gentilly-2 Decontamination Resins*. Gentilly-2 Refurbishment Project. 66RF-79140-TD-002. Révision D1. P. 3-6. 49 p.

-
- [11] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL). Décembre 2003. *Operational Wastes (Excluding Resins) for IGDRS*. Gentilly-2 Refurbishment Project. 66RF-79100-ASD-003. Révision 0. 41 p.
- [12] Hydro-Québec Production. Avril 2003a. *Centrale nucléaire de Gentilly-2. Résultats du programme de surveillance radiologique de l'environnement du site de Gentilly. Rapport annuel 2002*. Rapport technique G2-RT-2003-00518-11. 57 p. et annexes. Site Internet : http://www.hydroquebec.com/production/classiques/nucleaire/gentilly_2/index.html.
- [13] Hydro-Québec 2003. *Gestion des déchets radioactifs et des installations de stockage à sec du combustible irradié*, Rapport trimestriel, Quatrième trimestre 2002, Centrale Nucléaire Gentilly-2.
- [14] Electric Power Research Institute. May 1989. *Estimates of Zircaloy Integrity During Dry Storage of Spent Nuclear Fuel*. EPRI NP-6387, Project 2062-9.
- [15] Ohta, M.M., February 1978. *The Concrete Canister Program*, Whiteshell Nuclear Research Establishment. AECL-5965.
- [16] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL). Mai 1997. *Étude du comportement thermique du module CANSTOR #1*. 66250-220-001. Révision. 0. 28 p.
- [17] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL). Novembre 2000. *Étude du comportement thermique du module CANSTOR #2*. 66250-220-002, Revision 0. 27p.
- [18] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL). October 1992. *CANSTOR Irradiated Fuel Storage Temperature Assessment*. Dossier XC-25000-220-02. Revision 1.
- [19] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL). November 1992. *Conceptual Design Description, CANSTOR Module*. Dossier XC-25000-230-001.
- [20] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL). *CANSTOR Storage Cylinder Corrosion Protection*. Dossier XC-25000-220-008.
- [21] CTECH Report. November 2002. *Assessment of Service Life of Used Fuel Dry Storage Systems*. Hydro-Québec – Gentilly-2 CANSTOR. 50 pages et annexes.
- [22] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL). Novembre 2001. *Life Assessment of Solid Radioactive Waste Storage Structures*. 95-28270-ASD-001. Revision D1. 35 p.

-
- [23] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Juin 2003. *Assessment of Strategies for Storage of Gentilly-2 Decontamination Resins*. Gentilly-2 Refurbishment Project. 66RF-79140-TD-002. Révision D1. P. 5-8, Tableau 5-4. 49 p.
- [24] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Juin 2003. *G-2 IGDRS – Waste Handling Concepts – Operational Resins*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-79140-ASD-001. Revision D1. P. 1-3. 35 p.
- [25] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Juin 2003. *Spent Resin Storage Structures for IGDRS*. Gentilly-2. 66RF-26300-DCD-001. Revision D1. P. A-4, Tableau 1. 21 p.
- [26] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Novembre 2003. *Gentilly-2 Waste Characterization Report*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-79100-ASD-005. Revision D1. P. A-18, Tableau 17. 75 p.
- [27] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Décembre 2003. *Operational Wastes (Excluding Resins) for IGDRS*. Gentilly-2 Refurbishment Project. 66RF-79100-ASD-003. Revision 0. 41 p.
- [28] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Décembre 2003. *Gentilly-2 Waste Characterization Report*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-79100-ASD-005. Revision D1, Page 4-4, Table 4-4. 75 p.
- [29] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Octobre 2003. *Estimate of Dose associated with Various Transfers to IGDRS*. Gentilly-2 IGDRS-Environmental Impact Study. TN-51. Révision 0. 22 p.

10 Impacts radiologiques potentiels en situation normale

Les installations proposées à l'IGDRS et à l'ASSCI, ainsi que les installations existantes à l'ASDR et à l'ASSCI sont conçues de façon à ce que l'impact sur les humains, les biotes et le milieu physique soit négligeable. Il existe deux composantes au risque radiologique lié à la présence de ces installations :

1. L'irradiation externe des humains ou des biotes est possible lorsqu'ils se trouvent à proximité des installations. Cet effet est très localisé et ne constitue pas un risque significatif pour les récepteurs situés au-delà du périmètre clôturé. En effet, les mesures démontrent que l'augmentation de l'ambiance gamma attribuable aux installations existantes est limitée dans le temps et n'est pas détectable au-delà d'une centaine de mètres.
2. L'ingestion ou l'inhalation des substances radioactives est possible lorsque ces substances se retrouvent dans l'environnement. Certaines installations sont scellées, de façon à ce qu'en situation normale il n'y ait pas de rejets radioactifs. D'autres installations permettent des émissions fugitives de substances radioactives volatiles. L'expérience avec les installations existantes démontre que ces émissions ont un impact localisé, qui n'est pas détectable au-delà de quelques centaines de mètres (voir la section 8.2).

Ces deux composantes du risque radiologique seront examinées pour chacune des structures de stockage proposées et pour chaque phase du projet.

La méthode utilisée afin d'évaluer ces risques est documentée dans la *Méthodologie d'analyse des risques radiologiques* [1]. Cette méthode utilise deux outils d'évaluation des impacts :

- Le premier est une matrice qui illustre les interactions entre les sources d'impact du projet et les composantes du milieu récepteur, telles qu'identifiées au chapitre 5. Cette matrice est présentée au Tableau 10-1.
- Le second outil sert à évaluer l'importance des impacts en fonction de leur intensité, leur étendue physique, leur durée, leur réversibilité et leur fréquence. Les sections qui suivent couvrent cette évaluation.

10.1 Construction

Les étapes de construction des différentes installations proposées à l'ASSCI et à l'IGDRS sont décrites à la section 7.6.

10.1.1 Environnement radiologique

Les travaux de préparation du site et de construction des installations ne modifieront en rien l'environnement radiologique.

10.1.2 Milieu humain

La construction n'engendrera pas d'impact radiologique pour la population environnante ou pour les travailleurs du parc industriel et portuaire de Bécancour (PIPB).

La préparation du site se fera au fur et à mesure, à chacune des phases, tant pour l'ASSCI que pour l'IGDRS. Les activités de construction devront conduire certains travailleurs à passer plus de temps à proximité des installations existantes de l'ASSCI et de l'IGDRS lors des phases ultérieures.

Normalement, le débit de dose à la clôture ne dépassera pas $2,5 \mu\text{Sv/h}$. Cette norme administrative, combinée à des procédures de surveillance des débits de dose, garantit que les travailleurs du chantier ne dépasseront pas la limite réglementaire de dose de $0,001 \text{ Sv/a}$ pour les personnes qui ne sont pas des travailleurs du secteur nucléaire (TSN).

Lorsque le débit de dose à la clôture dépassera $2,5 \mu\text{Sv/h}$, des mesures d'atténuation seront mises en place par l'unité Radioprotection :

- Les endroits seront clairement balisés de façon à ce que les travailleurs puissent identifier le risque radiologique.
- Les débits de dose seront mesurés aux endroits de travail et un plan de travail sera préparé afin d'estimer l'exposition des travailleurs.
- Lorsque possible, un blindage temporaire sera interposé entre les travailleurs et les installations déjà en exploitation.

Si on estime que malgré ces mesures, les travailleurs de la construction pourraient dépasser la limite réglementaire de dose pour la population, soit $0,001 \text{ Sv/a}$, ils seront alors désignés TSN. Dans ce cas, ils recevront la formation appropriée, leur exposition sera contrôlée par le programme de dosimétrie de la centrale et ils seront soumis aux limites administratives de dose pour les TSN du site, soit $0,02 \text{ Sv/a}$.

Le Tableau 10-2 présente une estimation des doses collectives que pourraient recevoir les travailleurs affectés à la construction des installations proposées.

On estime ainsi que les travailleurs du chantier pourraient recevoir une dose collective totale de $0,128 \text{ personne-Sv}$ pendant la construction des 4 phases du projet. La CCSN estime que cette valeur est acceptable, négligeable et qu'aucune analyse ALARA plus approfondie n'est justifiée [2].

10.1.3 Milieu biologique

Le débit de dose de $2,5 \mu\text{Sv/h}$ à la limite de la zone clôturée garantit que les biotes ne seront pas affectés par les activités de construction. Un biote qui recevrait continuellement ce débit dose serait exposé à une dose de $0,022 \text{ Gy/a}$. Cette exposition conservatrice est inférieure au seuil sans effet observé pour les biotes terrestres.

10.1.4 Bilan des impacts pour la construction

Le seul impact radiologique associé aux activités de construction est l'exposition des travailleurs affectés au chantier. On estime qu'ils recevront une dose collective totale de $0,128$ personne-Sv pour toutes les activités de construction jusqu'à l'horizon 2042. Cet impact est négligeable au sens du document de réglementation G-129 [2].

10.2 Exploitation

10.2.1 Environnement radiologique

Le projet entraînera une modification de l'ambiance gamma dans un rayon de quelques dizaines de mètres autour des installations proposées.

Le projet générera aussi des émissions fugitives de tritium et de carbone-14. Les mesures effectuées autour des installations existantes de l'ASDR permettent de modéliser [3] l'effet des émissions provenant des installations proposées à l'IGDRS et de conclure que l'impact sera négligeable et localisé, tel que le montre les Figures 10-1 et 10-2.

Il faut noter que les concentrations de moins de $0,07 \text{ Bq/m}^3$ de tritium ne sont pas détectables par rapport au bruit de fond qui varie entre $0,1$ et 1 Bq/m^3 dans la région.

10.2.2 Milieu humain

10.2.2.1 Population environnante

Les installations proposées pour le stockage des déchets radioactifs sont situées à l'intérieur de la zone d'exclusion du complexe nucléaire de Gentilly. La limite de la zone d'exclusion est à environ 420 m de l'IGDRS proposée et à 700 m de l'ASSCI. La résidence la plus proche est à $1,2 \text{ km}$ des installations proposées.

Les débits de dose dus à l'irradiation gamma s'atténuent rapidement avec la distance, de sorte qu'ils ne sont plus détectables à quelques centaines de mètres des installations. Le débit de dose prévu à la limite de la zone d'exclusion ne pourra être détecté au moyen des

instruments de mesure et sera négligeable en comparaison au bruit de fond naturel. Il sera aussi négligeable par rapport à la limite réglementaire de dose de 0,001 Sv/a.

De plus, l'expérience à l'ASDR montre que les installations de stockage peuvent constituer une source fugitive de vapeur d'eau tritiée et de dioxyde de carbone. Les mesures effectuées autour de l'ASDR démontrent que le tritium est la principale substance mesurable hors des installations de stockage. L'analyse d'échantillons au voisinage de l'ASDR n'a révélé aucune activité détectable de carbone-14 dans les eaux de surface et dans la neige [4].

L'activité tritium attribuable aux installations de l'ASDR n'est plus détectable au delà de quelques centaines de mètres. À cause de la similarité des installations proposées à l'IGDRS, on peut conclure que l'activité tritium ne sera pas détectable au-delà de quelques centaines de mètres. Il n'y a pas de puits artésiens ou de prise d'eau reliés aux eaux souterraines à proximité de l'IGDRS.

10.2.2.2 Travailleurs du parc industriel et portuaire de Bécancour (PIPB)

Les travailleurs du PIPB sont situés à l'extérieur de la zone d'exclusion et ne sont donc pas affectés par les installations proposées. Bien qu'ils soient relativement près du site proposé, ils ne sont pas les personnes les plus exposées à cause de la direction dominante des vents qui soufflent plutôt en direction du sud-ouest (voir section 5.2).

10.2.2.3 Travailleurs du complexe nucléaire de Gentilly

Les travailleurs du complexe nucléaire de Gentilly seront exposés lors du transfert des déchets de réfection vers l'IGDRS. Ils seront aussi exposés pendant les travaux de réfection qui s'effectuent dans le bâtiment du réacteur.

Le blindage des châteaux de transfert, des modules CANSTOR, de même que des unités de stockage des déchets radioactifs solides à l'IGDRS garantira un débit de dose gamma inférieur à 25 $\mu\text{Sv/h}$ au contact, pour les travailleurs de Gentilly-2. Pendant le transfert des résines usées et des déchets de retubage de haute activité, les limites de 250 $\mu\text{Sv/h}$ au contact et de 25 $\mu\text{Sv/h}$ à un mètre seront respectées.

De plus, la clôture érigée autour du site permettra de maintenir une certaine distance entre les installations et les travailleurs ou le public. Le débit de dose à la clôture du site sera inférieur à 2,5 $\mu\text{Sv/h}$.

Les dernières mesures effectuées autour de l'ASSCI et de l'ASDR confirment que les débits de dose ne dépassent pas les objectifs de conception. Les mesures à la clôture sont en fait dix fois plus faibles que les valeurs prévues lors de la conception [5].

Les personnes qui pénètrent à l'intérieur de l'ASSCI sont munies de porte-dosimètres et leur exposition est contrôlée dans le cadre du programme de dosimétrie de la centrale nucléaire de Gentilly-2.

À partir du nombre de transferts à effectuer vers l'IGDRS et l'ASSCI, il est possible d'estimer la dose collective que pourraient recevoir les travailleurs durant ces opérations (voir le Tableau 10-3) [6]. Dans le cas des tuyaux d'alimentation, il faut noter que le débit de dose au contact des boîtes métalliques est très élevé puisque celles-ci ne sont pas blindées. Il est prématuré de proposer des mesures de réduction du débit de dose. Par conservatisme, les expositions des travailleurs sont évaluées à partir des estimations préliminaires d'ÉACL. Le débit de dose nominal pour les tuyaux d'alimentation d'arrivée pourrait atteindre jusqu'à 0,002 Sv/h.

Une optimisation des opérations de transfert sera effectuée en fonction des doses collectives anticipées. Une analyse ALARA permettra de vérifier la nécessité d'ajouter du blindage aux contenants rectangulaires ou à bord du véhicule de transfert. L'objectif est de 10 μ Sv/h à l'intérieur de la cabine du véhicule [7]. Le même objectif pourrait être exigé pour les travailleurs qui demeurent à côté du véhicule.

Le Tableau 10-4 présente la distribution par activités des doses collectives anticipées pour les travaux de réfection. Cette estimation tient compte de l'application de bonnes pratiques comme le blindage et d'une décontamination du caloporteur. Une analyse ALARA permettra de réduire encore de façon significative les expositions anticipées dans cette évaluation préliminaire.

10.2.3 Milieu biologique

Les impacts environnementaux des rejets atmosphériques et des effluents liquides des installations du site de Gentilly ont été analysés en 2002 [8]. L'évaluation des risques écotoxicologiques et toxicologiques associés à l'exploitation des centrales de Gentilly-2 et de Bécancour [8] a aussi examiné l'impact des installations existantes de l'ASDR et de l'ASSCI. Hydro-Québec Production avait aussi inclus dans cette analyse les informations disponibles quant à l'exploitation de la future IGDRS. Sur la base des mesures environnementales et de modélisations utilisant des hypothèses très conservatrices, elle a conclu que l'exploitation des installations existantes et de l'IGDRS n'a pas d'effet significatif sur la santé des humains et sur les biotes terrestres et aquatiques.

10.2.3.1 Biotes aquatiques

Selon la direction de l'écoulement des eaux de surface, les biotes aquatiques les plus exposés sont soit dans la rivière aux Joncs située à l'ouest de l'IGDRS, soit dans le canal de rejet. Les principales voies d'exposition pour ces biotes sont l'immersion et l'ingestion d'eau tritiée. L'irradiation externe n'est pas significative dans le milieu aquatique puisqu'on y détecte très peu d'émetteurs gamma. Dans le cas des espèces qui

sont en contact avec les sédiments (benthos), l'incorporation de tritium demeure la principale voie d'exposition [8].

Sur la base des mesures environnementales autour de l'ASDR, on peut conclure que l'activité moyenne du tritium dans l'eau de surface ne dépassera pas 7500 Bq/L. À cette concentration, le tritium n'a pas d'effets sur les biotes aquatiques puisque le seuil de concentration sans effet observé est de $2,32 \times 10^6$ Bq/L (voir Annexe D).

10.2.3.2 Biotes terrestres

Les biotes terrestres les plus exposés sont situés à l'extérieur de la zone protégée, à l'ouest de la digue. Les principales voies d'exposition sont l'irradiation externe et l'ingestion d'eau tritiée.

Pour l'irradiation externe, il faut noter que le débit de dose au périmètre des installations proposées est assez faible pour garantir que les biotes terrestres qui pourraient se trouver à l'extérieur de la zone protégée ne puissent être surexposés. En effet, la dose maximale que pourrait recevoir un biote exposé à $2,5 \mu\text{Sv/h}$ est d'environ $0,022 \text{ Gy/a}$. Il s'agit d'à peu près 2 % de la limite générique de dose (voir le tableau 3-2).

Sur la base des mesures prises autour de l'ASDR, on peut conclure que la concentration en tritium dans l'eau de surface ne dépassera pas 7500 Bq/L. L'ingestion d'eau tritiée ayant cette activité n'entraînera pas d'effet chez les biotes terrestres puisque cette activité ne dépasse pas le seuil de concentration sans effet observé calculé pour les biotes terrestres qui est de $1,2 \times 10^7$ Bq/L (voir l'Annexe D).

10.2.4 Bilan des impacts pour l'exploitation

La poursuite de l'exploitation de l'ASDR jusqu'en 2060 affectera le milieu physique de façon localisée. Le débit de dose diminue rapidement dès qu'on s'éloigne des fosses et se retrouve au niveau du bruit de fond à environ une cinquantaine de mètres de l'ASDR. Les mesures effectuées autour de l'ASDR montrent la présence localisée de tritium dans l'air, dans les eaux de surface, dans les eaux souterraines et dans le sol.

La poursuite de l'exploitation de l'ASSCI et son agrandissement éventuel entraînera une augmentation localisée de l'ambiance gamma. La contribution au débit de dose n'est plus détectable à une centaine de mètres de l'ASSCI. Les installations de stockage du combustible irradié ne rejettent pas de substances radioactives en exploitation normale.

L'exploitation des installations proposées à l'IGDRS entraînera un impact similaire à celui de l'ASDR, c'est-à-dire une augmentation de l'ambiance gamma et un impact localisé dû à la présence de tritium dans l'eau, dans l'air et dans le sol.

L'exploitation des aires de stockage aura un impact sur les travailleurs du complexe nucléaire de Gentilly. Pour les activités de réfection, on estime que la dose collective (avec blindage et décontamination) serait de l'ordre de 14 personnes-Sv. Cette dose collective sera réduite à la suite du processus d'optimisation par Hydro-Québec Production. Pour le transfert des déchets radioactifs et du combustible irradié vers les aires de stockage et l'exploitation de ces installations, la dose collective est estimée à 0,742 personne-Sv. La dose individuelle de tous les travailleurs demeurera en dessous de la norme administrative de 0,02 Sv/a.

On n'anticipe aucun impact significatif sur les travailleurs du parc industriel et portuaire de Bécancour et pour la population environnante. L'impact sur les biotes terrestres et aquatiques, les plus exposés durant l'exploitation des aires de stockage, ne sera pas significatif et bien en deçà de la limite générique de dose.

10.3 Bilan des impacts en situation normale

Le seul aspect du projet qui pourrait nécessiter une optimisation est la dose collective aux travailleurs du complexe nucléaire de Gentilly. L'impact anticipé pour les biotes et l'environnement radiologique ne sera pas détectable au-delà des limites du site. Cet impact est donc considéré négligeable.

Tableau 10-1: Matrice d'identification des impacts radiologiques potentiels sur les composantes du milieu récepteur

	Composante environnementale								
	Environnement radiologique				Milieu humain			Milieu biologique	
Sources d'impact	Sol	Air	Eaux de surface	Eaux souterraines	Travailleurs du complexe nucléaire de Gentilly	Travailleurs du PIPB	Population	Biotés aquatiques	Biotés terrestres
Construction									
ASSCI					■				
IGDRS					■				
Exploitation									
ASDR	■	■	■	■	■	■	■	■	■
ASSCI	■	■	■	■	■	■	■	■	■
IGDRS	■	■	■	■	■	■	■	■	■

Tableau 10-2 : Doses collectives estimées pour les travailleurs affectés à la construction des installations proposées [6]

Phase de construction et types d'unité	Nombre d'unités	Travailleurs (#)	Durée de la construction par unité (heures)	Fraction du temps à 2,5 µSv/h	Dose collective (personne-Sv)
Phase 1					
EDFMA	9	5	163	0	0,0
Enceintes de type A	3	10	160	0	0,0
Phase 2					
ESRU	4	15	400	0	0,0
Silos à retubage	5	25	345	0,1	0,011
EDFMA	10	5	163	0,5	0,01
Phase 3					
ESRU	4	15	400	0,5	0,030
EDFMA	6	5	163	0,1	0,001
Phase 4					
ESRU	6	15	400	0,5	0,045
EDFMA	6	5	163	0,1	0,001
Modules CANSTOR	4	15	400	0,5	0,030
Total					0,128

Tableau 10-3 : Estimation des doses collectives pour le transfert des matières radioactives

Acti- vité (#)	Matières radioactives	Nombre de contenants	Nombre de personnes par transfert	Débit de dose ($\mu\text{Sv/h}$)	Durée (h)	Dose par personne par transfert (Sv)	Dose collective (personne-Sv)
1	Tuyaux d'alimentation	185	2	900	1	9×10^{-4}	0,333
2	Tubes de force	76	3	30	1	3×10^{-5}	0,007
3	Tubes de cuve	34	3	40	1	4×10^{-5}	0,004
4	Pièces insérées	18	3	500	1	5×10^{-4}	0,027
5	Raccords d'extrémité (haute activité)	152	3	138	1	$1,4 \times 10^{-4}$	0,063
6	Raccords d'extrémité (moyenne activité)	33	2	25	1	$2,5 \times 10^{-5}$	0,002
7	Transfert des barils Siva-Blast	11	2	656	2	$1,3 \times 10^{-3}$	0,029
8	Résines cationiques de décontamina- tion	21	2 à 3	25	0,6 à 1,7	$1,5 \times 10^{-5}$ à $4,3 \times 10^{-5}$	0,004
9	Résines anioniques de décontami- nation	2	2 à 3	150	0,6 à 1,7	9×10^{-5} à $3,1 \times 10^{-4}$	0,003
10	Résines de purification du modérateur	100	2	150	0,6 à 1,7	9×10^{-5} à $2,6 \times 10^{-4}$	0,099

Tableau 10-3: Estimation des doses collectives pour le transfert des matières radioactives (suite)

Acti- vité (#)	Matières radioactives	Nombre de contenants	Nombre de personnes par transfert	Débit de dose ($\mu\text{Sv/h}$)	Durée (h)	Dose par personne par transfert (Sv)	Dose collective (personne-Sv)
11	Résines de purification du caloporteur	67	3	16	0,6 à 1,7	$9,6 \times 10^{-5}$ à $7,2 \times 10^{-5}$	0,070
12	Filtres usagés (décontami- nation)	4	2	150	0,6 à 2	9×10^{-5} à 3×10^{-4}	0,003
13	Filtres usagés (exploitation)	126	2	25	0,6	$1,5 \times 10^{-5}$	0,004
14	Ballots (retubage)	380	2	25	0,6	$1,5 \times 10^{-5}$	0,011
15	Ballots (exploitation)	2160	2	25	0,6	$1,5 \times 10^{-5}$	0,065
16	Combustible irradié (4 modules)	800	3	12,5	0,6	8×10^{-6}	0,018
Total							0,742

Tableau 10-4: Estimation des doses collectives pour les principales activités de réfection

Acti- vité (#)	Travaux de réfection dans le bâtiment du réacteur	Dose collective (personne-Sv)
1	Installation des colonnes échangeuses d'ions	négligeable
2	Décontamination Siva-Blast	opération télécommandée
3	Décontamination du circuit caloporteur	incluse au Tableau 10-3
4	Installation des plates formes de travail	incluse dans l'activité # 10
5	Retrait des cabinets des tuyaux d'alimentation	0,70
6	Retrait des tuyaux d'alimentation	1,29
7	Chargement des boîtes métalliques	0,37
8	Installation des tuyaux d'alimentation	6,07
9	Installation des cabinets des tuyaux d'alimentation	0,76
10	Retrait des T/ ^F et T/C ^b	3,73
11	Retrait des pièces insérées	incluse dans l'activité # 10
12	Retrait des raccords d'extrémité	incluse dans l'activité # 10
13	Chargement des déchets de faible et moyenne activité	incluse au Tableau 10-3
14	Chargement des déchets de haute activité	incluse au Tableau 10-3
15	Installation des T/F et T/C	1,32
16	Retrait des plates formes de travail	incluse dans l'activité # 15
	Total	14,24

^a T/F signifie tube de force

^b T/C signifie tube de cuve

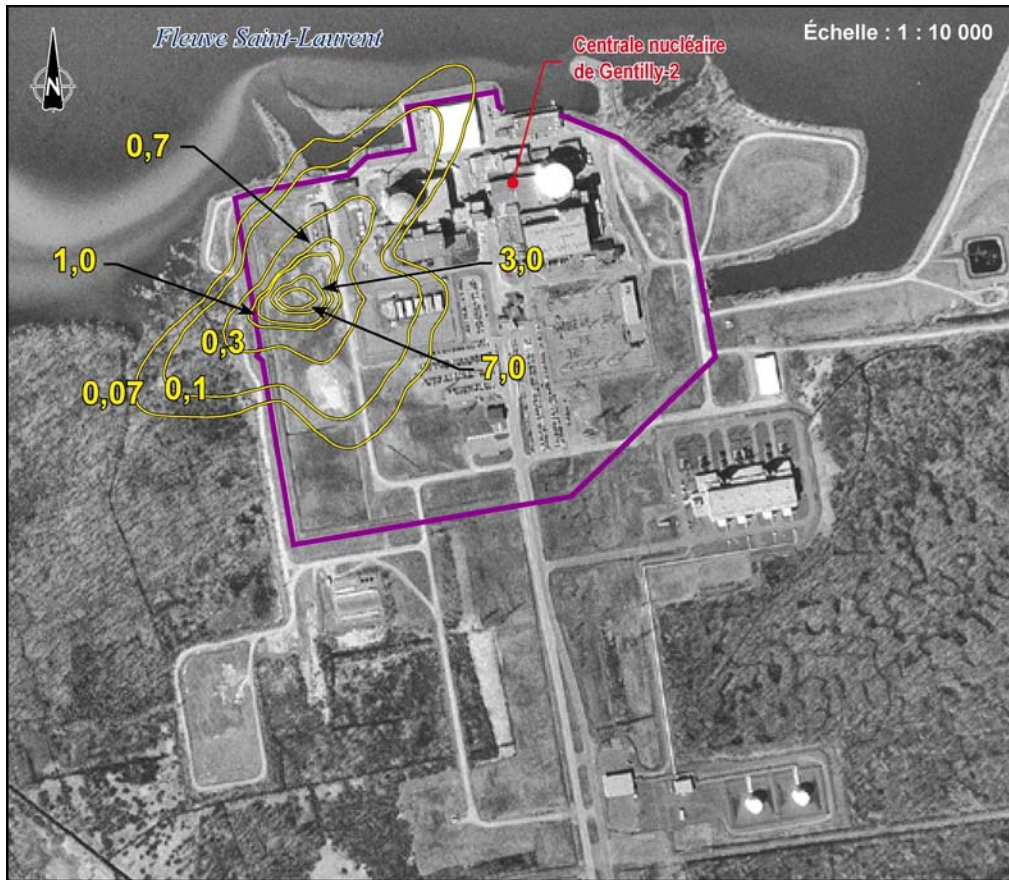


Figure 10-1 : Modélisation des émissions fugitives de tritium dans l'air provenant des EDFMA à l'IGDRS (isocontours en Bq/m³)



Figure 10-2: Modélisation des émissions fugitives de tritium dans l'air provenant des ESRU à l'IGDRS (isocontours en Bq/m³)

-
- [1] International Safety Research (ISR). Mai 2003. *Méthodologie d'analyse des risques radiologiques*. Rapport réalisé pour Hydro-Québec Production dans le cadre de l'avant-projet « Modification des installations de stockage des déchets radioactifs et réfection de la centrale nucléaire de Gentilly-2 ». ISR-TN-1115-3, version 3.5. 11 p.
- [2] Commission de Contrôle de l'Énergie Atomique (CCÉA). Septembre 1997. *Lignes directrices pour satisfaire à l'exigence de maintenir les expositions au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre*. Guide d'application de la réglementation G-129. 10 p.
- [3] International Safety Research (ISR). Septembre 2003. *Qualité de l'air dans l'environnement de la centrale nucléaire de Gentilly-2 (modélisation de l'impact des émissions)*. Rapport ISR R1115-05. Version 1.0. Rapport réalisé pour Hydro-Québec Production. 39 p.
- [4] Roberge, S. 2003. *Carbone-14 dans l'environnement d'une aire de stockage des déchets radioactifs*. Thèse de maîtrise. Université Laval, Département de chimie.
- [5] Hydro-Québec Production. Avril 2003. *Résultats du programme de surveillance radiologique de l'environnement du site de Gentilly : Rapport annuel 2002*. Centrale nucléaire de Gentilly-2. Rapport technique G2-RT-2003-00518-11. 57 p. et annexes. Site Internet : http://www.hydroquebec.com/production/classiques/nucleaire/gentilly_2/index.html.
- [6] Énergie Atomique du Canada Itée (ÉACL). Octobre 2003. *Estimate of Dose associated with Various Transfers to IGDRS*. Gentilly-2 IGDRS-Environmental Impact Study. TN-51. Révision 0. 22 p.
- [7] Tume, P. Septembre 2003. *G-2 dose to workers on retube, decontamination and WMF*. Courriel transmis à F. Lemay le 8 septembre 2003.
- [8] Service d'analyse de risque QSAR inc., International Safety Research et C. Barbeau. Juin 2002. *Évaluation des risques écotoxicologiques et toxicologiques associés à l'exploitation des centrales de Gentilly-2 et de Bécancour*. Rapport réalisé pour Hydro-Québec Production. Pagination multiple et annexes.

11 Identification des risques radiologiques

Le présent chapitre examine les sources de risques radiologiques potentiels en situation d'accidents, d'événements naturels et de défaillances. On y examine les sources de risques pendant les phases d'aménagement du site et d'érection des installations de stockage. On traite aussi des risques d'accidents inhérents à la phase de manutention et de transfert des déchets et du combustible irradié du bâtiment des services aux aires de stockage (ASDR, ASSCI et IGDRS). Finalement, ce chapitre contient une évaluation des défaillances possibles pendant l'exploitation des installations. La grille de détermination des interactions possibles est présentée au Tableau 11-1. En conformité avec la méthodologie (voir le chapitre 4), chacune des interactions est ensuite examinée selon le logigramme de la figure 4-1. Le Tableau 11-11 présente les interactions qui comportent un risque radiologique potentiel.

Pour chaque source de risque, on examine la portée physique, la durée, la fréquence et la réversibilité afin d'identifier et de juger de l'importance des impacts potentiels. Les risques qui sont crédibles ($>1 \times 10^{-6}/a$) ou qui peuvent entraîner des conséquences radiologiques sont examinés de façon détaillée au chapitre 12.

11.1 Risques liés à la construction

Les risques liés à la construction des installations de stockage sont de deux natures. Dans le premier cas, il s'agit de problèmes ou d'accidents pouvant découler des activités de construction qui auraient un impact sur l'exploitation de la centrale nucléaire de Gentilly-2 ou sur les installations de stockage existantes. Ces risques sont gérés ou minimisés en confinant les travaux de construction à certaines zones précises et en planifiant les travaux de façon à ne pas affecter les installations existantes et à ne pas perturber l'exploitation. À chaque phase de construction où de nouvelles unités de stockage seront nécessaires, les travaux d'excavation, de remblayage, de compactage et de construction se feront dans une zone restreinte de la zone protégée de la centrale.

Ainsi, pendant les phases subséquentes, la zone des travaux de construction sera séparée de la zone active de l'aire de stockage par une clôture temporaire de radioprotection. Enfin, une entrée distincte sera aménagée, afin d'éviter que la machinerie servant aux activités de construction circule par l'entrée principale du site de la centrale ou près des installations de stockage.

Dans le deuxième cas, il s'agit d'incidents générés par les activités de construction qui pourraient conduire à l'irradiation externe des travailleurs du chantier. Tel que discuté précédemment, le chantier de construction sera séparé des installations de gestion des déchets déjà en exploitation. Les précautions prises afin de gérer le risque radiologique en situation normale seront aussi efficaces pour gérer ce risque en situation accidentelle.

11.1.1 IGDRS

La construction de l'IGDRS se fera en quatre phases, telles que décrites au chapitre 7. À chacune des phases, une clôture temporaire de radioprotection sera érigée de façon à séparer le chantier de construction des installations existantes. Une route d'accès, située au sud et à l'ouest des installations existantes de l'ASSCI permettra de préparer le site et d'ériger les structures de stockage sans perturber l'exploitation des installations existantes.

L'excavation ne nécessitera pas d'opérations de dynamitage. Il ne pourra y avoir de glissement de terrain ou d'affaissement des fondations existantes puisque celles-ci sont construites sur une base compactée et répondent à des critères sismiques précis.

La machinerie utilisée pour le remblayage et l'aménagement des accès utilisera la route située au sud du site et n'affectera pas l'exploitation des installations existantes. Cette route ne passe pas à proximité de l'ASSCI ou de l'ASDR.

L'érection des structures de stockage ne peut entraîner de risque pour les installations existantes puisqu'il s'agit d'activités de construction conventionnelles qui ont un impact physique très localisé.

Les travailleurs de la construction n'auront pas accès aux installations de stockage qui contiennent des déchets radioactifs en raison de la clôture temporaire de radioprotection les séparant de leur espace de travail. Ils ne pourront donc pas subir une exposition radiologique accidentelle. Même s'ils parvenaient à pénétrer à l'intérieur de l'aire de stockage existante, l'impact serait minime puisque le débit de dose maximal au contact des structures ne dépasse pas $2,5 \times 10^{-5}$ Sv/h.

11.1.2 ASSCI

La construction des quatre modules supplémentaires à l'ouest de l'ASSCI débutera vers 2028 par la préparation du chantier. Une clôture temporaire sera érigée de façon à séparer les zones contenant les installations existantes de la zone de construction. L'accès à la zone de construction se fera par une entrée au sud, qui passe à l'intérieur de la digue et qui rejoint la route d'accès au site, évitant ainsi de perturber l'exploitation des installations existantes.

L'excavation ne nécessitera pas d'opérations de dynamitage qui pourraient affecter les installations existantes de l'ASSCI, de l'IGDRS ou de la centrale nucléaire de Gentilly-2. L'excavation pour la construction des fondations ne pourra entraîner de glissement de terrain ou d'affaissement des fondations existantes puisque les dalles de béton qui supporteront les modules CANSTOR existants auront été bâties sur des bases de béton compacté au rouleau (BCR) appuyées sur la roche mère.

Pour le remblayage et l'aménagement des accès, les camions et la machinerie utiliseront aussi l'entrée temporaire située au sud de la zone de construction, éliminant ainsi le risque potentiel d'impact avec les activités d'exploitation.

L'érection des modules ou des silos nécessitera la construction de formes et la coulée de béton. Ces activités ne devraient pas générer d'incidents qui affecteraient les installations existantes.

Finalement, les travailleurs du chantier ne pourront être accidentellement exposés aux rayonnements émis par les modules CANSTOR existants puisqu'ils n'auront pas accès à la zone en exploitation. Même s'ils pénétraient dans cette zone et se retrouvaient à proximité des installations de stockage, cet incident n'aurait pas d'impact sur ces travailleurs car le débit de dose au contact des structures ne dépasse pas $2,5 \times 10^{-5}$ Sv/h.

En résumé, les futures activités de construction à l'ASSCI ne pourront entraîner d'accident radiologique pouvant affecter les milieux physique, biologique ou humain.

11.1.3 Bilan des risques liés aux phases de construction (2005 – 2042)

Il n'existe pas de scénario d'accident crédible pendant les différentes phases de construction qui pourrait affecter les installations de l'IGDRS, de l'ASSCI, de l'ASDR ou de la centrale nucléaire de Gentilly-2 et ainsi générer un accident radiologique.

11.2 Risques liés aux transferts à l'ASDR

Il est prévu de transférer les ballots de déchets compactables à l'ASDR jusqu'à la fin de 2006, et les filtres usagés jusqu'à la fin de 2008 [1]. Lorsque l'ASDR aura atteint sa pleine capacité, les déchets d'exploitation iront à l'IGDRS.

11.2.1 Manutention et transfert des ballots

Les ballots de déchets compactables sont préparés dans un bâtiment situé à l'est du bâtiment de la turbine. Ils sont transférés à l'ASDR par camion remorque et déposés dans les fosses. Les ballots ne sont pas blindés pendant le transfert. Il y a donc un seul type de défaillance possible lié aux transferts des déchets, soit la chute d'un ballot.

Les ballots de déchets compactables sont soulevés à l'aide d'élingues attachées à un bras de levage. En cas de bris des élingues, la hauteur maximale de la chute serait d'environ 5 m, lorsque le ballot est au-dessus de la fosse. Les ballots sont ceinturés de sangles d'acier robustes qui ne devraient pas se briser s'ils tombent de cette hauteur. Cet événement n'aurait donc aucun impact sur les milieux physique, biologique ou humain.

11.2.2 Manutention et transfert des filtres usagés

Les filtres usagés sont placés dans un château de transfert blindé en prévision de leur transfert à l'ASDR. Le château est positionné au-dessus d'une des sections de la fosse A13 et le filtre est ensuite descendu dans un cylindre de stockage. Il existe deux types de défaillances possibles, soit la perte de blindage et la chute d'un filtre.

- Perte de blindage

Les filtres sont des déchets de moyenne activité. Le débit de dose à un mètre est donc inférieur à 0,2 Sv/h. En cas de perte de blindage, les travailleurs seront avertis du danger lorsque leurs dosimètres électroniques émettront un signal d'alarme. Ils s'éloigneront alors du filtre et du lieu de l'incident. Un plan de travail sera ensuite élaboré afin de récupérer le filtre.

La surexposition d'un travailleur n'est pas crédible parce qu'il faudrait qu'il demeure à moins d'un mètre du filtre pendant plus de quinze minutes. Le débit de dose s'atténue rapidement en fonction de la distance, de sorte que cet événement ne serait pas détectable au-delà de la zone protégée. La perte de blindage n'aurait donc aucun impact sur le public, sur les biotes et sur le milieu physique.

- Chute d'un filtre

La chute d'un filtre est déjà survenue à l'ASDR. Cet événement, décrit à la section 8.2.3, 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 nucléaire de Gentilly-2 ont été exposés mais il n'y a pas eu dépassement des limites de dose. Cet événement n'a eu aucun impact sur le public.

Les impacts potentiels de la chute d'un filtre sont examinés au chapitre 12.

11.3 Risques liés aux transferts à l'ASSCI

Les équipements utilisés pour le transfert du combustible irradié sont conçus pour éviter les chutes. Par exemple, le treuil de levage du château de transfert possède un dispositif autobloquant qui empêche le panier de tomber en cas de perte d'alimentation électrique. Le grappin utilisé pour soulever le panier est conçu de façon à ce qu'il ne puisse se désengager lorsqu'il est sous contrainte. Ceci permet d'éviter le relâchement non intentionnel du panier.

Le bâtiment de la piscine, de même que l'agrandissement du bâtiment des services, sont équipés d'appareils de surveillance radiologique qui déclenchent une alarme lorsque que le débit de dose dépasse 5×10^{-4} Sv/h ou que la contamination atmosphérique dépasse 10 fois la concentration maximale admissible (CMA). Ces appareils avisent le personnel d'évacuer la zone affectée. De plus, toutes les opérations de transfert du combustible se

font en présence d'une personne responsable des relevés radiologiques. Tous les travailleurs présents pendant les opérations de transfert doivent porter des dosimètres à alarme réglés pour déclencher au dessus d'un seuil de $2,5 \times 10^{-4}$ Sv/h [2], en plus du porte-dosimètres (DTL) qu'ils portent afin de mesurer leur exposition.

La première étape de la manutention du combustible dans la piscine consiste à manipuler les grappes une à une, pour les déposer dans un panier (voir la Figure 11-1). Les risques reliés à la chute d'une grappe dans la piscine sont d'abord examinés.

Les incidents pouvant entraîner la chute d'un château de transfert durant les déplacements du bâtiment des services et le chargement des modules sont analysés séparément dans les sections suivantes.

11.3.1 Chute d'une grappe

Un plateau de grappes de combustible irradié est déplacé dans la piscine à l'aide du pont roulant et est ensuite déposé sur la table basculante située à côté de la table tournante où est déposé le panier vide (voir les Figure 11-1 et 11-2). Dans un premier temps, il s'agit de faire basculer une rangée de grappes de combustible du plateau en position verticale. Ensuite, à l'aide de l'outil de levage, chaque grappe est soulevée individuellement et placée dans le panier. Les paniers remplis de combustible irradié peuvent être déposés sur des supports appropriés qui sont placés 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 soulever ceux-ci 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 de 2003, 51 000 grappes avaient été transférées de la piscine vers l'ASSCI. Tel que discuté à la section 8.1.2, il est arrivé que des grappes ont été échappées lors des manipulations dans la piscine. Bien que quelques crayons se soient parfois détachés sous l'impact, ces événements n'ont jamais eu de conséquence détectable puisque la gaine du crayon est toujours demeurée intacte. Les conséquences potentielles du bris d'une grappe entraînant la rupture de la gaine sont examinées au chapitre 12.

11.3.2 Chute d'un plateau (24 grappes)

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. Chaque rangée de grappes de combustible du plateau est basculée vers la position verticale avant d'être chargées une à une dans le panier.

En cas de chute, le plateau tomberait d'une hauteur ne dépassant pas 3,40 m au-dessus du fond de la piscine, puisqu'il s'agit de la hauteur maximale de levage des plateaux. L'expérience a démontré que, lors de la chute d'un plateau, les crayons se détachent des grappes mais la gaine demeure intacte.

En cas de défaillance de la gaine, seul l'inventaire libre de krypton-85 serait libéré. Les conséquences de cet événement sont examinées dans le chapitre suivant.

11.3.3 Chute d'un panier (60 grappes)

Les paniers cylindriques contiennent 60 grappes de combustible irradié (voir la Figure 11-2). Ils sont faits d'acier inoxydable de type 304 L. Le diamètre extérieur est de 107 cm, la hauteur est de 56 cm, l'épaisseur de la paroi latérale est de 0,95 cm et celle de la base est de 1,9 cm.

Les paniers ont un couvercle d'une épaisseur de 0,95 cm qui est soudé à la base et au poteau de levage central. Une fois soudé, le panier est étanche et constitue une barrière de confinement supplémentaire pour les matières radioactives contenues dans le combustible irradié.

Le cas extrême analysé consiste à laisser tomber un panier dans le cylindre d'un silo contenant déjà un panier [3]. Des calculs ont permis de vérifier que, dans ces conditions, le panier demeure intact après une chute de 5,7 m. Les études faites pour les paniers utilisés pour le projet de stockage à sec de Gentilly-1 [4], ont démontré que les contraintes générées lors de la chute sur le sol sont plus faibles et ne constituent pas un cas limite. Un panier tombant sur un autre panier subit des contraintes plus élevées qu'un panier tombant directement sur le sol à cause des cales d'espacement du panier inférieur (voir la Figure 11-2) qui reçoivent la force de l'impact.

Dans les sous-sections qui suivent, on décrit les opérations de transfert du panier de la piscine de stockage jusque dans le module à l'ASSCI.

11.3.3.1 Chute dans la piscine

Le treuil installé sur le monorail, ainsi que la grue de 5 tonnes du pont-passerelle, sont munis d'outils spéciaux pour déplacer le panier rempli de combustible au-dessus de la table de travail [5]. Les outils sont conçus de façon à maintenir en tout temps une hauteur d'eau minimale de 3,66 m au-dessus d'un panier plein. Les outils sont rigides. Leur longueur même constitue une barrière physique empêchant tout levage excessif, incluant le levage hors de la piscine. Par conséquent, la hauteur maximale entre le fond du panier et le fond de la piscine est de 3,40 m, tant pour le monorail que la grue de 5 tonnes. La hauteur de chute maximale au-dessus de la table de travail est de 0,7 m.

En tombant de cette hauteur, le panier demeurera intact. Si on suppose toutefois la défaillance simultanée de toutes les 60 grappes, seule la fraction de l'inventaire libre du gaz inerte krypton-85 s'échappera. Tous les autres radio-isotopes seront captés par l'eau de la piscine et seront éventuellement éliminés par le système de purification de l'eau. Les impacts de cet événement sont examinés en détail au chapitre 12.

11.3.3.2 Chute dans le bâtiment des services

À la suite des opérations de soudage du panier, on déplace ce dernier de la station blindée au château de transfert. Dans la salle d'expédition du bâtiment des services, le château de transfert est levé à une hauteur maximale de 1,82 m au-dessus du sol lorsque la grue de 30 tonnes le positionne au-dessus du poste de travail blindé. Une chute de cette hauteur n'entraînerait pas de défaillance des grappes et n'aurait aucune conséquence pour la population. Le trajet de ce pont-roulant est limité à la partie nord du bâtiment de la piscine.

Si on suppose toutefois la défaillance du panier et de toutes les grappes de combustible contenues dans un panier, l'inventaire libre de tritium et de krypton-85 pourrait être libéré. Les autres radio-isotopes demeureraient confinés à l'intérieur des grappes. L'impact de cet événement est examiné dans le prochain chapitre.

11.3.3.3 Chute durant le transfert vers l'ASSCI

Le château de transfert repose sur la remorque, à une hauteur de 1,27 m au-dessus du sol, durant le transfert entre le bâtiment des services et l'aire de stockage. Ce transfert se fait à une vitesse de l'ordre de 10 km/h, la circulation est interrompue sur le trajet du camion et le transfert se fait lorsque les conditions météorologiques sont favorables afin de minimiser les possibilités d'accident. À compter de 2006, un chemin dédié au transfert des déchets radioactifs et du combustible irradié sera utilisé.

En cas de chute en bas de la remorque, le panier demeurerait intact. En supposant la défaillance simultanée du panier et de toutes les grappes, l'impact radiologique serait le même que pour la chute dans le bâtiment des services. Ce scénario est examiné au chapitre 12.

11.3.3.4 Chute à l'ASSCI

La grue portique peut soulever le château de transfert à une hauteur maximale de 7,72 m au-dessus de la route asphaltée [5], afin de le porter au-dessus du module CANSTOR qui doit être chargé. Il est à noter que le véhicule de transport du château (hauteur à vide: 1,27 m) se trouve directement en dessous du château pendant cette opération. Advenant une situation exceptionnelle, la chute du panier sur le sol, à la suite d'une défaillance de la grue-portique ou du château, ne générerait pas les pires contraintes puisque la surface d'impact du fond du panier contre le sol est grande.

Lorsque le château est posé sur le dessus du module CANSTOR, le panier se trouve à 7,19 m au-dessus du fond du cylindre [5]. Le cylindre est conçu pour résister à l'impact de la chute d'un panier. Comme mentionné à la section 11.3.3, le cas extrême est la chute d'un panier dans un cylindre contenant déjà un panier. L'analyse a été effectuée pour la chute dans le cylindre d'un silo, pour laquelle la hauteur est de 5,7 m. L'analyse des contraintes sur le panier a démontré que celui-ci demeurerait intact.

En supposant toutefois qu'il y aurait défaillance du panier et de toutes les grappes contenues dans celui-ci, on libérerait tout l'inventaire libre de tritium et de krypton-85. L'impact de cet événement est examiné au prochain chapitre.

11.3.4 Chute d'un château de transfert du combustible irradié

Le château de transfert n'est pas un dispositif étanche ayant pour but de contenir les matières radioactives mais un équipement de blindage pour le transfert du panier de la piscine jusqu'à la station blindée, puis à l'ASSCI (voir la Figure 11-3). Ce rôle de confinement des radionucléides est joué par la gaine des grappes et par le panier soudé. Lorsqu'il est au-dessus de la piscine, le château de transfert repose sur un chariot qui est lui-même sur rails (voir la Figure 11-1). La structure d'ancrage supporte la chute blindée et le château de transfert au-dessus de la piscine de stockage. Le château de transfert ne peut donc tomber dans la piscine.

Dans la salle d'expédition, le château de transfert est soulevé à une hauteur maximale de 2 m au-dessus du sol. Cependant, à l'aire de stockage, le panier est soulevé à une hauteur maximale de 7,72 m au-dessus du sol asphalté.

En cas de chute du château de transfert, il est probable que celui-ci demeurerait intact [6]. Le château serait retourné à la salle d'expédition, d'où le panier serait transféré à la piscine. Il pourrait alors être ouvert et les grappes retirées pour inspection. S'il y avait défaillance du château de transfert à la suite d'une chute, la pire conséquence serait de laisser le panier à l'air libre, sans blindage.

Les débits de dose attendus à un mètre au-dessus d'un panier sans blindage contenant du combustible ayant refroidi durant six ans sont de 2,5 Sv/h [7]. Des mesures de débit de dose gamma ont été effectuées lors du transfert des dix premiers paniers du combustible irradié dans le module CANSTOR sur le site de Gentilly-2. Ce combustible avait séjourné 11 ans dans la piscine. Le débit de dose gamma de 0,63 Sv/h à un mètre a été mesuré sur le dessus du module ayant un cylindre sans bouchon après le chargement du dernier panier [8]. Les débits de dose gamma mesurés à Point Lepreau, à un mètre au-dessus du dernier panier chargé dans le cylindre d'un silo étaient de 1,67 Sv/h [9]. Le combustible chargé dans ce silo avait refroidi pendant huit ans.

Les travailleurs ont les équipements et la formation nécessaires pour réagir à une telle situation. Ils s'éloigneraient rapidement du panier afin de diminuer leur exposition due à l'irradiation externe.

Un plan de travail, incluant une évaluation de la dose que pourraient recevoir les travailleurs, serait préparé et approuvé par le chef de quart. Le panier serait ensuite récupéré et placé dans un château de transfert à l'aide d'équipement actionné à distance.

En résumé, une défaillance du château de transfert à la suite d'une chute n'aurait aucune conséquence pour le public, pour les biotes ou pour le milieu physique. Le débit de dose dû à l'irradiation externe diminue rapidement avec la distance et ne constitue pas un risque pour la population environnante. Le risque pour les travailleurs est toutefois examiné dans le chapitre suivant.

11.4 Risques liés aux transferts d'eau lourde

La première étape de la réfection consiste à retirer le combustible du cœur et à vider l'eau lourde contenue dans le circuit caloporteur et la cuve du réacteur. Une partie de l'eau lourde devra être transférée dans des barils car les réservoirs existants ne sont pas suffisants pour contenir tout l'inventaire d'eau lourde. Ces barils seront entreposés dans les bâtiments de production.

Les travailleurs de la centrale nucléaire de Gentilly-2 ont l'expérience de ce genre de transfert. Il est toutefois possible qu'un déversement d'eau lourde survienne lors du transfert en barils. Si cet événement survenait, l'eau lourde se déverserait dans le système de recueil des liquides radioactifs et serait récupérée. La fraction du déversement qui ne peut être récupérée serait recueillie dans les réservoirs de collection des effluents liquides. Le contenu des réservoirs est toujours analysé avant le rejet au fleuve afin de s'assurer que les limites sont respectées.

Les conséquences d'un déversement d'eau lourde sont examinées au chapitre 12.

11.5 Risques liés aux transferts des déchets de réfection

Une des étapes importantes qui comporte des risques radiologiques est le transfert des déchets radioactifs provenant des bâtiments de production de la centrale vers les installations de stockage. Les divers événements qui pourraient survenir pendant ces opérations sont examinés aux sections suivantes.

11.5.1 Manutention et transfert d'un contenant de déchets de retubage

Les contenants de déchets de retubage seront placés dans un château de transfert blindé et seront remplis à proximité du réacteur, lors des opérations de retrait des composants du réacteur. Une fois rempli, le contenant sera asséché par ventilation forcée avant de quitter le bâtiment du réacteur. Le château de transfert sera ensuite déplacé vers le bâtiment des services à l'aide de convoyeurs, de chariots motorisés et de grues. Le chargement sur un camion-remorque se fera dans le bâtiment des services et de là, les déchets seront

transférés à l'IGDRS. Le chargement des silos pourrait se faire 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 perte de blindage du contenant.

- Chute du château de transfert

Puisque les déchets de retubage sont des déchets métalliques secs, la chute d'un château de transfert ne pourrait entraîner des rejets ou déversements. La pire conséquence serait la perte de blindage si le château de transfert était 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.

La hauteur de chute la plus grande pourrait survenir lorsque le château est positionné au dessus du cylindre d'un silo pour déchets de retubage. Le château de transfert est alors à 6,71 m au dessus du sol [10].

En cas de chute, une vérification de l'intégrité du château de transfert serait effectuée à l'aide de débitmètres gamma. Si celui-ci était endommagé, il serait retourné au bâtiment des services avec les précautions appropriés. Il serait examiné afin de vérifier si le contenant est intact. S'il était endommagé, le contenu serait transféré dans un autre contenant et celui-ci serait transféré à l'IGDRS. Cet événement n'aurait pas de conséquence radiologique.

- Perte de blindage pour les déchets de retubage

Une perte de blindage pourrait survenir si le château de transfert était endommagé. En cas de perte de blindage, le débit de dose à un mètre du contenant serait d'environ 60 Sv/h. Les travailleurs seront alors avertis des faisceaux de rayonnement gamma par leurs dosimètres électroniques à alarme et leurs débitmètres gamma. Ils s'éloigneront du contenant afin de réduire le débit d'exposition externe. Un plan de travail sera élaboré de façon à récupérer le contenant dans un autre château de transfert. Cet événement pourrait exposer des travailleurs du complexe de Gentilly et il sera examiné au chapitre 12. De par sa nature, cet événement aurait un impact temporaire et localisé, et il n'entraînerait pas d'impact pour le milieu physique, les biotes et le public.

11.5.2 Manutention et transfert d'un contenant de résines usées

La méthode de décontamination du circuit caloporteur n'a pas été choisie et pour cette raison, les contenants de résine de décontamination pourraient être remplis soit dans le bâtiment du réacteur, soit dans le bâtiment des services. Les résines d'exploitation sont actuellement stockées dans des réservoirs situés dans le bâtiment des services, de sorte que le remplissage des contenants se fera donc dans ce bâtiment. Pour les deux types de

résines, l'opération de remplissage consiste à transférer les résines dans le contenant en utilisant une pompe et à ensuite éliminer le surplus d'eau.

Le contenant de résines sera transféré vers l'IGDRS dans un château de transfert blindé. Celui-ci sera placé sur un camion-remorque et solidement attaché. Le camion transférera le contenant vers l'IGDRS où il sera chargé dans une enceinte de stockage des résines usées (ESRU) à l'aide d'une grue.

La hauteur de levage du château de transfert dans le bâtiment des services est d'environ 5,4 m pour passer de la mezzanine en face du sas principal au plancher de la salle S2-133 [11]. Le château sera soulevé à sa hauteur maximale lors de l'opération de chargement dans l'ESRU. Le contenant sera alors soulevé à une hauteur de 6,1 m [12]. Si la chute du château de transfert ou du contenant de résines survenait, les pires conséquences seraient la défaillance du contenant ou la perte de blindage.

- Perte de blindage pour le contenant de résines

Une défaillance du château de transfert blindé pourrait entraîner une perte de blindage. Dans ce cas, les travailleurs seraient avertis des faisceaux de rayonnements gamma par leurs dosimètres électroniques à alarme. Ils s'éloigneraient du contenant afin de réduire leur débit d'exposition. Un plan de travail pour la récupération du contenant serait développé et celui-ci serait placé dans un autre château de transfert blindé. Cet événement pourrait avoir un impact sur les travailleurs du complexe nucléaire de Gentilly et est examiné au chapitre 12.

- Défaillance du contenant de résines usées

Une défaillance du contenant pourrait entraîner le déversement des résines. Les structures de stockage sont construites sur une base de béton et le pourtour est pavé de sorte que la surface de l'IGDRS n'est pas perméable. En cas de déversement de résines, une opération de récupération et de nettoyage serait entreprise. L'écoulement des eaux de surface se fait vers la station de contrôle et d'échantillonnage des eaux pluviales (voir la Figure 7-8), de sorte que c'est là qu'aboutiraient les eaux de lavage et la contamination liquide résiduelle. L'activité contenue dans cette eau pourra être vérifiée avant qu'elle soit déversée dans le canal de rejet. Cet événement sera examiné au chapitre 12.

11.5.3 Manutention et transfert d'un contenant de déchets de faible et de moyenne activité

Il existe quatre types de déchets de faible et moyenne activité qui aboutiront dans les EDFMA :

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

- déchets non compactables de grandes dimensions.
- Chute d'une boîte d'acier de 1,24 m³

Les déchets de retubage non compactables seront placés dans les boîtes métalliques de 1,24 m³, dans le bâtiment du réacteur. Les boîtes seront fermées mécaniquement et un joint de néoprène en assurera l'étanchéité. En cas de chute, la boîte d'acier pourrait être endommagée, mais le contenu pourra facilement être récupéré puisque les déchets qui y seront placés sont des pièces métalliques sèches. Cet événement n'aura aucune conséquence radiologique.

- Chute d'un ballot

La chute d'un ballot a été examinée à la section 11.2.1. Puisque les ballots de déchets compactables à transférer dans les EDFMA de l'IGDRS sont identiques à ceux actuellement transférés à l'ASDR, les conclusions sont les mêmes. La chute d'un ballot n'aura aucune conséquence radiologique.

- 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 pourrait l'endommager et conduire à un déversement. Le contenu pourrait être récupéré puisqu'il s'agit de déchets solides et secs. Cet événement n'aurait aucune conséquence radiologique significative.

- Chute de déchets non compactables de grandes dimensions

Ces déchets sont des pièces de métal, de bois ou des matériaux d'isolation qui sont enveloppés de membranes. En cas de chute, les pièces seraient récupérées et cet événement n'aurait aucune conséquence radiologique significative.

En résumé, la chute de contenant de déchets de faible et de moyenne activité n'aurait pas de conséquence radiologique significative.

11.5.4 Manutention et transfert d'un filtre usagé

La chute et la perte de blindage d'un filtre usagé ont été examinées à la section 11.2.2. Puisque le transfert vers l'IGDRS s'effectuera dans des conditions semblables à celles vers l'ASDR, les impacts seraient semblables. La chute d'un filtre pourrait entraîner l'exposition des travailleurs et une contamination localisée. La situation à l'IGDRS est toutefois différente de celle à l'ASDR en ce qui concerne l'écoulement de l'eau utilisée pour la décontamination de la surface. En effet, ces eaux s'écouleraient vers le canal de rejet. L'impact de la chute d'un filtre sur le milieu physique, les travailleurs, les biotes et la population est examiné au chapitre 12.

11.6 Risques pendant le stockage

Les installations qui contiennent des déchets de haute activité sont scellées et par conception ne devraient pas entraîner d'émissions radioactives. Une des sources d'impact potentiel est donc la défaillance des barrières, ce qui pourrait entraîner des rejets de radionucléides pendant la longue période de stockage.

11.6.1 Fuite d'une grappe de combustible irradié

Tel que discuté à la section 9.5.2, la fuite d'une grappe de combustible n'aurait aucune conséquence en exploitation normale. Pour que la fuite puisse avoir un impact, il faut postuler une brèche du panier soudé et une fuite du cylindre scellé dans lequel sont placés les paniers. Ce genre de fuite serait normalement détecté lors de la vérification annuelle des cylindres. Cette vérification consiste à relier une pompe aux tuyaux d'échantillonnage et de vérifier que la cavité du cylindre ne contient pas d'eau ou de radionucléides dans l'air.

Si une fuite n'était pas détectée lors de la dernière vérification et que le cylindre se mettait à fuir, les radionucléides pourraient alors se disperser dans l'air et être entraînés au sol par les eaux de pluie ou par la neige. Les pourtours des dalles des silos ou des modules CANSTOR sont asphaltés. Ces surfaces sont munies d'un rebord afin que les eaux de pluie s'écoulent dans un système de drainage. Il est possible d'échantillonner et d'analyser les eaux de surface afin de vérifier si elles remplissent les normes de la CCSN avant de les laisser s'écouler au canal de rejet. Des contrôles radiologiques dans l'environnement permettraient de plus de détecter les fuites.

Les conséquences de cet événement potentiel sont examinées au chapitre 12.

11.6.2 Fuite d'un contenant de déchets de retubage de haute activité

Les contenants de déchets de retubage contiennent des pièces métalliques séchées. Les contenants, fermés mécaniquement, seront placés dans les cylindres de stockage des silos, eux-mêmes fermés par un couvercle et scellés à l'aide d'une plaque soudée (voir la Figure 7-9). Ces déchets ne contiennent pas de substances volatiles qui pourraient s'échapper des contenants et des cylindres.

La seule source d'impact potentiel serait une fuite dans un cylindre de stockage qui ne serait pas détectée lors des vérifications de routine. S'il y avait une infiltration d'eau qui n'était pas détectée et qui ne s'évaporerait pas malgré la chaleur dégagée par les déchets, il pourrait y avoir corrosion des déchets métalliques. Si le cylindre étanche fuyait, l'eau pourrait percoler au fond du silo. Un jeu de pentes et une canalisation dirigerait cette eau vers un bassin de récupération. Un échantillonnage de routine permettra de vérifier la

présence d'eau et des analyses radiologiques serviront à valider l'intégrité des barrières de confinement. Si malgré toutes ces précautions, des radionucléides se retrouvaient sur la surface asphaltée de l'IGDRS, ils pourraient être entraînés par l'eau de pluie ou la fonte de la neige au printemps.

Les eaux d'écoulement seront collectées dans la station de contrôle et d'échantillonnage des eaux pluviales où il sera possible de les échantillonner et de les analyser afin de vérifier la présence de contamination. Les conséquences potentielles de cet événement sont examinées au chapitre 12.

11.6.3 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. Ces gaz non condensables pourront s'accumuler dans le cylindre de stockage scellé et il est prévu de purger ces gaz périodiquement afin d'éviter la surpression des cylindres de stockage. Ces opérations de dépressurisation pourront se faire au moment de l'échantillonnage de routine en utilisant un montage qui permettrait de fixer le tritium et le carbone-14 en solution; en plus de permettre l'échantillonnage de l'air libre des cylindres de l'ESRU (voir la figure 7-11). Ces opérations vont néanmoins entraîner de faibles rejets qui n'auront pas d'impact significatif sur l'environnement. Les conséquences de ces faibles rejets furent illustrées à la figure 10-2.

En temps normal, les cylindres seront scellés de façon à éviter l'évaporation-diffusion du tritium et du carbone-14 contenu dans les résines. En cas de fuite des cylindres, le tritium et le carbone-14 pourraient soit s'évaporer, soit diffuser et se retrouver dans l'environnement sous forme d'émissions atmosphériques fugitives. Les conséquences de ce type d'événement sont examinées au chapitre 12.

11.6.4 Fuite de la cavité d'une enceinte de type A

En situation normale, les cylindres de stockage des enceintes de type A destinés aux filtres usagés seront fermés par un bouchon et scellés avec un élastomère. En cas de fuite, les filtres pourraient émettre du tritium et du carbone-14. Les conséquences de ces émissions atmosphériques sont examinées au chapitre 12.

11.6.5 Défectuosité du système de drainage

Si une des installations de stockage fuyait, il est concevable que les eaux de pluies et de la fonte de la neige au printemps recueillies par le système de drainage puissent être contaminées. Par conception, ces eaux s'écouleront vers le canal de rejet de la centrale.

En cas de défectuosité du système de drainage, les eaux contaminées pourraient s'infiltrer dans le sol. Cet événement est improbable puisqu'il faudrait la défaillance simultanée d'une structure de stockage et du système de drainage. Les impacts d'une telle défaillance sont assimilés à ceux d'une fuite dans les eaux souterraines sous l'IGDRS. La migration de contaminants sous l'IGDRS est décrite dans un rapport spécialisé [13]. Les modélisations de contamination par le tritium et autres espèces chimiques et radiologiques, conduisent à la conclusion que les impacts ne seront pas significatifs. Cet événement ne sera pas examiné plus en détail dans le présent document.

11.7 Risques associés aux événements naturels et aux changements climatiques

Certaines catastrophes naturelles peuvent constituer des sources d'impacts potentiels 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.

11.7.1 Inondation

Les mesures du niveau du fleuve Saint-Laurent prises à Trois-Rivières entre 1912 et 1990 montrent que le niveau d'eau moyen le plus faible (2,19 m) a été enregistré en 1935 et le niveau le plus haut (7,48 m), en 1976. Ce niveau, mesuré à Trois-Rivières, correspond à Gentilly à un niveau 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 [14]. Des mesures plus récentes prises à Gentilly, entre 1996 et 2002, se situent entre 2,07 m et 6,29 m [15].

La cote du site de l'IGDRS sera la même que celle de l'ASSCI, c'est-à-dire à 7,7 m au-dessus du niveau de la mer. Le niveau de 7,7 m correspond à la cote de récurrence des crues de 10 000 ans (voir le Tableau 11-2). La base des structures de l'ASDR est construite au niveau 8,7 m alors que les terrains adjacents sont à un niveau moyen de 6,3 m.

En 1997, une digue ceinturant les bâtiments de production de la centrale de Gentilly-2 a été érigée. Construite à la cote 7,9 m, cette digue permet de protéger le site contre les inondations naturelles d'une période de récurrence de 10 000 ans (7,7 m) avec un effet de vagues de 20 cm. Par ailleurs, l'ensemble du site de la centrale et de ses aménagements connexes est situé à un niveau supérieur à la cote de récurrence 20-100 ans, soit 6,70 m.

En cas d'inondation, aucune des installations de l'ASSCI, de l'IGDRS et de l'ASDR ne seraient emportées par la crue. Les silos à déchets de retubage, les autres enceintes de stockage et les modules CANSTOR sont des structures lourdes bien ancrées sur les dalles de béton.

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

- Modules CANSTOR ou silos à l'ASSCI;
- Silos à déchets de retubage;
- Enceintes de stockage des résines usées (ESRU);
- Enceintes de stockage des filtres usagés (de type A).

Les EDFMA ne sont pas scellées, mais avant que le contenu ne soit affecté, il faudrait que le niveau de l'eau dépasse non seulement la digue, mais aussi qu'il atteigne le couvercle des enceintes qui est à environ 3,8 m au-dessus du sol. Les fosses de l'ASDR sont construites sur un remblai à un niveau encore plus élevé que la digue et ne pourraient être affectées.

Cet événement est improbable, mais les conséquences d'une inondation qui atteindrait l'ASDR sont examinées au chapitre 12.

11.7.2 Séismes

La méthodologie pour l'analyse des risques de tremblement de terre est tirée de deux études [16, 17].

11.7.2.1 Distribution de la fréquence

Le nombre de tremblements de terre par année est une variable aléatoire décrite par une distribution de Poisson. Si le nombre moyen de tremblements de terre par année, dépassant un seuil de magnitude M_0 est donné par α ($1/a$), la probabilité d'avoir un nombre n de tremblements de terre dans une année est donnée par :

$$P(n) = \frac{\alpha^n}{n!} e^{-\alpha} \quad (11.1)$$

11.7.2.2 Distribution de la magnitude

Par ailleurs, la densité de probabilité qu'un tremblement de terre ait une magnitude $M_1 < M < M_2$ est donnée par la distribution suivante :

$$P(M_1, M_2) = \int_{M_1}^{M_2} \alpha \gamma e^{-\gamma M} dM \quad (11.2)$$

Les paramètres α et γ décrivent la fréquence et la magnitude des tremblements de terre dans une région donnée. La probabilité totale qu'il y ait au moins un tremblement de terre avec une magnitude supérieure à M_1 est donnée par la distribution cumulative suivante :

$$P(M_1) = \alpha \cdot e^{-\gamma M_1} \quad (11.3)$$

Il est donc possible d'extrapoler la probabilité d'un séisme de plus forte magnitude à partir de celles de séismes de plus faibles magnitudes.

$$\begin{aligned} P(M_0) &= \alpha_0 \\ P(M_1) &= \alpha_0 \cdot e^{-\gamma M_1} \\ P(M_2) &= \alpha_0 \cdot e^{-\gamma M_2} = \alpha_0 \cdot e^{-\gamma M_1} e^{-\gamma (M_2 - M_1)} \\ P(M_2) &= \alpha_1 \cdot e^{-\gamma (M_2 - M_1)} \end{aligned} \quad (11.4)$$

11.7.2.3 Séismicité du site

La faille géologique de Sainte-Angèle traverse la zone d'étude élargie dans sa partie sud-ouest (voir la Figure 11-4). Elle est orientée dans un axe nord-est et s'éloigne de la rive droite du fleuve à environ 1,6 km en aval de l'île Montesson. On note aussi l'existence présumée de la faille du Cap-de-la-Madeleine, prenant naissance au milieu du fleuve, en direction opposée à celle de Sainte-Angèle [18].

Cependant, des études ont révélé qu'aucune de ces failles n'était active dans la région à proximité du complexe nucléaire de Gentilly. Ces conclusions se dégagent de l'opinion d'experts qui se sont fondés sur l'absence d'activité des failles dans les temps géologiques récents [19].

Le site de la centrale nucléaire de Gentilly-2 est classé sismiquement «zone 2». Notons que ce zonage est passé de 3 (1965) à 2 (1970) lors des changements apportés après 1965 [20]. 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 la centrale nucléaire de Gentilly-2 est particulièrement sécuritaire (voir la Figure 11-5) 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 complexe nucléaire de Gentilly seraient négligeables en raison de leur atténuation dans la roche intermédiaire.

Mentionnons à titre d'exemple, le tremblement de terre survenu dans la région du Saguenay le 25 novembre 1988. Ce dernier, d'une magnitude de 6,0 selon l'échelle de Richter, avait son épïcêtre dans le parc des Laurentides, à environ 36 km de Chicoutimi, et n'avait eu aucune conséquence sur le complexe nucléaire de Gentilly [21]. Il en est de même du séisme d'une intensité de 5,5 ressenti au Québec le 20 avril 2002 et dont l'épïcêtre se situait au nord de l'état de New-York. Les six sismographes de la centrale nucléaire de Gentilly 2 n'ont pas enregistré ce séisme parce que l'accélération était inférieure au seuil de déclenchement des appareils [22]. L'onde de choc transmise à la

centrale de Gentilly-2 a été évaluée par le ministère de l'Énergie, des Mines et des Ressources, et correspondait à une accélération au sol de 0,01 à 0,05 g.

Le site de Gentilly n'est localisé dans aucune des zones à haute concentration d'activité sismique de l'est du Canada. Pour ce type de site, les paramètres sismiques suivants sont recommandés pour un séisme de magnitude $M_1 = 4$ (Richter) :

$$\alpha = 3 \times 10^{-4} / a \quad (11.5)$$

$$\gamma = 1,84 \quad (11.6)$$

Afin d'évaluer la résistance des constructions, il faut calculer l'accélération maximale au niveau du sol. Cette quantité est fonction de l'ampleur des séismes locaux et de la propagation des séismes qui peuvent se produire dans les zones sismiques adjacentes.

Ce calcul a été fait en 1996 pour la région de Gentilly [23]. La contribution de la zone locale a été superposée à la contribution des zones sismiques environnantes. La probabilité de séisme en fonction de l'accélération du sol est présentée à la Figure 11-6. En fonction des hypothèses utilisées, on obtient une distribution de probabilité, de sorte que la probabilité d'avoir des séismes avec une accélération supérieure à 0,25 g est très faible et peut être estimée à environ $5 \times 10^{-5} / a$.

11.7.2.4 Critères de conception sismique

Le code national du bâtiment établit les critères de résistance sismique que doivent rencontrer les structures. Pour un site classé en zone 2, la structure doit résister aux accélérations présentées au Tableau 11-3. La probabilité de dépasser les critères de résistance doit être en dessous de $1 \times 10^{-2} / a$. En fait, le site de Gentilly satisfait facilement ce critère puisque la probabilité de dépasser l'accélération de 0,08 g n'est que de $1 \times 10^{-3} / a$ (voir la Figure 11-6).

Les installations du complexe nucléaire de Gentilly doivent satisfaire des critères de résistance sismique beaucoup plus exigeants s'ils ont une fonction de sûreté. Ainsi, le séisme de dimensionnement (*Design Basis Earthquake*) correspond à une accélération horizontale de 0,25 g et verticale de 0,167 g [24]. Puisque les normes sismiques du code national du bâtiment du Canada [32] sont moins contraignantes que celles du séisme de dimensionnement, elles sont automatiquement satisfaites. La probabilité de dépassement de ces critères d'accélération est très faible, puisqu'elle ne dépasse pas $5 \times 10^{-5} / a$.

11.7.2.5 Résistance des structures de stockage

Chacune des enceintes de stockage de l'IGDRS, de l'ASSCI et de l'ASSDR est conçue de façon à résister à l'accélération des séismes locaux, telle que décrite au Tableau 11-4. L'analyse de la résistance sismique doit démontrer que :

- Les contraintes générées par l'accélération maximale sont inférieures à la limite de résistance des structures.
- Les structures ne glisseront pas ou ne culbuteront pas sous l'effet d'un séisme.
- Les contraintes générées par les séismes ne peuvent miner les fondations.

À partir de ces données, il est possible d'évaluer la fréquence des tremblements de terre qui peuvent dépasser les limites de conception. La probabilité de tels événements est très faible, tel que le démontre le Tableau 11-4.

11.7.2.6 Bilan de la vulnérabilité sismique

En résumé, il est peu probable que les structures de stockage puissent être endommagées par un séisme de grande magnitude. Les enceintes de stockage des filtres usagés et les EDFMA sont les structures les plus vulnérables puisqu'elles sont conçues en conformité avec le code du bâtiment et qu'elles peuvent donc résister à une accélération horizontale de 0,08 g. Les autres structures sont plus résistantes et correspondent à une accélération horizontale d'au moins 0,25 g.

Même dans le cas improbable d'un séisme dépassant de beaucoup la limite de conception, les trois barrières de confinement des produits radioactifs ne seraient pas nécessairement rompues s'il y avait fissuration du béton ou si les structures étaient renversées. Cet événement improbable est toutefois examiné au chapitre 12.

11.7.3 Vent violent et tornade

11.7.3.1 Fréquence des tornades

Le calcul de la fréquence des tornades est basé sur deux études [25,26]. 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.

La probabilité de dommage causé par les tornades est donnée par :

$$P_d = \frac{a_d}{At} \quad (11.7)$$

où a_d est la superficie totale endommagée par les tornades dans la région.
 A est la superficie totale de la région considérée.
 t est la période de temps considérée.

La probabilité est donc uniforme pour toute la région considérée et dépend seulement du temps et de la force des tornades. Les tornades sont classées suivant l'échelle de force Fujita (voir le Tableau 11-5).

Pour la région de Gentilly (72° longitude, 46° latitude), les statistiques donnent une probabilité de dommage au sol de 2×10^{-4} /a pour l'ensemble des tornades et de 1×10^{-6} /a pour les tornades de force supérieure à F2 [26]. On n'a jamais observé de tornade de force F5 ou supérieure dans l'est du Canada.

De forts vents ont été observés dans la région de Trois-Rivières lors de l'ouragan de Maskinongé survenu le 27 août 1991 [27]. La force des vents au sol a été estimée à F3 sur l'échelle de Fujita.

11.7.3.2 Résistance des structures de stockage

Les modules CANSTOR ont été conçus pour résister aux charges de la tornade de dimensionnement (*Design Basis Tornado*), correspondant à une vitesse de vent au sol de 491 km/h. On a calculé que les modules peuvent résister à un vent au sol de 491 km/h sans culbuter [28]. Les résultats des calculs sont présentés au Tableau 11-6.

Une analyse de la pénétration des projectiles a été réalisée dans le cadre du programme de développement des silos [29]. Elle a démontré que la planche de bois est le type de projectile qui constituait le cas limite.

La résistance aux projectiles a été calculée pour une poutre de bois frappant le module CANSTOR avec une force de 2 MN, à laquelle le module devrait résister [30].

Les structures de stockage de l'IGDRS seront conçues pour résister aux vents violents et aux projectiles emportés par le vent. Dans le cas de l'ASDR, les fosses de stockage sont partiellement enterrées et sont donc protégées des vents violents.

En résumé, les vents violents et les tornades ne constituent pas un risque crédible pour les installations de stockage.

11.7.4 Foudre

La foudre qui frappe une structure de béton armé peut briser le béton lorsqu'un arc électrique se forme entre différentes parties non continues de l'armature d'acier. Afin d'éviter ces problèmes, l'armature des structures de stockage est continue et est reliée à la terre, en conformité avec le code national du bâtiment du Canada [31, 32]. Les structures les plus élevées sont équipées de paratonnerre et mises à la terre.

Il faut aussi noter que l'ASSCI et l'IGDRS se trouvent à quelques mètres du bâtiment du réacteur de la centrale de Gentilly-1, qui mesure 48 m de hauteur. La foudre devrait préférentiellement frapper les bâtiments de production de Gentilly-1. Dans le cas de l'ASDR, les structures sont partiellement enterrées, de sorte qu'elles émergent du sol

d'une hauteur de 1,3 m. La clôture qui mesure 2,4 m de hauteur et le système d'éclairage seraient préférentiellement frappés par la foudre.

L'effet d'un bris du béton causé par la foudre serait superficiel et n'engendrerait pas nécessairement la défaillance des barrières de confinement. Il n'y aurait donc pas d'impact sur le public, sur les travailleurs, sur les biotes et sur le milieu physique à la suite d'un tel incident.

11.7.5 Affaissement et glissement de terrain

11.7.5.1 ASSCI

Les fondations des modules de l'ASSCI reposent sur le socle rocheux qui est à environ 2,5 m sous le niveau de la mer. Les dépôts de till glaciaire recouvrent le roc. La partie active du site a été remblayée avec du béton compacté roulé (BCR) et les surfaces asphaltées sont construites à la cote 7,7 m.

La rampe d'accès, la route à l'intérieur du site et le pourtour des dalles des modules sont asphaltés. Ces surfaces sont munies de rebords surélevés afin de récupérer les eaux de pluie, qu'un jeu de pentes dirige vers la station de contrôle et d'échantillonnage.

Il n'y a donc pas de possibilité d'affaissement du sol ou de glissement de terrain puisque le site est bien drainé et que les installations sont construites sur un sol stable et sont de plus appuyées sur le socle rocheux.

11.7.5.2 IGDRS

La préparation du sous-sol de l'IGDRS commencera par l'excavation du site jusqu'à ce que la roche mère soit exposée. Le matériel de remplissage sera compacté au rouleau jusqu'à ce que le niveau du site soit le même que celui de l'ASSCI. Les dalles de béton supportant les enceintes de stockage ainsi que les routes d'accès reposeront donc sur une base stable. La surface du site sera imperméable et bien drainée de sorte que l'infiltration d'eau sera minimisée.

Une partie de l'IGDRS sera construite selon les mêmes critères exigeants que celui de l'ASSCI et ne sera pas vulnérable aux affaissements du sol ou aux glissements de terrain. La préparation du sous-sol où seront érigées les EDFMA et les enceintes de type A pour les filtres usagés permettra de garantir la stabilité des installations même si elle ne doit pas satisfaire les mêmes critères de conception sismique que l'ASSCI.

11.7.5.3 ASDR

L'ASDR a été construite sur une base de gravier concassé qui s'élève à plus de 2 m au-dessus du terrain environnant. Une fois construites, les fosses ont été remblayées et la

surface du site a été pavée. L'îlot contenant les installations de l'ASDR est drainé par deux fossés qui se déversent vers le sud du site.

La base de l'ASDR est protégée contre les glissements de terrain et les affaissements du sol.

11.7.5.4 Bilan de la vulnérabilité du sous-sol

Les installations de l'ASSCI, de l'IGDRS et de l'ASDR ne sont pas vulnérables aux instabilités du sous-sol. Ces événements ne sont pas crédibles et ne sont pas analysés plus à fond.

11.7.6 Météorites

En juillet 1994, quelques météorites sont tombés dans la région de Sorel située à près de cent kilomètres à l'ouest de la centrale de Gentilly-2. Cet événement rare a largement été documenté dans la presse locale. Il a donc été jugé approprié d'examiner le risque d'impact de météorites sur l'IGDRS et l'ASSCI.

On classe la taille de météorites en quatre groupes :

- Poussière cosmique : poussière microscopique qui peut demeurer en suspension dans l'atmosphère.
- Micro météorites : sphérules produites par la fusion en gouttelettes de plus grosses météorites.
- Météorites récupérables : roches de plus d'un gramme dont la surface est calcinée mais dont l'intérieur est intact.
- Bolides : météorites qui conservent une grande partie de leur vitesse initiale et qui forment un cratère plus grand que le météorite.

À cause du ralentissement dans l'air, la plupart des météorites qui atteignent la surface de la terre ont une vitesse de 300 à 500 km/h, soit une très faible fraction de leur vitesse initiale dans l'espace. Lorsqu'ils frappent le sol, ces météorites demeurent à sa surface ou s'y enfoncent à quelques centimètres. Ils ne constituent pas un risque sérieux pour des installations en béton armé.

Les météorites dont la taille atteint plusieurs kilos peuvent endommager superficiellement les structures de béton, mais n'ont pas l'énergie cinétique nécessaire pour causer une explosion.

Seuls les météorites dont la masse est supérieure à 350 tonnes atteignent la surface de la terre à une vitesse approchant celle qu'ils avaient dans l'espace. Ces météorites explosent en atteignant le sol et creusent un cratère beaucoup plus grand que le météorite lui-même. Ce sont ces météorites qui constituent un risque de catastrophe.

Le flux de météorites qui entrent dans l'atmosphère est estimé à 100-1000 tonnes par an. Les 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 dix. La relation linéaire est donnée par :

$$N_0(m) = \frac{10^9}{m(g)} \quad (11.8)$$

La quantité atteignant la surface terrestre est plus faible, puisque seulement 5 % de tous les météorites sont de composition ferreuse, ce qui leur permet de traverser l'atmosphère sans se désagréger. Même si beaucoup de météorites frappent la terre, la probabilité de tomber à un endroit particulier est très faible. La surface non submergée de la terre est de $1,28 \times 10^8 \text{ km}^2$. La probabilité qu'un météorite qui frappe la terre tombe sur l'IGDRS ou l'ASSCI est obtenue en multipliant la fréquence des météorites qui atteignent la surface terrestre par la superficie des installations divisée par la surface terrestre.

$$N_1(m) = \frac{10^9}{m(g)} 0,05 \frac{0,025 \text{ km}^2}{1,28 \times 10^8 \text{ km}^2} \quad (11.9)$$

La courbe présentée à la Figure 11-7 donne la probabilité d'une chute de météorites sur l'IGDRS ou l'ASSCI en fonction de sa taille. Les météorites dont la taille est de plus de 5 kg ont une probabilité plus faible qu'une fois tous les millions d'années d'atteindre les installations de stockage. Cet événement n'est donc pas crédible.

11.7.7 Changement des conditions climatiques

Les installations de stockage des déchets radioactifs et du combustible irradié sont conçues pour 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) [33], 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.

11.8 Risques associés aux 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 ci-après.

11.8.1 Incendie

Un incendie autour de l'ASSCI, de l'IGDRS ou de l'ASDR peut être causé par une des sources suivantes:

1) Réservoir 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 minimum est de 55 °C [34]. Le point d'éclair d'un liquide combustible est 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, sans nécessairement entraîner une combustion auto-soutenue du liquide. Ce mazout est donc difficile à enflammer et ne risque pas d'exploser. De plus, les réservoirs de mazout sont situés à plus de 750 m de l'ASSCI et de l'IGDRS; et à plus de 500 m de l'ASDR.

2) Réservoirs de mazout de la centrale de Gentilly-2

La centrale nucléaire de Gentilly-2 possède des générateurs diesels pour l'alimentation électrique d'urgence. Les principaux réservoirs d'alimentation de ces générateurs diesels sont souterrains et ne constituent pas un risque d'incendie. Une réserve quotidienne est toutefois située dans la salle des diesels. Cette quantité de combustible ne pourrait soutenir un incendie pendant plusieurs heures.

3) Réservoirs de carburants 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 2000 litres 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. Ces réservoirs ne constituent donc pas un risque pour les aires de stockage. Les risques au moment du transfert des déchets radioactifs et du combustible irradié sont minimes.

4) Véhicules

Le camion-remorque, ainsi que la machinerie de construction transportent de l'essence qui pourrait s'enflammer. La quantité de carburant contenue dans le réservoir de ces véhicules est toutefois relativement faible et ne peut soutenir un feu pendant plusieurs heures.

5) Feux de broussailles et feux de forêt

L'aire protégée de la centrale est pavée ou recouverte de pierre concassée. On ne laisse aucune broussaille pousser dans cette zone. La zone entourant l'ASSCI et le site proposé pour l'IGDRS ne contiennent pas d'arbre. Les arbres autour de l'ASDR en sont toutefois assez éloignés pour ne pas constituer un risque pour les installations de stockage. Une distance d'environ 14 m sépare les installations de la clôture du périmètre protégé. Un feu d'herbe n'atteindrait pas les aires de stockage et l'augmentation de température serait insuffisante pour affecter les installations de stockage.

Les structures de stockage sont faites de plusieurs tonnes de béton. Il faudrait un incendie intense et soutenu avant que la température interne ne commence à augmenter. Les risques d'incendie connus ne pourront endommager le contenu des enceintes de stockage.

Les divers châteaux de transfert blindés utilisés pour le transfert des différentes matières radioactives pourraient être exposés à un incendie, si le camion-remorque prenait feu. Cet événement est peu probable à cause des conditions de transport et de la distance entre la remorque et le réservoir d'essence. Un incendie pourrait toutefois entraîner une perte de blindage.

Dans le cas du château de transfert pour le combustible irradié, un incendie pourrait brûler le polyéthylène qui sert de blindage neutron. La dose au contact pourrait doubler et ainsi passer de $2,5 \times 10^{-5}$ à 5×10^{-5} Sv/h; ce qui demeure non significatif.

Pour tous les autres châteaux de transfert, un incendie pourrait fondre une partie du plomb contenu entre la cavité interne et la surface externe (température de fusion de $327,4^{\circ}\text{C}$). Les châteaux de transfert sont toutefois conçus de façon à contenir le plomb fondu [6]. La chaleur requise pour faire fondre le plomb retarderait la surchauffe du contenu du château.

Les ballots de déchets compactables contiennent des matières combustibles qui pourraient facilement brûler. Les filtres usagés sont aussi combustibles. L'incendie pourrait alors disperser des contaminants atmosphériques.

En résumé, l'incendie d'un camion-remorque utilisé pour le transfert des déchets radioactifs et du combustible irradié pourrait entraîner une perte de blindage. Dans le cas du transfert des ballots et des filtres usagés, il pourrait aussi entraîner une dispersion atmosphérique de contaminants. Les conséquences de ces événements sont examinées au chapitre 12.

11.8.2 Accident de la circulation

Il n'y a pas de risque crédible de collision lors du transfert du combustible irradié entre le bâtiment des services et l'ASSCI. Selon les statistiques établies aux Etats-Unis [35], la probabilité d'accident de la circulation sur une grande route est évaluée à 1×10^{-6} /km. La distance entre le bâtiment des services et l'ASSCI est inférieure à 1 km (voir la Figure 11-8). La circulation est interrompue sur ce segment de la voie d'accès pendant le transfert. De plus, on effectue ces opérations seulement lorsque les conditions météorologiques sont favorables.

Le seul risque possible serait relié à un incendie du camion-remorque pendant le transfert. Ce scénario a été examiné dans la section précédente. La voie ferrée qui passe à l'intérieur du périmètre d'exclusion du site de Gentilly-2 est à plus de 700 m au sud de l'ASSCI. La circulation ferroviaire y est peu fréquente.

Le transfert des déchets radioactifs vers l'ASDR s'effectue actuellement en empruntant un court segment de la voie d'accès principale au complexe nucléaire. Une nouvelle voie d'accès dédiée sera aménagée dans le cadre de la construction de l'IGDRS en 2005-2006. Cela aura pour effet de réduire encore le risque. Les conséquences d'un accident de la circulation ne sont pas examinées parce que cet accident n'est pas crédible.

11.8.3 Écrasement d'avion accidentel

La méthodologie pour l'évaluation des risques d'écrasement accidentel d'un avion est tirée de deux études [16, 36]. Une analyse spécifique pour les écrasements d'avion sur le site de Gentilly-2 est résumée ici [37].

Les statistiques d'accidents d'avion démontrent que 75 % des écrasements se produisent au décollage et à l'atterrissage. Pour les avions lourds (plus de 5 680 kg), la distance de décollage ou d'atterrissage est de l'ordre de 50 km. Pour les avions légers, cette distance de décollage et d'atterrissage est de l'ordre de 8 km. Au-delà de la distance de décollage ou d'atterrissage, une probabilité d'écrasement uniforme est utilisée.

Les aéroports pour avions lourds les plus près sont à Trois-Rivières (26,5 km) et Victoriaville (45,3 km). Il n'y a pas d'aéroport dans un rayon de 8 km de la centrale.

À partir des statistiques d'accident, il a été déterminé que la probabilité d'écrasement est fonction du nombre d'avions qui atterrissent et décollent d'un aéroport, de la direction et de la distance du point d'écrasement par rapport aux pistes et de la surface équivalente d'un lieu précis.

Les données de Transport Canada pour le mois de juillet 2002 ont été utilisées afin de générer le Tableau 11-7.

11.8.3.1 Avions légers

À cause de la distance des aéroports, ce sont des avions légers en transit qui pourraient s'écraser sur les aires de stockage. La probabilité d'écrasement des avions légers est alors donnée par une probabilité uniforme qui est fonction de la surface équivalente de l'aire de stockage:

$$T_1 = S \cdot E_l \quad (11.10)$$

où $E_l = 1,64 \times 10^{-5}$ Taux d'écrasement des avions légers par année, sur une surface de 1 km² [37]

Le calcul de S , la surface équivalente de l'aire de stockage, tient compte de la distance de glissement de l'avion et de la hauteur des unités de stockage. D'où la surface équivalente est :

- $S = 2,5 \times 10^{-2}$ km² pour l'ASSCI;
- $S = 3,7 \times 10^{-2}$ km² pour l'IGDRS;
- $S = 3,5 \times 10^{-3}$ km² pour l'ASDR.

On obtient ainsi un taux d'écrasement :

- $T_1 = 4 \times 10^{-7}/a$ pour l'ASSCI;
- $T_1 = 6 \times 10^{-7}/a$ pour l'IGDRS;
- $T_1 = 6 \times 10^{-8}/a$ pour l'ASDR.

11.8.3.2 Avions lourds

Le taux d'écrasement au décollage ou à l'atterrissage (T_2) pour les avions lourds se calcule comme suit :

$$T_2 = \frac{180}{\pi} \frac{SN}{r} \frac{(P_a F_a(r) G_a(\theta) + P_d F_d(r) G_d(\theta))}{2} \quad (11.11)$$

Pour l'aéroport de Trois-Rivières, les paramètres suivants sont utilisés:

N	=	450	Nombre de décollages et d'atterrissages d'avions lourds par année (voir le Tableau 11-7).
r	=	26,5 km	Distance entre l'aéroport et l'aire de stockage.
θ	=	45°	Angle des pistes par rapport à l'aire de stockage.

Pour l'aéroport de Victoriaville :

N	=	676	Nombre de décollages et d'atterrissages d'avions lourds par année.
r	=	43,5 km	Distance entre l'aéroport et l'aire de stockage.
θ	=	90°	Angle des pistes par rapport à l'aire de stockage.

Les autres paramètres de l'équation (11.11) sont définis comme suit:

P_a	Fraction des atterrissages qui ont provoqué des accidents.
$F_a(r)$	Taux d'écrasement en fonction de la distance (r), à l'atterrissage.
$G_a(\theta)$	Taux d'écrasement en fonction de l'angle avec les pistes, à l'atterrissage.
P_d	Fraction des décollages qui ont provoqué des accidents.
$F_d(r)$	Taux d'écrasement en fonction de la distance (r), au décollage.
$G_d(\theta)$	Taux d'écrasement en fonction de l'angle avec les pistes, au décollage.

La probabilité totale d'écrasement d'avion lourd sur le site de l'aire de stockage pendant le décollage ou l'atterrissage obtenue est :

- $T_2 = 7 \times 10^{-10}$ /a pour l'ASSCI;
- $T_2 = 7 \times 10^{-10}$ /a pour l'IGDRS;
- $T_2 = 7 \times 10^{-11}$ /a pour l'ASDR.

Le calcul de la probabilité d'écrasement pour les avions lourds en transit est nécessaire parce que la centrale est près des corridors aériens R-8 et V-316-360 (voir la Figure 11-9). La fréquence des écrasements pour les avions en transit est donnée par :

$$T_3 = \frac{S C M}{d} \quad (11.12)$$

où $C = 2,0 \times 10^{-9}$ Taux d'écrasement des avions en transit, par km parcouru.

M Nombre d'avions par année qui utilisent le corridor aérien à proximité de l'aire de stockage.

d Distance (km) entre le corridor aérien et l'aire de stockage.

La contribution des deux couloirs aériens est calculée séparément (voir le Tableau 11-8) avec les données disponibles les plus récentes [38].

11.8.3.3 Probabilité totale

La probabilité d'écrasement totale est donnée par:

$$T = T_1 + T_2 + T_3 \quad (11.13)$$

Pour l'ASSCI, on obtient une probabilité de 5×10^{-7} /a, alors que pour l'IGDRS elle est de 7×10^{-7} /a et pour l'ASDR de 9×10^{-8} /a.

La probabilité d'écrasement est si faible que ce scénario n'est pas crédible.

11.8.4 Projectiles

L'ASSCI est située à 150 m de la turbine de la centrale nucléaire de Gentilly-2, à peu près dans l'axe de la turbine. Les turbines de la centrale de Bécancour sont situées à 400 m de l'ASSCI.

La probabilité de projection de débris lors de la défaillance d'une turbine est évaluée à partir des données historiques [39]. Le mode de défaillance le plus commun est le bris d'un des disques du rotor. Ces bris peuvent être dus à un défaut de fabrication, au vieillissement ou aux contraintes excessives lors d'une perte de régulation de la turbine. Les données historiques donnent un taux de défaillance de $P_1 = 5 \times 10^{-5}$ /a.

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 que les débris soient déviés à un angle supérieur à 10° par rapport au plan du disque est inférieure à $P_2 = 0,1$ [39].

La probabilité que le projectile frappe une structure peut être calculée de façon assez précise en simulant toutes les trajectoires possibles des débris d'une turbine en rotation [40]. Pour la présente étude, il est toutefois possible de simplifier l'analyse en évaluant la superficie que peut couvrir un missile et en la comparant à la superficie de l'aire de stockage.

La superficie des aires de stockage est donnée par :

$$a = L_1 \times L_2 \quad (11.14)$$

Le projectile qui s'échappe à un angle plus grand que 10° avec une vitesse suffisante pour couvrir toute l'aire de stockage (voir la Figure 11-10) couvre une surface quasi-circulaire égale à :

$$A = \pi d^2 \left(1 - \frac{2 \times 20^\circ}{360^\circ}\right) \quad (11.15)$$

La probabilité qu'un projectile atteigne l'aire de stockage est donnée par :

$$P_3 = a / A \quad (11.16)$$

La probabilité totale pour un projectile est donnée par le produit des probabilités calculées précédemment, soit :

$$P_{totale} = P_1 \times P_2 \times P_3 \quad (11.17)$$

Dans le cas de l'IGDRS , on effectue les mêmes calculs. Les paramètres ainsi que les probabilités calculées apparaissent au Tableau 11-9.

Pour les turbines de la centrale de Bécancour, la distance est plus grande. Par contre, il y a quatre turbines dont l'axe n'est pas aligné avec les aires de stockage. En conséquence, P_2 n'inclut pas le facteur 0,1 mais tient compte du fait que les turbines ne sont autorisées à fonctionner que 2,3 % du temps (200 heures par année). La probabilité est très faible. Ce genre d'événement n'est donc pas crédible.

11.8.5 Industries avoisinantes

La centrale nucléaire de Gentilly-1, appartenant à Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL), est déclassée depuis 1985. Des activités résiduelles de démantèlement et d'entreposage d'équipements s'y poursuivent depuis.

Le parc industriel et portuaire de Bécancour (PIPB) possède des industries chimiques, de production d'aluminium et de magnésium, de transformation des métaux et de production de réfractaires. Les industries chimiques produisent du chlore, de l'alkylbenzène linéaire, du peroxyde d'hydrogène et de l'hydrogène liquide et gazeux. Le plan municipal de sécurité civile de la ville de Bécancour [41] contient l'inventaire des risques majeurs associés au vingt-neuf entreprises du PIPB. Les risques majeurs qui pourraient avoir des conséquences à l'extérieur des limites de propriété des entreprises sont énumérés dans le Tableau 11-10. Les principaux risques sont:

1) Déversement ou fuite avec formation d'un nuage toxique

La relâche d'un nuage toxique (chlore ou autre) en direction de la centrale pourrait avoir des conséquences graves pour la santé des travailleurs de Gentilly-2. La centrale possède un réseau de détecteurs de chlore. Le plan des mesures d'urgence prévoit cette éventualité. Le nuage toxique n'aurait toutefois aucun impact sur les enceintes de stockage de combustible irradié et des déchets radioactifs.

2) Possibilité d'explosion

Les usines situées dans le parc industriel utilisent des produits inflammables qui constituent un risque d'explosion. De plus, la production d'hydrogène liquide et gazeux engendre un risque d'explosion. Les réservoirs qui pourraient exploser sont toutefois situés à plus de 500 m des aires de stockage. La distance est suffisante pour que les explosions potentielles n'aient aucun effet sur les installations de stockage.

3) Accidents de transport

La route la plus près de la centrale (autoroute 30) est à plus de 1 km au sud des aires de stockage. La route d'accès à la centrale 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 parc industriel et portuaire de Bécancour ne peut affecter les aires de stockage. La voie ferrée qui traverse la route d'accès au site est maintenant peu utilisée et est située à plus de 400 m des aires de stockage. Un accident maritime avec déversement de produits chimiques et/ou pétroliers pourrait avoir des conséquences sur l'approvisionnement en eau potable de la centrale mais n'affecterait pas les installations de stockage.

Ces risques n'auraient donc aucun impact sur l'intégrité et le contenu des installations de stockage.

Très récemment, Trans-Canada Energy Ltd a proposé la construction d'une centrale thermique de cogénération dans le Parc industriel et portuaire de Bécancour. Cette centrale opérant au gaz naturel pourrait être mise en service en septembre 2006. Les accidents potentiels associés à l'exploitation de cette centrale sont la rupture de la conduite d'alimentation en gaz naturel ou d'un réservoir d'ammoniaque liquide ainsi que l'explosion de gaz. La centrale thermique projetée se trouvera à une distance d'environ 5 km au sud-ouest du complexe nucléaire. Étant donné la distance, les accidents éventuels de la centrale thermique n'auraient aucun effet sur les installations de stockage des déchets radioactifs et du combustible irradié.

Tableau 11-1 : Grille de détermination des risques radiologiques

	Milieu physique				Milieu biologique		Milieu humain		
	Sol	Eau souterraine	Eau de surface	Air	Biotes aquatiques	Biotes terrestres	Population locale (enfants, adultes)	Travailleurs du parc industriel et portuaire de Bécancour	Travailleurs du complexe nucléaire de Gentilly
Construction									
ASSCI									
IGDRS									
Préparation de la réfection									
Déversement d'eau lourde									
Manutention et transfert									
ASDR									
Ballots de déchets compactables									
Chute									
Filtres									
Perte de blindage									
Chute									
ASSCI									
Grappes de combustible irradié									
Chute d'une grappe									
Chute d'un plateau									
Chute d'un panier									
Dans la piscine									
Dans le B/S									

Tableau 11-1 : Grille de détermination des risques radiologiques (suite)

	Milieu physique				Milieu biologique		Milieu humain		
	Sol	Eau souterraine	Eau de surface	Air	Biotes aquatiques	Biotes terrestres	Population locale (enfants, adultes)	Travailleurs du parc industriel et portuaire de Bécancour	Travailleurs du complexe nucléaire de Gentilly
Pendant le transfert									
À l'ASSCI									
Chute du château de transfert									
IGDRS									
Déchets de retubage									
Chute d'un contenant									
Perte de blindage									
Résines usées									
Défaillance du contenant									
Perte de blindage									
Déchets de faible et moyenne activité									
Chute d'une boîte 1,24 m ³									
Chute d'un ballot									
Chute d'un baril									
Chute des déchets de grandes dimensions									
Filtres									
Chute									
Perte de blindage									

Tableau 11-1 : Grille de détermination des risques radiologiques (suite)

	Milieu physique				Milieu biologique		Milieu humain		
	Sol	Eau souterraine	Eau de surface	Air	Biotés aquatiques	Biotés terrestres	Population locale (enfants, adultes)	Travailleurs du parc industriel et portuaire de Bécancour	Travailleurs du complexe nucléaire de Gentilly
Pendant le stockage									
ASSCI									
Fuite d'une grappe de combustible									
IGDRS									
Fuite d'un contenant de déchets de retubage									
Fuite d'un contenant de résines									
Fuite de la cavité d'une enceinte de type A									
Défectuosité du système de drainage									
ASDR – ASSCI - IGDRS									
Événements naturels									
Inondation									
Séismes									
Vents violents et tornades									
Foudre									
Affaissement et glissement de terrain									
Météorites									
Changement de conditions climatiques									

Tableau 11-1 : Grille de détermination des risques radiologiques (suite)

	Milieu physique				Milieu biologique		Milieu humain		
	Sol	Eau souterraine	Eau de surface	Air	Biotés aquatiques	Biotés terrestres	Population locale (enfants, adultes)	Travailleurs du parc industriel et portuaire de Bécancour	Travailleurs du complexe nucléaire de Gentilly
Événements humains									
Incendie									
Perte de blindage									
Combustion d'un ballot ou d'un filtre									
Accidents de la circulation									
Écrasement d'avion									
Projectiles									
Industries avoisinantes									

▣ **Risque radiologique potentiel (voir le Tableau 11-11)**

Tableau 11-2 : Cote de récurrence des crues au site de Gentilly

Récurrence (ans)	Cote (m)
10 000	7,70
1 000	7,23
100	6,70
50	6,50
20	6,34
10	6,16
2	5,53

Tableau 11-3 : Accélérations associées aux critères de conception sismique

Critères de conception	Accélération (g)		Probabilité α (1/a)
	horizontale	verticale	
Code national du bâtiment (site zone 2) [30]	0,08	0,05	1×10^{-3}
Séisme de dimensionnement pour le site de Gentilly [20]	0,25	0,167	5×10^{-5}

Tableau 11-4 : Limites de conception sismique des installations de stockage

Unité de stockage	Accélération horizontale (g)	Accélération verticale (g)	Probabilité annuelle (1/a)
Modules CANSTOR (ASSCI)	0,30	0,20	$< 5 \times 10^{-5}$
Silos de stockage du combustible irradié (ASSCI)	0,25	0,167	5×10^{-5}
Silos pour déchets de retubage (IGDRS)	0,25	0,167	5×10^{-5}
Enceintes de stockage des résines usées (IGDRS)	0,25	0,167	5×10^{-5}
Enceintes de stockage des filtres usagés de type A (IGDRS)	0,08	0,05	1×10^{-3}
Enceintes de stockage des déchets de faible et de moyenne activité (IGDRS)	0,08	0,05	1×10^{-3}

Tableau 11-5 : Échelle Fujita de force 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 11-6 : Stabilité des modules pour un vent de 491 km/h

Unité de stockage	Moment de culbutage dû au vent (kN.m)	Moment de stabilité (kN.m)
Module CANSTOR	721,9	1740

Tableau 11-7: Nombre d'avions survolant la région de la centrale de Gentilly-2

Type d'avion	Nombre d'avions par année		
	Aéroport de Trois-Rivières	Couloir aérien R8	Couloir aérien V316-360
1-9 passagers	n.d.	144	4068
10-50 passagers	450	24	12072
51-150 passagers	0	0	2976
151 passagers et plus	0	0	2976
Total / avions de plus de 10 passagers	450	24	18024

n.d. : non disponible

Tableau 11-8 : Paramètres pour la probabilité d'écrasement des avions en transit

Paramètre	R-8	V-316-360	Total
M (1/a)	24	18024	
d (km)	8	11,5	
Probabilité d'écrasement pour les avions lourds en transit T_3 (1/a)			
ASSCI $S=2,5 \times 10^{-2}$ km ²	$1,5 \times 10^{-10}$	$7,8 \times 10^{-8}$	$7,9 \times 10^{-8}$
IGDRS $S=3,7 \times 10^{-2}$ km ²	$2,2 \times 10^{-10}$	$1,2 \times 10^{-7}$	$1,2 \times 10^{-7}$
ASDR $S=3,5 \times 10^{-3}$ km ²	$6,0 \times 10^{-11}$	$3,1 \times 10^{-8}$	$3,1 \times 10^{-8}$

Tableau 11-9: Paramètres pour le calcul des probabilités d'impact de projectiles

Paramètre	Unité	ASSCI	IGDRS	ASDR
L_1	(m)	94	80	64
L_2	(m)	152	168	55
a	(m ²)	$1,43 \times 10^4$	$2,10 \times 10^4$	$3,52 \times 10^3$
Turbine de la centrale de Gentilly-2				
d	(m)	302	417	578
A	(m ²)	$2,55 \times 10^5$	$4,86 \times 10^5$	$9,33 \times 10^5$
P_3		$5,61 \times 10^{-2}$	$3,43 \times 10^{-2}$	$3,77 \times 10^{-3}$
P_2		0,1	0,1	0,1
P_1	(a ⁻¹)	$5,00 \times 10^{-5}$	$5,00 \times 10^{-5}$	$5,00 \times 10^{-5}$
P_{totale}	(a ⁻¹)	$2,80 \times 10^{-7}$	$1,72 \times 10^{-7}$	$1,89 \times 10^{-8}$
Turbines de la centrale de Bécancour				
d	(m)	487	611	501
A	(m ²)	$6,62 \times 10^5$	$1,04 \times 10^6$	$7,01 \times 10^5$
P_3		$2,16 \times 10^{-2}$	$2,02 \times 10^{-2}$	$5,02 \times 10^{-3}$
P_2		0,091	0,091	0,091
P_1	(a ⁻¹)	$5,00 \times 10^{-5}$	$5,00 \times 10^{-5}$	$5,00 \times 10^{-5}$
P_{totale}	(a ⁻¹)	$9,84 \times 10^{-8}$	$9,20 \times 10^{-8}$	$2,29 \times 10^{-8}$

Tableau 11-10 : Risques majeurs associés au PIPB avec des conséquences potentielles à l'extérieur de la propriété des entreprises [41]

Entreprise	Scénario représentant un potentiel de risque
Pioneer (PCI Chimie Canada Inc.)	Émanation d'un nuage de chlore (Cl ₂) suite à une rupture d'un raccord de chargement.
Pioneer (PCI Chimie Canada Inc.)	Déversement d'acide chlorhydrique 37 % (HCl) suite à une fuite sur un wagon.
Aluminerie de Bécancour Inc. (ABI)	Déversement du contenu d'un cylindre d'une tonne de chlore (Cl ₂) suite à une brèche.
Usine de tige de Bécancour	Déversement du contenu d'un cylindre d'une tonne de chlore (Cl ₂) suite à une brèche.
Norsk Hydro Canada Inc.	Déversement de chlore (Cl ₂) suite à la rupture d'une conduite.
Norsk Hydro Canada Inc.	Déversement d'acide chlorhydrique (HCl) suite à une rupture mineure de la conduite principale.
Pétresa Canada Inc.	Explosion d'un nuage de benzène (C ₆ H ₆) suite à la fuite ou à la rupture d'une conduite.
Pétresa Canada Inc.	Explosion d'un nuage de gaz de pentane (C ₅ H ₁₂) suite à la rupture spontanée de la colonne d'extraction.

Tableau 11-11 : Matrice des impacts potentiels du projet en situation d'accident ou de catastrophe naturelle

	Milieu physique				Milieu biologique		Milieu humain		
	Sol	Eau souterraine	Eau de surface	Air	Biotes aquatiques	Biotes terrestres	Population locale (enfants, adultes)	Travailleurs du parc industriel et portuaire de Bécancour	Travailleurs du complexe nucléaire de Gentilly
Construction									
ASSCI									■
IGDRS									■
Préparation de la réfection									
Déversement d'eau lourde			■	■	■	■	■	■	■
Manutention et transfert									
ASDR									
Ballots de déchets compactables									
Chute									■
Filtres									
Perte de blindage									■
Chute	■	■	■	■	■	■			■
ASSCI									
Grappes de combustible irradié									
Chute d'une grappe									■
Chute d'un plateau									■
Chute d'un panier									

Tableau 11-11 : Matrice des impacts potentiels du projet en situation d'accident ou de catastrophe naturelle (suite)

	Milieu physique				Milieu biologique		Milieu humain		
	Sol	Eau souterraine	Eau de surface	Air	Biotes aquatiques	Biotes terrestres	Population locale (enfants, adultes)	Travailleurs du parc industriel et portuaire de Bécancour	Travailleurs du complexe nucléaire de Gentilly
Dans la piscine									■
Dans le B/S									■
Pendant le transfert									■
À l'ASSCI									■
Chute du château de transfert									■
IGDRS									
Déchets de retubage									
Chute d'un contenant									
Perte de blindage									■
Résines usées									
Défaillance du contenant	■	■	■	■	■	■			■
Perte de blindage									■
Déchets de faible et moyenne activité									
Chute d'une boîte 1,24 m ³									
Chute d'un ballot									
Chute d'un baril									
Chute des déchets de grandes dimensions									

Tableau 11-11 : Matrice des impacts potentiels du projet en situation d'accident ou de catastrophe naturelle (suite)

	Milieu physique				Milieu biologique		Milieu humain		
	Sol	Eau souterraine	Eau de surface	Air	Biotes aquatiques	Biotes terrestres	Population locale (enfants, adultes)	Travailleurs du parc industriel et portuaire de Bécancour	Travailleurs du complexe nucléaire de Gentilly
Filtres									
Chute	■		■	■	■	■			■
Perte de blindage									
Pendant le stockage									
ASSCI									
Fuite d'une grappe de combustible			■	■	■	■	■	■	
IGDRS									
Fuite d'un contenant de déchets de retubage			■	■	■	■	■	■	
Fuite d'un contenant de résines			■	■	■	■	■	■	
Fuite de la cavité d'une enceinte de type A			■	■	■	■	■	■	
Défectuosité du système de drainage									
ASDR – ASSCI - IGDRS									
Événements naturels									
Inondation			■		■	■	■		
Séismes	■	■	■	■	■	■	■	■	■
Vents violents et tornades									
Foudre									

Tableau 11-11 : Matrice des impacts potentiels du projet en situation d'accident ou de catastrophe naturelle (suite)

	Milieu physique				Milieu biologique		Milieu humain		
	Sol	Eau souterraine	Eau de surface	Air	Biotes aquatiques	Biotes terrestres	Population locale (enfants, adultes)	Travailleurs du parc industriel et portuaire de Bécancour	Travailleurs du complexe nucléaire de Gentilly
Affaissement et glissement de terrain									
Météorites									
Changement de conditions climatiques									
Événements humains									
Incendie									
Perte de blindage									■
Combustion d'un ballot ou d'un filtre	■	■	■	■	■	■	■	■	■
Accidents de la circulation									
Écrasement d'avion									
Projectiles									
Industries avoisinantes									

■ Risque radiologique potentiel

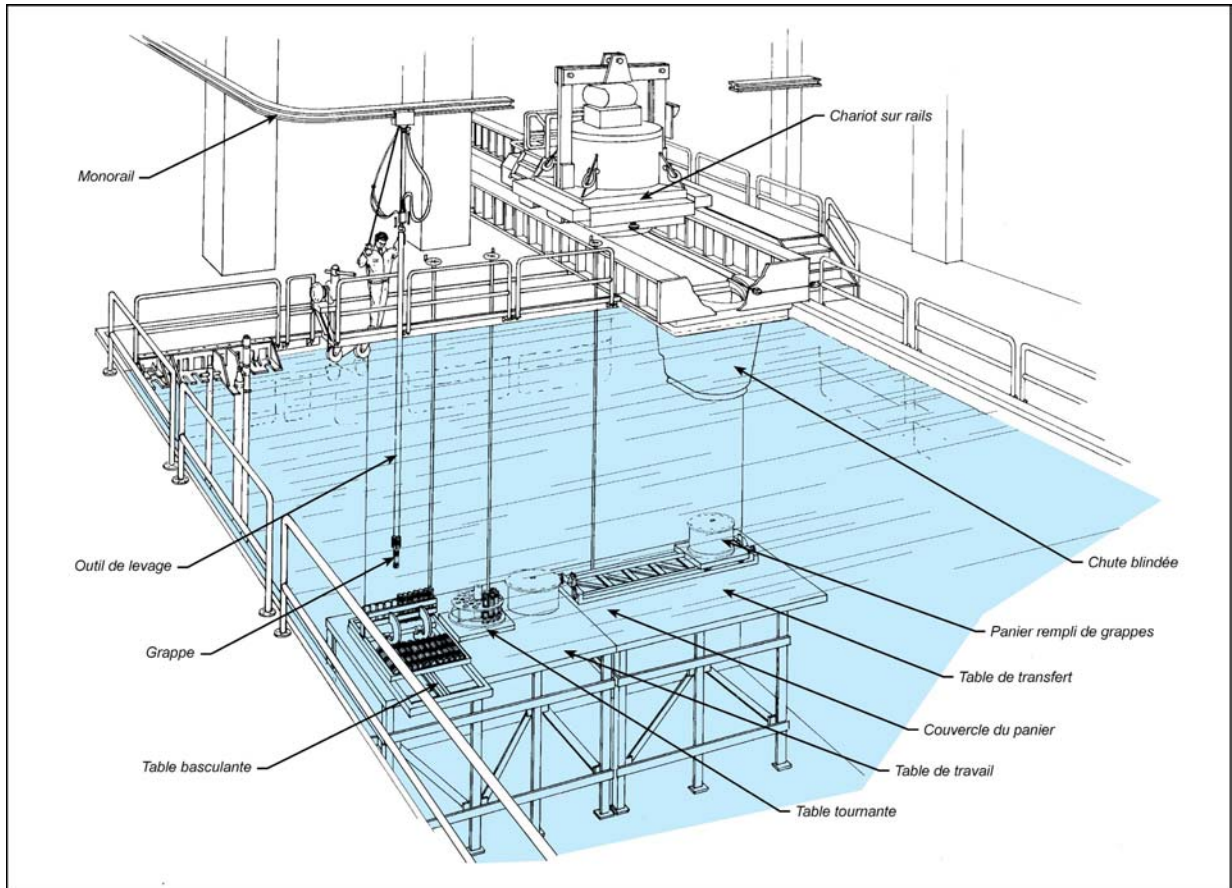


Figure 11-1: Manutention des grappes de combustible irradié dans la piscine de stockage

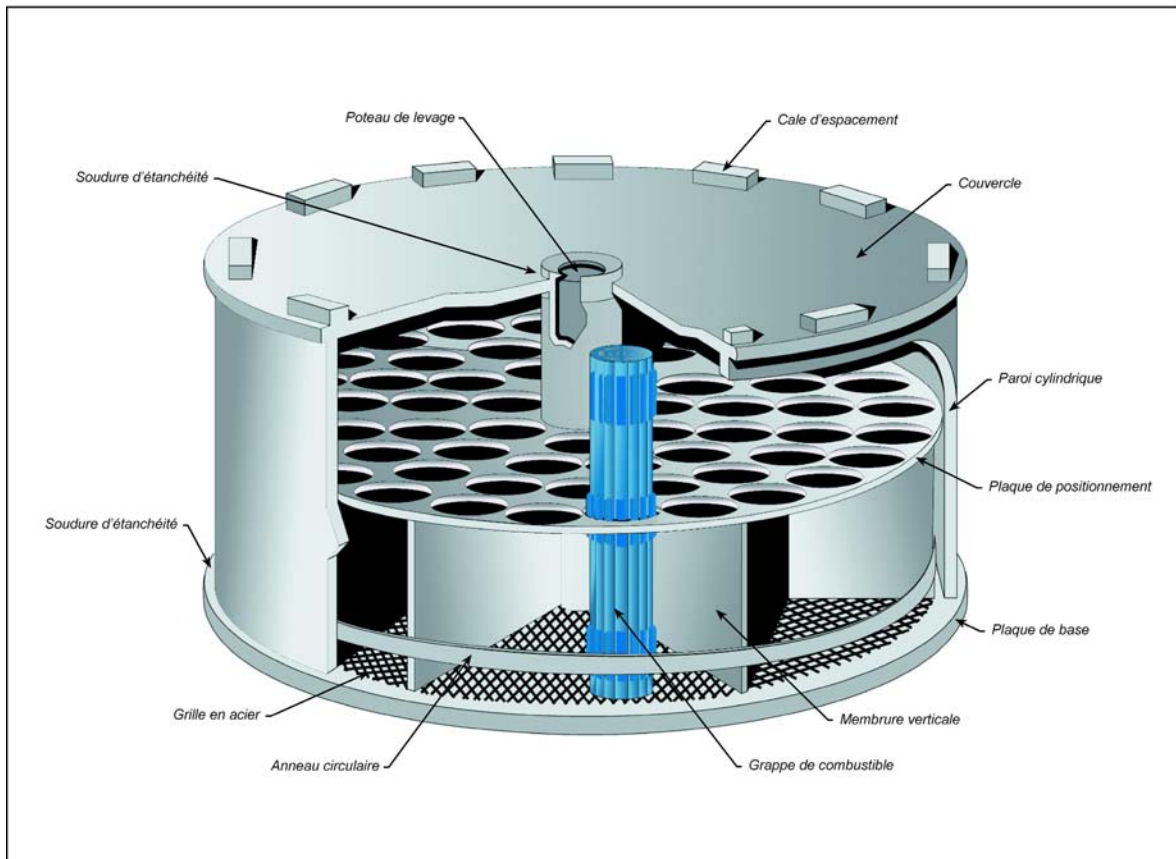


Figure 11-2 : Panier pour le combustible irradié

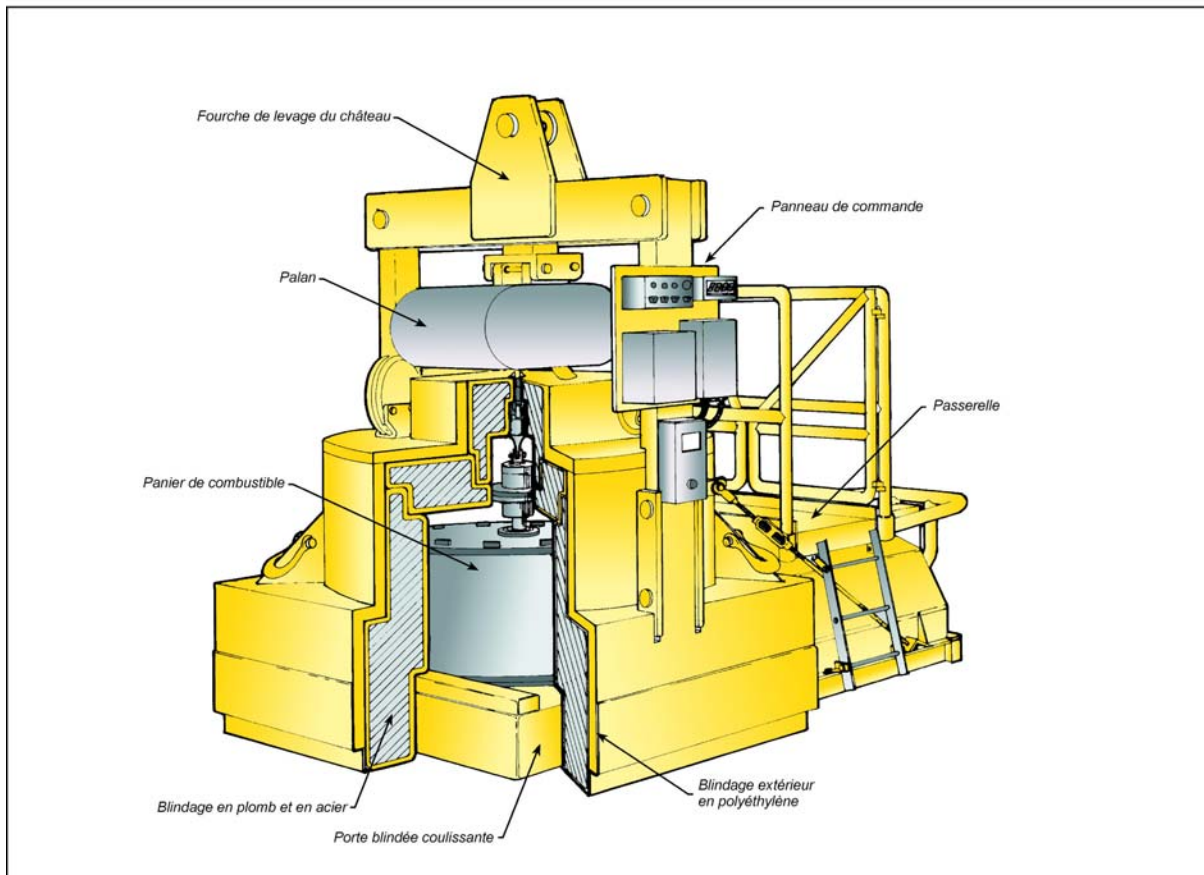


Figure 11-3 : Château de transfert du combustible irradié

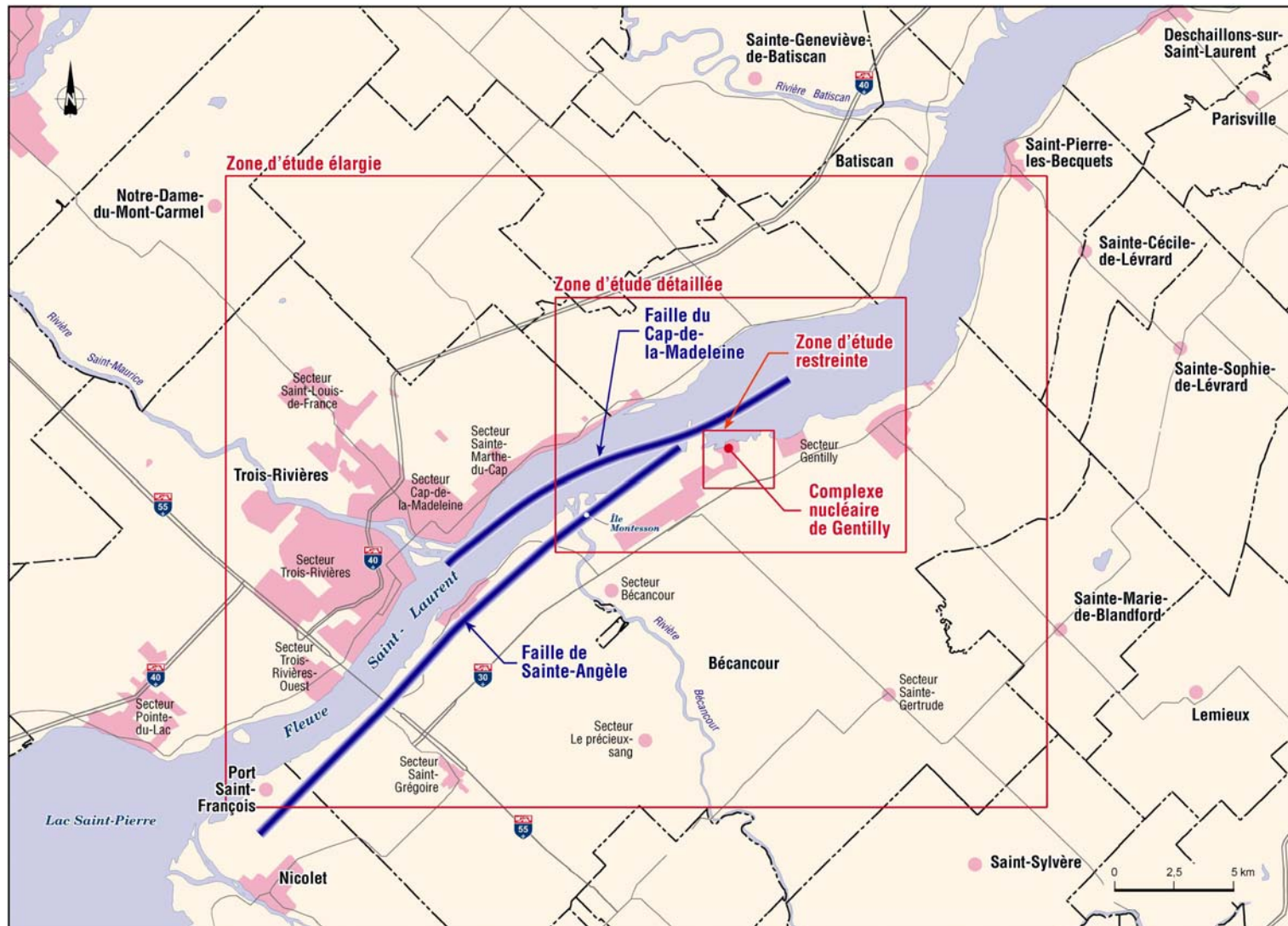


Figure 11-4 : Failles géologiques dans la région de Gentilly

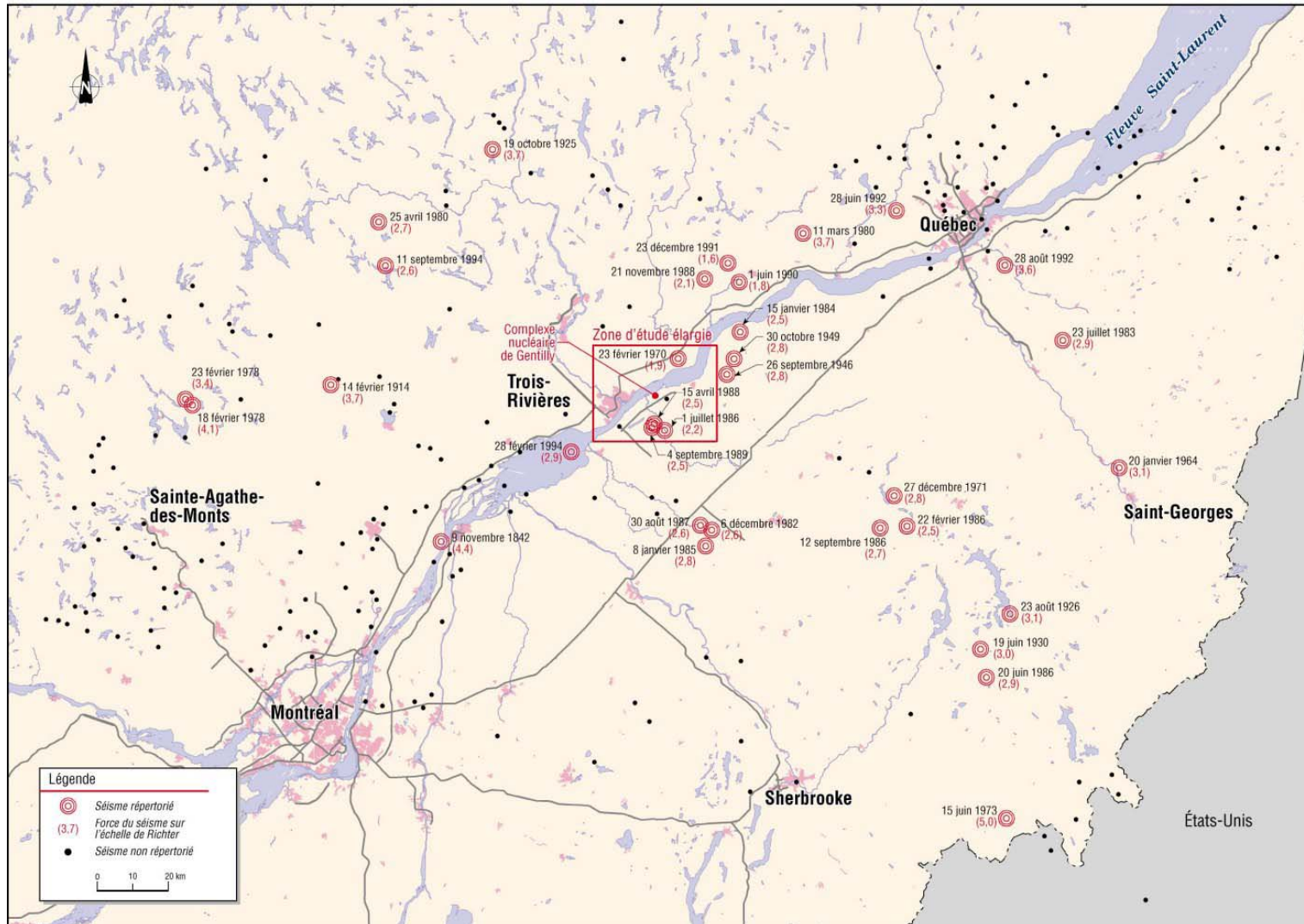


Figure 11-5 : Historique des séismes dans la vallée du Saint-Laurent

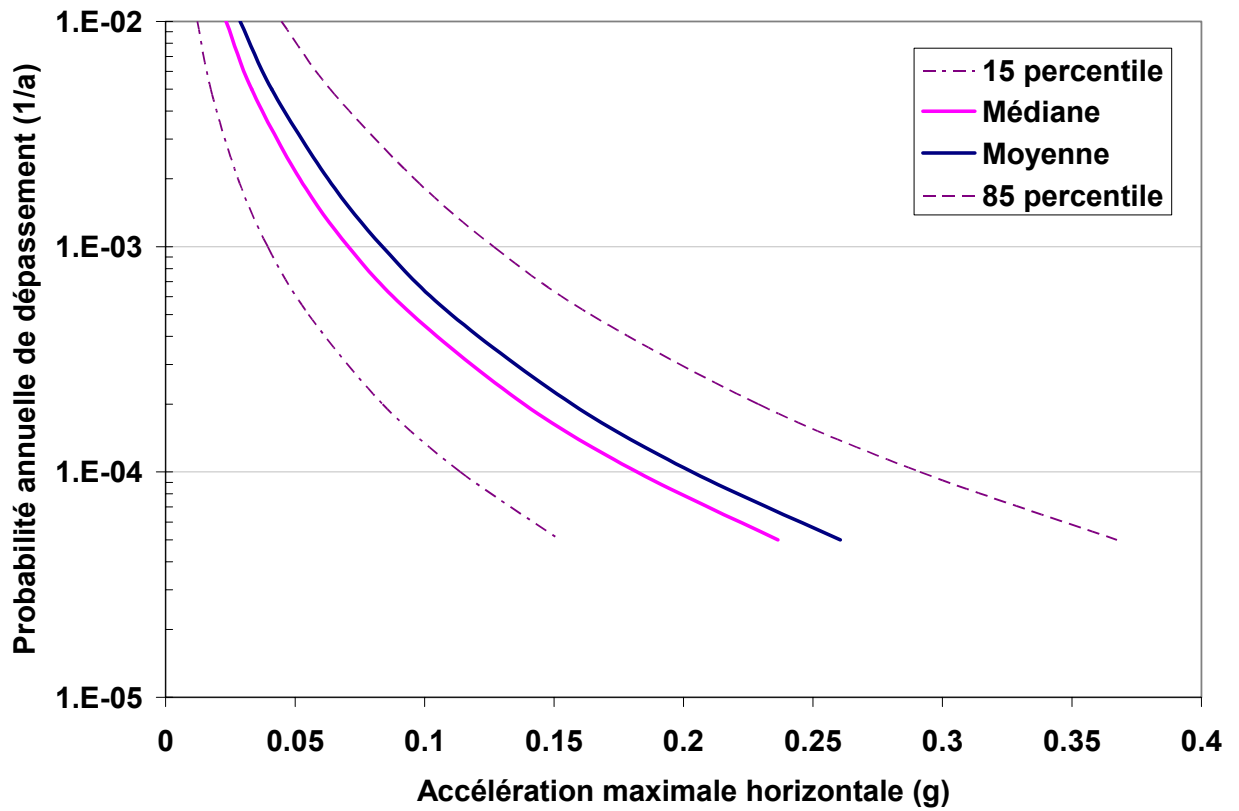


Figure 11-6 : Courbe de risque probabiliste pour les séismes à Gentilly

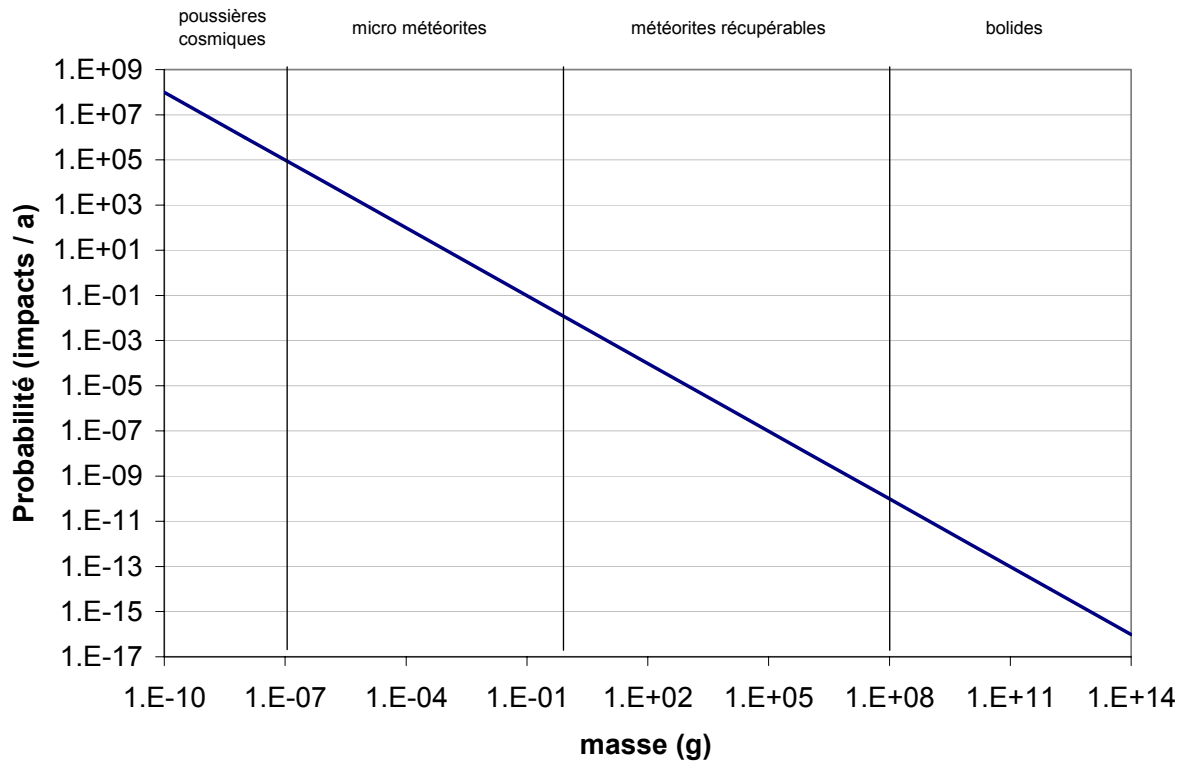


Figure 11-7 : Probabilité d'impact sur les aires de stockage en fonction de la masse des météorites

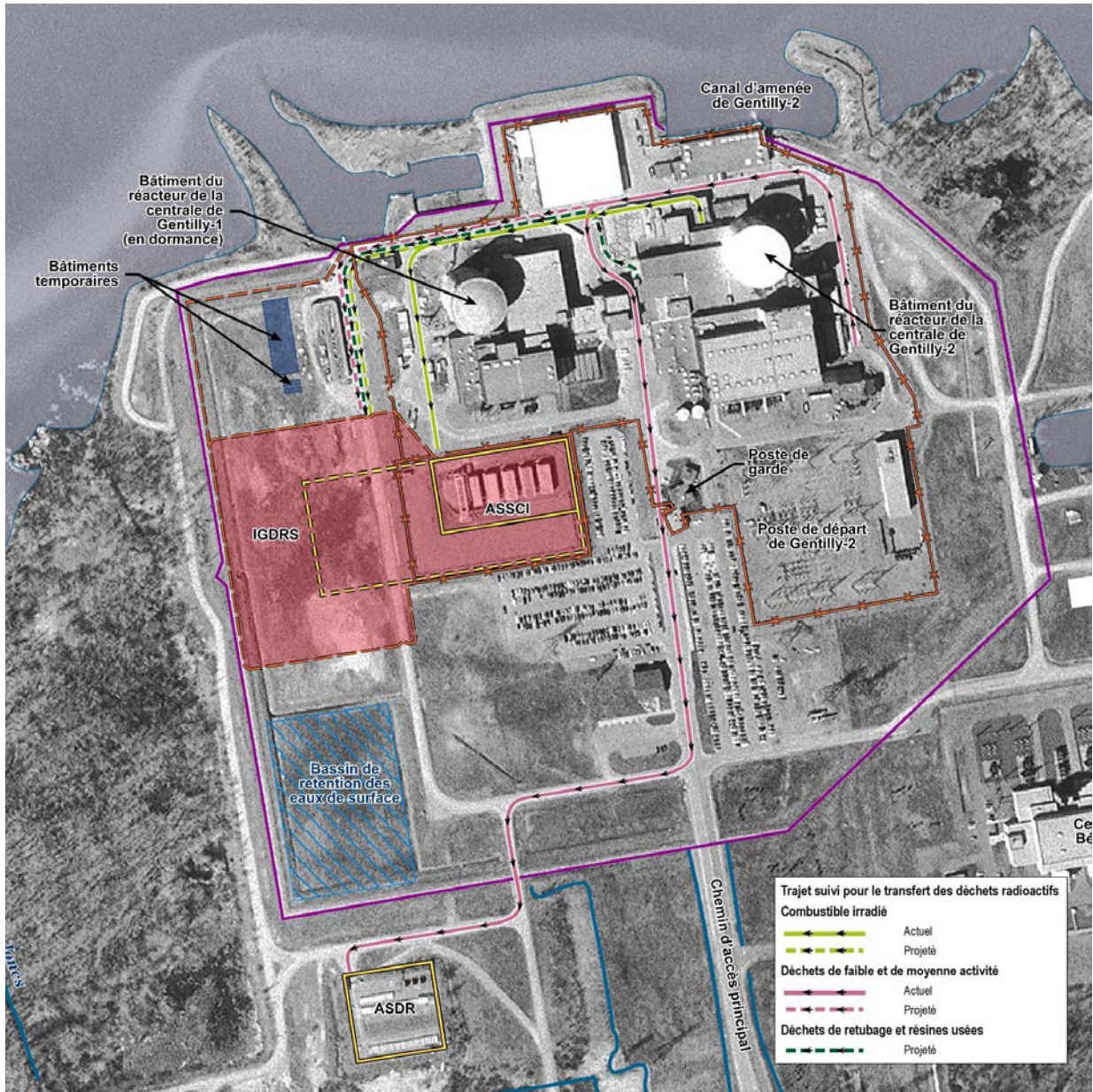


Figure 11-8: Trajets utilisés pour le transfert du combustible irradié et des déchets radioactifs

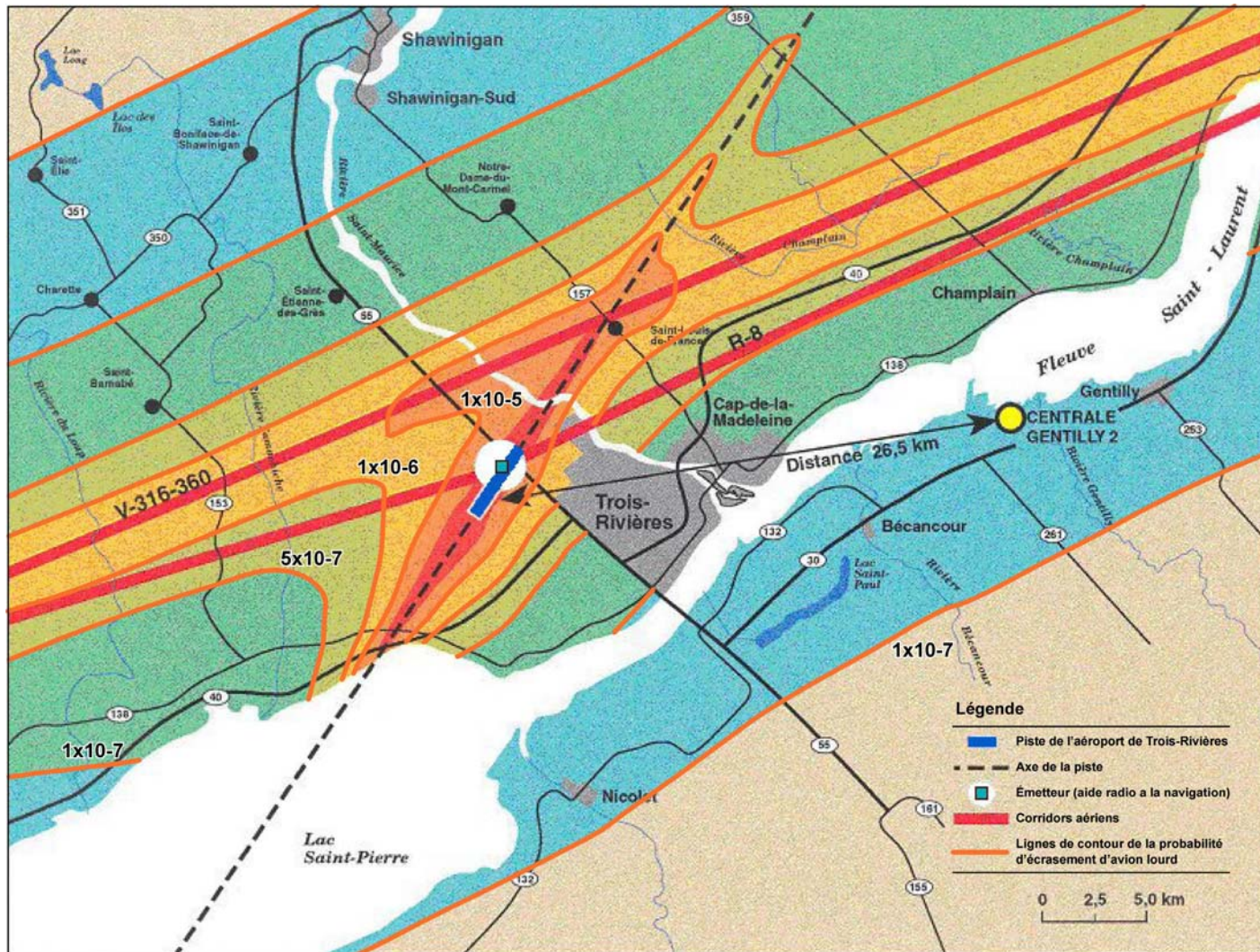


Figure 11-9 : Lignes de contour de la probabilité d'écrasement d'avion lourd sur une surface équivalente à celle des installations de stockage

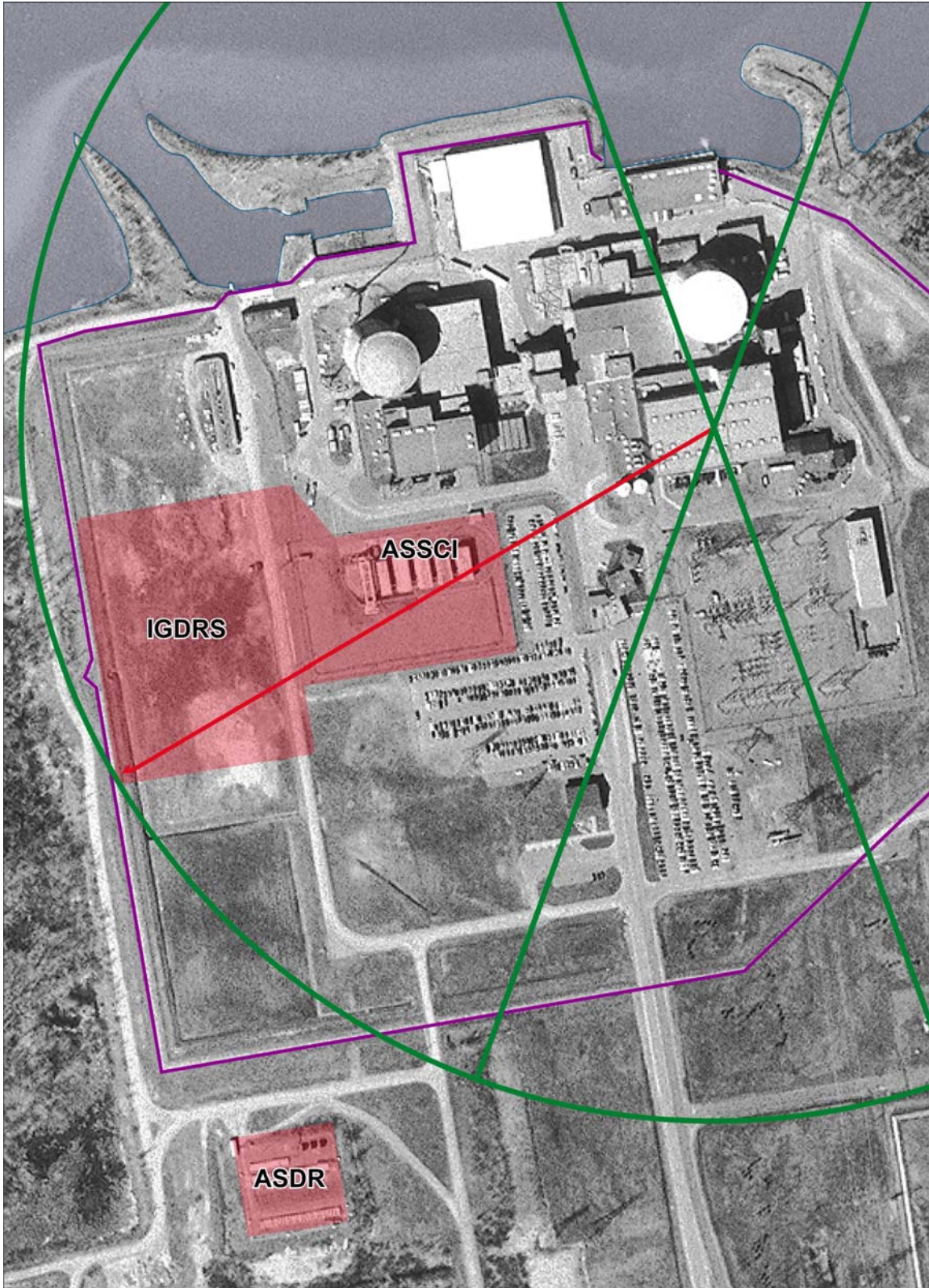


Figure 11-10 : Superficie des aires de stockage par rapport à la superficie couverte par les projectiles de la turbine de la centrale de Gentilly-2.

-
- [1] Roy, Y. 2003. *Volumes ASDR/IGDRS*. Courriel transmis à F. Lemay, M. Lupien et C. Lacroix le 23 mai 2003.
- [2] Hydro-Québec Production. *Émission de fiche de contrôle et permit radiologique*. Procédures détaillées de radioprotection. U.S.I. 09701 PD-509. 8 p.
- [3] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL). July 1989. *Analysis of CANDU 6, 60 Bundle Spent Fuel Basket Drop Impact Scenario*. 87-35371-220-003 Revision 1. P. 10.
- [4] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL). *Elastic Plastic Analysis of an Impacted Fuel Basket*. TDS-61-06136-722-002, 84-12-05.
- [5] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL), Roscanu, M. Avril 1993. *Objet du mémo*. EACL-66-01320-200-6503. Mémoire transmis à F. Lemay (SAIC) le 30 avril 1993. 1 p.
- [6] Shappert, L.B. February 1970. *A Guide for the Design, Fabrication, and Operation of Shipping Casks for Nuclear Applications*. Cask Designers Guide, Oak Ridge National Laboratory. ORNL-NSIC-68.
- [7] SAIC (Canada). Octobre 1993. *Calculs d'irradiation externe pour l'aire de stockage du combustible irradié*. Rapport préparé pour Hydro-Québec. SAIC 93/01.
- [8] Hydro-Québec Production. 1998. *Mesures radiologiques réalisées lors du transfert de dix (10) premiers paniers de combustible nucléaire irradié dans le module CANSTOR*. Rapport technique interne G2-RTI-98-03. 19 p.
- [9] Point Lepreau Nuclear Generating Station (PLNGS). 1991. *Report on workplan 91-171*.
- [10] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL). Juin 2003. *Gentilly-2 Retube High Level Waste Handling Concepts*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-79100-ASD-004. Révision D1. P. 6-3. 63 p.
- [11] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL). Juin 2003. *Gentilly-2 Retube High Level Waste Handling Concepts*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-79100-ASD-004. Révision D1. P. 7-11. 63 p.
- [12] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL). Juin 2003. *Gentilly-2 Retube High Level Waste Handling Concepts*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-79100-ASD-004. Révision D1. P. 6-4. 63 p.

-
- [13] International Safety Research (ISR). Septembre 2003b. *Qualité des eaux souterraines dans l'environnement de la centrale nucléaire de Gentilly-2 (modélisation de l'impact de contaminations)*. Rapport ISR R1115-04. Version 1.0. Rapport réalisé pour Hydro-Québec Production. 26 p.
- [14] Serdula, K.J. Février 1992. *Évaluation des risques d'inondation du site de la centrale de Gentilly*. Serdula Systems Limited. Rapport SSL-G2-193. Révision 1.
- [15] Loïselle, G. 2003. *Données du système de traitement des données d'exploitation*. Courriel transmis à F. Lemay le 23 mai 2003.
- [16] Paskievici, W. et L. Zikovsky. 1982. *Public Health Risks Associated with the CANDU Nuclear Fuel Cycle - Non-Radiological Risks*. Commission de contrôle de l'énergie atomique. INFO-0141-2.
- [17] Basham, P.W., D.H. Weichert et M.J. Berry. 1979. *Regional Assessment of Seismic Risk in Eastern Canada*. Bulletin of the Seismological Society of America, 69 (5). P. 1567-1602.
- [18] Clark T.N., Y. Globensky. 1976. *Région de Bécancour, Rapport géologique 165*. Ministère des Ressources Naturelles, Description générale des mines, Service de l'exploitation géologique. 66 p. et annexes cartographiques.
- [19] Hydro-Québec Production. Novembre 1993. *Stockage à sec du combustible nucléaire irradié de la centrale Gentilly-2*. Rapport d'avant-projet. Pagination multiple, annexes et cartes.
- [20] Hydro-Québec Production. 2002. *Centrale nucléaire Gentilly-2. Description de la centrale et de ses sous-systèmes*. Rapport de sûreté, partie 1. Édition 1999 révisée. Pagination multiple.
- [21] Hydro-Québec Production. 1988. *Tremblement de terre le 25 novembre 1988*. Rapport d'événement G2-RE-88-15. 6 p.
- [22] Drouin, J. (H-Q). 2003. *Sujet : Re : Denis Aubin ou autre....* Courriel transmis à F. Lemay, (ISR) le 15 août 2003.
- [23] Weston Geophysical Corporation, *Probabilistic Seismic Hazard Assessment Gentilly 2*, Prepared for the Atomic Energy Control Board, Report INFO-0637, March 1996, 34 pages avec figures et annexes.
- [24] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL). January 1990. *Point Lepreau Spent Fuel Dry Storage; Concrete Canisters; Foundation, Seismic and Thermal Analysis*. Summary Report. 87 25000-220-001.

-
- [25] Asmis, G.J.K. June 1980. *The Tornado Risk in Eastern Canada - A Monte Carlo Approach*. Commission de contrôle de l'énergie atomique. INFO-009. 6 p. et 7 figures.
- [26] Environment Canada., 1983. *Tornadoes in Canada for the Period 1950 to 1979*. Newark, M.J. CLI-2-83. 88 p.
- [27] Environnement Canada., Avril 1993. *Climatologie du temps violent estival au Québec*. Daudelin, G. 93N-003.
- [28] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Avril 1993. *Impact d'une tornade sur un module de stockage intérimaire à sec de Gentilly*. 66-01320-226-002. 9 p.
- [29] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Janvier 1977. *Concrete Canister Demonstration Project. Final Safety Analysis Report*. Whiteshell Nuclear Research Establishment, Manitoba. WNRE-295.
- [30] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). 1992. *CANSTOR Module Analysis.. Stress Report XC-25000-220-XXX*. Volume I de V.
- [31] Énergie Atomique du Canada Ltée (ÉACL). Novembre 1992. *Conceptual Design Description, CANSTOR Module*. Dossier XC-25000-230-001.
- [32] Conseil national de recherches du Canada (CNRC). 1995. *Code National du bâtiment du Canada*. 571 pages.
- [33] Groupe d'experts intergouvernemental sur l'évolution du climat (GIEC). 2001. *Changements climatiques 2001*. Rapport de synthèse. Publié sous l'égide de l'Organisation météorologique mondiale (OMM) et le Programme des Nations unies pour l'environnement (PNUE).
Site Internet : <http://www.ippc.ch/pub/syrfrench.htm>.
- [34] Rein Lemberg. Septembre 1992. *Étude complémentaire sur les risques d'accidents technologiques de la centrale Bécancour*.
- [35] Ontario Hydro. April 1988. Grondin, L. *Reference Environment Data Base for the Assessment of Used Fuel Transportation*. Environmental Studies and Assessments Department. Support Document No. 1. Report No. 87175, File No. 962-TRA-03700. Revision 1. Pagination multiple.
- [36] Godbout, P. et A. Brais. 1976. *Methodology for Assessing Aircraft Crash Probabilities and Severity as Related to the Safety Evaluation of Nuclear Power Stations*. Report Submitted to the CCEA. Document IGN-363. 145 p.

- [37] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL). Avril 1993. *Probabilité qu'un avion s'écrase sur le site de stockage intérimaire à sec de Gentilly 2*. Dossier 66-01320-226-001. 10 p.
- [38] Transport Canada, Centre de Contrôle Régional de Montréal, Gestionnaire des Opérations. *Trafic aérien en juillet 2002 sur les couloirs aériens R8 et V-316-360*.
- [39] Bush, S.H. May-June 1973. *Probability of Damage to Nuclear Components Due to Turbine Failure*. Nuclear Safety. Volume 14, No. 3.
- [40] Semanderes, S. N. February 1972. *Methods of Determining the Probability of a Turbine Missile Hitting a Particular Plant Region*. Westinghouse Electric Corp. USAEC Report WCAP-7861.
- [41] Ville de Bécancour. 2000. *Plan de sécurité civile municipal, ville de Bécancour*.

12 Évaluation des risques radiologiques

Parmi les sources d'impact répertoriées au chapitre 11, certains événements imprévus ou hypothétiques de type accidentel ou naturel peuvent potentiellement avoir des conséquences sur les travailleurs, la population, les biotes, le milieu physique et les infrastructures (voir le Tableau 11-11). Les impacts de ces événements sont examinés dans les sections qui suivent.

12.1 Activités de construction

Le seul risque crédible pendant les activités de construction à l'IGDRS et à l'ASSCI correspond à l'exposition des travailleurs du chantier qui se trouvent à proximité des installations existantes. Dans le pire cas, ils pourraient être exposés au débit de dose de 25 $\mu\text{Sv/h}$ ^[a] au contact des structures de stockage existantes. Il faudrait donc une période de 40 heures avant que ces travailleurs dépassent la limite réglementaire de dose pour la population de 0,001 Sv/a. Une telle situation ne pourrait persister pendant 40 heures sans une intervention des responsables du chantier qui auront une formation en radioprotection. Aucun biote d'intérêt n'existe à l'emplacement proposé pour les installations de gestion des déchets.

Les activités de construction des installations de stockage ne constituent donc pas un risque pour les travailleurs, le public et les biotes.

12.2 Transfert des déchets vers l'ASDR

L'expérience d'exploitation a permis d'identifier des risques d'accidents lors du transfert des déchets radioactifs vers l'ASDR.

12.2.1 Chute d'un filtre

La chute d'un filtre peut libérer des aérosols qui ont pour effet de contaminer la zone à proximité de l'incident. Tel que discuté à la section 8.2.3, un tel événement est survenu lors du transfert d'un filtre à l'ASDR. La dose au travailleur le plus exposé a alors été de l'ordre de 4×10^{-4} Sv lors de cet événement.

Par ailleurs, la chute du filtre n'a pas eu d'impact détectable pour le public puisque la contamination de la neige, du sol et des eaux de surface s'est limitée à un rayon de quelques dizaines de mètres et qu'aucune source d'eau potable ne se trouve à proximité de l'ASDR. Cet événement n'a par ailleurs eu aucun impact significatif sur les biotes.

^[a] 25 $\mu\text{Sv/h}$ correspond à $2,53 \times 10^{-5}$ Sv/h

12.2.2 Perte de blindage

Le débit de dose maximal à un mètre d'un filtre non blindé est de 0,2 Sv/h. Si un travailleur se trouvait exposé à un faisceau gamma, son dosimètre à alarme l'avertirait du danger et il s'éloignerait immédiatement de la zone affectée. La possibilité d'une surexposition est négligeable, compte tenu de l'équipement de détection utilisé par les travailleurs. De plus, ces derniers auraient 15 minutes pour intervenir avant que la limite de dose ne soit dépassée. Le débit de dose autour d'un filtre non blindé s'atténue rapidement avec la distance. En conséquence, le risque pour la population et les biotes n'est pas significatif. Il n'y a aucun impact sur le milieu physique.

12.3 Transfert du combustible irradié vers l'ASSCI

L'analyse des sources d'impacts à la section 11.3 a permis d'identifier celles qui pourraient avoir un impact sur les travailleurs du complexe nucléaire de Gentilly pendant les activités de manutention et de transfert du combustible irradié. Dans certaines situations, un rejet à l'environnement pourrait survenir. Les conséquences d'accidents associés au transfert du combustible irradié vers l'ASSCI sont examinées dans les sous-sections qui suivent.

Seul le combustible dont la gaine est intacte est transféré vers l'ASSCI. Il s'agit de la première barrière qui confine les matières radioactives à l'intérieur de la grappe. Pour que les matières radioactives puissent s'échapper, il faut postuler un bris de gaine.

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 dioxyde d'uranium. La grande majorité des nouvelles espèces produites au cours de la fission demeurent prisonnières de la matrice céramique et elles ne peuvent s'en échapper lorsque la pastille demeure intacte. C'est ainsi que la quantité pouvant être rejetée d'une grappe ayant séjourné six ans dans la piscine correspond à $1,5 \times 10^9$ Bq de tritium et $8,8 \times 10^{10}$ Bq de ^{85}Kr (voir le Tableau B-2).

12.3.1 Chute d'une grappe dans la piscine

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 ^{85}Kr serait aspirée par la ventilation active du bâtiment des services. Les détails du calcul de la dose pour les travailleurs et le public sont présentés à l'annexe B. L'impact sur les travailleurs serait négligeable, soit $6,0 \times 10^{-5}$ Sv. Ce rejet à la cheminée de la centrale serait ensuite dispersé dans l'air. La dose à un membre du public correspondant à cette relâche serait 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 un membre du public. La dose externe aux biotes serait du même ordre de grandeur de sorte qu'une relâche de cette nature n'aurait

pas d'impact significatif sur les populations de biotes qui pourraient se trouver à l'extérieur de la zone protégée.

12.3.2 Chute d'un plateau de grappes dans la piscine

En cas de défaillance de la gaine, seul l'inventaire libre de krypton-85 serait libéré. En supposant que toutes les 24 grappes soient brisées, la dose à un membre du groupe critique situé à la limite de la zone d'exclusion serait de $6,8 \times 10^{-8}$ Sv. Cette dose est inférieure à 1×10^{-3} Sv/a, soit la limite réglementaire de dose pour un membre du public. La dose aux biotes les plus exposés serait aussi négligeable.

12.3.3 Chute d'un panier de combustible irradié

La quantité de radio-isotopes volatils contenus dans un panier (krypton-85 et hydrogène-3) est relativement faible. S'il se produisait une défaillance simultanée du panier et de toutes les 60 grappes qu'il contient, l'inventaire libre de ces radio-isotopes pourrait être libéré dans l'atmosphère. La dose à la limite de la zone d'exclusion serait alors de $5,0 \times 10^{-7}$ Sv, soit 0,05 % de la limite réglementaire de dose pour un membre du public (1×10^{-3} Sv/a). Il n'y aurait pas d'impact significatif sur les populations de biotes se trouvant à l'extérieur de la zone protégée.

12.3.4 Chute d'un château de transfert

La conséquence la plus grave que pourrait entraîner une défaillance du château de transfert attribuable à une chute serait de laisser le panier à l'air libre, sans blindage. À un mètre d'un panier sans blindage, le débit de dose est de 2,5 Sv/h. Le débit de dose s'atténue rapidement avec la distance et à 100 m il serait inférieur à $3,4 \times 10^{-4}$ Sv/h. Dans une telle situation, les travailleurs seraient avertis par leur dosimètre électronique à alarme. Ils s'éloigneraient alors rapidement du lieu de l'incident.

Par la suite, le personnel de la centrale de Gentilly-2 établirait un plan de travail pour récupérer le panier. Il serait placé dans le deuxième château de transfert à l'aide d'équipement télécommandé. Les travailleurs ont la compétence nécessaire pour effectuer ce genre de manipulation.

Une défaillance du château de transfert à la suite d'une chute ne pourrait avoir de conséquence pour le public ou les biotes. En effet, l'exposition due à l'irradiation externe diminuerait rapidement en fonction de la distance et ne présenterait aucun risque pour la population environnante ou les biotes. De plus, il s'agit d'une situation temporaire puisque le rayonnement gamma cesserait dès que le panier serait récupéré.

12.3.5 Conclusion

Tous les incidents qui pourraient survenir pendant la manutention ou le transfert du combustible irradié n'auraient aucun impact significatif sur les humains et sur les biotes. Pour tous les incidents considérés, les champs d'exposition gamma sont localisés et les rejets potentiels de matières radioactives volatiles sont très faibles. Il n'y aurait aucun impact significatif sur le milieu physique.

12.4 Activités de réfection

Les conséquences d'incidents associés aux activités de réfection de la centrale sont examinées dans cette section. Une des premières étapes de la réfection de la centrale de Gentilly-2 consiste à drainer le caloporteur et le modérateur du réacteur. Le déversement dans un des bâtiments de production de l'équivalent d'un baril d'eau lourde (200 L) est donc possible durant cette opération.

Les détails du calcul des conséquences de cet événement sont présentés à l'annexe B.3. Les résultats démontrent que la dose reçue par un membre du groupe critique ne dépasse pas $1,5 \times 10^{-6}$ Sv. Cette exposition correspond à environ 0,015 % de la limite annuelle de dose pour la population. Le déversement entraînera une augmentation de la concentration de tritium dans l'eau du canal de rejet pendant une période d'environ deux heures qui correspond à une vidange d'un réservoir d'effluents liquides de la centrale. 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. En effet, tel que le montre l'annexe D, les biotes aquatiques peuvent tolérer une exposition continue estimée de $2,3 \times 10^6$ Bq/L de tritium sans qu'ils soient affectés. La concentration pendant le rejet serait du même ordre de grandeur que ce seuil de concentration sans effet observé. L'impact sur le milieu physique est négligeable. Cet événement n'a donc pas d'impact significatif.

12.5 Transfert des déchets de réfection

Les déchets générés par les activités de réfection seront transférés à l'IGDRS. Au chapitre 11, on a identifié certains événements dont les conséquences sont examinées dans les sections qui suivent.

12.5.1 Manutention et transfert des déchets de retubage

Une perte de blindage du contenant de déchets constituerait un risque d'irradiation externe pour les travailleurs dédiés au transfert des déchets de retubage.

Le débit de dose d'un contenant de déchets de retubage non blindé serait de l'ordre de 60 Sv/h à 1 m (voir l'annexe C). Si un travailleur se trouvait dans le faisceau de rayonnement émis par le contenant, il en serait averti par son dosimètre électronique qui

émettrait une alarme. Le travailleur devrait alors rapidement évacuer la zone immédiate autour du contenant puisque la limite de dose pour les travailleurs sous rayonnement de 0,05 Sv/a serait atteinte en trois secondes à un mètre du contenant. Il faut noter que les travailleurs de la centrale nucléaire de Gentilly-2 ont l'habitude de transférer des contenants à très fort débit de dose. En effet, ils effectuent régulièrement le transfert de barres de cobalt hors du réacteur jusqu'à la piscine de stockage. Ces barres sont plus actives que les contenants de déchets de retubage et constituent un risque radiologique du même ordre de grandeur.

Un plan de travail pour la récupération du contenant serait préparé. Le contenant serait placé dans un autre château de transfert blindé et serait retourné dans le bâtiment des services. On vérifierait alors son intégrité et on transférerait les déchets de retubage dans un autre contenant si nécessaire. Le nouveau contenant serait alors transféré dans un silo de stockage des déchets de retubage.

Les déchets de retubage sont métalliques et il n'y aurait aucun rejet à l'environnement. L'impact sur le milieu physique serait non significatif.

Le risque pour la population et les biotes ne serait pas détectable puisque le rayonnement gamma s'atténue rapidement avec la distance. De plus, cette situation n'aurait pas d'impact permanent puisque le débit de dose gamma redeviendrait normal dès que le contenant serait récupéré dans un château blindé. Les impacts de cet événement ne sont donc pas significatifs pour la population, pour les biotes et pour le milieu physique.

12.5.2 Manutention et transfert des résines usées

12.5.2.1 Défaillance du contenant

La chute d'un contenant de 3 m³ de résines usées pourrait causer un déversement de résines. Les enceintes de stockage des résines usées (ESRU) sont construites sur une dalle de béton et le pourtour est pavé de sorte que la surface de l'IGDRS n'est pas perméable. En cas de défaillance du contenant de résines, une opération de récupération et de nettoyage serait entreprise. Il serait possible de récupérer la plus grande partie des résines, puisqu'elles sont solides, mais les eaux de nettoyage s'écouleraient vers la station de contrôle et d'échantillonnage des eaux pluviales, prévue au coin nord-est de l'ASSCI. Si l'activité contenue dans les eaux était à l'intérieur des limites permises, celles-ci seraient rejetées au canal de rejet de la centrale nucléaire de Gentilly-2.

En supposant que 1 % de l'inventaire radioactif d'un contenant de résines ne serait pas récupéré et aboutirait dans le canal de rejet, on a évalué la dose aux individus les plus exposés. Le cas limite serait le déversement d'un contenant de résines de purification du modérateur (voir l'annexe B.4). La dose serait alors de $1,6 \times 10^{-8}$ Sv, ce qui correspond à 0,0016 % de la limite de dose pour le public. La concentration maximale du cobalt-60 atteindrait 90 Bq/L dans le canal de rejet, ce qui ne mettrait pas en danger la survie des

biotes aquatiques. Les biotes aquatiques peuvent tolérer une exposition continue à 47 Bq/L de cobalt-60 (voir le Tableau D-4). La durée des rejets liquides serait typiquement de deux heures, de sorte que ce déversement n'aurait qu'un impact temporaire et localisé sur les biotes aquatiques.

Les conséquences de cet événement seraient donc négligeables pour le public, pour les biotes et pour le milieu physique.

12.5.2.2 Perte de blindage

Le débit de dose maximal à un mètre d'un contenant de résines usées est estimé à 0,046 Sv/h (voir l'annexe C). Les travailleurs seraient avertis des faisceaux de rayonnements par les dosimètres à alarme qu'ils portent et ils devraient immédiatement s'éloigner du contenant. Un dépassement de la limite de dose de 0,05 Sv/a est improbable puisque les travailleurs auraient 65 minutes pour réagir. Un plan de travail serait préparé afin de récupérer le contenant. Le risque pour la population et les biotes ne serait pas détectable puisque le rayonnement gamma s'atténue rapidement avec la distance et devient négligeable à une centaine de mètres de distance. Cet événement n'aurait pas de conséquence sur le milieu physique.

12.5.2.3 Conclusion

La défaillance d'un contenant de résines pourrait entraîner un déversement et des rejets liquides dans le fleuve par le biais du canal de rejet. Une évaluation de la dose à l'individu le plus exposé montre que l'impact de cet événement est négligeable. Dans le cas d'une perte de blindage, l'incident pourrait exposer les travailleurs affectés au transfert des résines mais n'aurait pas d'impact sur le public, sur les biotes et sur le milieu physique.

12.5.3 Manutention et transfert des filtres usagés

12.5.3.1 Chute d'un filtre

La chute d'un filtre peut libérer des aérosols qui contamineraient alors une zone autour de l'IGDRS. Les conséquences d'un tel événement pour les travailleurs ont été discutées à la section 12.2.1. Ces conséquences sont négligeables pour les travailleurs.

En se basant sur les conséquences de l'événement survenu à l'ASDR, on peut supposer que la zone contaminée ne dépasserait pas un rayon de quelques dizaines de mètres (voir la section 8.2.3). La contamination serait surtout limitée à la zone pavée de l'IGDRS, ce qui faciliterait la décontamination et le lavage de la surface. Les eaux de lavage

s'écouleront vers la station de contrôle et d'échantillonnage des eaux pluviales et, si leur activité est acceptable, seront rejetées dans le canal de rejet.

Une estimation des conséquences d'un tel événement est présentée à l'annexe B.6. En se basant sur la quantité libérée lors de l'incident à l'ASDR, on estime que l'individu le plus exposé recevrait une dose de $4,6 \times 10^{-11}$ Sv. La concentration des radionucléides dans le canal de rejet ne pourrait affecter la survie des biotes aquatiques qui l'utilisent.

12.5.3.2 Perte de blindage

Les conséquences d'une perte de blindage ont été examinées à la section 12.2.2. Elles sont négligeables pour les travailleurs, pour la population, pour les biotes et pour le milieu physique.

12.5.4 Conclusion

Les déversements et la libération d'aérosols à la suite de la défaillance des équipements et des contenants utilisés pour le transfert des déchets de réfection auraient un impact négligeable sur le public, sur les biotes et sur le milieu physique.

Il y a cependant un risque d'exposition externe pour les travailleurs en cas de perte de blindage des contenants de déchets radioactifs. La probabilité d'un tel incident est faible puisque les châteaux de transfert sont conçus pour minimiser ce risque. Les conséquences d'un tel incident pour les travailleurs peuvent être atténuées par l'utilisation d'équipement de détection adéquat lors des opérations de transfert des déchets radioactifs et du combustible irradié.

12.6 Impacts potentiels pendant la période de stockage

Les installations de stockage sont des équipements conçus 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 permettent un confinement des matières radioactives et sont munies d'un système d'échantillonnage pour vérifier l'intégrité des barrières physiques. Certains événements pouvant entraîner une défaillance de ces barrières ont été identifiés au chapitre précédent. Les conséquences de ces événements sont présentées dans les sections qui suivent.

12.6.1 Impact des défaillances à l'ASSCI

En cas de défaillance d'une grappe de combustible irradié, les matières radioactives seraient confinées par deux barrières supplémentaires, soit le panier soudé et le cylindre scellé. En postulant une défaillance simultanée de toutes ces barrières, un rejet

atmosphérique de substances volatiles (krypton-85 et tritium) serait possible. En cas d'infiltration importante d'eau, le lessivage des espèces solubles serait possible, entraînant potentiellement un rejet liquide.

Les deux cas sont examinés à l'annexe A, où le concept de limite opérationnelle dérivée (LOD) est expliqué. Le Tableau A-1 compare l'activité du tritium et du krypton-85 disponible dans les unités de stockage par rapport à la quantité qui pourrait être libérée dans l'atmosphère à chaque année, sans que le membre du public le plus exposé ne dépasse la limite annuelle de dose. Tout l'inventaire volatil d'un module CANSTOR (12000 grappes) pourrait être libéré dans l'atmosphère sans que la LOD ne soit dépassée.

Le Tableau A-2 compare l'activité de certaines substances radioactives contenues dans une grappe de six ans par rapport à la quantité qui pourrait être libérée dans les effluents liquides sans que l'individu le plus exposé ne dépasse la limite de dose à la population. Les seules substances dont l'activité dépasse la LOD sont les isotopes du césium.

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

12.6.2 Impacts des défaillances à l'IGDRS

12.6.2.1 Fuite d'un cylindre de stockage des déchets de retubage

Les déchets de retubage ne contiennent pas de matières volatiles. Par contre, l'infiltration d'eau dans les cellules de stockage et la défaillance de celles-ci pourrait entraîner la dispersion de contamination dans les eaux de surface à l'IGDRS.

Le Tableau A-3 présente l'activité contenue dans 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 la première année et pendant la deuxième année de stockage est présentée avec la LOD estimée pour les rejets liquides correspondants. Lors de la deuxième année de stockage, seul le Nb-94 a une plus grande activité que la LOD correspondante. Le niobium est une substance métallique stable qui n'entre pas facilement en solution. Comme le montre le Tableau A-3, il faudrait la mise en solution et la dispersion de presque tout le contenu d'un cylindre sur une période d'un an avant que l'impact sur la population soit significatif. Ce scénario n'est pas crédible puisque ce genre de fuite, s'étalant sur plusieurs années, serait détecté avant d'affecter l'environnement. En effet, le sol, l'air et l'eau sont régulièrement échantillonnés afin de vérifier la présence de contamination anormale. De plus, le cylindre est muni d'un système d'échantillonnage qui permet de vérifier le comportement des barrières et de détecter toute situation anormale comme l'infiltration d'eau.

12.6.2.2 Fuite d'un cylindre d'une ESRU

Les enceintes de stockage des résines usées (ESRU) sont conçues de façon à minimiser la dispersion de substances telles que l'eau tritiée ou le carbone-14 sous différentes formes chimiques. En cas de défaillance du cylindre, le tritium et le carbone-14 pourraient diffuser lentement hors de la structure de stockage et se retrouveraient alors dans l'environnement.

Une estimation conservatrice de ces émissions fugitives suppose qu'un cylindre de stockage incluant deux contenants de 3 m³ n'est plus étanche. On postule de plus que toute l'activité tritium et carbone-14 contenue dans le cylindre serait éventuellement rejetée pendant les cinquante ans de vie utile de la structure. Le rejet correspondant ainsi que la LOD estimée pour ces substances sont présentés au Tableau A-4. L'impact d'une défaillance du cylindre de stockage est donc négligeable pour la population.

Le Tableau A-6 résume les concentrations dans l'air auxquelles seraient exposées les biotes terrestres qui vivraient à la limite de la zone protégée, soit à 100 m des ESRU. Ces concentrations sont beaucoup plus faibles que les concentrations génériques sans effet observé pour les biotes terrestres (voir le Tableau D-4). En conséquence, l'impact de ces fuites sur les biotes serait négligeable.

12.6.2.3 Fuite de la cavité d'une enceinte de type A

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 cellules de stockage, le tritium et le carbone-14 présents sur les filtres pourront diffuser à l'extérieur des cellules de stockage et se disperser dans l'environnement. Une estimation conservatrice de ces fuites fugitives consiste à supposer que tout l'inventaire de tritium et de carbone-14 présent dans une cellule de stockage finirait par s'échapper pendant la période de stockage de cinquante ans.

Le Tableau A-7 présente l'activité qui pourrait s'échapper annuellement de même que la limite opérationnelle dérivée (LOD) estimée pour ces substances radioactives. Les émissions fugitives en cas de défaillance des cylindres auraient un impact négligeable pour la population environnante.

Les biotes terrestres qui se trouveraient à l'extérieur de la zone protégée, soit à environ 100 m des enceintes de type A, seraient exposés aux émissions fugitives. Le Tableau A-8 compare la concentration annuelle moyenne dans l'air ainsi que le seuil de concentration dans l'air sans effet observé chez les biotes terrestres. L'impact sur les biotes sera donc négligeable.

12.7 Catastrophes naturelles

Les seuls événements naturels crédibles qui pourraient avoir des impacts sur les installations de stockage sont les inondations et les séismes.

12.7.1 Inondation

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

La possibilité que les fosses de l'ASDR puissent être affectées par une inondation est encore plus faible puisque celles-ci sont construites sur un îlot à un niveau de 8,7 m. Comme ces fosses ne sont pas scellées, elles pourraient être affectées lors d'une crue exceptionnelle. Une étude a été préparée dans les années 1980 afin d'étudier la dispersion des contaminants dans le réseau d'eau de surface et dans le sous-sol en cas d'inondation [1]. Les principales conclusions de cette étude sont résumées dans les paragraphes qui suivent.

En cas d'inondation majeure, les basses terres bordant le fleuve autour du site seraient submergées. La côte de 6,7 m correspond à la hauteur qu'atteindrait une crue centennale. Les remblais de protection de l'ASDR deviendraient un îlot et la zone inondée dépasserait les limites de la propriété d'Hydro-Québec.

Dans le modèle utilisé, une crue centennale disperse la contamination présente dans les déchets stockés à l'ASDR. Pour les besoins de la modélisation, on a supposé que toute l'activité stockée dans les fosses se retrouvait à la base du remblai perméable entourant l'ASDR sans qu'il n'y ait une intervention humaine. Cette hypothèse est très conservatrice car il faudrait que tous les contenants soient rupturés et que les fosses ainsi que les drains ne remplissent pas leur fonction de conception.

Le modèle a couvert la phase montante de la crue, une phase constante où le débit fluvial est maximal et qui durerait de deux à trois semaines, suivi par une phase de décrue. Les concentrations aqueuses les plus grandes correspondent à une marée haute au plus fort de la crue.

Trois radionucléides susceptibles d'exister à l'état soluble ont été modélisés, soit le tritium, le césium-137 et le strontium-90. Le modèle prédit une forte dilution de ces substances dès qu'on s'éloigne de l'ASDR. Les concentrations aqueuses demeurent presque partout inférieures aux limites admissibles pour la population. 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.

L'impact sur l'environnement et les biotes serait localisé et il serait possible d'entreprendre des mesures correctrices si le niveau de contamination du sol le rendait nécessaire. Compte tenu de la faible probabilité de cet événement et des hypothèses conservatrices utilisées pour la modélisation, le risque associé à cet événement est non significatif.

12.7.2 Séismes

Tel que le montre le Tableau 11-4, il est concevable mais peu probable que les structures de stockage puissent être endommagées par un séisme de grande amplitude.

La conséquence la plus crédible d'un tel événement serait la fissuration ou le basculement des structures entraînant une perte de blindage localisée et la possibilité de faisceaux gamma. Les conséquences d'une perte de blindage ont été examinées à la section 12.5. L'impact serait localisé et temporaire.

Il est peu probable que les contenants soient endommagés par le séisme. Des plans de travail pour la récupération des contenants et des paniers seraient préparés et les déchets radioactifs seraient récupérés. Si le contenant de déchet était endommagé, les déchets pourraient être transférés dans un autre contenant.

L'impact d'un tremblement de terre serait localisé et temporaire. Les conséquences à moyen et long terme seraient négligeables pour la population, pour les biotes et pour le milieu physique.

12.8 Activités humaines

Le seul risque d'incendie crédible concernerait le combustible du véhicule utilisé pour le transfert des déchets radioactifs ou du combustible irradié. Dans le cas du combustible irradié et des déchets placés dans un panier scellé, l'incendie du véhicule ne durerait pas assez longtemps pour affecter le contenant.

Pour les filtres usagés et les ballots de déchets de faible et de moyenne activité, l'incendie pourrait causer la dispersion de substances radioactives.

Afin d'estimer l'impact d'un tel événement, on suppose que l'individu le plus exposé se trouve à la limite ouest de la propriété d'Hydro-Québec, à environ 420 m de l'IGDRS. Cet individu 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 aux Tableaux B-6 et B-7. La dose à l'individu le plus exposé est de $9,7 \times 10^{-5}$ Sv, ce qui représente environ 10 % de la limite de dose à la population. Cet événement a donc un impact non significatif sur la population. La contamination résiduelle au sol à 100 m de l'incendie ne pourrait mettre

en danger la survie des biotes. En effet, le débit de dose annuel résultant de cette contamination est de l'ordre de 0,04 Gy/a. Cet événement aurait donc des conséquences non significatives sur les biotes. Des mesures correctrices seraient entreprises afin de décontaminer le milieu physique dès que possible.

-
- [1] Hydro-Québec. Février 1981. *Évaluation du potentiel de contamination au voisinage de l'aire de stockage des déchets radioactifs solides de Gentilly*. Rapport final présenté à la CCSN pour l'obtention du permis d'exploitation de l'ASDR.

13 Impacts à long terme

L'exploitation des installations existantes à l'ASSCI et à l'ASDR ainsi que la présence éventuelle des nouvelles installations projetées modifiera l'environnement radiologique au site de Gentilly. Ces changements du milieu physique seront localisés et détectables dans un rayon de quelques dizaines de mètres autour des aires de stockage. Au-delà d'environ une centaine de mètres, l'effet sur le milieu physique est négligeable. Le programme de surveillance de l'environnement sera modifié de façon à pouvoir détecter les émissions à la suite de l'implantation des installations projetées.

Le transfert des déchets radioactifs et du combustible irradié vers les enceintes de stockage de même que les travaux de réfection entraîneront une exposition des travailleurs du complexe nucléaire de Gentilly. Cet impact est plus facilement détectable grâce au programme de dosimétrie de la centrale nucléaire de Gentilly-2.

13.1 Rejets à la source

La centrale nucléaire de Gentilly-2 est de loin la source de rejets atmosphériques et d'effluents liquides la plus importante au site, à laquelle s'ajoutent les émissions fugitives provenant des installations de stockage. La Figure 13-1 montre l'historique des rejets atmosphériques de tritium provenant de la cheminée de la centrale de Gentilly-2.

Afin d'évaluer les effets à long terme des aires de stockage, les rejets anticipés pour les divers équipements sur le site sont présentés au Tableau 13-1.

En 2002, la centrale nucléaire de Gentilly-2 a émis environ $5,1 \times 10^{14}$ Bq de H-3 et $2,6 \times 10^{10}$ Bq de C-14 dans les effluents liquides au canal de rejet. On anticipe qu'en situation normale, il n'y aura aucun effluent liquide provenant des installations de stockage des déchets.

Les installations existantes de stockage des déchets contribuent pour moins de 0,004 % aux rejets atmosphériques de tritium du complexe nucléaire de Gentilly et ajoutent environ 2,5 % aux rejets atmosphériques de carbone-14. L'impact de l'exploitation en situation normale des installations de stockage existantes et de celles proposées est donc non significatif.

13.2 Environnement radiologique

Les rejets atmosphériques provenant de la centrale de Gentilly-2 dominent l'environnement radiologique dans la région. L'air, les précipitations, le sol et les eaux souterraines sont affectés par les émissions de substances radioactives, en particulier par les rejets atmosphériques de tritium et de carbone-14. Le rapport annuel de surveillance de l'environnement documente les tendances historiques depuis les années 1970. De plus,

trois rapports techniques visant à modéliser les impacts des installations proposées sont résumés dans les sections qui suivent [1, 2, 3].

En l'absence de sources anthropiques, le bruit de fond moyen pour l'activité tritium dans l'air est de l'ordre de 0,03-0,1 Bq/m³. Dans l'eau, la concentration est d'environ 5 Bq/L.

Hydro-Québec Production échantillonne l'air en continu à 13 positions situées entre 0,1 et 17,5 km de la cheminée. Les activités en tritium dans les échantillons mensuels sont comprises entre 0,05 et 94 Bq/m³. Santé Canada a mesuré les teneurs en tritium dans l'air mensuellement à 5 positions réparties entre 1,75 et 7,75 km de la cheminée. Les activités de tritium se situent entre 0,05 et 2,3 Bq/m³ dans leurs échantillons.

Mensuellement, Hydro-Québec Production recueille les précipitations au sol à cinq positions situées entre 0,5 et 2,4 km de la cheminée. Les activités de tritium dans les échantillons mensuels varient entre 20 et 900 Bq/L. Le laboratoire de Radioécologie de l'Université Laval mesure les activités de tritium dans des échantillons de précipitation, recueillis mensuellement dans dix-huit capteurs disposés à environ 400 m de la cheminée. Les valeurs se situent entre 10 et 5450 Bq/L.

L'apport des installations de stockage des déchets à l'activité atmosphérique en tritium est faible par rapport aux émissions de la cheminée de Gentilly-2. En l'absence de contribution de la cheminée, l'impact des aires de stockage de l'ASDR ou de l'IGDRS devrait se traduire par des concentrations volumiques de tritium ne dépassant pas dix fois le bruit de fond naturel (environ 5 Bq/m³ pour l'air et 50 Bq/L pour l'eau), dans un rayon de 20 m des sources. Les valeurs s'approchent du bruit de fond naturel aux limites terrestres du site.

Afin de donner une idée de l'impact de la centrale de Gentilly-2 sur l'environnement radiologique dans les eaux du fleuve, mentionnons que, durant un rejet liquide de 1 TBq de tritium, la teneur moyenne attendue dans le canal de rejet est de l'ordre de 5500 Bq/L pendant les deux heures que dure la vidange.

Durant la période 1994-1995, des échantillons d'eau du fleuve ont été pris quotidiennement à la station de pompage de Lévis, alors que d'autres échantillons étaient prélevés directement dans l'eau du fleuve à quelques quais situés entre Gentilly et Lévis. Les teneurs en tritium dans ces échantillons se situaient rarement au-dessus du bruit de fond du fleuve (~5 Bq/L). À plus de 70 km du point de rejet, on a obtenu une teneur maximale en tritium d'environ 1 Bq/L par TBq de rejet. Puisque aucun rejet liquide provenant des aires de stockage n'est anticipé, il n'y aura pas d'augmentation de ces concentrations aqueuses à la suite de la réalisation du projet.

13.3 Impact sur les biotes

L'annexe D discute de l'effet des radionucléides sur les biotes. Les seuils de concentration génériques représentent la concentration qui peut être tolérée en continu dans l'environnement sans que les biotes ne soient affectés sur la base de nos connaissances actuelles.

Le Tableau 13-2 résume les concentrations moyennes attendues pour les rejets atmosphériques provenant de la cheminée de la centrale et pour les émissions fugitives provenant des fosses. Ces concentrations sont comparées aux seuils les plus contraignants pour le tritium. Dans tous les cas, les concentrations sont bien en dessous des seuils sans effet observé. De plus, la contribution des installations de stockage est faible par rapport à celle de la centrale de Gentilly-2. L'impact à long terme des installations de stockage sur les biotes est donc négligeable.

13.4 Impact sur la population

En raison des faibles quantités de radionucléides rejetées par les installations du complexe nucléaire de Gentilly, il est impossible d'estimer directement la dose à la population à partir des mesures effectuées dans l'environnement. Une méthode indirecte est utilisée. Les rejets sont mesurés à la source et leur cheminement dans les compartiments environnementaux de la chaîne alimentaire est modélisé. L'annexe A présente les résultats d'une étude technique permettant de calculer l'impact sur la population de rejets étalés sur une longue période de temps [4].

À partir de l'estimation des rejets présentée à la section 13.1, il est possible de calculer la dose annuelle à la population. Les résultats de cette estimation sont présentés au Tableau 13-3. L'impact annuel des émissions fugitives provenant des installations de stockage est inférieur par rapport à celui découlant des rejets atmosphériques de la centrale. Au sens du document de réglementation G-129 [5], ces impacts sont considérés négligeables par la CCSN.

13.5 Impact sur les travailleurs

Les travailleurs de la centrale Gentilly-2 sont soumis à une norme administrative qui limite leur dose à moins de 0,02 Sv/a. La limite réglementaire imposée par la CCSN est de 0,05 Sv/a et de 0,1 Sv par 5 ans. Pour toutes les activités envisagées dans le cadre du projet proposé, les doses individuelles respecteront ces limites de dose.

La dose collective des travailleurs de Gentilly-2 varie d'année en année en fonction des travaux de maintenance effectués sur les systèmes actifs de la centrale. Comme le montre le Tableau 13-4, la dose collective était de 1,2 personne-Sv en 2000 et 2001.

L'augmentation appréciable en 2003 est due à la réparation d'un tube d'alimentation, à l'inspection des autres tubes et à un très long arrêt du réacteur.

On anticipe que la construction des enceintes de stockage sera étalée sur plusieurs années, en fonction des besoins de stockage. Le transfert des déchets de retubage contribue le plus à la dose collective et cette opération s'effectuera sur une période d'environ six mois. Le transfert des autres types de déchets sera étalé sur plusieurs années, mais cette activité ne contribue pas beaucoup à l'exposition des travailleurs. Les travaux de réfection pourraient générer des doses collectives de 14,2 personnes-Sv, selon les hypothèses actuelles et en appliquant les mesures habituelles de réduction de dose comme le blindage. Il est de plus prévu de procéder au nettoyage mécanique des générateurs de vapeur (GV) et à la décontamination du caloporteur primaire pour réduire les champs d'irradiation en prévision de la réfection du réacteur. Cette dose collective sera étalée sur environ deux ans.

Les travaux de réfection augmenteront de façon significative la dose collective des travailleurs de Gentilly. Les autres activités associées au projet n'auront pas un impact aussi significatif.

Tableau 13-1 : Estimation des rejets atmosphériques annuels des différentes sources sur le site du complexe nucléaire de Gentilly

Source des rejets	Rejets atmosphériques annuels (Bq/a)	
	H-3 (HTO)	C-14 (CO ₂)
Installations existantes		
Cheminée de Gentilly-2 (2002)	$1,8 \times 10^{14}$	$3,6 \times 10^{11}$
Modules CANSTOR ou silos (ASSCI)	0	0
Fosses existantes (ASDR)	$1,0 \times 10^9$	$1,0 \times 10^5$
Installations projetées		
ESRU à l'IGDRS	$5,0 \times 10^9$	$9,3 \times 10^9$
EDFMA à l'IGDRS	$2,0 \times 10^9$	$2,0 \times 10^5$
Silos pour déchet de retubage à l'IGDRS	0	0
Enceintes pour filtres usagés à l'IGDRS	0	0
4 modules CANSTOR ou silos (ASSCI)	0	0

Tableau 13-2 : Concentrations attendues de tritium pour l'exposition des biotes terrestres et aquatiques; et seuil de concentration sans effet observé

Quantité	H-3 (HTO)	
	Air (Bq/m ³)	Eau (Bq/L)
Concentration due aux rejets à la cheminée de la centrale de Gentilly-2	94,2	5450
Concentration dans un rayon de 20 m des installations de stockage	5	50
Seuil de concentration sans effet observé	$4,4 \times 10^4$	$2,3 \times 10^6$

Tableau 13-3 : Doses annuelles estimées à l'individu critique de la population à partir des émissions atmosphériques

Source des impacts	Dose à l'individu le plus exposé (Sv/a)	
	H-3 (HTO)	C-14 (CO ₂)
Rejets atmosphériques de la cheminée de la centrale de Gentilly-2	$1,6 \times 10^{-6}$	$4,1 \times 10^{-7}$
Émissions fugitives estimées provenant des installations de stockage	$1,3 \times 10^{-10}$	$2,0 \times 10^{-8}$
Limite réglementaire de dose à la population	$1,0 \times 10^{-3}$	$1,0 \times 10^{-3}$

Tableau 13-4 : Doses collectives aux travailleurs de la centrale de Gentilly-2

Activité	Dose collective (personne-Sv)	
Poursuite de l'exploitation		
Exploitation de la centrale de Gentilly-2	2000	1,2
	2001	1,2
	2002	1,5
	2003	2,8
Réalisation du projet (2005-2042)		
Construction des enceintes de stockage	0,13 ^a	
Transfert des déchets	0,74 ^b	
Travaux de retubage (avec blindage et décontamination)	14,2 ^c	

^a La dose sera étalée sur plusieurs années

^b La plus grande partie de cette dose sera étalée sur six mois

^c Dose étalée sur deux ans

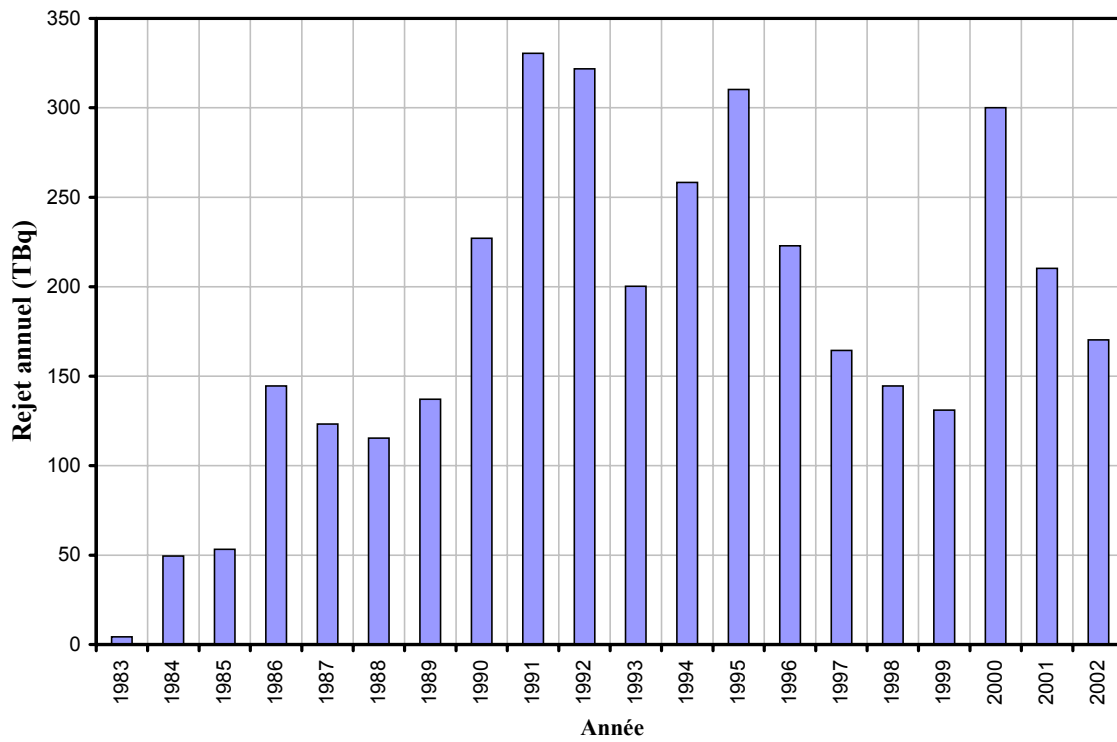


Figure 13-1 : Émissions de tritium à la cheminée de la centrale de Gentilly-2 depuis sa mise en service

-
- [1] International Safety Research (ISR). Septembre 2003a. *Qualité de l'air dans l'environnement de la centrale nucléaire de Gentilly-2 (modélisation de l'impact des émissions)*. Rapport ISR R1115-05. Version 1.0. Rapport réalisé pour Hydro-Québec Production. 39 p.
- [2] International Safety Research (ISR). Septembre 2003b. *Qualité des eaux souterraines dans l'environnement de la centrale nucléaire de Gentilly-2 (modélisation de l'impact de contaminations)*. Rapport ISR R1115-04. Version 1.0. Rapport réalisé pour Hydro-Québec Production. 26 p.
- [3] International Safety Research (ISR). Octobre 2003. *Qualité des eaux de surface dans l'environnement de la centrale nucléaire de Gentilly-2 (modélisation de contaminations au fleuve)*. Rapport ISR R1115-06. Version 1.0. Rapport réalisé pour Hydro-Québec Production. 35 p.
- [4] International Safety Research (ISR). 2004. *Calcul des limites opérationnelles dérivées*. Rapport technique G2-RT-00518-30. Rapport réalisé pour Hydro-Québec Production (en préparation).
- [5] Commission de Contrôle de l'Énergie Atomique (CCÉA). Septembre 1997. *Lignes directrices pour satisfaire à l'exigence de maintenir les expositions au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre*. Guide d'application de la réglementation G-129. 10 p.

14 Résumé et conclusion

Le projet de modification des installations de stockage des déchets radioactifs et de réfection de la centrale de Gentilly-2 est la source d'impacts appréhendés. Le présent rapport a examiné les risques radiologiques potentiels en exploitation normale et en situation d'accidents.

La construction et l'exploitation des installations de stockage auront des conséquences de faible magnitude et d'étendue très localisée. La portée des changements dans l'ambiance gamma et dans la qualité du milieu physique (sol, air et eau) sera limitée à la zone adjacente aux installations de stockage. À partir d'une centaine de mètres des installations, ces changements ne seront plus détectables. L'impact sur les biotes terrestres et aquatiques est donc négligeable. L'impact sur la population n'est pas détectable.

En exploitation normale, autant le transfert des déchets vers les aires de stockage que la réfection de la centrale causeront une exposition aux travailleurs. La dose individuelle pour ces travailleurs demeurera en dessous de la limite réglementaire. La dose collective des travailleurs sera soumise à une optimisation, selon les pratiques qui ont cours à la centrale de Gentilly-2. Pour ce qui est des biotes terrestres et aquatiques, de même que la population, l'exposition causée par ces activités ne sera pas détectable.

L'analyse des défaillances, accidents et événements naturels a démontré que tous ces événements auraient des conséquences localisées, temporaires et de faible magnitude. Le Tableau 14-1 résume les conséquences de tous les événements examinés.

Un seul événement pourrait entraîner un dépassement des limites de dose pour les travailleurs, soit la perte de blindage autour d'un contenant de déchets de retubage. La probabilité d'un tel événement est extrêmement faible. De plus, le risque est minime en raison des critères de conception du château de transfert blindé, des équipements utilisés pour le chargement des silos et de la formation des travailleurs.

Aucun événement crédible ne pourrait entraîner un dépassement de dose pour le public. Dans la plupart des cas, l'impact sur les humains est négligeable.

Les impacts sur le milieu physique (sol, eau de surface et air) seraient localisés, temporaires et réversibles. Les défaillances n'auraient pas d'impact à long terme sur les biotes.

Tableau 14-1: Bilan de l'identification des impacts potentiels en suivant la méthodologie proposé

Impact potentiel	Probabilité d'occurrence	Impact sur les travailleurs de Gentilly-2	Impact sur la population	Modification du milieu physique et impact sur les biotes	Bilan des impacts	Étape de la méthodologie d'identification (chapitre 4)	Section dans le rapport
En situation normale							
Activités de la construction		0,128 personne-Sv	N.a.	0,022 Gy/a	Impact non significatif	1	10.1
Activités de la réfection		14,2 personne-Sv	N.s.	N.s.	Gestion des risques pour les travailleurs Impact non significatif pour les autres composantes	5	10.2.4
Transfert des déchets radioactifs		0,742 personne-Sv	N.s.	N.s.	Impact non significatif	1	10.2.4
En situation d'accident							
Construction							
Surexposition des travailleurs de la construction	N.d.	$< 2,5 \times 10^{-5}$ Sv/h	N.a.	N.a.	Événement non crédible	3.2	11.1.1
Préparation de la réfection						1	
Déversement d'eau lourde	N.d.	N.d.	$1,5 \times 10^{-6}$ Sv (N.s.)	4×10^6 Bq/L de tritium dans le canal de rejet	Impact non significatif	4.3	11.4, 12.4, B.3

Tableau 14 1: Bilan de l'identification des impacts potentiels en suivant la méthodologie proposé (suite)

Impact potentiel	Probabilité d'occurrence	Impact sur les travailleurs de Gentilly-2	Impact sur la population	Modification du milieu physique et impact sur les biotes	Bilan des impacts	Étape de la méthodologie d'identification (chapitre 4)	Section dans le rapport
Manutention et transfert							
ASDR							
Chute d'un ballot	N.d.	N.s.	N.s.	N.s	Événement sans conséquence radiologique significative	3.2	11.2.1
Filtres							
Perte de blindage	N.d.	0,02 Sv/h	N.s.	N.s	Impact non significatif	4.3	11.2.2, 12.2.1.2
Chute	N.d.	4×10^{-4} Sv (N.s.)	N.s.	N.s.	Gestion des risques pour les travailleurs Impact non significatif pour les autres composantes	4.3	11.2.2, 12.2.1.1
ASSCI							
Grappes de combustible irradié							
Chute d'une grappe	N.d.	$6,0 \times 10^{-5}$ Sv (N.s.)	$2,8 \times 10^{-9}$ Sv (N.s.)	N.s.	Impact non significatif	4.3	11.3.1, 12.3.1.1, Ann.B

Tableau 14 1: Bilan de l'identification des impacts potentiels en suivant la méthodologie proposé (suite)

Impact potentiel	Probabilité d'occurrence	Impact sur les travailleurs de Gentilly-2	Impact sur la population	Modification du milieu physique et impact sur les biotes	Bilan des impacts	Étape de la méthodologie d'identification (chapitre 4)	Section dans le rapport
Chute d'un plateau	N.d.	$6,8 \times 10^{-8}$ Sv (N.s.)	N.s.	N.s.	Impact non significatif	4.3	11.3.2, 12.3.1.2, Ann.B
Chute d'un panier	N.d.	5×10^{-7} Sv (N.s.)	N.s.	N.s.	Impact non significatif	4.3	11.3.3, 12.3.1.3, Ann.B
Chute du château de transfert	N.d.	2,5 Sv/h (à 1 m)	N.s.	N.s.	Gestion des risques pour travailleurs Impact non significatif pour les autres composantes	5	11.3.4, 12.3.1.4
IGDRS							
Déchets de retubage							
Chute d'un contenant	N.d.	N.s.	N.s	N.s	Impact non significatif	4.3	11.5.1
Perte de blindage	N.d.	60 Sv/h à 1 m du contenant	N.s.	N.s.	Gestion des risques pour travailleurs Impact non significatif pour les autres composantes	5	11.5.1, 12.5.1, Ann. C

Tableau 14 1: Bilan de l'identification des impacts potentiels en suivant la méthodologie proposé (suite)

Impact potentiel	Probabilité d'occurrence	Impact sur les travailleurs de Gentilly-2	Impact sur la population	Modification du milieu physique et impact sur les biotes	Bilan des impacts	Étape de la méthodologie d'identification (chapitre 4)	Section dans le rapport
Résines usées							
Défaillance du contenant	N.d.	60 Sv/h à 1 m du contenant	$1,6 \times 10^{-8}$ Sv (N.s.)	90 Bq/L de ^{60}Co dans le canal de rejet	Impact non significatif	4.3	11.5.2, 12.5.2.1, B.4
Perte de blindage	N.d.	0,046 Sv/h (à 1 m)	N.s.	N.s.	Gestion des risques pour les travailleurs Impact non significatif pour les autres composantes	4.3	11.5.2, 12.5.2.2, Ann.C
Déchets de faible et moyenne activité							
Chute d'une boîte 1,24 m ³	N.d.	N.s.	N.s.	N.s	Événement sans conséquence radiologique significative	3.2	11.5.3
Chute d'un ballot	N.d.	N.s.	N.s.	N.s	Événement sans conséquence radiologique significative	3.2	11.5.3

Tableau 14 1: Bilan de l'identification des impacts potentiels en suivant la méthodologie proposé (suite)

Impact potentiel	Probabilité d'occurrence	Impact sur les travailleurs de Gentilly-2	Impact sur la population	Modification du milieu physique et impact sur les biotes	Bilan des impacts	Étape de la méthodologie d'identification (chapitre 4)	Section dans le rapport
Chute d'un baril	N.d.	N.s.	N.s.	N.s	Événement sans conséquence radiologique significative	3.2	11.5.3
Chute des déchets de grandes dimensions	N.d.	N.s.	N.s.	N.s	Événement sans conséquence radiologique significative	3.2	11.5.3
Filtres							
Chute	N.d.	5×10^{-5} Sv dose ingestion (N.s.)	$4,6 \times 10^{-11}$ Sv (N.s.)	500 Bq/kg (N.s.)	Impact non significatif	4.3	11.5.4, 12.5.3.1., B.6
Perte de blindage	N.d.	0,02 Sv/h	N.s.	N.s	Impact non significatif	4.3	11.5.4, 12.2.1.2
Pendant le stockage							
ASSCI							
Fuite d'une grappe de combustible	N.d.	N.s.	Inventaire libre en ^3H et en Kr < LOD atmosphérique	N.s	Impact non significatif	4.3	11.6.1, 12.6.1, A.3

Tableau 14 1: Bilan de l'identification des impacts potentiels en suivant la méthodologie proposé (suite)

Impact potentiel	Probabilité d'occurrence	Impact sur les travailleurs de Gentilly-2	Impact sur la population	Modification du milieu physique et impact sur les biotes	Bilan des impacts	Étape de la méthodologie d'identification (chapitre 4)	Section dans le rapport
IGDRS							
Fuite d'un contenant de déchets de retubage	N.d.	N.s.	Inventaire < LOD liquide sauf ⁹⁴ Nb	N.s	Impact non significatif	4.3	11.6.2, 12.6.2.1, A.4
Fuite d'un contenant de résines	N.d.	N.s.	Rejets aériens < LOD	N.s	Impact non significatif	4.3	11.6.3, 12.6.2.2, A.5
Fuite de la cavité d'une enceinte de type A	N.d.	N.s.	Rejets aériens < LOD	N.s	Impact non significatif	4.3	11.6.4, 12.6.2.3, A.6
Défectuosité du système de drainage	N.d.	N.s.	N.s	N.s.	Événement sans conséquence radiologique significative	3.2	11.6.5
Événements naturels							
Inondation	< 10 ⁻⁴ /a	N.s.	N.s.	N.s.	Impact non significatif	4.3	11.7.1 et 12.7.1
Séismes : enceintes de stockage des déchets de haute activité	< 5 × 10 ⁻⁵ /a	Identique à la perte de blindage	N.s.	N.d.	Impact non significatif	4.3	11.7.2 et 12.7.2
Séismes : EDFMA	< 10 ⁻³ /a	Identique à la perte de blindage	N.s.	N.d.	Impact non significatif	4.3	11.7.2 et 12.7.2
Vents violents et tornades	< 10 ⁻⁶ /a	N.d.	N.d.	N.d.	Événement non crédible	3.1	11.7.3

Tableau 14 1: Bilan de l'identification des impacts potentiels en suivant la méthodologie proposé (suite)

Impact potentiel	Probabilité d'occurrence	Impact sur les travailleurs de Gentilly-2	Impact sur la population	Modification du milieu physique et impact sur les biotes	Bilan des impacts	Étape de la méthodologie d'identification (chapitre 4)	Section dans le rapport
Foudre	N.d.	N.d.	N.d.	N.d.	Événement sans conséquence significative sur les unités de stockage	3.2	11.7.4
Affaissement et glissement de terrain	N.d.	N.d.	N.d.	N.d.	Événement non crédible	3.2	11.7.5
Météorites	$< 10^{-6}/a$	N.d.	N.d.	N.d.	Événement non crédible	3.1	11.7.6
Changement de conditions climatiques	N.d.	N.d.	N.d.	N.d.	Événement sans conséquence dans l'horizon du projet (2060)	3.2	11.7.7
Événements humains							
Incendie							
Perte de blindage	N.d.	$5 \times 10^{-5} \text{ Sv/h}$	N.s.	N.s.	Impact non significatif	4.3	11.8.1
Combustion d'un ballot ou d'un filtre	N.d.	N.s.	$9,7 \times 10^{-5} \text{ Sv}$ (N.s.)	0,04 Gy/a (N.s.)	Impact non significatif	4.3	12.8.1, B.5
Accidents de la circulation	$< 10^{-6}/a$	N.d.	N.d.	N.d.	Événement non crédible	3.1.	11.8.2

Tableau 14 1: Bilan de l'identification des impacts potentiels en suivant la méthodologie proposé (suite)

Impact potentiel	Probabilité d'occurrence	Impact sur les travailleurs de Gentilly-2	Impact sur la population	Modification du milieu physique et impact sur les biotes	Bilan des impacts	Étape de la méthodologie d'identification (chapitre 4)	Section dans le rapport
Écrasement d'avion	$< 10^{-6}/a$	N.d.	N.d.	N.d.	Événement non crédible	3.1	11.8.3
Projectiles	$< 10^{-6}/a$	N.d.	N.d.	N.d.	Événement non crédible	3.1	11.8.4
Industries avoisinantes	N.d.	N.s.	N.s.	N.s.	Événement non crédible	3.2	11.8.5
Critère d'acceptabilité	$< 1 \times 10^{-6}/a$	Dose $< 2 \times 10^{-2} Sv/a$	$< 1 \times 10^{-3} Sv/a$	Voir le tableau 3-2			

N.a. : non applicable. N.d. : non déterminé. N.s. : non significatif.

A. Calcul des limites opérationnelles dérivées (LOD) estimées

A.1 Généralités

Le concept de limite opérationnelle dérivée (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 l'individu le plus exposé ne dépasse la limite réglementaire de dose annuelle. Les LOD permettent de vérifier que les rejets atmosphériques et les effluents liquides qui sont émis de façon constante ou routinière ne constituent pas un risque pour les membres du public.

Le calcul des LOD est documenté dans un rapport technique séparé [1]. Ce calcul utilise le logiciel Impact [2], développé par Stantec pour les besoins de *Ontario Power Generation*. Il est en partie basé sur la méthodologie de la norme CAN-CSA/288.1-M87 (R 2003) [3]. Le logiciel permet de modéliser la dispersion aquatique et atmosphérique des effluents et de calculer leur impact sur l'environnement.

Les limites opérationnelles dérivées sont définies à partir de l'équation suivante :

$$LOD [Bq/s] = \frac{\text{Limite de dose annuelle [Sv/a]}}{\text{Dose pour rejet unitaire [(Sv/a) / (Bq/s)]}} \quad (\text{A.1})$$

Dans l'équation A.1, la limite de dose est l'une des quantités présentées au Tableau 3-1. Dans le cas d'un radionucléide qui affecte un organe particulier de façon préférentielle, la limite de dose est celle qui est la plus contraignante, c'est-à-dire celle qui conduit à la dose la plus grande possible pour un rejet unitaire.

Pour un mélange de radionucléides émis par plusieurs sources (effluents liquides et rejets atmosphériques), l'équation suivante doit être respectée afin de garantir que l'individu le plus exposé (membre du groupe critique) ne dépasse pas la limite de dose.

$$\sum_{i=\text{radionucléides}} \sum_{j=\text{sources}} \frac{R_{i,j}}{LOD_{i,j}} \leq 1 \quad (\text{A.2})$$

où $R_{i,j}$ est l'activité rejetée pour le radionucléide i et la source j .
 $LOD_{i,j}$ est la LOD pour le radionucléide i et la source j .

A.2 Calcul des LOD estimées

Les calculs ont été effectués pour deux sources de rejets continus, soit le canal de rejet pour les effluents liquides provenant du complexe nucléaire de Gentilly, et les rejets atmosphériques provenant des installations de gestion des déchets radioactifs solides (IGDRS et ASSCI), situées à l'ouest de la centrale de Gentilly-2, sur le site du complexe nucléaire de Gentilly.

A.3 Inventaire disponible pour le combustible irradié

Les grappes de combustible irradié contiennent deux éléments volatils, soit le H-3 et le Kr-85. Une description des propriétés physico-chimiques de ces éléments gazeux est présentée à l'Annexe E. L'inventaire libre contenu dans une grappe de combustible irradié de six ans est comparé à la LOD pour les rejets atmosphériques au Tableau A-1.

Pour le krypton-85 et le tritium, il n'est pas possible d'atteindre la LOD annuelle, même avec l'inventaire d'un module.

Les autres isotopes contenus dans une grappe ne sont pas volatils et demeureront à l'intérieur des pastilles. Pour fins de comparaison, un calcul des LOD pour toutes ces substances, avec l'inventaire total contenu dans une grappe de combustible irradié ayant refroidi pendant 6 ans, est donné au Tableau A-2.

Pour la grande majorité des radio-isotopes, la quantité contenue dans une grappe ne dépasse pas la quantité qui pourrait être rejetée annuellement à l'environnement.

Les deux radionucléides pour lesquels l'inventaire dépasse la LOD sont en caractères gras. Ces isotopes sont des métaux ou sels qui sont fixés à la matrice du combustible. Leurs propriétés sont discutées à l'annexe E.

A.4 Inventaire disponible pour les déchets de retubage

Les déchets de retubage contiennent des substances radioactives dont la demi-vie est courte. Bien que l'activité initiale de ces substances soit élevée, ces radionucléides se transforment rapidement par décroissance radioactive. L'inventaire disponible d'une cavité de stockage des déchets de retubage a été estimé sur la base du pire cas, soit 16 contenants de tubes de force déchetés. L'inventaire moyen a été calculé sur une année, en tenant compte de la décroissance radioactive. Il faut noter que le ⁹⁴Nb a une demi-vie de 20300 ans et que son activité ne change que de façon négligeable pendant le stockage proposé (voir le Tableau A-3).

A.5 Inventaire disponible pour les résines usées

L'activité moyenne dans un contenant de résines usées de 3 m³ est présentée au tableau 9-5. Les émissions fugitives en situation normale pour toutes les ESRU ont été estimées (voir le Tableau A-4). Ces émissions fugitives proviennent des gaz de radiolyse qui doivent être rejetés périodiquement afin d'éviter la pressurisation des cavités de stockage des résines.

Une cavité de stockage des résines usées pourrait fuir. Le tritium et le carbone-14 pourraient alors se retrouver dans l'environnement. Le pire cas correspond aux résines de purification du modérateur qui contiennent la plus grande activité. Une estimation conservatrice des rejets consiste à supposer que tout l'inventaire d'une cavité (soit deux contenants de 3 m³) sera éventuellement rejeté à l'environnement pendant les cinquante ans de vie utile des ESRU (voir le Tableau A-5).

Le risque pour les biotes peut être estimé en calculant la concentration moyenne annuelle dans l'air. Les biotes terrestres qui seraient les plus exposés sont à environ 100 m des ESRU. Le calcul a été effectué en utilisant les données météorologiques du site et les résultats sont présentés au Tableau A-6.

A.6 Inventaire disponible pour les filtres usagés

En cas de défaillance d'un cylindre de stockage des filtres usagés, le tritium et le carbone-14 pourraient se retrouver dans l'environnement. Une estimation pessimiste de ces fuites fugitives consiste à supposer que tout l'inventaire d'un cylindre, soit deux filtres, s'échappe pendant la période de stockage de 50 ans (voir le Tableau A-7).

Le risque pour les biotes terrestres qui pourraient se trouver à 100 m des enceintes de stockage des filtres usagés est estimé à partir de la concentration dans l'air (voir le Tableau A-8). La concentration a été calculée à partir des données météorologiques du site de Gentilly.

Tableau A-1 : Limites opérationnelles dérivées pour une fuite chronique et l'inventaire libre pour les isotopes volatils du combustible irradié de six ans

Isotope	Tritium (H-3)	Kr-85
LOD pour les rejets atmosphériques (Bq/a)		
LOD	$5,9 \times 10^{16}$	$3,6 \times 10^{17}$
Inventaire libre (Bq)		
Crayon (1/37)	$4,1 \times 10^7$	$2,4 \times 10^9$
Grappe	$1,5 \times 10^9$	$8,8 \times 10^{10}$
Panier (×60)	$9,1 \times 10^{10}$	$5,3 \times 10^{12}$
Cylindre (×600)	$9,1 \times 10^{11}$	$5,3 \times 10^{13}$
Module (×12000)	$1,8 \times 10^{13}$	$1,1 \times 10^{15}$

Tableau A-2 : LOD liquides et inventaire total d'une grappe de six ans

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

Tableau A-3 : Inventaire moyen des déchets de retubage de haute activité et LOD estimées pour les rejets liquides à l'IGDRS

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 A-4 : Émissions fugitives estimées en situation normale pour toutes les ESRU prévues à l'IGDRS

Radionucléide	Activité estimée des émissions fugitives en situation normale (Bq/a)	LOD estimées pour les rejets atmosphériques (Bq/a)
³ H	$5,0 \times 10^9$	6×10^{16}
¹⁴ C	$9,3 \times 10^9$	5×10^{14}

Tableau A-5 : Rejets atmosphériques en cas de défaillance d'une cavité de stockage d'une ERSU contenant des résines de purification du modérateur

Radionucléide	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)
³ H	$3,9 \times 10^{12}$	$1,6 \times 10^{11}$	6×10^{16}
¹⁴ C	$1,3 \times 10^{13}$	$5,1 \times 10^{11}$	5×10^{14}

Tableau A-6 : Concentration dans l'air en cas de défaillance d'une cavité de stockage des résines de purification du modérateur

Radionucléide	Concentration dans l'air à 100 m (Bq/m ³)	Seuil de concentration dans l'air sans effet observé pour les biotes terrestres (Bq/m ³)
³ H	0,76	4400
¹⁴ C	2,5	220

Tableau A-7 : Activité et LOD estimées pour les rejets atmosphériques en cas de défaillance d'un cylindre de stockage des filtres usagés

Radionucléide	Activité moyenne d'un filtre (Bq)	Activité estimée des émissions fugitives (Bq/a)	LOD estimées pour les rejets atmosphériques (Bq/a)
³ H	$1,2 \times 10^{11}$	$4,7 \times 10^9$	6×10^{16}
¹⁴ C	$1,8 \times 10^5$	$7,2 \times 10^3$	5×10^{14}

Tableau A-8 : Concentration dans l'air en cas de défaillance d'un cylindre de stockage des filtres usagés

Radionucléide	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	$2,3 \times 10^{-2}$	$4,4 \times 10^4$
¹⁴ C	$3,5 \times 10^{-8}$	$2,2 \times 10^2$

-
- [1] International Safety Research (ISR). 2004. *Calcul des limites opérationnelles dérivées*. Rapport technique G2-RT-00518-30. Rapport réalisé pour Hydro-Québec Production (en préparation).
- [2] Stantec Consulting Ltd. *Impact User Manual* – Environmental Software, version 4.0.
- [3] Canadian Standards Association (CSA). 2003. *Guidelines for Calculating Derived Release Limits for Radioactive Material in Airborne and Liquid Effluents for Normal Operation of Nuclear Facilities*, CAN/CSA-N288.1-M87 (R2003).

B. Calcul des doses découlant de rejets ponctuels

B.1 Impact pour le public d'une défaillance des barrières du combustible irradié

Il existe une grande variation dans les valeurs d'inventaire libre rapportées dans les publications scientifiques. Le Tableau B-1 résume les données disponibles.

Le rapport de Garisto et collaborateurs [1] suggère une fraction de l'inventaire total de 0,40 pour le tritium. Ce chiffre a été avancé parce qu'aucune donnée n'était disponible à ce moment. Les études expérimentales de Goode et Cox [2] suggèrent que la fraction libérée serait de l'ordre de 10^{-5} . Dans le but d'être conservateurs sans toutefois surestimer arbitrairement l'inventaire libre, nous avons utilisé la fraction suggérée dans le rapport de sûreté de Pickering [3] pour le tritium.

La fraction libre de l'inventaire total du krypton-85 suggérée dans le rapport de Garisto [1] est basée sur des mesures expérimentales. Elle a donc été adoptée pour évaluer les rejets accidentels. Le Tableau B-2 présente les quantités impliquées dans les rejets.

Pour le calcul de la dose à la limite de la zone d'exclusion (900 m), on a utilisé le facteur de dilution calculé avec la norme ACNOR CAN-CSA/288.2-M87 [4]. On a supposé une relâche d'une durée de 10 minutes au niveau du sol, un vent de 2 m/s, une stabilité de Pasquill de classe F et une rugosité de 0,4 m pour le sol.

Le calcul de la dose externe pour le krypton-85 est donné par (section 8.2.2, [4]):

$$D_a = \frac{\chi}{Q} \cdot DCF_a \cdot Q \quad (\text{B.1})$$

et la dose par inhalation pour le tritium est donnée par (eq. 9.1, [4]):

$$D_i = \frac{\chi}{Q} \cdot DCF_i \cdot Q \quad (\text{B.2})$$

où

$\chi/Q = 3,3 \times 10^{-4}$ Dilution (s/m^3) à la limite de la zone d'exclusion du site de la centrale de Gentilly-2 (900 m).

$DCF_a = 9,7 \times 10^{-17}$ Facteur de conversion de dose efficace pour l'irradiation externe par le krypton-85, excluant la dose à la peau ($\text{Sv} \cdot \text{Bq}^{-1} \cdot \text{s}^{-1} \cdot \text{m}^3$).

$DCF_i = 1,1 \times 10^{-14}$ Facteur de conversion de dose efficace pour l'inhalation, pour le tritium ($\text{Sv} \cdot \text{Bq}^{-1} \cdot \text{s}^{-1} \cdot \text{m}^3$).

Q Quantité rejetée (voir le Tableau B-2) (Bq).

Les résultats sont présentés au Tableau B-3.

Il faut noter que la dose à la peau par irradiation bêta est plus restrictive que la dose à l'organisme entier pour le krypton-85. Le facteur de conversion de dose équivalente à la peau est 140 fois plus élevé que celui de la dose efficace ($DCF_a = 1,3 \times 10^{-14} \text{ Sv} \cdot \text{Bq}^{-1} \cdot \text{s}^{-1} \cdot \text{m}^3$). Par contre, la limite de dose à la peau (voir Tableau 3-4) est 50 fois plus élevée que la limite de dose efficace.

B.2 Impact pour les travailleurs d'une défaillance du combustible irradié

On suppose qu'à la suite de la chute accidentelle d'un panier dans la piscine, l'inventaire libre de krypton-85 de toutes les 60 grappes serait libéré.

La concentration initiale de krypton-85 dans l'air de la salle est donnée par :

$$C_0 = \frac{Q}{V} \quad (\text{B.3})$$

où Q Activité du krypton-85 relâché dans la salle.
 V Volume de la salle.

En supposant que l'air de la salle est remplacé avec un débit R , le taux de remplacement de l'air est donné par

$$\alpha = \frac{R}{V} \quad (\text{B.4})$$

La concentration de krypton-85 en fonction du temps est donc donnée par :

$$\frac{dC}{dt} = -\alpha C \quad (\text{B.5})$$

Avec comme condition initiale $C(0) = C_0$, l'équation a pour solution :

$$C(t) = C_0 e^{-\alpha t} \quad (\text{B.6})$$

La concentration intégrée pour un temps de résidence infini est donnée par :

$$L = \frac{C_0}{\alpha} \quad (\text{B.7})$$

En utilisant les définitions des équations (B.3) et (B.4), on obtient :

$$L = \frac{Q}{V} \times \frac{V}{R} = \frac{Q}{R} \quad (\text{B.8})$$

La dose est donnée par :

$$D = L \times DCF_a = \frac{Q}{R} \times DCF_a \quad (\text{B.9})$$

Où $Q = 5,28 \times 10^{12}$ Inventaire libre de krypton-85 pour un panier (Bq)
 $R = 8,6$ Débit de la ventilation (m^3/s)
 $DCF_a = 9,7 \times 10^{-17}$ Facteur de conversion de dose efficace pour l'irradiation externe par le krypton-85 ($\text{Sv} \cdot \text{Bq}^{-1} \cdot \text{s}^{-1} \cdot \text{m}^3$)

On obtient une dose $D = 6,0 \times 10^{-5}$ Sv.

B.3 Impact pour le public d'un déversement d'eau lourde

Cette section présente le calcul de la dose à un membre du public à la suite du déversement d'un baril d'eau lourde lors des opérations de réfection de la centrale.

Normalement, lors d'un déversement dans le bâtiment du réacteur, l'eau lourde est récupérée par les systèmes de la centrale. Par conservatisme, on suppose que l'équivalent d'un baril de 200 L aboutit dans les effluents liquides de la centrale.

Le radionucléide le plus important présent dans l'eau lourde est le tritium et c'est dans le modérateur que sa concentration est la plus élevée.

Pour le calcul, on suppose que la concentration du H-3 dans le modérateur a atteint la valeur à l'équilibre de 3,5 TBq/kg. L'activité H-3 déversée est donc de :

$$A = 3,5 \times 10^{12} [\text{Bq}/\text{kg}] \times 1,062 [\text{kg}/\text{L}] \times 200 [\text{L}] = 7,4 \times 10^{14} [\text{Bq}] \quad (\text{B.10})$$

On suppose que le rejet liquide au canal de rejet est étalé sur deux heures. La concentration du H-3 dans le canal de rejet est donc :

$$C_{canal} = \frac{A}{R \times t \times 3600} \quad (B.11)$$

A	$7,4 \times 10^{14}$	Activité du H-3 rejeté (Bq)
R	25000	Débit à travers le canal de rejet (L/s)
t	2	Durée du rejet (h)
	3600	Conversion (s/h)
C_{canal}	$4,13 \times 10^6$	Concentration du H-3 dans l'eau du canal de rejet (Bq/L)

On suppose que l'individu le plus exposé est un travailleur de la centrale de Bécancour qui consomme 2 L d'eau potable provenant du canal de rejet pendant le déversement. La dose à cet individu critique est donnée par :

$$D = V \times C_{canal} \times d \times DCF \quad (B.12)$$

V	2	Consommation d'eau pendant le rejet (L)
d	0,01	Facteur de dilution de l'eau potable par rapport à l'eau du canal de rejet
DCF	$1,8 \times 10^{-11}$	Facteur de conversion de la dose efficace pour l'ingestion de H-3 (Sv/Bq)
D	$1,5 \times 10^{-6}$	Dose à l'individu critique (Sv)

B.4 Impact pour le public de la défaillance d'un contenant de résines

Pendant les opérations de manutention et de transfert des résines, on postule un incident conduisant à un déversement de résines usées. La probabilité d'un tel événement est extrêmement faible. Les résines pourraient être récupérées, mais on estime qu'environ 1 % de l'activité totale du contenant de 3 m³ se retrouverait dans les eaux de lavage.

Si le déversement survenait dans le bâtiment des services de la centrale nucléaire de Gentilly-2, les eaux de lavage seraient récupérées dans un des réservoirs pour les effluents liquides (7921-TK1 et TK2). Après vérification, le contenu de ces réservoirs serait éventuellement acheminé au canal de rejet.

Si le déversement survenait à l'IGDRS, les eaux de lavage s'écouleraient vers la station de contrôle et d'échantillonnage des eaux de pluies. L'eau qui y est collectée est aussi déversée dans le canal de rejet.

Aux fins du calcul, on suppose que l'eau contaminée est déversée dans le canal de rejet sur une période de deux heures. La concentration des effluents liquides dans le canal de rejet est donnée par l'équation suivante :

$$C_{canal} = \frac{0,01 \times A}{R \times t \times 3600} \quad (B.13)$$

C_{canal}		Concentration du radionucléide (Bq/L) dans l'eau du canal de rejets
A		Activité totale (Bq) du radionucléide dans les résines du contenant de 3 m ³
R	25000	Débit à travers le canal de rejet (L/s)
	0,01	Facteur 1 % de l'activité dans les eaux de lavage
t	2	Durée du rejet (h)
	3600	Conversion (s/h)

Pour le calcul de la dose à l'individu le plus exposé, on suppose que ce dernier est un travailleur de la centrale de Bécancour qui boit l'eau provenant du canal de rejet du complexe nucléaire de Gentilly. L'individu consomme deux litres d'eau au moment où le rejet a lieu.

La dose à cet individu critique est donnée par l'équation suivante :

$$D = V \times C_{canal} \times d \times DCF \quad (B.14)$$

D		Dose à l'individu critique (Sv)
$V = 2$		Consommation d'eau pendant le rejet (L)
$d = 0,01$		Facteur de dilution de l'eau par rapport à l'eau du canal de rejet
DCF		Facteur de conversion de la dose efficace pour l'ingestion du radionucléide (Sv/Bq)

L'activité du contenant de résines de 3 m³ est tirée du tableau 9-5. Les facteurs de conversion de dose pour l'ingestion proviennent de la CIPR-68 [5] et de la CIPR-72 [6]. La dose à l'individu critique obtenue en additionnant le résultat obtenu pour chaque radionucléide est présentée dans le Tableau B-4.

B.5 Impact sur le public et les biotes de la combustion de déchets radioactifs

Un incendie impliquant le camion de transfert pourrait entraîner la combustion d'un ballot de déchets compactables, non compactables ou d'un filtre usagé. Le panache de fumée entraînerait alors la dispersion de la contamination dans l'atmosphère. Le calcul a pour but d'évaluer la dose qui serait reçue par l'individu le plus exposé par le panache.

L'activité contenue dans les déchets compactables et non compactables est tirée du Tableau 9-7. On suppose que le camion transporte un ballot de 0,45 m³.

La méthode de calcul est conforme aux recommandations de la norme ACNOR 288.2 [4]. Les facteurs de dispersion qui ont été utilisés correspondent à une longueur de rugosité de 0,4 m pour à une zone rurale mixte. Le facteur de déposition correspond à une surface couverte d'herbe. L'individu affecté est un adulte qui demeure exposé au panache et aux dépôts au sol pendant 7 jours. Les facteurs de conversion de dose proviennent de la CIPR-68 [5] et de la CIPR-72 [6].

On suppose que l'incendie, alimenté par le réservoir de carburant du camion, dure 30 minutes. La quantité de chaleur dégagée est donc :

$$Q = \frac{V \times \rho \times E}{t} \quad (\text{B.15})$$

où	$V = 200 \text{ L}$	Volume du combustible dans le camion
	$\rho = 0,9 \text{ kg/L}$	Densité du combustible
	$E = 40 \text{ MJ/kg}$	Chaleur spécifique du combustible
	$t = 1800 \text{ s}$	Durée de l'incendie

On obtient $Q = 4 \text{ MW}$. Le modèle de la norme ACNOR 288.2-M87 [4] calcule la hauteur atteinte par le panache en tenant compte de la chaleur, de la vitesse du vent, de la classe de stabilité et de la hauteur de mélange. Le calcul démontre qu'une chaleur de 4 MW n'est pas suffisante pour soulever le panache. Celui-ci demeure donc au niveau du sol, ce qui est en fait le pire cas puisque la dose est ainsi maximisée. On a utilisé les pires conditions de dispersion qui sont associées à la classe de stabilité F et un vent de 2 m/s. La dose en fonction de la distance est donnée au Tableau B-6.

Une relâche de 30 minutes laisserait peu de dépôts de tritium et de carbone-14 sur le sol. Ils seraient de plus rapidement lessivés par des précipitations. Par contre, un nuage contenant du cobalt-60 laisserait des dépôts au sol qui exposeraient les biotes par voie externe. Le Tableau B-7 présente la concentration de cobalt-60 au sol ainsi que la dose annuelle aux biotes terrestres en fonction de la distance.

B.6 Impact pour le public de la chute d'un filtre usagé

Cet événement suppose la chute d'un filtre usagé à l'IGDRS. L'activité des aérosols libérés par cette chute est estimée à partir des mesures effectuées à la suite de l'événement du 3 mars 1999 [7]. L'activité libérée par la chute est présentée au Tableau B-8.

La décontamination de la surface de l'IGDRS entraînera l'écoulement des eaux de lavage vers la station de contrôle et d'échantillonnage des eaux de ruissellement. L'eau qui y est collectée est ensuite déversée dans le canal de rejet.

Les hypothèses de calcul à l'individu critique sont les mêmes que celles utilisées dans le calcul de la section B.4. La dose à l'individu critique qui consommerait 2 litres d'eau au moment du rejet est présentée au Tableau B-9.

Tableau B-1 : Fraction libre de l'inventaire total d'une grappe pour un bris de gaine en conditions sèches

Isotope	Garisto et al.	Stroes-Gascoyne et al.	Pickering S.R. [3]	Goode et Cox
^{85}Kr	0,08	0,10 - 0,12	$0,0218 = 0,0095 + 0,1 \times 0,123$	n.d.
^{14}C	0,25	n.d.	0	n.d.
^3H	0,40	n.d.	$0,0218 = 0,0095 + 0,1 \times 0,123$	1×10^{-5}
^{129}I	0,08	n.d.	0	n.d.

n.d. non disponible

Tableau B-2 : Rejets accidentels en cas du bris d'une grappe

Quantité	Tritium	Krypton-85
Inventaire libre (Fraction utilisée)	0,0218	0,08
Inventaire total (Bq)	$6,96 \times 10^{10}$	$1,10 \times 10^{12}$
Q = Quantité rejetée (Bq)	$1,52 \times 10^9$	$8,80 \times 10^{10}$

Tableau B-3 : Dose efficace (Sv) à la limite de la zone d'exclusion pour une relâche instantanée de l'inventaire libre

Unité de stockage	Dose (Sv)		
	Tritium	Kr-85	Total
Crayon	$1,5 \times 10^{-10}$	$7,7 \times 10^{-11}$	$2,3 \times 10^{-10}$
Grappe	$5,5 \times 10^{-9}$	$2,8 \times 10^{-9}$	$8,4 \times 10^{-9}$
Panier	$3,3 \times 10^{-7}$	$1,7 \times 10^{-7}$	$5,0 \times 10^{-7}$
Silo	$3,0 \times 10^{-6}$	$1,5 \times 10^{-6}$	$4,5 \times 10^{-6}$
Module	$6,6 \times 10^{-5}$	$3,4 \times 10^{-5}$	$1,0 \times 10^{-4}$
Limite de dose	1×10^{-3} Sv/a		

Tableau B-4 : Dose à l'individu critique pour la défaillance d'un contenant de résines

Type de résine	Dose efficace (Sv)
Résines anioniques fortes de décontamination	$6,09 \times 10^{-9}$
Résines cationiques fortes de décontamination	$1,23 \times 10^{-9}$
Résines de purification du modérateur	$1,62 \times 10^{-8}$
Résines de purification du caloporteur	$6,16 \times 10^{-9}$

Tableau B-5 : Activité par unité de volume dans les déchets

Radionucléide	Activité (Bq/m ³)		
	Déchets de réfection compactables	Déchets d'exploitation compactables	Déchets non compactables
Tritium	$1,68 \times 10^{12}$	$1,68 \times 10^{12}$	$1,68 \times 10^{12}$
Carbone-14	$2,52 \times 10^6$	$2,52 \times 10^6$	$2,52 \times 10^6$
Cobalt-60 et autres	$3,69 \times 10^9$	$1,52 \times 10^9$	$2,52 \times 10^6$

Tableau B-6 : Dose pour l'exposition à la fumée d'un incendie des déchets radioactifs

Distance (km)	Dose (Sv)		
	Déchets de réfection compactables	Déchets d'exploitation compactables	Déchets non compactables
0,1	$9,5 \times 10^{-4}$	$4,2 \times 10^{-4}$	$4,1 \times 10^{-5}$
0,2	$3,1 \times 10^{-4}$	$1,3 \times 10^{-5}$	$1,3 \times 10^{-5}$
0,3	$1,6 \times 10^{-4}$	$6,8 \times 10^{-5}$	$6,7 \times 10^{-6}$
0,4	$9,7 \times 10^{-5}$	$4,2 \times 10^{-5}$	$4,1 \times 10^{-6}$
0,5	$6,7 \times 10^{-5}$	$2,9 \times 10^{-5}$	$2,9 \times 10^{-6}$
0,6	$5,0 \times 10^{-5}$	$2,2 \times 10^{-5}$	$2,1 \times 10^{-6}$
0,7	$3,9 \times 10^{-5}$	$1,7 \times 10^{-5}$	$1,7 \times 10^{-6}$
0,8	$3,1 \times 10^{-5}$	$1,4 \times 10^{-5}$	$1,3 \times 10^{-6}$
0,9	$2,6 \times 10^{-5}$	$1,1 \times 10^{-5}$	$1,1 \times 10^{-6}$
1,0	$2,2 \times 10^{-5}$	$9,5 \times 10^{-6}$	$9,3 \times 10^{-7}$

Tableau B-7 : Contamination résiduelle au sol suite à l'incendie d'un ballot de déchets compactables de réfection

Distance (km)	Contamination Co-60 (Bq/m ²)	Débit de dose pour les biotes (Gy/a)
0,1	$5,5 \times 10^5$	$4,0 \times 10^{-2}$
0,2	$1,8 \times 10^5$	$1,3 \times 10^{-2}$
0,3	$9,0 \times 10^4$	$6,5 \times 10^{-3}$
0,4	$5,5 \times 10^4$	$4,0 \times 10^{-3}$
0,5	$3,8 \times 10^4$	$2,8 \times 10^{-3}$
0,6	$2,9 \times 10^4$	$2,1 \times 10^{-3}$
0,7	$2,2 \times 10^4$	$1,6 \times 10^{-3}$
0,8	$1,8 \times 10^4$	$1,3 \times 10^{-3}$
0,9	$1,5 \times 10^4$	$1,1 \times 10^{-3}$
1,0	$1,2 \times 10^4$	$9,0 \times 10^{-4}$

Tableau B-8 : Activité libérée par la chute d'un filtre usagé

Radionucléide	Activité libérée (Bq)
Nb-95	$1,20 \times 10^8$
Zr-95	$6,00 \times 10^7$
Sb-124	$1,06 \times 10^8$
Co-60	$5,70 \times 10^6$
Mn-54	$9,00 \times 10^5$
Hf-181	$2,40 \times 10^5$
Total	$2,93 \times 10^8$

Tableau B-9 : Impact de la chute d'un filtre usagé pour les effluents liquides

Radionucléide	Dose à l'individu critique (Sv)	Concentration dans le canal de rejet (Bq/L)
Nb-95	$7,7 \times 10^{-12}$	$6,7 \times 10^{-1}$
Zr-95	$6,3 \times 10^{-12}$	$3,3 \times 10^{-1}$
Sb-124	$2,9 \times 10^{-11}$	$5,9 \times 10^{-1}$
Co-60	$2,2 \times 10^{-12}$	$3,2 \times 10^{-2}$
Mn-54	$7,1 \times 10^{-14}$	$5,0 \times 10^{-3}$
Hf-181	$2,9 \times 10^{-14}$	$1,3 \times 10^{-3}$
Total	$4,6 \times 10^{-11}$	n.a.

n.a. non applicable

- [1] Garisto N.C., E.R. Vance, S. Stroes-Gascoyne, L.H. Johnson. February 1989. *Instant-release fractions for the assessment of used nuclear fuel disposal*. AECL-9892.
- [2] Goode J.H. et C.M. Cox. June 1970. *The distribution of Fission product Tritium in a Zircaloy-clad UO₂ blanket rod from PWR-1*. Report ORNL-TM-2994, Oak Ridge National Laboratory.
- [3] Ontario Hydro. November 1991. *Pickering Used Fuel Dry Storage Facility, Safety Assessment*. Report No. 91158. Revision 0.
- [4] Canadian Standards Association (CSA). *Guidelines for Calculating Radiation Doses to the Public from a Release of Airborne Radioactive Material under Hypothetical Accident Conditions in Nuclear Reactors*. CAN/CSA-N288.2-M91. 31 p.
- [5] Commission internationale de protection radiologique (CIPR) 1996. *Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers*. ICRP Publication 68. Annals of the ICRP 24(4). Elsevier Science Ltd., Oxford.
- [6] Commission internationale de protection radiologique (CIPR). *Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides*. Publication 72. Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients, Edited by ICRP, 0-08-042737-5.
- [7] Hydro-Québec. Octobre 1999. *Description des interventions suite à l'incident du 3 mars 1999 et analyse sommaire des impacts de la présence de contaminants radioactifs résiduels dans l'environnement de l'ASDR*. G2-RTI-99-62, 29 octobre 1999.

C. Calculs d'irradiation externe

Dans le cas d'un incident entraînant une perte de blindage, la conséquence serait d'exposer les travailleurs affectés au transfert des déchets. Il est donc nécessaire de calculer le débit de dose externe en fonction de la distance du contenant.

Pour les déchets de retubage de haute activité, le pire cas consiste à utiliser l'activité du début des opérations de transfert, soit 134 jours après la mise à l'arrêt du réacteur. À partir de l'activité totale dans un contenant et de ses dimensions, un calcul du débit de dose en fonction de la distance a été effectué en utilisant le logiciel Microshield 5.04 [1]. Les résultats sont présentés au Tableau C-1. Il faut noter que ces débits de dose diminueront rapidement en fonction du temps. Initialement, les radionucléides qui contribuent le plus au débit de dose sont le Nb-95 (demi-vie de 35 jours), Zr-95 (demi-vie de 64 jours) et Co-60 (demi-vie de 5,3 ans).

Pour le combustible irradié, le débit de dose le plus élevé correspond à un séjour de six ans dans la piscine. Les débits de doses obtenus avec le logiciel MCNP [2] sont présentés au Tableau C-2.

Dans le cas des résines usées, il en existe quatre types, soit :

- les résines de purification du caloporteur;
- les résines de purification du modérateur;
- les résines cationiques fortes de décontamination;
- les résines anioniques fortes.

Les résines de purification du caloporteur ont une activité plus faible que celles du modérateur et elles ne constituent pas un cas limite. Pour les autres résines, le débit de dose est estimé à proximité d'un contenant de 3 m³ (voir le Tableau C-3).

Ces débits de dose sont comparables à ceux calculés par ÉACL dans une étude récente [3].

Tableau C-1 : Calcul des débits de dose pour les contenants à déchets de retubage

Paramètre (par contenant)	Tubes de force		Tubes de cuve		Pièces insérées	
Hauteur (cm)	63,5 [4]		63,5		63,5	
Diamètre (cm)	61 [4]		61		61	
Masse (g) [5]	$3,24 \times 10^5$		$2,47 \times 10^5$		$3,73 \times 10^4$	
Activité (Bq) [6]	Fe-59	$7,13 \times 10^{11}$	Co-60	$3,74 \times 10^{12}$	Fe-59	$1,80 \times 10^{11}$
	Co-60	$2,75 \times 10^{12}$	Zr-95	$5,84 \times 10^{14}$	Co-60	$1,10 \times 10^{13}$
	Zr-95	$7,48 \times 10^{14}$	Nb-94	$4,08 \times 10^8$		
	Nb-94	$3,50 \times 10^{12}$	Nb-95	$1,07 \times 10^{15}$		
	Nb-95	$1,95 \times 10^{15}$	Ag-108m	$1,32 \times 10^{10}$		
	Ag-108m	$4,79 \times 10^{11}$	In-113m	$1,40 \times 10^{13}$		
Distance (m)	Débit de dose (Sv/h)					
0	$1,1 \times 10^3$		$8,3 \times 10^2$		$3,2 \times 10^1$	
1	$6,0 \times 10^1$		$4,6 \times 10^1$		1,7	
2	$1,9 \times 10^1$		$1,4 \times 10^1$		$5,5 \times 10^{-1}$	
5	3,4		2,6		$1,0 \times 10^{-1}$	
10	$8,7 \times 10^{-1}$		$6,7 \times 10^{-1}$		$2,7 \times 10^{-2}$	
100	$6,2 \times 10^{-3}$		$4,8 \times 10^{-3}$		$2,2 \times 10^{-4}$	

Tableau C-2 : Calcul des débits de dose pour le panier de combustible irradié de six ans

Paramètre (par contenant)	Panier de combustible
Hauteur (cm)	56
Diamètre (cm)	107
Masse (kg)	1797
Distance (m)	Débits de dose (Sv/h)
1	2,5
20	0,012
100	$3,4 \times 10^{-4}$

Tableau C-3 : Calcul des débits de dose pour les contenants de résines usées

Paramètre (par contenant)	Purification du modérateur		Cationiques fortes de décontamination		Anioniques fortes de décontamination	
Hauteur (cm)	167,6 [7]		167,6		167,6	
Diamètre (cm)	137,2 [7]		137,2		137,2	
Masse (g)	$2,48 \times 10^6$		$2,48 \times 10^6$		$2,48 \times 10^6$	
Activité (Bq) [8]	Mn-54	$1,09 \times 10^{10}$	Mn-54	$8,56 \times 10^9$	Sb-124	$2,19 \times 10^{12}$
	Co-58	$4,35 \times 10^9$	Fe-59	$8,56 \times 10^9$		
	Co-60	$1,61 \times 10^{12}$	Co-60	$2,74 \times 10^{11}$		
	Zr-95	$3,37 \times 10^{10}$	Ru-103	$8,56 \times 10^9$		
	Nb-95	$4,16 \times 10^{10}$	La-140	$8,56 \times 10^9$		
Distance (m)	Débit de dose (Sv/h)					
0	$2,3 \times 10^{-1}$		$4,0 \times 10^{-2}$		$2,4 \times 10^{-1}$	
1	$4,6 \times 10^{-2}$		$8,1 \times 10^{-3}$		$4,6 \times 10^{-2}$	
2	$1,8 \times 10^{-2}$		$3,2 \times 10^{-3}$		$1,8 \times 10^{-2}$	
5	$3,8 \times 10^{-3}$		$6,7 \times 10^{-4}$		$3,8 \times 10^{-3}$	
10	$1,0 \times 10^{-3}$		$1,8 \times 10^{-4}$		$1,0 \times 10^{-3}$	
100	$7,9 \times 10^{-6}$		$1,4 \times 10^{-6}$		$7,8 \times 10^{-6}$	

-
- [1] Grove Engineering Inc. 1999. *MicroShield* version 5.04. User's Manual.
- [2] Los Alamos National Laboratory. April 1997. *MCNP 4b, Monte Carlo N-Particle Transport Code System*. Transport Methods Group, New Mexico. CCC-660.
- [3] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL). Juin 2003. *Assessment of Strategies for Storage of Gentilly-2 Decontamination Resins*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-79140-TD-002. Revision D1. P. 5-8, Tableau 5-4. 49 p.
- [4] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL). Juin 2003. *Design Concept Decision, Retube Canisters and Waste Storage Vaults - IGDRS*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-26300-DCD-003. Revision D1. Page 2-1. 24 p.
- [5] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL). Juin 2003. *Gentilly-2 Waste Characterization Report*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-79100-ASD-005. Revision D1. Page 4-2. 75 p.
- [6] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL). Juin 2003. *Gentilly-2 Waste Characterization Report*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-79100-ASD-005. Revision D1. P. 3-12. 75 p.
- [7] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL). Décembre 2003. *Assessment of Strategies for Storage of Gentilly-2 Operational Resin Waste*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-79140-TD-001. Revision 0. Page G-1. 108 p.
- [8] Énergie Atomique du Canada ltée (ÉACL). Juin 2003. *Gentilly-2 Waste Characterization Report*. Gentilly-2 Refurbishment. 66RF-79100-ASD-005. Revision D1. P. A-18, Tableau 17. 75 p.

D. Critères pour la protection des biotes

Des critères de dose absorbée assurent la protection des biotes face à un risque radiologique. Ces critères furent présentés au chapitre 3. Afin de simplifier l'analyse des résultats des mesures sur le terrain et des modélisations, il est préférable de convertir ces critères de dose en seuils de concentration sans effets.

En utilisant des hypothèses de calcul qui maximisent l'impact potentiel, il est possible d'établir des seuils génériques de concentration sans effet. Ces seuils permettent de vérifier si les concentrations mesurées ou calculées peuvent affecter les biotes dans un contexte donné.

On peut obtenir les seuils de concentration sans effet à l'aide de l'une des équations suivantes :

$$C [\text{Bq/kg}] = \frac{\text{Limite de dose [Gy/a]}}{\sum (DCF_{\text{biote}} [\text{Gy/a} / \text{Bq/kg}] \times RBE) \times FC} \quad (\text{D.1})$$

$$C [\text{Bq/L}] = \frac{\text{Limite de dose [Gy/a]}}{\sum (DCF_{\text{eau}} [\text{Gy/a} / \text{Bq/L}] \times RBE) \times FC} \quad (\text{D.2})$$

$$C [\text{Bq/m}^3] = \frac{\text{Limite de dose [Gy/a]}}{\sum (DCF_{\text{air}} [\text{Gy/a} / \text{Bq/m}^3] \times RBE) \times FC} \quad (\text{D.3})$$

La limite de dose qui est utilisée dans ces équations est la plus restrictive. Pour le milieu terrestre, il s'agit de celle des plantes et des animaux, soit 1 Gy/a. Pour le milieu aquatique, on utilise celle pour les poissons, soit 0,2 Gy/a [1].

Le facteur de conversion de dose (DCF) doit être celui qui est le plus grand afin d'obtenir le seuil de concentration le plus faible possible. La sommation tient compte des différents types de particules émises lors d'une désintégration d'un radionucléide donné.

Le facteur RBE représente l'efficacité biologique du rayonnement émis par le radionucléide pour les effets déterministes. Pour le rayonnement alpha, le facteur utilisé est 40. Pour les bêta, on a retenu un $RBE = 3$; alors que pour les gamma, $RBE = 1$ [1]. Le facteur FC est un facteur de correction pour la forme chimique du radionucléide. Certaines espèces chimiques ont un temps de résidence, ou une bioaccumulation plus élevée que d'autres.

Dans le cas du milieu aquatique, le facteur de conversion de dose le plus restrictif est celui pour l'incorporation dans le biote. En supposant un facteur de bioaccumulation

pour le transfert de l'eau au biote B [L/kg], on obtient le facteur de conversion de dose pour l'immersion dans l'eau :

$$DCF_{eau} [\text{Gy/a} / \text{Bq/L}] = DCF_{biote} [\text{Gy/a} / \text{Bq/kg}] \times B [\text{L/kg}] \quad (\text{D.4})$$

Il faut noter que pour le tritium, le carbone-14 et le chlore-36 ; le facteur B est unitaire [L/kg] et on utilise l'hypothèse que l'activité spécifique [Bq / kg] est constante dans tous les compartiments environnementaux [2, 3]. Cette approche suppose que les processus biologiques ne génèrent pas de fractionnement isotopique.

Pour les facteurs de conversion de dose dans l'air, l'inhalation est le plus souvent la voie d'exposition la plus importante. Dans le cas du tritium, on suppose que le biote atteindra une concentration équivalente à celle de la vapeur d'eau contenue dans l'air.

Tel que le montre la Figure D-1, le point de saturation de la vapeur d'eau dans l'air est fonction de la température.

En supposant une température moyenne sur l'année de 10 °C, on obtient un point de saturation de 7,6 g/m³ d'air [4]. Avec une humidité relative moyenne de 50 %, on obtient une quantité de vapeur d'eau de 3,8 g/m³. Cette valeur est conservatrice par rapport à la valeur de 6,0 g/m³ recommandée par l'AIEA [2].

Le facteur de conversion de dose pour l'air peut donc être obtenu à partir de celui pour les biotes en utilisant l'équation :

$$DCF_{air} [\text{Gy/a} / \text{Bq/m}^3] = DCF_{biote} [\text{Gy/a} / \text{Bq/kg}] \times 1000 [\text{g/kg}] / 3,8 [\text{g/m}^3] \quad (\text{D.5})$$

Dans le cas du carbone-14, on suppose que l'activité spécifique dans le carbone du CO₂ sera la même dans les êtres vivants.

L'air sec contient approximativement 78 % N₂, 21 % O₂, 0,9 % Ar et 0,0314 % de CO₂ [5].

Le nombre de moles de CO₂ dans un mètre cube d'air est donc :

$$N_{CO_2} = 3,14 \times 10^{-4} \times 1000 [\text{L} / \text{m}^3] / 22,4 [\text{L} / \text{mole}] = 0,014 [\text{mole} / \text{m}^3] \quad (\text{D.6})$$

et la masse de carbone dans un mètre cube d'air est

$$M_{CO_2} = 0,014 [\text{mole} / \text{m}^3] \times 12 [\text{g} / \text{mole}] = 0,168 [\text{g} / \text{m}^3] \quad (\text{D.7})$$

On suppose que les biotes contiennent environ 20 % de la masse en carbone par rapport à la masse humide. Dans le cas de la végétation, c'est environ 45 % de la masse sèche et 22 % de la masse humide [6]. Pour les animaux, il s'agit de 38 % de la masse sèche et de 18 % de la masse humide [7].

Le facteur de conversion de dose pour l'air est obtenu en supposant que l'activité spécifique (Bq/kg de carbone) atteint l'équilibre dans tous les compartiments environnementaux.

$$DCF_{air} [\text{Gy/a} / \text{Bq/m}^3] = DCF_{biote} [\text{Gy/a} / \text{Bq/kg}] \times 0,20 [\text{kg}_{\text{carbone}} / \text{kg}_{\text{humide}}] \times 1000 [\text{g} / \text{kg}] / 0,168 [\text{g}_{\text{carbone}} / \text{m}^3] \quad (\text{D.8})$$

Pour le chlore, la concentration du chlore ionique dans l'eau douce est de 8×10^{-3} g/kg alors que dans les tissus biologiques elle est d'environ 1,2 g/kg [8]. Le facteur de conversion de dose est donc obtenu en supposant que l'activité spécifique est constante dans tous les compartiments environnementaux.

$$DCF_{eau} [\text{Gy/a} / \text{Bq/L}] = DCF_{biote} [\text{Gy/a} / \text{Bq/kg}] \times 1,2 [\text{g}_{\text{chlore}} / \text{kg}_{\text{biote}}] \times 1000 [\text{L} / \text{kg}_{\text{eau}}] / 8 \times 10^{-3} [\text{g}_{\text{chlore}} / \text{kg}_{\text{eau}}] \quad (\text{D.9})$$

Pour les gaz rares (Kr-85), le facteur de conversion de dose pour l'air est utilisé directement, puisque ces substances ne sont pas incorporées.

Pour les autres substances, les seuils de concentration sans effets furent dérivés pour l'eau en supposant que le facteur de bioconcentration de l'eau douce au biote recommandé par l'AIEA [2]. Les seuils de concentration sans effets pour l'air ne furent pas dérivés pour les autres substances parce que l'approche utilisant l'activité spécifique n'est pas utilisable.

Le résultat est présenté au Tableau D-4. Ces seuils génériques de concentrations sans effet peuvent être comparées aux mesures expérimentales ou aux activités massiques calculées par des modèles théoriques lorsque les rejets sont étalés uniformément sur plusieurs années. Lorsque la concentration dans le biote est mesurée directement, on peut la comparer aux seuils de concentration sans effets.

Tableau D-1 : Paramètres utilisés pour le calcul des seuils de concentration sans effets

Paramètre	Valeur	Unités	Référence
Limite de dose pour les biotes terrestres	1	Gy/a	1
Limite de dose pour les biotes aquatiques	0,2	Gy/a	1
RBE (bêta)	3	-	1
RBE (alpha)	40	-	1
RBE (gamma)	1	-	1
FC (HTO)	1	-	9, 10
FC (Tritium organique)	2,33	-	9, 10
FC (CO ₂)	1	-	9, 10

Tableau D-2 : Facteurs de conversion de dose et de bioaccumulation par masse de biote humide

Radionucléide	$DCF_{\text{incorporation}}$ (Gy/a / Bq/kg(h)) [11]			Facteur de bioaccumulation B (L/kg) [2]
	Bêta	Gamma	Alpha	
^3H (HTO)	$2,88 \times 10^{-8}$	0,00	0,00	1,0
^{14}C (CO ₂)	$2,50 \times 10^{-7}$	0,00	0,00	1,0
^{36}Cl	$1,25 \times 10^{-6}$	0,00	0,00	1,0
^{54}Mn	$2,19 \times 10^{-8}$	$4,23 \times 10^{-6}$	0,00	400
^{55}Fe	$2,12 \times 10^{-8}$	$8,59 \times 10^{-9}$	0,00	200
^{59}Fe	$5,93 \times 10^{-7}$	$6,01 \times 10^{-6}$	0,00	200
^{58}Co	$1,92 \times 10^{-8}$	$4,93 \times 10^{-6}$	0,00	300
^{60}Co	$4,89 \times 10^{-7}$	$1,27 \times 10^{-5}$	0,00	300
^{63}Ni	$8,81 \times 10^{-8}$	0,00	0,00	100
^{90}Sr	$9,91 \times 10^{-7}$	0,00	0,00	75
$^{93\text{m}}\text{Nb}$	$1,43 \times 10^{-7}$	$9,55 \times 10^{-9}$	0,00	300
^{94}Nb	0,00	$8,80 \times 10^{-6}$ [12]	0,00	300
^{95}Nb	$2,25 \times 10^{-7}$	$3,86 \times 10^{-6}$	0,00	300
^{93}Zr	$9,92 \times 10^{-6}$ [12]	0,00	0,00	300
^{95}Zr	$6,07 \times 10^{-7}$	$3,71 \times 10^{-6}$	0,00	300
^{99}Tc	$4,32 \times 10^{-7}$	0,00	0,00	20
^{103}Ru	$5,42 \times 10^{-7}$	$2,47 \times 10^{-6}$	0,00	10
^{106}Ru	$5,10 \times 10^{-8}$	0,00	0,00	10
^{124}Sb	$1,98 \times 10^{-6}$	$9,32 \times 10^{-6}$	0,00	100
^{129}I	$2,79 \times 10^{-7}$	$1,25 \times 10^{-7}$	0,00	40
^{134}Cs	$8,27 \times 10^{-7}$	$7,86 \times 10^{-6}$	0,00	10 000
^{137}Cs	$1,24 \times 10^{-6}$	$2,85 \times 10^{-6}$	0,00	10 000
^{140}La	$2,73 \times 10^{-6}$	$1,17 \times 10^{-5}$	0,00	1 (par défaut)
^{238}U	0,00	$2,63 \times 10^{-10}$	$2,12 \times 10^{-5}$	10
^{238}Pu	$8,56 \times 10^{-8}$	$9,03 \times 10^{-9}$	$2,77 \times 10^{-5}$	30
^{239}Pu	0,00	$5,00 \times 10^{-9}$	$2,60 \times 10^{-5}$	30
^{240}Pu	$4,85 \times 10^{-8}$	$8,50 \times 10^{-9}$	$2,61 \times 10^{-5}$	30
^{241}Pu	$2,93 \times 10^{-8}$	0,00	0,00	30
^{241}Am	0,00	$1,43 \times 10^{-7}$	$2,76 \times 10^{-5}$	30
^{242}Cm	$3,74 \times 10^{-8}$	$9,82 \times 10^{-9}$	$3,06 \times 10^{-5}$	30
^{244}Cm	$3,23 \times 10^{-8}$	$8,42 \times 10^{-9}$	$2,93 \times 10^{-5}$	30

Tableau D-3 : Facteur de conversion de dose pour l'immersion dans l'air

Radionucléide	DCF _{ext} [12] [Gy/a / Bq/m ³]
⁸⁵ Kr	4,13×10 ⁻⁷

Tableau D-4 : Seuils génériques de concentration sans effet pour les biotes

Radionucléide	Biotes terrestres			Biotes aquatiques	
	Air [Bq/m ³]	Eau [Bq/L]	Biote [Bq/kg]	Eau [Bq/L]	Biote [Bq/kg]
³ H (HTO)	4,41×10 ⁴	1,16×10 ⁷	1,16×10 ⁷	2,32×10 ⁶	2,32×10 ⁶
¹⁴ C (CO ₂)	2,24×10 ²	1,33×10 ⁶	1,33×10 ⁶	2,67×10 ⁵	2,67×10 ⁷
⁸⁵ Kr	2,42×10 ⁶				
³⁶ Cl		1,78×10 ³	2,68×10 ⁵	3,57×10 ²	5,35×10 ⁴
⁵⁴ Mn		5,82×10 ²	2,33×10 ⁵	1,16×10 ²	4,66×10 ⁴
⁵⁵ Fe		6,92×10 ⁴	1,38×10 ⁷	1,38×10 ⁴	2,77×10 ⁶
⁵⁹ Fe		6,42×10 ²	1,28×10 ⁵	1,28×10 ²	2,57×10 ⁴
⁵⁸ Co		6,68×10 ²	2,00×10 ⁵	1,34×10 ²	4,01×10 ⁴
⁶⁰ Co		2,36×10 ²	7,08×10 ⁴	4,72×10 ¹	1,42×10 ⁴
⁶³ Ni		3,78×10 ⁴	3,78×10 ⁶	7,57×10 ³	7,57×10 ⁵
⁹⁰ Sr		4,49×10 ³	3,36×10 ⁵	8,97×10 ²	6,73×10 ⁴
^{93m} Nb		7,58×10 ³	2,27×10 ⁶	1,52×10 ³	4,55×10 ⁵
⁹⁴ Nb		3,79×10 ²	1,14×10 ⁵	7,58×10 ¹	2,27×10 ⁴
⁹⁵ Nb		7,34×10 ²	2,20×10 ⁵	1,47×10 ²	4,41×10 ⁴
⁹³ Zr		3,36×10 ²	1,01×10 ⁵	6,72×10 ¹	2,02×10 ⁴
⁹⁵ Zr		6,03×10 ²	1,81×10 ⁵	1,21×10 ²	3,62×10 ⁴
⁹⁹ Tc		3,86×10 ⁴	7,72×10 ⁵	7,72×10 ³	1,54×10 ⁵
¹⁰³ Ru		2,44×10 ⁴	2,44×10 ⁵	4,88×10 ³	4,88×10 ⁴
¹⁰⁶ Ru		6,53×10 ⁵	6,53×10 ⁶	1,31×10 ⁵	1,31×10 ⁶
¹²⁴ Sb		6,55×10 ²	6,55×10 ⁴	1,31×10 ²	1,31×10 ⁴
¹²⁹ I		2,60×10 ⁴	1,04×10 ⁶	5,20×10 ³	2,08×10 ⁵
¹³⁴ Cs		9,67×10 ⁰	9,67×10 ⁴	1,93×10 ⁰	1,93×10 ⁴
¹³⁷ Cs		1,52×10 ¹	1,52×10 ⁵	3,04×10 ⁰	3,04×10 ⁴
¹⁴⁰ La		5,04×10 ⁴	5,04×10 ⁴	1,01×10 ⁴	1,01×10 ⁴
²³⁸ U		1,18×10 ²	1,18×10 ³	2,36×10 ¹	2,36×10 ²
²³⁸ Pu		3,00×10 ¹	9,01×10 ²	6,01×10 ⁰	1,80×10 ²
²³⁹ Pu		3,20×10 ¹	9,60×10 ²	6,40×10 ⁰	1,92×10 ²
²⁴⁰ Pu		3,20×10 ¹	9,59×10 ²	6,39×10 ⁰	1,92×10 ²
²⁴¹ Pu		3,79×10 ⁵	1,14×10 ⁷	7,59×10 ⁴	2,28×10 ⁶
²⁴¹ Am		3,02×10 ¹	9,05×10 ²	6,03×10 ⁰	1,81×10 ²
²⁴² Cm		2,72×10 ¹	8,17×10 ²	5,45×10 ⁰	1,63×10 ²
²⁴⁴ Cm		2,84×10 ¹	8,53×10 ²	5,69×10 ⁰	1,71×10 ²

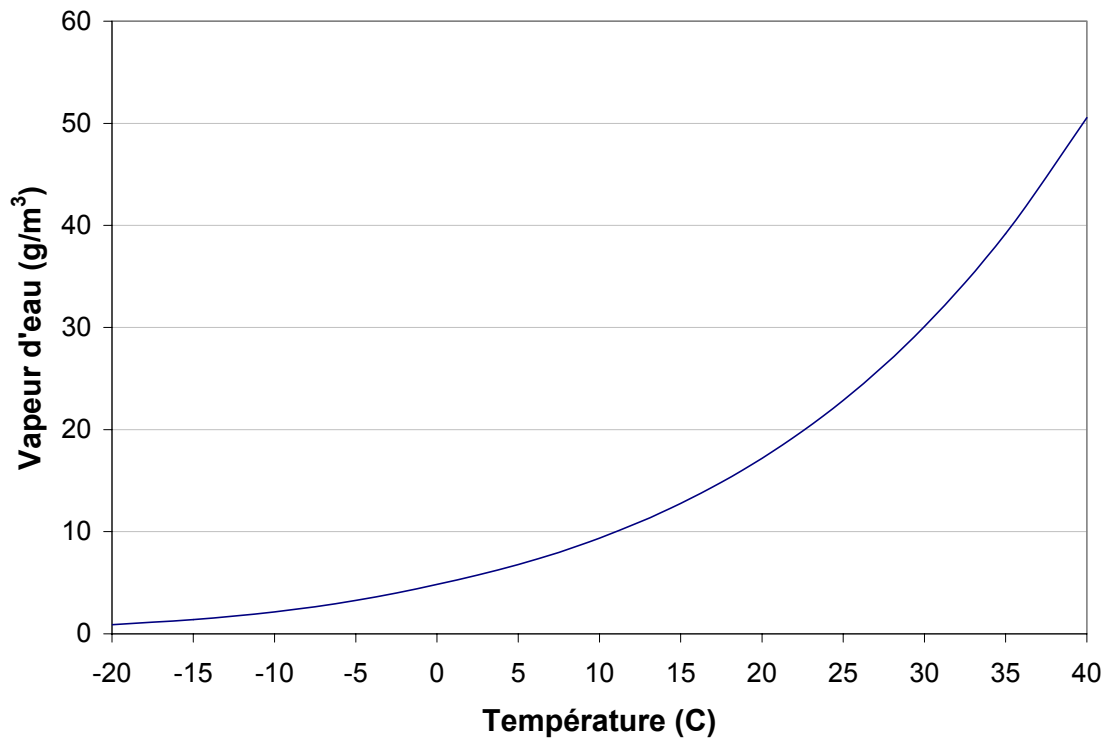


Figure D-1 : Quantité de vapeur d'eau dans l'air au point de saturation en fonction de la température ambiante

-
- [1] Bird G.A., P.A. Thompson, C.R. MacDonald, S.C. Sheppard. July 2002. *Ecological risk assessment approach for the regulatory assessment of the effects of radionuclides released from nuclear facilities*. Third International Symposium on Protection of the Environment from the Ionizing Radiation. Darwin, Australia. 9 p.
- [2] Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA). 2001. *Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment*. Safety Report Series No. 19. P. 73-74 142 p.
- [3] Sheppard M.I., S.C. Sheppard. August 1999. *Fate of Major Fission and Activation Radionuclides in the Terrestrial and Aquatic Environments*. A contribution to PSL2 documentation. P. 3.
- [4] *Equations describing the physical properties of moist air*. Site Internet : <http://www.natmus.dk/cons/tp/atmcalc/atmoclc1.htm>.
- [5] David R. Lide. 1997. *CRC Handbook of Chemistry and Physics*. Editor-in-Chief, 1997 Edition.
- [6] Kennesaw State University. *Carbon Sequestering in Trees*. Site Internet: <http://science.kennesaw.edu/biophys/gened/1101labs/modules/biogeochem/exercise1/8-4.html>.
- [7] MadSci Network Biochemistry. *Données du U.S. Bureau of Chemistry and Soils*. Site Internet: <http://www.madsci.org/posts/archives/jun2000/962225341.Bc.r.html>.
- [8] Chemistry : *WebElement Periodic Table*. Site Internet: <http://www.webelements.com/webelements/elements/text/Cl/geol.html>.
- [9] Commission internationale de protection radiologique (CIPR). 1995. *Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers*. ICRP Publication 68. A report of a Task Group of Committee 2 of the International Commission on Radiological Protection. Edited by ICRP, 0-08-042651-4.
- [10] Commission internationale de protection radiologique (CIPR). 1995. *Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 3 Ingestion Dose Coefficients*. ICRP Publication 69. A report of a Task Group of Committee 2 of the International Commission on Radiological Protection. Edited by ICRP, 0-08-042658-1.

- [11] Commissariat à l'Énergie Atomique. Décembre 1998. *Base de données des nucléides (sur CD)*. Laboratoire primaire des rayonnements ionisants. Version 1-98 A2.0.
- [12] Amiro B.D.. 1997. *Radiological Dose Conversion Factors for Generic Non-Human Biota Used in Screening Potential Ecological Impacts*. J. Environmental Radioactivity. Volume. 35, No. 1. P. 37-51.

E. Propriétés des éléments radioactifs importants

La description qui suit présente les principaux éléments radioactifs contenus dans les déchets radioactifs et dans le combustible irradié qui pourraient avoir un impact sur la santé des humains et sur les biotes. Les conséquences d'une relâche involontaire de ces isotopes sont calculées à l'annexe B.

Tritium (période radioactive de 12,3 ans) : ^3H

Le tritium contenu dans le combustible irradié est un produit de fission. Il est donc créé dans le réseau cristallin des grains de combustible. Après irradiation à haute température, le tritium se retrouve soit à l'intérieur des grains de dioxyde d'uranium, soit aux interstices entre les grains de dioxyde d'uranium, soit dans l'espace entre la gaine et la pastille, soit fixé au zirconium ou à la paroi interne (CANLUB) de la gaine. Pendant l'irradiation, le tritium diffuse de l'intérieur des grains de dioxyde d'uranium vers les interstices entre les grains et éventuellement vers l'espace entre la gaine et les pastilles. Cet inventaire libre se retrouve sous la forme chimique HT (molécule gazeuse) ou HTO (eau). La gaine de zirconium a une affinité chimique pour l'oxygène et le tritium.

L'inventaire libre de tritium est donc la résultante de deux processus: la diffusion vers l'espace sous la gaine ce qui augmente l'inventaire, et l'incorporation du tritium dans le zirconium, ce qui diminue l'inventaire. Les mesures expérimentales ont démontré que l'inventaire libre est de l'ordre de 0,001 % de l'inventaire total de tritium contenu dans la grappe [1, 2]. On a utilisé une fraction de 0,0218 pour l'analyse de la défaillance des grappes de combustible présentée à l'annexe B.

En cas de bris de gaine, une partie du tritium non fixé chimiquement s'échapperait. Le tritium est aussi présent dans les déchets radioactifs comme les résines usées, les filtres usagés de purification, les déchets de faible et moyenne activité compactables et non compactables. Ces déchets sont potentiellement une source fugitive de tritium. Le niveau d'émission de tritium dépend de leur mode de stockage. Le tritium pourrait être entraîné soit par les eaux d'infiltration, soit par le phénomène d'évapocondensation.

Le tritium a une faible radiotoxicité [3] car il n'émet qu'un rayonnement bêta de très faible énergie. Il est rapidement incorporé aux organismes vivants sous forme d'eau tritiée. Le tritium n'entraîne qu'une exposition interne par ingestion ou par absorption transcutanée; il a un grand pouvoir de pénétration dans l'organisme qui l'élimine rapidement dans sa quasi-totalité (période biologique d'une dizaine de jours).

Les biotes terrestres (flore et faune) sont exposés au tritium de la même façon que les humains. Les principales voies d'exposition pour les biotes aquatiques sont l'immersion et l'ingestion d'eau tritiée. Par temps de pluie, l'eau tritiée pénètre dans le sol et atteint les nappes souterraines d'où elle s'élimine très lentement par décroissance radioactive.

Carbone-14 (période radioactive de 5 700 ans) : ^{14}C

Le carbone-14 est un émetteur bêta pur dont l'énergie est de 156 keV. Il a une radiotoxicité modérée. Les résines usées de purification contiennent des quantités importantes de C-14. À cause de la radiolyse de ces résines, il pourrait s'échapper sous la forme de CO_2 ou de CO. Dans les rejets aériens, il se trouve aussi sous une forme organique.

La seule voie est l'exposition interne par l'inhalation et l'ingestion. Pratiquement tout le carbone-14 est absorbé par ingestion, il se déplace rapidement de l'appareil digestif vers le système sanguin. La fraction de l'incorporation de carbone-14 par inhalation dépend fortement de son état chimique. Pratiquement tout le carbone-14 inhalé sous forme organique et de CO_2 est absorbé par le sang; tandis que le taux d'absorption du CO est de 40 % [4]. Une fois absorbé par le sang, le carbone-14 se distribue rapidement dans tous les organes et tissus de l'organisme. Il s'élimine du corps avec une demi-vie biologique de 40 jours.

Chlore-36 (période radioactive de $3,1 \times 10^5$ ans) : ^{36}Cl

Le chlore-36 se désintègre en émettant des particules bêta (98 %) et par la capture d'électrons. C'est un produit d'activation présent dans le modérateur. Les résines de purification du modérateur et d'autres déchets radioactifs issus des différentes activités de décontamination contiennent du chlore-36. Le chlore est un élément chimique très réactif. Dans la nature, il forme des sels avec les métaux alcalins et alcalino-terreux. Il est un des radionucléides les plus mobiles dans les sols. Entraîné par les eaux d'infiltration, il atteint très rapidement les couches profondes du sol et la nappe phréatique. La mobilité du chlore combinée avec sa longue période radioactive font qu'il peut s'accumuler dans l'environnement.

Le chlore-36 représente un risque d'exposition externe et interne. L'organisme peut être exposé par une contamination superficielle de la peau, mais comme le chlore est un émetteur bêta d'énergie relativement faible et qu'il émet très peu de gamma, le risque d'exposition externe n'est pas très important. Le chlore-36 peut exposer les êtres vivants par les voies d'ingestion et d'inhalation. Une fois entré dans le corps, le chlore est presque complètement absorbé par le sang et distribué dans les organes. Sa période d'élimination est de 10 jours.

Les principales voies d'exposition des biotes terrestres sont aussi l'irradiation externe et l'ingestion. Les plantes captent le chlore par les racines sous forme ionique. Les biotes aquatiques sont exposés par l'immersion et l'ingestion. L'échange du chlore ionique entre le milieu et les organismes est très important, ce qui explique que son facteur de bioconcentration est faible. En fait, l'échange entre le chlore en solution et les êtres vivants doit être représenté par le modèle de l'activité spécifique.

Dans certains cas, le chlore pourrait être inclus dans différentes molécules organiques. Dans le milieu aquatique, les molécules organiques s'attachent sur les particules en

suspension ou sur les sédiments [5, 6]. Sous cette forme, le chlore est beaucoup moins biodisponible.

Krypton-85 (période radioactive de 10,7 ans) : ^{85}Kr

Le point d'ébullition du krypton-85 est de -153°C . Le krypton est un gaz rare, il est donc inerte chimiquement et ne se fixe pas aux autres substances. En cas de bris de la gaine du combustible irradié, l'inventaire libre de krypton s'échapperait instantanément. Cet élément ne se dépose pas au sol ou sur les plantes, il n'est pas assimilé par les organismes vivants et n'entraîne qu'une exposition externe pendant sa présence dans l'atmosphère. Le krypton-85 est un émetteur bêta et gamma.

Strontium-90 (période radioactive de 28,1 ans) : ^{90}Sr

Le strontium forme un oxyde très stable et demeure sous cette forme dans la grappe de combustible irradié. Le SrO n'est pas volatil, car il a un point d'ébullition de 3000°C . Il peut toutefois réagir avec le zirconium. Le strontium demeure donc à l'intérieur de la grappe en cas de bris de gaine. Le strontium est un produit de la fission nucléaire et on le trouve dans les déchets radioactifs associés aux opérations du réacteur comme les résines de purification du caloporteur. D'autres déchets pourraient aussi contenir du strontium sous forme de contamination superficielle.

Dans l'environnement, le strontium peut demeurer dans la couche superficielle du sol pendant plusieurs années. Il peut être transféré aux végétaux par absorption racinaire. Il expose les individus principalement par la chaîne alimentaire. De la même famille que le calcium, il est mobile et transféré à l'humain par les productions végétales et animales (lait). Chez l'homme et chez l'animal, il se fixe essentiellement dans les os. Le strontium-90 est un émetteur bêta qui expose les individus et les biotes par voie interne. Sa période d'élimination est de 30 ans.

Iode-129 (période radioactive de $1,6 \times 10^7$ ans) : ^{129}I

À titre de produit de la fission, l'iode est présent dans le combustible irradié et dans les déchets découlant de l'exploitation du réacteur.

Les recherches ont démontré que l'iode radioactif contenu dans la grappe se retrouve sous la forme CsI [7]. L'iodure de césium est semi-volatil et possède un point d'ébullition de 1280°C . L'iode en contact avec la gaine peut former les composés volatils ZrI_3 et ZrI_4 en très faibles quantités. L'iode moléculaire I_2 est volatil et demeure sous cette forme mais il ne peut exister lorsque le césium est présent.

L'iode-129 est rapidement transféré chez l'humain où il s'accumule dans la thyroïde. Il atteint les individus par la voie respiratoire et par le biais de la chaîne alimentaire car on le retrouve dans le lait et les légumes verts. La période d'élimination de l'iode de la thyroïde dépend de l'âge de l'individu. Il est peu retenu dans le sol et passe facilement dans les eaux. L'iode-129 est un émetteur bêta et gamma.

Césium-134 (période radioactive de 2,1 ans) : ^{134}Cs
Césium-135 (période radioactive de $2,3 \times 10^6$ ans) : ^{135}Cs
Césium-137 (période radioactive de 30,2 ans) : ^{137}Cs

Les trois isotopes du césium sont des produits de fission inclus dans l'inventaire du combustible irradié.

Le césium a une forte affinité chimique et forme des sels avec les substances contenues dans le combustible irradié. Ils sont généralement présents dans les déchets radioactifs découlant de l'exploitation du réacteur. Les formes chimiques les plus volatiles sont le césium atomique (Cs) et moléculaire (Cs_2) et le CsI [7]. Ces espèces chimiques ne sont toutefois pas volatiles à 160 °C et ne constituent aucun risque dans le contexte du stockage à sec du combustible irradié.

L'inventaire de césium-137 dans une grappe est assez élevé et sa période de désintégration est suffisamment longue pour qu'il constitue un risque biologique à long terme. Le césium-137 est un émetteur bêta et gamma, il expose donc les individus par voie externe (dépôts au sol) et par voie interne (ingestion). Déposé sur le sol, le césium peut rester dans la couche superficielle pendant plusieurs années. Il tend à être fixé par les argiles. Son comportement métabolique est voisin de celui du potassium. Il peut être transféré à l'homme par les productions végétales et animales. Il se répartit dans les masses musculaires.

Plutonium-238 (période radioactive de 87,7 ans) : ^{238}Pu
Plutonium-239 (période radioactive de 24 000 ans) : ^{239}Pu
Plutonium-240 (période radioactive de 6 540 ans) : ^{240}Pu
Plutonium-241 (période radioactive de 14,4 ans) : ^{241}Pu
Américium-241 (période radioactive de 432 ans) : ^{241}Am
Curium-244 (période radioactive de 18,1 ans) : ^{244}Cm

Ces éléments font partie de la famille des actinides et ont un comportement chimique semblable à celui de l'uranium. Ils forment donc des oxydes et des sels stables à la température de stockage du combustible irradié. Même en cas de bris de gaine, il faut amener le combustible à une température élevée (point d'ébullition de 3232°C pour le plutonium et 2607°C pour l'américium) pour que ces éléments soient rejetés dans l'environnement. Les résines usées de purification du caloporteur contiennent des traces de plutonium et d'actinides.

Ces isotopes sont des émetteurs alpha. Dans l'environnement, ils exposent les individus principalement par inhalation et dans une moindre mesure par l'ingestion de végétaux sur lesquels s'est effectué un dépôt. Ils sont incorporés par les racines des végétaux et peuvent être transférés au lait et à la viande. On les retrouve dans les organes épurateurs (en particulier le foie). Chez l'humain, la fraction assimilée se fixe principalement sur le squelette.

- [1] Goode J.H. et C.M. Cox. June 1970. *The distribution of Fission product Tritium in a Zircaloy-clad UO₂ blanket rod from PWR-1*. Report ORNL-TM-2994, Oak Ridge National Laboratory.
- [2] Garisto N.C., LeNeveu D. M. 1989. *The Vault Model: Documentation and Analyses of Scoping Calculations*. AECL-9578.
- [3] Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA). 1963. *A Basic Toxicity Classification of Radionuclides*. Technical Report Series No. 15. Vienna 1963.
- [4] Argonne National Laboratory. Juin 2002. *Summary Fact Sheets for Selected Environmental Contaminants to Support Health Risk Analyses*. Environmental Assessment Division.
Site Internet: www.ead.anl.gov/pub/doc/Cover-Intro-Linked.pdf.
- [5] Environnement Canada. *Politique de gestion des substances toxiques*.
Site Internet : www.ec.gc.ca/pcb/pcb24/fra/s3_f.htm#t3.
- [6] Site Internet :
http://www.ukmarinesac.org.uk/activities/water-quality/wq8_35.htm#a5.
- [7] Hydro Québec Production. 1990. *Rapport de sûreté, Appendix VI, Radionuclide Behaviour*. Centrale nucléaire Gentilly-2. Edition 1999.