



Gouvernement
du Canada

Government
of Canada

Rapport national du Canada pour la Convention sur la sûreté nucléaire



Quatrième Rapport
Septembre 2007

Canada

Rapport national du Canada pour la Convention sur la sûreté nucléaire – Quatrième Rapport

© Ministre des Travaux publics et Services gouvernementaux Canada 2007

Numéro de catalogue CC172-18/2007F-PDF

ISBN 978-0-662-07208-9

Publié par la Commission canadienne de sûreté nucléaire

Numéro de catalogue de la CCSN INFO-0763

La reproduction d'extraits de ce document à des fins personnelles est autorisée à condition d'en indiquer la source en entier.

Toutefois, sa reproduction en tout ou en partie à d'autres fins nécessite l'obtention préalable d'une autorisation écrite de la Commission canadienne de sûreté nucléaire.

Commission canadienne de sûreté nucléaire

280, rue Slater

Case postale 1046, Succursale B

Ottawa (Ontario) K1P 5S9

CANADA

Téléphone : (613) 995-5894 ou 1-800-668-5284

Télécopieur : (613) 995-5086

Courriel : info@cnsccsn.gc.ca

Site Web : www.suretenucleaire.gc.ca

Rapport national du Canada pour la Convention sur la sûreté nucléaire

Quatrième rapport

Septembre 2007

Le présent rapport montre comment le Canada a rempli ses obligations aux termes de la *Convention sur la sûreté nucléaire*. Il suit de près les lignes directrices en matière de forme et de structure établies par les parties contractantes en vertu de l'article 22 de la Convention.

Ce rapport est produit par la Commission canadienne de sûreté nucléaire au nom du gouvernement du Canada. Des représentants des organismes suivants ont participé à la préparation du rapport : Bruce Power, Hydro-Québec, Énergie nucléaire Nouveau-Brunswick, Ontario Power Generation, Énergie atomique du Canada limitée, le Groupe des propriétaires de CANDU, Affaires étrangères et Commerce international Canada, Ressources naturelles Canada, Sécurité publique Canada et les organismes d'intervention d'urgence des provinces de l'Ontario, de Québec et du Nouveau-Brunswick.

Rapport national du Canada sur la sûreté nucléaire

Quatrième rapport

Conformément à l'article 5 de la *Convention sur la sûreté nucléaire*

SOMMAIRE

Ce quatrième rapport canadien montre comment le Canada a continué de s'acquitter de ses obligations aux termes de la *Convention sur la sûreté nucléaire* (la Convention) au cours de la période de référence d'avril 2004 à mars 2007. Au cours de cette période, les mesures mises en place pour que le Canada puisse remplir ses obligations en vertu de la Convention ont été maintenues et, dans plusieurs cas, améliorées. Facilitées par un régime législatif moderne et robuste, ces mesures sont mises en œuvre par un organisme de réglementation et des titulaires de permis de centrale nucléaire dont les efforts sont axés sur la santé et la sécurité des personnes et sur la protection de l'environnement.

Au cours de la période de référence, tous les titulaires de permis de centrale nucléaire ont satisfait à toutes les exigences réglementaires. Ils ont également répondu aux attentes dans presque tous les domaines de sûreté faisant l'objet d'évaluations de la part de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN). Bien que, par moments au cours de la période de référence, certains domaines de sûreté des centrales nucléaires aient été jugés inférieurs aux exigences, en 2006, à toutes les centrales nucléaires au Canada, tous les domaines de sûreté répondaient ou étaient supérieurs aux exigences de la CCSN tant de l'aspect conception des programmes que leur mise en œuvre.

Les problèmes liés à la sûreté décelés au cours de la période de référence ont été traités de manière adéquate, bien que la résolution de plusieurs d'entre eux fait toujours partie des priorités courantes. Les événements rapportés n'ont pas présenté une menace importante pour les personnes et l'environnement (aucun ne dépassait le niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires) et le suivi effectué par les titulaires de permis était approprié et efficace. Dans aucun cas, la CCSN n'a eu, au cours de la période de référence, à recourir à des mesures d'application officielles pour résoudre des problèmes liés à la sûreté qui se sont manifestés aux centrales nucléaires canadiennes.

À toutes les centrales nucléaires canadiennes, les marges de sûreté, l'application du principe des barrières multiples et l'état physique des lieux et des composantes étaient satisfaisants au cours de la période de référence. Les doses maximales des travailleurs des centrales nucléaires étaient bien en deçà des limites de doses annuelles. De plus, les rejets radioactifs ont été limités à environ 1 % des limites opérationnelles dérivées.

Au cours de la période de référence, deux titulaires de permis ont soumis des demandes de construction de nouvelles centrales nucléaires au Canada. La remise à neuf de centrales nucléaires est également en cours et passablement de travaux sont prévus au cours et au-delà de la prochaine période de référence. Différents projets de remise à neuf comportent le remplacement de composantes majeures du réacteur et le remplacement et/ou la mise à niveau d'autres systèmes importants pour la sûreté. Ces travaux auront un effet bénéfique sur la sûreté en général et certaines des marges de sûreté en seront accrues.

Lors de la troisième réunion d'examen de la Convention, le Canada s'est vu assigné plusieurs actions touchant à des sujets qui lui étaient propres ou qui intéressent d'autres pays. Au cours de la période de référence, la CCSN et les entreprises du secteur nucléaire canadien ont réalisé des progrès pour tenir compte de toutes les actions assignées et certaines activités d'importance se poursuivront au cours de la prochaine période de référence. Par exemple, la CCSN prend présentement des mesures pour améliorer le

cadre de réglementation relatif à la remise à neuf de centrales nucléaires et à la construction de nouvelles. La CCSN et les entreprises du secteur nucléaire prêtent également une attention particulière à la possibilité de la mise en œuvre de bilans périodiques de la sûreté et à l'amélioration des marges de sûreté en cas de grosse perte de caloporteur.

Finalement, pour donner suite à une autre action assignée au Canada, la CCSN a demandé au Service d'examen intégré de la réglementation d'assembler une équipe d'inspection ayant pour mission d'évaluer son rendement. En attente des résultats de pourparlers avec l'Agence internationale de l'énergie atomique, il est prévu que cette mission devrait avoir lieu au cours de la prochaine période de référence.

La présidente de la CCSN démissionnera de son poste de présidente en titre de la troisième réunion d'examen de la Convention. Au besoin, elle apportera son aide à son successeur afin que se poursuivent les initiatives visant à améliorer les réunions d'examen qui ont été initiées au cours de la dernière période de référence. Le Canada souscrit toujours pleinement aux principes et à la mise en œuvre de la Convention.

Table des matières

SOMMAIRE	i
Liste de sigles, d'abréviations et d'expressions particulières	x
I INTRODUCTION	1
A Généralités	1
Portée	1
Contenu	1
Références.....	2
B Résultats de la troisième réunion d'examen	3
B.1 Bonnes pratiques.....	3
B.2 Actions de suivi et leur état d'avancement	3
II CONTEXTE	5
A Généralités	5
B Politique nationale en matière nucléaire	5
C Développements de nature réglementaire, législative et autre	6
C.1 Éclaircissements apportés au processus de délivrance de permis de centrale nucléaire.....	6
C.2 La Loi sur l'électricité du Nouveau-Brunswick.....	7
C.3 Tribune des cadres de direction du secteur de l'énergie nucléaire	7
D Le secteur de l'énergie nucléaire au Canada	7
D.1 Liste des centrales nucléaires actuelles au Canada	7
D.2 Le marché de l'électricité	8
D.3 Projets de prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires actuelles.....	8
Remise en service de Pickering-A	9
Remise à neuf de Pickering-B	9
Remise à neuf de Bruce-A	9
Remise à neuf de Gentilly-2	9
Remise à neuf de Point Lepreau	10
D.4 Demandes de permis de préparation de l'emplacement pour de nouvelles centrales nucléaires	10
III SOMMAIRE	11
A État de la conformité aux articles de la convention et sommaire global	11
B Suivi des bonnes pratiques et des actions initiées lors de la troisième réunion d'examen	12
B.1 Bonnes pratiques.....	12
B.2 Actions assignées au Canada	13
C Sommaire des activités prévues pour améliorer la sûreté	16
IV RESPECT DE LA CONVENTION	19
A Généralités	19
Article 6 – Centrales nucléaires actuelles	19
B Législation et réglementation	21
Article 7 – Régime législatif et cadre de réglementation	21
7.1 Élaboration du régime législatif et du cadre de réglementation.....	21
7.1 a Généralités	21
7.1 b La Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires	21
7.1 c Autres textes de loi	23

7.1d	Règlements publiés en vertu de la Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires	24
7.2	Dispositions du régime législatif et du cadre de réglementation	24
7.2 (i)	Documents d'application de la réglementation.....	25
	Utilisation d'autres normes pour l'élaboration des documents d'application de la réglementation de la CCSN.....	25
	Cadre de réglementation pour les nouvelles centrales nucléaires.....	26
	Guide concernant les projets de remise à neuf.....	27
	Changements du cadre de réglementation de la CCSN présentement en cours	28
7.2 (ii)	Processus de délivrance de permis des centrales nucléaires	28
7.2 (ii) a	Généralités	28
7.2 (ii) b	Processus d'évaluation d'une demande de permis	29
7.2 (ii) c	Permis de préparation d'un emplacement.....	31
7.2 (ii) d	Permis de construction.....	32
7.2 (ii) e	Permis d'exploitation.....	33
	Durée des permis	33
	Renouvellement de permis	34
	Modifications aux permis	35
7.2 (iii)	Inspections et évaluations réglementaires.....	35
7.2 (iii) a	Description globale du programme de conformité	35
7.2 (iii) b	Promotion de la conformité	36
7.2 (iii) c	Vérification de la conformité.....	36
	Généralités	36
	Inspections	37
	Rapports d'événement, entrée au registre et suivi	38
	Indicateurs de rendement.....	38
	Détermination de la gravité	39
	Sommaire.....	39
7.2 (iv)	Application	39
Article 8 – L'organisme de réglementation		41
8.1	La mise sur pied de l'organisme de réglementation	41
8.1 a	Généralités	41
8.1 b	Statut et financement de la CCSN au sein de la structure gouvernementale.....	42
8.1 c	L'organisation de la CCSN et le soutien à son personnel.....	43
	La Direction générale des opérations.....	43
	Les Directions générales des Affaires réglementaires et des Services de gestion	44
	La planification des activités de réglementation.....	45
	Le programme de recherche et de soutien de la CCSN	45
8.1 d	Initiatives d'amélioration et d'évaluation de l'organisme de réglementation	45
	Prise de décisions en fonction du risque (PDFR)	46
	Système de gestion	46
	Préparation à l'inspection par une équipe du Service d'examen intégré de la réglementation.....	47
8.1 e	Maintien d'un personnel compétent	48
8.2	Renforcement de la séparation des rôles.....	49
8.2 a	Séparation de la CCSN des autres organisations faisant la promotion ou l'usage de l'énergie nucléaire	49
8.2 b	Stratégie des communications	49
8.2 c	Valeurs et éthique	50

	Article 9 – Responsabilités des titulaires de permis.....	51
C	Considérations générales de sûreté	55
	Article 10 – Priorité à la sûreté.....	55
	10 a Élaboration de politiques accordant une priorité appropriée à la sûreté .	55
	10 b Culture de sûreté.....	56
	Approche globale relative à la culture de sûreté opérationnelle	56
	Activités de la CCSN relatives à l'évaluation de la culture de sûreté.....	56
	Auto-évaluation de la culture de sûreté à Ontario Power Generation.....	57
	Auto-évaluation de la culture de sûreté à Hydro-Québec	58
	Auto-évaluation de la culture de sûreté à Bruce Power	58
	Auto-évaluation de la culture de sûreté à Énergie atomique du Canada ltée.....	58
	Article 11 – Ressources financières et humaines.....	59
	11.1 Ressources financières appropriées	59
	11.1 a Financement des améliorations apportées à la sûreté des centrales nucléaires pendant leur durée de vie utile.....	59
	11.1 b Ressources financières pour le déclassement des centrales.....	59
	11.1 c Ressources financières pour l'exploitation	60
	11.2 Ressources humaines appropriées.....	60
	11.2 a Exigences et mesures relatives à la formation et l'accréditation du personnel.....	60
	Évaluation des programmes de formation des titulaires de permis	60
	Transfert, de la CCSN aux titulaires de permis, des examens d'accréditation de leur personnel.....	61
	11.2 b Ressources de maintenance aux centrales nucléaires	61
	Analyse de la capacité en matière de ressources humaines	62
	Programmes d'embauche.....	63
	Programmes de formation.....	63
	Programmes de maintien du savoir.....	64
	Maintenir la capacité en matière de recherche et développement	65
	Article 12 – Facteurs humains	67
	12 a Rôle de l'organisme de réglementation à l'égard du rendement humain	67
	12 b L'approche des titulaires de permis en matière de facteurs humains	67
	Responsabilités en matière de facteurs humains.....	67
	Méthodes de prévention, détection et correction des erreurs humaines	68
	Activités de conception.....	69
	Activités d'exploitation.....	69
	12 c Les évaluations des programmes « facteurs humains » effectuées par la CCSN.....	70
	Article 13 – Assurance de la qualité	71
	13 a Mise en œuvre des programmes d'assurance de la qualité	71
	13 b Évaluation des programmes d'AQ.....	72
	Les évaluations effectuées par les titulaires de permis	72
	Évaluations effectuées par la CCSN.....	73
	13 c Système global de gestion.....	74
	Évaluations effectuées par la CCSN.....	74
	Élaboration des exigences concernant le système de gestion et les évaluations à venir	74
	Article 14 – Évaluation et vérification de la sûreté.....	75
	14 (i) Évaluations exhaustives et systématiques de la sûreté	76
	14 (i) a Évaluation déterministe de la sûreté	76

	Méthodes et critères d'acceptation relatifs	
	aux analyses de sûreté.....	77
14 (i) b	Questions génériques de sûreté.....	77
	Sommaire de l'état des DG à la fin de la période	
	de référence.....	78
14 (i) c	Les questions soulevées par les évaluations	
	de la sûreté.....	78
	Preuve que les marges de sûreté sont adéquates	
	en cas d'une PERCA rupture majeure.....	78
	Conversion du coeur à Bruce-B.....	79
	Combustible à faible coefficient de réactivité dû	
	au vide.....	79
	Remise à neuf de centrales.....	80
	Analyse des prévisions les plus probables	
	et incertitudes.....	80
	Améliorations des méthodes d'analyse de sûreté.....	80
	Effritement des marges de sûreté dû	
	au vieillissement du circuit caloporteur.....	81
14 (i) d	Adoption des études probabilistes de sûreté.....	81
14 (i) e	Application des EPS et des améliorations en matière	
	de sûreté aux projets de prolongement de la durée	
	de vie utile.....	81
	Remise à neuf de Point Lepreau.....	82
	Remise à neuf de Bruce-A.....	83
	Redémarrage à Pickering-A.....	83
	Remise à neuf de Pickering-B.....	83
14 (i) f	Examen de la possibilité de faire des BPS pour les	
	centrales nucléaires en service.....	84
14 (ii)	Vérification.....	84
14 (ii) a	Plans de gestion du vieillissement.....	84
	Plan de gestion de la détérioration des matériaux du	
	circuit caloporteur primaire.....	85
	Plan de gestion des tuyaux d'alimentation.....	85
	Plan d'inspection des canaux de combustible et de	
	gestion de leur durée de vie.....	85
	La corrosion accélérée par l'écoulement.....	85
	Plan de gestion des générateurs de vapeur.....	86
14 (ii) b	Achèvement des projets relatifs à la qualification	
	environnementale.....	86
14 (ii) c	Surveillance indépendante externe du rendement sur le	
	plan de la sûreté.....	86
	Évaluations par l'Association mondiale des exploitants	
	de centrales nucléaires.....	86
	Inspection par une équipe d'évaluation de la sûreté de	
	l'exploitation (OSART) à Pickering-A.....	87
14 (ii) d	Vérification de la sûreté par le personnel de la CCSN.....	87
Article 15 – Radioprotection.....		89
15 a	Dispositions générales relatives à l'atténuation de l'exposition au	
	rayonnement des travailleurs et de l'environnement.....	89
15 b	Application du principe ALARA.....	89
	Permis d'exposition.....	90
	Réduction de la quantité de tritium dans l'air.....	90
	Programme de réduction des termes sources.....	90

15 c	Limites de dose et évaluation par la CCSN des programmes de radioprotection des travailleurs.....	90
15 d	Surveillance radiologique de l'environnement	91
15 e	Évaluation par la CCSN des programmes de protection de l'environnement des titulaires de permis	92
Article 16 – Préparation aux situations d'urgence		93
16.1	Élaboration et essais des plans des mesures d'urgence.....	93
16.1 a	Responsabilités globales des titulaires de permis, de l'organisme de réglementation et d'autres autorités	93
16.1 b	Plans en cas d'urgence sur le site.....	94
16.1 c	Plans des provinces et des territoires en cas d'urgence hors site	94
16.1 d	Plans fédéraux en cas d'urgence	95
	Le Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire.....	95
	Plans en cas d'urgence des ministères et organismes fédéraux	96
16.1 e	Les exercices et les manoeuvres	96
16.2	Renseignements fournis à la population canadienne et aux autorités des pays voisins	98
16.2 a	Mesures prises pour informer le public en cas d'urgence nucléaire nationale.....	98
16.2 b	Accords internationaux, y compris les dispositions prises avec les pays voisins	98
	Plan d'intervention conjoint Canada–États-Unis en cas d'urgence radiologique (1996)	98
	Convention sur l'assistance en cas d'accident nucléaire ou de situation d'urgence radiologique (1986).....	98
	Convention sur la notification rapide d'un accident nucléaire (1987)....	99
16.3	Dispositions à l'égard des pays n'ayant pas d'installations nucléaires.....	99
D	Sûreté des installations	101
Article 17 – Choix de l'emplacement		101
17 (i)	Évaluation de l'incidence de l'emplacement sur la sûreté des centrales nucléaires.....	102
17 (ii)	Évaluation de l'incidence des projets de centrale nucléaire sur les personnes, la société et l'environnement	103
17 (ii) a	Évaluation environnementale	103
17 (ii) b	Critères d'évaluation de l'incidence d'une centrale nucléaire sur l'environnement et sur la population avoisinants du point de vue de la sûreté	103
17 (iii)	Ré-évaluation de l'incidence de l'emplacement et de la centrale nucléaire sur la sûreté	104
17 (iii) a	Activités des titulaires de permis à l'égard du maintien d'un niveau acceptable de sûreté à leurs centrales nucléaires, compte tenu des facteurs liés à leur emplacement.....	104
17 (iii) b	Résultats des évaluations environnementales liées aux projets de prolongement de la durée de vie utile	104
17 (iii) c	Évaluations par la CCSN des programmes de protection de l'environnement	105
17 (iv)	Accords internationaux conclus avec des pays voisins susceptibles d'être touchés par le programme nucléaire canadien.....	105
Article 18 – Conception et construction.....		107
Introduction.....		107
18 (i)	Défense en profondeur.....	108

18 (i) a	Prévention des accidents.....	108
18 (i) b	Barrières contre les rejets de substances radioactives.....	109
18 (i) c	Redondance	109
18 (i) d	Diversification	110
18 (i) e	Séparation	111
18 (i) f	Atténuation des effets des accidents	111
18 (ii)	Technologies éprouvées.....	112
18 (iii)	Facteurs humains et capacité d'exploitation.....	112
Article 19 – Exploitation.....		115
19 (i)	Délivrance du permis initial d'exploitation d'une centrale nucléaire ...	116
19 (ii)	Limites et conditions d'exploitation	118
19 (ii) a	Détermination des limites d'exploitation sûre	118
19 (ii) b	Projet relatif au cadre d'exploitation sûre.....	119
	Exigences relatives à la sûreté de l'exploitation	119
	Ontario Power Generation	119
	Point Lepreau.....	120
	Hydro-Québec	120
	Bruce Power	120
19 (iii)	Exploitation, maintenance, inspection et mise à l'essai des centrales nucléaires	120
19 (iv)	Interventions en cas d'incident d'exploitation prévu et d'accident.	121
	Lignes directrices pour la gestion des accidents graves.....	123
	Suivi de la perte du réseau électrique (panne majeure d'électricité) survenue à Pickering le 14 août 2003	124
19 (v)	Services technique et d'ingénierie	124
19 (vi)	Rapports sur les incidents importants du point de vue de la sûreté	125
19 (vii)	Programmes de collecte et d'analyse des données sur l'expérience d'exploitation.....	125
19 (viii)	Production minimale de déchets radioactifs	126
	Responsabilité.....	126
	Mesures prises	126
	Gestion des déchets radioactifs.....	126

APPENDICES	129
Appendice A :	Liste des sites Web pertinents..... 131
Appendice B :	Liste et état des centrales nucléaires au Canada 133
Appendice C :	Exemples de descriptions de programmes devant être fournies à l'appui d'une demande de permis pour une centrale nucléaire 135
Appendice D :	Événements importants au cours de la période de référence 137
Appendice E :	La recherche au Canada relative aux centrales nucléaires 141
Appendice F :	Dossiers génériques 147
Appendice G :	Description du système d'évaluation et d'attribution de cote de rendement de la CCSN et les résultats au cours de la période de référence 157
	Tableau G.1 – Liste et définitions des cotes de rendement attribuées par la CCSN.....
	Tableau G.2 – Domaines de sûreté, programmes et éléments d'examen servant à l'évaluation du rendement des centrales nucléaires canadiennes par la CCSN
	Tableau G.3 – Sommaire des fiches de rendement des titulaires de permis au Canada en 2003, 2004, 2005 et 2006
ANNEXES	165
Annexe 7.2(i)	Documents d'application de la réglementation de la CCSN..... 167
Annexe 7.2 (iii) c	Précisions relatives à la vérification de la conformité 171
Annexe 10 a	Politiques de sûreté des centrales nucléaires 175
Annexe 11.2 a	Exigences relatives à l'effectif et à la qualification des travailleurs..... 177
Annexe 13 a	Définition de « systèmes liés à la sûreté » 179
Annexe 14 (i) a	Contenu du rapport de sûreté 181
Annexe 14 (i) d	L'état des études probabilistes de sûreté à chacune des centrales nucléaires 183
Annexe 15 a	Exigences et lignes directrices relatives au contrôle de l'exposition au rayonnement des travailleurs et de l'environnement 187
Annexe 15 c	Doses reçues par le personnel des centrales nucléaires au Canada..... 189
Annexe 15 d	Rejets radiologiques des centrales nucléaires du Canada 191
	Rejets dans les effluents gazeux des centrales nucléaires canadiennes (2003 à 2005)..... 192
	Rejets dans les effluents liquides des centrales nucléaires canadiennes (2003 à 2005)..... 193
Annexe 16.1 b	Plans des mesures d'urgence internes des centrales nucléaires au Canada 195
Annexe 16.1 c	Plans provinciaux en cas d'urgence hors site 201
Annexe 16.1 d	Dispositions des plans fédéraux en cas d'urgence 207
Annexe 17 (ii) a	Processus d'évaluation environnementale 211
Annexe 19 (vii)	Programmes de collecte et d'analyse de données sur l'expérience d'exploitation..... 215

Liste de sigles, d'abréviations et d'expressions particulières

AEN	Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire
AIEA	Agence internationale de l'énergie atomique
ALARA	Niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre, en tenant compte des facteurs sociaux et économiques (sigle anglais)
AQ	Assurance de la qualité
BPS	Bilan périodique de la sûreté
Bruce Power	Bruce Power Inc.
CANDU	Réacteur canadien à deutérium-uranium (sigle anglais)
CCP	Circuit caloporteur primaire
CCSN	Commission canadienne de sûreté nucléaire
CES	Cadre d'exploitation sûre
CIU	Centre d'information en cas d'urgence
CMD	Documents préparés par le personnel de la CCSN, les promoteurs et les intervenants à l'intention des membres de la Commission pour les audiences et réunions de la Commission (chaque CMD a un numéro qui lui est propre)
COG	Groupe des propriétaires de CANDU (sigle anglais)
CSC	Chargement dans le sens de la circulation - insérer les grappes de combustible dans le canal de combustible dans le sens de la circulation du caloporteur
CSCC	Chargement dans le sens contraire de la circulation - insérer les grappes de combustible dans le canal de combustible dans le sens contraire de la circulation normale du caloporteur
Commission	Le Tribunal de la Commission canadienne de sûreté nucléaire
Convention	Convention sur la sûreté nucléaire
CSA	Association canadienne de normalisation (sigle anglais)
DG	Dossier générique
EACL	Énergie atomique du Canada limitée
EAG	État d'arrêt garanti
EE	Évaluation environnementale
EIE	Évaluation des incidences environnementales
EIS	Examen intégré de la sûreté
ENNB	Énergie nucléaire Nouveau-Brunswick
EPS	Étude probabiliste de sûreté
Examen des événements	Activités de vérification consistant à examiner et évaluer les rapports produits par les titulaires de permis sur les événements et à en dégager les tendances
Examen documentaire	Activités de vérification ayant trait exclusivement à l'examen des documents et rapports produits par les titulaires de permis (dont les rapports techniques trimestriels, les rapports annuels de conformité, les rapports spéciaux et documents liés à la conception, à l'analyse de sûreté, aux programmes et aux procédures)
Combustible à FCRV	Combustible ayant un faible coefficient de réactivité dû au vide
Fermeture temporaire	Configuration spéciale de la centrale qui permet d'éviter que ses systèmes et composantes ne se dégradent pendant une période d'arrêt prolongée
G8	Groupe de huit nations (Canada, États-Unis d'Amérique, France, Royaume-Uni, Allemagne, Italie, Japon et Russie, et représentants de l'Union européenne)
GSUO	Gestion des situations d'urgence Ontario
HQ	Hydro-Québec

IFH	Ingénierie des facteurs humains
INES	Échelle internationale des événements nucléaires (sigle anglais)
Inspection	
Circonsrite	Inspection particulière du Type I ou II tenant lieu d'activité de suivi réglementaire après un événement ou une inspection ou en fonction du rendement d'un titulaire de permis
Inspection du Type I	Activités de vérification relatives aux examens et évaluations sur place des programmes, procédés et pratiques des titulaires de permis
Inspection du Type II	Activités de vérification relatives aux contrôles et rondes périodiques (élément par élément)
LCE	Ligne de conduite pour l'exploitation
LCEE	<i>Loi canadienne sur l'évaluation environnementale</i>
LOD	Limite opérationnelle dérivée
LSRN	<i>Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i>
mSv	millisieverts
MW	mégawatts
OCDE	Organisation de coopération et de développement économiques
OEO	Office de l'électricité de l'Ontario
OMU N.-B.	Organisation des mesures d'urgence du Nouveau-Brunswick
ONG	Organisme non gouvernemental
OPEX	Expérience d'exploitation (sigle anglais)
OPG	Ontario Power Generation Inc.
OSCQ	Organisation de la sécurité civile du Québec
PARCN	Programme d'amélioration de la réglementation des centrales nucléaires
PDFR	Prise de décision en fonction du risque
PMUNE-G2	Plan des mesures d'urgence nucléaire externe à la centrale Gentilly-2
PERCA	Perte de caloporteur
Période de référence	Avril 2004 à mars 2007
Personnel de la CCSN	Le personnel de la Commission canadienne de sûreté nucléaire
PFUN	Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire
PIFH	Plan d'ingénierie des facteurs humains
PPUN	Plan provincial en cas d'urgence nucléaire de l'Ontario
Rapport canadien	Le n ^e rapport signifie le rapport soumis au nom du Canada lors de la n ^e réunion d'examen de la Convention sur la sûreté nucléaire
RCA	Réacteur CANDU avancé
RFS	Rapports des faits saillants
RNCan	Ressources naturelles Canada
RUC	Refroidissement d'urgence du cœur
S-99	Norme d'application de la réglementation de la CCSN intitulée <i>Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires</i>
SAU	Système d'arrêt d'urgence
SEIR	Service d'examen intégré de la réglementation
Seuil d'action	Une dose de rayonnement déterminée ou de tout autre paramètre qui, lorsqu'il est atteint, peut dénoter une perte de contrôle d'une partie du programme de radioprotection du titulaire de permis et rend nécessaire la prise de mesures particulières
SSC	Systèmes, structures et composantes
USNRC	United States Nuclear Regulatory Commission
WANO	Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires (sigle anglais)

CHAPITRE I

INTRODUCTION

A GÉNÉRALITÉS

Le Canada a été l'un des premiers signataires de la *Convention sur la sûreté nucléaire* (la Convention) qui est entrée en vigueur le 24 octobre 1996. Il s'efforce de s'acquitter des obligations que lui crée la Convention comme le démontrent les rapports canadiens présentés à l'occasion des réunions précédentes d'examen de la Convention tenues en avril 1999, 2002 et 2005 respectivement.

La présidente de la CCSN démissionnera de son poste de présidente en titre de la troisième réunion d'examen. Au besoin, elle apportera son aide à son successeur afin que se poursuivent les initiatives visant à améliorer les réunions d'examen qui ont été initiées au cours de la dernière période de référence. Le Canada souscrit toujours pleinement aux principes et à la mise en œuvre de la Convention.

Ce quatrième rapport a été préparé au nom du gouvernement du Canada par une équipe sous la direction de la Commission canadienne de sûreté nucléaire. Des représentants des organismes suivants ont participé à la préparation du rapport : Bruce Power, Hydro-Québec, Énergie nucléaire Nouveau-Brunswick, Ontario Power Generation, Énergie atomique du Canada limitée, le Groupe des propriétaires de CANDU, Affaires étrangères et Commerce international Canada, Ressources naturelles Canada, Sécurité publique Canada et les organismes d'intervention en cas d'urgence des provinces de l'Ontario, de Québec et du Nouveau-Brunswick.

Portée

Conformément à l'article 5 de la Convention, ce quatrième rapport montre comment le Canada a satisfait aux obligations que lui imposent les articles 6 à 19 au cours de la période de référence, qui va d'avril 2004 à mars 2007. Il suit de près les lignes directrices en matière de forme et de structure établies par les parties contractantes en vertu de l'article 22 de la Convention. Ce quatrième rapport décrit les dispositions prises par le Canada pour s'acquitter de ses obligations aux termes de la Convention et donne des précisions sur les changements apportés depuis la publication du troisième rapport canadien. Une attention particulière est accordée au progrès réalisé pour répondre aux questions de sûreté soulevées lors de la revue du troisième rapport canadien.

Tel que convenu lors de la troisième réunion d'examen, lorsqu'il est utilisé dans les articles de la Convention, le terme « installations nucléaires » signifie centrales nucléaires. Par conséquent, le rapport canadien ne couvre pas les réacteurs de recherche.

De même, ce rapport ne couvre pas la sécurité nucléaire et les garanties et, sauf pour les renseignements fournis à l'alinéa 19 (viii), la gestion des déchets radioactifs et du combustible usé. Ce dernier sujet est abordé de façon plus approfondie dans le deuxième *Rapport national du Canada pour la Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs* publié en octobre 2005.

Contenu

Le chapitre II de ce rapport décrit des aspects de la production de l'énergie nucléaire au Canada de même que des politiques et de la réglementation dans ce domaine qui, bien que n'étant pas directement liés à

l'un des articles de la Convention, procurent des informations sur le contexte dans lequel on se conforme aux articles.

Le chapitre III donne une vue d'ensemble des conclusions du rapport et inclut un sommaire pour chacun des sujets suivants :

- les mesures prises pour se conformer aux articles de la Convention;
- les progrès réalisés concernant les actions assignées au Canada lors de la troisième réunion d'examen (voir l'alinéa B.2 de ce chapitre);
- les questions de sûreté importantes non couvertes par les actions assignées au Canada lors de la troisième réunion d'examen ainsi que les nouvelles questions de sûreté qui se sont manifestées au cours de la période de référence; et
- les activités planifiées pour tenir compte des actions assignées au Canada et d'autres questions de sûreté.

Le chapitre IV donne des renseignements détaillés sur la façon dont le Canada a assumé pendant la période de référence les obligations que lui imposent les articles 6 à 19 de la Convention. Ce chapitre est divisé en quatre sections correspondant aux différentes parties des articles de la Convention :

- Partie A - Généralités (Article 6),
- Partie B - Législation et réglementation (Articles 7 à 9),
- Partie C - Considérations générales de sûreté (Articles 10 à 16), et
- Partie D - Sûreté des installations (Articles 17 à 19).

Au début de chaque article se trouve un cadre contenant le texte de l'article pertinent de la Convention. Pour chacun des articles, la description des dispositions prises par le Canada pour s'acquitter des obligations pertinentes est divisée en alinéas dont la structure et la numérotation correspondent à celles retrouvées dans l'article même. Lorsqu'il est nécessaire de subdiviser davantage la description, des lettres minuscules sont ajoutées au numéro de l'article à des fins de référence.

Des informations additionnelles rassemblées en deux groupes sont fournies à la fin du rapport. Les appendices (identifiées par les lettres A à G) donnent des renseignements détaillés s'appliquant à plus d'un article. Les annexes donnent des informations qui sont :

1. directement pertinentes à l'approche adoptée par le Canada pour satisfaire aux obligations d'un article donné, et
2. a) essentiellement équivalentes à celles qui ont déjà été présentées dans des rapports canadiens précédents (sous le même article); ou
b) spécifiques à un titulaire de permis ou à une province.

Le numéro de chacune des annexes est le même que le numéro de l'article correspondant.

Références

Les versions intégrales des premier, deuxième et troisième rapports canadiens et des documents connexes se trouvent sur les sites Web de la CCSN et de l'AIEA (voir les adresses des sites Web à l'appendice A). Les rapports annuels du personnel de la CCSN sur le rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada et les rapports annuels de la CCSN se trouvent aussi sur le site Web de la CCSN.

L'appendice A fournit une liste des sites Web pertinents des différents organismes mentionnés dans ce rapport. Ce quatrième rapport sera affiché sur le site Web de la CCSN en 2007 dans les deux langues officielles du Canada (l'anglais et le français).

B RÉSULTATS DE LA TROISIÈME RÉUNION D'EXAMEN

Lors de la troisième réunion d'examen de la Convention qui a eu lieu à Vienne, en avril 2005, le Canada a présenté son rapport à un auditoire de plus de 34 personnes représentant 18 pays. Le Canada a également répondu aux commentaires et aux questions de nombreux pays tels que la Finlande, la Corée, la Hongrie, le Japon, les États-Unis, le Pakistan, l'Allemagne et la Chine. Ces questions et commentaires portaient sur divers sujets, comme l'indépendance réglementaire, l'approche de réglementation en fonction du risque, le redémarrage et la remise à neuf des centrales, le renouvellement des permis et les bilans périodiques de la sûreté (BPS). Les sections qui suivent énumèrent les bonnes pratiques citées lors de la troisième réunion d'examen et les actions de suivi qui en découlent.

B.1 Bonnes pratiques

L'examen par des pairs du troisième rapport canadien a fait ressortir les bonnes pratiques réglementaires et du secteur nucléaire suivantes:

- le processus de réglementation est ouvert au public et transparent;
- les entreprises du secteur nucléaire font régulièrement part de leur expérience d'exploitation afin que des leçons puissent être tirées rapidement et intégrées aux activités d'exploitation;
- l'organisme de réglementation surveille continuellement et systématiquement le rendement en matière de sûreté des titulaires de permis dans plusieurs domaines de sûreté;
- l'organisme de réglementation évalue systématiquement la culture de sûreté, la gestion de la qualité et la conformité des titulaires de permis aux lois et aux règlements; et
- l'organisme de réglementation met en place des systèmes modernes de gestion de la qualité dans le cadre de ses initiatives visant à améliorer l'efficacité et l'efficience.

Le chapitre III (Sommaire) fournit une brève mise à jour sur ces bonnes pratiques.

B.2 Actions de suivi et leur état d'avancement

Le Canada a accepté de prendre plusieurs actions en vue d'améliorer la sûreté, incluant:

1. élaborer l'approche de réglementation pour la remise à neuf et le prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires;
2. moderniser le cadre de réglementation relatif à la délivrance de permis dans les cas de projet de nouvelle centrale nucléaire;
3. maintenir les compétences en matière de sûreté du secteur nucléaire et chez l'organisme de réglementation;
4. achever la mise en œuvre du programme de gestion de la qualité chez l'organisme de réglementation;
5. améliorer le système d'évaluation utilisé pour attribuer des cotes de rendement aux titulaires de permis;
6. finaliser le projet d'amélioration de la réglementation des centrales nucléaires;
7. évaluer l'option de faire usage des bilans périodiques de la sûreté au Canada;
8. améliorer l'approche de réglementation en fonction du rendement et du risque;
9. poursuivre le programme visant à améliorer la marge de sûreté dans les cas de grosse perte de caloporteur;
10. poursuivre le projet sur le cadre d'exploitation sûre; et
11. accueillir une équipe d'inspection du Service d'examen intégré de la réglementation.

À titre de bonne pratique, le Canada a décidé de préparer un rapport qui donne un sommaire des progrès réalisés pour compléter chacune des actions au cours de la première année qui a suivi la troisième réunion d'examen. Ce rapport, *Troisième réunion d'examen - Convention sur la sûreté nucléaire, Rapport - Premier anniversaire*, a été publié en avril 2006, et il est disponible sur le site Web de la CCSN.

Un sommaire des progrès réalisés jusqu'à maintenant pour compléter chacune des actions est inclus au chapitre III (Sommaire).

CHAPITRE II

CONTEXTE

A GÉNÉRALITÉS

Pendant plusieurs décennies, le gouvernement du Canada a apporté son aide financière à la recherche nucléaire et son soutien au développement et à l'utilisation de l'énergie nucléaire et à d'autres applications connexes.

L'exploitation de la première centrale nucléaire au Canada a débuté en 1962. Aujourd'hui, les fonds que le gouvernement du Canada allouent aux activités de recherche et de développement portant sur la technologie des réacteurs canadiens à deutérium-uranium totalisent environ 100 millions de dollars par année. De plus, le secteur nucléaire, par l'entremise du Groupe des propriétaires de CANDU, fournit approximativement 33 millions de dollars par année pour la recherche en soutien aux centrales nucléaires présentement en exploitation.

Les énoncés suivants offrent une vue d'ensemble de l'activité nucléaire au Canada :

- en moyenne, 15 % de l'électricité au Canada est d'origine nucléaire;
- en Ontario, 50 % de la production de l'électricité provient de centrales nucléaires;
- la technologie nucléaire canadienne a permis au monde médical d'améliorer les techniques de dépistage et de traitement du cancer (le Canada fournissant 50 % du marché mondial des isotopes à des fins médicales);
- des réacteurs CANDU d'origine canadienne ont été mis en service dans plusieurs pays;
- l'ensemble du secteur nucléaire canadien, incluant les centrales nucléaires, contribue plusieurs milliards de dollars au produit intérieur brut et crée plus de 30 000 emplois nécessitant des habiletés de haut niveau; et
- le Canada est la plus grande source d'approvisionnement d'uranium au monde et, en termes de la valeur de sa production, l'uranium constitue toujours un des 10 métaux les plus importants au pays.

B POLITIQUE NATIONALE EN MATIÈRE NUCLÉAIRE

L'énergie nucléaire relève de la compétence fédérale. Le gouvernement du Canada accorde une haute priorité à la santé et sécurité des personnes et à la protection de l'environnement face à l'exploitation des différentes installations du secteur nucléaire et a établi un régime réglementaire exhaustif et robuste.

L'organisme de réglementation du secteur nucléaire au Canada est la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN), un organisme fédéral indépendant. D'autres ministères importants du gouvernement fédéral ayant un rôle à jouer dans le secteur nucléaire canadien sont les suivants :

- Ressources naturelles Canada, qui élabore les politiques fédérales canadiennes en matière d'énergie, administre la *Loi sur les déchets de combustible nucléaire*, assume la responsabilité globale pour la gestion des déchets produits antérieurement à la réglementation et qui est responsable de la *Loi sur la responsabilité nucléaire* qui est présentement administrée par la CCSN;
- Santé Canada, qui établit les normes en matière de radioprotection et effectue la surveillance de l'exposition aux rayonnements dans le milieu de travail;
- Transport Canada, qui élabore et administre les politiques, règlements et les services relatifs au système de transport canadien, incluant le transport des matières dangereuses;
- Environnement Canada, qui contribue au développement durable par des mesures visant à prévenir la pollution afin de protéger l'environnement de même que la santé et la vie des

personnes des risques que présentent les substances toxiques; et qui est aussi responsable de l'administration de la *Loi canadienne sur la protection de l'environnement* dont elle a délégué une partie à la CCSN; et

- Affaires étrangères et Commerce international Canada qui établit et administre les politiques en matière de non-prolifération nucléaire qui sont mises en œuvre par la CCSN.

La *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN), la *Loi sur l'énergie nucléaire*, la *Loi sur les déchets de combustible nucléaire* et la *Loi sur la responsabilité nucléaire* sont les pièces maîtresses du régime législatif et du cadre de réglementation canadiens relatifs aux questions nucléaires. La LSRN constitue le principal document de loi pour s'assurer de la sûreté du secteur nucléaire au Canada. D'autres documents législatifs portant sur la protection de l'environnement et la sécurité des travailleurs, tels que la *Loi canadienne sur la protection de l'environnement* et le *Code canadien du travail*, viennent en complément à ces lois.

L'ensemble des politiques canadiennes relatives au domaine nucléaire couvre les aspects généraux suivants: une politique en matière de non-prolifération, des règlements transparents et indépendants, un ensemble de politiques concernant les déchets radioactifs, une politique ayant trait à la possession et le contrôle de l'uranium, le soutien à la recherche nucléaire, la conception et le soutien relatif à la technologie des réacteurs CANDU, et la coopération avec les gouvernements provinciaux et les autorités municipales.

Le Canada est membre actif d'un bon nombre d'organismes dont l'AIEA, l'Association internationale des responsables des autorités de sûreté nucléaire, le Groupe des cadres supérieurs des organismes de réglementation - CANDU, l'Agence de l'Organisation de coopération et de développement économiques pour l'énergie nucléaire (AEN) et le Groupe du G8 sur la sûreté et la sécurité nucléaires. Ces organismes donnent au Canada la possibilité de coordonner ses activités à l'échelle internationale, d'influer sur la sûreté nucléaire, d'améliorer cette dernière dans une perspective de réglementation et de partager informations et expérience avec d'autres organismes de réglementation. Le Canada est aussi un membre actif de la Tribune internationale sur la génération IV et a mis sur pied un programme national ayant trait à ce sujet.

Le Canada est partie à trois autres conventions multilatérales sur la sûreté nucléaire :

- la *Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs*;
- la *Convention internationale sur la protection physique des matières nucléaires*; et
- la *Convention internationale pour la suppression des actes de terrorisme nucléaire*.

C DÉVELOPPEMENTS DE NATURE RÉGLEMENTAIRE, LÉGISLATIVE ET AUTRE

C.1 Éclaircissements apportés au processus de délivrance de permis de centrale nucléaire

En 2006, pour donner suite aux indices laissant présager que de nouvelles centrales nucléaires pourraient être construites au Canada afin de répondre aux besoins futurs en énergie, la CCSN a publié un document d'information intitulé *Processus d'autorisation des nouvelles centrales nucléaires au Canada* (INFO-0756). Ce document précisait le processus de délivrance de permis actuel, dans le cadre de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* et de ses règlements. La CCSN a également fourni en 2007 des renseignements supplémentaires sur le processus d'examen de la conception des nouvelles centrales nucléaires au Canada.

C.2 La Loi sur l'électricité du Nouveau-Brunswick

La *Loi sur l'électricité* est entrée en vigueur dans la province du Nouveau-Brunswick le 1^{er} octobre 2004. Elle traite entre autres de la restructuration d'Énergie Nouveau-Brunswick en quatre filiales appartenant exclusivement à la province du Nouveau-Brunswick. L'une d'elles est Énergie nucléaire Nouveau-Brunswick (ENNB), qui est le nouveau titulaire du permis délivré pour la centrale Point Lepreau.

C.3 Tribune des cadres de direction du secteur de l'énergie nucléaire

Lors de la troisième réunion d'examen de la *Convention sur la sûreté nucléaire*, les dirigeants des entreprises œuvrant dans le secteur nucléaire ont manifesté conjointement le désir de continuer de porter une attention particulière à la sûreté nucléaire pendant la période entre les réunions d'examen. En ce sens, lors d'une rencontre en 2006 entre la présidente de la CCSN et les premiers dirigeants des titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada, une tribune a été créée afin de faciliter l'apport d'améliorations à la sûreté et d'examiner des questions stratégiques. La Tribune des cadres de direction du secteur de l'énergie nucléaire au Canada (CNUEF) comprend les chefs de l'exploitation nucléaire des titulaires de permis de centrale nucléaire et le personnel de direction de la CCSN responsable de la réglementation de leurs installations. Au cours de la période de référence, des projets visant à faire progresser plusieurs initiatives importantes en matière de sûreté nucléaire ont été examinés lors de rencontres de la CNUEF. Certains de ces projets sont décrits aux alinéas 14 (i) c et 14 (i) f.

D LE SECTEUR DE L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE AU CANADA

D.1 Liste des centrales nucléaires actuelles au Canada

Sur un total de 22 réacteurs nucléaires au Canada, un permis autorisant la production d'énergie était en vigueur pour 18 d'entre eux. Au cours de la période de référence, deux réacteurs étaient vides de combustible, deux ont été placés progressivement dans un état de conservation sûr, et un a été remis en service (pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa D.3 de ce chapitre). Les centrales nucléaires au Canada sont exploitées par quatre titulaires de permis :

1. Ontario Power Generation Inc. (OPG), une entreprise privée appartenant entièrement à la province de l'Ontario;
2. Bruce Power Inc. (Bruce Power), une société privée;
3. Hydro-Québec (HQ), une société d'État appartenant à la province de Québec; et
4. la Société énergie nucléaire Nouveau-Brunswick (ENNB), une société d'État appartenant à la province du Nouveau-Brunswick.

Ces quatre titulaires de permis exploitent au total cinq centrales nucléaires en vertu de sept permis:

- en Ontario: Darlington (un permis), Pickering (Pickering-A et Pickering-B avec un permis chacune) et Bruce (Bruce-A et Bruce-B avec un permis chacune);
- au Québec: Gentilly-2 (un permis); et
- au Nouveau-Brunswick: Point Lepreau (un permis).

Des renseignements de base sur toutes les tranches des centrales nucléaires sont donnés à l'appendice B.

Toutes les centrales nucléaires au Canada possèdent des réacteurs à eau lourde sous pression de conception CANDU. Une description détaillée des réacteurs CANDU a été fournie dans les premier et deuxième rapports canadiens.

D.2 Le marché de l'électricité

Tel que signalé dans le troisième rapport canadien, le secteur de l'électricité dans la province de l'Ontario a été ouvert à la compétition le 1^{er} mai 2002. Il a aussi été mentionné précédemment que le gouvernement de l'Ontario a entrepris en 2004 une série d'études visant à déterminer quels changements additionnels, si nécessaires, devaient être apportés au marché de l'électricité. Plus précisément, le gouvernement a évalué la structure des tarifs adoptés pour ce marché et le rôle qu'OPG y joue. Ces études ont mené en 2004 à la *Loi sur la restructuration du secteur de l'électricité en Ontario* qui a réorganisé le système électrique de cette province. Pour répondre au besoin de maintenir les prix stables pour les consommateurs, la loi a établi un marché hybride de l'électricité en Ontario (en partie réglementé et en partie ouvert à la compétition). Ceci a été accompli en retirant les centrales hydroélectriques importantes et les centrales nucléaires d'OPG du marché compétitif et en les assujettissant aux tarifs réglementés par la Commission de l'énergie de l'Ontario. La loi prévoyait aussi la création d'une nouvelle entité, l'Office de l'électricité de l'Ontario (OEO), ayant pour but d'assurer l'alimentation à long terme en électricité en Ontario. L'OEO établira les prévisions au regard de la demande future ainsi que des possibilités de conservation et l'apport potentiel des énergies renouvelables et élaborera un plan d'un système intégré pour la production, le transport et la conservation.

L'OEO a émis en 2005 son rapport intitulé *Conseil et recommandations relatifs à l'ensemble des sources d'approvisionnement en électricité* qui présentait au ministre ontarien de l'Énergie des recommandations sur les options pour le développement futur du système électrique de l'Ontario.

En 2006, dans le cadre de sa réponse au rapport de l'OEO, le gouvernement de l'Ontario l'a chargé de prévoir une capacité de production nucléaire suffisante pour répondre aux besoins des charges de base mais de limiter la capacité en énergie nucléaire installée et en service à 14 000 MW au cours de la période que couvre le plan. Ce plan couvre une période allant jusqu'en 2007.

Le gouvernement de l'Ontario a demandé à OPG d'entreprendre une étude de faisabilité concernant la remise à neuf de tranches aux sites de Pickering et de Darlington. On a aussi demandé à OPG de commencer le travail requis pour effectuer une étude environnementale (EE) relative à la construction de nouvelles tranches à une des centrales nucléaires actuelles (Darlington).

Aucun développement majeur des marchés de l'électricité des provinces de Québec et du Nouveau-Brunswick affectant de façon substantielle les plans ou l'exploitation des centrales Gentilly-2 et Point Lepreau n'est survenu au cours de la période de référence.

D.3 Projets de prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires actuelles

Des projets de prolongement de la durée de vie sont présentement en cours ou sont envisagés pour plusieurs tranches des centrales nucléaires canadiennes. La remise à neuf d'une tranche à une centrale CANDU consiste habituellement à remplacer des composantes importantes du réacteur telles que les canaux de combustible et à remplacer ou remettre à niveau d'autres systèmes importants pour la sûreté. Assumant que la CCSN donne son approbation, un réacteur remis à neuf et dont les canaux de combustible ont été remplacés pourrait, selon les circonstances, être exploités pendant une période d'environ 25 ans ou plus. L'état des différents projets de remise à neuf est décrit ci-après (pour de plus amples renseignements, voir à l'alinéa 14 (i)).

Remise en service de Pickering-A

L'exploitation de la centrale Pickering-A a débuté en 1971. Les quatre tranches de la centrale Pickering-A ont été mises en état d'arrêt garanti en 1997 afin de pouvoir concentrer le plus possible les ressources humaines et financières à l'amélioration de l'exploitation des autres centrales nucléaires en Ontario. Plus tard, OPG a évalué la possibilité de remettre cette centrale à neuf et éventuellement en service (pour de plus amples renseignements sur les questions techniques en cause, voir les rapports canadiens précédents). Suite à une évaluation environnementale (EE) approfondie et une mise à niveau importante, la tranche 4 a été remise en service en 2003 et la tranche 1 en 2005.

En 2005, OPG a décidé de ne pas remettre en service les tranches 2 et 3. Cette décision reposait strictement sur une analyse de rentabilité et non sur des inquiétudes sur le plan de la sûreté ou des difficultés techniques ne pouvant être surmontées.

OPG a déterminé que l'état physique des tranches 2 et 3 était inférieur à celui des tranches 1 et 4. À titre d'exemple, l'état des générateurs de vapeurs des tranches 2 et 3 était de beaucoup inférieur à celui des générateurs de vapeur des tranches 1 et 4. Une surveillance plus importante et des inspections additionnelles de ces générateurs de vapeur et d'autres composantes signifiaient qu'OPG serait forcée d'effectuer des arrêts de plus longue durée au cours des années à venir. Des travaux sont en cours pour mettre ces tranches dans un état de conservation sûr, c'est-à-dire le combustible déchargé et l'eau lourde drainée du réacteur. Certains systèmes des tranches 2 et 3 nécessaires au bon fonctionnement de toutes les tranches vont demeurer en service en soutien à l'exploitation des tranches 1 et 4. Les tranches 2 et 3 seront maintenues dans un état de conservation sûr jusqu'à ce que toute la centrale nucléaire soit mise à l'arrêt à des fins de déclassement.

Remise à neuf de Pickering-B

L'exploitation de Pickering-B a débuté en 1983 et elle pourrait se poursuivre de manière sûre pendant presque dix ans avant qu'une remise à neuf ne soit nécessaire. À la fin de la durée prévue de la vie des tranches, celles-ci pourraient être mises à l'arrêt ou remises à neuf. En 2006, OPG a soumis à la CCSN une lettre d'intention et une description d'un projet relatif à la remise à neuf possible de Pickering-B. L'arrêt de la centrale à des fins de remise à neuf aurait lieu au plus tôt quelque temps en 2012.

Remise à neuf de Bruce-A

L'exploitation de Bruce-A a débuté en 1977. La tranche 2 a été mise en état de fermeture temporaire à long terme en 1995 tandis que les tranches 1, 3 et 4 ont été mises dans un état de fermeture temporaire en 1997 et 1998. Les tranches 3 et 4 ont été remises en service en janvier 2004 et octobre 2003 respectivement.

En 2004, Bruce Power a soumis à la CCSN une lettre d'intention et une description d'un projet relatif au prolongement de la durée de vie des tranches 1 et 2 de Bruce-A et la poursuite de son exploitation. Les travaux de remise à neuf ont débuté pendant la période de référence.

Remise à neuf de Gentilly-2

L'exploitation de Gentilly-2 a débuté en 1983. En 2001, dans le cadre du projet de remise à neuf de Gentilly-2, Hydro-Québec a entrepris un examen de la sûreté. Au cours de la période de référence, Hydro-Québec a poursuivi cet examen ainsi que la planification des aspects techniques et réglementaires. La décision relative à la remise à neuf de Gentilly-2 sera prise par Hydro-Québec à la fin de 2008.

Remise à neuf de Point Lepreau

L'exploitation de Point Lepreau a débuté en 1983. En 2005, le gouvernement du Nouveau-Brunswick a annoncé qu'ENNB allait de l'avant avec le projet de remise à neuf de Point Lepreau. Les services d'Énergie atomique du Canada limitée (EACL) ont été retenus comme entrepreneur général pour cet important projet.

Depuis qu'elle a reçu l'approbation d'aller de l'avant, ENNB a entrepris les travaux détaillés d'ingénierie, la planification de l'arrêt et les activités d'approvisionnement en prévision d'un arrêt de dix-huit mois. Il est prévu que cet arrêt à des fins de remise à neuf débutera en avril 2008.

D.4 Demandes de permis de préparation de l'emplacement pour de nouvelles centrales nucléaires

À l'été 2006, deux entreprises ont soumis des demandes de permis de préparation de l'emplacement en vue de la construction de centrales nucléaires. Dans la première demande, Bruce Power délimitait deux emplacements possibles, tous les deux à l'intérieur du périmètre actuel du site de Bruce. Dans l'autre demande, OPG délimitait un emplacement à l'intérieur du périmètre actuel du site de Darlington.

Le personnel de la CCSN vérifiera si les emplacements proposés sont appropriés en se référant aux normes nationales et internationales pertinentes, incluant les publications de l'AIEA. La CCSN a aussi jugé qu'en vertu de la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* (LCEE) et des règlements connexes, une EE devait être effectuée pour chacun des projets. Les résultats de l'évaluation des effets probables sur l'environnement doivent aussi s'avérer positifs avant d'envisager quelque action que ce soit concernant la délivrance d'un permis en vertu de la LSRN.

CHAPITRE III

SOMMAIRE

A ÉTAT DE LA CONFORMITÉ AUX ARTICLES DE LA CONVENTION ET SOMMAIRE GLOBAL

L'article 5 de la Convention exige de chaque pays signataire qu'il produise un rapport sur les mesures prises pour s'acquitter de chacune de ses obligations. Le présent rapport fait état des mesures adoptées par le Canada aux termes des articles 6 à 19 de la Convention. Les autres obligations liées à la Convention sont mises en œuvre au moyen d'activités administratives et en participant aux forums pertinents.

Au cours de cette période, les mesures mises en place pour que le Canada puisse remplir ses obligations ont été maintenues et, dans plusieurs cas, améliorées. Facilitées par un régime législatif moderne et robuste, elles sont mises en œuvre par un organisme de réglementation et des titulaires de permis de centrale nucléaire dont les efforts sont axés sur la santé et la sécurité des personnes et sur la protection de l'environnement. L'approche canadienne concernant ces mesures est habituellement non prescriptive; c'est-à-dire que la CCSN établit des exigences réglementaires générales et les titulaires de permis de centrale nucléaire élaborent des mesures particulières afin de répondre à ces exigences. Les mesures critiques pour la sûreté doivent être approuvées par la CCSN avant que les activités nécessitant un permis puissent commencer. Au cours de la période de référence, toutes les centrales nucléaires ont répondu aux exigences et attentes réglementaires dans presque tous les domaines de sûreté faisant l'objet d'évaluations de la part de la CCSN. Bien que, par moments au cours de la période de référence, certains domaines de sûreté des centrales nucléaires aient été jugés inférieurs aux exigences, en 2006, à toutes les centrales nucléaires au Canada, tous les domaines de sûreté répondaient ou étaient supérieurs aux exigences, tant de l'aspect conception des programmes que leur mise en œuvre.

Les problèmes liés à la sûreté décelés au cours de la période de référence ont été traités de manière adéquate, bien que la résolution de plusieurs d'entre eux fait toujours partie des priorités courantes. Les événements rapportés (les plus importants sont décrits à l'appendice D) n'ont pas présenté une menace importante pour les personnes et l'environnement et ils se sont vus attribuer seulement le niveau « 0 » ou le niveau « 1 » de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES). Le suivi effectué par les titulaires de permis était approprié et efficace. Dans aucun cas, la CCSN n'a eu, au cours de la période de référence, à recourir à des mesures d'application officielles pour résoudre des problèmes liés à la sûreté qui se sont manifestés aux centrales nucléaires canadiennes et plusieurs des problèmes importants liés à la sûreté ont été abordés de façon concertée. L'approche non prescriptive canadienne comporte des échanges entre l'organisme de réglementation et les titulaires de permis de centrale nucléaire afin de clarifier les exigences au besoin et de s'assurer que les solutions proposées pour régler les problèmes répondent réellement aux exigences. Les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada ont aussi collaboré à plusieurs projets servant à la résolution des problèmes de sûreté et au partage de l'information.

À toutes les centrales nucléaires canadiennes au cours de la période de référence, les marges de sûreté, l'application du principe des barrières multiples et l'état physique des lieux et des composantes étaient satisfaisants. À toutes ces centrales, les doses maximales des travailleurs étaient bien en deçà des limites de doses annuelles et les rejets radioactifs ont été limités à environ 1 % des limites opérationnelles dérivées (voir la définition à la section 15 d).

B SUIVI DES BONNES PRATIQUES ET DES ACTIONS INITIÉES LORS DE LA TROISIÈME RÉUNION D'EXAMEN

B.1 Bonnes pratiques

Des bonnes pratiques réglementaires et du secteur nucléaire ont été relevées lors de l'examen du troisième rapport canadien par des pairs. Ces bonnes pratiques ont été maintenues et, dans certains cas, améliorées au cours de la période de référence. Une mise à jour sommaire de ces pratiques est fournie ci-après, incluant des références à des descriptions plus détaillées se trouvant au chapitre IV.

1. Le processus de réglementation est ouvert au public et transparent.

Au cours de la période de référence, la CCSN a continué de faciliter la participation du public au processus de réglementation (voir l'alinéa 8.1 a) et de remplir la partie de son mandat relative à la diffusion de l'information à toutes les parties intéressées. La CCSN a formé un comité ayant pour but de consulter et communiquer avec les organismes non gouvernementaux sur la réglementation et les politiques nucléaires. La CCSN a également tenu des audiences publiques dans les collectivités les plus touchées par les travaux de la Commission, par exemple, le Québec pour traité de sujets concernant Gentilly-2 (pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 8.2 b).

2. Les centrales nucléaires font régulièrement part de leur expérience d'exploitation afin que des leçons soient tirées rapidement et intégrées aux activités d'exploitation.

Au cours de la période de référence, les titulaires de permis de centrale nucléaire ont poursuivi leurs programmes de collecte et d'analyse des données sur l'expérience d'exploitation. Les titulaires de permis ont continué d'examiner l'expérience d'exploitation tant nationale qu'internationale et, au besoin, à l'intégrer à leurs opérations (pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 19 (vii)). La participation des titulaires de permis à des audits indépendants menés par des organismes externes comme l'Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires (WANO) et l'AIEA (équipe d'évaluation de la sûreté de l'exploitation (OSART)) a également facilité l'intégration de l'expérience de pairs et d'experts externes et des leçons qu'ils en ont tirées (pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 14 (ii) c).

3. L'organisme de réglementation surveille de façon continue et systématique le rendement en matière de sûreté des titulaires de permis dans plusieurs domaines de sûreté.

Au cours de la période de référence, la CCSN a poursuivi son programme de promotion du respect des exigences réglementaires auprès des titulaires de permis et de vérification de leur niveau de conformité. Un programme de conformité de référence, comprenant un ensemble d'inspections choisies au préalable, a été élaboré et mis en œuvre afin de promouvoir l'efficacité, l'efficience, la cohérence et la clarté en matière de réglementation. Couvrant un ensemble exhaustif de domaines de sûreté, le personnel de la CCSN a également continué d'évaluer les programmes des titulaires de permis en matière d'exploitation et leurs mises en œuvre. Pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 7.2 (iii) c.

4. L'organisme de réglementation évalue systématiquement la culture de sûreté, la gestion de la qualité et la conformité des titulaires de permis aux lois et aux règlements.

Au cours de la période de référence, la CCSN a poursuivi son programme de promotion du respect des exigences réglementaires auprès des titulaires de permis et de vérification de leur niveau de conformité. La CCSN a continué de faire la collecte de données pouvant servir à l'application de sa méthode d'examen de l'organisation et de la gestion. La CCSN a de plus fourni des renseignements aux titulaires

de permis afin de les aider à élaborer une méthode d'auto-évaluation de la culture de sûreté (pour de plus amples renseignements, voir la section 10 b)

5. L'organisme de réglementation met en place des systèmes modernes de gestion de la qualité dans le cadre de ses initiatives visant à améliorer l'efficacité et l'efficience.

Au cours de la période de référence, la CCSN a continué de mettre en œuvre des initiatives afin d'améliorer l'efficacité et l'efficience. La structure de gestion, la planification et d'autres dispositions sont révisées au besoin afin de pouvoir répondre aux exigences changeantes de la réglementation des centrales nucléaires (pour de plus amples renseignements, voir l'article 8 de même que l'action no. 4 à la section B.2 de ce chapitre).

B.2 Actions assignées au Canada

L'examen par des pairs du troisième rapport canadien a produit une liste de plusieurs actions visant l'amélioration de la sûreté qui se trouve au chapitre I. Au cours de la période de référence, la CCSN et les centrales nucléaires ont réalisé des progrès quant à chacune des actions à compléter. Leurs efforts se poursuivront au cours de la prochaine période de référence. Une mise à jour sommaire des progrès réalisés concernant ces actions de même que des références à des descriptions plus détaillées se trouvent au chapitre IV sont données dans les paragraphes qui suivent.

1. Élaborer l'approche de réglementation pour la remise à neuf et le prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires

Au cours de la période de référence, la CCSN a publié à des fins de consultation publique le guide d'application de la réglementation G-360 *Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires* (pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 7.2 (i)). Bruce Power et OPG utilisent cette ébauche de guide pour effectuer l'étude de faisabilité portant sur la remise à neuf éventuelle de Bruce-A et Pickering-B respectivement.

2. Moderniser le cadre de réglementation relatif à la délivrance de permis dans les cas de projet de nouvelle centrale nucléaire

Au cours de la période de référence, la CCSN a publié le document INFO-0756 *Processus d'autorisation des nouvelles centrales nucléaires au Canada* afin d'apporter des clarifications au processus actuel de délivrance de permis dans le contexte de la LSRN et de ses règlements. La CCSN a également publié des renseignements supplémentaires sur le processus d'examen de la conception des nouvelles centrales nucléaires. La CCSN élabore présentement des normes d'application de la réglementation portant sur des exigences relatives à la conception, au choix de l'emplacement et à l'analyse de sûreté des centrales nucléaires. La CCSN élabore également plusieurs autres politiques, normes et guides d'application de la réglementation qui sont à différents stades d'avancement et qui contribueront aussi à établir le cadre de réglementation devant être utilisé pour la délivrance de permis dans les cas de nouvelle centrale nucléaire (pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 7.2 (i)).

Au cours de la période de référence, les entreprises du secteur nucléaire, la CCSN et l'Association canadienne de normalisation (CSA) ont travaillé de pair afin d'améliorer le programme d'élaboration des normes nucléaires. Plusieurs nouvelles normes ont été publiées et bon nombre des normes déjà en place ont été mises à jour ou leur contenu a été confirmé (pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 7.2 (i)).

Les améliorations devant être apportées au programme relatif aux documents d'application de la réglementation de la CCSN (pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 7.2 (i)) devraient permettre de simplifier l'élaboration du cadre de réglementation pour les nouvelles centrales nucléaires.

3. Maintenir les compétences en matière de sûreté du secteur nucléaire et chez l'organisme de réglementation

Au cours de la période de référence, les centrales nucléaires et la CCSN ont pris plusieurs mesures afin de conserver la compétence du personnel en matière de sûreté. Ces mesures visaient à maintenir et rehausser tant le nombre de travailleurs qualifiés que leurs connaissances et expertises. Lors d'un symposium tenu en 2006, les problèmes de ressources humaines auxquels fait face le secteur nucléaire ont été soulevés et des mesures concrètes ont été proposées dans le cadre d'une stratégie à plusieurs volets pour répondre aux besoins présents et futurs du secteur nucléaire en ressources humaines. Les mesures prévues comprennent une analyse des compétences de la main-d'œuvre et des programmes d'embauche, de formation et de maintien du savoir (pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 11.2 b). Les titulaires de permis de centrale nucléaire ont continué de regarnir leur bassin de main d'œuvre au moyen d'importantes campagnes d'embauche et ils ont renforcé leurs liens avec les universités et collègues. La CCSN a mis sur pied des programmes similaires (voir l'alinéa 8.1 e).

4. Achever la mise en œuvre du programme de gestion de la qualité chez l'organisme de réglementation

Au cours de la période de référence, la CCSN s'est officiellement engagée à établir un système de gestion de la qualité applicable à l'ensemble de l'organisation et conforme aux exigences et à l'orientation de la norme de sûreté GS-R-1 de l'AIEA *Infrastructure législative et gouvernementale pour la sûreté nucléaire, la sûreté radiologique, la sûreté des déchets radioactifs et la sûreté du transport*, du projet de norme DS-113 de l'AIEA *Système de gestion pour les agences de réglementation*, et des guides de sûreté qui les accompagnent. De plus, la CCSN a créé un Conseil de la qualité qui est dirigé par l'agent en chef de la qualité, poste occupé par le premier vice-président Opérations de la CCSN. Une nouvelle division, Gestion de la qualité interne, a également été créée. Le personnel de la CCSN prévoit publier une révision de son manuel de la gestion de la qualité en 2007 (pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 8.1 d).

5. Améliorer le système d'évaluation utilisé pour attribuer une cote au rendement des titulaires de permis

Le système d'attribution des cotes de rendement décrit à l'appendice G n'a pas changé depuis la publication du troisième rapport canadien. Tel que décrit à l'alinéa 7.2 (ii) e, le personnel de la CCSN a reçu des instructions additionnelles plus détaillées relatives à l'application du présent système d'attribution des cotes de rendement aux titulaires de permis de centrale nucléaire. Des progrès ont été réalisés visant à tenir compte de façon plus exhaustive des données pertinentes et à améliorer l'objectivité et la cohérence de l'application (entre les différents sites, d'une période à l'autre, et d'un domaine de sûreté à l'autre).

Au cours de la période de référence, le personnel de la CCSN a apporté des clarifications aux exigences et attentes servant à juger les programmes des titulaires de permis. Par exemple, les normes d'application de la réglementation relatives aux programmes de fiabilité et aux études probabilistes de sûreté (voir l'alinéa 14 (i) d) ont été ajoutées à la liste de références dans les permis d'exploitation. De plus, le personnel de la CCSN a défini des objectifs globaux de rendement pour chacun des domaines de sûreté et programmes. Utilisant ces objectifs de rendement, le personnel de la CCSN a jugé la mise en œuvre de chacun des programmes des domaines de sûreté ainsi que de l'ensemble des programmes pour chacun de ces domaines et leur a attribué des cotes de rendement dont les dernières sont disponibles dans le *Rapport annuel 2006 du personnel de la CCSN sur le rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada* (disponible sur le site Web de la CCSN qui figure sur la liste de l'appendice A)

6. Achever le projet d'amélioration de la réglementation des centrales nucléaires

Au cours de la période de référence, les résultats attendus du programme d'amélioration de la réglementation des centrales nucléaires (PARCN) ont été atteints ou ont été intégrés au plan de mesures correctives élaboré en préparation à l'inspection par une équipe du Service d'examen intégré de la réglementation (SEIR) (voir l'action 11 ci-après).

7. Évaluer l'option de faire usage des bilans périodiques de la sûreté au Canada

Au cours de la période de référence, les titulaires de permis planifiant ou envisageant la remise à neuf de leurs centrales nucléaires ont élaboré, en vue de les soumettre à la CCSN, des processus d'examen intégré de la sûreté (EIS). Ceux-ci constituent des applications uniques du processus des bilans périodiques de sûreté (BPS) de l'AIEA aux projets de remise à neuf. Bien que le processus d'évaluation de la sûreté suivi actuellement pour le renouvellement des permis d'exploitation au Canada soit similaire au BPS, la CCSN continue toujours d'étudier les avantages possibles d'appliquer les BPS aux centrales en exploitation. La CCSN a examiné la mise en œuvre des BPS dans les autres pays et a entamé des discussions avec les centrales nucléaires sur les problèmes liés à l'application des BPS. Si la CCSN devait décider d'appliquer les BPS au Canada, il est prévu que leur introduction et leur mise en œuvre s'étaleraient sur plusieurs années. Des renseignements additionnels sur les BPS sont fournis à l'alinéa 14 (i) f.

8. Améliorer l'approche de réglementation en fonction du rendement et du risque

Au cours de la période de référence, le personnel de la CCSN a élaboré un processus de prise de décision en fonction du risque (PDFR) pour la mise en œuvre de la réglementation relative aux centrales nucléaires. Des guides détaillés ont été élaborés afin de faciliter l'application du processus aux décisions portant sur la délivrance de permis et la conformité ainsi que la planification, la surveillance et la production de rapports concernant les activités du personnel de la CCSN portant sur la réglementation des centrales nucléaires. Le personnel de la CCSN a commencé à appliquer ce processus de façon limitée et à des fins d'essai pendant la période de référence. Pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 8.1 d. La mise en œuvre du programme de conformité de référence décrit à l'alinéa 7.2 (iii) c constitue aussi une amélioration de la réglementation des centrales nucléaires se fondant sur le risque et le rendement.

9. Poursuivre le programme visant à améliorer la marge de sûreté dans les cas de grosse perte de caloporteur

Au cours de la période de référence, une approche applicable à l'ensemble des centrales nucléaires a été adoptée pour régler ce problème. Cette approche comprend une étude de la faisabilité d'apporter des modifications à la conception afin de rétablir les marges de sûreté prévues par les analyses (par exemple, l'utilisation de combustible avec un faible coefficient de réactivité dû au vide), de même que le développement et la mise en œuvre de la méthode « analyse des prévisions les plus probables et incertitudes (BEAU) » comme méthode alternative pour la délivrance de permis afin de démontrer que les marges de sûreté actuelles sont toujours adéquates. De plus, les entreprises du secteur nucléaire étudient les progrès réalisés dans l'application de méthodes tenant compte du risque, incluant l'exclusion des possibilités de ruptures et les inspections en fonction du risque, afin d'évaluer comment ces méthodes peuvent s'appliquer dans les cas de grosse perte de caloporteur (PERCA) aux centrales CANDU. L'application de méthodes tenant compte du risque devrait procurer une confiance accrue dans la prévention des accidents qui constitue la première ligne de défense.

Le nouveau réacteur CANDU avancé (RCA-1000) est conçu avec un facteur de réactivité dû au vide négatif, éliminant à toutes fins pratiques le problème de marge de sûreté en cas de grosse PERCA dans les nouvelles centrales CANDU (pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 14 (i) c).

10. Poursuivre le projet relatif au cadre d'exploitation sûre

Au cours de la période de référence, les titulaires de permis d'exploitation de centrale nucléaire au Canada ont poursuivi leurs projets portant sur le cadre d'exploitation sûre (CES) visant à mieux définir les limites d'exploitation sûre et faciliter leur application une fois celles-ci insérées aux documents d'exploitation. OPG et Bruce Power ont préparé ou sont en voie de préparer des documents relatifs aux exigences en matière de sûreté de l'exploitation pour certains des systèmes importants pour la sûreté. Ces documents fournissent un lien concret, et pouvant facilement être mis à jour, entre l'analyse de sûreté et les documents d'exploitation et donnent une liste exhaustive des limites d'exploitation d'un système donné. L'approche adoptée par ENNB et Hydro-Québec consiste à rendre la méthode servant à définir le CES des systèmes spéciaux de sûreté et d'autres systèmes de sûreté conforme aux lignes directrices du COG et à réviser les documents d'exploitation en conséquence (pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 19 (ii) b).

11. Accueillir une équipe d'inspection du Service d'examen intégré de la réglementation

Au cours de la période de référence, la CCSN a demandé officiellement à l'AIEA que son Service d'examen intégré de la réglementation (SEIR) assemble une équipe d'inspection ayant pour mission d'évaluer son rendement. En prévision de cette visite, une équipe a complété une auto-évaluation qui a dégagé des recommandations et des suggestions pour apporter des améliorations à la CCSN. Cinq projets d'amélioration applicables à l'ensemble de l'organisation et portant sur les domaines suivants ont été définis :

1. le système de gestion;
2. la planification intégrée et la gestion du rendement;
3. le processus de conformité de l'organisme de réglementation;
4. le processus de délivrance de permis de l'organisme de réglementation; et
5. le développement du leadership.

Un plan des mesures correctives a été rédigé en réponse aux recommandations et aux suggestions formulées et afin d'établir un plan intégré de mise en œuvre des cinq projets d'amélioration. Depuis la demande initiale à l'AIEA, la CCSN, tenant compte de l'expérience d'autres inspections organisées par le SEIR, a décidé d'élargir la portée de l'inspection par l'équipe du SEIR pour y inclure les mines et usines de concentration d'uranium et les substances nucléaires. En attente des résultats de pourparlers entre la CCSN et l'AIEA, l'inspection par des pairs du SEIR est prévue au cours de la prochaine période de référence. Des détails additionnels sont fournis à l'alinéa 8.1 d.

C SOMMAIRE DES ACTIVITÉS PRÉVUES POUR AMÉLIORER LA SÛRETÉ

Plusieurs des projets d'amélioration en matière de sûreté décrits dans ce rapport sont en voie de réalisation et, lorsque complétés, contribueront à améliorer de façon marquée la sûreté des centrales nucléaires canadiennes. Un sommaire des progrès prévus concernant les activités les plus importantes de même que des références à des descriptions plus détaillées se trouvant au chapitre IV sont fournis dans les paragraphes suivants.

Des activités de remise à neuf d'envergure sont présentement en cours aux centrales nucléaires canadiennes et passablement de travaux sont prévus à ce chapitre au cours et au-delà de la prochaine période de référence. Les différents projets de remise à neuf comportent le remplacement de composantes majeures. Par exemple, Bruce Power a reçu l'approbation de la CCSN pour remplacer des composantes majeures du circuit caloporteur (canaux de combustible, tuyaux d'alimentation, et générateurs de vapeur), ainsi que des tubes de calandre aux tranches 1 et 2 de Bruce-A. Ces remplacements ramèneront les réacteurs remis à neuf dans un état plus près de leur état initial, et d'autres systèmes importants pour la

sûreté seront renforcés ou mis à niveau. Ces travaux auront un effet bénéfique sur la sûreté en général et certaines des marges de sûreté analysées en seront accrues (pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 14 (i) e).

Les titulaires de permis prévoient compléter au cours de la prochaine période la mise en œuvre de leurs projets visant à assurer la qualification environnementale des systèmes de sûreté et des systèmes liés à la sûreté. Ces projets, entrepris il y a plusieurs années, vont permettre d'avoir une plus grande confiance en la capacité de ces systèmes de fonctionner comme prévu lors d'accidents de dimensionnement (pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 14 (ii) b).

Les titulaires de permis prévoient mettre en vigueur au cours de la prochaine période de référence des documents déjà élaborés dans le cadre du projet d'application des lignes directrices sur la gestion des accidents graves (LDGAG). Les titulaires de permis planifient d'intégrer les stratégies et les guides génériques découlant des LDGAG à chacune des centrales nucléaires et de faire un lien entre ces guides et les procédures d'exploitation en cas d'urgence utilisées en salle de commande, de valider les documents en matière de gestion des accidents graves en les appliquant à une grande variété de scénarios, et de fournir aux organismes d'intervention en cas d'urgence la formation requise pour mettre en œuvre les stratégies en matière de gestion des accidents graves lors d'urgences. Des exercices de validation sont prévus au cours de la prochaine période de référence afin de vérifier l'efficacité des stratégies et des documents d'appui. Une fois ceci complété, la portée du projet sera élargie pour englober la gestion des accidents graves débordant du cadre des procédures actuelles d'exploitation en cas d'urgence. Dans l'éventualité où des dommages importants sont occasionnés au cœur ou sont imminents, la stratégie mise en œuvre permettra aux titulaires de permis de prendre toutes les mesures raisonnables en faisant usage de tout équipement disponible afin de limiter le plus possible les dommages au cœur et les rejets à l'extérieur du confinement (pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 19 (iv)).

Au cours de la prochaine période de référence, OPG complétera les améliorations majeures devant toujours être apportées pour tenir compte de façon permanente des leçons tirées de la panne majeure d'électricité qui est survenue à Pickering le 14 août 2003. Il est prévu que le système d'alimentation électrique de relève, conçu de façon à pouvoir être alimenté par deux turbines à combustion lors de pannes majeures, sera mis en service en 2007 (voir l'article 19).

Tel que décrit dans les paragraphes précédents, toutes les parties intéressées sont fortement déterminées à poursuivre les activités entreprises pour s'acquitter des actions assignées au Canada et plusieurs autres activités connexes sont prévues. Certaines des activités visant à régler le problème des marges de sûreté lors de grosse PERCA sont déjà bien entreprises et elles seront poursuivies au cours de la prochaine période de référence. Elles comprennent (pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 14 (i) c):

- la conversion du cœur (un changement de l'orientation du rechargement du combustible) à Bruce-B;
- l'essai à Bruce d'un combustible ayant un faible coefficient de réactivité dû au vide (FCRV); et
- le développement de la méthode « analyse des prévisions les plus probables et incertitudes (BEAU) » et sa mise en œuvre par Bruce Power et OPG.

La CCSN et les titulaires de permis tiennent fortement à ce que se poursuivent l'évaluation en cours des avantages et des problèmes liés à l'application possible des BPS.

La CCSN a l'intention d'appliquer à une plus grande échelle son processus de PDFR. La CCSN prévoit aussi continuer d'améliorer le cadre de réglementation dans plusieurs domaines clés.

Finalement, la CCSN a demandé au SEIR d'assembler une équipe d'inspection ayant pour mission d'évaluer son rendement et, en attente des résultats de pourparlers avec l'AIEA, il est prévu que cette inspection aura lieu au cours de la prochaine période de référence.

CHAPITRE IV RESPECT DE LA CONVENTION

PARTIE A Généralités

La partie A du chapitre IV comprend seulement un article.

Article 6 – Centrales nucléaires actuelles

Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que la sûreté des installations nucléaires qui existent au moment où la présente Convention entre en vigueur à son égard soit examinée dès que possible. Lorsque cela est nécessaire dans le cadre de la présente Convention, la Partie contractante fait en sorte que toutes les améliorations qui peuvent raisonnablement être apportées le soient de façon urgente en vue de renforcer la sûreté de l'installation nucléaire. Si un tel renforcement n'est pas réalisable, il convient de programmer l'arrêt de l'installation nucléaire dès que cela est possible en pratique. Pour l'échéancier de mise à l'arrêt, il peut être tenu compte de l'ensemble du contexte énergétique et des solutions de remplacement possibles, ainsi que des conséquences sociales, environnementales et économiques.

La sûreté des centrales nucléaires actuelles au Canada a été examinée de façon exhaustive au moment de délivrer le permis initial d'exploitation. Les titulaires de permis et l'organisme de réglementation ont tous deux depuis continué d'effectuer des évaluations de grande portée et reflétant les exigences modernes (par exemple, les mises à jour des rapports de sûreté, les études probabilistes de sûreté, et les évaluations effectuées lors du renouvellement des permis). Des évaluations de la sûreté sont également effectuées suite à des événements d'importance et lorsque l'expérience d'exploitation nationale et internationale le justifie. Les titulaires de permis et l'organisme de réglementation ont également complété plusieurs vérifications détaillées en soutien à la poursuite des opérations. Des précisions sont fournies dans les premier et deuxième rapports canadiens.

Les problèmes importants qui surviennent et qui nécessitent une intervention immédiate sont traités en priorité en mettant en application les dispositions de l'article 7 (par exemple, rendre des ordonnances ou prendre des mesures à l'égard du permis). Les problèmes de sûreté pouvant être réglés sur une plus longue période sans compromettre la sûreté sont traités de façons différentes; le programme des dossiers génériques (DG) étant un exemple. Des améliorations ont été apportées au besoin afin d'accroître les marges de sûreté et de renforcer de façon progressive la sûreté.

Des renseignements de base sur toutes les tranches des centrales nucléaires sont donnés à l'appendice B.

PARTIE B

Législation et réglementation

La partie B du chapitre IV comprend trois articles:

Article 7 – Régime législatif et cadre de réglementation

Article 8 – L’organisme de réglementation

Article 9 – Responsabilités des titulaires de permis

Article 7 – Régime législatif et cadre de réglementation

1. Chaque Partie contractante établit et maintient en vigueur un cadre législatif et réglementaire pour régir la sûreté des installations nucléaires.
2. Le cadre législatif et réglementaire prévoit :
 - i. L’établissement de prescriptions et de règlements de sûreté nationaux pertinents ;
 - ii. Un système de délivrance d’autorisations pour les installations nucléaires et l’interdiction d’exploiter une installation nucléaire sans autorisation ;
 - iii. Un système d’inspection et d’évaluation réglementaires des installations nucléaires pour vérifier le respect des règlements applicables et des conditions des autorisations;
 - iv. Des mesures destinées à faire respecter les règlements applicables et les conditions des autorisations, y compris la suspension, la modification ou le retrait de celles-ci.

7.1 Élaboration du régime législatif et du cadre de réglementation

7.1 a Généralités

La CCSN exerce ses activités à l’intérieur d’un régime législatif moderne et robuste, constitué:

- d’instruments ayant force exécutoire tels que les lois, règlements, permis et ordonnances; et
- de documents d’application de la réglementation tels que des politiques, normes, guides, avis, procédures et documents d’information qui étayent ces instruments et les expliquent (ces documents sont décrits en de plus amples renseignements à la section 7.2 (i)).

La *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, décrite à l’alinéa 7.1 b, chapeaute, en quelque sorte, ce cadre de réglementation nucléaire. Les titulaires de permis sont tenus légalement de se conformer aux documents d’application de la réglementation cités dans les permis délivrés par la CCSN. Les permis sont décrits plus en détails à l’alinéa 7.2 (ii).

7.1 b La *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*

La première législation canadienne en matière de sûreté nucléaire était contenue dans la *Loi sur le contrôle de l’énergie atomique* de 1946. Dans celle-ci, le Parlement du Canada avait déclaré à l’avantage du Canada et, par conséquent, assujettis à la réglementation fédérale, les ouvrages et entreprises destinés à la :

- production et aux applications et usages de l’énergie atomique;
- recherche et aux études sur l’énergie atomique; et
- production, à l’affinage ou au traitement de substances réglementées (y compris le deutérium et les matières fissiles et radioactives).

La *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* a balisé l'approche adoptée en ce qui a trait à la réglementation de l'énergie et des matières nucléaires au Canada pendant plus de 50 ans. Cependant, au fur et à mesure que les pratiques en matière de réglementation ont évolué de pair avec le secteur nucléaire au Canada et la technologie nucléaire et pour faire une place plus importante aux questions relatives à la santé, à la sûreté, à la sécurité et à la protection de l'environnement, le besoin de mettre en place une loi plus moderne s'est fait sentir afin d'établir une réglementation nucléaire plus efficace et plus précise. Tenant compte de ce besoin, la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN) a été adoptée par le Parlement en 1997. Elle est entrée en vigueur le 31 mai 2000 et elle lie l'État fédéral et les provinces, ainsi que le secteur privé.

Alors que la *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* portait à la fois sur la réglementation et le développement de l'utilisation de l'énergie et des matières nucléaires, aux termes de la LSRN, les deux fonctions sont dissociées. Un nouvel organisme de réglementation ayant son identité propre est également établi en vertu de cette loi et ainsi, la Commission de contrôle de l'énergie atomique a été remplacée par la Commission canadienne de sûreté nucléaire¹ (CCSN).

La CCSN est un tribunal administratif et quasi-judiciaire qui établit les stratégies en matière de réglementation sur des questions concernant la santé, la sûreté, la sécurité et l'environnement. Également, elle établit des règlements ayant force exécutoire et rend de façon indépendante des décisions en matière de permis. La Commission a les pouvoirs d'une cour d'archives; autorisée à entendre des témoins, à recevoir des éléments de preuve et à contrôler ses travaux, et elle a en outre toute la souplesse nécessaire pour tenir des audiences informelles.

L'article 9 de la LSRN énonce le mandat de la CCSN comme suit :

- de réglementer le développement, la production et l'utilisation de l'énergie nucléaire ainsi que la production, la possession et l'utilisation des substances nucléaires, de l'équipement réglementé et des renseignements réglementés afin que:
 - le niveau de risque inhérent à ces activités tant pour la santé et la sécurité des personnes que pour l'environnement, demeure acceptable,
 - le niveau de risque inhérent à ces activités pour la sécurité nationale demeure acceptable,
 - ces activités soient exercées en conformité avec les mesures de contrôle et les obligations internationales que le Canada a assumées;
- d'informer objectivement le public – sur les plans scientifique ou technique, ou en ce qui concerne la réglementation du domaine de l'énergie nucléaire – sur ses activités et sur les conséquences, pour la santé et la sécurité des personnes et pour l'environnement, des activités mentionnées dans la première puce.

La CCSN réglemente toutes installations nucléaires et activités nucléaires au Canada incluant :

- la préparation de l'emplacement, la conception, la construction, l'exploitation, le déclassement et l'abandon des
 - centrales nucléaires;
 - réacteurs non producteurs de puissance;
 - établissements de recherche et d'essais nucléaires;
 - mines d'uranium et les usines de concentration d'uranium;
 - raffineries d'uranium et les usines de conversion d'uranium;
 - installations de fabrication de combustible nucléaire;

¹ Le terme « Commission canadienne de sûreté nucléaire », ou CCSN, désigne l'organisation dans son ensemble. Le terme « Commission » est utilisé pour désigner le tribunal tandis que le terme « personnel de la CCSN » désigne le personnel de l'organisation.

- installations de gestion des déchets radioactifs;
- accélérateurs de particules à haute puissance;
- usines d'eau lourde;
- l'accréditation et l'utilisation de l'équipement et des substances nucléaires réglementés servant à :
 - la médecine nucléaire, tels que les installations de téléthérapie et curiethérapie utilisées pour le traitement du cancer, et le diagnostique médical;
 - l'industrie, tels que la radiographie industrielle, les sources servant à la diagraphie en cours de forage de puits de pétrole ou de gaz, les jauges de densité; et
 - la recherche.

La CCSN est aussi responsable de l'administration et de l'application des engagements internationaux pris par le Canada dans le cadre d'accords et de conventions bilatéraux et multilatéraux de coopération nucléaire, incluant dans les domaines des garanties nucléaires ainsi que de l'importation et de l'exportation d'équipement, de substances et de renseignements nucléaires réglementés.

De plus, la LSRN attribue à la CCSN d'autres pouvoirs représentatifs d'un organisme de réglementation moderne. Entre autres, elle

- confère des pouvoirs précis aux inspecteurs et adapte ces pouvoirs aux pratiques législatives courantes;
- prévoit des sanctions plus fortes en cas de non-conformité et adapte ces sanctions aux pratiques courantes;
- comporte des dispositions claires en matière d'appel des ordres d'inspecteurs et de fonctionnaires désignés par la Commission;
- comporte des dispositions permettant à la Commission de revoir des décisions à la lumière de nouvelles informations;
- autorise la Commission à ordonner des mesures correctives dans des situations dangereuses et à exiger des parties responsables qu'elles assument les coûts de ces mesures (dans les cas de décontamination, par exemple);
- confère le pouvoir d'inclure aux permis des conditions exigeant des garanties financières pour l'exploitation, le déclassement et la gestion des déchets radioactifs; et
- autorise le recouvrement des coûts des mesures de réglementation auprès des entités possédant un permis en vertu de la LSRN.

7.1 c Autres textes de loi

Étant donné que la réglementation nucléaire est de compétence fédérale, le gouvernement du Canada réglemente également certaines activités qui, si elles n'étaient pas liées à l'énergie nucléaire, seraient de compétence provinciale. La CCSN doit donc réglementer ces domaines en autant qu'ils relèvent de son mandat et qu'ils tombent sous la portée des installations et des activités spécifiées dans la LSRN. Cette responsabilité peut être partagée avec d'autres ministères ou organismes fédéraux. À titre d'exemple, conformément à la partie II du *Code canadien du travail*, la CCSN partage la réglementation de la santé et sécurité au travail avec Ressources humaines et Développement social Canada. Conformément à la *Loi canadienne sur la protection de l'environnement*, la CCSN partage également la réglementation fédérale en matière de protection de l'environnement avec Environnement Canada.

La réglementation nucléaire est clairement de compétence fédérale. Cependant, selon la Constitution canadienne, des lois provinciales peuvent, dans certains cas, s'appliquer également au domaine nucléaire si elles ne sont pas directement liées à l'énergie nucléaire et si elles ne contreviennent pas aux lois fédérales. Par exemple, les lois provinciales relatives à la protection de l'environnement s'appliquent aux installations nucléaires (comme en témoigne l'événement d'avril 2005 à Bruce-B décrit à l'appendice D). Dans les cas où des lois fédérales et provinciales peuvent s'appliquer, la CCSN tente d'éliminer les répétitions en concluant des

accords de coopération avec les ministères et organismes fédéraux et provinciaux ayant des responsabilités en matière de réglementation ou possédant de l'expertise dans ce domaine afin d'éliminer toute répétition. La LSRN autorise de tels accords afin d'éliminer le chevauchement en matière de réglementation. La LSRN confère aussi à la Commission et au gouverneur en conseil le pouvoir d'incorporer des lois provinciales et des règlements par renvoi.

Les autres textes de loi promulgués par le Parlement et pouvant s'appliquer au secteur nucléaire au Canada sont:

- la *Loi sur l'énergie nucléaire*;
- la *Loi sur la responsabilité nucléaire*;
- la *Loi sur les déchets de combustible nucléaire*;
- la *Loi sur les mesures d'urgence*;
- la *Loi sur la protection civile*; et
- la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale*.

7.1 d Règlements publiés en vertu de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*

Les règlements qui ont été pris en vertu de la LSRN sont les suivants :

- *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires*;
- *Règlement sur la radioprotection*;
- *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*;
- *Règlement sur les installations nucléaires et l'équipement réglementé de catégorie II*;
- *Règlement sur les mines et les usines de concentration d'uranium*;
- *Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement* ;
- *Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires*;
- *Règlement sur la sécurité nucléaire*;
- *Règlement sur le contrôle de l'importation et de l'exportation aux fins de la non-prolifération nucléaire*.
- *Règles de procédure de la Commission canadienne de sûreté nucléaire*.

Ces règlements procurent aux titulaires de permis la souplesse dont ils ont besoin pour déterminer la meilleure façon de satisfaire aux exigences réglementaires. Mis à part quelques exceptions comme l'emballage destiné au transport et les critères d'exemption de permis pour certains appareils, les règlements ne précisent pas dans le détail les critères qui serviront à évaluer une demande de permis ou à juger de la conformité.

Les *Règles de procédure de la Commission canadienne de sûreté nucléaire*, quant à elles, n'ont pas pour objet d'imposer des exigences en matière de santé, de sûreté, de sécurité et de protection de l'environnement; elles visent plutôt à définir les règles présidant aux audiences publiques tenues par la Commission et aux délibérations menées par les fonctionnaires désignés de la Commission.

7.2 Dispositions du régime législatif et du cadre de réglementation

Différentes initiatives de la CCSN visant à améliorer les dispositions du cadre de réglementation étaient décrites dans le troisième rapport canadien sous la rubrique « Programme d'amélioration de la réglementation des centrales nucléaires » (PARCN), dont un certain nombre de projets portant sur la délivrance de permis (alinéa 7.2 (ii)) et la conformité (alinéa 7.2 (iii)). Ces initiatives ont soit été complétées ou elles ont été incorporées au programme plus global d'initiatives d'amélioration intégrées (voir l'alinéa 8.1 d).

En 2006, la CCSN a établi un nouveau Comité des politiques de réglementation ayant comme responsabilités de définir l'orientation stratégique du cadre de réglementation de la CCSN ainsi que d'effectuer la coordination et l'intégration de haut niveau requises dans ce domaine.

7.2 (i) Documents d'application de la réglementation

Les documents d'application de la réglementation appuient le cadre de réglementation de la CCSN en précisant les attentes qui sont formulées dans la LSRN, ses règlements et les instruments ayant force exécutoire tels que les permis et les ordres. Ces documents fournissent des directives, de l'aide et des renseignements aux titulaires de permis.

La CCSN publiait (à la fin de la période de référence) quatre catégories de documents d'application de la réglementation: les politiques, les normes, les guides et les avis. Les définitions de chacune de ces catégories, qui font présentement l'objet d'une revue, se trouvent à l'alinéa 7.2 (i) qui contient également une description des processus mis en œuvre pour élaborer ces documents et les approches adoptées pour intégrer ces normes aux permis d'exploitation des centrales nucléaires. Les documents d'application de la réglementation disponibles, en version finale ou sous forme d'ébauche, sont énumérés dans des tableaux de l'annexe 7.2 (i).

Utilisation d'autres normes pour l'élaboration des documents d'application de la réglementation de la CCSN

Tel que mentionné dans la politique d'application de la réglementation P-299 de la CCSN *Principes fondamentaux de la réglementation*, la CCSN établit des exigences en se servant des normes du secteur nucléaire, des normes nationales et internationales ou d'autres normes appropriées. La CCSN s'est engagée à faire usage d'autres normes, lorsque approprié, afin de mettre en œuvre de façon efficace son mandat en matière de réglementation au Canada. Cette bonne pratique est conforme à l'orientation du Gouvernement du Canada exprimée dans la *Directive du cabinet sur la rationalisation de la réglementation* et cadre bien avec la vision de l'excellence en matière de réglementation de la CCSN. Cet engagement s'applique aussi à l'approche de la CCSN en matière de gestion de la qualité qui préconise que les recommandations que l'AIEA émet à l'intention des organismes de réglementation doivent servir de fondement au développement de ses systèmes de gestion internes et de ses processus de gestion de la qualité.

La CCSN contribue de façon importante à l'élaboration des normes de sûreté de l'AIEA. Plusieurs membres du personnel de la CCSN participent aux travaux des groupes de travail et d'experts techniques chargés de rédiger ces normes. Des représentants de la CCSN siègent également à la Commission et aux quatre comités de l'AIEA sur les normes de sûreté dans le but de faire le suivi des programmes de l'AIEA dans ce domaine et de la conseiller sur les aspects réglementaires de son programme global en matière de sûreté. Comme elles l'ont fait pendant plusieurs années, les normes de l'AIEA continuent à servir de références et de base de comparaison pour l'approche canadienne en matière de sûreté nucléaire. L'annexe 7.2 (i) donne des exemples de l'utilisation des normes de l'AIEA pour l'élaboration des documents d'application de la réglementation de la CCSN.

D'autres normes internationales telles que la collection 14 000 de l'Organisation internationale de normalisation sont parfois utilisées pour l'élaboration des documents de la CCSN. Dans les permis, il est possible de faire directement renvoi tout autant à des normes qu'à des codes. À titre d'exemples, le Code national du bâtiment du Canada, le Code national de prévention des incendies et les collections de normes N285 et N286 de l'Association canadienne de normalisation (CSA) portant respectivement sur les enveloppes de pression et l'assurance de la qualité (AQ) des centrales nucléaires, sont cités comme références dans tous les permis d'exploitation des centrales nucléaires présentement en vigueur.

Au cours de la période de référence, les entreprises du secteur nucléaire, la CCSN et la CSA ont travaillé de pair afin d'améliorer le programme des normes nucléaires au Canada. Un membre du personnel de la CCSN fait partie du Comité de direction de la CSA responsable des normes nucléaires. Au cours de cette même période, la CSA a réduit de façon importante le temps requis pour compléter les étapes de publication d'une norme. Huit nouvelles normes ont été publiées et plusieurs autres ont été mises à jour ou leur contenu a été confirmé. Parmi les nouvelles normes de la CSA, on retrouve :

- la norme N285.6-05 *Exigences relatives aux matériaux des composants des réacteurs des centrales nucléaires CANDU*, et
- la norme N290.13-05 *La qualification environnementale de l'équipement des centrales nucléaires CANDU*.

Cadre de réglementation pour les nouvelles centrales nucléaires

La CCSN effectue présentement une mise à jour de son cadre de réglementation s'appliquant aux nouvelles centrales nucléaires. La mise à jour s'inspire en autant que possible des normes et des bonnes pratiques internationales, incluant les normes de sûreté nucléaire de l'AIEA. Ces normes établissent des objectifs et des exigences de haut niveau applicables à toutes les conceptions de réacteur, c'est-à-dire qu'elles sont neutres sur le plan technologique. Le Canada participe activement à l'élaboration des normes de l'AIEA ainsi que des documents techniques qui les appuient et qui offrent des exigences techniques spécifiques et des bonnes pratiques sur le choix de l'emplacement, la conception, la construction, l'exploitation et le déclassement de nouvelles centrales nucléaires. Ces normes et documents techniques servent depuis plusieurs années de références et de base de comparaison pour les exigences réglementaires nucléaires de la CCSN.

En 2006, la CCSN a publié un document d'information intitulé *Processus d'autorisation des nouvelles centrales nucléaires au Canada*, (INFO-0756) et a tenu une séance d'information publique à son sujet. Ce document précise le processus de délivrance de permis actuel dans le contexte de la LSRN et ouvre la voie à l'élaboration d'une collection de documents d'application de la réglementation portant sur la délivrance de permis pour d'éventuelles nouvelles centrales nucléaires. La CCSN a également fourni en 2007 des renseignements supplémentaires sur le processus d'examen de la conception des nouvelles centrales nucléaires.

Une étude préliminaire a été complétée afin de déterminer les documents d'application de la réglementation requis par la construction de nouvelles centrales nucléaires. Plusieurs documents d'application de la réglementation ont été énumérés et certains sont à différentes étapes de préparation. Ils sont inspirés de l'expérience et des bonnes pratiques internationales, incluant les normes de sûreté nucléaire de l'AIEA. Des exemples pertinents sont soulevés dans les paragraphes qui suivent.

Les exigences de conception qui serviront à déterminer si un permis pourra être délivré aux nouvelles centrales nucléaires sont en cours d'élaboration. Des précisions sur les premières étapes de l'élaboration de ces exigences (le projet « fondement des permis ») se trouvent à la section 4.7 du troisième rapport canadien. En 2005, préalable à la consultation, une ébauche du document portant sur ces exigences de conception a été circulée à des fins d'essai et afin de recueillir des commentaires. Celle-ci a également été distribuée aux titulaires de permis envisageant de prolonger la durée de vie utile de leurs centrales afin de faciliter la comparaison de leurs tranches en service aux normes modernes.

L'élaboration des exigences de conception s'est poursuivie en suivant le processus d'élaboration des documents d'application de la réglementation. Le but est de définir des critères pour toutes les principales conceptions de centrale nucléaire qui, en autant que possible, sont neutres sur le plan de la technologie, et qui couvrent les points suivants :

- les buts et objectifs de sûreté de la conception;
- les principes de conception à incorporer;

- les exigences relatives à la gestion de la conception;
- les exigences de haut niveau relatives à la protection de l'environnement, la radioprotection, le vieillissement, les facteurs humains, la sécurité, les garanties, le transport, la planification des mesures à prendre en cas d'accident et d'urgence; et
- les exigences relatives à l'intégration de l'analyse de sûreté à la conception.

Un autre document d'application de la réglementation devant être élaboré en haute priorité porte sur un ensemble d'exigences relatives au choix de l'emplacement de nouvelles centrales nucléaires qui développent celles se trouvant dans le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*. Le guide de l'AIEA portant sur le choix d'un emplacement *Évaluation de l'emplacement des installations nucléaires* (NS-R-3) servira de fondement pour ce document qui incorporera également des exigences additionnelles provenant de l'USNRC et de l'organisme de réglementation finlandais STUK qui ne sont pas dans le guide NS-R-3. En plus de couvrir les risques radiologiques, le nouveau document d'application de la réglementation de la CCSN précisera les attentes relatives à l'évaluation des effets liés aux risques conventionnels d'origines externe et humaine.

Au cours de la période de référence, la CCSN a également distribué à des fins de consultation une ébauche de la norme d'application de la réglementation S-310 *Analyse de sûreté pour les centrales nucléaires* et elle prendra des mesures afin d'appliquer les exigences de cette norme au cours de la prochaine période de référence.

L'application des exigences réglementaires mentionnées précédemment constituera une étape importante de la démarche entreprise pour compléter l'action no. 2 assignée au Canada lors de la troisième réunion d'examen de la Convention.

Guide concernant les projets de remise à neuf

La CCSN a distribué à des fins de consultation l'ébauche du guide d'application de la réglementation G-360 *Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires* et prévoit le publier au cours de la prochaine période de référence. Ce guide stipule que les centrales nucléaires devraient se fixer des objectifs modernes de haut niveau afin de s'assurer de leur exploitation sûre et sécuritaire tout au long de leur cycle de vie. On s'attend à ce que les titulaires de permis se conforment à la LSRN, à la LCEE, et aux règlements connexes, ainsi qu'aux conditions de leur permis pendant toute la période du projet de prolongement de la durée de vie utile de la centrale et la période d'exploitation qui suivra. Dans l'optique de son mandat en matière de réglementation, la CCSN s'attend à ce que les titulaires de permis puissent démontrer que les objectifs suivants sont rencontrés pour tout projet de prolongement de la durée de vie utile d'une centrale nucléaire :

1. la portée technique du projet tient compte des résultats d'une EA (voir l'alinéa 17 (ii) a) et d'une EIS (voir l'alinéa 14 (i) e) et est suffisamment bien définie dans un programme d'amélioration de la sûreté;
2. les programmes et processus sont établis en tenant compte des besoins particuliers du projet; et
3. le projet est planifié et mis en œuvre de façon appropriée.

La publication du guide G-360 constituera une étape importante de la démarche entreprise pour compléter l'action no. 1 assignée au Canada lors de la troisième réunion d'examen de la Convention.

Changements du cadre de réglementation de la CCSN présentement en cours

Afin de pouvoir tenir compte en temps opportun des besoins courants et émergents, la CCSN effectue présentement une mise à jour de son cadre de réglementation afin de le rendre plus simple et encore mieux adapté aux besoins, tout en éliminant les incertitudes. Un élément important de cette mise à jour comporte un usage plus grand des règlements pour établir les exigences réglementaires. La CCSN planifie également de remplacer les différentes catégories de documents d'application de la réglementation (les politiques, normes, guides et avis) par une nouvelle classe de documents qui permettra de consolider dans un seul ensemble toutes les informations pertinentes à un sujet. Ces documents comprendront des recommandations sur les approches à suivre pour satisfaire à des aspects particuliers des exigences et des attentes. Ils pourront également décrire la philosophie, les principes et les facteurs de base qui ont servi de fondement aux activités réglementaires relatives à leur sujet respectif. Cette nouvelle méthode de classement et d'autres initiatives concernant les processus vont permettre d'améliorer l'efficacité globale du programme relatif aux documents d'application de la réglementation.

7.2 (ii) Processus de délivrance de permis des centrales nucléaires

7.2 (ii) a Généralités

Selon l'article 26 de la LSRN, il est interdit, sauf en conformité avec un permis délivré par la Commission, de préparer l'emplacement d'une centrale nucléaire, ou de construire, d'exploiter, de déclasser ou d'abandonner une telle installation. On précise à l'alinéa 24(4) de la LSRN que :

« la Commission ne délivre, ne renouvelle, ne modifie ou ne remplace une licence ou un permis que si elle est d'avis que l'auteur de la demande, à la fois :

- a) est compétent pour exercer les activités visées par la licence ou le permis;*
- b) prendra, dans le cadre de ces activités, les mesures voulues pour préserver la santé et la sécurité des personnes, pour protéger l'environnement, pour maintenir la sécurité nationale et pour respecter les obligations internationales que le Canada a assumées. »*

Le processus de délivrance de permis établi en vertu de la LSRN est initié par une demande d'un intervenant à l'endroit de la CCSN. Les règlements d'application de la LSRN fournissent aux demandeurs de permis des critères généraux de rendement et décrivent les renseignements et programmes dont ils devront faire état dans la demande qui sera soumise à la CCSN. S'ils sont effectivement intégrés au permis, ces renseignements et programmes deviennent des exigences réglementaires pour le titulaire de permis. Les permis peuvent aussi inclure des modalités et des conditions auxquelles les titulaires de permis doivent se conformer, telles que des renvois à des normes.

Le programme de délivrance de permis de la CCSN est administré en collaboration avec des ministères et organismes fédéraux et provinciaux qui œuvrent, par exemple, dans les domaines de la santé, de l'environnement, des transports et du travail. La CCSN tient compte des préoccupations et responsabilités de ces ministères et organismes avant de délivrer un permis afin de s'assurer qu'elles n'entrent pas en conflit avec la LSRN et ses règlements.

Après qu'un permis est délivré, la CCSN entreprend des activités (voir les alinéas 7.2 (iii) b et c et 7.2 (iv)) dans le cadre d'un programme de conformité pour veiller à ce que le titulaire de permis respecte les exigences en tout temps. Si le personnel de la CCSN décèle un non-respect de certaines exigences ou une tendance qui pourrait mener au non-respect de telles exigences, la CCSN peut prendre une gamme de mesures (voir l'alinéa 7.2 (iv)).

Dans le cadre de réglementation établi par la CCSN, les centrales nucléaires sont définies comme des installations nucléaires de catégorie IA, et les exigences réglementaires qui s'y appliquent sont contenues

dans le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*. Ce règlement stipule qu'un permis distinct doit être délivré pour chacune des cinq étapes du cycle de vie d'une centrale nucléaire :

- (1) un permis de préparation de l'emplacement;
- (2) un permis de construction;
- (3) un permis d'exploitation;
- (4) un permis de déclassement; et
- (5) un permis d'abandon.

Lorsque la CCSN évalue les renseignements accompagnant une demande de permis, elle tient compte des observations d'autres ministères et organismes fédéraux et provinciaux chargés de réglementer la santé et la sécurité, la protection de l'environnement, la préparation aux situations d'urgence et le transport de marchandises dangereuses.

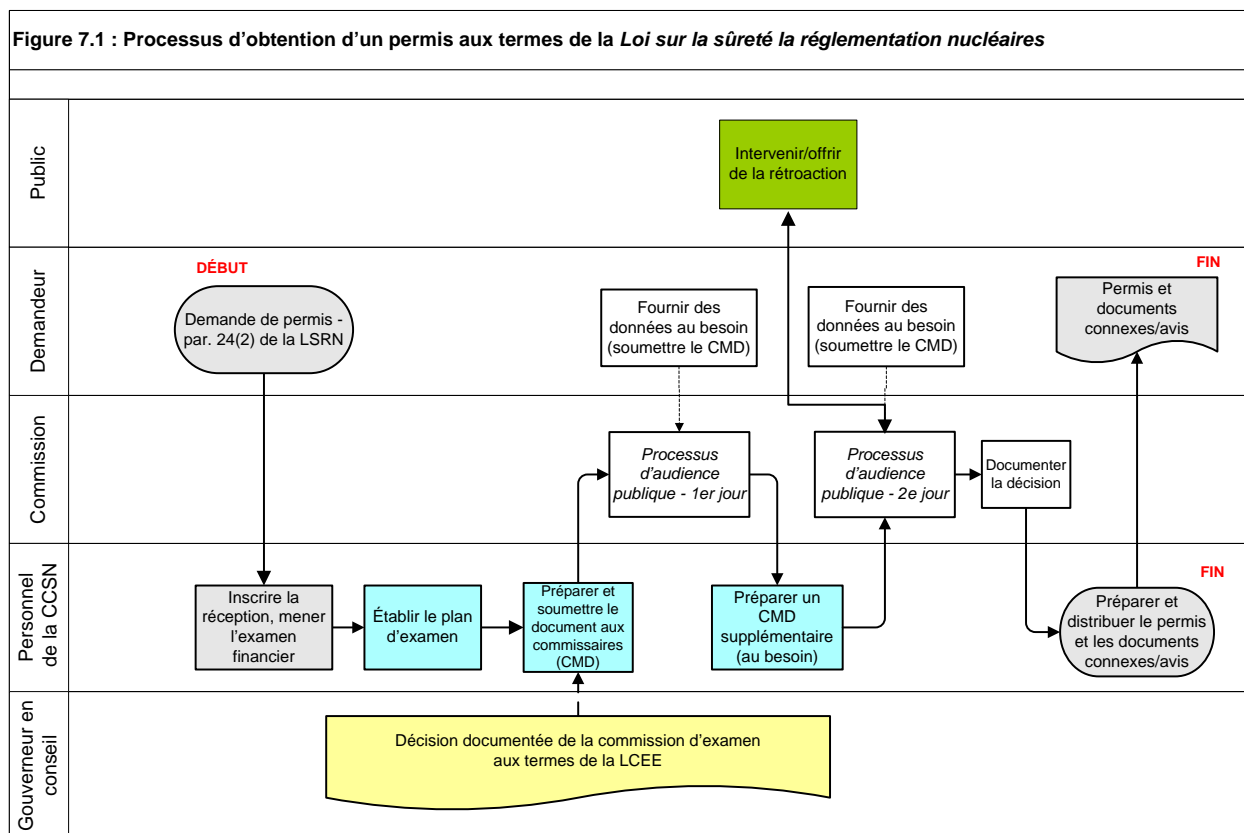
La LSRN ne prévoit pas la délivrance d'un permis commun pour la préparation de l'emplacement, la construction, ou encore l'exploitation. Toutefois, les demandes visant la préparation de l'emplacement, la construction et l'exploitation d'une nouvelle centrale nucléaire peuvent être évaluées en parallèle en autant que les demandeurs soumettent les renseignements et les preuves nécessaires.

Dans le cas des nouvelles centrales nucléaires, outre les cinq étapes du processus de délivrance de permis aux termes de la LSRN et de ses règlements, l'alinéa 5(1)(d) de la LCEE stipule qu'une EE doit être effectuée pour déterminer si un projet est susceptible d'entraîner des effets négatifs importants sur l'environnement. L'EE doit avoir lieu avant qu'une autorité fédérale délivre un permis, accorde une autorisation ou prenne toute autre mesure permettant l'exécution, en tout ou en partie, du projet.

7.2 (ii) b Processus d'évaluation d'une demande de permis

Le processus qu'utilise la CCSN pour évaluer une demande de permis soumise en vertu de la LSRN est décrit dans les *Règles de procédure de la Commission canadienne de sûreté nucléaire*. La figure 7.1 illustre ce processus ainsi que les principales activités menées par le demandeur, le personnel de la CCSN et la Commission. Les renseignements qui accompagnent la demande de permis doivent pouvoir répondre aux exigences des règlements et démontrer que le demandeur possède les compétences requises pour exercer les activités faisant l'objet du permis. Les renseignements qui doivent accompagner la demande de permis pour la préparation d'un emplacement, la construction, l'exploitation ou le déclassement d'une nouvelle centrale nucléaire sont indiqués dans les documents légaux suivants:

- le *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, article 3;
- le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, articles 3 à 7, (lorsque approprié);
- le *Règlement sur la sécurité nucléaire*;
- le *Règlement sur la radioprotection*;
- le *Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires*; et
- le *Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement*.



Ces renseignements doivent être exhaustifs et complets au moment où la demande est soumise de sorte que l'évaluation faite par la CCSN puisse se dérouler de la façon la plus efficace et efficiente possible et que les lacunes puissent être cernées le plus tôt possible. Cela permettra au personnel de la CCSN d'évaluer la demande et de formuler des recommandations à l'endroit de la Commission en un temps optimal.

Les renseignements sur le plan de déclassement de la nouvelle centrale nucléaire et sur les garanties financières connexes doivent également être soumis tôt au cours du processus de délivrance de permis. En vertu du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie 1*, le demandeur doit fournir des renseignements sur le plan prévu pour le déclassement de son installation ou site nucléaire et le *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* exige qu'une demande de permis soit accompagnée des renseignements sur les garanties financières. Celles-ci servent à s'assurer que des fonds suffisants seront disponibles pour que les installations ne présentent pas de risques indus advenant l'incapacité du titulaire de permis de poursuivre les opérations. Jusqu'à maintenant, elles ont servi principalement au déclassement de centrales à la fin de leur durée de vie utile et pour la gestion à long terme du combustible nucléaire usé. Les renseignements sur les garanties financières proposées devraient indiquer les obligations en matière de financement du déclassement et en matière de gestion à long terme des déchets de combustible nucléaire aux termes de la *Loi sur la gestion des déchets de combustible nucléaire*.

En communiquant tôt avec la CCSN, le demandeur peut ainsi acquérir une bonne compréhension des exigences réglementaires qui s'appliquent aux nouvelles centrales nucléaires ainsi que du processus de délivrance de permis et des renseignements devant accompagner une demande de permis. Cela permet également à la CCSN de bien planifier l'examen réglementaire des demandes et, entre autres, de s'assurer de la disponibilité de personnes qualifiées pour faire l'évaluation.

Le personnel de la CCSN documente les conclusions et les recommandations découlant de ses examens dans des documents aux commissaires (CMD) qu'il soumet ensuite à la Commission. Celle-ci rend ensuite sa décision finale concernant la délivrance du permis. Tel que déjà mentionné à l'alinéa 7.2 (ii) a, la Commission ne peut délivrer de permis à moins d'être d'avis que le demandeur possède les compétences requises pour exploiter la centrale nucléaire et qu'il prendra les mesures voulues pour protéger la santé et la sécurité des personnes et l'environnement.

La Commission assortit habituellement les permis de conditions, celles-ci pouvant inclure une série de « points d'arrêt » nécessitant l'approbation de la CCSN avant de poursuivre les activités.

7.2 (ii) c Permis de préparation d'un emplacement

Avant de délivrer un permis de préparation de l'emplacement d'une nouvelle centrale nucléaire, la Commission doit être d'avis que les caractéristiques de l'emplacement ayant une incidence sur la santé, la sûreté, la sécurité et l'environnement ont bien été déterminées et qu'il est possible d'en tenir compte, et qu'on le fera au moment de concevoir et d'exploiter la nouvelle centrale. De plus, elle peut délivrer un permis pour la préparation de l'emplacement dans les deux cas suivants :

- une décision favorable a été rendue à l'issue de l'EE, conformément à l'alinéa 5(1)(d) de la LCEE; ou
- le gouverneur en conseil autorise la poursuite du projet, même si la décision n'est pas favorable à l'issue de l'EE, parce que, conformément à l'article 37 de la LCEE, les effets sont justifiables dans les circonstances.

La CCSN doit également s'assurer que l'emplacement répond à toutes les exigences réglementaires applicables.

Voici les aspects qui sont étudiés pour établir l'acceptabilité d'un emplacement pour toute la durée de vie d'une centrale nucléaire :

- les effets possibles d'événements externes (séismes, ouragans et inondations) et de l'activité humaine à l'emplacement;
- les caractéristiques de l'emplacement et du milieu environnant qui pourraient avoir une incidence sur la contamination des personnes et de l'environnement en cas de rejet de substances radioactives et de produits dangereux; et
- la densité de la population, la répartition de la population et les autres caractéristiques de la région, dans la mesure où elles peuvent affecter la mise en œuvre des mesures d'urgence et l'évaluation des risques pour les personnes, la population environnante et l'environnement.

Parce qu'elles seront utilisées pour concevoir la nouvelle centrale nucléaire, les données techniques découlant de l'étude des événements externes, des caractéristiques propres à l'emplacement et des évaluations de la sûreté connexes doivent être incluses à une demande. On trouvera une liste détaillée des renseignements devant accompagner une demande de permis de préparation de l'emplacement à l'article 4 du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*.

Au cours de cette phase, la CCSN exige que le demandeur annonce publiquement son intention de construire l'installation et organise des assemblées d'information à l'intention du public au cours desquelles il aura l'occasion d'exprimer ses opinions et de poser des questions à des représentants du demandeur.

7.2 (ii) d Permis de construction

Lorsqu'il demande un permis de construction d'une nouvelle centrale nucléaire, le demandeur doit démontrer à la CCSN que la conception de la centrale nucléaire qu'il propose est conforme aux exigences réglementaires et que, si l'installation est construite selon les plans, elle pourra être exploitée de façon sûre sur l'emplacement prévu pendant toute sa durée de vie. Au moment où la Commission examine la demande de permis de construction, le fardeau de démontrer qu'il n'existe pas de lacunes importantes sur le plan de la sûreté revient au demandeur.

Les renseignements devant accompagner une demande de permis de construction d'une nouvelle centrale nucléaire comprennent entre autres :

- une description de la conception proposée pour la nouvelle centrale nucléaire, y compris la façon dont elle tient compte des caractéristiques physiques et environnementales de l'emplacement;
- les caractéristiques environnementales de base de l'emplacement et des environs;
- un rapport préliminaire d'analyse de sûreté démontrant que la conception de la centrale est adéquate;
- les mesures proposées pour atténuer les effets sur l'environnement et sur la santé et la sécurité des personnes que peuvent occasionner la construction, l'exploitation et le déclassement de la centrale;
- des renseignements sur les rejets possibles de substances nucléaires et de matières dangereuses, et les mesures proposées pour les réduire; et
- les programmes et calendriers proposés pour le recrutement et la formation du personnel d'exploitation et de maintenance de la centrale.

Une liste plus détaillée des renseignements devant accompagner une demande de permis de construction d'une nouvelle centrale nucléaire est fournie à l'article 5 du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie 1*.

Lorsqu'elle reçoit une demande, la CCSN effectue une évaluation complète des documents de conception, du rapport préliminaire d'analyse de sûreté et des autres renseignements exigés par les règlements. Cet examen comporte une analyse rigoureuse sur les plans technique et scientifique, ainsi qu'une part de jugement technique qui tient compte de l'expérience et de la connaissance que la CCSN a acquises à l'égard des meilleures pratiques de conception et d'exploitation observées aux centrales nucléaires actuelles, au Canada et dans le monde.

La CCSN examine l'analyse effectuée des accidents hypothétiques qui servent à définir les principales exigences de conception des mesures de sûreté de la centrale. À l'étape du permis de construction, la CCSN exige qu'un nombre suffisant d'accidents hypothétiques aient été analysés afin de s'assurer que les principales exigences de conception en matière de sûreté ont été définies et de démontrer que les limites de doses de référence ne seront pas dépassées.

En plus d'examiner les renseignements qui accompagnent la demande, la CCSN vérifie également que toutes les lacunes rapportées à l'étape de la préparation de l'emplacement ont été corrigées.

À l'étape de la construction, la CCSN mène des activités de conformité pour vérifier que le titulaire de permis respecte les exigences de la LSRN et des règlements connexes et les conditions du permis. Ces activités de vérification de la conformité ont pour but de confirmer que la construction de la centrale est conforme aux exigences relatives à la conception et que celles en matière d'assurance de la qualité ont été respectées.

7.2 (ii) e Permis d'exploitation

Au moment de soumettre une demande de permis de l'exploitation d'une centrale nucléaire, le demandeur doit démontrer à la CCSN qu'il a établi des systèmes, plans et programmes de gestion de la sûreté appropriés qui permettront d'exploiter la centrale de façon sûre et sécuritaire. Les renseignements devant accompagner la demande de permis d'exploitation comprennent entre autres :

- une description des structures, des systèmes et de l'équipement de la centrale nucléaire, y compris leurs caractéristiques de conception et leurs conditions d'exploitation;
- le rapport final d'analyse de sûreté
- les mesures, politiques, méthodes et procédures proposées concernant :
 - la mise en service des systèmes et de l'équipement;
 - l'exploitation et la maintenance de la centrale nucléaire;
 - la manutention des substances nucléaires et des matières dangereuses;
 - le contrôle des rejets de substances nucléaires et de matières dangereuses dans l'environnement;
 - la prévention et l'atténuation des effets que l'exploitation et le déclassement de la centrale peuvent avoir sur l'environnement ainsi que sur la santé et la sécurité des personnes;
 - l'aide apportée aux autorités externes relative à la planification et la préparation en cas d'urgence, y compris en cas de rejet accidentel hors site; et
 - la sécurité nucléaire.

Une liste plus détaillée des renseignements devant accompagner une demande de permis d'exploitation d'une nouvelle centrale nucléaire est fournie à l'article 6 du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie 1*. Une liste d'exemples de descriptions de programme devant accompagner une demande de permis d'exploitation d'une centrale nucléaire se trouve à l'appendice C. La CCSN évalue ces programmes conformément aux définitions des domaines de sûreté et programmes et au système de cotes de rendement décrits à l'appendice G.

Lorsqu'elle traite une demande de permis d'exploitation d'une nouvelle centrale nucléaire, en plus de vérifier les renseignements qui accompagnent la demande du permis initial d'exploitation, la CCSN vérifie que tous les problèmes qui ont été décelés à l'étape de la construction ont été réglés.

Le permis initial d'exploitation autorise le chargement du combustible nucléaire et le début de la mise en service de la centrale nucléaire. Les activités de mise en service ont pour but de démontrer que la centrale nucléaire a été construite selon les plans, et que les systèmes, les structures et les composantes importantes pour la sûreté fonctionnent de façon fiable. Le permis initial d'exploitation est habituellement assorti de conditions, appelés points d'arrêt, applicables au chargement du combustible nucléaire, au démarrage du réacteur et à l'atteinte par paliers de la puissance nominale de la centrale. Tous les essais pertinents de mise en service doivent être complétés de façon satisfaisante avant la levée des points d'arrêt.

Durée des permis

Auparavant, les permis d'exploitation étaient délivrés pour une période de deux ans et pouvaient être renouvelés par la suite. Cette mesure a permis au personnel de la CCSN d'examiner de près le rendement des titulaires et d'offrir au public de fréquentes occasions d'intervenir au cours des audiences publiques au sujet des demandes de renouvellement. La CCSN a instauré en 2002 des permis de durée variable lui permettant ainsi de réglementer les centrales nucléaires d'une façon qui tient davantage compte du risque grâce à l'ajustement de la durée des permis en fonction du rendement du titulaire de permis et aux conclusions des activités de vérification de la conformité. Par contre, il est toujours possible de délivrer

un permis pour une durée plus courte si le rendement global du titulaire n'est pas satisfaisant ou pour d'autres raisons.

Pour aider le personnel de la CCSN à recommander une durée de permis sur la base de motifs logiques et cohérents, la CCSN a élaboré un certain nombre de facteurs qui apparaissent dans le document aux commissaires 02-M12. Ces facteurs comprennent entre autres les dangers associés à l'installation; la mise en œuvre, par le titulaire de permis, de programmes efficaces de gestion de la qualité; la mise en œuvre, par le titulaire et par la CCSN, d'un programme de conformité efficace; l'expérience du titulaire; un rendement acceptable éprouvé de la part du titulaire de permis; les exigences du *Règlement sur les droits pour le recouvrement des coûts* et le cycle de planification de l'installation.

Renouvellement de permis

Lors du renouvellement d'un permis d'exploitation, le titulaire doit indiquer les changements apportés aux renseignements qui accompagnaient la demande précédente. La CCSN planifie et effectue une évaluation équilibrée des programmes et activités du titulaire de permis, accordant la priorité à certains domaines particuliers choisis en se fondant sur les antécédents de rendement, sur le degré de risque et sur des avis d'expert. L'évaluation sert à fournir à la Commission des données exhaustives sur le demandeur et sur l'installation visée, une recommandation de la part du personnel quant à la décision à prendre à l'égard de la délivrance du permis de même que des orientations relatives aux activités de réglementation devant être poursuivies ou mises en place.

Utilisant cette approche, le personnel de la CCSN porte une attention particulière aux aspects suivants:

- le rendement du titulaire de permis et de la centrale au cours de la durée du permis précédent,
- les projets du titulaire de permis visant à améliorer l'exploitation et la sûreté au cours de la durée du prochain permis, et
- les activités importantes que le titulaire de permis entrevoit compléter au cours des années qui suivront l'expiration du prochain permis.

Le système de cote de rendement de la CCSN est utilisé pour présenter un sommaire des évaluations du personnel de la CCSN à des fins de renouvellement de permis et il facilite l'évaluation des programmes élaborés par les titulaires de permis et leur mise en œuvre au regard des exigences de la réglementation et des attentes de la CCSN en matière de rendement. Le système compte cinq cotes :

- A - Supérieur aux exigences
- B - Répond aux exigences
- C - Inférieur aux exigences
- D - Très inférieur aux exigences
- E - Inacceptable

Pour chacun des neuf domaines de sûreté, ces cotes résument le résultat des évaluations de la conception des programmes élaborés par les titulaires de permis et du rendement de leur mise en œuvre.

Ce système de cote de rendement sert également à préparer le rapport annuel du personnel de la CCSN sur le rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada (voir l'alinéa 7.2 (iii) c). L'appendice G définit de manière exhaustive chacune des cotes, liste les différents domaines de sûreté et programmes, et donne les cotes apparaissant dans les rapports annuels sur le rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires produits au cours de la période de référence.

L'action no. 5 assignée au Canada lors de la troisième réunion d'examen de la Convention portait sur l'amélioration du système de cote servant à juger du rendement des titulaires de permis. Au cours de la période de référence, le personnel de la CCSN a reçu des instructions additionnelles plus détaillées

relatives à l'application du présent système d'attribution des cotes servant à l'évaluation du rendement des titulaires de permis de centrale nucléaire. Des progrès ont été réalisés visant à tenir compte de façon plus exhaustive des données pertinentes et à améliorer l'objectivité et la cohérence de l'application (entre les différents sites, d'une période à l'autre, et d'un domaine de sûreté à l'autre).

Au cours de la période de référence, le personnel de la CCSN a apporté des clarifications aux exigences et attentes servant à juger les programmes des titulaires de permis. Par exemple, les normes d'application de la réglementation relatives aux programmes de fiabilité et aux études probabilistes de sûreté (voir l'alinéa 14 (i) d) ont été ajoutées à la liste de références dans les permis d'exploitation. De plus, le personnel de la CCSN a défini des objectifs globaux de rendement pour chacun des domaines de sûreté et programmes apparaissant au tableau G.2 de l'appendice G. Utilisant ces objectifs de rendement, le personnel de la CCSN a jugé la mise en œuvre de chacun des programmes des domaines de sûreté ainsi que de l'ensemble des programmes pour chacun de ces domaines et leur a attribué des cotes de rendement dont les dernières sont disponibles dans le *Rapport annuel 2006 du personnel de la CCSN sur le rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada*.

Au cours de la période de référence, les permis d'exploitation des centrales Bruce-A, Bruce-B, Pickering-A et Point Lepreau ont été renouvelés pour une période de cinq ans. Celui de la centrale Gentilly-2 a été renouvelé pour une période de quatre ans.

Le présent permis d'exploitation de Point Lepreau couvre un arrêt planifié de 18 mois pour effectuer la remise à neuf et une période subséquente allant jusqu'à la fin de juin 2011. Lorsqu'il a été renouvelé en juin 2006, ce permis d'exploitation a été modifié afin d'y inclure un nombre de points d'arrêt. Ceux-ci incluent la nécessité d'obtenir la permission de la Commission pour effectuer le rechargement du combustible, pour redémarrer le réacteur et, lors des essais de mise en service, pour augmenter la puissance du réacteur d'un palier à l'autre.

Modifications aux permis

La Commission peut modifier les permis d'exploitation de centrale nucléaire pour y apporter des changements aux conditions actuelles des permis, pour y insérer de nouvelles conditions ou pour donner son approbation à de nouvelles versions de documents du titulaire de permis auxquels le permis renvoie. La ligne de conduite pour l'exploitation (LCE), les manuels sur l'effectif de la centrale par quart et sur les exigences en matière de radioprotection, et les plans des mesures d'urgence sont des exemples de tels documents.

7.2 (iii) Inspections et évaluations réglementaires

7.2 (iii) a Description globale du programme de conformité

Tel qu'énoncé à l'alinéa 7.2 (ii) a, la Commission peut délivrer un permis seulement aux demandeurs qui possèdent les compétences nécessaires pour exploiter la centrale nucléaire et qui vont préserver la santé et sécurité des personnes et protéger l'environnement de façon adéquate.

L'article 30 de la LSRN autorise le personnel de la CCSN à faire des inspections afin de s'assurer du respect, par les titulaires, des exigences réglementaires et des conditions du permis. Les titulaires de permis doivent en outre mettre en place un ensemble de programmes et de processus visant à assurer une protection appropriée de l'environnement ainsi que la santé et de la sécurité des travailleurs et des membres du public (l'appendice C fournit une liste représentative de ces programmes).

La politique de la P-211 de la CCSN *La conformité* est mise en œuvre par l'intermédiaire d'un programme de conformité qui, exécuté à l'échelle de l'organisme, intègre tous les éléments de

conformité. Les renseignements obtenus lors de l'application de ce programme font partie intégrante du processus de renouvellement du permis d'exploitation (voir l'alinéa 7.2 (ii) e). Le programme de conformité de la CCSN comprend trois volets :

- les mesures visant à promouvoir la conformité;
- les vérifications pour confirmer que les titulaires de permis se conforment aux dispositions en matière de sûreté; et
- les mesures de contrôle rétroactives visant à contraindre les titulaires de permis à se conformer.

7.2 (iii) b Promotion de la conformité

La promotion de la conformité désigne toutes les activités destinées à stimuler le respect des exigences légales. Elle vise à favoriser l'atteinte d'un niveau maximal de conformité en renforçant les facteurs qui lui sont favorables et en atténuant ceux qui lui sont nuisibles. La promotion de la conformité comprend entre autres la consultation, la reconnaissance d'un bon rendement, la collaboration avec d'autres organismes de réglementation, ainsi que la diffusion de renseignements à ceux qui sont réglementés sur les exigences réglementaires et les normes et les raisons d'être de celles-ci. Concrètement, les activités de promotion de la conformité incluent des séances de formation, des séminaires, des ateliers et des conférences.

7.2 (iii) c Vérification de la conformité

Généralités

La vérification englobe toutes les activités servant à déterminer si les programmes et le rendement des titulaires de permis satisfont aux exigences réglementaires et aux critères d'acceptation et à documenter le tout. Les activités de vérification comprennent :

- les inspections de type I qui consistent en des audits des programmes ou processus des titulaires de permis et de leur mise en œuvre;
- les inspections de type II qui sont axées sur le rendement ou les résultats des programmes ou processus, incluant les rondes en chantier de même que les inspections régulières et la surveillance des systèmes; et
- les examens documentaires qui comprennent la revue de documents tels que le rapport de sûreté du titulaire de permis, les rapports d'événement, etc. (d'autres exemples sont donnés à l'alinéa 7.2 (iii) b), et la détermination de l'importance en matière de sûreté de toute observation et d'actions de suivi possibles.

Habituellement, les inspections comprennent des entrevues avec le personnel du titulaire de permis responsable du programme en cause, une revue des documents, données, registres et événements pertinents, de même que des vérifications en chantier de l'état des composantes. Certaines inspections consistent à observer des activités des titulaires de permis pendant qu'elles se déroulent, telles que des exercices ou des mises à l'arrêt.

Les critères d'acceptation utilisés pour effectuer la vérification de la conformité peuvent s'inspirer d'une ou plusieurs des sources suivantes :

- les exigences réglementaires;
- les documents d'application de la réglementation de la CCSN qui fournissent des éclaircissements sur la façon que la Commission entend prendre pour appliquer les exigences réglementaires;
- les renseignements fournis à la Commission par les titulaires de permis qui décrivent comment ils entendent satisfaire aux exigences réglementaires dans l'exercice de leurs activités autorisées; et

- les avis d'expert du personnel de la CCSN, incluant les renseignements sur les bonnes pratiques du secteur nucléaire.

Les programmes évalués sont ceux sur lesquels porte le processus de délivrance de permis (voir l'appendice C). En vérifiant que le titulaire de permis respecte ses programmes, la CCSN s'assure que les activités du titulaire satisfont aux critères d'acceptation définis dans le cadre du processus de délivrance de permis. D'autres programmes, processus, domaines et systèmes des titulaires de permis qui font habituellement l'objet d'activités de vérification de la conformité sont énumérés dans un tableau de l'alinéa 7.2 (iii) c.

Inspections

Une procédure décrivant comment effectuer des inspections de Type I a été publiée en 2004. Les inspections de Type I sont toujours planifiées dans les moindres détails, les critères d'approbation étant énoncés à l'avance. Les membres du personnel de la CCSN chargés de procéder à ces inspections sont choisis en fonction du domaine à évaluer et ils pourraient comprendre des spécialistes de l'administration centrale, des inspecteurs en poste à la centrale, ou encore des représentants de chacun de ces groupes. Le titulaire de permis est prévenu de l'inspection qui sera effectuée, ainsi que du domaine visé et des rencontres sont prévues au début et à la fin de l'inspection, auxquelles s'ajoutent des séances quotidiennes d'information permettant de faire part des résultats provisoires de l'inspection. Les résultats sont consignés dans un rapport de la CCSN destiné au titulaire de permis et les mesures de suivi nécessaires, assorties de dates cibles, sont entrées aux registres.

Les inspections de Type II sont normalement effectuées par les inspecteurs de la CCSN en poste à la centrale selon des guides d'inspection. Les résultats des inspections ne sont pas normalement communiqués par l'entremise d'une lettre officielle au titulaire de permis, sauf dans le cas des inspections de systèmes.

Bien que la plupart des inspections soient planifiées et que leurs horaires soient fixés en consultation avec les titulaires de permis, les inspecteurs peuvent effectuer et effectuent des inspections imprévues pour tenir compte des événements et d'autres observations.

Dans le but de renforcer l'efficacité, l'efficience, la cohérence et la clarté de la réglementation, le programme de conformité de la CCSN comporte un ensemble planifié d'inspections de référence. Cet ensemble de référence a été établi en choisissant un nombre d'inspections parmi celles de Type I et de Type II s'appliquant à une centrale typique ayant une exploitation typique (par exemple, couvrant les programmes et sujets énumérés à l'appendice C et au tableau de l'annexe 7.2 (iii) c). Les inspections ont ensuite été associées aux domaines de sûreté et programmes de la CCSN (voir l'appendice G). L'ensemble référence a ensuite été ajusté afin qu'il constitue un ensemble raisonnable d'inspections pour un titulaire de permis ayant obtenu la cote de rendement « répond aux exigences » pour les différents domaines de sûreté au cours de la période précédente.

Les inspections faisant partie de l'ensemble de référence sont étalées sur une période de cinq ans, la durée typique d'un permis d'exploitation d'une centrale nucléaire au Canada. Pour tout domaine de sûreté pour lequel le titulaire de permis ne répond pas aux normes acceptables de conformité et de sûreté, des principes de gestion en fonction du risque sont utilisés pour identifier les activités que le personnel de la CCSN effectuera en profondeur au cours de la prochaine période pour renforcer les inspections de référence. La surveillance comprend une revue trimestrielle des résultats de toutes les inspections. Le programme d'inspections de référence peut être considéré comme une mesure tenant compte du rendement et du risque et, à ce titre, une étape digne de mention de la démarche entreprise pour compléter l'action no. 8 assignée au Canada lors de la troisième réunion d'examen de la Convention.

Rapports d'événement, entrée au registre et suivi

Le personnel de la CCSN examine les événements importants sur le plan de la sûreté qui se produisent aux centrales nucléaires. Ce genre d'analyse n'a pas pour objet de reprendre les examens effectués par les titulaires de permis mais vise plutôt à s'assurer que les titulaires de permis ont mis en place des processus appropriés pour permettre, au besoin, la prise des mesures correctives requises, et pour assurer la prise en compte, dans le cadre de l'exploitation quotidienne, des leçons tirées des événements antérieurs. Seuls les événements les plus importants sur le plan de la sûreté font l'objet d'un examen approfondi de la part du personnel de la CCSN.

La norme d'application de la réglementation S-99 de la CCSN *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires*, est entrée en vigueur le 1^{er} avril 2003, en remplacement d'une autre norme. Ce renouvellement s'imposait étant donné l'évolution du régime législatif et l'adoption de la LSRN. La norme S-99 regroupe presque toutes les exigences relatives à la production de rapports contenues dans la LSRN et les règlements connexes qui s'appliquent aux centrales nucléaires. Cette nouvelle norme fournit également des précisions sur les exigences réglementaires générales concernant les rapports que les titulaires de permis doivent soumettre. Elle a été incorporée au permis d'exploitation de toutes les centrales nucléaires en 2003, rendant ainsi la conformité à ce document obligatoire. La CCSN a apporté un bon nombre de clarifications à l'interprétation de plusieurs articles de la norme S-99 afin d'assurer la cohérence des rapports soumis.

Les types de rapports devant être soumis conformément à la norme S-99 sont énumérés à l'annexe 7.2 (iii) c.

Pour les événements ou situations les plus importants (selon la norme S-99), le rapport préliminaire doit être soumis à la CCSN immédiatement. Les autres rapports préliminaires doivent être soumis la première journée ouvrable après que le titulaire de permis détermine que l'événement ou la situation exige un tel rapport, ou avant. Les événements de moindre importance doivent être rapportés sur une base trimestrielle ou annuelle, afin principalement de dégager les tendances des problèmes à long terme en matière de sûreté et de réglementation et de les analyser.

Le personnel de la CCSN soumet à chaque réunion publique de la Commission des « rapports des faits saillants » (RFS) couvrant les questions importantes de sûreté qui surviennent au cours du déroulement des activités réglementées ou qui découlent de ces activités et toute autre question d'intérêt pour la CCSN ou le grand public. Le CMD 03-M68 contient des critères qui ont été définis afin d'aider le personnel de la CCSN à choisir les questions à traiter dans les RFS.

Indicateurs de rendement

Afin de rendre le processus d'examen plus rigoureux, la CCSN a élaboré un ensemble de 17 indicateurs de rendement en matière de sûreté. Le personnel de la CCSN se sert de ces indicateurs pour :

- établir les seuils opérationnels de sûreté acceptables;
- faire un suivi des tendances importantes de l'exploitation du point de vue de la sûreté, et dans certains cas, de comparer le rendement des différentes centrales nucléaires;
- évaluer et décrire sommairement le rendement des titulaires de permis en matière de sûreté et à en faire rapport; et
- compléter le processus de renouvellement de permis, effectuer les examens annuels du rendement des centrales, et préparer les rapports annuels sur le rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada.

Les indicateurs de rendement de la CCSN sont décrits à l'annexe 7.2 (iii) c.

Détermination de la gravité

Le processus de détermination de la gravité des événements ou situations est un volet important du programme de conformité. Suite aux événements, la CCSN y a recourt pour choisir les mesures d'intervention qu'elle devraient prendre. Des progrès ont été réalisés en vue d'utiliser une approche uniforme pour l'évaluation de l'importance sur le plan de la sûreté des constatations faites lors des inspections. La CCSN élabore actuellement des critères et des procédures pour déterminer l'importance sur le plan de la sûreté en se servant de méthodes déterministes et d'autres méthodes qui tiennent compte du risque.

Sommaire

Le personnel de la CCSN prépare un rapport annuel sur le rendement en matière de sûreté de toutes les centrales nucléaires au Canada. Ce *Rapport sur le rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada* fait l'intégration de tous les renseignements recueillis dans le cadre des inspections effectuées par le personnel de la CCSN à ces centrales. Le système cote de rendement décrit à l'alinéa 7.2 (ii) e est utilisé pour présenter un sommaire des résultats des évaluations des programmes et domaines de sûreté de chacune des centrales nucléaires. Dans la mesure du possible, le document tente d'établir des comparaisons, de présenter les moyennes, de dégager les tendances et de mettre en lumière les questions importantes qui intéressent l'ensemble du secteur nucléaire. Il traite des sujets ayant été évalués dans le cadre du processus de renouvellement des permis et, à l'aide des indicateurs de rendement de la CCSN, il établit des comparaisons entre les centrales.

Au cours de la période de référence, toutes les centrales nucléaires ont effectivement répondu aux exigences de la CCSN, ou les ont excédées, dans la majorité des domaines de sûreté (voir l'appendice G).

7.2 (iv) Application

L'application comprend toutes les mesures destinées à contraindre les titulaires de permis à respecter les exigences réglementaires et à prévenir tout manquement. L'approche suivie en matière d'application est graduelle, c'est-à-dire que la sévérité des mesures prises est fonction de l'importance sur le plan de la sûreté de la non-conformité et d'autres facteurs liés à celle-ci. Par ordre de sévérité, les mesures d'application comprennent :

- les avis écrits (recommandations, avis d'action, ou directives);
- les avertissements écrits;
- l'alourdissement de la surveillance réglementaire;
- les requêtes de la part de la Commission ou d'une personne autorisée (voir le paragraphe 12 (2) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires*) visant à clarifier comment le titulaire de permis prévoit régler le problème que l'une ou l'autre a soulevé;
- les ordres;
- les mesures restrictives à l'égard du permis (c'est-à-dire, modification ou suspension d'une partie du permis, ou révocation de l'accréditation d'une personne, révocation ou suspension du permis); et
- les poursuites.

On trouvera des exemples de mesures prises par la CCSN et de réactions des titulaires de permis dans les renseignements au sujet d'événements importants à l'appendice D. Pour ces événements, la CCSN n'a habituellement eu qu'à effectuer un examen réglementaire plus rigoureux (par exemple, des analyses des causes fondamentales, des inspections additionnelles ou une surveillance accrue).

Les actions qui suivent constituent des exemples de mesures restrictives à l'égard des permis :

- Délivrance d'un permis de courte durée ou prorogation de courte durée: Si la CCSN n'a pas l'assurance qu'un titulaire de permis montre l'engagement requis à l'égard de la sûreté, sur la foi de ses antécédents de non-conformité, le personnel de la CCSN peut recommander à la Commission de délivrer le permis pour une durée plus courte. La Commission peut également accorder une prorogation de permis de courte durée, afin de faire en sorte que le titulaire de permis dispose de suffisamment de temps pour apporter les améliorations requises avant qu'elle n'examine sa demande de renouvellement de permis.
- Modification du permis: Le personnel de la CCSN peut recommander à la Commission qu'un permis soit modifié. Le titulaire est informé par écrit de la mesure proposée et il bénéficie alors de la possibilité de se faire entendre par la Commission. Les modifications apportées aux permis, établies au cas par cas, peuvent prendre différentes formes. Entre autres, elles peuvent exiger :
 - l'imposition de limites à la production d'énergie;
 - l'obligation d'obtenir le consentement de la Commission avant de mettre le réacteur en marche; et
 - l'obligation de comparaître régulièrement devant la Commission pour faire rapport des progrès et améliorations apportées aux programmes d'exploitation et de maintenance.
- Suspension ou révocation du permis: Le personnel de la CCSN peut recommander à la Commission de suspendre ou de révoquer un permis. Ces mesures peuvent être prises lorsque l'une des circonstances suivantes se produit :
 - le cas de non-conformité est considéré comme grave;
 - le titulaire de permis a été sanctionné par les tribunaux;
 - le titulaire de permis a des antécédents de non-conformité; et
 - la CCSN n'est plus convaincue que le titulaire de permis est en mesure de se conformer aux exigences réglementaires.

Le titulaire de permis qui se voit imposer une mesure d'application telle qu'un ordre ou une modification, suspension ou révocation de son permis a le droit de demander de se faire entendre par la Commission s'il désire contester cette décision. Si la mesure consiste en une modification du permis ou en sa suspension ou révocation, le titulaire reçoit normalement un préavis et peut demander à être entendu par la Commission. La LSRN autorise la Commission à rendre une ordonnance sans préavis lorsque des risques pour la santé, pour la sûreté et pour la sécurité matérielle le justifient. Le cas échéant, des poursuites judiciaires peuvent aussi être intentées. Au nombre des exemples précis de non-conformité dont la gravité pourrait entraîner des poursuites judiciaires, figurent :

- des doses de rayonnement aux membres du public ou aux travailleurs supérieures aux limites réglementaires; et
- le refus de prendre toute mesure raisonnable pour se conformer à une directive donnée par un inspecteur.

Un dossier générique (DG) constitue un instrument de vérification et d'application qui concerne particulièrement les centrales nucléaires. De plus amples renseignements à ce sujet sont fournis à l'alinéa 14 (i) b.

Article 8 – L’organisme de réglementation

1. Chaque Partie contractante crée ou désigne un organisme de réglementation chargé de mettre en œuvre les dispositions législatives et réglementaires visées à l’article 7, et doté des pouvoirs, de la compétence et des ressources financières et humaines adéquats pour assumer les responsabilités qui lui sont assignées.
2. Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour assurer une séparation effective des fonctions de l’organisme de réglementation et de celles de tout autre organisme ou organisation chargé de la promotion ou de l’utilisation de l’énergie nucléaire.

8.1 La mise sur pied de l’organisme de réglementation

8.1 a Généralités

Créée en vertu de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN), la Commission canadienne de sûreté nucléaire est l’organisme qui réglemente l’utilisation de l’énergie et des matières nucléaires au Canada. Elle remplit son mandat (voir l’alinéa 7.1 b) par l’entremise de la Commission, un tribunal administratif quasi judiciaire pouvant comprendre jusqu’à sept membres. Les membres de la Commission sont nommés par le gouverneur en conseil (le cabinet) du Canada pour un mandat d’au plus cinq ans mais peuvent être nommés à nouveau. Un membre de la Commission est désigné aux fonctions simultanées de président de la Commission et de premier dirigeant de l’organisme appelé la CCSN.

Conformément aux politiques fédérales sur la consultation publique et sur l’équité en matière de réglementation, la CCSN consulte les groupes et organismes qui s’intéressent à ses activités de réglementation. Au nombre de ces groupes et organismes, figurent :

- les titulaires de permis de la CCSN;
- les entreprises du secteur nucléaire;
- les ministères et organismes fédéraux et provinciaux et les gouvernements municipaux;
- les groupes d’intérêt spéciaux; et
- les groupes ou membres du public.

Les audiences publiques de la CCSN constituent pour les membres du public la principale occasion de participer au processus de réglementation. Au besoin, le personnel de la CCSN assiste à ces audiences afin de fournir des informations à la Commission. En vertu du paragraphe 17(1) de la LSRN, même si elle ne fait pas usage de cette option présentement, la Commission peut également engager des employés externes pour qu’ils lui procurent les informations dont elle a besoin.

Au cours des audiences et réunions publiques de la Commission, le personnel de la CCSN fait régulièrement rapport de l’état des centrales nucléaires, du rendement des titulaires de permis, du rendement global des centrales nucléaires, des évaluations de mi-parcours et des observations résultant des activités à l’égard de la délivrance de permis et de la conformité. L’envergure et le niveau de profondeur avec lesquels chacun de ces sujets est traité dans ces rapports reflètent la complexité et le degré de risque associés aux installations autorisées au moment de les soumettre.

8.1b Statut et financement de la CCSN au sein de la structure gouvernementale

La CCSN est un établissement public qui est mentionné à titre d'entité dans l'annexe II et V de la *Loi sur la gestion des finances publiques*. La LSRN stipule que la CCSN doit faire rapport au Parlement du Canada par l'entremise d'un membre du Conseil privé du Canada (Cabinet) désigné par le gouverneur en conseil comme étant le ministre chargé de l'application de la LSRN. À l'heure actuelle, cette personne désignée est le ministre de Ressources naturelles Canada (RNCan). La Commission a besoin de la participation et de l'appui du ministre dans des cas particuliers comme les modifications des règlements et les demandes de financement.

Les activités de la CCSN sont financées par un crédit parlementaire annuel. Le gouvernement du Canada recouvre en grande partie les coûts engagés pour les activités de réglementation de la CCSN auprès des titulaires de permis en vertu du règlement de la CCSN *Règlement sur les droits pour le recouvrement des coûts*. La CCSN perçoit les droits et les dépose au Trésor du gouvernement du Canada. La CCSN ne perçoit pas de droits pour les activités résultant de ses obligations mais n'offrant pas d'avantages directs à des titulaires de permis donnés (par exemple, les activités concernant la non-prolifération, la préparation aux situations d'urgence, les programmes d'information publique et la tenue à jour de la LSRN et de ses règlements). Lorsque sa charge de travail augmente, la CCSN s'adresse au Secrétariat du Conseil du Trésor du gouvernement du Canada pour obtenir l'autorisation d'augmenter ses dépenses recouvrables et, en conséquence, les recettes tirées des droits pour le recouvrement des coûts, et/ou pour recevoir de nouveaux fonds. À titre d'exemple, au cours de la période de référence, des fonds additionnels ont été alloués par le Secrétariat du Conseil du Trésor afin de permettre à la CCSN d'embaucher de nouveaux employés pour s'acquitter du travail réglementaire prévu relatif aux projets de prolongement de la durée de vie utile et aux demandes de permis pour de nouvelles centrales nucléaires.

Dans le cadre de ses activités, la CCSN entretient des échanges réguliers avec d'autres ministères fédéraux. Par exemple :

- le personnel de la CCSN communique avec la direction et le personnel de RNCan sur des questions d'intérêt mutuel;
- RNCan élabore la politique du gouvernement du Canada en matière d'énergie nucléaire et de ressources naturelles; ce ministère est également un titulaire de permis pour la décontamination de certains déchets de faible activité au nom du gouvernement du Canada, de sorte qu'il est assujéti aux politiques et pratiques liées à la délivrance de permis que la CCSN met en œuvre à cet égard; et
- la CCSN travaille souvent avec Affaires étrangères et Commerce international Canada afin de veiller au respect des engagements internationaux pris par le Canada en vertu de traités, de conventions et de protocoles d'entente tant bilatéraux que multilatéraux.

Afin de remplir son mandat, la CCSN travaille également au besoin avec plusieurs organisations provinciales et municipales.

En plus des sociétés privées (Bruce Power par exemple), la CCSN compte parmi ses titulaires de permis des agences ou établissements subventionnés par les gouvernements fédéral ou provinciaux, au nombre desquels figurent notamment :

- EACL (une société publique fédérale de recherche-développement en matière d'énergie nucléaire);
- des entreprises du secteur de l'énergie nucléaire des gouvernements provinciaux [Ontario Power Generation, Énergie nucléaire Nouveau-Brunswick et Hydro-Québec];
- des universités canadiennes;
- des hôpitaux et établissements de recherche; et
- des ministères des gouvernements provinciaux et du gouvernement fédéral.

8.1 c L'organisation de la CCSN et le soutien à son personnel

La CCSN regroupe un président, les membres de la Commission désignés par le gouvernement fédéral et le personnel de la CCSN qui totalisait environ 600 à la fin mars 2007. La structure générale de l'organisation est définie par la LSRN. Il est indiqué au paragraphe 12(1) de la LSRN que le président « assure la direction [de la Commission] et contrôle la gestion de son personnel », technique ou autre, chargé d'exécuter les tâches de la Commission.

Le Bureau du président fournit directement au président des services de soutien administratif. Le Secrétariat veille à ce que la Commission de sept membres reçoive le soutien administratif et technique dont elle a besoin pour fonctionner de façon efficiente et efficace. Le président reçoit aussi l'appui d'autres groupes de la structure organisationnelle de la CCSN dont le Conseil de la qualité, le Service juridique, le Groupe de la vérification, de l'évaluation et de l'éthique, et le Groupe des relations internationales.

La CCSN comprend trois directions générales majeures: la Direction générale des opérations, la Direction générale des affaires réglementaires et la Direction générale des services de gestion.

La Direction générale des opérations

La Direction générale des opérations est chargée de réglementer le développement, la production et l'utilisation de l'énergie nucléaire, ainsi que la production, la possession, le transport et l'utilisation des substances nucléaires et des appareils à rayonnement conformément à la LSRN et à ses règlements. Cette direction générale est organisée de sorte à centraliser la réglementation des différents segments du secteur nucléaire et veiller à ce que les activités et les processus de réglementation soient harmonieux. La structure hiérarchique et les mandats des différentes directions de la direction générale définissent les responsabilités et l'autorité pour mener à bien les activités de réglementation. Une nouvelle structure organisationnelle comprenant deux directions générales, la Direction générale des activités de réglementation et la Direction générale du soutien technique, a été annoncée à la fin de la période de référence. Cette nouvelle structure doit entrer en vigueur au cours de l'année 2007.

La Direction générale des opérations est dirigée par un premier vice-président et comprend les entités organisationnelles suivantes :

- la Direction de la réglementation des centrales nucléaires;
- la Direction de la réglementation du cycle et des installations nucléaires;
- la Direction de la réglementation des substances nucléaires;
- La Direction de l'évaluation et de l'analyse;
- La Direction de la gestion de la sûreté et normes de sécurité;
- La Direction de la sécurité et garanties;
- La Direction de la protection et de l'évaluation environnementales; et
- La Division de l'amélioration du programme de réglementation.

La Direction de la réglementation des centrales nucléaires (DRCN) évalue et réglemente la sûreté des centrales nucléaires au Canada par l'entremise de son programme réglementaire. Elle comprend les divisions suivantes :

- quatre divisions de la réglementation des centrales nucléaires (pour Pickering, Darlington, Gentilly-2/Point Lepreau et Bruce);
- la Division des inspections;
- la Division d'autorisation des nouvelles centrales nucléaires; et
- la Division de l'élaboration et de l'intégration des programmes.

Les divisions de la réglementation des centrales nucléaires de Darlington, Pickering, Bruce et Gentilly-2/Point Lepreau ont été créées au sein de la DRCN en 2005 suite à un réaménagement de la Direction générale des opérations qui a vu le transfert de divisions de spécialistes à d'autres directions de la direction générale des opérations. Ces quatre divisions de la réglementation des centrales nucléaires sont responsables de la planification, de la gestion et de la mise en œuvre du programme réglementaire concernant leurs centrales respectives. Elles agissent également de point de contact unique auprès des parties intéressées internes et externes.

La Division des inspections de la DRCN est responsable de la mise en œuvre du programme d'inspection de façon ordonnée et cohérente à tous les sites de centrale nucléaire. Des membres permanents du personnel de la CCSN travaillent à partir de bureaux situés à chaque centrale afin de mettre en œuvre les différents volets du programme de conformité (promotion, vérification et application). Ces membres du personnel inspectent les installations des titulaires de permis, surveillent les activités et s'assurent que les conditions du permis et les règlements pertinents sont respectés.

La Division d'autorisation des nouvelles centrales nucléaires de la DRCN a été créée en 2006 afin de s'assurer que des ressources sont dédiées à la planification, la gestion et l'évaluation des demandes de permis pour de nouvelles centrales nucléaires et que le leadership nécessaire pour ces activités est disponible. Cette division prendra la direction de l'élaboration du cadre de réglementation pour les nouvelles centrales nucléaires et d'un plan d'évaluation des demandes de permis pour de telles centrales.

La Division de l'élaboration et de l'intégration des programmes est responsable de l'élaboration et de la mise en œuvre des programmes de la DRCN servant à délivrer des permis, à évaluer la conformité aux exigences réglementaires et aux normes d'application de la réglementation, à documenter les résultats des activités d'application de la réglementation, et à intégrer et surveiller les tendances ressortant des renseignements sur la conformité des centrales nucléaires, le tout conformément aux procédures de la Direction générale des opérations.

Le personnel des autres directions de la Direction générale des opérations apportent son soutien aux activités d'application de la réglementation dirigées par la DRCN; par exemple, en examinant les demandes et l'information soumises par les titulaires de permis de centrale nucléaire, en participant à des inspections, et en contribuant à l'élaboration de documents d'application de la réglementation pertinents.

Les Directions générales des Affaires réglementaires et des Services de gestion

La nouvelle Direction générale des affaires réglementaires est dirigée par un vice-président. Elle fournit l'orientation stratégique et assure la mise en œuvre des politiques d'application de la réglementation, de la planification et des communications de la CCSN. Elle est composée du personnel du Bureau des communications et des affaires réglementaires et de la Division de la planification intégrée et de la gestion du rendement. Le Bureau des communications et des affaires réglementaires fournit au personnel de la CCSN et au public des informations précises dans un délai raisonnable sur les programmes et activités de la CCSN et est responsable de plusieurs programmes, initiatives et actions applicables à l'ensemble de l'organisation et qui ont pour but d'améliorer le rendement de la CCSN sur le plan de la réglementation. La Division de la planification intégrée et de la gestion du rendement est responsable de diriger l'élaboration et la mise en œuvre de la planification intégrée de la CCSN.

Le Direction générale des services de gestion fournit des services d'application générale nécessaires au bon déroulement des activités de la Direction générale des opérations et des autres entités organisationnelles de la CCSN.

La planification des activités de réglementation

La CCSN structure ses activités d'application de la réglementation des centrales nucléaires (décrites à la section 7.2) en créant et mettant en œuvre des plans de travail pour chaque centrale nucléaire, en en faisant le suivi et en les ajustant au besoin. Ces plans sont revus pour s'assurer qu'ils permettront d'atteindre des objectifs spécifiques et pour assurer la cohérence entre les centrales nucléaires à l'égard de la planification des inspections, examens et autres activités d'application de la réglementation. Les activités apparaissant sur les plans de travail pour chacune des centrales sont regroupées dans un plan sommaire appelé le « Plan des activités de la réglementation » (PAR) et leur coût est évaluée afin de préparer une estimation des droits annuels devant être payés par chacune des centrales. Avant chaque année fiscale, le PAR est transmis aux titulaires de permis accompagné d'un avis sur l'estimation des droits annuels qu'ils devront payer pour leur centrale.

Le programme de recherche et de soutien de la CCSN

Le programme de recherche et de soutien de la CCSN continue de donner au personnel accès à des sources indépendantes offrant conseils, expertise, expérience, information et autres ressources par l'entremise de contrats et d'ententes de contribution avec le secteur privé ainsi qu'avec d'autres agences et organismes canadiens et internationaux. Les travaux entrepris dans le cadre de ce programme visent à aider le personnel à remplir la mission de réglementation de la CCSN. Chaque année, le programme est revu et évalué, les besoins en matière de recherche et de soutien pour l'exercice suivant sont déterminés et un budget approprié est affecté. Le programme de recherche et soutien de la CCSN est indépendant du vaste programme de R-D dirigé par le secteur nucléaire (voir l'appendice E)

Lorsqu'elle a besoin de services spécialisés, la CCSN fait aussi appel à des fournisseurs externes. Le programme de recherche et de soutien constitue une source indépendante de conseils, de connaissances, d'expérience, d'information et d'autres ressources par l'entremise de contrats avec des entreprises du secteur privé et avec d'autres agences ou organisations au Canada et à l'étranger.

8.1 d Initiatives d'amélioration et d'évaluation de l'organisme de réglementation

Les améliorations continues apportées au régime réglementaire de la CCSN visent à établir un programme d'application de la réglementation des centrales nucléaires qui tient compte du risque et qui est cohérent, uniforme, systématique, efficace et efficient, en :

- déterminant l'ampleur des activités réglementaires à l'aide d'une approche claire et formelle de gestion du risque;
- élaborant, mettant en place et mettant en œuvre des processus et des procédures documentés qui définissent comment les multiples participants interagissent de manière coordonnée et bien gérée;
- élaborant un système plus simple de gestion de l'information à l'appui des activités de réglementation des centrales nucléaires; et
- en s'assurant qu'une approche réglementaire uniforme est suivie pour tous les titulaires de permis.

L'action no. 6 assignée au Canada lors de la troisième réunion d'examen de la Convention consistait à compléter le PARCN. L'élaboration d'un protocole de communication entre la CCSN et les titulaires de permis de centrale nucléaire et d'un processus plus précis de planification des activités d'application de la réglementation concernant les centrales nucléaires sont deux des projets réalisés dans le cadre du PARCN au cours de la période de référence. L'élaboration d'un processus de prise de décision en fonction du risque - une autre réalisation dans le cadre du PARCN - (voir ci-après) se rapporte directement à l'action no. 8 assignée au Canada lors de la troisième réunion d'examen de la Convention qui visait à ce que l'approche réglementaire tienne davantage compte du rendement et du risque.

Les initiatives entreprises dans le cadre du PARCN qui n'ont pu être complétées ont été incorporées à un programme plus global d'initiatives (voir ci-après la description de I3P).

Prise de décisions en fonction du risque (PDFR)

Bien que le cadre de réglementation et la prise de décisions concernant les centrales nucléaires au Canada aient toujours tenu compte du risque, les méthodes servant à le faire de façon systématique n'étaient pas officielles. En 2005, le personnel de la CCSN a mis sur pied un groupe de travail ayant pour but d'améliorer la capacité d'application de la réglementation de la CCSN et portant sur :

- l'évaluation des risques que présentent les centrales nucléaires et l'application de principes de gestion en fonction du risque afin d'établir la priorité des modifications devant être apportées à la réglementation et à son application, de sorte que les ressources limitées de la CCSN soient utilisées de la façon la plus efficace possible; et
- une planification des activités d'application de la réglementation fondée sur une analyse des risques, sur les résultats d'activités d'application de la réglementation antérieures, sur un processus rigoureux et bien documenté montrant un lien entre les activités et les résultats escomptés et sur le jugement et l'expérience du personnel.

Afin d'atteindre ces objectifs, le groupe de travail a sélectionné des outils et méthodes appropriés de gestion en fonction du risque, organisé des sessions d'échange et de formation, consulté les parties intéressées et élaboré des documents qui définissent la « gestion du risque » dans le cadre des activités d'application de la réglementation de la CCSN. Le groupe a aussi décrit les concepts du risque et de la gestion en fonction du risque, fait ressortir des cas habituels auxquels fait face la CCSN et qui nécessitent une prise de décision en fonction du risque, et donné les grandes lignes du processus de prise de décision, fondé sur la norme Q850 de la CSA, permettant de faire la gestion du risque.

Ce nouveau processus de prise de décisions a été introduit en mai 2006 et a fait l'objet d'une période d'essai de 12 mois comportant des sessions de formation d'une journée et des applications partielles. Le processus a été appliqué la première fois pour formuler la réponse de la CCSN à une proposition d'un titulaire de permis relative à la couverture des paramètres de déclenchement du réacteur. Une équipe de la CCSN a suivi les étapes du processus qui comprennent son initiation, l'analyse et la détermination initiales des dangers potentiels, l'estimation de l'ampleur du risque, l'évaluation de l'activité présentant ce risque, l'atténuation du risque, la mise en œuvre d'actions, et la surveillance des effets. L'équipe a cerné le problème, élaboré huit scénarios de risque, et les a classés selon l'importance du risque (très élevé, élevé, moyen, ou faible). Au cours de l'étape « atténuation du risque », l'équipe a élaboré des mesures de contingence pour faire face au risque. Par exemple, pour les scénarios à risque élevé, en plus d'une demande de mise en œuvre de mesures de contrôle administratives afin de ramener le risque à un niveau plus près de la plage acceptable, on a demandé au titulaire de permis qu'il soumette des analyses justificatives et de nouvelles données expérimentales. L'application du reste du processus a été suspendue en attendant la réponse du titulaire de permis aux mesures de contrôle proposées.

La CCSN a également appliqué le processus PDFR à un projet déjà en cours visant à dresser une liste complète des questions de sûreté génériques relatives au CANDU et à les mettre en ordre de priorité (pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 14 (i) b).

Système de gestion

En 2005, la CCSN s'est officiellement engagée à établir un système de gestion de la qualité applicable à l'ensemble de l'organisation et conforme aux exigences et à l'orientation de la norme de sûreté GS-R-1 de l'AIEA *Infrastructure législative et gouvernementale pour la sûreté nucléaire, la sûreté radiologique, la sûreté des déchets radioactifs et la sûreté du transport*, au projet de norme DS-113 de l'AIEA *Système de gestion pour les agences de réglementation*, et aux guides de sûreté qui l'accompagnent. De plus, la

CCSN a créé un Conseil de la qualité qui est dirigé par le directeur de la gestion interne, poste occupé par le premier vice-président Opérations. Une nouvelle division Gestion de la qualité interne a également été créée.

Le but du système de gestion est de définir et d'appliquer un ensemble commun de pratiques, de principes et de processus à la grandeur de la CCSN. Le système de gestion fournira à la CCSN une structure de gestion uniforme et déterminante, comme suit :

- en rassemblant, d'une manière cohérente et uniforme, tous les besoins fonctionnels afin que l'organisation puisse exécuter efficacement son mandat;
- en définissant et en gérant les processus dans le cadre d'un système intégré plus large afin de réduire au minimum les chevauchements;
- en définissant les rôles, les responsabilités et les pouvoirs;
- en définissant les processus et les procédures en fonction des activités plutôt que des rôles fonctionnels généraux; et
- en servant de cadre d'action permanent pour apporter des améliorations de façon continue.

Le personnel de la CCSN prévoit publier en 2007 une révision de son manuel de la gestion de la qualité complétant ainsi l'action no. 4 assignée au Canada lors de la troisième réunion d'examen de la Convention.

Préparation à l'inspection par une équipe du Service d'examen intégré de la réglementation

Suite à la troisième réunion d'examen, la CCSN a entrepris le projet d'accueillir une équipe d'inspection du Service d'examen intégré de la réglementation (SEIR) de l'AIEA. En novembre 2005, une lettre a été envoyée à l'AIEA pour lui demander officiellement l'envoi d'une telle équipe. Ce projet est planifié et mis en œuvre selon les documents pertinents de l'AIEA et adoptera l'approche par modules de l'AIEA pour de tels examens.

En préparation à l'inspection par le SEIR, une équipe a effectué en 2006 une auto-évaluation, qui a dégagé des recommandations et des suggestions d'amélioration à la CCSN. Cinq projets d'amélioration applicables à l'ensemble de l'organisation et portant sur les aspects suivants ont été initiés en réponse à ces recommandations :

1. le système de gestion;
2. la planification intégrée et gestion du rendement;
3. le processus de conformité aux règlements;
4. le processus de délivrance de permis; et
5. le développement du leadership.

Un plan de mesures correctives a été rédigé au cours de la période de référence en réponse aux recommandations et aux suggestions formulées par l'équipe qui a effectué l'auto-évaluation et pour établir un plan intégré de mise en œuvre des cinq projets d'amélioration. Les initiatives qui n'ont pu être complétées dans le cadre du PARCN ont également été ajoutées à ce plan de mesures correctives. Les initiatives d'amélioration en matière de délivrance de permis et de conformité ont pour but d'élaborer et de mettre en œuvre des solutions intégrées permettant de rendre des décisions dans des délais encore plus courts, d'accroître la visibilité de ces décisions et de clarifier davantage les rôles, les responsabilités et l'autorité au regard des activités de délivrance de permis et de conformité. Les processus actuels de délivrance de permis et de conformité sont décrits à l'article 7.2.

En 2006, un cadre de gestion portant le nom Programme des initiatives d'amélioration intégrées a été créé afin de mieux intégrer les cinq projets d'amélioration applicables à l'ensemble de l'organisation mentionnée précédemment. Il a été déterminé que le système de gestion constituait l'initiative maîtresse.

Depuis la demande initiale à l'AIEA, la portée de la mission du SEIR a été élargie pour y inclure les mines et usines de concentration d'uranium et les substances nucléaires. En attente des résultats de pourparlers entre la CCSN et l'AIEA, l'inspection par des pairs du SEIR est prévue au cours de la prochaine période de référence. Cette mission permettra de compléter l'action no. 11 assignée au Canada lors de la troisième réunion d'examen de la Convention.

8.1 e Maintien d'un personnel compétent

Depuis plusieurs années, le recrutement et le maintien du personnel constituent des objectifs stratégiques clés de la CCSN. De tout temps, la CCSN a recruté des personnes d'expérience au sein des universités et du secteur nucléaire. Or, en matière de ressources humaines, la CCSN fait désormais face au même défi que doivent aussi aujourd'hui relever les titulaires de permis et les organismes de recherche et de développement (voir l'alinéa 11.2 b). Par conséquent, l'action no. 3 assignée au Canada lors de la troisième réunion d'examen (le maintien des compétences en matière de sûreté) s'applique autant à la CCSN qu'aux centrales nucléaires.

Entre 2001 et 2005, vingt-six diplômés universitaires hautement qualifiés ont participé au programme des stagiaires de la CCSN. Le programme a amené à la CCSN un groupe de nouvelles personnes possédant un bagage scientifique et technique excellent. Au début de 2005, la CCSN a analysé ses besoins en effectifs pour les dix prochaines années. Il a été établi que, pour combler ses besoins futurs, la CCSN doit se doter de nouvelles approches de recrutement et veiller à intégrer tout le nouveau personnel. C'est pourquoi la CCSN a mis fin au programme des stagiaires. La CCSN se servira des meilleures pratiques découlant de ce programme pour élaborer de nouvelles approches de recrutement et d'orientation des nouveaux employés.

La CCSN met présentement en œuvre une initiative de recrutement et de maintien de l'effectif comprenant cinq volets :

- l'évaluation de la situation à l'interne;
- le recrutement général;
- le recrutement international;
- les partenariats avec les universités; et
- le maintien en poste des employés.

Une campagne internationale de recrutement visant la France, l'Allemagne, la Suède et le Royaume-Uni a été lancée en 2006. Aussi en 2006, la CCSN a communiqué avec 80 universités canadiennes pour explorer les domaines d'intérêt commun. En vue d'améliorer son profil sur les campus universitaires du Canada, la CCSN a tenu 13 séances d'information à l'intention des étudiants en génie, en science et en études de l'environnement.

Le programme d'orientation des employés a été examiné en 2006 et il est présentement en cours de révision. Une série de consultations menées par un groupe de travail composé de représentants de toutes les sphères d'activité de la CCSN ont dégagé des renseignements qui ont servi à définir plusieurs des volets du recrutement et du maintien de l'effectif. Ces consultations ont également abordé l'intégration au sein de l'organisme des personnes nouvellement diplômées et diplômées depuis peu d'années.

La CCSN élabore et/ou coordonne des programmes d'apprentissage et de formation. Le personnel et les gestionnaires doivent de concert élaborer les plans d'apprentissage individuels, en utilisant les outils mis à leur disposition. La CCSN a également continué de contribuer au programme CANTEACH et au Réseau d'excellence universitaire en génie nucléaire (pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 11.2 b).

8.2 Renforcement de la séparation des rôles

8.2 a Séparation de la CCSN des autres organisations faisant la promotion ou l'usage de l'énergie nucléaire

L'adoption de la LSRN a introduit une législation habilitante et distincte pour la réglementation des activités nucléaires et ainsi permis de séparer les fonctions de l'organisme de réglementation de celles attribuées aux organisations qui font la promotion ou l'usage de l'énergie nucléaire. Le mandat de la CCSN (voir l'alinéa 7.1 b) est clairement concentré sur la santé et la sécurité des personnes et la protection de l'environnement et il ne s'étend pas aux affaires économiques.

L'article 19 de la LSRN autorise « le gouverneur en conseil (à), par décret, donner à la Commission des instructions d'orientation générale sur sa mission ». Toutefois toute instruction de nature politique donnée à des organismes, la CCSN dans ce cas-ci, doit être de portée générale et ne saurait influencer sur les décisions prises, dans des cas particuliers. En outre, les décrets pris en vertu de cet article sont publiés dans la *Gazette du Canada* et déposés devant chaque chambre du Parlement.

Tel que mentionné à l'alinéa 8.1 c, la CCSN assigne en permanence aux sites des centrales nucléaires des membres de la Division des inspections afin d'effectuer des inspections et des activités de promotion et de prendre des mesures d'application dans le cadre du plan des activités de réglementation. Les divisions de la réglementation des centrales nucléaires sont appelées à prendre les décisions concernant les activités d'application de la réglementation et à présenter à la Commission des recommandations sur les décisions qu'elle doit rendre. Afin de préserver l'intégrité de la Commission comme organisme décisionnel indépendant, les échanges entre la Commission et le personnel de la CCSN se font par l'intermédiaire du Secrétariat. Le personnel de la CCSN, à l'exception du personnel du Secrétariat et du président, a très peu de contact avec la Commission, sauf lors des audiences publiques.

8.2 b Stratégie des communications

Une partie du mandat de la CCSN consiste à informer toutes les parties intéressées (voir l'alinéa 7.1 b). La CCSN entretient sur une base permanente et de manière transparente des discussions avec l'Association nucléaire canadienne (par l'entremise du Comité des affaires réglementaires depuis 2000) et les titulaires de permis de centrale nucléaire et autres titulaires de permis (par l'entremise du Groupe consultatif sur le recouvrement des coûts depuis 2002). Le plan stratégique des communications de la CCSN, qui a été complété au cours de la dernière période de référence, décrit une approche permettant à la CCSN de communiquer efficacement son programme d'application de la réglementation aux parties intéressées.

Le plan stratégique des communications de la CCSN prévoit une mise en œuvre en plusieurs phases sur une période de trois ans. En 2006 et 2007, les activités de relations externes de la CCSN visaient à ce que le public prenne davantage conscience et acquière une meilleure compréhension de son rôle et des activités d'application de la réglementation nucléaire. En 2006, des liens plus étroits ont été établis avec différentes parties intéressées dont les gouvernements municipaux dans les régions où se situent les installations d'importance, les médias, les responsables provinciaux, les associations professionnelles et les organismes non gouvernementaux (ONG).

À la fin de 2006, la CCSN a établi un Comité des affaires réglementaires avec les organismes non gouvernementaux afin, dans le cadre de son mandat, de communiquer avec eux et les consulter sur des questions de réglementation et de politique nucléaires. Un forum similaire ayant déjà été mis sur pied par le secteur nucléaire en 2001, ce comité a pour but de permettre à la CCSN de créer des liens plus étroits avec les parties intéressées. Présidé conjointement par un membre des ONG, le Comité des affaires réglementaires avec les organismes non gouvernementaux sert de forum pour échanger des

renseignements et les clarifier au besoin afin d'en arriver à une compréhension commune des questions d'intérêt. Il permet à la CCSN de mieux répondre aux besoins d'information des ONG tout en offrant aux membres des ONG la possibilité de faire valoir leurs opinions auprès de la CCSN et de lui offrir leurs conseils sur des questions plus vastes concernant la réglementation nucléaire au Canada. En plus de ce forum, la CCSN a établi au début de 2007 des liens avec une association de collectivités qui sont hôtes d'installations nucléaires d'importance.

La CCSN a tenu plusieurs audiences publiques dans les collectivités les plus touchées par les décisions de la Commission. Afin de s'assurer que les besoins de futures parties intéressées sont satisfaits, la CCSN communique de façon proactive avec les collectivités susceptibles d'être touchées au cours des dix prochaines années par des activités nucléaires, telles que les mines et les usines d'uranium. Finalement, la CCSN prévoit tenir en 2007 cinq sessions d'information auprès de collectivités à travers le Canada pour les informer des résultats de son évaluation annuelle du rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires.

8.2 c Valeurs et éthique

En 2005, la CCSN a lancé officiellement la stratégie sur les valeurs et l'éthique et établi une fonction de divulgation interne afin de renforcer le climat éthique, la gouvernance, le leadership et les activités de fonctionnement de son organisation. Comme les Canadiens s'intéressent de plus en plus aux valeurs et à l'éthique ainsi qu'à la divulgation des actes répréhensibles dans le secteur public, des exigences réglementaires ont été introduites par le gouvernement du Canada en 2006. La *Loi fédérale sur la responsabilité* a été adoptée avec l'objectif de créer « un environnement qui permettra aux employés et à tous les Canadiens et les Canadiennes de divulguer honnêtement et ouvertement des actes répréhensibles sans crainte de représailles ».

La *Loi sur la protection des fonctionnaires divulgateurs d'actes répréhensibles* devait être promulguée en avril 2007. Cette loi a pour but d'encourager les employés du secteur public à se manifester s'ils ont des raisons de croire que des actes répréhensibles graves sont commis dans le milieu de travail. Elle protège contre les représailles les employés qui communiquent de tels renseignements et établit un processus juste et objectif pour ceux qui sont accusés d'actes répréhensibles. La CCSN prévoit appliquer cette loi au cours de la prochaine période de référence, se servant d'une stratégie approuvée qui vient en complément aux autres mécanismes de divulgation en usage à la CCSN.

Les mesures mentionnées dans les paragraphes précédents visent à faciliter les travaux de la CCSN et à s'assurer qu'ils sont dûment exécutés et libres de toute influence émanant de forces ou de préoccupations qui sont hors du cadre de son mandat.

Article 9 – Responsabilités des titulaires de permis

Chaque Partie contractante fait le nécessaire pour que la responsabilité première de la sûreté d'une installation nucléaire incombe au titulaire de l'autorisation correspondante et prend les mesures appropriées pour que chaque titulaire d'une autorisation assume sa responsabilité.

Selon l'article 26 de la LSRN, il est interdit, sauf en conformité avec un permis délivré par la Commission, de préparer l'emplacement d'une installation nucléaire, ou de construire, d'exploiter, de déclasser ou d'abandonner une telle installation. Tel qu'énoncé à l'alinéa 7.2 (ii) a, la Commission peut délivrer un permis seulement aux demandeurs qui possèdent les compétences nécessaires pour exploiter la centrale nucléaire et qui vont préserver la santé et sécurité des personnes et protéger l'environnement de façon adéquate.

À l'alinéa 12(1)c, le *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* attribue différentes responsabilités aux titulaires de permis, dont la responsabilité générale suivante :

« Le titulaire de permis... prend toutes les précautions raisonnables pour protéger l'environnement, préserver la santé et la sécurité des personnes... »

La politique d'application de la réglementation P-299 de la CCSN *Principes Fondamentaux de Réglementation* réaffirme cette responsabilité première dans l'énoncé suivant :

« Les personnes et les organisations qui sont assujetties à la LSRN et ses règlements sont directement responsables de la gestion des activités réglementées d'une manière qui protège la santé, la sûreté, la sécurité et l'environnement, tout en respectant les obligations internationales du Canada. »

La CCSN est responsable devant le public canadien de la réglementation des titulaires de permis de manière à assurer que ceux-ci s'acquittent bien de leurs responsabilités. La CCSN remplit son rôle en :

- établissant des exigences réglementaires et en s'assurant de la conformité à ces exigences;
- établissant des mesures de réglementation en fonction du risque;
- prenant des décisions de manière indépendante, objective et éclairée; et
- défendant l'intérêt public.

Dans le cadre de ses activités visant à établir des exigences et s'assurer de la conformité (voir le premier point de la liste qui précède), la CCSN :

- établit et documente des exigences claires, à l'aide d'un processus qui comprend une phase de consultation;
- collabore avec d'autres organisations et autorités pour favoriser l'élaboration d'exigences réglementaires cohérentes;
- suggère des moyens acceptables de satisfaire aux exigences réglementaires, mais permet aux titulaires de permis de proposer d'autres méthodes;
- favorise la conformité aux exigences réglementaires;
- vérifie si les processus et les programmes satisfont aux exigences réglementaires;
- prend des mesures pour contraindre les titulaires de permis à se conformer aux exigences, suivant une approche graduelle et cohérente; et
- se sert des normes du secteur nucléaire, des normes nationales et internationales ou d'autres normes appropriées.

Ces activités d'application de la réglementation sont décrites de façon plus détaillée aux alinéas 7.2 (ii), (iii), et (iv).

La CCSN établit seulement des normes générales de rendement pour les centrales nucléaires. Il revient ainsi aux titulaires de permis la responsabilité de traduire ces normes en critères plus détaillés servant à élaborer des systèmes, des programmes et des plans qui satisfont aux exigences de la CCSN. La description des dispositions prises lors de la conception est fournie à la CCSN au moment de soumettre la demande de permis. La conception des systèmes liés à la sûreté, la politique globale en matière de sûreté (voir l'article 10), la ligne de conduite pour l'exploitation (LCE) et les descriptions de programme (voir l'appendice C) sont des exemples de telles dispositions.

Si la CCSN accepte les dispositions prises lors de la conception, celles-ci deviennent partie intégrante du fondement du permis d'une centrale nucléaire et dictent les activités réglementaires futures, telles que les inspections et les approbations des modifications. La CCSN surveille aussi la conformité et le rendement des titulaires de permis en se servant comme base de comparaison des dispositions prises lors de la conception qui ont été insérées aux permis d'exploitation des centrales nucléaires.

Cette approche en matière de réglementation vise l'établissement de normes de rendement de base flexibles qui offrent aux concepteurs et aux exploitants la possibilité de déterminer la meilleure façon de satisfaire aux exigences de base en matière de sûreté et de répondre à leurs propres besoins. Les titulaires de permis doivent démontrer que l'exploitation de leur centrale répond aux normes de rendement et qu'elle continuera de satisfaire aux exigences pertinentes tout au long de la durée de vie prévue à la conception.

Pendant l'exploitation, les titulaires de permis s'acquittent de leurs responsabilités en :

- appliquant des systèmes de gestion pour atténuer les risques associés à l'exploitation de la centrale nucléaire;
- développant une culture organisationnelle axée sur l'exploitation sûre de la centrale nucléaire;
- établissant et respectant des limites d'exploitation sûre;
- surveillant le rendement du personnel et des installations afin de s'assurer qu'ils répondent aux attentes; et
- veillant à ce que les ressources et les installations soient suffisantes en tout temps, tant pour les activités planifiées qu'en cas d'événement imprévu.

Les renseignements soumis à l'appui d'une demande de permis peuvent être intégrés à une condition de permis sous forme de renvoi, créant ainsi une exigence d'exploitation ayant force exécutoire (le document décrivant la LCE est un exemple) À chaque centrale, la LCE décrit comment le titulaire de permis doit l'exploiter, en assurer la maintenance et modifier ses systèmes afin d'optimiser la sûreté nucléaire et réduire les risques qui en découlent pour le public à un niveau assez faible pour être acceptable. Ce document définit également l'autorité et les responsabilités du personnel cadre et du personnel d'exploitation (pour de plus amples renseignements sur les LCE, voir les alinéas 19 (ii) et 19 (iii)). La première version de la LCE doit être approuvée par la CCSN, en même temps que la demande de permis d'exploitation, ainsi que tous les changements proposés à la LCE par la suite. Le non-respect, par le personnel du titulaire de permis, des exigences énoncées dans la LCE – tout comme dans le cas des autres documents auxquels le permis d'exploitation fait renvoi – constitue une violation des conditions du permis et doit être signalé à la CCSN.

L'exigence de devoir soumettre des rapports est un aspect important de la stratégie adoptée par la CCSN pour s'assurer que les titulaires de permis continuent de s'acquitter de leurs responsabilités. Un renvoi dans les permis d'exploitation à la norme d'application de la réglementation S-99 de la CCSN *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires* oblige les titulaires de permis à soumettre des rapports lorsque surviennent des développements importants sur le plan de la sûreté et des non-conformités aux exigences réglementaires (pour de plus amples renseignements sur la norme S-99, voir

l'alinéa 7.2 (iii) c). Les permis contiennent aussi des renvois à des documents élaborés par les titulaires de permis (par exemple, la LCE).

Au cours de la période de référence, la CCSN n'a pas eu à recourir officiellement à des mesures d'application (requêtes de la part de la Commission, ordres, mesures restrictives à l'égard du permis, ou poursuites, telles que décrites à l'alinéa 7.2 (iv)) pour régler des problèmes liés à la sûreté qui sont survenus aux centrales nucléaires canadiennes. Les activités d'application de la réglementation de la CCSN portant sur la promotion et la vérification de la conformité ont suffi pour tenir compte et régler les problèmes liés à la sûreté, et ont constitué des instruments d'application de la réglementation adéquats pour maximiser la conformité aux exigences réglementaires de tous les titulaires de permis.

PARTIE C

Considérations générales de sûreté

La partie C du chapitre IV comprend sept articles:

- Article 10 – Priorité à la sûreté
- Article 11 – Ressources financières et humaines
- Article 12 – Facteurs humains
- Article 13 – Assurance de la qualité
- Article 14 - Évaluation et vérification de la sûreté
- Article 15 - Radioprotection
- Article 16 - Préparation aux situations d'urgence

Article 10 – Priorité à la sûreté

Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que toutes les organisations qui mènent des activités concernant directement les installations nucléaires établissent des stratégies accordant la priorité requise à la sûreté nucléaire.

10 a **Élaboration de politiques accordant une priorité appropriée à la sûreté**

Afin d'accorder une priorité prépondérante à la sûreté, le personnel de direction et les gestionnaires d'une organisation doivent en faire une valeur de base, en paroles et en gestes. À tous les niveaux de direction, le système de gestion doit en tout temps appuyer et renforcer cette priorité.

Cette priorité ne fait pas partie explicitement des exigences réglementaires que les titulaires de permis de centrale nucléaire doivent satisfaire au Canada. Présentement, les permis délivrés par la CCSN font référence à l'ancienne collection de normes N286 de la CSA en matière d'assurance de la qualité qui exige l'élaboration d'une politique de haut niveau comprenant un engagement de tous les échelons hiérarchiques de l'organisation envers un programme d'AQ (voir la section 13 a). Cependant, tel qu'énoncé au dernier alinéa de la section 13 c, les titulaires de permis, EACL et la CCSN ont participé à l'élaboration de la norme de la CSA N286-05 *Exigences relatives aux systèmes de gestion des centrales nucléaires*. Un des buts principaux de la nouvelle norme est de favoriser l'exploitation sûre et sécuritaire des centrales nucléaires par un engagement et la conformité à un ensemble de principes relatifs aux systèmes de gestion. Tous les titulaires de permis ont intégré ces principes à leurs systèmes de gestion et ont élaboré des politiques qui confèrent à la sûreté nucléaire une priorité appropriée. Les façons d'intégrer ces principes aux différents politiques et processus varient d'un titulaire de permis à l'autre et sont décrites à l'annexe 10 a. La CCSN examine ces systèmes de gestion avant d'accorder un permis afin de s'assurer qu'ils soutiennent adéquatement les dispositions que le demandeur a prises pour protéger la santé et la sécurité. Le programme d'AQ (voir l'article 13) donne l'assurance que les politiques, principes et exigences de haut niveau en matière de sûreté sont intégrés de façon adéquate aux activités du titulaire de permis.

10 b Culture de sûreté

Approche globale relative à la culture de sûreté opérationnelle

Il est plus facile de décrire l'approche globale relative à la culture de sûreté opérationnelle en citant l'exemple d'Énergie nucléaire Nouveau-Brunswick (ENNB). Un engagement collectif à faire de la sûreté la priorité prépondérante au moment de prendre des décisions et d'effectuer des travaux et à s'assurer que cette priorité est partagée par tous employés ainsi que la direction constitue le fondement de la culture de sûreté à ENNB. Ceci est mis en œuvre en tenant compte du risque et en maintenant des marges de sûreté adéquates, en traitant le cœur du réacteur et la sûreté du réacteur avec prudence et un sens des responsabilités, et en s'assurant qu'une tâche peut être exécutées de manière sûre avant d'aller de l'avant. La culture de sûreté d'ENNB est renforcée davantage en soumettant la sûreté nucléaire à un examen continu, en faisant la promotion d'une approche prudente « et si? », en appuyant l'apprentissage au niveau organisationnel et en établissant un climat de confiance dans l'ensemble de l'organisation. Il est tenu pour acquis que tous les employés connaissent et se conforment aux règles, politiques et règlements portant sur la sûreté nucléaire, la radioprotection, la sécurité industrielle et la protection contre l'incendie. La formation et le bon exemple servent à promouvoir la conformité à ces attentes qui est vérifiée par l'entremise d'observations en chantier et d'auto-évaluations et assurée par le processus « Repérage des problèmes et prise de mesures correctives » et par l'encadrement.

Dans l'optique d'un titulaire de permis, l'amélioration de la culture de sûreté est liée à trois secteurs d'amélioration, soit l'état physique de la centrale, la planification du travail et le rendement humain. Ils sont tous pertinents aux programmes de gestion de la qualité des titulaires de permis. Par exemple, l'exploitation d'une centrale alors que celle-ci est en mauvais état physique peut susciter une sorte de nonchalance en matière de sûreté des centrales nucléaires. De même, une planification du travail inefficace perpétue le mauvais état de la centrale et peut dégénérer souvent en frustrations personnelles et dans la négligence des détails. En outre, un rendement humain insatisfaisant complique davantage la planification du travail et aggrave les effets de la dégradation du matériel. Visant à renforcer tous les aspects de l'exploitation de la centrale nucléaire, les efforts d'amélioration des titulaires de permis se concentrent donc sur ces trois secteurs (l'état physique de la centrale, la planification du travail et le rendement humain).

Les titulaires élaborent aussi de façon continue des programmes pour améliorer leur culture de sûreté. Ces programmes visent principalement à faire comprendre au personnel en quoi il contribue à améliorer la sûreté et ce que sont les objectifs de rendement de leur entreprise à court et à long termes. Les titulaires de permis collaborent à l'élaboration d'indicateurs généraux pouvant servir à repérer les faiblesses de la culture de sûreté.

Activités de la CCSN relatives à l'évaluation de la culture de sûreté

Le personnel de la CCSN a adopté la démarche objective et systématique appelée « Méthode d'examen de l'organisation et de la gestion » pour évaluer l'incidence des caractéristiques organisationnelles des titulaires de permis sur leur rendement en matière de sûreté (pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 3.10.2 du troisième rapport canadien). Cette méthode a été largement utilisée à une centrale nucléaire pour effectuer des évaluations de référence des processus organisationnels de toutes les centrales nucléaires au Canada. Une évaluation de suivi a été complétée afin d'obtenir des données à fins de comparaison qui ont servi à déterminer quels aspects du rendement avaient été améliorés et lesquels avaient connu une baisse. La CCSN prévoit continuer d'utiliser cette méthode pour évaluer le rendement en matière de sûreté à toutes les centrales nucléaires au moins une fois au cours de la durée du permis.

En 2004 et 2005, la CCSN a organisé des ateliers sur la culture de sûreté à l'intention de groupes de titulaires de permis représentatifs du secteur nucléaire au cours desquels les résultats du symposium sur la

culture de la sûreté tenu en 2004 ont été abordés. Les titulaires de permis ont partagé leur expérience relative à leurs programmes de gestion de la sûreté et fait des suggestions à la CCSN sur son ébauche du document *Auto-évaluation de la culture de sûreté, guide d'application de la réglementation* dont ils se sont servi pour élaborer une méthode d'auto-évaluation de la culture de sûreté.

Les paragraphes qui suivent donnent un sommaire des résultats des auto-évaluations de la culture de sûreté effectuées au cours de la période de référence à chacune des centrales nucléaires et aux installations d'EACL.

Auto-évaluation de la culture de sûreté à Ontario Power Generation

OPG, comme d'autres titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada, a mis en place un processus d'auto-évaluation de la culture de sûreté qui est analogue à celui élaboré par l'Utilities Service Alliance Inc.

Un premier cycle de cinq auto-évaluations de la culture de sûreté nucléaire à Pickering-A, Pickering-B et Darlington a été complété au cours de la période de référence. Les points forts observés lors de ces évaluations comprennent :

- les préoccupations des employés: l'exigence de rapporter les incidents et les préoccupations est bien comprise; les employés perçoivent qu'on les encourage à manifester leurs préoccupations et ils ne craignent pas les représailles;
- la surveillance en matière de sûreté nucléaire: la surveillance des activités nucléaires liées à la sûreté effectuée par les gestionnaires est adéquate; les réunions portant sur les décisions opérationnelles et les problèmes d'exploitation sont des exemples d'outils efficaces;
- les rôles et responsabilités: ceux relatifs à la sécurité personnelle sont très clairs;
- prise des décisions critiques pour la sûreté: la ligne hiérarchique est très bien comprise par le personnel de la division Exploitation; il est perçu que le processus de prise des décisions opérationnelles est exhaustif et rigoureux; et
- les relations en matière de réglementation: on perçoit que les relations avec les organismes de réglementation aux paliers fédéral et provincial sont franches et qu'elles manifestent un respect mutuel.

Les aspects nécessitant des améliorations aux trois centrales nucléaires d'OPG incluent :

- les communications et la confiance: sont perçues être à sens unique et le personnel de la direction n'est pas suffisamment en contact avec les employés;
- les mesures correctives: il est perçu que le processus de rétroaction est insuffisant et qu'il est peu probable que les événements qui se répètent puissent être éliminés;
- reconnaissance et récompenses: l'opinion qui se dégage est que le rendement prend préséance sur la sûreté; et
- gestion du travail: le temps pris pour régler les problèmes est parfois excessif.

OPG a pris des mesures circonscrites pour corriger ces faiblesses.

Le cadre de la culture de sûreté nucléaire et la méthode, les outils et les processus servant aux auto-évaluations de celle-ci continuent d'être améliorés à la lumière des leçons tirées des évaluations à OPG et des changements apportés au processus d'évaluation de la culture de sûreté de la Utilities Service Alliance.

Auto-évaluation de la culture de sûreté à Hydro-Québec

Assisté par la Utilities Service Alliance, Hydro-Québec a effectué en 2004 une auto-évaluation de la culture de sûreté à Gentilly-2. Les résultats de cette auto-évaluation ont été utilisés pour revoir le cadre de la culture de sûreté élaboré par le Groupe des propriétaires de CANDU (COG).

Cette évaluation avait comme objectifs de clarifier la situation sur ce sujet et d'inciter l'apport de changements afin de l'améliorer. Elle a fait ressortir des bonnes pratiques et des points forts, des données nécessitant d'être revues et catégorisées et des aspects nécessitant des améliorations. Lors de l'auto-évaluation subséquente de la culture de sûreté à Gentilly-2 en avril 2007, des améliorations ont été observées aux chapitres de la tenue des lieux, de la condition de l'équipement et de l'utilisation faite des ressources externes. Cette évaluation comprenait deux phases : un sondage auprès de tout le personnel ainsi que des entrevues et des observations effectuées à la centrale. Les résultats du sondage ont fait ressortir une réponse positive sur les questions portant sur le « respect de la sûreté ».

Auto-évaluation de la culture de sûreté à Bruce Power

Depuis son avènement en 2001, Bruce Power a effectué deux auto-évaluations de la culture de sûreté, une en 2001 et l'autre en 2005. Ces évaluations comportaient l'observation du comportement de l'organisation sur une période d'une semaine et une comparaison des données recueillies à un ensemble défini de caractéristiques de la culture de sûreté. Les équipes d'évaluation comprenaient du personnel interne, du personnel d'autres installations canadiennes et des experts externes du domaine de la culture de sûreté. Ces auto-évaluations ont révélé que la culture de Bruce Power encourage le personnel à rapporter ouvertement les problèmes et les incidents. Des faiblesses ont été observées concernant la communication des attentes et l'application des normes. Bruce Power prend présentement des mesures correctives pour s'assurer que le personnel de la direction renforce les attentes et les normes. Bruce Power a l'intention d'effectuer une auto-évaluation de la culture de sûreté suivant un cycle variant de trois à cinq ans.

Auto-évaluation de la culture de sûreté à Énergie atomique du Canada ltée

Des ateliers sur la culture de sûreté sont organisés régulièrement afin d'arriver à une compréhension commune de la culture de sûreté dans l'ensemble de l'organisation. Au cours de ces ateliers, plusieurs aspects de la culture de sûreté sont abordés afin de dégager des exemples pertinents aux différents groupes qui y participent, et des plans d'action sont élaborés, incluant des mesures concrètes afin de régler les problèmes avant les échéances qui ont été fixées. Des auto-évaluations sur des sujets particuliers ont lieu sur une base régulière.

Article 11 – Ressources financières et humaines

1. Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que des ressources financières adéquates soient disponibles pour les besoins de la sûreté de chaque installation nucléaire pendant toute la durée de sa vie.
2. Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées afin qu'un nombre suffisant d'agents qualifiés ayant été formés, entraînés et recyclés comme il convient soient disponibles pour toutes les activités liées à la sûreté qui sont menées dans ou pour chaque installation nucléaire pendant toute la durée de sa vie.

11.1 Ressources financières appropriées

11.1 a Financement des améliorations apportées à la sûreté des centrales nucléaires pendant leur durée de vie utile

Les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada disposent de budgets distincts, respectivement consacrés à l'exploitation, à la maintenance et à l'amélioration des immobilisations. Pour les améliorations d'envergure, les coûts de financement d'un projet sont étalés sur la portion de la durée de vie prévisible de la centrale nucléaire. Les dépenses sont dictées par la situation financière du titulaire de permis, par son rendement tant réel que prévu et par sa stratégie financière et commerciale, ainsi que par la demande de service (prévision de charge). Ces renseignements servent à déterminer l'enveloppe des dépenses d'exploitation courantes et celle des dépenses en immobilisations.

Les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada accordent une grande priorité aux programmes et projets liés à la sûreté. De ce fait, l'affectation de ressources financières appropriées aux programmes et travaux d'amélioration de la sûreté est assurée pour toute la durée du cycle de vie de chaque centrale nucléaire.

11.1 b Ressources financières pour le déclassement des centrales

En vertu du paragraphe 24(5) de la LSRN, les permis de centrale nucléaire au Canada obligent les titulaires à constituer des garanties financières couvrant le coût du déclassement des centrales nucléaires qu'ils exploitent. Les conditions des permis d'exploitation comprennent une exigence de préparer des plans de déclassement préliminaires. Les quatre titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada ont choisi différentes méthodes à cet égard, toutes conformes aux prescriptions du guide d'application de la réglementation G-206 de la CCSN *Les garanties financières pour le déclassement des activités autorisées*. Dans chaque cas, les garanties comprennent un accord juridique rendant les fonds accessibles à la CCSN en cas de défaillance du titulaire de permis ainsi que des conditions qui s'ajoutent au permis délivré et qui obligent le titulaire de permis à revoir les plans de déclassement, les évaluations des coûts et les garanties financières périodiquement ou sur demande de l'organisme de réglementation. Ces dernières exigences constituent le moyen de garder les plans de déclassement et les garanties financières à jour et adéquats pour tenir compte d'événements tels qu'un changement des plans d'exploitation de la centrale, un changement des conditions financières ainsi que l'élaboration de plans de gestion à long terme du combustible utilisé en vertu de la *Loi sur les déchets de combustible nucléaire*.

11.1 c Ressources financières pour l'exploitation

Outre les garanties financières couvrant les coûts du déclassement, la CCSN peut aussi exiger des garanties financières pour d'autres coûts si elle juge que le risque financier et le risque en matière de sûreté justifient une telle mesure. Par exemple, Bruce Power exploite les centrales nucléaires Bruce-A et Bruce-B mais elle n'en est pas la propriétaire ni la partie responsable du déclassement final de ces installations. Cette responsabilité revient au propriétaire, OPG, et par conséquent, cette dernière doit fournir les garanties financières pour le déclassement de ces installations. Puisque Bruce Power est responsable de l'exploitation de ces centrales, elle a dû fournir une garantie financière spéciale pour s'assurer que les fonds requis pour placer les centrales nucléaires dans un état de conservation sûr avant le déclassement seraient disponibles. Une telle garantie n'est pas exigée de la part des autres titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada (Hydro-Québec, ENNB et OPG) puisque leurs garanties financières pour le déclassement couvrent l'ensemble des activités de déclassement, incluant les étapes initiales pour placer les installations dans un état de conservation sûr. La garantie financière spéciale couvrirait également le cas où Bruce Power aurait à interrompre ses opérations pendant une période de longue durée pour des raisons autres que le déclassement; par exemple, pour des travaux de maintenance imprévus. Les garanties financières procurent l'assurance que les fonds requis pour mettre les centrales à l'arrêt de manière sûre seraient disponibles si Bruce Power devait se trouver un jour dans une situation financière précaire due à de telles situations.

11.2 Ressources humaines appropriées

Par ressources humaines appropriées, on entend la possibilité d'avoir recours à un nombre suffisant d'employés qualifiés qui pourront, sans contrainte ou retard indu, exécuter toutes les activités normales, y compris la surveillance des travaux effectués par des entrepreneurs externes.

11.2 a Exigences et mesures relatives à la formation et l'accréditation du personnel

Les exigences concernant la qualification du personnel et l'effectif des centrales nucléaires, incluant celles pour les opérateurs de salle de commande, sont décrites à l'annexe 11.2 a.

À toutes les centrales nucléaires à tranches multiples, l'exploitant est tenu d'avoir un opérateur de salle de commande présent en tout temps aux panneaux de commande de chaque tranche en salle de commande principale. Les titulaires de permis concernés se sont engagés en 2001 à remplir cette obligation selon des échéances spécifiées dans leurs permis d'exploitation. Bien que, présentement, un opérateur de salle de commande soit de service en tout temps pour chacune des tranches, il est permis que la surveillance des panneaux de commande soit effectuée à certains moments (lors des repas, par exemple) par un adjoint à l'opérateur de salle de commande sous la supervision d'un opérateur de salle de commande présent aux panneaux d'une tranche voisine.

Évaluation des programmes de formation des titulaires de permis

La CCSN évalue de façon régulière les programmes de formation du personnel accrédité et non-accrédité des titulaires de permis. Ces évaluations comprennent l'examen du matériel décrivant le programme de formation de même que des évaluations et inspections des activités de formation à la centrale même. Le personnel de la CCSN élabore également des exigences et critères réglementaires concernant la formation, les examens et la qualification du personnel accrédité des installations nucléaires.

Le programme « Formation, examen et accréditation » constitue l'un des trois programmes du domaine de sûreté « Assurance du rendement » (voir le tableau G.2 de l'appendice G). Les cotes de rendement attribuées au programme « Formation, examen et accréditation » reposent sur des évaluations des programmes de formation effectuées à l'aide de critères fondés sur la méthodologie appelée « *Approche*

systématique à la formation » (ASF), et non sur les résultats obtenus par les candidats aux examens d'accréditation. Cependant, l'accréditation de travailleurs de façon satisfaisante et continue est requise à toutes les centrales.

Au cours de la période de référence, la cote « B » (« répond aux exigences », selon la définition de l'appendice G) a été attribuée au programme « Formation, examen et accréditation » à la plupart des centrales. En particulier, avant 2006, des améliorations importantes ont été apportées à la mise en œuvre de l'ASF à Gentilly-2. Tel que décrit dans le paragraphe suivant, les évaluations de la formation aux centrales nucléaires au cours de la période de référence étaient axées sur le transfert des examens d'accréditation.

Transfert, de la CCSN aux titulaires de permis, des examens d'accréditation de leur personnel

Afin d'améliorer l'efficacité de la réglementation en matière de formation et de qualification du personnel d'exploitation des centrales nucléaires, la CCSN a décidé de ne plus administrer directement les examens que doivent réussir les opérateurs de salle de commande et les chefs de quarts. En vertu de l'autorité légale que lui confèrent la LSRN et le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, la CCSN prévoit toutefois continuer d'accréditer les titulaires de ces postes en se fondant sur la qualité des programmes de formation et des examens d'accréditation administrés par les titulaires de permis. La CCSN a préparé des ébauches de documents donnant des renseignements sur les pratiques recommandées pour administrer les examens d'accréditation initiale. La CCSN met également en œuvre de façon graduelle des inspections des programmes de formation relatifs à l'accréditation de même que des examens connexes qui sont, ou qui seront administrés par les titulaires de permis.

11.2 b Ressources de maintenance aux centrales nucléaires

Le secteur nucléaire au Canada a connu une expansion rapide au cours de la période 1970 à 1990. Une expérience professionnelle considérable sera donc perdue lorsque les personnes embauchées au cours de cette période d'expansion partiront à la retraite au cours des prochaines années. Afin de faire face aux nouveaux projets, les entreprises du secteur nucléaire doivent non seulement remplacer ces travailleurs mais augmenter leurs effectifs. Les nouveaux projets comprennent la remise à neuf de centrales construites à la fin des années 1970 et au début des années 1980, afin de prolonger leur durée de vie utile de 30 ans, et la construction de nouvelles centrales nucléaires.

En 2004, l'Association canadienne de l'électricité et Ressources humaines et Développement des compétences Canada ont effectué une étude exhaustive des ressources humaines afin de :

- développer un profil du secteur de l'électricité au Canada,
- déterminer les causes fondamentales des problèmes de ressources humaines identifiés,
- faire une liste des meilleures pratiques, et
- développer une vision ainsi que des recommandations concernant une stratégie en matière de ressources humaines.

Les points saillants découlant de l'exercice visant à dégager le profil des ressources humaines du secteur de l'électricité sont :

- le nombre d'emplois a diminué de 98 725 à 65 600 entre 1993 et 2003;
- les départs à la retraite constituent un problème sérieux et imminent;
- presque 40 % de la main d'œuvre sera éligible à la retraite d'ici 2014;
- dans le secteur, 9 000 postes devront être comblés au cours des 5 années à venir et 17 000 au cours des 10 ans à venir;
- 65 % de la main d'œuvre du secteur de l'électricité est âgée entre 40 et 54 ans tandis que la proportion équivalente de la main d'œuvre nationale est de 38 %;

- moins de 5 % des employés sont âgés entre 15 et 24 ans tandis que 15 % de la main d'œuvre canadienne est âgée de moins de 25 ans;
- 65 % des postes de métier sont occupés par des personnes de 50 ans et plus et les jeunes (moins de 30 ans) représentent seulement 7,1 % de cette catégorie; et
- une rotation importante du personnel cadre est prévue au cours des 5 à 10 prochaines années.

Le personnel du secteur nucléaire est plus âgé que la moyenne et 38,3 % du personnel technique est âgé de 50 ans ou plus.

Le secteur de l'énergie fait face à deux défis: au cours des 20 prochaines années, la disponibilité en ressources humaines devra être augmentée d'approximativement 22 %, et 20 % de la main d'œuvre du secteur de l'électricité devra être remplacée. Une contrainte additionnelle au Canada est la pénurie possible de ressources humaines disponibles pour le secteur de l'électricité à cause du développement et de l'expansion de l'exploitation des sables bitumineux dans l'ouest du pays et des projets de construction de pipelines.

Lors d'un symposium de l'Association nucléaire canadienne tenu en septembre 2006, les problèmes de ressources humaines auxquels fait face le secteur nucléaire ont été soulignés. Des mesures concrètes ont également été proposées dans le cadre d'une stratégie à plusieurs volets mise de l'avant pour répondre aux besoins présents et futurs du secteur nucléaire en ressources humaines.

Les changements démographiques de la main d'œuvre et les besoins grandissant du secteur nucléaire à cause des remises à neuf et des nouvelles constructions nécessitent des mesures sur quatre fronts connexes :

- des analyses détaillées des compétences de la main d'œuvre;
- des programmes d'embauche;
- des programmes de formation pour les nouveaux employés; et
- des programmes de rétention des connaissances visant à conserver celles des travailleurs qui partent à la retraite.

Le succès de ces programmes visant à conserver une expertise en matière de sûreté au sein du secteur nucléaire et de la CCSN est essentiel afin de mener à bien la démarche entreprise pour compléter l'action no. 3 assignée au Canada lors de la troisième réunion d'examen de la *Convention sur la sûreté nucléaire*.

Analyse de la capacité en matière de ressources humaines

Les titulaires de permis de centrale nucléaire analysent présentement de façon exhaustive leur capacité en matière de ressources humaines afin de prédire l'écart entre la disponibilité et les niveaux prévus pour l'exploitation, la maintenance et l'ingénierie. Ces analyses portent une attention particulière aux écarts critiques au regard des habiletés devant être maintenues, remplacées ou obtenues à contrat. Les centrales nucléaires disposent de processus de planification de la relève servant à prédire les départs des cadres supérieurs et à planifier et à se préparer à leur remplacement. Les postes de direction, jusqu'au niveau des chefs de département, ont été répertoriés et les candidats potentiels sont évalués sur leur capacité à assumer les responsabilités de ces postes (soit « prêt maintenant », « prêt d'ici 1 ou 2 ans », ou « prêt d'ici 3 à 5 ans »). Des programmes d'apprentissage ont été élaborés pour préparer les candidats potentiels à remplacer les titulaires des postes critiques au fur et à mesure qu'ils partent à la retraite.

EACL tente de régler cette question par l'entremise d'un programme global de gestion des ressources qui porte une attention particulière aux services d'ingénierie requis pour les titulaires de permis de centrales nucléaires, incluant pour la remise à neuf des centrales actuelles et la construction possible de nouvelles centrales nucléaires. Ce système est géré centralement et couvre différents groupes des secteurs d'activités d'EACL, adoptant une approche optimale tenant compte de la volatilité des affaires, de la

nécessité de soupeser les besoins des clients et de s'assurer que la démarche est uniforme, tout en se conformant à la convention collective et en utilisant les meilleures pratiques. Les éléments du système sont regroupés selon les différentes catégories suivantes : l'offre, la demande, la planification des ressources, le développement des ressources et la gestion du rendement. Les habiletés des différents membres du personnel technique sont répertoriées et entrées dans une base de données et la planification de la relève prête une attention particulière aux chefs sur le plan technique et aux entrepreneurs. Le risque d'attrition de ces employés est qualifié soit élevé, moyen ou faible et les cas de risque élevé englobent habituellement des cadres supérieurs difficiles à retenir et à former en vertu des habiletés spécialisées qu'ils possèdent. Des descriptions de poste sont élaborées et servent d'objectifs en matière de promotion de la carrière et de formation du personnel.

Programmes d'embauche

Les titulaires de permis de centrale nucléaire ont continué de reconstituer leur main d'œuvre par des programmes d'embauche visant à attirer des recrues pour l'exploitation, la maintenance et l'ingénierie. Le recrutement du personnel de maintenance mécanique et de maintenance des dispositifs de commande et des opérateurs est fait essentiellement auprès des collèges techniques locaux avec lesquels les titulaires de permis de centrale nucléaire ont établi des partenariats incluant l'échange de renseignements sur les programmes d'études et les perspectives de carrière. Le recrutement des ingénieurs comprend l'embauche de personnes d'expérience et d'autres nouvellement diplômées des universités canadiennes, certaines d'entre elles offrant un programme en génie nucléaire (voir la section « Programmes de formation » qui suit).

Afin de faire la promotion du secteur nucléaire et ainsi accroître le nombre de recrues probables, les titulaires de permis de centrale nucléaire participent activement à des programmes dont des campagnes de relations externes sur des campus universitaires et des compétitions de robotique, et s'associent à des organismes telles que Femmes du nucléaire et Nouvelle génération du nucléaire en Amérique du Nord.

À EACL, les besoins en personnel possédant les habiletés requises sont comblés par compétition interne et l'embauche à l'externe, incluant des contrats avec des personnes expérimentées telles que des retraités d'EACL ou des entreprises du secteur de l'énergie nucléaire. À la suite d'entrevues sur les campus, EACL a embauché récemment un nombre important de nouveaux diplômés universitaires.

Programmes de formation

L'Institut de technologie de l'université de l'Ontario (UOIT) a mis sur pied un programme en génie nucléaire afin de répondre spécifiquement aux besoins du secteur nucléaire. Les membres du secteur nucléaire et la CCSN participent à l'élaboration des programmes d'études en s'impliquant dans les activités d'un comité consultatif de l'université. L'Institut comprend la School of Energy Engineering and Nuclear Science et offre un programme de premier cycle (baccalauréat) et de deuxième cycle (maîtrise) en génie nucléaire, science des radiations et autres domaines connexes. Le programme porte principalement sur la cinétique des réacteurs, la conception des réacteurs, la conception et la simulation des centrales, la détection et la mesure des rayonnements, la radioprotection, la biophysique et la dosimétrie des rayonnements, les effets des rayonnements sur l'environnement, la production et l'utilisation des radioisotopes, la chimie des rayonnements et l'analyse des matériaux à l'aide des techniques de rayonnement. Un engagement similaire auprès des collèges contribue à assurer la disponibilité de travailleurs et d'opérateurs qualifiés pour combler les besoins futurs.

Le Réseau d'excellence universitaire en génie nucléaire (UNENE) est une alliance entre universités, titulaires de permis de centrale nucléaire et organismes de réglementation et de recherche vouée au soutien et au perfectionnement de l'enseignement ainsi que de la capacité en matière de recherche dans le domaine nucléaire. Son principal objectif est d'assurer une réserve durable d'ingénieurs et de

scientifiques compétents dans le domaine afin de répondre aux besoins actuels et futurs du secteur nucléaire et de l'organisme de réglementation du Canada en offrant des programmes de formation universitaire et des programmes affiliés, de même qu'en encourageant les jeunes à choisir une carrière au sein du secteur nucléaire. Les principaux moyens mis en œuvre à cette fin ont été la création de nouveaux postes de professeurs dans six universités ontariennes et l'augmentation du financement de la recherche en nucléaire dans certaines universités pour y maintenir et y soutenir leur capacité. Par l'intermédiaire des universités membres, l'UNENE bâtit et offre des programmes éducatifs destinés aux étudiants qui envisagent de travailler dans le secteur nucléaire et à ceux qui y travaillent déjà.

Le programme CANTEACH a été créé par EACL, OPG, le COG, Bruce Power, l'Université McMaster, l'École Polytechnique de Montréal et la Société nucléaire canadienne. Son but est d'élaborer un ensemble exhaustif de documents d'éducation et de formation avec la participation des universités, pour ensuite afficher le tout sur le Web. Ce programme permet de continuer d'accumuler l'information fournie par les entreprises du secteur nucléaire canadien, les universités canadiennes et la CCSN.

Tous les titulaires de permis de centrale nucléaire et EACL offrent également des programmes de formation axés sur la technologie CANDU ainsi que sur des compétences générales telles que les habiletés de comportement. De plus, EACL organise sur une base régulière des séminaires sur des sujets spécifiques présentés par des personnes d'expérience d'EACL ainsi que des titulaires de permis et du milieu académique.

Le nombre de personnes assignées aux affaires réglementaires est trop petit pour qu'un seul titulaire de permis de centrale nucléaire au Canada puisse maintenir à jour et diffuser un programme maison de formation sur ce sujet. Au cours de la période de référence, un groupe de travail du secteur nucléaire a soulevé le besoin de mettre sur pied un programme de formation commun en matière d'affaires réglementaires et a convenu que les participants élaboreraient des cours chacun de leur côté pour ensuite les partager avec les autres. Depuis, des titulaires de permis, la CCSN et EACL ont élaboré des cours sur les sujets suivants et organisé des sessions pilotes :

- les permis d'exploitation de centrale nucléaire;
- les rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires selon la norme S-99;
- la LSRN et ses règlements;
- introduction aux analyses de sûreté;
- gestion des questions de réglementation; et
- les communications en matière de réglementation et la rédaction technique.

Programmes de maintien du savoir

Différentes initiatives sont présentement en cours afin de transmettre le savoir et ainsi palier à la perte potentielle de connaissances critiques suite au départ d'une partie importante des travailleurs intellectuels du secteur nucléaire. À titre d'exemple, OPG effectue présentement un essai pilote d'un processus de maintien du savoir dans le domaine de l'ingénierie. Ce processus porte une attention particulière aux positions critiques, celles qui présentent le plus grand risque de perte de connaissances, assignant une plus grande priorité aux connaissances et habiletés les plus à risque et élaborant des mesures pratiques concrètes pour atténuer les pertes. Les trois activités principales de ce programme sont l'évaluation du risque de perdre du savoir, l'élaboration d'une approche à suivre pour conserver les connaissances critiques, et la surveillance et l'évaluation du programme de maintien du savoir. L'évaluation du risque de perte du savoir consiste à attribuer une cote en fonction du temps qu'il reste avant la retraite ou le départ d'un employé et le niveau d'importance du poste pour en arriver à un facteur d'attrition total. Afin d'identifier les domaines de connaissances à risque et d'évaluer le niveau d'importance et les conséquences de perdre du savoir, des auto-évaluations des habiletés, des connaissances et des tâches ont été effectuées de même que des entrevues. Une priorité est assignée à ces domaines et différentes options

pour maintenir le savoir ou atténuer la perte sont formulées. Un plan d'action comprendra une ou plusieurs des mesures suivantes :

- le mentorat et l'encadrement (incluant aux employés récents ou anciens, avec peu ou beaucoup d'expérience) serviront au transfert des connaissances;
- l'embauche de nouveaux employés: l'embauche à l'interne ou à l'externe de personnes ayant peu ou beaucoup d'expérience, ou d'entrepreneurs;
- le partage des ressources entre différents départements;
- la codification: en documentant les processus, en préparant des listes de documents d'information et de référence, de guides et de critères techniques de référence, et par ingénierie inverse;
- la formation par l'entremise de la formation sur le tas, la rotation entre différents postes et l'enseignement dans des institutions reconnues à l'externe; et
- l'achat de l'expertise de conseillers ou d'agences de conception externes.

Les connaissances et habiletés sont maintenues en retenant à contrat les services de personnes d'expérience pour servir de mentor aux nouveaux employés de même que pour donner la formation aux employés sur les habiletés en demande ou à risque d'être perdues. EACL a aussi institué un processus officiel de mentorat pour son personnel subalterne.

EACL a établi des « centres d'excellence à petite échelle » dirigés par des personnes expérimentées d'EACL et dont la vocation principale est de maintenir les compétences de grande importance. Ces centres permettent aux chefs actuels sur le plan technique de préserver leurs connaissances et expérience et de les transmettre, par l'entremise de séminaires, de rencontres informelles et de sites Web, à des personnes choisies pour leur capacité à devenir de tels chefs. Présentement, ces centres portent une attention particulière aux habiletés de grande importance telles que les concepts relatifs aux systèmes de commande et de sûreté, les systèmes d'alimentation électrique, les structures des réacteurs, le maniement du combustible, les mécanismes de réactivité, l'intégrité des tuyaux d'alimentation et des générateurs de vapeur et les canaux de combustible.

EACL a également en place un programme intitulé « Collectivités d'intérêt » ayant pour but de préserver, maintenir et renforcer les connaissances actuelles du milieu de travail. Ce programme couvre habituellement les activités visant à préserver et partager les connaissances actuelles et du passé, à s'assurer que les normes, manuels et guides sont à jour, à élaborer de nouvelles normes et de nouveaux manuels, à renforcer les outils d'ingénierie, à rendre les processus d'ingénierie et de documentation plus efficaces, et à améliorer les méthodes et le matériel de formation. Présentement, en plus d'un programme en matière de formation et de promotion de la carrière, le programme « Collectivités d'intérêt » couvre présentement l'équipement d'ingénierie, l'équipement rotatif, les vannes, les méthodes utilisées en physique des réacteurs, et les modalités de travail en génie civil et en génie des processus.

Maintenir la capacité en matière de recherche et développement

Outre le défi que représente le maintien des ressources humaines, des doutes ont été exprimés voulant que les fonds disponibles pour la recherche et développement (R-D) concernant l'énergie nucléaire sont tels que la situation pourrait possiblement se détériorer au point où la capacité de base en R-D, personnes et installations, ne pourrait plus être préservée. À un moment où une attention accrue est portée sur la production d'énergie nucléaire et la remise à neuf des centrales nucléaires, il est important de maintenir une capacité de base en R-D adéquate afin de pouvoir produire des rapports à la fine pointe de la technologie, de maintenir les expertises et de former de futurs experts.

Tenant compte de la situation, le COG produit un rapport sur la capacité en R-D du secteur nucléaire canadien tous les trois ans. Ce rapport examine et documente la capacité en R-D au Canada afin de s'assurer que suffisamment de fonds sont disponibles pour effectuer la R-D de sorte à pouvoir apporter le soutien nécessaire à l'exploitation sûre et fiable à long terme des centrales nucléaires. Le rapport publié

en 2006 présentait une analyse de l'impact des entrées de fonds pour la R-D au cours des trois années précédentes (2003-2006), et des ressources prévues au cours des trois années suivantes (2006-2009). Le besoin d'une capacité en R-D s'est avéré évident lorsqu'on a tenu compte de différentes priorités des titulaires de permis telles que la conformité aux exigences réglementaires, une exploitation sûre, la gestion du cycle de vie des centrales nucléaires, les possibilités de projets de prolongement de leur durée de vie utile, les problèmes émergents et le soutien requis pour les modifications de la conception. Le rapport de 2006 indiquait que des améliorations avaient été apportées à la capacité en R-D au cours de la période 2003-2006, et donnait l'assurance que ses éléments essentiels étaient préservés dans la mesure du possible.

Les programmes R-D des centrales nucléaires canadiennes au cours de la période de référence sont décrits à l'appendice E.

Article 12 – Facteurs humains

Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que les possibilités et les limites de l'action humaine soient prises en compte pendant toute la durée de la vie d'une installation nucléaire.

12 a Rôle de l'organisme de réglementation à l'égard du rendement humain

Un rendement humain sûr et fiable est essentiel à la sûreté globale des installations et activités autorisées. C'est pourquoi, lorsqu'elle veut s'assurer que les demandeurs de permis de centrale nucléaire sont compétents et ont prévu des dispositions adéquates à l'égard de la santé et de la sécurité des personnes et de l'environnement, la CCSN évalue comment le demandeur a tenu compte des facteurs humains associés aux activités pour lesquelles un permis est demandé

La CCSN fait état dans sa politique d'application de la réglementation P-119 *Politique sur les facteurs humains* de la manière dont elle tient compte de ces facteurs dans le cadre de ses activités liées à la délivrance des permis, à la vérification de la conformité et à l'élaboration de normes. Selon cette politique, par « facteurs humains », on entend les facteurs qui ont une incidence sur le rendement humain en ce qui a trait à la sûreté d'une centrale nucléaire ou d'une activité à toutes les étapes de sa durée, incluant la conception, la construction, la mise en service, l'exploitation, la maintenance et le déclassement. La CCSN évalue les programmes que les titulaires de permis ont élaborés pour faire la gestion du rendement humain ainsi que les résultats de la mise en oeuvre de ces programmes. Les différents domaines couverts lors de ces évaluations incluent les facteurs humains dans la conception, les analyses de la fiabilité humaine, l'organisation du travail et la planification des tâches, les procédures et les outils de travail, le rendement humain, la surveillance et les améliorations apportées à ce rendement, et l'organisation et la gestion de ces activités.

La CCSN a publié les guides d'application de la réglementation suivants afin d'aider les titulaires de permis et les demandeurs de permis à élaborer des programmes d'ingénierie des facteurs humains (IFH):

- *Plan de programme d'ingénierie des facteurs humains (G-276)*, et
- *Plan de vérification et validation des facteurs humains (G-278)*.

12 b L'approche des titulaires de permis en matière de facteurs humains

Responsabilités en matière de facteurs humains

Chaque titulaire de permis adopte une philosophie organisationnelle et de gestion qui fait appel à une méthode hiérarchique pour tenir compte des capacités et limites humaines:

- la responsabilité première en matière de rendement humain revient à chaque personne;
- la responsabilité de surveiller et rectifier les problèmes de rendement humain incombe aux cadres de premier niveau;
- la direction définit les résultats attendus et fournit les équipements et les outils qui aideront au rendement humain; et
- les entités n'appartenant pas à l'organisation hiérarchique offrent une surveillance indépendante du rendement humain.

Une ligne hiérarchique et des voies de communication bien délimitées sont établies dans l'ensemble de l'organisation afin que chacun des employés soit conscient de ses responsabilités en matière de sûreté nucléaire. Au niveau individuel, l'accent est sur la responsabilisation et l'engagement dont doit faire preuve chaque employé qui participe à une activité ayant un impact sur la sûreté de la centrale nucléaire. Afin de

réduire au minimum l'incidence des erreurs humaines, il faut que chacun reconnaisse et comprenne bien ces responsabilités en matière de sûreté, et qu'il n'hésite pas à se remettre en question et à s'auto-évaluer. (La culture de sûreté est abordée plus en détails à l'article 10.)

La principale méthode servant à détecter les erreurs humaines consiste à observer et vérifier le rendement des employés directement sur les lieux de travail. Le partage de l'information et la communication des problèmes, tant vers le haut que vers le bas de la ligne hiérarchique, ainsi que l'incitation fournie aux employés afin qu'ils admettent leurs erreurs, constituent des éléments importants de la détection des erreurs.

Au nombre des rôles et responsabilités de la direction en matière de rendement humain, figurent :

- une communication claire des attentes en matière de rendement humain, au moyen de politiques et de procédures;
- l'établissement d'une organisation efficace, où les responsabilités et pouvoirs sont bien définis et bien compris,
- l'embauche d'un nombre suffisant de travailleurs qualifiés;
- l'élaboration de procédures logiques pour définir clairement les tâches liées à la sûreté;
- l'amélioration des procédures de façon continue en y incorporant les leçons tirées de l'expérience;
- la prestation, à l'intention des employés, des services de formation et de sensibilisation nécessaires pour mieux faire ressortir tout aussi bien les raisons justifiant les pratiques et procédures établies en matière de sûreté que les conséquences de manquements, de la part des travailleurs, à cet égard;
- la fourniture d'installations, d'outils et de matériel suffisants et appropriés, et de personnel de soutien;
- la tenue d'auto-évaluations afin de promouvoir l'amélioration continue;
- la prise de mesures visant à s'assurer qu'on tient compte de façon systématique des facteurs humains dans toute nouvelle conception ou modification aux installations actuelles; et
- l'ajout de niveaux additionnels de surveillance, indépendants de l'organisation hiérarchique, pour évaluer le rendement humain.

De plus, chaque échelon de la direction est investi d'un niveau d'autorité déterminé, défini dans la LCE (voir l'article 9) et d'autres documents. Les gestionnaires devraient posséder une vision claire de ce qu'ils peuvent approuver et de ce qu'ils doivent soumettre à un supérieur hiérarchique. Les erreurs sont réduites au minimum en exigeant de toute personne qui approuve un document ou une activité qu'elle veille à ce que sa décision soit cohérente et conforme :

- à la limite des pouvoirs dévolus au poste qu'elle occupe;
- aux exigences externes (les lois, les règlements et le permis, par exemple) et internes (la LCE, le rapport de sûreté, le *Règlement sur la radioprotection* et le manuel d'assurance de la qualité, par exemple) pertinentes;
- aux pratiques en matière d'exploitation et de maintenance; et
- aux hypothèses et à l'intention inhérentes à la conception.

En autant que possible, les titulaires de permis demandent une vérification indépendante des actions ou une évaluation préalable à la fin des tâches. Ceci permet de réduire au minimum le nombre d'erreurs et constitue une étape essentielle de l'atténuation du risque d'erreurs humaines.

Méthodes de prévention, détection et correction des erreurs humaines

Les titulaires de permis de centrale nucléaire s'efforcent d'offrir un milieu d'apprentissage continu de sorte que tous les problèmes soient soulevés et réglés. Dans cette optique, ils veillent aussi à éviter le

blâme et ainsi encourager les employés à signaler de façon volontaire les erreurs qu'ils pourraient avoir commises.

Le secteur nucléaire canadien applique les principes de l'IFH pour prévenir, détecter et corriger les erreurs humaines, l'intensité des efforts étant dictée par les circonstances. L'IFH est utilisée pour les nouvelles conceptions, de la phase conceptuelle jusqu'aux dernières étapes détaillées de la conception, et au cours des phases construction et mise en service. Aux centrales nucléaires en service, l'IFH est également intégrée à l'élaboration des procédures et au processus de contrôle de toute modification. L'expérience d'exploitation est partagée afin de minimiser le risque de voir se répéter les incidents.

Activités de conception

Une approche rigoureuse en matière d'IFH est suivie pour la conception de nouvelles centrales nucléaires, particulièrement en ce qui a trait aux affichages, sur les panneaux des salles de commande principale et secondaire et ailleurs en chantier, qui sont critiques à la prise de décision. Un plan d'ingénierie des facteurs humains (PIFH) est élaboré afin de s'assurer que les activités de conception tiennent compte systématiquement des principes en matière de facteurs humains. L'expérience provenant de travaux de conception antérieurs sert aux nouvelles conceptions; par exemple, les leçons tirées de la conception des CANDU-6 et CANDU-9 ont servi pour le développement du réacteur CANDU avancé (RCA). Une revue de l'expérience de l'exploitation (OPEX) est effectuée pendant le développement d'une nouvelle conception afin d'y intégrer les leçons tirées par d'autres entreprises du secteur nucléaire.

Pour les projets de conception relatifs à une modification des centrales actuelles ou à leur remise à neuf, les préoccupations en matière de facteurs humains sont incorporées aux documents contenant les politiques, procédures et instructions applicables. Ceci établit une approche par laquelle les capacités et limites humaines sont tenues systématiquement en compte dans le processus de conception. Pour toute modification, l'IFH est intégrée par l'entremise d'un examen en matière de sûreté, de même que de la capacité de construire, d'exploiter et d'effectuer la maintenance, et par des vérifications indépendantes et des évaluations par des personnes qualifiées. Selon la complexité des interactions humaines, il est possible qu'un expert externe en IFH fasse un examen indépendant des renseignements/procédures relatifs à la modification.

Un PIFH est approprié entre autres pour la conception d'une nouvelle installation, pour toute modification substantielle envisagée à l'égard d'une interface homme-machine ou pour les activités de déclassement. Un PIFH peut aussi être approprié pour d'autres activités de conception s'il est justifié d'effectuer l'IFH.

Activités d'exploitation

Tout comme pour les activités de conception, l'IFH est intégrée à l'exploitation des centrales nucléaires par l'entremise de politiques, et elle permet d'apporter des clarifications aux procédures et aux instructions. La rigueur avec laquelle on traite de cet aspect dans les procédures d'exploitation et de maintenance et lors de la formation minimise les risques d'incidents dus aux erreurs humaines. Les erreurs humaines sont habituellement minimisées par l'intervention de personnes qualifiées qui effectuent des vérifications multiples des tâches et activités, qui donnent des séances d'information avant et après les travaux et qui accordent les approbations nécessaires.

Afin de minimiser les possibilités d'erreurs, tout le personnel reçoit une formation sur les techniques de prévention des erreurs. Ces techniques comprennent les vérifications multiples des tâches et des activités, l'utilisation d'outils et l'adoption d'un comportement favorisant la prévention des erreurs tels que les communications en trois étapes, une attitude propice à la remise en question, les auto-évaluations, les séances d'information avant et après les travaux, l'utilisation des procédures et la conformité à celles-ci ainsi que l'approbation des travaux par des personnes qualifiées.

Un programme d'amélioration du rendement humain élaboré à l'intention des exploitants encourage l'évaluation de l'OPEX et des événements internes et externes en vue de résoudre les problèmes avant que des erreurs ne se produisent.

12 c Les évaluations des programmes « facteurs humains » effectuées par la CCSN

Le programme « Facteurs humains » est un des trois programmes du domaine de sûreté « Assurance du rendement » que la CCSN évalue (voir le tableau G.2 de l'appendice G). Au cours de la période de référence, le personnel de la CCSN a porté une attention particulière à la mise en œuvre des programmes « facteurs humains » qui ne répondaient pas pleinement aux attentes de la CCSN. Par exemple, se référant aux résultats d'un examen des renseignements sur le rendement de la centrale, aux rapports soumis conformément à la norme S-99 et aux rapports d'inspections effectuées par la CCSN, le personnel de la CCSN a décelé à Pickering-A plusieurs problèmes qui reflètent une tendance négative du rendement humain. En 2004, des faiblesses à l'égard des heures de travail et du processus des modifications ont été identifiées à Gentilly-2. De plus, à Gentilly-2, l'analyse de l'emploi et l'analyse des tâches en soutien à la formation des candidats au poste d'opérateur de salle de commande montraient des lacunes. Finalement, en 2004, le personnel de la CCSN a exprimé des préoccupations quant à la définition et la justification des habiletés techniques et d'ingénierie minimales requises pour exploiter de manière sûre la centrale à Point Lepreau. Ces renseignements sont requis pour la planification de la relève. En 2005 et 2006, ENNB a réalisé des progrès pour arriver à une solution à ce problème, mais des efforts additionnels sont requis. Le personnel de la CCSN a également noté des lacunes du processus suivi par ENNB pour surveiller la conformité aux limites d'heures de travail.

Au cours de la prochaine période de référence, le personnel de la CCSN continuera de surveiller de près l'intégration de l'IFH aux processus de conception et de modification, à l'établissement des niveaux des effectifs et des limites d'heures de travail. Compte tenu de l'activité croissante dans le secteur nucléaire et le manque de personnel qualifié dans plusieurs domaines, l'importance de ces facteurs peut devenir encore plus grande. L'usage accru fait aux centrales nucléaires de personnes à contrat, et la gestion et la surveillance qui s'en suivent, seront également des domaines qui recevront une attention particulière.

Article 13 – Assurance de la qualité

Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que les programmes d'assurance de la qualité soient établis et exécutés en vue de garantir que les exigences spécifiées pour toutes les activités importantes pour la sûreté nucléaire sont respectées pendant toute la durée de la vie d'une installation nucléaire.

13 a Mise en œuvre des programmes d'assurance de la qualité

Les règlements d'application de la LSRN exigent qu'un programme d'assurance de la qualité (AQ) soit mis en œuvre tout au long du cycle de vie de la centrale nucléaire qui comprend :

- le choix de l'emplacement;
- la construction;
- l'exploitation (maintenance, modification);
- le déclassement; et
- l'abandon.

Toute demande de permis relative à la construction d'une centrale nucléaire doit ainsi faire état du programme d'AQ proposé pour sa conception. Le titulaire de permis doit en outre présenter, avant le début de chaque phase, les programmes d'AQ qu'il propose à l'égard des activités visées qui seront exécutées lors des diverses phases du cycle de vie de la centrale. Tous les permis de centrale nucléaire comportent une condition faisant de la collection de normes N286 de la CSA l'exigence réglementaire relative aux programmes d'AQ des centrales nucléaires.

Le troisième rapport canadien incluait une note à l'effet qu'une condition relative à l'AQ avait été ajoutée au permis d'exploitation de Gentilly-2. Hydro-Québec devait élaborer et mettre en œuvre avant octobre 2004, un programme d'AQ conforme à la collection de normes N286 de la CSA. Une exigence similaire a été ajoutée dans le cas de Point Lepreau. Ces exigences ont été satisfaites en 2004.

La collection de normes N286 de la CSA est fondée sur un ensemble de principes d'AQ. Pour répondre aux exigences de qualité établies, l'organisation doit élaborer un programme qui repose sur les 16 principes suivants :

1. les exigences de qualité sont énoncées et les moyens permettant d'y répondre sont décrits;
2. une déclaration de principe visant l'engagement de toutes les unités de l'organisation envers le programme est émise; (pour plus de précisions au sujet des politiques en matière de sûreté des titulaires de permis, voir l'article 10);
3. les responsabilités de l'organisation sont décrites et comprises;
4. le personnel possède les compétences nécessaires pour accomplir ses tâches;
5. les personnes sont responsables de leur travail;
6. les bonnes personnes reçoivent les renseignements appropriés au bon moment;
7. l'expérience pertinente est recherchée et exploitée;
8. le travail est planifié et surveillé;
9. les bons articles, les bons processus et les bonnes pratiques sont utilisés;
10. le travail est vérifié afin de confirmer qu'il est effectué de façon adéquate (ceux qui vérifient le travail ne doivent pas avoir participé à sa réalisation);
11. les lacunes sont décelées et éliminées;
12. les causes fondamentales des lacunes sont déterminées et les mesures correctives nécessaires sont prises;
13. les modifications aux articles, aux processus et aux pratiques acceptés sont contrôlées;

14. la préparation et l'utilisation des documents sont contrôlées;
15. les dossiers essentiels sont conservés; et
16. l'efficacité du programme est évaluée périodiquement.

La collection N286 de la CSA comprend les normes suivantes :

- *Exigences relatives au programme global d'assurance de la qualité des centrales nucléaires;*
- *Assurance de la qualité de l'approvisionnement des centrales nucléaires;*
- *Assurance de la qualité de la conception des centrales nucléaires;*
- *Assurance de la qualité de la construction des centrales nucléaires;*
- *Assurance de la qualité de la mise en service des centrales nucléaires;*
- *Assurance de la qualité de l'exploitation des centrales nucléaires;*
- *Assurance de la qualité des programmes informatiques servant aux activités scientifiques, d'analyse et de conception relatives aux centrales nucléaires.*

Les exigences de la collection de normes N286 portent sur les systèmes liés à la sûreté qui sont définis à l'annexe 13 a. La CCSN exige des titulaires de permis qu'ils fassent état des articles, activités et procédés qui, suivant ces définitions, sont liés à la sûreté et elle les examine pour déterminer s'ils sont acceptables. Tout le personnel dont le travail à une centrale nucléaire peut influencer sur la sûreté nucléaire doit se conformer au programme d'AQ. Ce programme régit également les travaux exécutés par des organismes externes ne faisant pas partie de l'organisation du titulaire de permis.

13 b Évaluation des programmes d'AQ

Les évaluations effectuées par les titulaires de permis

Les exigences générales relatives à la tenue, l'indépendance, la fréquence, la portée et le moment opportun des audits par les titulaires de permis de leur propre programme d'assurance de la qualité sont stipulées dans la collection de normes N286 de la CSA. Un rapport des résultats d'un audit doit être rédigé et ensuite examiné par un gestionnaire d'un niveau hiérarchique lui conférant des responsabilités qui lui permettront de prendre les mesures appropriées afin de régler les problèmes soulevés. Aux centrales en exploitation, en plus des auto-évaluations et examens indépendants requis, l'équipe de la direction doit effectuer annuellement une évaluation officielle du rendement du programme d'assurance de la qualité. Au minimum, les éléments suivants doivent être revus :

- les analyses de l'expérience d'exploitation et les tendances qui en ont été dégagées;
- les analyses des résultats des évaluations indépendantes et les tendances qui en ont été dégagées;
- les analyses des données quantitatives, comme le nombre de fois que des travaux ont dû être repris, et les tendances qui en ont été dégagées; et
- les résultats des auto-évaluations effectuées sur une base régulière.

S'il doit faire appel à une entreprise externe pour exécuter des travaux quelconques, le titulaire de permis doit veiller à ce qu'elle soit informée des exigences d'AQ et qu'elle s'y conforme. Au fur et à mesure que les travaux progressent, le titulaire de permis effectue des examens, audits et inspections en temps réel pour s'assurer que le travail en cours d'exécution satisfait aux exigences. La fréquence de ces activités de vérification est déterminée par des facteurs tels que l'importance des travaux sur le plan de la sûreté et le rendement de l'entreprise.

Évaluations effectuées par la CCSN

Au-delà des examens et audits effectués à l'interne par le titulaire de permis, la CCSN examine de façon détaillée la documentation qui sert à faire connaître au personnel les exigences du programme d'AQ. Une fois que le programme est accepté, la CCSN exécute des audits en temps réel pour veiller à ce que le titulaire de permis et les autres organismes se conforment aux exigences. Fondés sur le rendement et ayant pour objectif de veiller à ce que la sûreté demeure au premier rang des priorités, ces audits servent à évaluer les aspects suivants des activités qu'accomplit le titulaire de permis à chaque phase des travaux :

- les méthodes de travail;
- les processus de gestion et les résultats obtenus; et
- la conformité globale.

Le programme « Gestion de la qualité » est un des trois programmes du domaine de sûreté « Assurance du rendement » que la CCSN évalue (voir l'appendice G). Le personnel de la CCSN a observé que Bruce Power est toujours à faire la transition d'un mode traditionnel de surveillance de l'AQ à une approche plus moderne basée sur un système intégré de gestion. Bien que Bruce Power ait consacré passablement d'efforts à améliorer son programme de gestion et de surveillance de la qualité, le projet n'est pas terminé. Par conséquent, les programmes de gestion de la qualité à Bruce-A et Bruce-B ont été jugés inférieurs aux exigences à chaque année de la période de référence.

En 2004, compte tenu des faiblesses aux chapitres de la catégorisation des problèmes et de l'analyse des tendances des facteurs déterminants, la cote de rendement « C » a été attribuée au programme gestion de la qualité à Darlington. Ce programme et sa mise en œuvre répondaient aux exigences de la CCSN en 2005 et en 2006.

Tel qu'énoncé dans le troisième rapport canadien, le personnel de la CCSN s'inquiète des mesures prises par trois titulaires de permis relativement aux travaux sur les enveloppes de pression. Afin d'atténuer les problèmes jusqu'à ce que les titulaires de permis visés obtiennent les attestations appropriées, le personnel de la CCSN a restreint certains aspects de leur autorisation d'exécuter des travaux sur les enveloppes de pression et/ou les oblige à sous-traiter les travaux de fabrication à des entrepreneurs autorisés.

Au cours de la période de référence, le manuel du programme amélioré d'AQ de Bruce Power a été approuvé. Depuis novembre 2005, le personnel de la CCSN rencontre celui de Bruce Power à tous les trimestres afin de revoir les progrès réalisés pour mettre en œuvre le programme relatif aux enveloppes de pression. L'audit de l'autorité provinciale (Technical Standards and Safety Authority (TSSA)) visant à déterminer si un certificat d'autorisation sera octroyé était prévu en mai 2007.

En 2004, le TSSA a évalué une demande d'OPG pour un certificat d'autorisation relatif aux travaux sur les enveloppes de pression (réparations, remplacements, modifications et fabrication des enveloppes de pression, nucléaires et non nucléaires). Il a été déterminé qu'OPG avait répondu avec succès aux nouvelles exigences ayant trait à ses programmes d'AQ. Le TSSA a subséquentement attribué à chacun des sites neuf certificats d'autorisation qui tiennent compte de la diversité dans la portée des travaux.

Au cours de la période de référence, le personnel de la CCSN a examiné la nouvelle version des documents d'AQ d'Hydro-Québec relatifs aux travaux sur les enveloppes de pression. L'autorité provinciale (La Régie du bâtiment du Québec (RBQ)) examine présentement une demande d'Hydro-Québec pour un certificat d'autorisation relatif aux travaux sur les enveloppes de pression. Entre temps, Hydro-Québec continue de faire appel à des services d'entrepreneurs pour exécuter ces travaux.

À Point Lepreau, on continue de faire appel aux services d'entrepreneurs pour effectuer les travaux sur les enveloppes de pression.

13 c **Système global de gestion**

Évaluations effectuées par la CCSN

Au cours de la période de référence, la CCSN a poursuivi ses évaluations de la gestion globale de la sûreté aux centrales nucléaires par l'entremise d'inspections et d'évaluations intégrées des domaines de sûreté et des programmes décrits au tableau G.2 de l'appendice G. À titre d'exemple, le domaine de sûreté de la CCSN « Exploitation » comprend les programmes liés à la conduite des opérations, la gestion de l'organisation et de la centrale et la santé et sécurité au travail (non radiologique). Tel que montré au tableau G.3 de l'appendice G, tous les titulaires de permis répondaient aux attentes de la CCSN dans ce domaine de sûreté au cours de la période de référence.

Le domaine de sûreté de la CCSN « Assurance du rendement » comprend les trois programmes suivants : formation, facteurs humains et gestion de la qualité. De façon générale, ces programmes sont alignés respectivement sur les articles 11, 12, et 13. Le tableau G.3 de l'appendice G montre une amélioration générale des cotes de rendement attribuées à ce domaine de sûreté depuis 2003, tant de l'aspect « programme » que « mise en œuvre ».

Élaboration des exigences concernant le système de gestion et les évaluations à venir

Les titulaires de permis, EAACL et la CCSN ont participé à l'élaboration d'une révision importante de la collection de normes N286 de la CSA applicables aux centrales nucléaires. La nouvelle norme N286-05 de la CSA *Exigences relatives aux systèmes de gestion des centrales nucléaires* a été publiée en 2005. En comparaison à la vieille série de normes de la CSA (N286.0 à N286.6), la nouvelle norme décrit un ensemble plus grand d'exigences en matière de système de gestion. Un des buts principaux de la nouvelle norme est de favoriser l'exploitation sûre et sécuritaire des centrales nucléaires en portant une attention particulière au rôle joué par le personnel de la direction dans le contrôle et la gestion des modalités de travail. Tel qu'énoncé dans la norme N286-05 de la CSA, l'exploitation sûre et fiable des centrales nucléaires nécessite un engagement et la conformité à un ensemble de principes relatifs aux systèmes de gestion et, conformément à ces principes, la mise en œuvre d'une série de mesures planifiées et systématiques permettant d'atteindre les objectifs visés. Les principes, les mesures nécessaires pour les appliquer, et la documentation qui les décrit constituent le système de gestion.

Bien que chacun des permis inclue un renvoi à l'ancienne collection de normes d'AQ N286, certains titulaires de permis ont déjà conçu leur système de gestion en fonction des exigences de la nouvelle norme N286-05 de la CSA. Cependant, ces titulaires de permis ont clairement démontré que leurs programmes et leurs procédures répondent aux exigences en matière d'AQ de la série de normes N286 stipulées dans leur permis.

Le personnel de la CCSN prévoit continuer de participer à l'élaboration des exigences relatives aux systèmes intégrés de gestion qui s'inspirent du document GS-R-3 de l'AIEA *Le système de gestion pour les installations et les activités*.

Il est prévu que les nouvelles exigences en matière de système de gestion seront appliquées graduellement au cours des années. Les évaluations futures des titulaires de permis portant sur les nouvelles exigences relatives aux systèmes intégrés de gestion seraient axées sur le rendement global en matière de sûreté, examineraient les liens entre le rendement humain, la gestion de la sûreté, la culture de sûreté et le système de gestion, et comporteraient une revue de la gestion des changements apportés à l'organisation, du programme d'amélioration continue et de la gestion des ressources. Ceci permettrait d'intégrer l'évaluation portant sur des dispositions de cet article de même que des articles 10, 11 et 12.

Article 14 – Évaluation et vérification de la sûreté

Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour qu'il soit procédé à :

- i) Des évaluations de sûreté approfondies et systématiques avant la construction et la mise en service d'une installation nucléaire et pendant toute la durée de sa vie. Ces évaluations sont solidement étayées, actualisées ultérieurement compte tenu de l'expérience d'exploitation et d'informations nouvelles importantes concernant la sûreté, et examinées sous l'autorité de l'organisme de réglementation.
- ii) Des vérifications par analyse, surveillance, essais et inspections afin de veiller à ce que l'état physique et l'exploitation d'une installation nucléaire restent conformes à sa conception, aux exigences nationales de sûreté applicables et aux limites et conditions d'exploitation.

Avant d'entreprendre leur exploitation pour la première fois, la sûreté des centrales nucléaires canadiennes est évaluée de manière exhaustive en suivant une approche déterministe, et ces évaluations sont documentées dans le rapport de sûreté des centrales. Au cours de la vie d'une centrale, les analyses de sûreté sont mises à jour périodiquement, habituellement tous les trois ans (voir l'alinéa 14 (i) a). Les études probabilistes de sûreté (EPS) sont également revues périodiquement et mises à jour au besoin (voir l'alinéa 14 (i) d).

L'action no. 7 assignée au Canada lors de la troisième réunion d'examen de la Convention comportait une revue de la possibilité d'adopter les bilans périodiques de sûreté (BPS). À cet effet, il faut noter que :

- dans le cadre des projets de redémarrage et de prolongement de la durée de vie utile de centrales nucléaires, des examens intégrés de la sûreté (EIS) sont effectués conformément au guide de sûreté NS-G-2.10 de l'AIEA sur les bilans périodiques de sûreté (voir l'alinéa 14 (i) e);
- le processus de renouvellement des permis suivi par la CCSN et les titulaires de permis est similaire au processus des BPS de l'AIEA (voir l'alinéa 14 (i) f); et
- une évaluation des répercussions d'intégrer les BPS au cadre de réglementation des centrales nucléaires est toujours en cours au Canada (voir l'alinéa 14 (i) f).

Les activités suivantes sont effectuées pour confirmer que l'état physique d'une centrale nucléaire et son exploitation satisfont aux exigences pertinentes de conception et en matière de sûreté et que les limites d'exploitation ne sont pas dépassées :

- la surveillance régulière de l'état physique de la centrale effectuée par le personnel d'exploitation, conformément à des procédures approuvées ainsi qu'à des programmes d'essais, de maintenance, d'inspections et d'audits réguliers (pour de plus amples renseignements, voir l'article 19);
- les programmes spéciaux portant sur la surveillance et la gestion de la détérioration potentielle des composantes majeures (les plans de gestion de la dégradation des matériaux (voir l'alinéa 14 (ii) a);
- les audits indépendants effectués par des organismes externes tels que l'Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires (WANO) et l'AIEA, cette dernière par l'entremise de ses équipes d'évaluation de la sûreté de l'exploitation (OSART) (voir l'alinéa 14 (ii) b); et
- la surveillance effectuée par la CCSN, telle que les activités de vérification de la conformité et les examens des programmes de titulaires de permis et de leur rendement dans le cadre du renouvellement des permis d'exploitation (habituellement, à tous les cinq ans) (voir l'alinéa 14 (ii) d).

Des domaines de sûreté (définis à l'appendice G) auxquels le personnel de la CCSN attribue une cote de rendement pour la conception et la mise en œuvre des programmes des titulaires de permis, deux sont plus directement pertinents à l'évaluation et la vérification de la sûreté. Le domaine de sûreté « Conception et

analyse » couvre des sujets qui sont pertinents à l'évaluation globale tels que la préparation du rapport de sûreté, les EPS, et le traitement des DG. Le domaine de sûreté « Aptitude fonctionnelle de l'équipement » englobe des programmes qui sont également pertinents à cet article, dont les programmes de fiabilité (qui font usage des résultats des études de sûreté) et la qualification environnementale de l'équipement (pertinent à la vérification de la sûreté). De façon générale, au cours de la période de référence, les titulaires de permis répondaient aux exigences et attentes de la CCSN relatives aux programmes de ces deux domaines de sûreté, tant de l'aspect conception que de l'aspect mise en œuvre (voir le tableau G3 de l'appendice G). Le personnel de la CCSN a aussi jugé que tous les titulaires de permis ont maintenu des marges de sûreté adéquates au cours de la période de référence.

14 (i) Évaluations exhaustives et systématiques de la sûreté

14 (i) a Évaluation déterministe de la sûreté

En vertu des paragraphes 5(d), 5(e) et 5 (f) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, un rapport de sûreté doit être complété et les méthodes ayant servi pour les permis de construction et d'exploitation doivent toutes deux être mises à jour. Selon les paragraphes 6(a) et 6(b) du même règlement, une demande de permis d'exploitation d'une centrale nucléaire doit inclure une description des systèmes, des structures et de l'équipement qui seront aménagées à l'installation, y compris leurs caractéristiques de conception et leurs conditions nominales de fonctionnement. De plus, selon le paragraphe 6(c), la demande doit inclure un rapport final de l'analyse de sûreté démontrant que la conception de la centrale nucléaire est adéquate. Des précisions sur le contenu du rapport de sûreté se trouvent à l'annexe 14 (i) a.

Afin de répondre aux exigences de la norme d'application de la réglementation S-99 de la CCSN *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires*, un titulaire de permis doit, dans les trois ans suivant la date de la dernière soumission de la description de la centrale nucléaire et du rapport final d'analyse de sûreté, à moins d'indication contraire approuvée par écrit par la Commission, déposer une mise à jour de la description de l'installation et de l'analyse de sûreté. Ce rapport doit comprendre les renseignements suivants:

- une description des changements à l'emplacement, aux structures, aux systèmes et aux composantes de la centrale nucléaire, y compris les changements à la conception des systèmes, structures et composantes et à leurs conditions nominales d'exploitation; et
- les analyses de sûreté qui ont été examinées et révisées et qui tiennent compte des méthodes et des informations les plus récentes et les plus pertinentes, y compris l'expérience acquise et les leçons tirées à la suite de situations, d'événements, de problèmes ou d'autres renseignements signalés aux termes de la norme S-99.

Les outils et les méthodes servant à la préparation du rapport de sûreté doivent avoir fait leurs preuves à l'échelle nationale et internationale, et doivent aussi être validés en les comparant aux données d'essais et aux solutions de référence pertinentes. Au besoin, les titulaires de permis mettront à jour leurs analyses de sûreté à la lumière des leçons tirées de l'expérience d'exploitation nationale et internationale. La Commission accordera un permis de construction pour une nouvelle centrale seulement si le rapport de sûreté préliminaire satisfait à ces exigences.

Au cours de la période de référence, les analyses de sûreté effectuées par les titulaires de permis, suivant leurs descriptions dans les rapports de sûreté, ont démontré que les centrales nucléaires canadiennes disposaient de marges de sûreté acceptables.

Méthodes et critères d'acceptation relatifs aux analyses de sûreté

Au milieu des années 1960, un ensemble de critères a été élaboré pour les évaluations de l'acceptabilité de l'emplacement des centrales nucléaires (pour de plus amples renseignements, voir le tableau 6.1 du deuxième rapport canadien). Ces critères précisaient les limites de dose hors site dont il fallait tenir compte dans les analyses de sûreté relatives à toute défaillance grave d'un système fonctionnel (défaillance simple) et à toute défaillance grave d'un système fonctionnel conjuguée à une défaillance d'un système spécial de sûreté (défaillance double). Les critères sont les suivants:

- les rejets de substances radioactives résultant de l'exploitation normale, y compris ceux découlant de défauts mineurs d'un système fonctionnel, doivent être tels que la dose reçue par tout membre du public exposé aux effluents de toutes sources ne dépasse pas 1/10 de la limite de dose pour les travailleurs du secteur nucléaire;
- l'efficacité des systèmes de sûreté doit être telle que, en cas de défaillance grave d'un système fonctionnel, la dose reçue par tout membre du public ne dépasse pas 5 mSv et celle reçue par la population à risque soit inférieure à 100 personnes-Sv; et
- dans le cas d'une éventuelle défaillance grave d'un système fonctionnel (défaillance simple) conjuguée à une défaillance d'un système spécial de sûreté (défaillance double), la dose reçue par tout membre du public ne doit pas dépasser 250 mSv au corps entier et 2,5 Sv à la thyroïde.

Ces critères sont toujours en usage et constituent une partie du fondement des permis de toutes les centrales nucléaires au Canada, à l'exception de Darlington. Pour la délivrance du permis de Darlington, le guide d'application de la réglementation C-006 de la CCSN *L'analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU*, qui fait présentement l'objet de consultations, a été utilisé à titre d'essai. Ce document visait à régler les lacunes des exigences relatives aux analyses de sûreté reposant sur l'analyse de défaillances simples et doubles, et à refléter l'expérience canadienne de l'application de cette méthode d'analyse de défaillances simples et doubles.

Les exigences relatives aux analyses de sûreté proposées dans le document C-006 différaient, à certains égards, des pratiques qui avaient alors cours, dont :

- l'ajout d'une exigence relative à un examen systématique afin de déterminer les événements déclencheurs concevables;
- la ventilation des événements en 5 catégories, qui venaient ainsi remplacer les 2 catégories antérieures – défaillances simples et doubles;
- un examen des événements déclencheurs concevables combinés à des défaillances des systèmes d'atténuation des effets (non plus seulement des défaillances doubles classiques) constitue une nouvelle exigence; de même que
- des analyses de sensibilité et d'erreur plus nombreuses.

Au cours de la période de référence, la CCSN a décidé d'aligner ses exigences en matière d'analyse de sûreté plus étroitement avec les normes internationales, en particulier avec celles promulguées par l'AIEA. Ceci a entraîné l'élaboration d'une nouvelle ébauche de la norme d'application de la réglementation S-310 *Analyse de sûreté pour les centrales nucléaires*, qui a fait l'objet d'une revue de la part des titulaires de permis et du public.

14 (i) b Questions génériques de sûreté

Les questions génériques de sûreté sont des questions qui risquent de toucher plus d'une centrale. Le personnel de la CCSN a regroupé un certain nombre de ces questions dans ce qu'il est convenu d'appeler « dossiers génériques » (DG). Les DG servent d'outil réglementaire permettant de définir la portée des principales questions de sûreté, d'identifier celles d'ordre technique qui ne sont pas encore réglées et de définir les exigences à satisfaire pour régler chacune des questions de sûreté. Les DG servent aussi de

repères pour déterminer les progrès réalisés par le titulaire de permis concernant la résolution des questions de sûreté et lui offrent un moyen de faire état de ses progrès.

Le programme des DG a contribué à maintenir l'attention de l'organisme de la réglementation sur les questions complexes liées à la sûreté. Pour plusieurs DG, les titulaires de permis doivent démontrer le degré de certitude et le niveau de prudence qu'ils appliquent aux analyses de sûreté portant sur les accidents de dimensionnement. Le programme des DG permet à la CCSN d'orienter dans une certaine mesure la recherche que font les titulaires de permis sur les questions de sûreté (voir l'appendice E). De nombreux DG ont permis d'acquérir une meilleure compréhension des questions de sûreté, et d'autres ont mené à des modifications des procédures, de l'équipement et des analyses effectuées aux centrales nucléaires au Canada. Il faut noter que les DG traitent de situations où il est perçu que les marges de sûreté sont adéquates mais qu'elles pourraient se dégrader. Par conséquent, il est jugé acceptable de poursuivre l'exploitation. Les questions dont la gravité sur le plan de la sûreté est confirmée et immédiate sont traitées en priorité par d'autres moyens (voir les alinéas 7.2 (iii) et (iv) de l'article 7).

Du 1^{er} janvier 2004 jusqu'à la fin de la période de référence, cinq DG se rapportant à l'ensemble des centrales nucléaires ont été fermés et un nouveau relatif aux crépines du système de refroidissement d'urgence (RUC) a été ouvert. Le tableau qui suit donne une vue d'ensemble de l'état des DG à la fin de la période de référence (pour une description détaillée de l'état de chacun des DG qui étaient ouverts au cours de la période de référence, voir l'appendice F).

Sommaire de l'état des DG à la fin de la période de référence

État	OPG	Bruce Power	Hydro-Québec	ENNB
Travaux en cours pour satisfaire aux critères de résolution	5	5	5	6
Demande de fermeture soumise	4	4	6	4
Nombre total de DG ouverts	9	9	11	10

Au cours de la période de référence, la CCSN a entrepris un projet consistant à :

- cerner toutes les questions de sûreté concernant les réacteurs CANDU;
- les mettre en ordre d'importance; et
- élaborer une stratégie afin d'y apporter des solutions tenant compte des nouvelles centrales nucléaires et de celles présentement en service ou faisant l'objet d'une remise à neuf.

L'ordre d'importance sera attribué et la stratégie sera élaborée en se servant du processus de prise de décision en fonction du risque de la CCSN (voir l'alinéa 8.1 d). Des critères de résolution ont déjà été définis pour plusieurs des questions qui seront examinées.

14 (i) c Les questions soulevées par les évaluations de la sûreté

Preuve que les marges de sûreté sont adéquates en cas d'une PERCA rupture majeure

Suite à des changements apportés à la modélisation des effets du vide sur la réactivité dans les programmes informatiques servant aux analyses de sûreté, ainsi qu'à l'adoption d'une approche plus prudente dans l'application des méthodes d'analyse de sûreté, les marges de sûreté découlant des analyses de grosses pertes de caloporteur (PERCA) se sont graduellement effritées à toutes les centrales nucléaires au Canada. En réponse à ce problème, une démarche s'appliquant à l'ensemble des centrales nucléaires a été entreprise sous le parrainage et la surveillance des chefs de l'exploitation nucléaire des quatre titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada. La Tribune des cadres supérieurs du secteur de l'énergie nucléaire (CNUEF) a examiné cette démarche (voir la section C.3 du chapitre II) qui contribuera

à assurer le succès des mesures prises à l'égard de l'action no. 9 (voir le paragraphe de la section C.2 du chapitre III) assignée au Canada lors de la troisième réunion d'examen de la Convention.

La démarche entreprise comprend une étude de la faisabilité d'apporter des modifications à la conception afin de rétablir les marges de sûreté prévues par les analyses, ainsi que l'élaboration et la mise en œuvre de la méthode « analyse des prévisions les plus probables et incertitudes » (méthode BEAU, de l'anglais Best Estimate and Uncertainty) comme méthode alternative à la délivrance de permis. Cette démarche permettrait aux titulaires de permis de démontrer que les marges de sûreté actuelles continuent d'être adéquates. Le secteur nucléaire évalue également le progrès global réalisé au chapitre des méthodes tenant compte du risque, incluant la prévention des ruptures et les inspections en fonction du risque, afin d'évaluer comment elles pourraient être appliquées aux cas de grosse PERCA aux centrales CANDU. L'application de méthodes tenant compte du risque devrait procurer une plus grande assurance dans la capacité de prévenir des événements, ce qui constitue la première ligne de défense. L'adoption d'une approche tenant compte du risque pourrait aussi mener à une meilleure compréhension de la vue d'ensemble des risques, permettant ainsi d'allouer de façon appropriée des ressources pour régler ce problème.

La dernière version des réacteurs CANDU, le RCA-1000, est conçue avec un coefficient négatif de réactivité dû au vide, éliminant ainsi à toutes fins pratiques le problème des marges de sûreté associé aux grosses PERCA. Les titulaires de permis canadiens qui envisagent construire de nouvelles centrales nucléaires évaluent l'option RCA-1000.

Les progrès réalisés relatifs aux initiatives du secteur nucléaire pour régler le problème des marges de sûreté en cas de grosse PERCA sont décrits dans les paragraphes qui suivent.

Conversion du cœur à Bruce-B

Bruce Power est allé de l'avant avec son option préconisant que le chargement du combustible ne se fasse plus dans le sens contraire de la circulation du caloporteur (CSCC) mais plutôt dans le sens de la circulation (CSC), afin de d'atténuer la surpuissance transitoire qui est prévue suite à une PERCA due à une rupture majeure. Cette modification diminue la quantité de combustible « neuf » (et ainsi de réactivité) qui pourrait être introduite dans le cœur dû au déplacement des grappes de combustible lorsque la circulation change de direction suite à une grosse PERCA. Ceci constitue une modification importante sur le plan opérationnel et de l'ingénierie qui améliore les marges de sûreté dans les cas de grosses PERCA.

Les tranches 3 et 4 à Bruce-A ont été modifiées pour que le chargement se fasse dans le sens de la circulation du caloporteur avant qu'elles ne soient remises en service à la fin de 2003 et au début de 2004 respectivement. Au cours de la période de référence, cette modification a été complétée aux tranches 6 et 7 de Bruce-B. Ceci a permis d'accroître les marges de sûreté en cas de grosse PERCA. La CCSN a modifié le permis d'exploitation de Bruce-B pour permettre que la puissance des réacteurs de ces tranches puisse être augmentée jusqu'à 93 % de la pleine puissance. La puissance des tranches 5 et 8 demeure toujours limitée à 90 % de la pleine puissance à cause du problème de surpuissance transitoire, mais Bruce Power modifie présentement la tranche 5 pour que le chargement se fasse dans le sens de la circulation, et la même modification sera ensuite apportée à la tranche 8.

Combustible à faible coefficient de réactivité dû au vide

Pour restaurer la marge de sûreté en cas de grosse PERCA, Bruce Power évalue présentement un combustible à faible coefficient de réactivité dû au vide (FCRV) dont la conception est bien établie. Un dossier de sûreté relatif à une irradiation à des fins de démonstration a été préparé et un dossier de sûreté

pour le chargement du cœur entier est en préparation. Les deux dossiers seront revus par le personnel de la CCSN avant que cette solution ne soit mise en œuvre.

La CCSN a modifié le permis d'exploitation de Bruce-B pour permettre de débiter en 2006 une démonstration de l'effet sur le rayonnement du combustible à FCRV à la tranche 7. Deux canaux de combustible ont été choisis et chargés avec du combustible à FCRV et l'exploitation de cette tranche va se poursuivre jusqu'au prochain arrêt à des fins de maintenance prévu en 2008. Les grappes de combustible à FCRV seront alors retirées du réacteur et inspectées. Les canaux de combustible seront également inspectés pour confirmer qu'aucun dommage n'a été causé par les grappes de nouvelle conception. Ceci est l'étape finale avant de recharger un cœur entier avec ce nouveau combustible, ce qui devrait probablement se faire aux tranches 1 et 2 de Bruce-A.

Remise à neuf de centrales

Aux centrales nucléaires canadiennes où des remises à neuf sont en cours (la centrale nucléaire de Point Lepreau et les tranches 1 et 2 à Bruce-A), des modifications sont apportées qui auront un effet faible, mais bénéfique, sur les marges de sûreté en cas de grosse PERCA. Ces modifications incluent le remplacement des vieux tubes de force par des nouveaux; occasionnant ainsi une légère diminution de la réactivité due au vide dans l'ensemble du cœur (le fluage diamétral des vieux tubes avait eu pour effet d'accroître la réactivité due au vide). Les nouveaux tubes seront manufacturés selon les spécifications originales. Bien qu'inévitablement ces tubes vieilliront à leur tour, d'ici ce temps-là, d'autres mesures devraient être disponibles avant d'avoir à faire face à ce problème.

Analyse des prévisions les plus probables et incertitudes

Afin d'améliorer leurs analyses déterministes de sûreté, les titulaires de permis canadiens ont mis au point une nouvelle méthode d'analyse appelée « analyse des prévisions les plus probables et incertitudes » (méthode BEAU, de l'anglais Best Estimate and Uncertainty). L'objectif de l'élaboration de la méthode BEAU consiste à démontrer l'existence de marges de sûreté plus grandes, comparativement aux marges découlant de la méthode prudente que constitue l'analyse déterministe de sûreté utilisée pour les événements de dimensionnement, comme les grosses PERCA et les accidents de perte de débit. Pour toutes les incertitudes (liées à des hypothèses, des modèles et des programmes informatiques de thermo hydraulique et de physique), cette méthode d'analyse suppose des conditions initiales et des conditions limites plus réalistes et définies avec un niveau de confiance élevé. La méthode BEAU n'est pas présentement considérée comme étant un outil de délivrance de permis. Cependant, après que les questions d'incertitudes et de validation en suspens auront été réglées, et à mesure que la méthode fait ses preuves et acquiert une certaine reconnaissance auprès de la CCSN et des titulaires de permis, la méthode BEAU pourrait être utilisée comme outil d'analyse de sûreté dans le cadre de la délivrance de permis. Un projet pilote BEAU à la centrale nucléaire de Darlington a pris fin en mars 2003 et a conclu à des marges de sûreté beaucoup plus grandes lorsque comparées aux résultats des analyses traditionnelles du type « Limites du cadre d'exploitation ». Une analyse des grosses PERCA à l'aide de la méthode BEAU a ensuite été initiée à Pickering-B en 2004 et celle-ci est sur le point de se terminer.

Améliorations des méthodes d'analyse de sûreté

Il est prévu que les résultats de la R-D et des travaux d'élaboration et validation de nouveaux programmes informatiques qui sont présentement en cours en appui à la conception de réacteurs avancés au Canada pourront s'appliquer aux méthodes et analyses de sûreté des centrales nucléaires en service. Ces renseignements devraient permettre de répondre aux questions concernant la validation des programmes informatiques et l'applicabilité aux réacteurs de puissance de résultats obtenus sur des réacteurs de recherche.

Effritement des marges de sûreté dû au vieillissement du circuit caloporteur

Certains mécanismes importants de vieillissement du circuit caloporteur primaire (CCP) d'une centrale CANDU (par exemple, le fluage diamétral des tubes de force, l'encrassement des générateurs de vapeur et l'abrasion plus importante des tuyaux d'alimentation) peuvent avoir une incidence sur l'analyse de la surpuissance neutronique et mettre en doute la pertinence des seuils de déclenchement du réacteur en cas de perte de régulation. La puissance du réacteur à Point Lepreau a été abaissée pour tenir compte de ces effets (par exemple, à 91 % de la puissance maximale à la fin de la période de référence). En 2007, la puissance du réacteur à Gentilly-2 a également été réduite et ne peut dépasser une bande de 95 % à 97 % de la puissance maximale afin de tenir compte d'une préoccupation similaire due à l'encrassement du CCP et au fluage diamétral des tubes de force. Le secteur nucléaire a pris des mesures afin d'acquiescer une meilleure compréhension de ces effets, de mieux pouvoir les atténuer et d'améliorer les analyses connexes. À titre d'exemple, Hydro-Québec a complété un nettoyage mécanique des générateurs de vapeur et fait une mesure précise du diamètre interne des tubes de force en place. Percevant le risque d'avoir également à abaisser la puissance maximale de leurs centrales nucléaires, OPG et Bruce Power ont soumis les résultats d'analyses effectuées à l'aide d'une méthode améliorée qui traite les incertitudes de façon différente et fait de nouvelles hypothèses concernant la configuration initiale du cœur. Des pourparlers sont en cours avec la CCSN afin d'établir l'acceptabilité de la nouvelle méthode.

14 (i) d Adoption des études probabilistes de sûreté

Conjointement aux analyses déterministes de sûreté, les titulaires de permis complètent des études probabilistes de sûreté (EPS) qu'ils revoient périodiquement et mettent à jour au besoin.

En avril 2005, la CCSN a publié la norme d'application de la réglementation S-294 *Études probabilistes de sûreté pour les centrales nucléaires*. Cette norme a été ajoutée aux permis d'exploitation des centrales Point Lepreau et Gentilly et il est prévu de faire de même pour les autres centrales au moment de renouveler leurs permis. Cette norme renvoie aux documents suivants de l'AIEA comme sources de renseignements généraux sur la façon de compléter des EPS de qualité :

- *Procédures pour compléter des études probabilistes de sûreté des centrales nucléaires (niveau 1)*, (la collection de normes de sûreté de l'AIEA no. 50-P-4); et
- *Procédures pour compléter des études probabilistes de sûreté des centrales nucléaires (niveau 2), le déroulement des accidents, l'analyse du confinement et l'estimation du terme source d'un accident* (la collection de normes de sûreté de l'AIEA no. 50-P-8).

L'état d'avancement de l'étude probabiliste de sûreté (EPS) à chacune des centrales est décrit à l'annexe 14 (i) d. Les EPS et leurs mises à jour sont examinées par le personnel de la CCSN. Les titulaires de permis ont atteint différentes étapes de la réalisation et de la mise à jour de leur EPS ainsi que de l'application de leurs résultats. Les applications habituelles des résultats de ces études incluent leur utilisation, conjointement avec les résultats des analyses déterministes, pour améliorer les programmes de fiabilité et de maintenance des titulaires de permis. Par exemple, dans le cadre du programme de fiabilité, les résultats des EPS contribuent à déterminer quels systèmes font partie des « systèmes importants pour la sûreté » (voir l'alinéa 19 (iii)).

14 (i) e Application des EPS et des améliorations en matière de sûreté aux projets de prolongement de la durée de vie utile

Tel que souligné dans l'introduction de l'article 14, des EIS sont effectués dans le cadre des projets de redémarrage de réacteurs et de prolongement de la durée de vie utile. Les permis d'exploitation des centrales nucléaires ont été modifiés pour y introduire des conditions relatives au contrôle réglementaire

des projets de prolongement de la durée de vie utile. L'approbation de redémarrer ne sera accordée que si le titulaire de permis démontre qu'il satisfait à toutes les conditions de permis pertinentes.

Un EIS est une évaluation exhaustive de la conception, des conditions et de l'exploitation d'une centrale. Il est complété conformément au guide de sûreté NS-G-2.10 de l'AIEA sur les BPS. L'appellation EIS est utilisée parce que cet examen constitue une application unique des BPS aux projets de prolongement de la durée de vie utile. Complété par le titulaire de permis, l'EIS représente une manière efficace d'obtenir une vue d'ensemble de la sûreté de la centrale. Il permet de choisir les modifications raisonnables et pratiques qui devraient être apportées afin d'amener la sûreté des installations à un niveau se rapprochant de celui des centrales modernes, et d'en continuer l'exploitation pendant plusieurs années.

Les EIS visent à déterminer :

- dans quelle mesure la centrale est conforme aux exigences et objectifs de sûreté modernes et de haut niveau,
- dans quelle mesure le fondement des permis demeure valable,
- si les dispositions en place pour assurer la sûreté de l'exploitation de la centrale à long terme sont adéquates, et
- quelles améliorations devront être apportées pour régler les problèmes de sûreté qui ont été soulevés.

La portée d'un EIS englobe une évaluation de l'état actuel de la centrale et de son rendement afin de déterminer dans quelle mesure la centrale est conforme aux exigences et objectifs de sûreté modernes et de haut niveau. Les EIS tiennent compte de l'expérience d'exploitation au Canada et partout dans le monde, des nouvelles connaissances provenant des activités de recherche et de développement, et des progrès de la technologie.

Les facteurs de sûreté devant être couverts par un EIS sont énumérés dans le guide de sûreté NS-G-2.10 de l'AIEA. De plus, la portée d'un EIS devrait inclure les domaines de sûreté et les programmes de la CCSN (voir l'alinéa 14 (ii) c) qui servent à la délivrance de permis et à d'autres évaluations. Le tableau 3.14.1 du troisième rapport canadien illustre la concordance entre les facteurs de sûreté des BPS et les domaines de sûreté et programmes de la CCSN. Un EIS devrait aussi couvrir tous les DG ainsi que les points à régler particuliers à la centrale et, dans la mesure du possible, apporter une solution pour chacun d'eux.

Les paragraphes qui suivent fournissent des précisions sur les projets de redémarrage et de prolongement de la durée de vie utile qui étaient en cours pendant la période de référence et sur les résultats de leur EIS respectif.

Remise à neuf de Point Lepreau

La remise à neuf de Point Lepreau comprend le remplacement des canaux de combustible, des tuyaux d'alimentation et des tubes de calandre ainsi que la modification ou le remplacement d'autres systèmes et composantes importantes pour la sûreté.

L'EIS à Point Lepreau n'a pas dévoilé de problèmes ou de conditions d'importance sur le plan de la sûreté dont on ne s'occupe pas déjà (les faiblesses décelées peuvent être éliminées en les soumettant au programme de mesures correctives de la centrale).

La conclusion de cet EIS est que les facteurs de sûreté des BPS sont tenus en compte à Point Lepreau et que l'objectif des BPS a été atteint. C'est-à-dire que :

- selon les normes et pratiques de sûreté actuelles, il est jugé que la centrale peut être exploitée de manière sûre, et

- les processus réglementaires et l'approche suivie par le secteur nucléaire pour maintenir la sûreté de l'exploitation procurent l'assurance que les problèmes de sûreté d'importance seront réglés s'ils surviennent pendant que la centrale continue d'être en exploitation ou pendant la période de remise à neuf afin de prolonger de la durée de vie utile.

Remise à neuf de Bruce-A

La remise à neuf afin de prolonger la durée de vie utile et de poursuivre les opérations nécessiterait:

- le remplacement de composantes majeures telles que les générateurs de vapeur, les tuyaux d'alimentation, les tubes de calandre et les canaux de combustible afin de pouvoir redémarrer les tranches 1 et 2;
- le remplacement des canaux de combustible et des générateurs de vapeur de la tranche 3; et
- l'installation de nouveaux générateurs de vapeur à la tranche 4.

La priorité est donnée à la tranche 2 et il est prévu qu'elle sera de nouveau en service au début de 2009. La tranche 1 devrait suivre six mois plus tard.

Bruce Power n'a pas encore pris de décision finale au sujet de la remise à neuf des tranches 3 et 4. Cependant, si ce projet devait aller de l'avant, la remise à neuf de la tranche 3 devrait commencer peu de temps après la remise en service de la tranche 1, tandis que le remplacement des générateurs de vapeur de la tranche 4 devrait avoir lieu en 2010.

À la suite des arrêts pour remise à neuf, le chargement du combustible sera effectué et les tranches seront exploitées à pleine puissance. Il est prévu que les réacteurs seront rechargés avec du combustible ayant un FCRV après qu'ils auront atteint l'équilibre suite au redémarrage.

À des fins d'essai, Bruce Power effectue ses études relatives aux remises à neuf à l'aide de l'ébauche du guide d'application de réglementation G-360 de la CCSN *Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires* (pour de plus amples renseignements sur le guide G-360, voir l'alinéa 7.2 (i))

Bruce Power a complété un EIS pour la remise à neuf des tranches 1 et 2 de Bruce-A. Il fait présentement l'objet d'un examen de la part du personnel de la CCSN.

Redémarrage à Pickering-A

En 2005, la tranche 1 de Pickering-A a été remise en service, se joignant ainsi la tranche 4 qui l'avait été en 2003. Ces deux tranches ont été remises en service suite à des mises à niveau d'envergure incluant un renforcement important de la capacité des systèmes d'arrêt, de meilleurs équipements de prévention, de détection et d'extinction des incendies, des améliorations aux mesures parasismiques, de nouveaux câbles qualifiés sur le plan environnemental, et des améliorations aux systèmes d'eau de service d'urgence et de refroidissement d'urgence du cœur.

Remise à neuf de Pickering-B

La remise à neuf de Pickering-B comporterait le remplacement de composantes majeures dont les générateurs de vapeur, les tuyaux d'alimentation, les tubes de calandre et les canaux de combustible.

OPG étudie présentement la faisabilité de remettre à neuf Pickering-B pour prolonger sa durée de vie utile et poursuivre son exploitation jusqu'en 2050 - 2060. Cet examen systématique et exhaustif effectué par OPG mènera à une décision sur la remise à neuf, probablement en 2008. À titre d'essai, cette étude de faisabilité est effectuée à l'aide de l'ébauche du guide d'application de la réglementation G-360 de la CCSN (pour de plus amples renseignements sur le guide G-360, voir l'alinéa 7.2 (i)).

La planification prend comme hypothèses que les tranches seront remises à neuf les unes après les autres, et que l'arrêt de chaque tranche durera de 24 à 30 mois. Dépendant de l'ampleur des travaux, la durée totale des arrêts à des fins de remise à neuf serait de 8 à 12 ans.

14 (i) f Examen de la possibilité de faire des BPS pour les centrales nucléaires en service

Le troisième rapport canadien souligne que, dans le cadre du processus de renouvellement des permis d'exploitation de centrale nucléaire (voir l'alinéa 7.2 (ii) e), la CCSN et les titulaires de permis préparent une forme de bilan périodique de la sûreté similaire aux BPS de l'AIEA. À l'annexe 3.14.1 du troisième rapport canadien, il a été démontré que les facteurs de sûreté des BPS de l'AIEA (tirés du document NS-G-2.10) concordent en grande partie aux exigences génériques de délivrance de permis au Canada, de même qu'aux activités relatives aux redémarrages et aux remises à neuf en cours à ce moment-là. Pour donner suite à l'action no. 7 de la troisième réunion d'examen de la Convention, le personnel de la CCSN a évalué en 2004 et 2005 les répercussions d'introduire officiellement les BPS de l'AIEA au processus réglementaire. Il a pris note de certains aspects de la méthode des BPS de l'AIEA dont on devrait tenir compte pour améliorer la surveillance réglementaire des centrales nucléaires. De plus, dans l'optique d'adopter la méthode des BPS, un conseiller a préparé un rapport à l'intention de la CCSN, et celle-ci a participé à deux réunions internationales (le BPS général et le BPS spécifique aux centrales CANDU).

Le rapport du conseiller comprenait une revue de la mise en œuvre des BPS dans d'autres pays. Il incluait également une revue des bonnes pratiques, des leçons tirées et d'autres informations concernant les processus de décision suivis par les organismes de réglementation dans d'autres pays.

Les avantages possibles d'introduire les BPS au processus de délivrance de permis incluent :

- le recensement de possibilités d'amélioration de la sûreté afin qu'elle soit maintenue à un haut niveau, et d'amener la sûreté des plus vieilles centrales à un niveau comparable à celui des centrales modernes;
- l'établissement des priorités pour les travaux de rattrapage;
- l'amélioration de la clarté et de la transparence du processus réglementaire à l'égard des exigences et des critères d'acceptation; et
- une concordance plus transparente entre les pratiques de la CCSN et les pratiques internationales.

Présentement, divers aspects de l'introduction de la méthode des BPS au cadre canadien de délivrance de permis font l'objet de discussions au sein de la Tribune des cadres de direction du secteur de l'énergie nucléaire. Une décision sur l'introduction des BPS doit tenir compte de facteurs tels que la fréquence à laquelle le public peut participer au processus réglementaire, l'efficacité et l'efficience des changements proposés, et le fardeau de travail additionnel que devraient possiblement supporter l'organisme de réglementation et les titulaires de permis. Les cadres actuels relatifs à la délivrance de permis et la conformité devront possiblement être révisés afin d'établir une pleine concordance avec le processus des BPS.

Si la CCSN devait décider d'appliquer les BPS au Canada, il est prévu que leur introduction et leur mise en œuvre s'étaleraient sur plusieurs années.

14 (ii) Vérification

14 (ii) a Plans de gestion du vieillissement

L'expérience accumulée des nombreux mécanismes de détérioration importants observés lors de l'exploitation, des inspections et de la maintenance des centrales nucléaires au Canada au cours de leur vie a mené à l'élaboration d'un nombre de plans circonscrits de gestion de la détérioration des matériaux qui ont été documentés et officialisés. Ces plans stipulent des techniques et des intervalles pour

l'inspection et l'évaluation des matériaux et composantes afin de s'assurer que tous les systèmes, structures et composantes importants pour la sûreté continuent d'être conformes aux limites d'exploitation sûre prescrites dans les codes et normes pertinents. Ces plans sont revus régulièrement et mis à jour au besoin pour tenir compte et incorporer les nouvelles informations et constatations. Le personnel de la CCSN examine régulièrement les résultats des activités effectuées dans le cadre des plans de gestion du vieillissement.

Les plans de gestion du vieillissement mis en œuvre par les titulaires de permis au cours de la période de référence comprenaient ceux décrits dans les paragraphes qui suivent.

Plan de gestion de la détérioration des matériaux du circuit caloporteur primaire

Ce plan est un document d'ensemble donnant un sommaire des responsabilités, des exigences de conception, de l'expérience d'exploitation, des mécanismes de dégradation et des normes d'acceptation à l'égard des structures et composantes du circuit caloporteur primaire (CCP). Il comprend également une description de la stratégie de gestion de la détérioration des matériaux du CCP, une énumération des sous-programmes spécifiques à certaines composantes et une explication des liens importants entre les différents programmes et processus de la centrale.

Plan de gestion des tuyaux d'alimentation

Ce programme permet de diminuer les risques liés aux mécanismes de détérioration des tuyaux d'alimentation et à leur vieillissement. Il comprend une revue des facteurs contributifs et des taux de dégradation et de défaillance prévus servant à élaborer la stratégie de maintenance. Des activités spécifiques des programmes d'inspection et de maintenance y sont décrites, incluant les inspections de l'épaisseur de la paroi, de même que des programmes pour atténuer les effets des mécanismes de corrosion accélérée par l'écoulement, de dégradation préférentielle des soudures, d'usure de contact et de fissuration.

Plan d'inspection des canaux de combustible et de gestion de leur durée de vie

Ce plan prévoit une revue des mécanismes de détérioration des canaux de combustible pouvant possiblement raccourcir leur durée de vie utile. Il couvre également les stratégies établies afin de s'assurer que les effets du vieillissement sur les composantes sont surveillés et contrôlés efficacement. Il aborde aussi les mécanismes possibles de détérioration tels que les variations dimensionnelles dues aux conditions d'exploitation (dilatation axiale et diamétrale, amincissement de la paroi et affaissement des tubes), l'absorption de deutérium, les variations de la résistance aux fractures dues aux conditions d'exploitation et à l'altération des propriétés des matériaux, les contacts entre tubes de force et tubes de calandre dus à des variations dimensionnelles et à des déplacements de ressorts bracelets et la possibilité de formation d'ampoules et les dommages à la surface intérieure des tubes occasionnés par les activités de rechargement.

La corrosion accélérée par l'écoulement

Ce programme vise à répertorier les systèmes de tuyauterie du côté secondaire (non nucléaire) susceptibles de détérioration par corrosion accélérée par l'écoulement. Ce programme repose sur le logiciel CHECWORKS de l'Electrical Power Research Institute qui sert à évaluer les taux d'usure prévus de même que la durée de vie utile qui reste. Un logiciel d'un sous-programme est utilisé pour les tuyauteries qui ne peuvent être simulées à l'aide de CHECWORKS à cause de conditions d'exploitation et de géométries hors dimensions (telles que les conduites contenant de l'humidité ou des gaz incondensables et celles avec des raccords mitres).

Plan de gestion des générateurs de vapeur

Ce programme sert à diminuer les risques liés au vieillissement des générateurs de vapeur et à leurs mécanismes de détérioration, et incluent des mesures prises pour détecter ces mécanismes, les enregistrer, en suivre la tendance et en atténuer les conséquences. Le programme comprend l'inspection de l'épaisseur de la paroi des tubes et d'autres composantes internes telles que les séparateurs d'humidité, les barres d'accouplement, les boîtes et gicleurs d'eau d'alimentation, et l'évaluation de la gestion de la chimie de l'eau ainsi que de la gestion et l'enlèvement des dépôts (par jet d'eau à haute pression, en effectuant des purges pendant l'exploitation et par nettoyages chimiques occasionnels).

14 (ii) b Achèvement des projets relatifs à la qualification environnementale

Tel que souligné dans le troisième rapport canadien, tous les titulaires de permis ont depuis les années 1990 des projets en cours afin de d'assurer que la qualification environnementale des systèmes de sûreté et des systèmes liés à la sûreté est adéquate pour faire face à toutes les conditions pouvant se manifester lors d'accidents de dimensionnement. Une condition a été ajoutée au permis de toutes les centrales exigeant que ces projets soient complétés avant le 30 juin 2004.

À l'exception d'un petit nombre de modifications nécessitant l'arrêt des tranches afin d'être mises en place, ces projets ont été complétés à toutes les centrales nucléaires. Leurs résultats suscitent une plus grande confiance au bon fonctionnement des systèmes en cas d'accidents de dimensionnement

Une nouvelle norme de la CSA, la norme N290.13-05 *Exigences en matière de qualification environnementale de l'équipement des centrales nucléaires CANDU*, a été publiée en 2005. Au fur et à mesure que les permis d'exploitation sont renouvelés, une modification est apportée afin de rendre obligatoire la conformité à cette norme.

14 (ii) c Surveillance indépendante externe du rendement sur le plan de la sûreté

Évaluations par l'Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires

Toutes les entreprises du secteur de l'énergie nucléaire au Canada sont membres de l'Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires (WANO). Chacune d'elles invite WANO à organiser des évaluations par des pairs aux centrales nucléaires approximativement tous les deux ans pour examiner le rendement en comparaison aux normes internationales et cerner les domaines nécessitant des améliorations. Les évaluations par des pairs sous la direction de WANO qui ont eu lieu récemment au Canada comprennent :

- Bruce mai 2005
- Pickering-B juin 2006
- Pickering-A décembre 2006
- Gentilly-2 2005
- Point Lepreau octobre 2004

Il est prévu que des évaluations par des pairs sous la direction de WANO auront lieu au Canada comme suit :

- Bruce mai 2007
- Darlington juin 2007
- Gentilly-2 février 2008
- Point Lepreau octobre 2007

De telles évaluations par des pairs sont initiées par un titulaire de permis de centrale nucléaire qui invite une équipe, composée d'environ 20 personnes assemblée par WANO, à séjourner pendant deux semaines

à une centrale pour y observer le personnel au travail, pour y mener des entrevues et pour en examiner la documentation. Tous les domaines sont examinés afin de déterminer leur conformité à un ensemble spécifique d'objectifs et de critères de rendement de WANO.

Inspection par une équipe d'évaluation de la sûreté de l'exploitation (OSART) à Pickering-A

Une équipe d'évaluation de la sûreté de l'exploitation (OSART) de l'AIEA a complété une inspection à Pickering-A en février 2004. Conformément aux pratiques normales, l'AIEA a été invitée à envoyer une autre équipe à Pickering-A en septembre 2005 pour évaluer les progrès réalisés par OPG pour tenir compte des recommandations et suggestions faites par l'OSART. Le but de cette visite consistait à déterminer quel suivi avait été donné à chacune des propositions d'amélioration, à juger si les mesures prises étaient adéquates et à évaluer les progrès réalisés.

L'OSART qui a fait le suivi après l'inspection a classé l'état d'avancement de toutes les mesures correctives prises par la centrale et a fait des commentaires sur celles-ci, incluant des suggestions supplémentaires d'amélioration. Elle a déterminé que, des 23 problèmes identifiés lors de l'inspection par l'OSART en février 2004, et pour lesquels elle a émis 12 recommandations et 11 suggestions, 10 étaient réglés et que des progrès satisfaisants avaient été réalisés pour régler les 13 autres. L'équipe a souligné que le respect des exigences relatives aux portes coupe vapeur et aux portes coupe feu demeurait toujours un domaine nécessitant des améliorations, mais elle a aussi observé une amélioration tangible de l'application des pratiques concernant la tenue des lieux et l'exclusion des matières étrangères.

La conclusion globale de cette évaluation est que des progrès importants ont été réalisés à la centrale pour corriger les lacunes identifiées lors de l'inspection par l'OSART en 2004. Des plans stratégiques avaient été élaborés, les responsabilités avaient été assignées, des mesures correctives étaient en voie d'être prises, des modifications étaient prévues, et les résultats étaient communiqués et leurs tendances en étaient dégagées. L'équipe a également observé un engagement constructif de la part de la direction et du personnel aux multiples initiatives à long terme visant le maintien des gains effectués.

14 (ii) d Vérification de la sûreté par le personnel de la CCSN

La CCSN délivre habituellement les permis d'exploitation de centrale nucléaire pour des périodes de cinq ans (voir l'alinéa 7.2 (ii) e). Cependant, les rapports d'analyse de sûreté et les études sur la fiabilité des systèmes de sûreté sont examinés régulièrement, habituellement à une fréquence supérieure à celle du renouvellement des permis d'exploitation. Par ailleurs, les processus suivis pour surveiller de façon régulière le rendement des titulaires de permis englobent une gamme exhaustive d'activités de la part de l'organisme de réglementation. Ces activités comprennent les évaluations de mi-parcours, les inspections et, sur une base annuelle, les évaluations comparatives de la sûreté. À cela s'ajoutent les évaluations courantes, les examens opérationnels journaliers ainsi que les évaluations des incidents importants sur le plan de la sûreté, des facteurs humains et des modifications. En vertu de la norme S-99 (voir l'alinéa 7.2 (iii) c), les titulaires de permis présentent aussi à la CCSN des rapports sur les incidents ainsi que des rapports trimestriels et annuels sur des points comme les indicateurs de rendement, les inspections périodiques, l'état des enveloppes de pression, la radioprotection et la fiabilité. Les situations les plus importantes sur le plan de la sûreté font l'objet d'examens spéciaux ou d'inspections circonscrites, lesquels soulèvent souvent des points à régler traités par des mesures correctives particulières, dans les cas d'événement touchant une seule centrale, ou par le biais des DG (voir l'alinéa 14 (i) b).

La CCSN a établi neuf domaines de sûreté, chacun englobant un ou plusieurs programmes dont se servent les titulaires de permis et la CCSN pour évaluer la sûreté des centrales nucléaires au Canada. Ces neuf domaines ont été choisis en fonction de leur lien avec les risques liés à l'exploitation d'une centrale. Le tableau G.2 de l'appendice G énumère les domaines de sûreté de la CCSN et le tableau G.1 de ce même appendice donne une description du système de cote que la CCSN utilise pour les évaluer.

Les permis délivrés par la CCSN exigent l'examen et l'approbation des changements apportés aux systèmes, structures et composants (SSC) de sûreté et liés à la sûreté, à la documentation et aux limites d'exploitation et à d'autres documents spécifiés. La CCSN peut donc vérifier que toute modification proposée aux SSC, aux procédures d'exploitation ainsi qu'aux autres limites d'exploitation ne réduira pas de façon importante les marges de sûreté courantes et convenues au moment de la délivrance du permis.

Article 15 – Radioprotection

Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que, dans toutes les conditions normales de fonctionnement, l'exposition aux rayonnements ionisants des travailleurs et du public due à une installation nucléaire soit maintenue au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre et qu'aucun individu ne soit exposé à des doses de rayonnement qui dépassent les limites de dose prescrites au niveau national.

15 a Dispositions générales relatives à l'atténuation de l'exposition au rayonnement des travailleurs et de l'environnement

Un sommaire des exigences et lignes directrices réglementaires relatives à l'atténuation de l'exposition au rayonnement des travailleurs et de l'environnement se trouve à l'annexe 15 a.

Des programmes sont établis, administrés et documentés par les titulaires de permis au Canada en vue de gérer et d'atténuer efficacement les risques radiologiques auxquels l'exploitation des centrales nucléaires expose les travailleurs et les membres du public ainsi que l'environnement. Ces programmes ont pour objectifs de s'assurer que :

- les risques auxquels la population est exposée sont faibles par rapport à ceux auxquels elle est normalement exposée en raison d'autres activités industrielles; et
- les travailleurs ne sont exposés qu'à de faibles risques radiologiques, qui leur auront été expliqués et auxquels ils auront consenti à être exposés;

Pour vérifier la conformité aux exigences des permis et des règlements de la CCSN, le personnel de la CCSN examine les documents et les rapports opérationnels soumis par les titulaires de permis et évalue leurs programmes de radioprotection et de protection de l'environnement.

De plus, le personnel de la CCSN :

- surveille et évalue les conséquences radiologiques et environnementales des activités autorisées;
- examine la documentation et les demandes soumises par les titulaires de permis et les intervenants du domaine des services de dosimétrie; et
- évalue les installations des demandeurs de permis de service de dosimétrie.

Une méthode importante servant à évaluer le rendement des titulaires de permis a trait aux événements inhabituels. La norme d'application de la réglementation S-99 de la CCSN *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires* exige que les titulaires de permis fassent part à la CCSN de certains événements et qu'ils les analysent pour en déterminer les causes et en dégager les tendances. Dans les cas d'événement comportant une exposition réelle ou possible au rayonnement, le personnel de la CCSN examine les processus suivis pour en effectuer l'analyse et préparer les rapports afin de confirmer que les exigences réglementaires sont satisfaites et que les mesures correctives prises par les titulaires de permis sont efficaces. Le personnel de la CCSN fait également sa propre enquête dans les cas d'événement important.

15 b Application du principe ALARA

ALARA signifie en anglais *As Low As Reasonably Achievable*, c'est-à-dire « le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre », en tenant compte des facteurs sociaux et économiques. Pour réduire au minimum les doses des travailleurs, les titulaires de permis appliquent des stratégies ALARA

exhaustives et compatibles avec le guide de sûreté NS-G-2.7 de l'AIEA *La radioprotection et la gestion des déchets pendant l'exploitation de centrales nucléaires*. Les mesures suivantes sont prises pour s'assurer que les doses seront ALARA :

- le contrôle des pratiques de travail par la direction;
- la formation et la qualification du personnel;
- l'atténuation de l'exposition au rayonnement des travailleurs et du public; et
- la planification dans les situations inhabituelles.

Trois stratégies particulières des titulaires de permis permettant de minimiser les doses aux travailleurs sont décrites ci-après.

Permis d'exposition

Des permis sont préparés et autorisés à l'avance par la section ALARA des centrales nucléaires au regard de tous les travaux prévus en milieu radioactif. D'autres permis sont aussi préparés au besoin pour les travaux urgents. Ces permis aident à réduire les doses en rendant possible le suivi de celles-ci par tâche, permettant ainsi d'aborder les particularités en matière de radioprotection au cours de séances d'information préalables aux travaux. Ceci permet de réduire la probabilité d'expositions imprévues au-delà des niveaux nécessitant une enquête, et de faciliter les bilans ALARA postérieurs aux tâches très dangereuses ou assorties de très fortes doses.

Réduction de la quantité de tritium dans l'air

Plusieurs initiatives ont été mises en œuvre pour réduire les doses découlant du tritium, y compris le remplacement plus fréquent du produit dessiccant dans les appareils de dessiccation et l'amélioration de l'état matériel du système de dessiccation. Certains titulaires de permis ont également ajouté un déshumidificateur à la prise d'air des bâtiments du réacteur, installé des appareils de mesure du tritium et d'alarme dans les zones à risque, effectué la détritiation des stocks d'eau lourde et insisté davantage sur la formation sur les dangers potentiels du tritium. La majorité des doses découlant du tritium aéroporté sont dues au circuit caloporteur primaire, dont la température et la pression sont supérieures à celles du circuit modérateur.

Programme de réduction des termes sources

Si le principe ALARA le justifie, les points chauds, qui peuvent augmenter le champ de rayonnement et contribuer à l'augmentation des doses, sont repérés et éliminés. En outre, les titulaires de permis s'efforcent de réduire la récurrence des points chauds en réduisant la taille des pores des filtres ou en augmentant le débit du système de purification du circuit caloporteur primaire.

Chaque année, les titulaires de permis établissent des objectifs ambitieux à l'égard des doses de rayonnement, qui sont essentiellement des contraintes reflétant les limites recommandées dans le guide de sûreté NS-G-2.7 de l'AIEA *La radioprotection et la gestion des déchets pendant l'exploitation de centrales nucléaires*. Ces objectifs tiennent compte des activités et des arrêts prévus au cours de l'année et ceux-ci, ainsi que les doses, varient donc d'une année à l'autre.

15 c Limites de dose et évaluation par la CCSN des programmes de radioprotection des travailleurs

Au cours de la période de référence, les doses au personnel des centrales ont été bien inférieures aux limites annuelles (pour les doses reçues par le personnel des centrales nucléaires au Canada, voir l'annexe 15 c). Alors que les doses moyenne et maximale sont demeurées relativement les mêmes, la dose collective a augmenté à cause en grande partie des redémarrages de centrale, des arrêts de durée plus

longue que prévue et des inspections des tuyaux d'alimentation. Ces inspections ont présenté un défi particulier sur le plan de la radioprotection car elles ont nécessité une vérification individuelle de centaines de tuyaux d'alimentation. Néanmoins, les doses de tous les travailleurs étaient bien inférieures à la limite annuelle.

Dans la plupart des cas, les programmes des titulaires de permis relatifs à la radioprotection des travailleurs ont répondu aux exigences de la CCSN au cours de la période de référence (voir le tableau G.3 de l'appendice G). Les lacunes de la mise en œuvre du programme de radioprotection à Gentilly-2 ont été corrigées. Par conséquent, la cote de rendement attribuée à ce programme à Gentilly-2 est passée de « inférieur aux exigences » à « répond aux exigences » (pour les définitions de ces cotes, voir le tableau G.1 de l'appendice G).

15 d Surveillance radiologique de l'environnement

L'exploitation et la maintenance courantes des réacteurs entraînent de faibles rejets radioactifs. La CCSN impose des limites de la quantité de substances radioactives pouvant être rejetées dans les effluents. Ces limites, appelées « limites opérationnelles dérivées » (LOD), sont fondées sur la limite de la dose au public de 1 mSv. Une LOD est une limite de rejet dans les effluents à l'égard d'une voie de rejet particulière et d'une centrale particulière. Si les rejets à une centrale excèdent une LOD, la dose reçue par la personne du public la plus exposée pourrait dépasser la limite de dose correspondante.

Les titulaires de permis établissent des seuils d'intervention à des valeurs bien inférieures aux LOD. Le dépassement d'un de ces seuils constitue possiblement une indication d'une dégradation des systèmes de régulation, permettant ainsi de prendre promptement des mesures correctives. Cette façon de faire permet de maintenir les rejets, tant gazeux que liquides, à un niveau bien inférieur aux LOD.

Les centrales nucléaires au Canada ont établi divers programmes en vue d'exercer un contrôle des incidences de leur exploitation sur la santé et sur l'environnement. Les titulaires de permis surveillent les rejets de tritium, d'iode, de gaz rares, de carbone-14 et de particules dans les effluents gazeux, ainsi que les rejets de tritium, de carbone-14 et de radioactivité brute beta-gamma dans les effluents liquides.

En plus de mesurer directement les rejets de substances radioactives provenant des centrales nucléaires, les titulaires de permis ont mis en place des programmes de surveillance radiologique de l'environnement à proximité des installations afin de mesurer la radioactivité dans l'air et dans les substances que la population consomme et avec lesquelles elle entre en contact. Les quatre objectifs de ces programmes de surveillance de l'environnement sont:

- confirmer que les rejets de substances radioactives, d'un nucléide particulier ou d'un groupe de nucléides, sont inférieurs aux LOD;
- vérifier que les hypothèses faites pour calculer les LOD des centrales demeurent valables;
- obtenir une estimation indépendante des doses reçues, dues aux rejets, par les membres du groupe critique de la population; et
- cumuler des données afin de contribuer à l'élaboration et l'évaluation de modèles pouvant décrire adéquatement la dispersion des radionucléides dans l'environnement.

Santé Canada, un ministère du gouvernement fédéral, et le gouvernement de l'Ontario administrent par ailleurs des programmes de surveillance de l'environnement à la périphérie des centrales nucléaires (pour de plus amples renseignements, voir les premier et second rapports canadiens).

Santé Canada a établi en 1959 le Réseau national de surveillance radiologique afin de surveiller la dispersion de la radioactivité dans l'environnement. Ce réseau d'application nationale avait comme but premier la surveillance des retombées des essais d'armes nucléaires dans l'atmosphère. Le programme actuel permet de fournir aux Canadiens des évaluations plus précises des effets sur la santé des niveaux de radioactivité

ayant cours dans des conditions normales et, le cas échéant, lors d'accidents nucléaires. Le réseau en place aujourd'hui regroupe 34 stations de surveillance du rayonnement gamma ambiant, 26 stations de surveillance des aérosols radioactifs et 15 stations de surveillance du tritium dans l'atmosphère. Certaines de ces stations effectuent en outre des prélèvements d'eau potable et de lait. Par ailleurs, en Ontario, le Service de radioprotection du ministère du Travail provincial surveille également les conditions radiologiques de l'environnement.

Les tableaux de l'annexe 15 d présentent les rejets radioactifs dans les effluents gazeux et liquides des centrales nucléaires de 2003 à 2005. Au cours de la période de référence, les rejets de toutes les centrales nucléaires sont demeurés à environ 1 % des LOD. En 2006, aucun cas n'a été rapporté de seuils d'intervention environnementaux ayant été excédés.

15 e Évaluation par la CCSN des programmes de protection de l'environnement des titulaires de permis

Le personnel de la CCSN évalue les programmes de protection de l'environnement des titulaires de permis visant à protéger le public et l'environnement des rejets de substances radioactives et dangereuses. Au cours de la période de référence, les programmes du domaine de sûreté « Protection de l'environnement » et leur mise en œuvre répondaient aux exigences à toutes les centrales nucléaires canadiennes (voir le tableau G.3 de l'appendice G).

Article 16 – Préparation aux situations d’urgence

1. Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées afin qu’il existe, pour les installations nucléaires, des plans d’urgence internes et externes qui soient testés périodiquement et qui couvrent les actions à mener en cas de situation d’urgence.
Pour toute installation nucléaire nouvelle de tels plans sont élaborés et testés avant qu’elle ne commence à fonctionner au-dessus d’un bas niveau de puissance approuvé par l’organisme de réglementation.
2. Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que, dans la mesure où elles sont susceptibles d’être affectées par une situation d’urgence radiologique, sa propre population et les autorités compétentes des Etats avoisinant l’installation nucléaire reçoivent des informations appropriées aux fins des plans et des interventions d’urgence.
3. Les Parties contractantes qui n’ont pas d’installation nucléaire sur leur territoire, dans la mesure où elles sont susceptibles d’être affectées en cas de situation d’urgence radiologique dans une installation nucléaire voisine, prennent les mesures appropriées afin d’élaborer et de tester des plans d’urgence pour leur territoire qui couvrent les actions à mener en cas de situation d’urgence de cette nature.

16.1 Élaboration et essais des plans des mesures d’urgence

16.1 a Responsabilités globales des titulaires de permis, de l’organisme de réglementation et d’autres autorités

Au Canada, les divers paliers de gouvernement et les titulaires de permis se partagent les responsabilités en matière de préparation aux situations d’urgence nucléaire et d’intervention dans ces circonstances. La planification des mesures d’urgence s’applique aux situations d’urgence sur le site et hors site.

Les situations d’urgence sur le site sont celles qui se produisent à l’intérieur des limites physiques d’une centrale nucléaire canadienne et pour lesquelles les interventions relèvent des titulaires de permis. Les situations d’urgence hors site sont celles qui ont des répercussions à l’extérieur des limites physiques d’une centrale nucléaire canadienne et pour lesquelles les interventions relèvent principalement des provinces. Les provinces désignent également des municipalités sur leur territoire devant planifier les mesures à prendre en cas d’urgence nucléaire hors site.

Les responsabilités des gouvernements provinciaux couvrent les aspects suivants :

- la préservation de la santé, de la sécurité et du bien-être des personnes vivant dans leur province et la protection de l’environnement;
- l’adoption de lois nécessaires pour permettre à la province d’assumer sa part de responsabilité à l’égard de la sécurité du public;
- la préparation de plans et procédures en cas d’urgence et l’encadrement des municipalités désignées;
- la direction, à titre de premier responsable, de la planification des mesures d’intervention pour atténuer les effets hors site dus à une urgence nucléaire; et
- la coordination du soutien assuré par la centrale nucléaire visée et par le gouvernement du Canada, tant au cours de la préparation aux situations d’urgence que durant les interventions.

Le gouvernement du Canada est responsable de la coordination des interventions d’organismes fédéraux en soutien aux provinces lors d’urgences nucléaires. Cette responsabilité collective peut éventuellement intégrer un large éventail de mesures d’urgence et d’intervention afin de prévenir les accidents, les

déversements et les situations anormales et d'urgence ou de les éliminer ou, le cas échéant, d'apporter les corrections qui s'imposent.

Le gouvernement du Canada dispose de procédures pour faire face aux situations d'urgence nucléaire ayant des ramifications à l'échelle interprovinciale ou internationale. Les responsabilités du gouvernement fédéral couvrent les domaines suivants :

- la liaison avec la communauté internationale;
- la liaison avec les missions diplomatiques étrangères au Canada;
- la prestation d'aide aux Canadiens à l'étranger, et
- la coordination des interventions canadiennes en cas d'urgence nucléaire dans un pays étranger.

Le gouvernement du Canada a créé en décembre 2003 le ministère de la Sécurité publique Canada (SPC), ultérieurement appelé Sécurité publique et Protection civile Canada, pour intégrer en un seul portefeuille l'essentiel des activités destinées à assurer la sécurité des Canadiens en cas d'urgence non radiologique ou nucléaire. Par « infrastructure essentielle » du Canada, on entend les installations, réseaux, et biens physiques de même que ceux de la technologie de l'information dont leur dégradation ou leur perte entraînerait des conséquences graves pour la santé, la sûreté, la sécurité ou le bien-être économique des Canadiens. Les centrales nucléaires et les technologies nucléaires font partie de cette infrastructure essentielle.

16.1 b Plans en cas d'urgence sur le site

En plus d'être une exigence de différentes autorités, la nécessité d'établir des plans en cas d'urgence nucléaire sur le site constitue une condition des permis d'exploitation de centrale nucléaire délivrés par la CCSN. L'alinéa 6 (k) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* stipule les renseignements relatifs à la préparation aux situations d'urgence devant accompagner les demandes de permis. Plus précisément, la demande doit contenir les mesures proposées pour :

- aider les autorités hors site à effectuer la planification et la préparation en vue de limiter les effets d'un rejet accidentel;
- aviser les autorités hors site d'un rejet accidentel ou de l'imminence d'un tel rejet;
- tenir les autorités hors site informées pendant et après un rejet accidentel;
- aider les autorités externes à remédier aux effets d'un rejet accidentel; et
- mettre à l'épreuve l'application des mesures pour éviter ou atténuer les effets d'un rejet accidentel.

Une fois examinés et acceptés par la CCSN et intégrés aux conditions du permis d'exploitation, le titulaire de permis est tenu de respecter ces plans. Une description des plans en cas d'urgence sur le site de chacune des centrales nucléaires est fournie à l'annexe 16.1 b.

Le personnel de la CCSN évalue sur une base régulière le programme de préparation aux situations d'urgence de chacun des titulaires de permis. À toutes les centrales nucléaires, le personnel de la CCSN a jugé qu'en 2006, les programmes du domaine de sûreté « préparation aux situations d'urgence » étaient supérieurs aux exigences (voir le tableau G.3 de l'appendice G). Au cours de la même année, la mise en œuvre de ces programmes aux centrales nucléaires répondait aux attentes ou était supérieure aux exigences.

16.1 c Plans des provinces et des territoires en cas d'urgence hors site

En coopération avec les autorités locales, les gouvernements des provinces et des territoires ont établi des plans d'intervention en cas d'incident nucléaire ayant une incidence importante hors site. Habituellement, la structure administrative comprend une organisation des mesures d'urgence, ou l'équivalent, afin de pouvoir faire face à une vaste panoplie de situations d'urgence, possibles ou réelles, conformément à des plans et procédures bien définis.

Les plans des mesures d'urgence provinciaux et territoriaux couvrent la coordination avec d'autres autorités et organisations. Ils prévoient, au niveau national, la participation et le soutien du gouvernement du Canada, au niveau local, la même chose de la part des gouvernements et organismes municipaux et, globalement, la participation active de différents ministères et organismes à tous les paliers de gouvernement. Des renseignements additionnels sur cette coordination sont donnés à l'alinéa 16.1 d.

Dans la plupart des cas, les plans provinciaux prévoient des mesures immédiates de protection qui peuvent être mises en œuvre au besoin, et qui consistent à :

- restreindre l'accès à la zone touchée;
- fournir des abris temporaires à la population touchée;
- bloquer la fixation de l'iode radioactif dans la glande thyroïde; et
- évacuer des secteurs aux environs de la centrale nucléaire.

Les plans reconnaissent aussi que certaines des mesures instaurées pour prévenir l'ingestion de substances radioactives (la mise en quarantaine des bestiaux, l'interdiction de la vente des aliments touchés ou l'imposition de restrictions concernant l'eau potable touchée, par exemple) pourraient être étendues à une zone plus vaste.

Les plans en cas d'urgence nucléaire hors site des provinces où se situent les centrales nucléaires sont décrits à l'annexe 16.1 c.

16.1 d Plans fédéraux en cas d'urgence

Le Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire

Dans la mesure du possible, la planification et la préparation aux situations d'urgence du gouvernement du Canada, ainsi que les mesures d'intervention qu'il prend dans de tels cas, reposent sur une approche multirisques. Compte tenu de la complexité et de la nature hautement technique inhérentes aux urgences nucléaires, il conviendra par ailleurs de prendre diverses dispositions propres à chaque genre de risque. Ces dispositions particulières, qui forment l'un des éléments du cadre d'action plus global du gouvernement fédéral relatif à la préparation aux situations d'urgence, constituent le Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire (PFUN). Le PFUN expose l'approche du gouvernement du Canada en matière de préparation aux situations d'urgence et permet de coordonner les interventions en cas d'urgence nucléaire. Santé Canada est le ministère fédéral qui assume le rôle directeur dans la mise en œuvre du PFUN.

Le PFUN se veut le complément des plans en cas d'urgence nucléaire pertinents des autres autorités au Canada et à l'étranger. Il décrit les mesures que le gouvernement du Canada prendra pour gérer et coordonner l'intervention des différents organismes fédéraux lors d'urgences nucléaires qui pourraient affecter le Canada. Il est mis en œuvre si une province ou un territoire canadien a besoin d'un appui fédéral suite à tout incident domestique, ou débordant des frontières (par exemple, entre le Canada et les États-Unis) ou international.

En vertu du cadre administratif commun du PFUN, l'élaboration et la mise en œuvre des plans et des mesures d'interventions en cas d'urgence nucléaire hors site incombent d'abord et avant tout aux gouvernements provinciaux. Cependant, les gouvernements municipaux, les centrales nucléaires et les ministères et organismes fédéraux pertinents y contribuent aussi directement. Ceci permet aux diverses instances et organismes chargés d'aspects précis de la préparation aux situations d'urgence de s'acquitter de leurs responsabilités dans le cadre d'un régime fondé sur la collaboration, sur la complémentarité des fonctions et sur la coordination.

Au total, 19 ministères et organismes fédéraux participent au PFUN. Aux termes du PFUN, des politiques fédérales et des lois canadiennes, ils ont également, de ce fait même, la charge d'élaborer, de maintenir à jour et de mettre en œuvre leur propre plan des mesures d'urgence nucléaire. Dans le cadre de la mise en œuvre du PFUN, la CCSN a un rôle bien défini à jouer. Par exemple, elle est un membre permanent de chacune des quatre équipes de mise en œuvre du PFUN (Coordination, Opérations, Conseils techniques et Affaires publiques) et participe à la planification des mesures d'urgence en coopération avec d'autres organismes œuvrant à la mise en œuvre du PFUN.

Les dispositions relatives au PFUN sont décrites à l'annexe 16.1 d.

Plans en cas d'urgence des ministères et organismes fédéraux

La CCSN a son propre plan des mesures d'urgence nucléaire. Une description générale du rôle que joue la CCSN en matière de préparation aux situations d'urgence est fournie à l'annexe 16.1 d. La CCSN apporte présentement des améliorations à son programme de gestion des urgences nucléaires pour tenir compte de la politique d'application de la réglementation P-325 *Gestion des urgences nucléaires* publiée récemment. Le programme amélioré comprendra une nouvelle version du plan des mesures d'urgence de la CCSN et des instructions opérationnelles à l'intention de son personnel. La CCSN prévoit compléter la formation nécessaire et la mise en œuvre de ce nouveau programme avant la fin de 2007.

Tel que souligné dans le troisième rapport canadien, le centre des mesures d'urgence de la CCSN est alimenté par les services publics d'électricité, ce qui a entraîné des problèmes d'alimentation lors de la perte du réseau électrique survenue le 14 août 2003. Les bureaux d'un autre organisme fédéral disposaient de sources d'alimentation électrique de relève et, avec son aide, la CCSN a pu obtenir les renseignements essentiels concernant les centrales nucléaires touchées. Au cours de la période de référence, la CCSN a fait installer des génératrices de secours pour alimenter son siège social et permettre ainsi de poursuivre les activités réglementaires et maintenir les communications lors de pertes de l'alimentation électrique des services publics.

D'autres départements et organismes fédéraux élaborent également leur propre plan des mesures d'urgence nucléaire. Ainsi, Transports Canada administre le *Règlement sur le transport des marchandises dangereuses* et dirige le Centre canadien d'urgence transport afin de veiller à ce que les substances dangereuses soient transportées de façon sécuritaire et d'aider le personnel d'intervention en cas d'urgence à faire face aux urgences connexes, y compris celles qui mettent en cause des substances nucléaires. Lorsque survient un cas d'urgence ou un incident mettant en cause des substances nucléaires, la CCSN et Transports Canada œuvrent de concert en conformité avec le PFUN, les lois fédérales pertinentes et les dispositions administratives officielles.

16.1 e Les exercices et les manœuvres

Les exercices d'urgence sont conçus de façon à offrir une formation permettant d'améliorer la capacité des personnes visées à intervenir en cas d'urgence et de protéger la santé et la sécurité du public en cas d'accident à une centrale nucléaire ou à toute autre installation nucléaire autorisée. Ils servent à évaluer la capacité de diffusion de l'information et à s'assurer que toutes les mesures d'intervention sont coordonnées et communiquées de manière efficace.

La CCSN a participé à des manœuvres d'urgence avec les titulaires de permis de centrale nucléaire pour s'assurer que les voies de communication sont bien en place et en état de fonctionner. Les ministères fédéraux participent également à des exercices d'urgence nucléaire organisés par les provinces et axés sur les urgences aux centrales nucléaires afin d'évaluer l'efficacité de la diffusion de l'information et du déploiement des ressources fédérales.

En 2005, la CCSN a participé à un exercice de grande envergure basée sur la simulation d'une situation d'urgence à Darlington. L'organisme Gestion des situations d'urgence de l'Ontario, la municipalité régionale de Durham et OPG ont mené conjointement l'exercice d'urgence nucléaire en novembre 2005. Les villes de Toronto et de Peterborough ainsi que des organismes fédéraux ont aussi joué des rôles de soutien au cours de cet exercice.

Cet exercice visait à familiariser davantage les intervenants avec certaines des mesures d'intervention prévues en cas d'urgence nucléaire à Darlington et à les évaluer. Il offrait aussi à OPG l'occasion d'évaluer sa capacité d'intervention opérationnelle conformément aux exigences réglementaires de la CCSN. Le but de l'exercice a été atteint et il a permis de démontrer que, dans l'éventualité peu probable d'une urgence nucléaire à la centrale nucléaire de Darlington, l'organisme d'intervention en cas d'urgence de la province d'Ontario peut intervenir de manière efficace pour protéger la santé, la sécurité, les biens et l'environnement des citoyens de cette province.

L'évaluation indépendante effectuée par la CCSN a permis de conclure que le programme d'OPG et sa mise en œuvre répondaient ou étaient supérieurs aux exigences de la CCSN. Le personnel de la CCSN a cependant formulé certaines recommandations auxquelles OPG a donné suite en fournissant des précisions sur les mesures prises en réponse à chacune d'elles. L'évaluation de la CCSN a aussi permis de dégager plusieurs recommandations visant à améliorer la gestion des cas d'urgence à la CCSN.

En 2006, l'Organisation des mesures d'urgence de la province du Nouveau-Brunswick et ENNB ont mené conjointement un exercice simulant une urgence nucléaire à Point Lepreau. Le Groupe provincial de contrôle en cas d'urgence nucléaire, Communications Nouveau-Brunswick, le Service de gardes civiles de la région immédiate de Point Lepreau et la Gendarmerie royale du Canada ont également participé à cet exercice. Le scénario de l'exercice était fondé sur une série d'événements aboutissant à deux rejets radioactifs distincts dans l'environnement. L'exercice s'est avéré un essai valable des plans, des procédures et de la formation mis en place par l'organisme d'intervention en cas d'urgence d'ENNB. L'équipe chargée d'effectuer une évaluation indépendante a déterminé que le rendement global de cette organisation répondait à toutes les exigences des normes et montrait des forces dans certains domaines dont :

- une direction efficace des opérations au sein de chaque équipe d'intervention et des comptes rendus de la situation complets et en temps opportun;
- une rotation des équipes d'intervention à chaque quart permettant d'être en mesure de maintenir une intervention prolongée efficace sur plusieurs quarts de travail; et
- une bonne intégration avec les autorités et organisations externes et des évaluations et prises de décision efficaces concernant les mesures de protection du public.

Dans les domaines suivants, l'équipe d'évaluation a décelé quelques points nécessitant des améliorations aux procédures et à la formation dont :

- la diffusion de l'information et les méthodes de communication;
- la compréhension des rôles et responsabilités des différents organismes et équipes d'intervention;
- et
- les installations relatives aux mesures d'urgence et leur équipement.

L'inspection de Type II de la CCSN portant sur l'exercice complet d'intervention en cas d'urgence de Bruce Power tenu en 2006 a permis de conclure que Bruce Power possédait la capacité de gérer et mettre en œuvre efficacement ses mesures d'intervention en cas d'urgence. Les problèmes décelés au cours de l'exercice ont été réglés rapidement et l'organisation d'urgence a démontré pouvoir s'auto-évaluer et prendre avantage de toutes les occasions pour s'améliorer.

En 2003, tel que souligné dans le troisième rapport canadien, la CCSN et ses partenaires fédéraux ont participé à l'exercice TOPOFF2 conçu pour la formation des principaux responsables désignés dans les

plans nationaux du Canada et des États-Unis. La CCSN continue d'apporter son appui à cette série d'exercices et compte participer à l'exercice TOPOFF4 prévu en 2007.

Tel que souligné dans le troisième rapport canadien, la CCSN et SC ont participé en 2003 à l'exercice Convex-2A. La CCSN prévoit participer en 2008, à Mexico, à un exercice régional Convex qui regroupera des intervenants du Canada, des États-Unis et du Mexique.

16.2 Renseignements fournis à la population canadienne et aux autorités des pays voisins

16.2 a Mesures prises pour informer le public en cas d'urgence nucléaire nationale

Le PFUN fait état de la façon dont doit se faire la coordination globale en cas d'urgence nucléaire nationale au Canada. À l'échelle nationale, l'information doit être fournie aux médias et au grand public par l'entremise d'un point de contact central: le Groupe des affaires publiques (GAP). Le GAP coordonne, au nom du gouvernement fédéral, la collecte et la production d'informations au sujet de l'urgence, ainsi que leur diffusion auprès du grand public et des médias d'information.

Le GAP se compose de représentants d'organismes qui détiennent des responsabilités définies au sein de la structure du PFUN, de même que d'autres organismes et gouvernements visés lors de cas d'urgence nucléaire particulière.

16.2 b Accords internationaux, y compris les dispositions prises avec les pays voisins

Le Canada participe au système de notification de l'Échelle internationale de gravité des événements nucléaires (INES) qui est administré par l'AIEA. Cette échelle de gravité sert à donner aux autres pays une indication de l'importance des incidents et accidents sur le plan de la santé et de la sécurité.

Le Canada est l'un des signataires des trois accords internationaux décrits ci-après portant sur les interventions en cas d'urgence.

Plan d'intervention conjoint Canada-États-Unis en cas d'urgence radiologique (1996)

Ce plan conjoint met l'accent sur les mesures d'intervention en cas d'urgence radiologique plutôt que sur les mesures génériques de protection civile. Il sert de base aux mesures de coopération concernant les incidents radiologiques en temps de paix mettant en cause le Canada, les États-Unis ou encore les deux pays à la fois. Les mesures de coopération prévues dans le PFUN sont compatibles avec celles du plan conjoint.

Convention sur l'assistance en cas d'accident nucléaire ou de situation d'urgence radiologique (1986)

Élaborée sous les auspices de l'AIEA, cette entente vise à assurer entre les signataires une coopération qui leur permettra de s'entraider plus rapidement en cas d'accident nucléaire ou de situation d'urgence radiologique afin d'en atténuer les conséquences et de protéger la vie, les biens et l'environnement contre les incidences de rejet de substances radioactives. L'entente énonce les modalités relatives aux demandes d'aide et définit la façon de l'accorder, la diriger et la contrôler, ainsi que la manière suivant laquelle elle prendra fin. La ratification de cette convention n'a toujours pas eu lieu, étant en attente des résultats d'un examen de la législation d'application canadienne.

Convention sur la notification rapide d'un accident nucléaire (1987)

Également élaborée sous les auspices de l'AIEA, cette convention fait état du moment où l'AIEA doit être informée d'un incident susceptible d'avoir des incidences transfrontalières et de la façon de le faire, ainsi que du moment où l'AIEA elle-même informerait les signataires d'un incident de portée internationale qui pourrait avoir une incidence sur leurs pays respectifs, et de la façon dont elle le ferait.

16.3 Dispositions à l'égard des pays n'ayant pas d'installations nucléaires

Cette partie de l'article 16 ne s'applique pas au Canada.

PARTIE D

Sûreté des installations

La partie D du chapitre IV comprend trois articles :

- Article 17 – Choix de l'emplacement
- Article 18 – Conception et construction
- Article 19 – Exploitation

Article 17 – Choix de l'emplacement

Chaque Partie contractante prend les mesures nécessaires pour que les procédures appropriées soient mises en place et appliquées en vue :

- i) D'évaluer tous les facteurs pertinents liés au site qui sont susceptibles d'influer sur la sûreté d'une installation nucléaire pendant la durée de sa vie prévue;
- ii) D'évaluer les incidences qu'une installation nucléaire en projet est susceptible d'avoir, du point de vue de la sûreté, sur les individus, la société et l'environnement.
- iii) De réévaluer, selon les besoins, tous les facteurs pertinents mentionnés aux alinéas i) et ii) de manière à garantir que l'installation nucléaire reste acceptable du point de vue de la sûreté :
- iv) De consulter les Parties contractantes voisines d'une installation nucléaire en projet dans la mesure où cette installation est susceptible d'avoir des conséquences pour elles, et, à leur demande, de leur communiquer les informations nécessaires afin qu'elles puissent évaluer et apprécier elles-mêmes l'impact possible sur leur propre territoire de l'installation nucléaire du point de vue de la sûreté.

Tel que décrit à l'alinéa 7.2 (ii) c, l'étape initiale du processus de délivrance d'un permis d'exploitation d'une centrale nucléaire au Canada consiste dans l'examen et l'acceptation de l'emplacement choisi. Une EE doit cependant être complétée avant que la Commission ne puisse délivrer un permis de préparation de l'emplacement. De plus, la CCSN ne peut délivrer un permis à moins d'être satisfaite que toutes les dispositions nécessaires à la protection des personnes et de l'environnement sont en place. Ceci signifie que la CCSN doit confirmer que l'incidence de l'emplacement sur la centrale nucléaire proposée sera également acceptable.

Une liste des renseignements généraux devant accompagner les demandes de permis soumises à la CCSN se trouve à l'alinéa 7.2 (ii) b. Plus précisément, l'article 4 du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* stipule que les renseignements suivants doivent accompagner une demande de permis de préparation de l'emplacement (le processus d'EE tient aussi compte d'une grande partie de ces renseignements) :

- une description du processus d'évaluation de l'emplacement, ainsi que des analyses et des travaux préalables qui ont été et seront effectués sur l'emplacement et dans les environs;
- le programme devant servir à déterminer les caractéristiques environnementales de base de l'emplacement et des environs; et
- une description des mesures qui seront prises pour éviter ou atténuer les effets sur l'environnement ainsi que sur la santé et la sécurité des personnes que peut avoir l'activité visée par la demande.

Pour examiner les demandes de permis de préparation de l'emplacement, la CCSN suit le processus montré à la figure de l'alinéa 7.2 (ii) b. Les renseignements soumis sont analysés par le personnel de la CCSN et par les organismes fédéraux et provinciaux chargés d'assurer la conformité avec les règlements pertinents. Les séances d'information publique et les échanges qui s'en suivent permettent aussi d'établir dans quelle mesure l'emplacement choisi répond aux critères décrits aux alinéas 17 (i) et 17 (ii).

Veillez noter que la CCSN élabore présentement de nouvelles exigences relatives au choix d'un emplacement (pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 7.2 (i)).

Tel que mentionné à la section D.4 du chapitre II, deux demandes de permis de préparation de l'emplacement ont été reçues par la CCSN vers la fin de la période de référence. Les demandeurs, Bruce Power et Ontario Power Generation, ont préparé des descriptions de projet à des fins d'EE et le personnel de la CCSN a amorcé le processus décrit dans le présent article.

17 (i) Évaluation de l'incidence de l'emplacement sur la sûreté des centrales nucléaires

Les critères servant à évaluer l'incidence de l'emplacement sur la sûreté des centrales nucléaires sont regroupés en deux catégories.

La première catégorie couvre la démographie, la facilité d'accès et de sortie de l'emplacement et des zones habitées, l'emplacement de la centrale par rapport aux réseaux de distribution d'électricité et la sécurité des raccordements électriques. La facilité d'accès (c'est-à-dire l'existence de routes et de ponts appropriés) est une exigence servant à faciliter le mouvement des ressources dans les cas suivants : urgence, rotation des équipes de quart, livraison de carburant pour les génératrices de secours, intervention des services de sécurité ou d'incendie et évacuation possible lors d'interventions en cas d'urgence.

La deuxième catégorie porte sur l'incidence de l'emplacement sur la sûreté de la centrale nucléaire. Ceci comprend la probabilité que l'emplacement soit inondé (raz-de-marée, rupture de barrage, etc.) ou frappé par un ouragan, une tornade, une tempête de verglas ou un autre phénomène météorologique violent, ou encore par une secousse sismique. Cette catégorie couvre également la proximité de la centrale à une ou plusieurs des installations suivantes :

- les voies ferrées (risques de déraillement et de déversement de substances dangereuses);
- les trajectoires de vol des grands aéroports (risques d'écrasement d'avion dans les axes d'atterrissage et de décollage);
- les usines de produits chimiques toxiques (risques de rejets de substances toxiques);
- les parcs industriels comprenant une installation d'entreposage de propane ou une raffinerie (risques d'accidents industriels); et
- les champs de tir militaires (risques présentés par des missiles perdus).

Le demandeur de permis couvre ces critères dans le rapport d'évaluation de l'emplacement dont les résultats sont aussi insérés au rapport de sûreté (décrits en de plus amples renseignements aux alinéas 17 (ii) et (iii) qui suivent). Le rapport d'évaluation de l'emplacement comprend une description de la conception de la centrale nucléaire, les caractéristiques de l'emplacement pouvant avoir une incidence importante sur la sûreté de la centrale proposée et une évaluation de cette incidence. Le rapport couvre les aspects suivants :

- l'utilisation faite des sols;
- la population actuelle et son expansion prévue;
- les principales sources d'eau et l'écoulement de l'eau;
- l'utilisation faite de l'eau;
- les conditions météorologiques;
- la sismologie; et
- la géologie locale.

17 (ii) Évaluation de l'incidence des projets de centrale nucléaire sur les personnes, la société et l'environnement

Le processus d'EE est requis afin d'évaluer l'incidence des projets de centrale nucléaire sur l'environnement. Les demandeurs de permis complètent également des évaluations des risques à l'environnement afin de déterminer l'incidence probable de l'exploitation de leur centrale sur celui-ci. La CCSN évalue de façon séparée les mesures proposées par les demandeurs de permis à l'égard de la protection des personnes, de la société et de l'environnement. Une description de leur programme de protection de l'environnement est l'une de plusieurs descriptions de programme que les demandeurs de permis doivent soumettre (voir l'appendice C) pour examen par le personnel de la CCSN.

17 (ii) a Évaluation environnementale

Le processus d'EE est décrit à l'annexe 17 (ii) a.

En vertu de la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* (LCEE), la portée de l'EE doit couvrir les points suivants :

- les effets environnementaux du projet, y compris ceux causés par les accidents ou défaillances pouvant en résulter, et les effets cumulatifs que sa réalisation, combinée à l'existence d'autres ouvrages ou à la réalisation d'autres projets ou activités, est susceptible de causer à l'environnement;
- l'importance de ces effets;
- les observations du public à cet égard; et
- les mesures d'atténuation réalisables, sur les plans technique et économique, des effets environnementaux importants du projet.

Conformément au pouvoir discrétionnaire que lui confère la LCEE, la CCSN peut aussi exiger la prise en compte des points suivants :

- les raisons d'être du projet,
- le savoir traditionnel et local, le cas échéant,
- la nécessité d'un programme de suivi du projet, ainsi que ses modalités, et
- la capacité des ressources renouvelables, risquant d'être touchées de façon importante par le projet, de répondre aux besoins du présent et à ceux des générations futures.

Habituellement, de multiples occasions de faire valoir leurs opinions sont offertes au public et aux parties intéressées. Celles-ci prennent différentes formes dont un site Web, des portes ouvertes, des ateliers et des communications écrites.

17 (ii) b Critères d'évaluation de l'incidence d'une centrale nucléaire sur l'environnement et sur la population avoisinants du point de vue de la sûreté

L'évaluation de l'incidence sur le plan de la sûreté d'un projet de centrale nucléaire, en fonctionnement normal et en cas d'accident, couvre l'environnement et la population aux alentours. Les incidences environnementales sont évaluées en mesurant les effets sur les sources d'approvisionnement en eau, la qualité de l'air, la faune, les lacs et les cours d'eau. Ces critères d'évaluation sont tirés des lignes directrices en matière d'EE et évalués par le demandeur au moment de préparer l'énoncé des incidences environnementales conformément aux lois provinciales et fédérales pertinentes (voir l'annexe 17 (ii) a).

L'incidence sur la santé de la population est mesurée d'après la dose totale que recevrait la population suite aux accidents de dimensionnement postulés. En supposant que la centrale nucléaire fonctionnera comme prévu en cas d'accident, il importe de tenir compte des facteurs relatifs à la population afin de s'assurer que les limites réglementaires de dose de rayonnement seront respectées. Ces facteurs comprennent

le nombre d'habitants et sa répartition autour de la centrale ainsi que d'autres aspects socio-démographiques (zone suburbaine, rurale ou industrielle, présence d'écoles ou d'hôpitaux, etc.). Le demandeur couvre ces facteurs dans le rapport de sûreté, qui présente les résultats des calculs des doses de rayonnement prévues à la population et des vérifications de la conformité de la conception technique de la centrale nucléaire avec les objectifs de sûreté.

La CCSN établit également des critères concernant les programmes des titulaires de permis relatifs à la radioprotection (incluant la réduction des doses) et à la protection de l'environnement (incluant le contrôle des rejets de substances dangereuses).

17 (iii) Ré-évaluation de l'incidence de l'emplacement et de la centrale nucléaire sur la sûreté

17 (iii) a Activités des titulaires de permis à l'égard du maintien d'un niveau acceptable de sûreté à leurs centrales nucléaires, compte tenu des facteurs liés à leur emplacement

La conformité continue des centrales nucléaires aux critères mentionnés précédemment fait l'objet d'une vérification périodique. Les changements éventuels au contexte démographique ou aux conditions de l'environnement local comprennent entre autres :

- la découverte de lignes de faille qui modifient la sismicité de la région;
- la présence de nouvelles installations dans la région avoisinante – par exemple une raffinerie de pétrole, un couloir ferroviaire, des axes d'atterrissage et de décollage ou une usine de produits chimiques; et/ou
- les changements climatiques.

Des changements de ce genre doivent être étudiés dans le cadre d'activités telles que les examens réguliers des mesures d'intervention en cas d'urgence, des mesures de sécurité et du rapport de sûreté (voir l'alinéa 14 (i) a). Le rapport de sûreté comprend des sections consacrées aux aspects suivants :

- les données démographiques;
- les données météorologiques;
- la sismicité;
- les installations voisines; et
- l'activité aérienne et ferroviaire.

Chaque titulaire de permis de centrale nucléaire est tenu à déposer auprès de la CCSN un rapport annuel faisant état des résultats du programme de surveillance radiologique de l'environnement, ainsi qu'une analyse des résultats et des estimations des doses de rayonnement au public dues à l'exploitation des centrales nucléaires. Les résultats de ces programmes servent à s'assurer que les doses dues à l'exploitation des centrales nucléaires ne dépassent pas les limites réglementaires de dose effective au Canada.

17 (iii) b Résultats des évaluations environnementales liées aux projets de prolongement de la durée de vie utile

L'application du processus d'EE dans le cas des projets de remise à neuf et de prolongement de la durée de vie utile contribue à s'assurer qu'il sera possible de continuer d'exploiter les centrales nucléaires de manière sûre. L'état et les résultats des EE relatives aux projets de prolongement de la durée de vie utile sont décrits brièvement dans les paragraphes qui suivent (pour des renseignements additionnels sur ces projets, voir la section D.3 du chapitre II et l'alinéa 14 (ii)).

Une EE a été complétée pour le projet de remise à neuf à Bruce-A. La CCSN, à titre d'autorité responsable, a jugé que, tenant compte des mesures d'atténuation proposées, le projet n'est pas susceptible d'entraîner des effets négatifs importants sur l'environnement.

Dans le cas du projet de remise à neuf à Pickering-B, la CCSN a déterminé, en vertu de la LCEE, qu'une EE devait être complétée et a élaboré des lignes directrices d'une EE préalable. En plus, conformément aux pouvoirs que lui confère la LCEE, la CCSN exige que les autres facteurs énumérés à l'alinéa 17 (ii) a soient pris en compte.

À la suite d'une audience publique d'une journée tenue en janvier 2007, la Commission a annoncé qu'elle avait donné son approbation aux lignes directrices en matière d'EE pour le projet de remise à neuf de Pickering-B. La Commission a également décidé que, pour le moment, elle ne renverrait pas le projet au ministre de l'Environnement pour qu'il fasse l'objet d'une médiation ou d'un examen par une commission. Conformément aux lignes directrices en matière d'EE qui ont été approuvées, le personnel de la CCSN préparera un rapport d'évaluation environnementale préalable qui sera examiné par la Commission à une prochaine audience publique. Si, à la lumière de ce rapport et des mesures d'atténuation proposées, la Commission juge que le projet n'est pas susceptible d'entraîner des effets négatifs importants sur l'environnement, elle peut alors procéder à l'étude de la demande de permis connexe.

En décembre 2006, la CCSN a annoncé qu'elle avait décidé que, compte tenu des mesures d'atténuation énoncées dans le rapport d'évaluation environnementale préalable, le projet de remise à neuf de la centrale nucléaire Gentilly-2 visant à prolonger son exploitation jusqu'en 2035 n'est pas susceptible d'entraîner des effets négatifs importants sur l'environnement.

17 (iii) c Évaluations par la CCSN des programmes de protection de l'environnement

Le personnel de la CCSN évalue sur une base régulière les programmes de protection de l'environnement des titulaires de permis mis en place pour protéger le public et l'environnement contre les rejets de substances radioactives et dangereuses. Le personnel de la CCSN a jugé que les programmes du domaine de sûreté de la CCSN « Protection de l'environnement » et leur mise en œuvre répondaient aux exigences au cours de la période de référence (voir le tableau G.3 de l'appendice G).

17 (iv) Accords internationaux conclus avec des pays voisins susceptibles d'être touchés par le programme nucléaire canadien

La loi et les procédures canadiennes et, plus particulièrement, la LCEE et ses règlements ainsi que le Processus fédéral d'évaluation et d'examen en matière d'environnement, n'obligent pas les entreprises qui envisagent de construire une centrale nucléaire au Canada susceptible d'avoir des répercussions sur les États-Unis de consulter les autorités américaines ou la population américaine relativement au choix de l'emplacement de la centrale. Cependant, les effets possiblement importants de tels projets seront étudiés jusqu'à la limite géographique de leur portée, quelles que soient les barrières politiques ou frontières.

En outre, les gouvernements du Canada et des États-Unis, en collaboration avec ceux des états et des provinces, doivent disposer de programmes destinés à réduire, contrôler et éviter la pollution émanant de sources industrielles. Ces programmes comportent des mesures de limitation des déversements de substances radioactives dans le bassin des Grands Lacs, en vertu de l'Accord relatif à la qualité de l'eau dans les Grands Lacs.

La CCSN et son équivalent américain (la United States Nuclear Regulatory Commission (USNRC)) sont tous deux rompus aux pratiques de la coopération et de la consultation depuis les années 1950. En 1996, les deux organismes ont conclu un accord administratif bilatéral portant sur la coopération et l'échange d'information concernant la réglementation nucléaire. Cet engagement prévoit, dans les limites permises par les lois et les politiques de chaque pays, l'échange de données techniques relatives à la réglementation des

aspects suivants : la santé, la sûreté, la sécurité, les garanties, la gestion des déchets et la protection de l'environnement en ce qui concerne le choix de l'emplacement, la construction, la mise en service, l'exploitation et le déclassé de toute installation nucléaire désignée au Canada et aux États-Unis.

Article 18 – Conception et construction

Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que :

- i) Lors de la conception et de la construction d'une installation nucléaire, plusieurs niveaux et méthodes de protection fiables (défense en profondeur) soient prévus contre le rejet de matières radioactives, en vue de prévenir les accidents et d'atténuer leurs conséquences radiologiques au cas où de tels accidents se produiraient;
- ii) Les technologies utilisées dans la conception et la construction d'une installation nucléaire soient éprouvées par l'expérience ou qualifiées par des essais ou des analyses ;
- iii) La conception d'une installation nucléaire permette un fonctionnement fiable, stable et facilement maîtrisable, les facteurs humains et l'interface homme-machine étant pris tout particulièrement en considération.

Introduction

Le cadre d'action et le processus relatifs à la délivrance de permis de construction de centrales nucléaires sont décrits à l'article 7.

Un sommaire des dispositions prises pour la conception et la construction des centrales nucléaires CANDU actuelles est présenté dans les paragraphes qui suivent. Les premier et deuxième rapports canadiens contiennent une grande quantité d'information sur l'évolution de la conception et de la construction des centrales nucléaires du type CANDU.

Le domaine de sûreté de la CCSN « Aptitude fonctionnelle de l'équipement » englobe les quatre programmes suivants des titulaires de permis :

- maintenance,
- intégrité structurale,
- fiabilité, et
- qualification de l'équipement.

Une description plus détaillée de ce domaine de sûreté est fournie au tableau G.2 de l'appendice G. Les programmes de ce domaine de sûreté aident à maintenir une défense en profondeur adéquate aux centrales nucléaires en contribuant à éviter les accidents, à maintenir l'intégrité des barrières contre les rejets de substances radioactives, et à atténuer l'ampleur des accidents. Au cours de la période de référence, toutes les centrales nucléaires ont satisfait aux exigences de la CCSN relatives à la conception des programmes et leur mise en œuvre répondait aussi aux exigences dans la plupart des cas (voir le tableau G.3 de l'appendice G).

Les demandes relatives à de nouvelles centrales nucléaires (voir la section D.4 du chapitre II) pourraient se rapporter à des réacteurs de différentes technologies. La CCSN se prépare à évaluer ces demandes et met présentement à jour sa structure des documents d'application de la réglementation. La CCSN a commencé à réviser ses exigences en matière de conception et d'analyse de sûreté afin de les rendre plus compatibles avec les normes internationales, particulièrement celles publiées par l'AIEA. Ceci a entraîné l'élaboration de nouvelles exigences en matière d'analyse de sûreté et de conception (pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 7.2 (i)).

La CCSN participe à un programme multinational d'évaluation de la conception, programme visant à déterminer dans quelle mesure les organismes de réglementation peuvent coopérer à l'évaluation des différentes conceptions de réacteur. Il s'agit d'un projet pilote, limité à un petit nombre de domaines techniques. Il vise à comparer les exigences réglementaires de chacun des pays participants ainsi que les activités réglementaires entreprises pour vérifier que ces exigences ont été satisfaites. L'objectif de ce programme est d'harmoniser les exigences et pratiques réglementaires. Le groupe, comprenant des représentants de 12 pays, a été formé sous les auspices de l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (AEN).

18 (i) Défense en profondeur

Afin de s'assurer que la probabilité de défaillances ou de combinaisons de défaillances entraînant des conséquences radiologiques importantes soit faible, l'application de la notion de défense en profondeur à la conception signifie notamment de prévoir :

- une conception prudente et un niveau élevé de qualité de la construction de la centrale afin de réduire au minimum les conditions anormales de fonctionnement ou défaillances;
- l'interposition de multiples barrières physiques contre les rejets de substances radioactives dans l'environnement;
- la disponibilité de plusieurs moyens d'accomplir les fonctions de sûreté de base (notamment le contrôle de la réactivité, l'évacuation de la chaleur et le confinement des substances radioactives);
- le recours à des dispositifs de protection fiables, s'ajoutant aux caractéristiques de sûreté intrinsèques;
- l'adjonction au système de commande normal de la centrale nucléaire de dispositifs de déclenchement automatique des systèmes de sûreté ou de l'intervention directe de l'opérateur; et
- de l'équipement et des procédures permettant la détection des défaillances et des mesures de prévention des accidents afin de contrôler le déroulement des accidents et d'en limiter les conséquences.

L'approche du Canada à l'égard de la sûreté des centrales nucléaires est née du constat que même les systèmes bien conçus et bien construits peuvent connaître des défaillances. Cependant, lorsque la stratégie de défense en profondeur est bien appliquée, il n'y a aucun risque qu'une seule erreur humaine ou une seule défaillance mécanique puisse compromettre la santé et la sécurité des personnes et la protection de l'environnement. L'accent a été mis sur le choix de l'équipement dont la conception comporte des modes de fonctionnement « à sûreté intégrée » qui assurent le maintien de la sûreté en cas de défaillance d'une composante ou d'un système. Cette approche préconise également qu'il faut disposer de systèmes de sûreté distincts et indépendants, qui peuvent faire l'objet d'essais périodiques visant à démontrer leur capacité à remplir leurs fonctions comme prévu.

Au cours de la période de référence, la notion de défense en profondeur a été respectée de façon adéquate à toutes les centrales nucléaires canadiennes.

Des exemples importants de l'application d'éléments de la notion de défense en profondeur dans la conception des centrales CANDU sont décrits dans ce qui suit.

18 (i) a Prévention des accidents

La prévention des accidents constitue le principe premier, et le plus important, de la notion de défense en profondeur; c'est-à-dire, s'assurer que le risque d'une défaillance d'un système ou d'une composante de la centrale est faible. Pour ce faire, il convient de:

- faire appel à de saines pratiques en génie lors du choix de l'emplacement, ainsi que lors de la conception, de la construction et de l'exploitation de la centrale nucléaire;
- faire appel à des techniques éprouvées;
- faire en sorte que la conception, la construction et la maintenance de la centrale soient conformes aux codes et normes acceptés;
- veiller à ce que le personnel de la centrale possède la formation appropriée;
- faire appel à des méthodes de contrôle et d'assurance de la qualité (AQ) à toutes les étapes de la conception, de la fabrication, de la construction et de l'exploitation;
- soumettre les composantes et systèmes à des inspections et essais périodiques; et
- surveiller de près les incidents qui se produisent dans des installations similaires, afin de pouvoir prévenir les problèmes avant qu'ils ne surviennent.

18 (i) b Barrières contre les rejets de substances radioactives

Dans les centrales nucléaires CANDU, la majeure partie des substances radioactives se trouve dans les éléments du combustible. Les cinq barrières suivantes ont été interposées entre ces substances et le public :

1. combustible d'oxyde d'uranium : les produits de fission sont créés et retenus dans la matrice du combustible solide. En fonctionnement normal, plus de 99 % de ces produits résident dans le combustible et ne sont jamais libérés. Seulement une fraction de 1 % des produits de fission s'échappe de l'oxyde d'uranium pour ensuite être retenue dans la gaine de combustible.
2. gaine du combustible : la gaine retient la petite quantité de produits de fission volatils qui s'échappe de la matrice du combustible.
3. circuit caloporteur primaire (CCP) : le combustible réside dans le CCP. Un CCP intact retient les produits de fission même lorsque des fissures de la gaine de combustible se produisent et que des petites quantités de produits de fission qui se trouvent entre le combustible et la gaine sont libérées.
4. enceinte de confinement : la barrière suivante contre les rejets est l'enceinte de confinement qui contient les substances radioactives en cas de bris de la gaine de combustible et du CCP.
5. zone d'exclusion : la zone d'exclusion permet une dilution atmosphérique de toute émission de produits de fission s'échappant de la zone de confinement si toutes les barrières antérieures sont franchies.

Dans les centrales de type CANDU (pour de plus amples renseignements, voir les premier et deuxième rapports canadiens), les systèmes d'arrêt d'urgence (SAU) 1 et 2, le système de refroidissement d'urgence du cœur (SRUC) et le système de confinement sont groupés en une seule catégorie, soit celle des « systèmes spéciaux de sûreté ». Les centrales nucléaires au Canada sont également dotées d'équipements de protection supplémentaires (distincts et indépendants des systèmes spéciaux de sûreté) qui permettent de maintenir la fréquence des accidents nécessitant le déclenchement des systèmes de sûreté à un niveau assez faible pour être acceptable. Le système de régulation du réacteur, avec ses fonctions de recul rapide de puissance et baisse contrôlée de puissance, compte parmi les exemples de tels équipements fonctionnels et de protection. Ces fonctions sont conçues de manière à compenser certaines pertes de régulation du réacteur, et à éviter ainsi qu'un déclenchement des systèmes d'arrêt d'urgence ne devienne nécessaire.

18 (i) c Redondance

La redondance est l'utilisation de deux ou plusieurs composantes ou systèmes dont chacun est capable d'accomplir les fonctions nécessaires. La redondance des systèmes est obtenue en mettant en place des systèmes indépendants qui peuvent accomplir des fonctions équivalentes. L'application de la notion des « deux groupes » dans les centrales nucléaires de type CANDU signifie que les systèmes liés à la sûreté choisis sont divisés en deux groupes, chacun d'eux pouvant maintenir la centrale dans un état sûr et assurer les fonctions de sûreté essentielles en cas d'arrêt d'une centrale nucléaire.

Les systèmes des centrales nucléaires sont classés en deux grands groupes comme suit :

- **Les systèmes du groupe 1** : ces systèmes accomplissent des fonctions de sûreté visant à atténuer les effets d'un événement, et ils accomplissent aussi des fonctions de sûreté ou de production d'énergie dans le cours normal de l'exploitation de la centrale. Ce groupe comprend :
 - les systèmes de production d'électricité;
 - une série de systèmes spéciaux de sûreté; et
 - un ensemble de systèmes de sûreté auxiliaires.
- **Les systèmes du groupe 2** : les systèmes accomplissant une fonction de sûreté visant à atténuer les effets d'un événement, mais n'accomplissant aucune fonction dans le cours normal de l'exploitation de la centrale sont classés dans le groupe 2, en autant que possible. Les systèmes suivants appartiennent à ce groupe :
 - la seconde série de systèmes spéciaux de sûreté; et
 - un second ensemble de systèmes de sûreté auxiliaires.

En plus de la redondance des groupes de systèmes, la redondance des composantes est un élément inhérent des systèmes spéciaux de sûreté qui leur permet de respecter le critère établi pour les défaillances simples. L'objectif d'indisponibilité pour les systèmes spéciaux de sûreté est fixé à 10^{-3} , ce qui, à toutes fins utiles, nécessite la redondance de toutes les composantes essentielles. La disponibilité de ces systèmes est vérifiée pendant l'exploitation au moyen d'essais périodiques des composantes des systèmes de sûreté. Les documents d'application de la réglementation suivants de la CCSN précisent les normes de conception qui s'appliquent aux systèmes spéciaux de sûreté : *Les normes des systèmes de confinement des centrales nucléaires CANDU (R-7)*, *Les normes des systèmes d'arrêt d'urgence des centrales nucléaires CANDU (R-8)* et *Les normes des systèmes de refroidissement d'urgence du cœur des centrales nucléaires CANDU (R-9)*.

La première étape du processus de définition des exigences de conception des systèmes de sûreté consiste à faire la liste des événements et combinaisons d'événements déclencheurs qui occasionnent les contraintes les plus fortes sur ces systèmes. Pour ce faire, il faut généralement faire appel à son bon jugement, aux résultats des analyses se rapportant à des centrales antérieures et des analyses choisies lors de la définition de la portée du projet. Les événements déclencheurs sont ensuite analysés en détail.

En outre, la conception des centrales nucléaires CANDU tient compte de la possibilité de défaillances doubles; c'est-à-dire un événement déclencheur de référence accompagné de l'indisponibilité d'un système spécial de sûreté. Cela signifie qu'une centrale est conçue, par exemple, de façon à pouvoir atténuer les effets d'une PERCA conjuguée à une perte du système RUC en se servant du système modérateur comme source froide de rechange pour le combustible.

Les systèmes fonctionnels font également appel à la redondance pour améliorer la disponibilité de la centrale aux fins de la production d'électricité. Cette redondance permet de réduire au minimum la fréquence des défaillances graves de système fonctionnel.

18 (i) d Diversification

On entend par diversification le recours à deux moyens différents, sur le plan physique ou fonctionnel, pour accomplir la même fonction. La diversification permet d'assurer une protection contre certains genres de défaillances résultant d'effets de cause commune; une erreur de conception ou de maintenance, par exemple.

La disponibilité de deux systèmes différents d'arrêt d'urgence du réacteur dans les centrales de type CANDU est un bon exemple de diversification. La notion de diversification des systèmes est également

appliquée à la conception de systèmes indépendants de refroidissement d'urgence et d'alimentation électrique d'urgence conformément à la notion des deux groupes.

18 (i) e Séparation

La séparation des systèmes spéciaux de sûreté et des systèmes servant la production d'électricité (systèmes fonctionnels) constitue un principe fondamental en matière de sûreté, qui est devenu une exigence réglementaire au Canada. Elle permet de s'assurer que les événements qui touchent une aire restreinte de la centrale et que les liens fonctionnels entre les systèmes ne compromettent pas la capacité de la centrale à remplir les fonctions de sûreté requises en cas d'accident.

On entend par séparation l'interposition de barrières ou la distanciation pour séparer les composantes ou les systèmes qui accomplissent des fonctions de sûreté semblables. Par conséquent, si une défaillance ou un événement localisé se produit à l'intérieur ou à proximité d'un système ou d'une composante, il est peu probable que la défaillance ou l'événement se répercute sur l'autre système ou composante. La séparation offre une protection contre les conséquences de défaillances résultant indirectement d'effets de cause commune; un incendie ou un missile, par exemple.

La séparation physique et fonctionnelle des systèmes est prévue dans la notion des deux groupes distincts appliquée à la conception des centrales nucléaires CANDU. Les composantes des systèmes spéciaux de sûreté qui accomplissent des fonctions similaires sont séparées le plus possible. Les composantes redondantes des systèmes sont séparées sur le plan physique suivant leur vulnérabilité aux risques communs. Dans le cas des systèmes liés à la sûreté, des exigences particulières s'appliquent aux câbles triples des instruments et aux câbles doubles d'alimentation et de commande. La désignation paire et impaire attribuée aux systèmes de distribution électrique sur le site est appliquée à l'équipement, aux chemins de câbles et aux boîtes de jonction afin d'assurer la séparation physique des systèmes de désignation paire et impaire. On obtient ainsi un maximum de fiabilité dans des conditions tant anormales que normales.

18 (i) f Atténuation des effets des accidents

La notion de défense en profondeur exige aussi que des dispositions soient prises et que des procédures soient disponibles pour atténuer les effets des accidents. De telles mesures doivent notamment permettre d'éviter les ruptures de la gaine du combustible en cas de défaillance grave d'un système fonctionnel et de contenir les rejets de substances radioactives dans les cas où des ruptures de gaine se produiraient. Pour atténuer ces conséquences, il faut :

- disposer de barrières multiples, suivant la description fournie à l'alinéa 18 (i) b;
- établir des mesures visant à protéger ces barrières contre les dommages causés par des accidents; et
- intégrer à la conception de la centrale des systèmes spéciaux de sûreté fiables et efficaces, capables de limiter les effets des accidents.

Les méthodes d'atténuation des effets des accidents font également intervenir les principes de la redondance et de la diversification, afin qu'il soit possible de maintenir diverses fonctions importantes de sûreté, comme l'alimentation électrique et l'évacuation de la chaleur, même après la défaillance de certaines composantes suite à un accident. Par exemple :

- les pompes auxiliaires d'alimentation des générateurs de vapeur, le système de refroidissement en temps d'arrêt et les systèmes d'eau d'alimentation d'urgence sont tous capables d'évacuer la chaleur produite par le réacteur;
- une salle de commande d'urgence, au cas où la salle de commande principale serait inutilisable pour une raison quelconque; et
- des sources d'alimentation électrique et en eau de service redondantes pour l'équipement essentiel.

18 (ii) Technologies éprouvées

Les critères et principes de sûreté relatifs aux centrales CANDU établissent que la conception et la construction de tous les systèmes, structures et composants doivent être conformes aux codes, normes ou pratiques les plus pertinents et que cette conformité doit être confirmée par un mécanisme de vérification indépendant.

Des mesures destinées à assurer l'application de technologies de pointe éprouvées s'inscrivent dans le processus canadien de délivrance de permis. Ces mesures sont décrites à l'alinéa 7.2 (ii) d. À chaque étape de ce processus, des documents décrivant la technologie employée doivent être soumis à des fins de validation et de vérification. Ces documents comprennent le rapport de sûreté et le programme d'assurance de la qualité.

Les outils et les méthodes servant à la préparation du rapport de sûreté doivent avoir fait leurs preuves à l'échelle nationale ou internationale, et doivent aussi être validés en les comparant aux données d'essais et aux solutions de référence pertinentes. Au cours de la période de référence, le DG 98G02 « Validation des programmes informatiques utilisés aux fins de l'analyse de sûreté des centrales nucléaires » a été fermé.

Une des exigences du permis d'une centrale nucléaire en exploitation au Canada prévoit que le rapport de sûreté soit mis à jour au moins une fois tous les trois ans. Les éléments suivants doivent être utilisés pour mettre à jour le rapport de sûreté ou y être intégrés le cas échéant :

- les nouvelles méthodes;
- les programmes informatiques;
- les données expérimentales; et
- les résultats des activités de recherche-développement.

Aussi arrive-t-il souvent que plusieurs des événements déjà traités dans le rapport de sûreté soient analysés à nouveau dans la version mise à jour.

18 (iii) Facteurs humains et capacité d'exploitation

Une attention particulière est accordée aux facteurs humains et à l'interface homme-machine pendant toute la durée de vie d'une centrale nucléaire afin que la sûreté ne soit pas indûment affectée par les erreurs humaines. Les cinq exemples qui suivent illustrent cette vigilance :

- Un niveau élevé d'automatisation est maintenu pour réduire les risques d'erreurs humaines chez les opérateurs. Par exemple, des mécanismes de déclenchement automatique des commandes ou des systèmes de protection ont été mis au point pour pallier les défaillances de l'équipement ou les erreurs humaines susceptibles d'amener l'un des paramètres de la centrale à dépasser ses limites de fonctionnement normal ou le seuil de déclenchement d'un système de sûreté. La conception générale de la centrale et les caractéristiques des systèmes de protection sont telles que l'intervention de l'opérateur n'est requise que s'il dispose de suffisamment de temps pour diagnostiquer l'état de la centrale et pour déterminer et exécuter les manœuvres nécessaires.
- La salle de commande est conçue de façon à ce que l'emplacement des instruments et des commandes utilisés dans les opérations liées à la sûreté et à la gestion des accidents réponde aux exigences d'efficacité. Une attention toute particulière est accordée au regroupement, à la disposition, à l'étiquetage et au choix des dispositifs. Les facteurs humains et l'interface homme-machine sont pris en compte afin de s'assurer que toute l'information nécessaire, pour diagnostiquer les événements ou transitoires prévus et pour évaluer les conséquences de toute mesure prise par les opérateurs de la centrale, soit disponible en salle de commande.

- Des moyens de communication fiables sont établis entre la salle de commande et le personnel d'exploitation qui se trouve dans des endroits éloignés de la centrale nucléaire afin de faciliter l'exécution d'interventions manuelles. Le risque d'erreurs humaines est réduit en suivant de manière efficace les protocoles de communication.
- Les procédures d'exploitation (en fonctionnement normal et anormal) et les procédures de maintenance renferment des instructions détaillées concernant l'exécution des tâches assignées. L'exactitude des procédures et leur application permettent de réduire au minimum le risque d'erreurs humaines.
- Des services de formation sont offerts au personnel d'exploitation et de maintenance pour assurer et maintenir un rendement humain adéquat. Ces activités de formation comprennent normalement des cours structurés, des classes-ateliers, de la formation sur le tas, un encadrement par un surveillant et des séances d'information informelles. En veillant à ce que les employés soient qualifiés et bien formés, un élément de protection supplémentaire s'établit, qui réduit au minimum le risque d'erreurs humaines.

Des vérifications de l'alignement des systèmes et des essais après maintenance sont couramment effectuées pour détecter et corriger les erreurs humaines qui pourraient se produire pendant les interventions sur les systèmes et pendant leur maintenance.

Article 19 – Exploitation

Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées afin que :

- i) L'autorisation initiale d'exploiter une installation nucléaire se fonde sur une analyse de sûreté appropriée et un programme de mise en service démontrant que l'installation, telle que construite, est conforme aux exigences de conception et de sûreté;
- ii) Les limites et conditions d'exploitation découlant de l'analyse de sûreté, des essais et de l'expérience d'exploitation soient définies et révisées si besoin pour délimiter le domaine dans lequel l'exploitation est sûre;
- iii) L'exploitation, la maintenance, l'inspection et les essais d'une installation nucléaire soient assurés conformément à des procédures approuvées;
- iv) Des procédures soient établies pour faire face aux incidents de fonctionnement prévus et aux accidents;
- v) L'appui nécessaire en matière d'ingénierie et de technologie dans tous les domaines liés à la sûreté soit disponible pendant toute la durée de la vie d'une installation nucléaire;
- vi) Les incidents significatifs pour la sûreté soient notifiés en temps voulu par le titulaire de l'autorisation correspondante à l'organisme de réglementation ;
- vii) Des programmes de collecte et d'analyse des données de l'expérience d'exploitation soient mis en place, qu'il soit donné suite aux résultats obtenus et aux conclusions tirées, et que les mécanismes existants soient utilisés pour mettre les données d'expérience importantes en commun avec des organismes internationaux et avec d'autres organismes exploitants et organismes de réglementation;
- viii) La production de déchets radioactifs résultant de l'exploitation d'une installation nucléaire soit aussi réduite que possible compte tenu du procédé considéré, du point de vue à la fois de l'activité et du volume, et que, pour toute opération nécessaire de traitement et de stockage provisoire de combustible irradié et de déchets directement liés à l'exploitation et se trouvant sur le même site que celui de l'installation nucléaire, il soit tenu compte du conditionnement et du stockage définitif.

Les événements les plus importants sur le plan de la sûreté ayant survenus aux centrales nucléaires canadiennes au cours de la période de référence sont énumérés en ordre chronologique à l'appendice D. Aucun d'eux ne présentait un risque grave aux personnes ou à l'environnement. Tous se sont vus attribuer soit le niveau « 0 » ou le niveau « 1 » de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES).

Le «coefficient de perte de capacité imprévue » est l'un des indicateurs de rendement que les titulaires de permis rapportent régulièrement à la CCSN. Cet indicateur représente le pourcentage de la production d'électricité de référence qui a été perdu en raison de circonstances imprévues. Au cours de la période de référence, la valeur moyenne de ce coefficient pour le secteur nucléaire a diminué légèrement de 9,6 en 2004, à 8,2 en 2005 et ensuite 8,0 en 2006.

Les valeurs de l'indicateur de rendement « nombre de transitoires imprévus » pour la période de référence sont affichées au tableau qui suit. Cet indicateur représente le nombre de baisses de puissance, manuelles ou automatiques, survenues à la suite du déclenchement d'un système d'arrêt, d'un recul rapide de puissance ou d'une baisse contrôlée de puissance.

Détails de la tendance de transitoires imprévus, pour toutes les centrales nucléaires

Année	Transitoires imprévus dans toutes les centrales			
	Arrêts d'urgence	Reculs rapides de puissance	Baisses contrôlées de puissance	Total
2003	19	13	11	43
2004	10	5	22	37
2005	13	5	35	53
2006	9	7	22	38

Malgré la remise en service de quatre tranches à Bruce-A et Pickering-A entre 2003, et 2005, le nombre de transitoires, particulièrement le nombre d'arrêts d'urgence des réacteurs, a également diminué au cours des dernières années.

Les valeurs de ces indicateurs de rendement donnent une indication générale du succès que les titulaires de permis ont eu à maintenir au même niveau, et même diminuer, le nombre d'événements au cours de la période de référence

Des domaines de sûreté dont les programmes connexes des titulaires de permis et leur mise en œuvre se voient attribuer une cote de rendement par le personnel de la CCSN, trois d'entre eux ont une incidence sur cet article. Ils sont :

- « Exploitation », qui englobe des sujets pertinents à l'exploitation et la sûreté globale;
- « Conception et analyse », qui aborde des sujets pertinents aux analyses de sûreté et l'usage fait de leurs résultats; et
- « Aptitude fonctionnelle de l'équipement », qui couvre les programmes de maintenance.

Une description plus détaillée de ces domaines de sûreté est fournie au tableau G.2 de l'appendice G. Au cours de la période de référence, pour chacun de ces trois domaines de sûreté, les titulaires de permis ont de façon générale répondu aux exigences et attentes de la CCSN, tant sur le plan de la conception des programmes que sur le plan de leur mise en œuvre (voir le tableau G.3 de l'appendice G).

19 (i) Délivrance du permis initial d'exploitation d'une centrale nucléaire

Aucune activité relative à la délivrance du permis initial d'une nouvelle centrale nucléaire n'a eu lieu pendant la période de référence.

L'autorisation initiale d'exploiter une centrale nucléaire sera accordée dans la mesure où une analyse de sûreté appropriée et un programme de mise en service auront permis de démontrer que la centrale, telle que construite, répond aux exigences de conception et de sûreté. Toutes les exigences réglementaires exposées aux articles 7, 17 et 18 relativement au choix de l'emplacement, ainsi qu'à la conception et à la construction, doivent au préalable avoir été satisfaites.

Tel que mentionné à l'alinéa 7.2 (ii) e, la CCSN doit veiller à ce que les conditions suivantes soient respectées avant d'accorder un permis d'exploitation :

- la construction de la centrale est conforme aux caractéristiques de conception soumises et approuvées;
- l'analyse de sûreté est complète; et
- les plans d'exploitation sont satisfaisants.

Avant que la mise en service d'une centrale nucléaire ne débute, plusieurs membres du personnel de la CCSN sont affectés à la centrale pour observer le déroulement des processus et des activités de mise en service et de démarrage et pour en faire rapport.

Le personnel de la CCSN ne cherche pas à prendre part à tous les aspects du programme de mise en service du titulaire de permis. La CCSN doit s'en remettre au processus d'examen interne de ce dernier, qui est exigé par le programme d'AQ de la mise en service. Les spécifications détaillées de la mise en service définissent les critères d'acceptation devant servir aux inspections et aux essais réalisés dans le cadre du programme de mise en service. Habituellement, les procédures établies par le titulaire de permis exigent que les spécifications détaillées de la mise en service d'un système ou composante particulier soient approuvées par les concepteurs, donnant ainsi assurance que :

- le programme sert effectivement à vérifier les éléments appropriés; et
- les critères d'acceptation utilisés servent effectivement à démontrer que l'équipement peut assurer les fonctions de sûreté prévues lors de la conception.

Le programme d'AQ de la mise en service exige également que le processus d'approbation des spécifications et des résultats soit documenté. Tout écart par rapport aux critères d'acceptation doit être soumis à l'organisation responsable de la conception afin qu'elle puisse déterminer, le cas échéant, les modifications qui s'imposent. Le personnel de la CCSN est ainsi en mesure de réaliser en tout temps des audits visant à déterminer si les exigences énoncées dans les procédures sont respectées et si les décisions prises sont appropriées.

Le personnel de la CCSN qui participe directement à la mise en service se concentre sur quelques essais majeurs, dont ceux qui ont pour but de vérifier le fonctionnement général de la centrale nucléaire suite à des événements particuliers – en cas de panne des sources normales d'alimentation électrique, par exemple. Il observe en outre les essais importants de mise en service des systèmes spéciaux de sûreté, y compris les épreuves de fonctionnement des systèmes d'arrêt au cours desquels le réacteur est effectivement déclenché et le taux de réduction de puissance est mesuré (et comparé au taux retenu comme hypothèse dans les analyses de sûreté).

Quand on ne peut effectuer un essai intégral, on procède à des essais partiels (par exemple, les essais de mise en service du système de refroidissement d'urgence du cœur). À cet égard, même si l'on a déjà procédé à des essais de mise en service comportant l'injection de réfrigérant dans le cœur du réacteur, ces essais ne sont pas allés jusqu'à injecter de l'eau froide dans un cœur chaud car les composantes du circuit caloporteur primaire pourraient alors être soumises à de fortes contraintes. Ces composantes sont néanmoins conçues de manière à pouvoir supporter de telles contraintes dans un nombre limité de cas d'urgence, mais il ne serait pas justifié de les y exposer strictement à des fins d'essai.

Au moment d'examiner la mise en service, le personnel de la CCSN ne porte essentiellement son attention que sur ces essais majeurs car on estime qu'ils jouent un rôle particulièrement important du point de vue de la sûreté. Visant à vérifier le rendement global des caractéristiques de sûreté de la centrale nucléaire, de tels essais permettent parfois de déceler des problèmes que les essais auxquels les composantes sont individuellement soumises n'auraient pas révélés. Le personnel de la CCSN examine également les essais planifiés, y compris les spécifications détaillées de la mise en service, afin de déterminer si les critères d'acceptation des résultats de tels essais concordent avec les exigences de conception du système d'un point de vue de sûreté, telles que définies dans la demande de permis. Lorsque les essais sont terminés, le personnel de la CCSN examine les résultats obtenus ainsi que les rapports de mise en service produits.

La CCSN exige du titulaire de permis qu'il fournisse des garanties d'une mise en service réussie avant de procéder au chargement initial du combustible et de l'eau lourde, et avant la première criticité du réacteur. Ces garanties prennent la forme d'attestations écrites qui confirment que :

- la mise en service a été effectuée conformément au processus décrit dans la demande de permis; et
- les résultats de la mise en service sont acceptables.

Le plus souvent, le titulaire de permis organise une série de rencontres ayant trait aux garanties permettant de conclure que la mise en service a été complétée avec succès. À ces rencontres, les travaux réalisés sur des systèmes particuliers sont passés en revue. Le personnel de la CCSN affecté à la centrale assiste parfois à ces rencontres.

Les attestations d'achèvement de la mise en service peuvent contenir des listes de tâches qui n'ont pas encore été effectuées – la préparation de rapports de mise en service qui ne sont pas exigés avant que soit accordée l'approbation souhaitée, par exemple. L'utilité de telles listes tient au fait qu'elles peuvent servir plus tard à confirmer qu'on n'a pas oublié d'exécuter ces tâches.

19 (ii) Limites et conditions d'exploitation

19 (ii) a Détermination des limites d'exploitation sûre

Les limites d'exploitation des centrales nucléaires canadiennes ayant la plus grande incidence sur la sûreté se trouvent dans le document définissant la ligne de conduite pour l'exploitation (LCE, voir l'article 9). Tout changement à ces limites nécessite des justifications de la part du personnel de soutien à l'exploitation et l'approbation de la CCSN.

L'ensemble complet des exigences visant à assurer l'exploitation sûre des centrales nucléaires CANDU comprend :

- les exigences relatives aux systèmes spéciaux de sûreté et à l'équipement ou aux fonctions de sûreté en attente (par exemple, point de consigne et autres paramètres limitatifs, exigences en matière de disponibilité);
- les exigences relatives aux systèmes fonctionnels (par exemple, paramètres, principes et spécifications relatives aux essais et à la surveillance, exigences de rendement face à des conditions anormales); et
- les conditions préalables à la mise hors service des systèmes spéciaux de sûreté et de l'équipement d'autres systèmes de sûreté ou fonctionnels en attente.

Ces exigences découlent des analyses de sûreté relatives au dimensionnement qui sont décrites dans le rapport de sûreté. Les analyses de sûreté examinent les variations du fonctionnement des centrales nucléaires suite à des perturbations des procédés, à des défaillances de systèmes et de composantes et à des erreurs humaines. D'autres exigences (par exemple, celles provenant des analyses en soutien à la conception ou EPS) pourraient comprendre des limites se rapportant à l'équipement et aux matériaux, aux exigences en matière d'exploitation, au vieillissement de l'équipement, aux incertitudes liées à l'instrumentation et aux analyses, etc. Les examens des modes de défaillance et l'analyse des effets peuvent également permettre de déterminer des exigences faisant partie des limites d'exploitation sûre. En principe, l'analyse couvre tous les niveaux de puissance et états d'exploitation permis. Cependant, il n'est pas possible d'analyser à l'avance tous les états dans lesquels une centrale nucléaire pourrait se trouver au cours de son cycle de vie. Par conséquent, l'analyse vise donc à examiner un nombre suffisant de cas pour permettre d'établir les limites d'exploitation sûre qui, fondées sur une étude assez détaillée du rendement des systèmes et de l'équipement, tiennent compte des changements prévus aux conditions d'exploitation.

Les limites d'exploitation sûre satisfont aux exigences réglementaires, aux normes et aux lignes directrices se rapportant à la conception et l'exploitation de centrales nucléaires, incluant les principes de la défense en profondeur. Jusqu'à maintenant, ces limites ont été appliquées en les intégrant aux manuels d'exploitation, aux manuels traitant des indisponibilités (voir l'alinéa 19 (iv) ainsi qu'à la LCE.

19 (ii) b Projet relatif au cadre d'exploitation sûre

Il a été reconnu au début des années 1990 que les limites d'exploitation sûre des centrales nucléaires canadiennes n'étaient pas définies assez clairement et en termes de critères pouvant être mesurés facilement par le personnel d'exploitation. Cette situation nécessitait donc un soutien additionnel important de la part du personnel technique et d'analyse pour faire face aux conditions d'exploitation anormales. Par conséquent, des projets d'amélioration ont été initiés par les centrales nucléaires canadiennes afin de favoriser une meilleure coordination de la conception et d'établir des limites découlant des analyses en des termes pouvant faciliter la surveillance et le contrôle effectués par le personnel d'exploitation. Initialement, ces améliorations faisaient l'objet de deux projets séparés, l'un entrepris par OPG et Bruce Power et l'autre portant sur les réacteurs CANDU-6 et auquel participaient ENNB et Hydro-Québec. Plusieurs tentatives, comprenant examen de la portée et essai de mise en vigueur, ont abouti à des limites d'exploitation sûre mieux définies et, pour les systèmes spéciaux de sûreté, à une amélioration du manuel traitant des indisponibilités ainsi que des pratiques de maintenance.

Des pourparlers entre les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada ont révélé qu'ils abordaient ces questions de façons différentes, ainsi qu'avec divers degrés de succès. Il a été décidé qu'il pourrait être bénéfique d'effectuer un projet coopératif et le COG a initié en 2001 un projet visant à élaborer des principes et lignes directrices relatifs au cadre d'exploitation sûre (CES) s'appliquant à l'ensemble des centrales nucléaires et à intégrer les meilleures pratiques et l'expérience d'exploitation (OPEX) des centrales nucléaires de type CANDU-6 et de celles en Ontario. Les lignes directrices ont été publiées en 2003 et comprenaient la définition suivante du CES: « *Le terme cadre d'exploitation sûre désigne l'ensemble des limites et conditions qui doivent être respectées au cours de l'exploitation de la centrale nucléaire afin que celle-ci soit conforme aux analyses de sûreté servant de fondement à la délivrance du permis d'exploitation et qui peuvent être surveillées par des opérateurs, ou quelqu'un d'autre en leur nom, et qui peuvent être contrôlées par les opérateurs.* »

Les progrès réalisés par les différents titulaires de permis relatifs au projet portant sur le CES sont décrits dans les paragraphes qui suivent. Ces activités sont en réponse à l'action no. 10 assignée au Canada lors de la troisième réunion d'examen de la Convention voulant que ces projets soient poursuivis.

Exigences relatives à la sûreté de l'exploitation

OPG et Bruce Power ont préparé ou sont en voie de préparer des documents relatifs aux exigences en matière de sûreté de l'exploitation pour certains des systèmes importants pour la sûreté. Ces documents donnent une liste exhaustive des limites d'exploitation d'un système donné. Ils fournissent aussi un lien concret entre l'analyse de sûreté et les documents d'exploitation, lien pouvant être mis à jour au besoin.

Ontario Power Generation

Aux trois centrales d'OPG, le projet relatif au CES tire à sa fin. Il consiste à élaborer des exigences détaillées relatives à la sûreté de l'exploitation et à préparer des documents sur les calculs de l'incertitude des instruments afin de s'assurer d'être conforme à l'analyse de sûreté. Le projet comprend également une analyse des écarts afin de s'assurer que les documents d'exploitation, de maintenance et de surveillance actuels sont conformes à ces exigences. Les anomalies sont réglées en suivant les processus normaux de contrôle des changements tels que le contrôle des modifications techniques, la révision des documents, et la mise à jour du rapport de sûreté. Aucune anomalie d'importance n'a été décelée.

Point Lepreau

Suite à l'annonce en 2005 de la remise à neuf de la centrale afin d'en prolonger la durée de vie utile, ENNB a révisé récemment la portée de son projet relatif au CES pour la rendre conforme aux lignes directrices du COG. Ce nouveau projet comprend deux étapes: au cours de la première étape, les aspects du CES concernant les systèmes spéciaux de sûreté seront revus et redéfinis et ce processus sera poursuivi à la deuxième étape en l'appliquant à d'autres systèmes importants pour la sûreté.

La première étape, devant se terminer d'ici octobre 2009, comprend les activités suivantes :

- une révision du document décrivant la méthode relative au CES à Point Lepreau pour le rendre conforme au document du projet du COG;
- une révision des documents sur le fondement de la partie du CES concernant le RUC, le SAU 1 et le SAU 2;
- l'achèvement du document sur le fondement de la partie du CES concernant le confinement;
- en coopération avec le personnel d'exploitation, une étude des options pour réviser le concept et la structure du manuel traitant des indisponibilités;
- la mise en vigueur des parties du CES concernant les quatre systèmes spéciaux de sûreté; et
- l'élaboration d'un processus pour maintenir à jour le CES.

Hydro-Québec

Au début de 2008, Hydro-Québec rédigera un document qui traitera de la révision des documents d'exploitation en tenant compte des lignes directrices du COG relatives au CES. Une décision relative à la remise à neuf de la centrale Gentilly-2 est attendue d'ici la fin de 2008. Si la décision est prise de la remettre à neuf, une deuxième étape du projet sera mise en œuvre.

Bruce Power

Le projet de Bruce Power se rapportant au CES est axé sur l'élaboration et la mise en vigueur d'exigences en matière de sûreté de l'exploitation concernant les systèmes spéciaux de sûreté de même que le combustible et la physique du réacteur. Il est prévu de terminer la mise en vigueur de ces exigences en 2008 et 2009. La mise en vigueur d'exigences pour les autres systèmes importants pour la sûreté sera revue à partir de 2008. Les exigences relatives au CES requises pour la délivrance d'un permis pour les tranches 1 et 2 entrent dans le cadre du projet actuel.

19 (iii) **Exploitation, maintenance, inspection et mise à l'essai des centrales nucléaires**

L'exploitation, la maintenance, les inspections et les essais de l'équipement et des composantes des centrales nucléaires sont effectués conformément à la gouvernance et aux procédures. La gouvernance à l'égard de ces activités définit les exigences d'ordres organisationnels et administratifs nécessaires pour établir et mettre en œuvre de façon appropriée la maintenance préventive, corrective et prédictive, les programmes d'inspections et d'essais périodiques, les réparations, les remplacements de pièce d'équipement, la formation du personnel, l'approvisionnement de pièces de rechanges, la fourniture des installations et des services connexes, et la production, la collecte et la rétention de registres d'exploitation et de maintenance. Tous les permis d'exploitation de centrale nucléaire comprennent des conditions qui précisent les exigences relatives à ces activités.

Une de ces conditions oblige le titulaire de permis à établir et mettre en œuvre un programme de maintenance comprenant des inspections et des essais. Plus particulièrement, le titulaire de permis doit s'assurer que la fiabilité et l'efficacité de tout l'équipement et tous les systèmes continuent de répondre aux critères de rendement cités dans le rapport de sûreté et dans les documents soumis à l'appui de la demande de permis d'exploitation.

Une condition prescrit que le titulaire de permis doit exploiter et faire la maintenance des installations en se conformant à des méthodes et des procédures ainsi qu'aux limites énoncées dans la LCE. Ce document définit le cadre d'exploitation et de maintenance sûres. Il comprend des précisions sur des sujets tels que la disponibilité, les essais, la maintenance, la surveillance et les inspections des systèmes spéciaux de sûreté, incluant les précautions et les contraintes connexes.

Une autre condition des permis définit les exigences relatives aux programmes de fiabilité en faisant référence à la révision 1 de la norme d'application de la réglementation S-98 de la CCSN *Programmes de fiabilité pour les centrales nucléaires*. Cette norme stipule que le programme de fiabilité d'une centrale nucléaire doit :

- identifier tous les systèmes importants pour la sûreté;
- établir des objectifs de fiabilité pour ces systèmes;
- décrire les modes de défaillance possibles pour ces systèmes
- préciser les capacités minimales et les niveaux de rendement minimaux de ces systèmes afin qu'ils atteignent les objectifs de sûreté de la centrale nucléaire et répondent aux exigences réglementaires;
- inclure des renseignements sur le programme de maintenance visant à maintenir l'efficacité de ces systèmes;
- inclure des dispositions concernant les inspections, les essais, la modélisation, la surveillance et la mise en œuvre d'autres mesures pour évaluer la fiabilité de ces systèmes;
- inclure des dispositions visant à assurer, à vérifier et à démontrer que la mise en œuvre du programme est efficace;
- documenter les éléments du programme; et
- faire rapport sur les résultats du programme.

La détermination des « systèmes importants pour la sûreté » est faite à partir des renseignements provenant des EPS (voir l'alinéa 14 (i) d), des analyses déterministes (voir l'alinéa 14 (i) a) et de groupes d'experts.

Les procédures de maintenance et d'essai des systèmes spéciaux de sûreté doivent également satisfaire aux exigences prescrites dans la LCE. Ces procédures sont conçues de sorte qu'aucune fonction de sûreté n'est jamais mise à risque par des activités de maintenance. La fréquence des essais des systèmes de sûreté doit pouvoir démontrer que chaque fonction de sûreté est adéquate et que le facteur de disponibilité de chaque système est au moins 99,9 %. Chacune des composantes des systèmes spéciaux de sûreté est soumise à des essais réguliers pour confirmer qu'elle peut remplir sa fonction.

19 (iv) Interventions en cas d'incident d'exploitation prévu et d'accident

Il est établi que les conséquences des accidents touchant un réacteur peuvent être atténuées si l'on a recours à une saine gestion des accidents, tant sur le site qu'hors site. Une telle gestion est établie en élaborant au préalable des procédures propres à aider et à guider les opérateurs en cas d'accident, incluant des procédures génériques en cas d'urgence qui aideront les opérateurs qui éprouvent de la difficulté à déterminer la nature de l'accident, et en donnant aux opérateurs une formation, à l'aide de simulateurs et d'autres techniques, visant à les familiariser à l'application de ces procédures.

Des procédures ont été mises en place pour faire face à divers cas d'incident d'exploitation prévu (IEP) et d'accident.

Les interventions suite aux IEP et aux accidents sont gérées au moyen d'une structure hiérarchisée de procédures propre à chaque centrale. Bien que ces procédures varient d'une centrale à l'autre, leur structure générique comprend les éléments suivants :

- les manuels d'exploitation;
- le manuel des fiches d'alarme;
- le manuel d'exploitation sur incidents;
- le manuel traitant des indisponibilités; et
- le manuel de radioprotection (ou les directives de radioprotection)

Les procédures utilisées par le personnel d'exploitation des centrales nucléaires durant les opérations courantes de la centrale et de ses installations de soutien figurent dans le manuel d'exploitation. Elles sont généralement regroupées en deux catégories :

- les procédures fondées sur les systèmes, qui servent au contrôle des systèmes de la centrale en périodes de fonctionnement normal et anormal, ou encore lors du démarrage ou de l'arrêt des systèmes; et
- les procédures intégrées, qui servent à coordonner les manœuvres d'importance, comme la mise en service et la mise à l'arrêt de la centrale.

Les fiches d'alarme fournissent au personnel d'exploitation des renseignements concernant l'activation des alarmes. Ces procédures font notamment état de points de consigne, de causes probables d'alarme et de documents de référence et autres données pertinentes ainsi que des mesures que doit prendre l'opérateur.

Les procédures qui figurent dans le manuel d'exploitation sur incidents ont pour but de guider le personnel d'exploitation lorsque survient une indisponibilité d'un système de sûreté, une défaillance d'un système fonctionnel, ou encore une défaillance résultant d'effets de cause commune. OPG dénombre trois catégories de procédures dans le manuel d'exploitation sur incidents :

- les procédures en cas de condition anormale des systèmes de sûreté;
- les procédures d'exploitation en cas d'urgence; et
- les procédures de surveillance des paramètres critiques de sûreté.

À d'autres entreprises du secteur de l'énergie nucléaire, les procédures d'exploitation dans des conditions anormales et les procédures d'exploitation en cas d'urgence font l'objet de manuels distincts.

Les procédures en cas de condition anormale des systèmes de sûreté font état des mesures compensatoires à prendre lorsqu'un système de sûreté subit une défaillance ou devient indisponible, tandis que les procédures d'exploitation en cas d'urgence indiquent les mesures que les opérateurs doivent mettre en œuvre lors d'un accident pour placer la centrale dans un état sûr et protéger la santé et la sécurité, tant des travailleurs que des membres du public. Les procédures de surveillance des paramètres de sûreté critiques dictent une surveillance accrue de ces paramètres lorsque surviennent des accidents et elles constituent un mécanisme d'appui aux procédures d'exploitation en cas d'urgence (pour les procédures à suivre sur le site en cas d'urgence nucléaire, voir l'alinéa 16.1 b).

Les procédures figurant dans le manuel traitant des indisponibilités précisent les mesures à prendre lorsque certaines indications laissent présumer que les conditions d'exploitation se rapprochent, ou ont dépassé, les limites d'exploitation sûre.

Les procédures se trouvant dans le manuel de radioprotection visent à assurer la sécurité des opérateurs et des membres du public lorsque survient un incident important lié au rayonnement. Ces procédures servent à :

- déterminer la classe et la catégorie de l'incident;
- prévoir des dispositions relatives à la notification hors site; et
- préciser les mesures de protection et de surveillance à mettre en œuvre lorsqu'un accident se produit.

Une condition des permis d'exploitation précise également l'effectif minimal devant être respecté en tout temps à la centrale. Cette exigence permet à la CCSN de s'assurer qu'il y aura toujours sur les lieux un nombre suffisant d'employés qualifiés pour intervenir en cas d'urgence (pour de plus amples renseignements, voir l'annexe 11.2 a).

Les éléments fondamentaux des procédures des titulaires de permis couvrant les interventions en cas d'incident et d'événement prévus sont restés les mêmes pendant la période de référence. Cependant, quelques ajustements ont été apportés aux procédures des titulaires de permis suite à la publication, en 2003, de la norme S-99 de la CCSN (voir l'alinéa 7.2 (iii) c). En règle générale et suivant la description des deuxième et troisième rapports canadiens, les titulaires de permis ont élaboré et mettent toujours à jour des procédures pour composer avec les situations, incidents et événements pouvant survenir en cours d'exploitation. Ces procédures comprennent la détermination des causes fondamentales et l'application de mesures correctives appropriées à la situation. L'appendice D donne des exemples de tels événements et des mesures d'intervention prises par les titulaires de permis et du suivi effectué par la CCSN.

Lignes directrices pour la gestion des accidents graves

En 2002, les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada ont entrepris des démarches pour créer le Groupe de travail sur la gestion des accidents graves, coordonné par le COG et dont l'objectif est de formuler, en se fondant sur les meilleures pratiques internationales, des lignes directrices pour la gestion des accidents graves (GAG) aux centrales nucléaires CANDU. À ce moment-là, les procédures d'exploitation en cas d'urgence couvraient un nombre de situations accidentelles qui dépassaient largement le cadre des accidents de dimensionnement, mais elles étaient plutôt axées sur l'utilisation des équipements et des systèmes conformément au but pour lesquels ils ont été conçus et aux limites des règles normales d'exploitation. Le projet sur la gestion des accidents graves vise à élargir, dans les cas où des dommages importants au cœur se sont produits ou sont sur le point de se produire, la portée de la gestion de tels accidents au-delà du cadre de ces procédures afin que toutes les mesures raisonnables, se servant de tout équipement disponible, soient prises afin d'atténuer les dommages au cœur et les rejets à l'extérieur du confinement.

Pendant la première étape du projet d'élaboration de lignes directrices relatives à la GAG sous les auspices du COG, la CCSN a publié en 2006 le guide d'application de la réglementation G-306 *Programme de gestion des accidents graves touchant les réacteurs nucléaires*.

La première étape du projet sous les auspices du COG s'est terminée au début de 2007. Elle consistait à adapter l'approche en matière de gestion des accidents graves du Groupe des propriétaires de réacteurs Westinghouse afin de pouvoir l'utiliser pour les réacteurs de type CANDU, produisant ainsi un ensemble de lignes directrices génériques applicables à tous les modèles de réacteur CANDU en service et ensuite un ensemble plus précis pour chacun de ces modèles (CANDU-6, Pickering et Bruce-Darlington) afin de tenir compte de leurs propres particularités. Le COG a porté ce projet à l'attention des membres d'outre-mer offrant ainsi à tous les exploitants de réacteurs de type CANDU-6 la possibilité de participer à ce projet et de profiter des renseignements qu'il génère.

La deuxième étape du projet relative à la gestion des accidents graves, également coordonnée par un groupe de travail du COG, verra à la mise en œuvre par les entreprises du secteur de l'énergie nucléaire des documents que le projet aura produits, adaptant les stratégies et guides en matière de GAG pour tenir compte des particularité de chacun des sites, incluant l'organisation du groupe exploitation, établissant des liens entre les lignes directrices en matière de GAG et les procédures d'exploitation en cas d'urgence disponibles en salle de commande, validant la documentation de GAG pour une grande variété de scénarios d'accident, et fournissant à l'organisme d'intervention en cas d'urgence la formation nécessaire pour mettre en œuvre les stratégies de gestion des accidents en situations d'urgence. Les exercices servant à confirmer l'efficacité des stratégies élaborées et de la documentation connexe seront axés initialement

sur les scénarios pouvant comporter des dommages au cœur qui, selon les EPS, représentent les plus grands risques résiduels. Cette étape de mise en œuvre a commencé au début de 2007 et il est prévu que les exercices de validation auront lieu aux différentes centrales durant la période fin 2008 à 2010.

Suivi de la perte du réseau électrique (panne majeure d'électricité) survenue à Pickering le 14 août 2003

Tel que souligné dans le troisième rapport canadien, le suivi de la perte du réseau électrique (perte majeure d'électricité) survenue à Pickering le 14 août 2003 a révélé que certaines des hypothèses de la conception et de l'exploitation pouvaient s'avérer fausses dans de telles circonstances. En particulier, la fonction injection haute pression du système RUC, qui est commune à Pickering-A et Pickering-B, a été indisponible pendant 5,5 heures à cause de la perte d'alimentation électrique aux pompes haute pression. De plus, le rétablissement de l'eau de service d'urgence haute pression pour toutes les tranches de Pickering-B a été retardé parce que la pression à l'aspiration des pompes haute pression de l'eau de service d'urgence était trop basse. Pendant ce temps, l'eau d'extinction des incendies n'était pas disponible à Pickering-B. Pendant la perte d'alimentation électrique hors site, les trois tranches de Pickering sont demeurées dans l'état chaud et pressurisé, la chaleur étant évacuée par les générateurs de vapeur qui fonctionnaient en mode thermosiphon. La CCSN a demandé à OPG d'identifier les modifications qui pourraient être apportées à la conception, aux analyses, aux essais et à la maintenance des installations afin d'atténuer la possibilité que des cas semblables se reproduisent.

Afin de satisfaire au besoin en alimentation électrique nécessaire pour assurer le refroidissement des tranches, une modification majeure de la conception consistant en l'installation d'un système d'alimentation électrique auxiliaire a été entreprise à Pickering. Jusqu'à ce que ce système soit en service, une génératrice de secours d'une capacité de 22 MW et pouvant être activée à distance a été mise en place afin de pouvoir rétablir la situation rapidement suite à toute panne majeure d'électricité éventuelle.

Le système d'alimentation électrique auxiliaire est muni de deux turbines à combustion, chacune d'une capacité de 45 MW, pouvant répondre aux besoins en électricité de la centrale nucléaire en cas de panne majeure d'électricité, en alimentant directement le système électrique de celle-ci. La conception de ce système auxiliaire a été complétée en 2006 et sa construction est présentement à mi-chemin. Les travaux se déroulent selon les plans et il est prévu que ce système sera disponible en 2007.

Des modifications ont été apportées aux systèmes de régulation du turbo-alternateur afin d'accroître la possibilité que les tranches puissent continuer de fonctionner suite à un événement similaire.

Les questions toujours en suspens suite à la perte majeure d'électricité survenue 2003 ont trait à la capacité de l'approvisionnement en eau de service, la surveillance et la maintenance du système d'eau de service, et la capacité de l'approvisionnement en eau de lutte contre les incendies. OPG a amélioré la capacité du système d'eau de service en remettant à neuf toutes les pompes basse et haute pression de l'eau de service d'urgence de la tranche 7. Une maintenance complète des mêmes pompes de la tranche 5 était en cours et il est prévu de faire de même pour celles qui restent lors des arrêts planifiés. OPG a également complété et soumis un document sur les exigences en matière de sûreté de l'exploitation portant sur les systèmes d'eau de service. Ce document démontrait que les systèmes d'eau de service pouvaient répondre à toutes les exigences de capacité les concernant. Des travaux sont présentement en cours pour résoudre définitivement la question relative à la capacité de l'eau de lutte contre les incendies.

19 (v) Services technique et d'ingénierie

Les centrales nucléaires doivent disposer, pendant toute leur durée de vie, de services technique et d'ingénierie dans tous les domaines liés à la sûreté.

L'article 11 aborde la question des ressources financières et humaines des titulaires de permis qui sont établies suivant un plan s'échelonnant sur toute la durée de vie de la centrale, en prenant en compte tout aussi bien le coût des améliorations qui devront être apportées en cours de route que celui de son déclassement. Des budgets sont en outre prévus pour la mise en place de marchés auprès d'entreprises externes qui seront en mesure d'assurer la prestation de services de soutien dans des domaines qui se situent en dehors des compétences spécialisées des ingénieurs et du personnel technique à temps complet. Ainsi, tous les titulaires de permis de centrale nucléaire ont conclu des marchés avec des entreprises canadiennes (par exemple, EACL) portant sur la recherche, le génie, l'analyse, l'évaluation, la maintenance, la conduite d'inspections et la conception. Le programme de R-D sur les réacteurs CANDU en soutien aux centrales nucléaires actuellement en service est décrit à l'appendice E.

19 (vi) Rapports sur les incidents importants du point de vue de la sûreté

En 2003, la CCSN a publié une révision de la norme S-99 portant sur les rapports à soumettre concernant les situations et les événements qui se produisent en cours d'exploitation (voir l'alinéa 7.2 (iii) c). Les titulaires de permis ont donc modifié leurs procédures en conséquence et continuent de faire rapport à la CCSN de toutes les situations d'importance sur le plan de la sûreté conformément aux exigences de la norme S-99. Celle-ci exige aussi que des rapports soient soumis périodiquement sur des situations moins importantes parce que leurs effets cumulatifs peuvent être précurseurs de problèmes de rendement émergents.

19 (vii) Programmes de collecte et d'analyse des données sur l'expérience d'exploitation

Les titulaires de permis analysent les événements ayant une importance relativement faible sur le plan de la sûreté et en dégagent les tendances afin d'aider à prévenir que des événements ayant des conséquences plus graves ne se produisent. Une description du programme de collecte et d'analyse de données relatives à l'expérience d'exploitation se trouve à l'alinéa 19 (vii).

Les problèmes et questions soulevés par l'examen des événements qui pourraient s'appliquer à d'autres centrales sont relevés, puis portés à l'attention des inspecteurs de la CCSN en poste aux centrales nucléaires et de différents groupes d'experts de la CCSN. Ils s'en servent pour déterminer la démarche appropriée à suivre face à un événement particulier et pour évaluer les renseignements soumis par les titulaires de permis à l'égard de cet événement.

Les membres du personnel de la CCSN intègrent les résultats des analyses d'événement dans leurs examens et évaluations des mesures correctives prises par le titulaire de permis en réaction à un événement donné. Si ces mesures ne sont pas jugées appropriées, des mesures additionnelles sont exigées. Il convient par ailleurs de souligner que les inspecteurs de la CCSN en poste aux centrales nucléaires surveillent la mise en œuvre des mesures correctives pour s'assurer qu'elle se fait diligemment.

Les équipes d'inspection de la CCSN consultent les données sur l'expérience d'exploitation contenues dans la base de données de la CCSN (décrite à l'annexe 19 (vii)) lorsqu'elles préparent leurs programmes d'inspection et qu'elles cherchent à déterminer la nature des problèmes d'exploitation ou de maintenance tels que la non-conformité aux procédures, des lacunes des procédures, ou encore l'utilisation de composants non standard. De même, les évaluations réalisées par les experts de la CCSN font souvent appel aux renseignements sur l'expérience d'exploitation contenus dans la base de données de la CCSN.

19 (viii) Production minimale de déchets radioactifs

Responsabilité

Le gouvernement du Canada a élaboré un cadre d'action relatifs aux politiques de gestion des déchets radioactifs afin d'assurer une gestion sûre du combustible usé et des déchets radioactifs. La responsabilité première de la gestion et de l'entreposage à long terme des déchets radioactifs et du combustible usé incombe aux titulaires de permis.

Mesures prises

Les méthodes dont se servent les exploitants de centrales nucléaires au Canada pour gérer les déchets radioactifs sont semblables à celles qui sont en usage ailleurs. L'accent est d'abord mis sur la réduction à la source, sur la réduction du volume, sur le conditionnement et sur le stockage provisoire de ces déchets puisque, à l'heure actuelle, on ne dispose pas encore d'installations d'évacuation.

Un principe clé de la politique d'application de la réglementation P-290 de la CCSN *Gestion des déchets radioactifs* est la réduction à la source, en autant que possible, de la production de déchets radioactifs en prévoyant des mesures lors de la conception et en appliquant des bonnes pratiques pendant l'exploitation et le déclassement.

Le secteur nucléaire canadien réduit la production de déchets en :

- appliquant des procédures de contrôle afin que le matériel n'entre pas inutilement dans les zones radioactives;
- en mettant en œuvre des mesures améliorées de surveillance des déchets afin de prévenir que ceux qui ne sont pas radioactifs soient mélangés à ceux qui le sont;
- en faisant usage d'équipements de protection personnelle qui peut être lavé au lieu d'articles jetables;
- apportant des améliorations aux installations de traitement des déchets; et
- conscientisant le personnel et en lui procurant la formation nécessaire.

Tous les déchets produits dans les centrales nucléaires sont d'abord séparés à la source, en déchets contaminés et non contaminés. Les déchets contaminés de faible ou moyenne activité sont par la suite répartis en plusieurs catégories, dont :

- incinérables,
- compactables, et
- ne peuvent être traités pour en réduire le volume davantage.

Le tri plus poussé des déchets facilite leur manutention, leur traitement et leur stockage ultérieurs.

Gestion des déchets radioactifs

Tous les déchets radioactifs des centrales nucléaires sont présentement en stockage provisoire puisque le Canada ne dispose pas, à l'heure actuelle, d'installations d'évacuation. Les déchets radioactifs produits pendant l'exploitation des réacteurs sont stockés, soit sur le site ou hors site, dans des ouvrages tantôt construits en surface, tantôt souterrains. Avant le stockage, le volume des déchets peut être réduit en les incinérant, en les compactant, en les déchiquetant ou en les mettant en balles. De plus, des installations sont disponibles pour décontaminer des pièces et outils, pour nettoyer les vêtements de protection, et pour la remise à neuf et la remise en bon état de l'équipement.

Les exploitants ont instauré des méthodes qui permettent de récupérer de l'espace de stockage après une décroissance suffisante de la radioactivité, ou encore en compactant davantage les déchets (supercompactage) ou en les triant.

Tous les déchets radioactifs en stockage peuvent être récupérés.

Le document *Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs*, publié en octobre 2005, donne des renseignements sur les dispositions prises au Canada relatives aux déchets radioactifs de faible et moyenne activité. Ce document est disponible sur le site Web de la CCSN.

APPENDICES

Appendice A : Liste des sites Web pertinents

Document ou organisation	Site Web
<i>Loi canadienne sur l'évaluation environnementale</i>	http://www.ceaa-acee.gc.ca/013/intro_e.htm
<i>Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i>	http://laws.justice.gc.ca/en/showtdm/cs/N-28.3
<i>Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaire</i>	http://laws.justice.gc.ca/en/n-28.3/sor-2000-202/153798.html
<i>Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I</i>	http://laws.justice.gc.ca/en/n-28.3/sor-2000-204/153624.html
Agence canadienne d'évaluation environnementale	http://www.ceaa-acee.gc.ca
Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA)	http://www-ns.iaea.org/nusafe/s_conv/s_conv.htm
Bruce Power Inc.	http://www.brucepower.com/brucepower/
CANTEACH	http://canteach.candu.org
Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN)	http://www.suretenucleaire.gc.ca
Énergie atomique du Canada limitée (EACL)	http://www.aecl.ca/
Énergie nucléaire Nouveau- Brunswick (ENNB)	http://www.nbpower.com
Groupe des propriétaires de CANDU (COG)	http://www.candu.org
Hydro-Québec (HQ)	http://www.hydroquebec.com/
Ministère de la Justice Canada	http://www.justice.gc.ca
Ontario Power Generation (OPG)	http://www.opg.com
Plan des mesures d'urgence nucléaire externe (PMUNE) du Québec	http://www.urgencenucleaire.qc.ca
Réseau d'excellence universitaire en génie nucléaire (UNENE)	http://www.unene.com
Ressources naturelles Canada (RNCan)	http://www.nrcan-rncan.gc.ca
Santé Canada (SC)	http://www.hc-sc.gc.ca

Appendice B : Liste et état des centrales nucléaires au Canada

Réacteur ¹	Titulaire du permis	Capacité brute MW(e)	Début de la construction	Première criticité	État
Bruce-A, tranche 1	Bruce Power	904	1 ^{er} juin 1971	17 décembre 1976	Libre de combustible: 31 décembre 1997; remise à neuf en cours
Bruce-A, tranche 2	Bruce Power	904	1 ^{er} décembre 1970	27 juillet 1976	Libre de combustible: 8 octobre 1995; remise à neuf en cours
Bruce-A, tranche 3	Bruce Power	904	1 ^{er} juillet 1972	28 novembre 1977	En Service
Bruce-A, tranche 4	Bruce Power	904	1 ^{er} sept. 1972	10 décembre 1978	En Service
Bruce-B, tranche 5	Bruce Power	915	1 ^{er} juillet 1978	15 novembre 1984	En service
Bruce-B, tranche 6	Bruce Power	915	1 ^{er} janvier 1978	29 mai 1984	En service
Bruce-B, tranche 7	Bruce Power	915	1 ^{er} mai 1979	7 janvier 1987	En service
Bruce-B, tranche 8	Bruce Power	915	1 ^{er} août 1979	15 février 1987	En service
Darlington, tranche 1	OPG	935	1 ^{er} avril 1982	29 octobre 1990	En service
Darlington, tranche 2	OPG	935	1 ^{er} sept. 1981	5 novembre 1989	En service
Darlington, tranche 3	OPG	935	1 ^{er} sept. 1984	9 novembre 1992	En service
Darlington, tranche 4	OPG	935	1 ^{er} juillet 1985	13 mars 1993	En service
Gentilly-2	HQ	675	1 ^{er} avril 1974	11 septembre 1982	En service
Pickering-A, tranche 1	OPG	542	1 ^{er} juin 1966	25 février 1971	Remise en service en 2005
Pickering-A, tranche 2	OPG	542	1 ^{er} septembre 1966	15 septembre 1971	En voie d'être mise en état d'arrêt sûr
Pickering-A, tranche 3	OPG	542	1 ^{er} décembre 1967	24 avril 1972	En voie d'être mise en état d'arrêt sûr
Pickering-A, tranche 4	OPG	542	1 ^{er} mai 1968	16 mai 1973	En service
Pickering-B, tranche 5	OPG	540	1 ^{er} novembre 1974	23 octobre 1982	En service
Pickering-B, tranche 6	OPG	540	1 ^{er} octobre 1975	15 octobre 1983	En service
Pickering-B, tranche 7	OPG	540	1 ^{er} mars 1976	22 octobre 1984	En service
Pickering-B, tranche 8	OPG	540	1 ^{er} septembre 1976	17 déc. 1985	En service
Point Lepreau	CEN N.-B.	680	1 ^{er} mai 1975	25 juillet 1982	En service

1. Tous les réacteurs en service sont des réacteurs à eau lourde sous pression.

**Appendice C: Exemples de descriptions de programmes devant être fournies
à l'appui d'une demande de permis pour une centrale nucléaire**

- Programme de contrôle de la chimie
- Programme relatif aux relations avec la collectivité
- Programme de gestion de la configuration et de contrôle des modifications
- Programme relatif aux mesures correctives et à l'expérience d'exploitation
- Plan de déclassement et garanties financières
- Programme de surveillance de l'environnement et des effluents (radioactifs et autres)
- Programme de protection de l'environnement
- Programme de préparation aux situations d'urgence
- Programme de qualification environnementale
- Programme de protection contre les incendies
- Programme d'ergonomie
- Programme de maintenance
- Programme de contrôle des substances nucléaires
- Programme de santé et sécurité (non radiologique)
- Programme de dotation et de formation
- Programme d'inspections périodiques et programme d'inspections en service
- Programme d'assurance de la qualité
- Programme d'assurance de la sûreté continue de la centrale
- Programme de radioprotection
- Programme relatif aux garanties
- Programme relatif à l'analyse de sûreté et aux rapports connexes
- Programme de sécurité
- Programme d'amélioration du rendement de la centrale
- Programme de mise à l'essai des systèmes
- Programme de surveillance technique et d'établissement de rapports
- Programme de gestion des déchets

Appendice D : Événements importants au cours de la période de référence

Centrale Date Sujet	Description	Mesures correctives prises par le titulaire de permis	Mesures prises par la CCSN
<p>Darlington</p> <p>Février à décembre 2004</p> <p>Brèches dans les salles à l'épreuve de la vapeur</p>	<p>Plusieurs salles à l'épreuve de la vapeur avaient des brèches dont la surface était plus grande que celle ayant servi d'hypothèse pour fins d'analyse de sûreté. Dans les mois qui ont suivi, plusieurs brèches additionnelles ont été découvertes.</p>	<p>OPG a inspecté toutes les salles à l'épreuve de la vapeur importantes sur le plan de la sûreté. Toutes les réparations nécessaires ont été complétées.</p> <p>Une inspection indépendante de 40 salles a été effectuée pour confirmer l'efficacité du programme de détection des brèches.</p> <p>Approximativement 150 essais non destructifs et 10 essais destructifs des réparations ont également été complétés afin de procurer une assurance additionnelle de la robustesse des réparations.</p> <p>On a également mesuré le taux de fuite de trois salles à l'épreuve de la vapeur afin de confirmer que toutes les brèches d'importance avaient été trouvées et colmatées. Le taux de fuite d'un ensemble choisi de salles à l'épreuve de la vapeur sera mesuré périodiquement afin de surveiller la dégradation de l'efficacité des mesures de protection contre la vapeur.</p>	<p>Le personnel de la CCSN a surveillé activement les progrès réalisés par OPG dans ce dossier. Pour ce faire, il a observé certaines des premières inspections et d'autres inspections effectuées dans le cadre de vérifications indépendantes ou pour vérifier des réparations, ainsi que des essais destructifs et non destructifs de réparations.</p>
<p>Pickering-A Tranche 4</p> <p>Décembre 2004</p>	<p>Pendant que la puissance du réacteur était ramenée à 100 % suite à un arrêt, il s'est produit une perte d'alimentation électrique de catégorie</p>	<p>Les mesures correctives prises suite à cet événement comprennent des améliorations des programmes de maintenance préventive et des</p>	<p>Le personnel de la CCSN juge que le personnel de la tranche et celui d'OPG ont bien réagi lors de l'événement.</p>

Centrale Date Sujet	Description	Mesures correctives prises par le titulaire de permis	Mesures prises par la CCSN
Perte d'alimentation électrique de catégorie IV	IV qui a provoqué un déclenchement du réacteur. La tranche a été placée en état d'arrêt garanti. On a déterminé que cet événement était dû à la défaillance d'une ligne de transmission au moment où une autre ligne était hors service à des fins d'essai.	procédures.	
Bruce-B Tranche 6 Avril 2005 Un problème électrique et un feu sur un transformateur	La tranche s'est arrêtée suite à un problème électrique et à un feu sur le transformateur principal de sortie. Ceci a entraîné un déversement d'huile minérale biodégradable dans le lac Huron. Le feu a été éteint et personne n'a subi de blessures.	Bruce Power a nettoyé l'huile déversée. La majeure partie de celle-ci a été récupérée ou absorbée dans le sable et le gravier sous le transformateur. Les équipes d'Hydro One ont remplacé le transformateur et la tranche a été remise en service. Suite à cet événement, tous les transformateurs de Bruce Power installés à l'extérieur ont été munis d'un deuxième système de confinement.	Le déversement n'étant pas radioactif, il relevait de compétence provinciale. Le suivi auprès du titulaire de permis a été effectué par le ministère de l'Environnement de l'Ontario. La CCSN n'a pas eu à prendre de mesures réglementaires.
Pickering-B Tranches 7 et 8 Juin 2005 Indisponibilité des génératrices de secours	Dû à des défaillances indépendantes de deux des trois génératrices de secours alimentant les tranches 7 et 8, toutes les trois génératrices de secours ont été indisponibles pendant une période de cinq jours et demi.	Les causes de la défaillance des deux génératrices de secours ont été cernées et elles ont été réparées, soumises à des essais et remises en service. Pendant la période au cours de laquelle les trois génératrices de secours n'étaient pas disponibles, le système d'alimentation électrique de catégorie III ne répondait pas aux exigences de conception.	Le personnel de la CCSN a effectué une étude de l'importance du risque associé à cet événement et conclu que le système de défense avait été affaibli de façon importante au cours de l'événement. Une inspection des systèmes électriques a été effectuée en mars 2006.

Centrale Date Sujet	Description	Mesures correctives prises par le titulaire de permis	Mesures prises par la CCSN
		<p>Les mesures correctives prises comprennent :</p> <ul style="list-style-type: none"> • l'achèvement en temps opportun des améliorations prévues aux génératrices de secours, • une assignation plus appropriée des priorités aux travaux de maintenance, et • un approvisionnement en temps opportun et une qualité adéquate des pièces utilisées sur l'équipement lié à la sûreté. 	
<p>Pickering-B Tranches 5, 6 et 8 Août. 2005 Arrêt de plusieurs tranches</p>	<p>Les conditions de vent qui prévalaient ont occasionné un afflux important d'algues à la station de pompage qui a entraîné la mise à l'arrêt de trois des quatre tranches en service.</p>	<p>Les mesures correctives prises incluent:</p> <ul style="list-style-type: none"> • un système de barrières pour freiner l'afflux d'algues à la centrale a été mis en place et les essais appropriés ont été complétés, • une amélioration de la capacité de surveiller les conditions du lac et de prédire les afflux possibles d'algues, • une amélioration de la maintenance de la station de pompage, et • une amélioration des procédures d'exploitation à suivre lors de tels événements. 	
<p>Bruce-A Tranche 3</p>	<p>Une défaillance d'une composante a entraîné une perte de régulation qui s'est terminée par le déclenchement des deux SAU. Ce transitoire s'est</p>	<p>Une fois la cause première bien établie et les mesures correctives prises, le titulaire de permis a pris les mêmes mesures aux autres tranches</p>	<p>Immédiatement après l'événement, le personnel de la CCSN en a informé les autres titulaires de permis afin qu'ils puissent évaluer les</p>

Centrale Date Sujet	Description	Mesures correctives prises par le titulaire de permis	Mesures prises par la CCSN
Septembre 2005 Perte de régulation	produit alors que la puissance du réacteur a augmenté et que les deux systèmes d'arrêt d'urgence ainsi que le système de régulation du réacteur ont fonctionné afin d'arrêter le réacteur. Aucun rejet radioactif ne s'est produit. Cet événement n'a pas présenté de risque à la santé et la sécurité du public.	de Bruce-A. Une analyse des causes fondamentales a révélé que l'événement était dû à un problème de conception déjà connu et qu'on avait omis de corriger. Il a subséquemment été réglé aux deux tranches touchées.	répercussions possibles sur leurs réacteurs. Le personnel de la CCSN a examiné indépendamment les faits entourant cet événement et évalué la justesse de l'analyse des causes fondamentales. Il a conclu que Bruce Power a identifié correctement les causes première et fondamentale et a pris les mesures correctives appropriées.
Gentilly-2 Mars 2006 Alerte centrale	Une défaillance du système servant au transfert du combustible extrait du réacteur a entraîné un rejet radioactif à l'intérieur du bâtiment réacteur. Le titulaire de permis a mis en oeuvre son plan des mesures d'urgence et fait évacuer le bâtiment réacteur. Le personnel d'Hydro-Québec a résolu l'incident.	Les mesures correctives incluses au rapport détaillé d'événement comprennent des modifications aux procédures pertinentes et un changement à la fréquence des essais de la configuration du système de ventilation.	Le personnel de la CCSN en poste à la centrale a surveillé les actions d'Hydro-Québec et conclu que cette dernière a réagi de manière efficace et pris toutes les mesures raisonnables pour protéger la santé et la sécurité des personnes et l'environnement. La CCSN continue de surveiller la mise en oeuvre des mesures correctives adoptées par Hydro-Québec.

Appendice E : La recherche au Canada relative aux centrales nucléaires

Conception et recherche nucléaires au Canada

EACL travaille à la conception d'un réacteur de type RCA-1000 qui prend avantage des connaissances approfondies qu'elle possède des systèmes, structures, composantes et matériaux associés aux réacteurs CANDU ainsi que de l'expérience des propriétaires et exploitants de centrales nucléaires CANDU et de la rétroaction qu'ils ont fournie. La conception du RCA comporte des améliorations importantes sur le plan économique, en ce qui a trait aux caractéristiques intrinsèques de sûreté ainsi que du point de vue rendement. EACL est à la recherche de partenaires lui offrant l'occasion de construire un RCA.

Ressources naturelles Canada soutient également un programme de Génération IV visant le développement d'un réacteur sur-critique refroidi à l'eau et un réacteur à très haute température. La Tribune internationale sur la génération IV (TIG) a été formée et des comités de cette Tribune ont également été mis sur pied.

Les paragraphes qui suivent décrivent les activités de recherche au Canada en soutien aux centrales nucléaires, sa première priorité étant les réacteurs de type CANDU.

Le programme de recherche et développement du Groupe des propriétaires de CANDU (COG)

Le programme de recherche et de développement (R-D) du COG en appui à l'exploitation sûre, fiable et économique des réacteurs CANDU porte sur les questions d'exploitation émergentes dans les domaines suivants : les canaux de combustible; la sûreté et la délivrance de permis; la santé, la sécurité et l'environnement; la chimie, les matériaux et les composantes; et l'ensemble d'outils normalisés de l'industrie (IST).

Le programme de R-D du COG est financé par les titulaires de permis de réacteurs CANDU au Canada, par la Roumanie et par EACL. L'enveloppe budgétaire allouée au programme R-D du COG démontre d'année en année un engagement accru envers la R-D, passant de 29 millions de dollars en 2002-2003 à 38 millions de dollars en 2007-2008. La nature des travaux présentement en cours dans chacun des domaines est décrite ci-après, des précisions additionnelles étant fournies pour les programmes traitant de la sûreté et de la délivrance de permis ainsi que de la santé et de la sécurité des personnes et de l'environnement.

Canaux de combustible

- Les ampoules d'hydrures, la dilatation diamétrale, l'afflux de deutérium, l'examen des défauts, les lignes directrices relatives à l'aptitude fonctionnelle de l'équipement, et l'évaluation de la durée de vie utile des tubes de force.

Sûreté et délivrance de permis

- Les marges de sûreté dans les cas de grosses PERCA - couvrant les incertitudes liées aux pointes de puissance, les effets sur les canaux de combustible lors d'accidents et les effets sur les grappes de combustible soumises à de hautes températures; plus précisément, afin de rétablir des marges opérationnelles et de sûreté adéquates tenant compte des pointes de puissance prévues lors de grosses PERCA hypothétiques.
- Les termes sources des produits de fission - couvrant la dispersion de l'hydrogène à l'intérieur du confinement, les effets sur le combustible et les fuites de produits de fission en cas d'accident et la question de l'iode; plus précisément, afin d'apporter des solutions aux problèmes associés aux fuites

d'hydrogène et de vapeur lors de PERCA conjointement avec une perte de l'injection de l'eau de refroidissement d'urgence.

- Les critères d'efficacité des systèmes de déclenchement - couvrant le flux de chaleur critique, la précision des valeurs de débit de circulation et de vide des grappes, l'établissement des caractéristiques des systèmes d'arrêt; plus précisément, afin d'améliorer la précision et l'efficacité des calculs effectués par des programmes informatiques de thermohydraulique utilisés pour effectuer les analyses dans le cadre de la délivrance de permis et améliorer la précision des estimations des marges opérationnelles et de sûreté des systèmes d'arrêt.
- Les incidents de surchauffe importante dans un canal - couvrant la recherche de l'interaction entre le modérateur et le combustible en fusion; plus précisément, afin d'étudier les questions associées au déversement possible de combustible en fusion dans le modérateur suite à une perte importante de caloporteur dans un canal de combustible et les autres dommages possibles au réacteur dans un tel cas.
- La technologie des analyses de sûreté - couvrant les méthodes d'analyse plus avancées.
- La conception et le rendement du combustible - couvrant les événements initiateurs génériques concernant le combustible qui servent d'hypothèse aux analyses, les technologies s'appliquant aux conditions normales d'exploitation et l'incidence de l'état du combustible sur la sûreté.
- Le vieillissement des centrales et le prolongement de leur durée de vie utile - couvrant les questions de sûreté liées au vieillissement. Plus précisément, mieux quantifier l'incidence du vieillissement du circuit caloporteur primaire et du cœur du réacteur sur la capacité de fonctionnement de la centrale.

Santé, sécurité et environnement

- L'étude de l'incidence sur la santé, la sécurité et l'environnement a été mise à jour et un nouveau groupe de travail dans le domaine de la radioprotection a été formé afin de faciliter la résolution des questions de dosimétrie s'appliquant à l'ensemble du secteur nucléaire.
- La dosimétrie externe :
 - des améliorations ont été apportées à la méthode suivie pour effectuer des irradiations aux rayons X;
 - une procédure a été élaborée pour l'utilisation du nouveau système de production de rayons gamma servant aux études de comparaison;
 - les systèmes de dosimétrie relatifs aux particules à fort rayonnement ont été livrés aux usagers ainsi que le manuel d'instruction en français;
 - une comparaison a été faite entre différents dosimètres pour le corps entier et différents types de dosimètres d'extrémités; et
 - une comparaison entre le rendement des détecteurs à goutte surchauffée et celle des détecteurs à sillon gravé a été complétée.
- La dosimétrie interne - les travaux portant sur l'évaluation de la dose due à l'inhalation de tritium et de carbone-14 mélangé à des produits organiques et les efforts visant à maintenir la capacité de l'installation de recherche biologique se poursuivent.
- La surveillance du rayonnement:
 - une étude des risques de contamination interne auxquels il faudra possiblement faire face au cours des travaux de remise à neuf et de déclassement se poursuit;
 - des travaux sont également en cours portant sur le développement d'un moniteur de tritium avec plus de discernement, sur la vérification du rendement de l'appareil de mesure du rayonnement neutron Prescila et sur le développement d'un moniteur tritium muni d'un dispositif d'alarme plus sensible; et
 - l'utilisation de systèmes d'imagerie pour déceler de façon plus précise la présence de contamination radioactive de surface fait l'objet d'une évaluation.
- Les conséquences environnementales et la biodiversité :

- une démarche générique a été élaborée pour la mise à niveau de la documentation en matière d'évaluation environnementale;
- le document du COG sur les limites opérationnelles dérivées a été révisé afin de l'aligner sur le contenu de l'ébauche de la norme N288.1 de la CSA;
- la validation du modèle atmosphérique utilisé par le programme informatique IMPACT est présentement en cours; et
- les essais des modèles de la dispersion du tritium et du C-14 dans l'environnement qui font parties de la modélisation de l'environnement dans le cadre du programme de radioprotection tirent à leur fin.
- La radioprotection au travail:
 - le développement d'un prototype du premier de deux habits de protection contre des concentrations de tritium de niveau intermédiaire, ayant déjà subi des essais en milieux de travail, est présentement en cours; et
 - un rapport décrivant les moyens de réduire la dose des travailleurs lors de travaux sur les tuyaux d'alimentation a été complété.
- Le contrôle des rejets: une meilleure compréhension de l'interaction entre différents facteurs pouvant avoir une incidence sur la toxicité des purges des générateurs de vapeur a été acquise.
- La gestion des déversements: une démarche tenant compte du risque a été élaborée pour effectuer la détection et quantifier l'incidence des déversements de substances radioactives hors site pouvant se produire à des installations des membres du COG.
- La gestion des déchets et la prévention de la pollution: un examen des méthodes pratiques et rentables de faire la ségrégation des déchets des centrales nucléaires CANDU sous le niveau de libération est sur le point de se terminer.

Chimie, matériaux et composantes

- les aspects chimiques de la corrosion des générateurs de vapeur
- la de-oxygénation des systèmes d'eau et des systèmes de gaz de couverture du modérateur
- la réduction des champs et des doses de rayonnement
- les outils servant aux inspections non destructives des générateurs de vapeur et des échangeurs de chaleur
- les essais des crépines du système RUC
- la détérioration de l'enceinte de confinement
- les améliorations apportées aux composantes, aux matériaux, à la maintenance et aux procédés
- la détérioration de la cuve du réacteur et des matériaux de la tuyauterie
- l'intégrité et le nettoyage des générateurs de vapeur et des échangeurs de chaleur

Ensemble d'outils normalisés de l'industrie

Le programme relatif à l'ensemble d'outils normalisés de l'industrie vise à consolider les activités concernant la qualification, le développement et la maintenance de différents programmes informatiques servant à la conception, aux analyses de sûreté et au soutien opérationnel des réacteurs CANDU. Présentement, ce programme est axé sur 15 programmes informatiques.

Le programme de recherche et de développement d'EACL

L'objectif principal du programme de R-D d'EACL relatif à la technologie en matière de sûreté est de comprendre les processus sous-jacents du comportement des réacteurs CANDU et d'autres installations nucléaires lorsque des conditions anormales prévalent et de développer la technologie pour amoindrir les conséquences possibles de telles conditions. Des programmes sont en place afin de démontrer la pertinence de la sûreté passive et de l'améliorer, de comprendre les phénomènes sous-jacents et de développer les outils d'analyse connexes. Ces activités de développement relatives à la sûreté passive sont liées aux activités plus générales de développement entrant dans le cadre des programmes portant sur la génération IV et le CANDU X.

Le programme R-D d'EACL relatif à la technologie en matière de sûreté couvre présentement les programmes suivants :

Le comportement du combustible et des canaux de combustible

- analyser comment les accidents graves en viennent à occasionner des dommages importants au cœur
- élaborer des mesures de gestion des accidents graves
- compléter les expériences pertinentes sur un cœur en partie désassemblé et incorporer les connaissances qui en découlent à la conception des réacteurs actuels et aux concepts de réacteurs CANDU avancés
- résoudre les problèmes de sûreté concernant les canaux de combustible avant l'application d'une version améliorée de la conception des réacteurs CANDU-6
- développer une méthode pour optimiser le rendement thermique des grappes de combustible
- évaluer le soutien technologique en matière de sûreté requis pour le combustible graphite en forme de disque.

Les conditions thermo hydrauliques

- évaluer et résoudre la question de l'interaction entre du combustible en fusion et le modérateur,
- obtenir des données relatives à la fraction de vide, au flux critique de chaleur, à la baisse de pression, et au transfert de chaleur suite à l'assèchement des grappes de combustible,
- élaborer des méthodes analytiques et prédictives (traitant en particulier des effets du profil de puissance axial et radial dans les canaux ayant été déformés par le fluage) pour les programmes informatiques de thermo hydraulique utilisés pour l'analyse des réacteurs CANDU avancés,
- améliorer le fondement technologique servant aux expériences en matière de sûreté des réacteurs afin de tenir compte des questions émergentes (par exemple les conditions thermo hydrauliques en deux phases dans les collecteurs et les géométries à canaux multiples, les expériences portant sur des hautes températures dans les canaux de combustible),
- établir le fondement technique permettant d'assurer la fiabilité des systèmes de sûreté passifs des nouvelles conceptions de réacteurs CANDU.

Le confinement et la dispersion des produits de fission

- développer une méthode intégrée de la dispersion et des relâches de produits de fission pouvant servir aux évaluations de la QE et des doses.

L'élaboration de méthodes

- développer les moyens de base pour effectuer des études probabilistes de sûreté et des analyses de la meilleure estimation et des incertitudes,
- éliminer les lacunes de la validation des programmes identifiés lors de la vérification initiale de l'aptitude des programmes informatiques en matière de sûreté et de délivrance de permis,
- développer et mettre en œuvre une méthode pour évaluer l'incertitude liée à l'extrapolation des résultats expérimentaux obtenus à l'aide d'installations à l'échelle,
- soutenir, développer et faire progresser les programmes et les méthodes utilisés pour les analyses de sûreté afin de tenir compte des exigences relatives aux produits CANDU avancés,
- développer un cadre d'action pilote pour faire progresser la technologie en matière de sûreté de l'ensemble des programmes informatiques afin de prendre avantage des développements de la technologie informatique, d'améliorer la maintenabilité et pour permettre des améliorations de la fonctionnalité,
- développer des options de surveillance en ligne de paramètres clés pour la sûreté.

Appendice F : Dossiers génériques

Les questions de sûreté découlent des travaux de recherche, des nouvelles connaissances, de l'analyse des risques ou des stratégies d'atténuation en cas d'accidents. Une préoccupation relative à la sûreté et qui ne peut être réglée en se référant aux connaissances actuelles est appelée question de sûreté en suspens.

Pour chacune des questions de sûreté en suspens qui sont communes à plusieurs centrales et de nature complexe, le personnel de la CCSN a officiellement ouvert un dossier appelé « dossier générique » (DG). D'autres travaux, comprenant à l'occasion de la recherche expérimentale, sont requis pour déterminer avec plus d'exactitude l'effet global d'un DG sur la sûreté d'une centrale nucléaire. Néanmoins, le personnel de la CCSN estime qu'il est possible de poursuivre l'exploitation de la centrale malgré les DG, car la plupart d'entre eux se rapportent à des situations où les marges de sûreté existent toujours, mais elles pourraient se dégrader. Les questions dont la gravité sur le plan de la sûreté est confirmée et immédiate sont traitées en priorité par d'autres moyens.

Afin de s'assurer que les attentes de la CCSN propres à chaque DG sont claires, le personnel de la CCSN a élaboré des énoncés de position qui comprennent des critères de résolution et un délai prévu à cet égard. Les DG sont des outils réglementaires qui permettent de définir la portée des principales questions de sûreté, de déterminer les questions techniques en suspens et de définir les exigences à satisfaire pour résoudre les questions de sûreté. Les DG servent aussi de repères pour faire le suivi des progrès réalisés par les titulaires de permis à l'égard de la résolution des questions de sûreté, et de moyens pour communiquer leurs progrès.

Le programme des DG a contribué à concentrer les activités de réglementation sur les questions complexes de sûreté. Plusieurs DG obligent les titulaires de permis à démontrer le degré de certitude et de prudence qu'ils appliquent dans leurs analyses des accidents de dimensionnement. Le programme des DG permet à la CCSN d'orienter dans une certaine mesure les activités de recherche qu'entreprennent les titulaires de permis sur la sûreté des réacteurs nucléaires. De nombreux DG ont contribué à obtenir une meilleure compréhension de certaines questions de sûreté tandis que d'autres ont mené à la modification de procédures et de l'équipement des centrales nucléaires du Canada ainsi que des analyses qu'on y effectue.

Les « critères de résolution » et les « questions de sûreté » se rapportant à chacun des dossiers génériques (DG) sont décrits de façon plus détaillée dans les deuxième et troisième rapports canadiens. Le présent appendice vise donc essentiellement à fournir de brèves descriptions des questions de sûreté et des mises à jour sur les progrès réalisés. À la fin de la période de référence, dix DG étaient ouverts et, depuis le troisième rapport canadien, cinq DG ont été fermés et un nouveau a été ouvert.

A. Dossiers génériques ouverts

DG 88G02: « Comportement de l'hydrogène dans les centrales nucléaires CANDU »

Les pertes de caloporteur (PERCA) peuvent entraîner des émanations importantes d'H₂ dans l'enceinte de confinement. La radiolyse de l'eau dans le circuit caloporteur primaire, en raison des champs de rayonnement provenant du combustible intact dans le cœur, est reconnue comme la source principale d'hydrogène. La radiolyse de l'eau qui s'accumule dans l'enceinte de confinement en raison de la présence de radionucléides provenant de grappes de combustible endommagées peut aussi entraîner la production d'une quantité appréciable d'hydrogène (à long terme). Aussi, dans certains scénarios de PERCA où le fonctionnement du système de refroidissement du cœur (RUC) n'est pas déclenché, on s'attend à ce que l'oxydation par la vapeur de la gaine du combustible surchauffée produise à court terme des émanations considérables d'H₂. Des émanations importantes d'H₂ à long terme peuvent générer des

mélanges de gaz inflammables et possiblement explosifs dans des compartiments du confinement en entier tandis que les émanations d'H₂ à court terme peuvent avoir des incidences locales semblables dans certaines zones des compartiments touchés.

À moins qu'il ne soit possible de prendre des mesures appropriées d'atténuation, une question importante sur le plan de la sûreté est la menace que représentent les grandes forces engendrées par la combustion et possiblement, l'explosion de l'hydrogène, à l'intégrité des systèmes de confinement et aux systèmes, structures et composantes à l'intérieur de l'enceinte de confinement qui sont nécessaires suite à un accident.

Un programme de recherche et de développement du COG vise à analyser les scénarios et à comprendre le rendement d'une mesure possible d'atténuation: les recombineurs autocatalytiques passifs (RAP). Les entreprises du secteur nucléaire ont mis sur pied une nouvelle équipe afin de promouvoir les activités servant à s'assurer que leur rendement est satisfaisant (par exemple, régler le problème d'incertitude liée au seuil de démarrage automatique) et à en faire le suivi. Dans le cadre de l'évaluation en cours, des RAP ont été installés à des fins d'essai à Point Lepreau, Gentilly-2, Pickering-A et Bruce-A. Selon les résultats obtenus jusqu'à maintenant, les centrales nucléaires n'auront possiblement pas à étudier l'option d'améliorer la conception des RAP. Les questions d'analyse toujours en suspens incluent l'importance du terme source de l'hydrogène et l'ampleur du brassage qui se produit dans l'espace de confinement à court et à long termes. Des travaux se poursuivent afin de réduire le niveau de conservatisme associé à la prévision de la production d'hydrogène à long terme par radiolyse de l'eau et afin d'améliorer les outils d'analyse servant à évaluer le comportement de l'hydrogène dans l'espace de confinement.

La CCSN fait le suivi des efforts faits pour résoudre ces questions de sûreté dans le cadre de la mise en vigueur des documents d'application de la réglementation qui définissent les exigences en matière de sûreté que le système de confinement doit remplir lors d'accidents de dimensionnement et hors dimensionnement, et la méthode à suivre pour effectuer l'analyse de sûreté.

DG 94G02: « Incidence de l'état des grappes de combustible sur la sûreté du réacteur »

Certaines grappes de combustible irradiées dans les réacteurs CANDU montrent des signes de dégradation plus importante que prévue, comme la fissuration des plaques d'extrémité, l'usure des coussins d'espacement, le flambage des éléments, l'usure de la gaine, l'usure des patins de support, la déformation de la gaine, la disparition de la couche CANLUB, l'oxydation du combustible défectueux et le rejet de produits de fission.

La détérioration des grappes de combustible dépend de la conception du réacteur, des canaux de combustible et du combustible, de la fabrication du combustible ainsi que des conditions d'exploitation. Les conséquences de la détérioration des grappes sur la sûreté du réacteur ne sont pas toutes connues, en partie à cause des limites des méthodes d'analyse de sûreté. Comme les modèles théoriques n'ont pas permis d'établir une corrélation adéquate entre ces facteurs et l'état du combustible, des inspections du combustible et des tubes de force sont nécessaires. Il est aussi nécessaire d'effectuer des évaluations intégrées de l'information provenant des inspections, des examens, de la recherche et des analyses de sûreté. Auparavant, les titulaires de permis n'avaient pas en place un processus officiel pour s'assurer que l'état du combustible et des canaux de combustible était connu et qu'on en tenait compte.

Ce DG a été fermé pour OPG en 2001 et Bruce Power en 2002. Se fondant sur l'information décrivant les méthodes adoptées à Point Lepreau et les résultats de l'évaluation du rendement du combustible effectuée par la CCSN, le DG 94 G02 a été fermé en 2006 pour ENNB. Le personnel de la CCSN examine présentement une demande d'Hydro-Québec pour fermer ce DG.

DG 95G01: « Interaction entre le modérateur et le combustible en fusion »

Un blocage grave de la circulation dans un canal de combustible, ou une rupture par stagnation d'un *tuyau d'alimentation* d'entrée, pourrait possiblement causer la fusion du combustible, une rupture de canal et l'éjection de combustible en fusion dans le modérateur. L'interaction entre le combustible en fusion et le modérateur pourrait possiblement endommager les tubes guides des barres d'arrêt et empêcher le système d'arrêt d'urgence no. 1 de fonctionner correctement. Cela pourrait également endommager d'autres canaux de combustible, ou la calandre elle-même.

En 2000, les titulaires de permis ont amorcé un programme expérimental en vue d'étudier la nature de l'interaction entre le modérateur et le combustible en fusion. Un groupe d'experts indépendants spécialistes de l'interaction combustible/fluide de refroidissement a examiné le programme expérimental et les critères de résolution proposés par le secteur nucléaire. Le personnel de la CCSN et les entreprises du secteur nucléaire ont accepté les recommandations de ce groupe d'experts. Le personnel de la CCSN a aussi accepté les critères de résolution et l'échéancier du programme expérimental proposés par les entreprises du secteur nucléaire.

Le premier des quatre essais prévus a été effectué avec succès en décembre 2004. À la fin de 2006, trois essais d'injection de matière en fusion, une de 5 kg et deux de 25 kg, avaient été complétés. Le secteur nucléaire évalue présentement les résultats de ces essais afin de déterminer si des essais additionnels ou des changements au plan global sont requis. L'échéance des activités concernant ce DG a été reportée à juin 2008.

DG 95G02 « Défaillance des tubes de force s'accompagnant d'une perte de modérateur »

La notion de défaillances simple et double requiert l'analyse des événements causés par des défaillances de système fonctionnel, de même que l'analyse des événements initiateurs couplés à la défaillance de l'un des systèmes spéciaux de sûreté. Pour le scénario hypothétique d'une PERCA accompagnée d'une perte du système RUC, le système du modérateur a été crédité dans l'analyse comme une source froide. On fait l'hypothèse que le transfert de chaleur vers le modérateur s'effectuera par le biais d'un contact des tubes de force (TF) avec les tubes de calandre (TC) suite à une déformation des TF causée par une surchauffe. Le personnel de la CCSN a trouvé ce mode de transfert de chaleur acceptable parce que le modérateur a été considéré indépendant des événements initiateurs hypothétiques et des défaillances du RUC.

Dans les cas de rupture de TF, les expériences ont laissé supposer que le modérateur pourrait ne pas être disponible pour refroidir les canaux de combustible. La raison est que la défaillance d'un TF peut entraîner le bris du TC suivi de l'éjection des embouts, occasionnant ainsi le drainage du modérateur. Si tel était le cas, un événement combinant une rupture d'un TF et la perte d'injection du RUC pourrait donner lieu à des dommages graves dans un grand nombre de canaux, avec des conséquences plus graves que celles prévues dans le rapport de sûreté.

Pour donner suite à ce DG, les entreprises du secteur nucléaire ont proposé des critères d'évaluation pour le choix de mesures correctives (modifications de la conception et/ou des procédures), incluant une méthode tenant compte des coûts et avantages. Plus récemment, elles ont aussi soumis des plans d'action visant à diminuer le risque lié à cet événement hypothétique, et ont demandé de fermer ce DG. Bruce Power a déjà apporté certaines améliorations à Bruce-A et Bruce-B afin de diminuer le risque. Le personnel de la CCSN a donné son accord de principe aux mesures prises pour atténuer les conséquences possibles de cet événement, et à ce que toute modification d'envergure à la conception pour diminuer la probabilité de l'événement soit effectuée pendant la remise à neuf des centrales et le remplacement des canaux de combustible.

Afin d'éliminer les inquiétudes soulevées dans ce DG, ENNB a étudié, dans le cadre de la remise à neuf de la centrale, la possibilité de remplacer les TC actuels par des TC sans joint plus résistants. Cependant, des essais d'homologation de la conception ont révélé que les améliorations du rendement anticipées par l'adoption des TC sans joints ne pouvaient pas être obtenues sans modifier la conception des joints roulés entre le tube de force et la gaine des tubes de calandre. Se fondant sur une étude plus détaillée de la fréquence des dommages importants au coeur dus à la rupture d'un TF, ENNB a présenté un raisonnement pour démontrer que des modifications techniques de la conception ne seraient pas justifiées. L'examen de cette question par le personnel de la CCSN est en cours. On a demandé à d'autres titulaires de permis d'étudier les conséquences de ces développements sur leurs installations, mais les entreprises du secteur nucléaire ont abandonné l'option de développer des TC sans joints et la CCSN en a été informée.

DG 95G04: « Réactivité positive due au vide - Traitement dans l'analyse des APRP graves »

L'exactitude des calculs de l'effet du vide sur la réactivité est une question importante sur le plan de la sûreté dans les analyses d'accidents de référence mettant en cause des vides dans les canaux, particulièrement dans le cas des grosses PERCA. En 1995, le personnel de la CCSN a soulevé certaines préoccupations concernant le bien-fondé des preuves disponibles à l'appui des prévisions les plus probables concernant l'effet du vide sur la réactivité, et a par la suite demandé à tous les titulaires de permis de mettre en œuvre un programme expérimental adéquat afin d'améliorer les analyses de sûreté connexes, et de prendre des mesures provisoires adéquates.

En 2001, le Groupe des propriétaires de CANDU (COG) a publié un rapport sur l'évaluation des erreurs relatives à l'effet du vide sur la réactivité dont la conclusion était que le nouvel ensemble d'outils normalisés de l'industrie (IST), comportant une série de programmes informatiques sur la physique du réacteur, surestime l'effet du vide sur la réactivité du combustible CANDU, si on le compare aux mesures obtenues à l'aide d'un réacteur de recherche. Pour compenser ces erreurs, le rapport recommandait que des facteurs de correction propres à chaque type de combustible soient utilisés pour les calculs de l'effet du vide sur la réactivité effectués par des programmes de physique du réacteur de l'IST dans des conditions d'exploitation de CANDU pour tous les niveaux d'appauvrissement du combustible. Ces facteurs recommandés pour tenir compte de la surestimation de l'effet du vide sur la réactivité ont été crédités dans les récentes analyses de sûreté des grosses PERCA effectuées avec la nouvelle série de programmes de physique du réacteur de l'IST.

Un groupe d'étude indépendant a également abordé le sujet de l'acceptabilité de l'estimation de l'incertitude des prévisions, obtenues à l'aide des programmes de physique du réacteur de l'IST, de l'effet du vide sur la réactivité pour différentes conditions d'exploitation des réacteurs CANDU. Les entreprises du secteur nucléaire ont pris des dispositions en réponse aux recommandations de ce groupe dans leur rapport de 2003 et a proposé des activités de recherche et de développement additionnelles. La majorité de ces activités ont été complétées et, en décembre 2004, tous les titulaires de permis ont demandé que ce DG soit fermé. Le personnel de la CCSN étudie présentement cette demande.

DG 95G05: « Prévisions de la température du modérateur »

Dans certains cas d'analyse de grosses PERCA, l'intégrité des canaux de combustible dépend de la capacité du modérateur à agir comme source froide ultime. À mesure que les canaux chauffent, les TF gonflent et entrent en contact avec les TC. Les canaux de combustible demeurent intacts lors du contact si le modérateur à l'extérieur des TC est suffisamment froid pour assurer un bon transfert de la chaleur. Cependant, une défaillance des canaux peut se produire si la température du modérateur est trop élevée pour éviter l'assèchement de l'extérieur des TC suite au contact à l'intérieur avec les tubes de force.

Le personnel de la CCSN a demandé que le programme informatique utilisé pour calculer la répartition de la température du modérateur soit validé au moyen d'une comparaison à des données expérimentales en trois dimensions (3-D) représentatives des conditions d'un réacteur. Un essai intégral en 3-D a été complété en décembre 2001 à la satisfaction du personnel de la CCSN et la validation du programme informatique MODTURC-CLAS a été effectuée en comparaison aux essais partiels et aux résultats de l'essai intégral en 3-D. L'équipe du secteur nucléaire a soumis en décembre 2005 la validation du programme informatique à la CCSN et une demande de fermer ce DG.

L'examen par le personnel de la CCSN de la grande quantité d'information soumise a débuté en 2006 et devrait se poursuivre jusqu'à la fin de 2007.

DG 99G01: « Assurance de la qualité des analyses de sûreté »

L'acceptabilité de l'information relative à la sûreté découlant des analyses de sûreté dépend du degré de prudence lié à ces analyses et de la crédibilité des programmes informatiques, des méthodes et des données utilisées. Les titulaires de permis doivent effectuer leurs analyses de sûreté d'une façon systématique, selon les principes de l'assurance de la qualité afin qu'on accorde une confiance appropriée au fondement du permis et au cadre d'exploitation sûre de chaque centrale.

Suite à ses audits et évaluations, le personnel de la CCSN s'était rendu compte d'un nombre grandissant de cas de mauvaises pratiques relatives aux analyses de sûreté chez les titulaires de permis de centrale nucléaire dues à des mesures d'AQ inadéquates. L'ouverture de ce DG en 1999 découlait de la conclusion du personnel de la CCSN à l'effet que les lacunes de l'AQ des analyses de sûreté minaient la confiance globale envers les résultats des analyses de sûreté.

Le secteur nucléaire a réagi en élaborant des cadres d'action et des procédures en matière d'AQ pour les analyses de sûreté et en prenant des mesures visant à satisfaire tous les critères de résolution pertinents. Le personnel de la CCSN a fermé ce DG pour Bruce Power en 2003 et pour OPG en 2006. Les résultats d'un audit d'ENNB étaient satisfaisants, mais ce DG ne sera fermé que si la compatibilité, entre les procédures nouvellement établies et le programme global d'AQ qu'ENNB élabore présentement, est satisfaisante. Dans le cas d'Hydro-Québec, l'audit effectué en 2005 à ce chapitre a donné des résultats satisfaisants et la fermeture de ce DG devrait se faire bientôt.

DG 99G02: « Remplacement des programmes informatiques relatifs à la physique des réacteurs utilisés aux fins des analyses de sûreté des réacteurs CANDU »

Les titulaires de permis utilisent des méthodes et des programmes informatiques relatifs à la physique du réacteur pour appuyer la conception des aspects nucléaires, l'exploitation et la conformité par rapport aux limites d'exploitation sûre. Les exigences relatives à l'exactitude et à la validation de ces méthodes et de ces programmes sont rigoureuses à cause du rôle qu'ils ont à jouer dans la confirmation de l'exploitation sûre. Des données expérimentales récentes, ainsi que des examens de programmes informatiques clés ont permis d'identifier plusieurs lacunes. Ces lacunes sont liées à des prévisions inexactes de paramètres clés dans des conditions d'accidents, à l'absence de validation adéquate et à un écart considérable entre les méthodes et programmes des titulaires de permis et l'état actuel des connaissances. Ces lacunes ont miné la confiance globale envers les résultats des analyses de physique du réacteur, particulièrement en ce qui a trait aux analyses pour lesquelles les marges de sûreté sont faibles.

Dans le cadre de ce DG, les titulaires de permis doivent mettre en oeuvre un programme structuré de remplacement des programmes informatiques de physique du réacteur. Le rapport d'un groupe d'experts indépendants (voir DG 95G04) portait sur la pertinence des incertitudes estimées des paramètres clés prévues par les programmes. Deux titulaires de permis (Bruce Power et OPG) ont terminé un ensemble d'activités préétabli, déclaré que le nouvel ensemble d'outils normalisés relatif à la physique du réacteur

était disponible pour les analyses futures, et complété un second ensemble d'activités relatives à la validation des programmes informatiques. Le nouvel ensemble d'outils normalisés a été utilisé pour effectuer des analyses de sûreté à l'égard du permis et pour la mise en service dans le cadre du redémarrage des tranches 3 et 4 à Bruce-A. En 2004, Bruce Power et OPG ont demandé de fermer ce DG. Le personnel de la CCSN prévoit terminer son examen de cette requête en 2007.

Avant de soumettre une demande pour fermer ce DG, Hydro-Québec et ENNB sont à mettre en place un modèle de suivi du cœur. Les résultats de ces activités sont revus régulièrement par le groupe de travail du COG en matière de physique du réacteur.

DG 00G01: « Formation de vide dans les canaux durant une grosse PERCA »

Le personnel de la CCSN est préoccupé du fait que les programmes informatiques utilisés pour la prévision des transitoires de surpuissance des réacteurs CANDU dont le coefficient de réactivité dû au vide du caloporteur est positif n'ont pas été validés adéquatement. Une exigence de ce DG est que les titulaires de permis effectuent des mesures directes de la fraction de vide, qu'ils fournissent une évaluation de la mise à l'échelle des résultats pour les phénomènes prévus dans le réacteur, qu'ils effectuent des exercices de validation en utilisant ces données et qu'ils réalisent une étude d'impact sur les marges de sûreté.

Des mesures de la fraction de vide ont été complétées à l'installation RD-14M d'Énergie atomique du Canada limitée (EACL) et les rapports sur l'analyse des données ont été présentés à la CCSN. Le secteur nucléaire a fourni des renseignements au sujet des exercices de validation des programmes informatiques et sur l'évaluation de la mise à l'échelle.

Après avoir examiné les renseignements fournis par les entreprises du secteur nucléaire, le personnel de la CCSN a demandé à chaque titulaire de permis de présenter un plan pour:

- documenter la justification d'effectuer des simulations à l'échelle d'une grosse PERCA en se servant de l'installation RD-14M, et démontrer la pertinence, dans le cas d'un vrai réacteur, des mesures des conditions de vide dans les canaux prises lors de ces expériences;
- évaluer l'incertitude de la fraction de vide des canaux, prévue par le système de programmes informatiques simulant les conditions thermo hydrauliques, pendant la phase où des vides se produisent plus rapidement suite à une grosse PERCA en utilisant les résultats des simulations et des données expérimentales sur les variations des conditions de vide obtenues lors des essais effectués à l'aide de l'installation RD-M14 qui simulaient des grosses PERCA;
- confirmer que cet ensemble de programmes informatiques, lorsque utilisé pour simuler les conditions de vide suite à une grosse PERCA, l'est de la même façon qu'au cours des exercices de validation (toute déviation dans l'utilisation d'un programme informatique pour des fins d'analyse de sûreté doit être documentée, expliquée et justifiée); et
- effectuer des calculs de sensibilité pour vérifier l'effet de l'incertitude associée aux conditions de vide prévues par le programme informatique sur des paramètres clés pour la sûreté (par exemple, la température la plus élevée des gaines et au centre des grappes de combustible) durant les premiers stades de dépressurisation suite à une grosse PERCA.

En 2006, le secteur nucléaire a présenté les résultats d'une évaluation des effets de la mise à l'échelle des essais de grosses PERCA sur l'installation RD-M14 portant sur la variation des conditions de vide dans les canaux pendant la pointe de puissance. Le personnel de la CCSN examine présentement ces résultats.

DG 01G01: « Mise à niveau du logiciel de gestion et de surveillance du combustible»

Ce DG s'applique seulement à Bruce Power et OPG.

La conformité par rapport aux limites de sûreté de la physique du réacteur, lesquelles définissent le cadre d'exploitation sûre, comme les limites de puissance de canal et de grappe, est fondée sur des analyses réalisées à l'aide d'un programme informatique de gestion du combustible. Un récent examen approfondi et plus rigoureux de l'exactitude des méthodes, des critères d'acceptation, des hypothèses et des résultats des analyses de sûreté pour divers accidents de référence a mené à l'adoption de limites de paramètres d'exploitation passablement plus contraignantes, y compris pour les puissances de canal et de grappe, et l'ajout de paramètres de physique additionnels à des fins de conformité, comme la réactivité liée au réarrangement des grappes du combustible et la marge minimale due à la contrainte axiale. L'importance de la conformité par rapport aux limites de la physique du réacteur liées à la sûreté s'est donc accrue. Cela a rendu nécessaire l'élaboration d'un modèle analytique amélioré, validé pour un plus grand éventail d'applications et de conditions, de même que l'établissement de tolérances de conformité mieux définies et de procédures plus cohérentes.

Pour fermer ce DG, on a demandé aux titulaires de permis de mettre en œuvre un programme structuré de surveillance du cœur du réacteur qui prévoit une mise à niveau du logiciel de gestion du combustible, ainsi que la validation et la qualification de la méthode de conformité.

Les travaux effectués par Bruce Power et OPG visent à améliorer la modélisation du programme informatique SORO et à faire l'estimation des marges d'erreur.

Une étape importante a été franchie en décembre 2003 lorsque la première version améliorée du programme informatique WIMS-IST-SORO a été mise en œuvre. Des progrès importants ont été réalisés lorsque des travaux de validation au moyen d'une comparaison à des mesures flux dans un réacteur CANDU-6 ont été achevés. Le personnel de la CCSN prévoit terminer son examen de la requête en 2007.

B. Nouveaux dossiers génériques (depuis le troisième rapport canadien):

DG 06G01: « Dépôts dans les crépines du système de refroidissement d'urgence du cœur »

Les résultats préliminaires de la recherche effectuée aux États-Unis dans le cadre du programme d'essais intégrés des effets chimiques (EIEC) ont soulevé des inquiétudes quant à la formation de dépôts sur les crépines du système de RUC. Un nouveau DG, 06G01 « Dépôts dans les crépines du système RUC » a été ouvert en 2006 afin de clarifier les conséquences des résultats de cette recherche pour les réacteurs CANDU.

Lors d'une PERCA hypothétique, une quantité importante de matériel isolant fait de fibre et de particules serait détachée. On prévoit qu'une bonne partie de ces débris serait entraînée vers le puisard du bâtiment du réacteur avec le caloporteur qui fuit par la brèche. Lorsque le système RUC fonctionne en mode recirculation, l'eau du puisard est récupérée, refroidie et retournée vers le réacteur afin de refroidir le cœur. Les crépines du système RUC sont installées dans le puisard et protègent le circuit de recirculation en empêchant les débris d'entrer dans le système RUC. Par conséquent, une couche de débris s'accumule sur la surface des crépines. Les crépines sont conçues de sorte que leur surface soit suffisamment grande pour empêcher que cette couche n'entrave la circulation.

Le programme des EIEC examine les conséquences des réactions chimiques dans le puisard du bâtiment du réacteur suite à une PERCA et les conséquences possibles sur les crépines du système RUC pendant la phase recirculation. Dans certains des essais du programme des EIEC, on a découvert un dépôt gélatineux sur des échantillons de fibres prélevés dans le puisard. On s'inquiète que de tels dépôts chimiques pourraient mener à un blocage partiel de la crépine rendant ainsi le système RUC partiellement indisponible en mode recirculation.

Les titulaires de permis ont soumis des informations donnant une certaine confiance que les conditions chimiques qui prévalent dans les réacteurs CANDU ne présentent pas les particularités qui ont laissé croire à la possibilité de dépôts nuisibles lors des essais du programme des EIEC. Plus précisément, l'étude a démontré que l'addition de phosphate de trisodium (PTS) à l'eau lors des essais du programme des EIEC entraînait une accélération de la corrosion de l'aluminium et la formation de dépôts. Le PTS n'est pas utilisé aux centrales CANDU pour augmenter le pH dans le puisard après une PERCA. Le personnel de la CCSN a accepté les conclusions de cette étude.

Cependant, les titulaires de permis ne pouvaient complètement exclure que des effets chimiques puissent se produire dans les conditions qui prévalent dans les puisards des centrales CANDU. Par conséquent, un programme expérimental a été initié rapidement afin d'acquérir les connaissances manquantes. Les travaux progressent comme prévu et le programme devrait être complété en 2007.

C. Dossiers génériques fermés (depuis le troisième rapport canadien):

Du 1^{er} janvier 2004 jusqu'à la fin de la période de référence, cinq dossiers génériques s'appliquant à l'ensemble du secteur nucléaire ont été fermés. Pour consulter la liste des dossiers génériques fermés antérieurement, veuillez vous reporter aux deuxième et troisième rapports canadiens.

DG 90G02: « Refroidissement du cœur en l'absence de circulation forcée »

La défaillance des pompes du circuit caloporteur primaire qui assurent la circulation forcée de l'eau dans le but de refroidir le combustible est une possibilité dans certaines séquences d'accident. L'évacuation de la chaleur résiduelle du combustible dans le réacteur vers les générateurs de vapeur repose alors sur la circulation naturelle du caloporteur. Les expériences de circulation naturelle réalisées aux Laboratoires Whiteshell d'Énergie atomique du Canada limitée (EACL) indiquent une détérioration du refroidissement dans certains canaux si l'inventaire du caloporteur est faible. Les résultats des expériences mettent en doute les prévisions de l'analyse de sûreté concernant l'efficacité de la circulation naturelle dans des conditions d'inventaire réduit. On a demandé aux titulaires de permis de déterminer les causes menant à la détérioration des conditions de refroidissement observée et, au besoin, de réviser leur analyse de sûreté ou d'apporter des modifications à la conception.

Le présent DG a été fermé avant 2004 pour tous les titulaires de permis, à l'exception d'ENNB. En 2004, le personnel de la CCSN a examiné l'analyse présentée par ENNB et conclu qu'elle répondait aux critères de résolution de ce DG. La même année, il a donc fermé ce DG pour ENNB.

DG 91G01: « Efficacité des filtres à la suite d'un accident »

Lors de certains accidents hypothétiques, la dépressurisation de l'enceinte de confinement peut être requise pour réduire le risque de rejet non contrôlé de substances radioactives. Les titulaires de permis doivent démontrer que les filtres qui seraient utilisés peuvent accomplir la fonction pour laquelle ils ont été conçus et que les activités d'essais et de maintenance de ces filtres sont adéquates. Ce dossier couvre les filtres du système d'urgence de décharge et de filtration de l'air (SUDFA) et ceux d'autres systèmes qui sont crédités dans les analyses de sûreté.

Ce DG avait déjà été fermé pour Hydro-Québec. Avant 2004, Ontario Power Generation (OPG) et Bruce Power avaient fourni des renseignements additionnels afin de répondre aux critères de résolution pour les filtres autres que ceux du SUDFA (ayant déjà réglé le cas des filtres du SUDFA) à Pickering-A, Pickering-B, Darlington, et Bruce-B. L'examen de cette information a permis de conclure que toutes les centrales d'OPG et de Bruce Power répondaient aux critères de résolution du DG 91G01. Il a aussi fait

ressortir un nombre de mesures qu'OPG et Bruce Power se sont engagées à prendre. Le DG a été fermé pour Pickering-A, Pickering-B, Darlington, Bruce-A et Bruce-B en 2004.

En 2006, se fondant sur un nombre d'activités, incluant l'élaboration d'une procédure additionnelle de ventilation suite à un accident ainsi que des analyses détaillées démontrant que la combustion d'hydrogène à l'intérieur du système de filtration est exclue, le personnel de la CCSN a fermé ce DG pour ENNB.

DG 94G01: « Analyse de l'efficacité du SRUC »

Il était mentionné dans le troisième rapport canadien que ce dossier avait été remplacé par le dossier DG 98G02. Il était valable seulement pour Bruce Power et OPG et il a été fermé officiellement pour eux en janvier 2004.

DG 98G01: « Fonctionnement des pompes du circuit caloporteur primaire dans des conditions d'écoulement diphasique »

Le fonctionnement des pompes du circuit caloporteur primaire (CCP) dans les conditions qui prévalent suite à une PERCA peut endommager les conduites de ce circuit, en raison de variations de pression de grande amplitude et de la vibration excessive des pompes. Une analyse portant sur la fatigue des conduites a été réalisée antérieurement à l'aide d'une quantité limitée de données expérimentales obtenues lors d'essais en laboratoire. Les résultats de cette démarche dépendaient de l'interprétation faites des données provenant des essais et de leur application au réacteur. Une réévaluation a été requise afin de représenter, de manière plus réaliste, le comportement des pompes et des conduites lorsque soumises à différentes conditions d'accident. Plus particulièrement, l'analyse de la fatigue des conduites du CCP a nécessité une mise à jour utilisant une fonction plus prudente.

Ce DG avait été fermé précédemment pour toutes les centrales sauf Bruce-A.

En 2005, conformément à la demande du personnel de la CCSN, Bruce Power a présenté une analyse additionnelle et demandé la fermeture de ce DG. Dans sa présentation, Bruce Power recommandait de diminuer le temps avant le déclenchement automatique des pompes à dix minutes.

Le personnel de la CCSN a accepté la position avancée par Bruce Power selon laquelle l'action recommandée allait assurer l'intégrité des conduites lorsque exposées aux conditions les plus rigoureuses occasionnées par le fonctionnement des pompes du CCP lorsque l'écoulement est en deux phases. Le personnel de la CCSN a vérifié que la diminution du temps avant le déclenchement automatique des pompes n'allait pas compromettre le refroidissement du combustible. Tenant compte de ces faits, le personnel de la CCSN a fermé le DG.

DG 98G02: « Validation des programmes informatiques utilisés aux fins de l'analyse de sûreté des centrales nucléaires »

Le personnel de la CCSN évaluait antérieurement les programmes informatiques des titulaires de permis ainsi que leurs méthodes d'analyse de sûreté et identifié plusieurs pratiques inadéquates au chapitre de la validation des programmes informatiques. Certains exemples de mauvaises pratiques sont notamment l'absence de méthode de gestion pour la validation des programmes informatiques, la piètre qualité de la documentation de la validation, l'applicabilité limitée de la validation à cause de la portée restreinte des conditions dans les expériences de validation comparativement à l'analyse du réacteur, et l'évaluation inadéquate des incidences du détartrage dimensionnel et de certains phénomènes importants, parce qu'il n'existe aucune donnée de validation adéquate. Le personnel de la CCSN a conclu que ces pratiques inadéquates ont miné la confiance globale accordée aux résultats des analyses de sûreté.

Les entreprises du secteur nucléaire ont répondu positivement à ce DG en établissant une méthode de contrôle de la qualité visant à améliorer la validation des programmes informatiques, et en établissant un niveau global de validation des données de départ pour un ensemble spécifique de programmes informatiques importants utilisés dans les analyses de sûreté. Ces efforts, une fois validés par l'entremise d'évaluations et d'audits des programmes pertinents des titulaires de permis effectués par le personnel de la CCSN, ont été jugés suffisants pour justifier la fermeture de ce DG. Le programme d'application de l'ensemble d'outils normalisés de l'industrie (IST) répondra aux besoins continus de maintenance et de gestion de la configuration des principaux programmes informatiques servant aux analyses de sûreté. Ce DG a été fermé pour Bruce Power et OPG en 2003. Il a été fermé pour ENNB en 2005 après qu'elle eut démontré que l'AQ des analyses de sûreté était compatible avec le programme global d'AQ en voie d'élaboration à Point Lepreau. Se fondant sur les résultats satisfaisants obtenus lors des évaluations effectuées par le personnel de la CCSN à Gentilly, ce DG a été fermé pour Hydro-Québec en 2006.

Appendice G : Description du système d'évaluation et d'attribution de cote de rendement de la CCSN et les résultats au cours de la période de référence

La CCSN utilise cinq cotes pour évaluer les programmes et le rendement des titulaires de permis au regard de neuf domaines de sûreté désignés. Ces cotes sont définies dans le tableau G.1 (voir le CMD 02-M5). Les domaines de sûreté de même que les programmes et les éléments examinés connexes sont décrits au tableau G.2. Deux domaines de sûreté, « Sécurité des sites » et « Garanties », n'apparaissent pas au tableau G.2 parce qu'ils débordent du cadre de ce rapport. Bien que les cotes de rendement et les éléments d'examen que l'on retrouve dans ces deux tableaux soient axés sur les exigences réglementaires de la CCSN, les attentes de la CCSN en matière de rendement, par contre, orientent et complètent le processus d'examen (en tenant toujours compte du fait que les titulaires de permis sont libres de proposer d'autres moyens de satisfaire à ces attentes).

Le tableau G.3 résume les résultats de l'évaluation du rendement de toutes les centrales nucléaires du Canada pour les années 2003 à 2006. Pour chaque domaine de sûreté pertinent, il donne les cotes attribuées au regard de la conception et de la mise en oeuvre des programmes des titulaires de permis.

Tableau G.1 : Liste et définitions des cotes de rendement attribuées par la CCSN**A - Supérieur aux exigences**

Les sujets ou programmes évalués respectent et dépassent constamment les exigences et les attentes de la CCSN en matière de rendement. Le rendement est stable ou s'améliore. Les problèmes qui surviennent sont réglés rapidement afin qu'ils ne présentent pas de risque indu pour le maintien de la santé et de la sécurité des personnes, la sécurité, la protection de l'environnement ou le respect des obligations internationales que le Canada a assumées.

B - Répond aux attentes

Les sujets ou programmes évalués respectent la lettre et l'esprit des exigences et des attentes de la CCSN en matière de rendement. On constate seulement un léger écart par rapport aux exigences ou aux attentes relatives à la conception et (ou) à l'exécution des programmes, mais l'écart ne présente pas un risque indu pour le maintien de la santé et de la sécurité des personnes, la sécurité, la protection de l'environnement ou le respect des obligations internationales que le Canada a assumées. En d'autres termes, il y a dérapage par rapport aux exigences et aux attentes à l'égard de la conception et de l'exécution des programmes. Toutefois, on estime que les problèmes relevés posent seulement un risque faible quant au respect des exigences réglementaires et à la satisfaction des attentes de la CCSN en matière de rendement.

C - Inférieur aux exigences

Le rendement se détériore et il est inférieur aux attentes, ou encore les sujets et les programmes évalués ne respectent pas la lettre ou l'esprit des exigences de la CCSN, dans la mesure où il existe un risque modéré que les programmes ne permettront pas de répondre aux attentes quant au maintien de la santé et de la sécurité des personnes, la sécurité, la protection de l'environnement ou le respect des obligations internationales que le Canada a assumées. Dans le court terme, le risque de ne pas répondre aux exigences réglementaires demeure faible, mais le rendement ou les programmes doivent s'améliorer pour que les lacunes relevées soient comblées. Le titulaire ou le demandeur de permis prend les mesures voulues ou les a prises.

D - Très inférieur aux exigences

Les sujets ou les programmes évalués sont nettement en dessous des exigences, ou encore on constate un rendement faible continu, dans la mesure où des programmes complets sont compromis. Si des mesures correctives ne sont pas prises, il est fort probable que les lacunes relevées entraîneront un risque indu pour le maintien de la santé et de la sécurité des personnes, la sécurité, la protection de l'environnement ou le respect des obligations internationales que le Canada a assumées. Le titulaire ou le demandeur de permis ne règle pas les problèmes de façon efficace. Il n'a pas pris les mesures correctives qui s'imposent ou fourni un plan d'action de rechange.

E - Inacceptable

Une absence, une insuffisance totale, une défaillance ou une perte de contrôle d'un sujet ou d'un programme évalués sont manifestes. Il est fort probable que les lacunes relevées entraîneront un risque indu pour le maintien de la santé et de la sécurité des personnes, la sécurité, la protection de l'environnement ou le respect des obligations internationales que le Canada a assumées. La CCSN sera intervenue ou interviendra, par exemple en émettant un ordre ou une ordonnance ou en prenant une mesure restrictive à l'égard du permis, pour assurer que la situation est corrigée.

Tableau G.2 Domaines de sûreté, programmes et éléments d'examen servant à l'évaluation du rendement des centrales nucléaires canadiennes par la CCSN

Domaine de sûreté	Programmes	Éléments d'examen
1. Exploitation	1. Organisation et gestion de la centrale	<ul style="list-style-type: none"> • intégration globale des programmes • garanties financières • examen des transitoires • état général et état physique de la centrale • événements à déclarer (auto-évaluation et registres) • programme d'information du public
	2. Conduite de l'exploitation	<ul style="list-style-type: none"> • inspections en chantier • inspections des salles de commande • respect des procédures • communications • contrôle des changements (autorisations, gestion de la configuration) • gestion des arrêts • tournées d'inspection de la centrale (protection contre l'incendie, qualification environnementale, préparation aux situations d'urgence, gestion de la configuration, circuits du flux de refroidissement d'urgence du coeur, secousses sismiques, etc.) • accréditation des opérateurs (accréditation interne, registres)
	3. Santé et sécurité au travail (risques non radiologiques)	<ul style="list-style-type: none"> • normes de santé et de sécurité dans l'industrie • gestion des matières dangereuses • comités de santé et sécurité des travailleurs • planification des travaux, pratiques et protection, rapports et registres, autres programmes ou exigences du gouvernement
2. Assurance du rendement	1. Gestion de la qualité	<ul style="list-style-type: none"> • définition des programmes (manuel de gestion de la qualité, politiques, procédures) • relevé et résolution des problèmes • auto-évaluations par la direction • planification du travail, contrôle des changements, contrôle de la documentation, contrôle des procédés et des pratiques, registres • application de l'expérience d'exploitation (OPEX) • structure de l'organisation, rôles et responsabilités, communications, reddition de comptes
	2. Facteurs humains	<ul style="list-style-type: none"> • interface homme-machine • aptitude au travail • milieu de travail • dotation (méthodes, niveaux) • procédures et outils de travail, mise à jour des procédures • caractéristiques organisationnelles, dont la culture de sûreté
	3. Formation	<ul style="list-style-type: none"> • compétences et qualifications du personnel • méthodes et procédures de formation • formation du personnel accrédité (examens, normes, procédures) • formation du personnel non accrédité • installations et services de soutien (simulateur, outils, classe)
3. Conception et analyse	1. Analyse de la sûreté	<ul style="list-style-type: none"> • mise à jour des rapports de sûreté • fondement des permis (hypothèses) • cadre d'exploitation sûre (politiques et principes d'exploitation) • méthodes ainsi que vérification et validation des modèles

		<ul style="list-style-type: none"> • vieillissement (incidence sur l'analyse de sûreté)
	2. Questions de sûreté	<ul style="list-style-type: none"> • recherche et application des nouvelles connaissances • points prioritaires, choix et gestion (génériques, propres à une installation) • analyses des risques (internes, externes, évaluation des risques d'incendie) • gestion des accidents et atténuation des répercussions
	3. Conception	<ul style="list-style-type: none"> • description de la conception de la centrale (documentation du dimensionnement, classification des systèmes, gestion de la configuration) • protection contre les incendies • projets de modifications à la conception (améliorations de la sûreté, liens avec les événements, mesures correctives, OPEX, facteurs humains)
4. Aptitude fonctionnelle de l'équipement	1. Maintenance	<ul style="list-style-type: none"> • contrôle des travaux et maintenance (permis et procédures) • respect des procédures (procédures et outils) • planification (activités de maintenance et réduction des retards, maintenance corrective, maintenance préventive) • surveillance et inspection • gestion du cycle de vie des centrales (vieillessement et obsolescence) • installations, équipement et matériaux • magasins et entrepôts • gestion de la configuration
	2. Intégrité structurelle	<ul style="list-style-type: none"> • composantes sous pression • inspection en cours de fonctionnement • programmes d'aptitude fonctionnelle
	3. Fiabilité	<ul style="list-style-type: none"> • études probabilistes des risques, modèles et méthodes • rendement en matière d'indisponibilité des systèmes
	4. Qualification de l'équipement	<ul style="list-style-type: none"> • environnement • secousses sismiques • protection contre l'incendie • niveau de qualité • interférences électroniques ou magnétiques • contrôle de la chimie de l'eau
5. Préparation aux situations d'urgence	1. Préparation aux situations d'urgence	<ul style="list-style-type: none"> • intervention en cas d'urgence • planification consolidée des mesures d'urgence (intervention en cas d'incendie, atténuation des effets, sécurité, autres événements) • exercices d'intervention en cas d'urgence à des fins de formation • installations et méthodes d'intervention en cas d'urgence
6. Protection de l'environnement	1. Systèmes de gestion de l'environnement	<ul style="list-style-type: none"> • systèmes de protection de l'environnement • réduction des rejets • prévention de la pollution
7. Radioprotection	1. Exposition du personnel	<ul style="list-style-type: none"> • contrôle de l'exposition au rayonnement (ALARA, mesures de contrôle des doses pendant les arrêts) • seuils d'intervention • mesures de contrôle de la contamination

Note: Deux autres domaines de sûreté, « Sécurité des sites » et « Garanties », ont été omis du tableau.

Tableau G.3 : Sommaire des fiches de rendement des titulaires de permis au Canada en 2003, 2004, 2005 et 2006

	Année	Bruce-A				Bruce-B				Darlington				Pickering-A				Pickering-B				Gentilly-2				Point Lepreau			
		'03	'04	'05	'06	'03	'04	'05	'06	'03	'04	'05	'06	'03	'04	'05	'06	'03	'04	'05	'06	'03	'04	'05	'06	'03	'04	'05	'06
Domaine de sûreté																													
Exploitation	P*	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B
	M**	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	C	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B
Assurance Du rendement	P	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	C	C	B	B	C	B	B	B
	M	B	B	C	B	B	B	B	B	C	B	B	B	C	B	B	B	B	B	B	B	C	C	C	B	C	B	B	B
Conception et analyse	P	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	C	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B
	M	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	C	B	C	B	B	B	B	B	B	B	B	B
Aptitude Fonctionnelle de l'équipement	P	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B
	M	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	C	B	B	B	B	B	B	C	B	B
Préparation aux situations d'urgence	P	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A
	M	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	B	B	B	C	C	B	B
Protection de l'environnement	P	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B
	M	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B
Radioprotection	P	B	B	B	B	B	B	B	B	A	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	A	B	B	B	B	B	B	B
	M	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	A	B	B	B	B	B	B	B	B	C	B	B	B	B	C	B	B

Légende

A = Supérieur aux exigences B = Répond aux exigences C = Inférieur aux exigences D = Très inférieur aux exigences E = Inacceptable

- * P Programme
- ** M Mise en œuvre

Note:

Les cotes de rendement pour les domaines de sûreté « Sécurité des sites » et « Garanties » n'ont pas été insérées au tableau.

ANNEXES

Annexe 7.2 (i) : Documents d'application de la réglementation de la CCSN

Cette annexe présente une mise à jour de l'état, à la fin de la période de référence, du programme relatif aux documents d'application de la réglementation de la CCSN. L'orientation future de ce programme et l'incidence que celle-ci aura sur les types et le nombre de documents devant être élaborés à l'avenir sont décrites à l'alinéa 7.2 (i) de l'article 7.

Les quatre types de documents d'application de la réglementation publiés présentement (à la fin de la période de référence) par la CCSN sont :

- Politique d'application de la réglementation (P) : Une politique d'application de la réglementation décrit la philosophie, les principes ou les facteurs fondamentaux sur lesquels se fondent les activités de réglementation associées à un sujet ou à un domaine particulier. Elle explique pourquoi une activité de réglementation est justifiée et, par conséquent, elle apporte plus d'uniformité à l'interprétation des exigences réglementaires.
- Norme d'application de la réglementation (S) : Une norme d'application de la réglementation précise les attentes de la CCSN sur ce que le titulaire de permis doit faire, et devient une exigence légale lorsqu'elle est mentionnée par renvoi dans un permis ou un autre instrument contraignant. La norme d'application de la réglementation explique en détail les résultats auxquels la CCSN s'attend de la part des titulaires de permis.
- Guide d'application de la réglementation (G) : Un guide d'application de la réglementation explique au titulaire de permis la façon dont il doit satisfaire aux exigences et aux attentes de la CCSN, et lui propose une approche à l'égard de certains aspects de ces exigences et les attentes qui s'appliquent à ses activités autorisées.
- Avis d'application de la réglementation (N) : Un avis d'application de la réglementation renseigne les titulaires de permis et les autres parties intéressées sur des questions importantes qui nécessitent une intervention prompte.

Le processus suivi pour mettre en place des documents d'application de la réglementation se divise en deux phases: la détermination des documents devant être préparés et l'élaboration des documents. La première phase commence par un appel de propositions de documents de réglementation et se termine par l'approbation d'un groupe de documents parmi ceux proposés. La deuxième phase englobe toutes les étapes de l'élaboration des documents d'application de la réglementation, du plan de travail à la publication finale du document. Les parties intéressées externes peuvent commenter la liste des documents proposés pendant la phase de la détermination des documents devant être préparés, de même que le contenu de chacun des documents pendant la phase de l'élaboration.

Avant d'insérer une norme dans un permis, la CCSN consulte les titulaires de permis sur le libellé des nouvelles conditions de permis proposées et aborde avec eux le besoin d'une période de transition avant d'exiger la pleine conformité. Par exemple, dans le cas de la révision 1 norme d'application de la réglementation S-98 de la CCSN *Programme de fiabilité pour les centrales nucléaires*, une série de consultations dont des ateliers conjoints CCSN-secteur nucléaire et des visites aux centrales nucléaires par le personnel de la CCSN ont précédé sa mise en application. Selon le cadre de réglementation actuel, quatre approches peuvent être suivies pour insérer une nouvelle norme d'application de la réglementation dans un permis déjà en vigueur :

1. proposer l'addition d'une nouvelle condition de permis au moment du renouvellement du permis,
2. acquiescer à la demande d'un titulaire de permis de modifier son permis,
3. donner un ordre, et
4. modifier un permis de par la propre initiative de la Commission.

Des renseignements additionnels sur le programme relatif aux documents d'application de la réglementation de la CCSN sont disponibles sur le site Web de la CCSN à <http://www.nuclearsafety.gc.ca>.

Certains documents clés publiés par la CCSN, disponibles sous forme manuscrite ou de fichier PDF, sont énumérés au tableau A 7.2 (i) a.

Tableau A 7.2 (i) a - Politiques, normes et guides d'application de la réglementation actuellement en usage	
Document²	Titre et année publié
P-119	Politique sur les facteurs humains (2000)
P-211	La conformité (2001)
P-223	Protection de l'environnement (2001)
P-242	Examen des coûts et des avantages (2000)
P-290	Gestion des déchets radioactifs (2004)
P-299	Principes fondamentaux de réglementation (2005)
P-325	Gestion des urgences nucléaires (2006)
R-7	Les normes des systèmes de confinement des centrales nucléaires CANDU (1991)
R-8	Les normes des systèmes d'arrêt d'urgence des centrales nucléaires CANDU (1991)
R-9	Les normes des systèmes de refroidissement d'urgence du coeur des centrales nucléaires CANDU (1991)
R-117	Normes d'étalonnage des gammamètres (1995)
S-98 R1	Programmes de fiabilité pour les centrales nucléaires (2005)
S-99	Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires (2003)
S-106 R1	Exigences techniques et d'assurance de la qualité pour les services de dosimétrie (2006)
S-210	Programmes d'entretien des centrales nucléaires (2007)
S-294	Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires (2005)
S-296	Politiques, programmes et procédures de protection de l'environnement aux installations nucléaires de catégorie 1 et aux mines et usines de concentration d'uranium (2006)
R-10	L'utilisation de deux systèmes d'arrêt des réacteurs (1977)
R-77	Exigences pour la protection contre la surpression dans le circuit caloporteur primaire des réacteurs de puissance CANDU munis de deux systèmes d'arrêt d'urgence (1987)
R-100	Détermination de la dose effective due à l'incorporation d'eau tritiée (1987)
G-91	Contrôle et enregistrement des doses de rayonnement aux personnes (2003)
G-129 R1	Maintenir les expositions et les doses au «niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA)» (2004)
G-144	Critères d'acceptation des paramètres de déclenchement aux fins de l'analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU (2006)
G-147	Protocoles d'intervention pour les essais biologiques en cas d'incorporation anormale de radionucléides (2003)

² Avant 2003, le numéro des documents réglementaires de la CCSN (et de la CCEA) était précédé de la lettre « R », signifiant réglementaire », qu'ils soient une politique, une norme, un guide ou un avis d'application de la réglementation. Les ébauches de tels documents avaient alors le préfixe « C » signifiant « à titre de consultation ». Au début de 2003, une nouvelle façon de classer ces documents a été adoptée. Les lettres « P », « S », « G » et « N » apparaissent avant le numéro du document pour identifier respectivement les politiques, les normes, les guides et les avis d'application de la réglementation. Dans le cas des ébauches de documents, le mot « ébauche » apparaît dans le titre et dans l'entête de chacune des pages.

G-149	Les programmes informatiques utilisés lors de la conception et des analyses de sûreté des centrales nucléaires et des réacteurs de recherche (2000)
G-206	Les garanties financières pour le déclassement des activités autorisées (2000)
G-219	Les plans de déclassement des activités autorisées (2000)
G-225	Planification d'urgence dans les installations nucléaires de catégorie I, les mines d'uranium et les usines de concentration d'uranium (2001)
G-228	Élaboration et utilisation des seuils d'intervention (2001)
G-276	Plan de programme d'ingénierie des facteurs humains (2003)
G-278	Plan de vérification et validation des facteurs humains (2003)
G-296	Élaboration de politiques, programmes et procédures de protection de l'environnement aux installations nucléaires de catégorie 1 et aux mines et usines de concentration d'uranium (2006)
G-306	Programme de gestion des accidents graves touchant les réacteurs nucléaires (2006)
G-323	Assurer la présence d'un nombre suffisant d'employés qualifiés aux installations nucléaires de catégorie I – effectif minimal par quart de travail (2007)

Au moment de publier ce rapport, les ébauches de documents d'application de la réglementation énumérées au tableau A 7.2 (i) b étaient aussi disponibles sur le site Web de la CCSN. Ces documents ont fait l'objet de consultations auprès de parties intéressées externes et la période de consultation est maintenant terminée. Le personnel de la CCSN n'a pas encore révisé, publié à nouveau pour consultation, retiré ou officialisé ces documents.

Tableau A 7.2 (i) b – Ébauches de normes et de guides d'application de la réglementation	
	Titre
C-006	Analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU
S-204	Accréditation des personnes qui travaillent dans des centrales nucléaires
S-224	Programme de surveillance de l'environnement aux installations nucléaires de catégorie 1 et aux mines et usines de concentration d'uranium
S-310	Analyse de sûreté pour les centrales nucléaires
G-224	Programme de surveillance de l'environnement aux installations nucléaires de catégorie I et aux mines et usines de concentration d'uranium
G-353	Lignes directrices pour la mise à l'épreuve des mesures d'urgence
G-360	Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires

La contribution des documents de l'AIEA aux documents d'application de la réglementation de la CCSN

Comme ce fut le cas pendant nombre d'années, les normes de l'AIEA servent toujours de références et de bases de comparaison pour les documents de la CCSN en matière de sûreté nucléaire. Certains documents d'application de la réglementation de la CCSN, soit déjà publiés ou sous forme d'ébauche, qui ont été préparés à l'aide des normes de l'AIEA sont énumérés au tableau A 7.2 (i) c.

Tableau A 7.2 (i) c	
Documents d'application de la réglementation	Documents pertinents de l'AIEA
S-294, <i>Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires</i>	1. Collection sécurité N° 50-P-4 2. Collection sécurité N° 50-P-8

S-210, <i>Programmes d'entretien des centrales nucléaires</i>	<ol style="list-style-type: none"> 1. Collection rapports de sûreté N° 42 2. Collection sécurité N° 110 3. Collection normes de sûreté N° NS-R-2 4. Collection normes de sûreté N° NS-G-2.6 5. Collection normes de sûreté N° 50-SG-07
G-129, révision 1, <i>Maintenir les expositions et les doses au « niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA) »</i>	<ol style="list-style-type: none"> 1. Collection sécurité N° 21 2. Collection sécurité N° 102 3. Collection sécurité N° 103
Ébauches de documents d'application de la réglementation de la CCSN	
S-204, <i>Accréditation des personnes qui travaillent dans des centrales nucléaires</i>	<ol style="list-style-type: none"> 1. Collection normes de sûreté N° NS-G-2.4 2. Collection normes de sûreté N° NS-G-2.8
G-360, <i>Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires</i>	<ol style="list-style-type: none"> 1. Collection normes de sûreté N° NS-G-2.10

Annexe 7.2 (iii) c : Précisions relatives à la vérification de la conformité

Sujets spécifiques faisant l'objet d'activités de vérification de la conformité (en plus de ceux de l'appendice C)

<ul style="list-style-type: none"> • Manutention du combustible nucléaire • Démarrage • Sûreté des systèmes d'arrêt • Sources froides • Gestion des arrêts • Combustible et physique • Enveloppe sous pression • Surveillance et contrôle des effluents • Surveillance environnementale 	<ul style="list-style-type: none"> • Salle de commande • Bâtiment du réacteur • Bâtiment turbine • Salle des accumulateurs • Salle des panneaux de commande • Enceinte de confinement • Refroidissement d'urgence du cœur • Système d'arrêt d'urgence 1 • Système d'arrêt d'urgence 2 • Systèmes de sûreté en attente • Systèmes liés à la sûreté • Systèmes d'alimentation électrique
--	--

Rapports devant être soumis conformément à la norme d'application de la réglementation S-99 de la CCSN

Rapports non périodiques		Rapports périodiques
Rapports préliminaires immédiats suivis de rapports détaillés	Avis ou autres rapports	
les non-conformités à la LSRN, aux règlements, aux ordres, aux conditions de permis	l'atteinte d'un seuil d'intervention	l'exploitation
les non-conformités à un document de permis qui sont importantes sur le plan de la sûreté	le rendement et le statut du personnel accrédité	les indicateurs de rendement
les renseignements inexacts ou incomplets	les problèmes qui se dégagent des résultats de la recherche ou d'analyses révisées	les mises à jour de la description des installations et du rapport d'analyse de sûreté
les événements ou incidents ayant des conséquences importantes sur la santé et la sécurité		les résultats de la surveillance de l'environnement
les rejets		les résultats des activités de recherche et de développement
les défaillances de système fonctionnel		les résultats des inspections périodiques
les déclenchements, incluant les déclenchements intempestifs et la dégradation des systèmes de sûreté		la dégradation des enveloppes de pression
les dégradations, les charges excessives (observée ou calculées), les défaillances, les configurations inacceptables des enveloppes de pression		la fiabilité de la centrale

les réductions de l'efficacité de la régulation du réacteur ou de la turbine		les résultats de la surveillance et des inspections du combustible
les situations d'urgence		
les événements externes		
les manquements à effectuer un essai requis par une condition de permis		
les manquements à surveiller ou contrôler le rejet d'une substance nucléaire ou d'une matière dangereuse		
les risques non abordés dans les documents de permis		
toute modification de la situation financière		

Indicateurs de rendement

Le indicateurs de rendement couvrent les cinq domaines de rendement des centrales nucléaires suivants : les opérations, la maintenance, la sécurité du public, la sécurité des travailleurs et la conformité. Par un renvoi à la norme S-99 dans le permis d'exploitation de toutes les centrales nucléaires au Canada, il est obligatoire de faire rapport à la CCSN sur ces indicateurs.

Il est prévu que les indicateurs de rendement en matière de sûreté seront utilisés de concert avec d'autres données recueillies par la CCSN. Le processus réglementaire global d'évaluation de la sûreté tient compte des conclusions tirées des indicateurs de rendement, de l'analyse des événements et des activités de vérification de la conformité. Prises individuellement ou globalement, ces conclusions peuvent donner lieu à d'autres inspections réglementaires. Les indicateurs de rendement choisis par la CCSN sont :

- le taux de gravité et fréquence des accidents;
- l'indice chimique;
- l'indice chimique de conformité;
- l'indice de contrôle des modifications;
- l'indice de l'efficacité d'intervention en cas d'urgence radiologique;
- l'indice de la participation de l'organisation d'intervention d'urgence
- l'indice de vérification des ressources d'intervention d'urgence
- l'indice de non-conformité;
- le nombre de cas de dégradation des enveloppes de pression;
- le coefficient d'exécution de l'entretien préventif;
- l'indice d'événements liés au rayonnement;
- la dose de rayonnement à la centrale;
- le nombre d'omissions d'essais prescrits sur les systèmes de sûreté;
- le nombre de transitoires imprévus; et
- le coefficient de perte de capacité imprévue.

Certains de ces indicateurs permettent de mesurer le rendement de la centrale dans son ensemble, alors que d'autres sont conçus pour déterminer le rendement de programmes particuliers. Afin d'assurer la cohérence des rapports, la CCSN a mis au point des fiches de données, auxquelles s'ajoutent des fiches de spécifications qui indiquent, entre autres, l'objet de l'indicateur et la méthode à utiliser pour le calculer. Les définitions des indicateurs de rendement et les fiches de données sont incluses à la norme S-99.

Ces indicateurs de rendement ont des caractéristiques prédictives ou réactives, ou les deux. À titre d'indicateurs prédictifs, ils permettent de dégager les tendances et de faire des inférences quant aux probabilités de détérioration future du rendement, ainsi que de déceler à l'avance des problèmes éventuels et de prendre des mesures préventives et correctives avant que la sûreté ne soit compromise. À titre d'indicateurs réactifs, ils invitent à prendre sans tarder les mesures nécessaires pour corriger les lacunes et prévenir toute détérioration ultérieure de la situation.

Annexe 10 a : Politiques de sûreté des centrales nucléaires

Tel que mentionné à l'article 10, chacun des exploitants de centrale nucléaire au Canada a établi que, dans le cadre de son système de gestion, la sûreté occupait une place prépondérante.

Chacun des exploitants a adopté une approche différente pour démontrer la priorité qu'il accorde à la sûreté, certains choisissant d'énoncer les principes de sûreté de haut niveau de leur organisation dans une politique consacrée exclusivement à la sûreté nucléaire.

Les énoncés qui suivent sont des exemples tirés de la politique de sûreté nucléaire d'OPG :

Conformément aux lois pertinentes, Ontario Power Generation s'engage à déployer de manière prudente toutes les ressources nécessaires pour exploiter ses centrales nucléaires de manière sûre et fiable, pour assurer la sécurité des sites, pour s'acquitter de ses obligations à l'égard des garanties des matières nucléaires, pour protéger la santé et la sécurité des travailleurs et du public ainsi que l'environnement contre les risques radiologiques, et pour prévenir les accidents et en atténuer les conséquences. Le conseil d'administration évaluera le rendement en matière de sûreté sur une base régulière.

OPG dirigera ses opérations et contrôlera son rendement de façon à ce que le risque associé aux opérations et activités de nature nucléaire soit maintenu à un niveau acceptable et que des mesures saines de sûreté nucléaire et de défense en profondeur soient mises en place et maintenues. OPG s'efforcera d'établir et de promouvoir une « culture de sûreté » positive attestant d'un ensemble de principes, d'attitudes et de comportements observables qui procurent l'assurance que la sûreté des centrales nucléaires est la principale priorité de tout le personnel travaillant dans ce secteur.

Les responsabilités du premier dirigeant et du chef de l'exploitation nucléaire sont formulées de manière à comprendre un énoncé explicitement lié à la sûreté.

De façon similaire, la politique de Bruce Power en matière de sûreté comprend l'énoncé suivant :

Conformément à la valeur qu'elle a adoptée voulant que la sûreté passe avant tout, Bruce Power s'assurera que la sûreté nucléaire prend la place prépondérante dans ses décisions et ses activités d'affaires. À cet effet, de par son utilisation de la technologie nucléaire, elle démontrera dans toutes ses activités qu'elle reconnaît solennellement sa responsabilité envers le public, envers le personnel sur le site et envers l'environnement. À titre d'exploitant d'une centrale nucléaire, Bruce Power reconnaît que son objectif fondamental en matière de sûreté nucléaire est la protection du public, du personnel sur le site et de l'environnement en mettant en place et en maintenant des mesures efficaces de protection contre les risques radiologiques.

La politique de Bruce Power en matière de sûreté nucléaire comporte des clauses additionnelles relatives au maintien des marges de sûreté et de la défense en profondeur et aux analyses de sûreté.

À Gentilly-2, tel qu'illustré par l'extrait suivant, la politique d'Hydro-Québec en matière de sûreté nucléaire contient un énoncé décrivant les valeurs et objectifs de haut niveau dans ce domaine:

La DPTN aspire à devenir une référence dans le domaine de la sûreté nucléaire, autant par l'appropriation d'une solide culture de sûreté par tout son personnel que par la qualité de ses relations avec la CCSN. La direction s'engage à :

- *accorder la plus haute priorité à la sûreté;*

- *respecter rigoureusement les règlements en vigueur et nos engagements face aux organismes de réglementation;*
- *rechercher l'excellence dans toutes les activités ayant un impact sur la sûreté; et*
- *clarifier et valoriser les rôles et responsabilités de chacun en matière de sûreté.*

Cette politique comprend également une liste de principes importants donnant appui aux objectifs de haut niveau tels que le travail en équipe, l'amélioration continue, l'honnêteté et la transparence.

À Point Lepreau, le premier énoncé sur les engagements de la direction que l'on retrouve dans le *Manuel de gestion du nucléaire*, document d'ENNB du plus haut niveau relatif à la gestion de cette centrale, est :

Énergie nucléaire NB s'engage à exploiter la centrale de Point Lepreau de manière sûre, fiable et efficace.

La mission de l'organisation est formulée de la façon suivante:

Exploiter la centrale Point Lepreau afin de produire de l'électricité de manière sûre,...

La première des valeurs fondamentales de l'organisation est formulée comme suit:

La sécurité avant tout - Nous reconnaissons que les exigences sur le plan de la sûreté liées au réacteur nucléaire sont uniques et nous les prenons au sérieux. Nous nous sommes engagés à assurer la sécurité des employés et du public.

En outre, l'introduction au système de gestion débute par l'énoncé suivant:

Notre système de gestion représente une intégration de la culture et d'activités inter reliées qui servent à la direction et à l'exécution des travaux. Il comprend la gestion du personnel et le soutien qui lui est fourni afin qu'il soit apte à mettre en œuvre les processus documentés du système de gestion de sorte que les objectifs de rendement soient toujours atteints de manière sûre et efficace.

Les responsabilités des employés sont décrites dans les documents sur le système de gestion de même que dans les documents de la centrale relatifs aux attentes et bonnes pratiques en matière d'exploitation.

Annexe 11.2 a: Exigences relatives à l'effectif et à la qualification des travailleurs

Un ensemble hiérarchisé de lois et de règlements précise les exigences s'appliquant au personnel chargé d'activités critiques sur le plan de la sûreté. Ces documents couvrent les questions d'effectif, de qualification et de formation de ce personnel.

Tel qu'énoncé à l'alinéa 7.2 (ii) a, la Commission peut délivrer un permis seulement aux demandeurs qui possèdent les compétences nécessaires pour exploiter la centrale nucléaire et qui vont préserver la santé et sécurité des personnes et protéger l'environnement de façon adéquate.

Le fondement légal des exigences relatives à l'accréditation, aux qualifications, à la formation et aux examens du personnel se trouve aux alinéas 21 (1) (i) et 44 (1) (k) de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*. Les alinéas 12 (1) (a) et (b) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* précisent que les titulaires de permis doivent :

- veiller à ce qu'il y ait suffisamment de travailleurs qualifiés pour exercer l'activité autorisée en toute sécurité et conformément à la loi, à ses règlements et au permis; et
- former les travailleurs pour qu'ils exercent l'activité autorisée conformément à la loi, à ses règlements et au permis.

Le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* stipule que tout demandeur de permis doit fournir les renseignements pertinents sur les qualifications, la formation et l'expérience de tout travailleur appelé à participer à l'exploitation ou la maintenance d'une centrale nucléaire. De telles exigences s'appliquent aux demandes de permis de construction (alinéa 5 (l)), d'exploitation (alinéas 6 (m) et 6 (n)), et de déclassement (alinéa 7 j)).

Les exigences suivantes relatives à l'effectif et à la qualification et la formation du personnel sont insérées à chacun des permis d'exploitation de centrale nucléaire :

- Un nombre suffisant de personnes qualifiées (effectif minimal par quart) qui doivent être présentes en tout temps, de sorte à pouvoir exploiter la centrale nucléaire de manière sûre. Ceci inclut la présence d'un nombre suffisant de personnes qualifiées pour exécuter toutes les actions requises pour placer la centrale dans un état sûr; l'effectif minimal par quart est stipulé dans des documents administratifs devant être approuvés par la CCSN.
- La présence en tout temps d'un nombre suffisant de personnes accréditées pour occuper les postes suivants, sauf disposition contraire approuvée par écrit par la CCSN. Ces postes varient selon la conception des centrales nucléaires :
 - opérateur de salle de commande;
 - opérateur accrédité de la tranche 0 (aux centrales Bruce-A, Bruce-B et Darlington);
 - chef de quart et superviseur de quart aux centrales nucléaires à tranches multiples;
 - chef de quart aux centrales à tranche unique.
- Un chef radioprotection accrédité doit être nommé.
- L'approbation de la CCSN doit être obtenue avant de mettre en oeuvre tout changement important aux documents concernant la dotation et l'organisation qui figurent au permis.

Chaque permis contient des dispositions portant sur ces questions relatives au personnel.

Annexe 13 a : Définition de « systèmes liés à la sûreté »

Les exigences de la collection de normes N286 de la CSA en matière d'assurance de la qualité s'appliquent aux systèmes liés à la sûreté qui sont définis comme suit : les systèmes (incluant leurs composantes et structures) qui, en cas de non-conformité aux objectifs conceptuels, peuvent influencer sur la sécurité radiologique du public ou du personnel de la centrale nucléaire au cours de l'exploitation. Ces systèmes, de même que leurs composantes et structures, contribuent à la :

- (a) régulation (notamment au moment de manœuvres de démarrage et d'arrêt contrôlées) et au refroidissement du cœur du réacteur en période normale d'exploitation (conditions normales d'exploitation et d'arrêt comprises);
- (b) régulation, à la mise à l'arrêt et au refroidissement du cœur du réacteur en cas d'incident d'exploitation prévu et d'accidents, et au maintien du cœur du réacteur dans un état d'arrêt sûr pour une période prolongée suite à de tels cas; et
- (c) limitation des relâches de substances radioactives et de l'exposition du personnel de la centrale et du public, aux fins de conformité aux critères de l'organisme ayant délivré le permis concernant l'exposition au rayonnement, pendant et suite à des périodes normales d'exploitation, des incidents d'exploitation prévus et des accidents.

Le terme «systèmes liés à la sûreté» s'applique à une vaste gamme de systèmes, allant de ceux qui jouent de très importantes fonctions sur le plan de la sûreté à ceux dont l'effet sur la sûreté est moins direct. Plus l'impact potentiel sur la sécurité radiologique de la défaillance d'un système est important, plus la connotation «lié à la sûreté» est forte. L'expression «lié à la sûreté» s'applique également à certaines activités associées à la conception, à la fabrication, à la construction, à la mise en service et au fonctionnement de systèmes liés à la sûreté et à d'autres activités qui pourraient avoir un impact similaire sur la sécurité radiologique du public ou du personnel de la centrale. De telles activités comprennent la surveillance de l'environnement et des effluents, la radioprotection et la dosimétrie et la manutention des matières radioactives (notamment la gestion de déchets). Plus l'impact potentiel sur la sécurité radiologique associé à la réalisation d'une activité est important, plus la connotation «lié à la sûreté» est forte.

Annexe 14 (i) a : Contenu du rapport de sûreté

Le rapport de sûreté est habituellement divisé en trois parties, chacune d'elles abordant un aspect différent de la centrale nucléaire.

i) La première partie contient une introduction, une description générale de la centrale, et une description détaillée de l'emplacement. Habituellement, la description de l'emplacement dans cette partie couvre les points suivants :

- une description générale de l'emplacement,
- les caractéristiques géographiques de l'emplacement et des espaces servant à des fins récréatives et commerciales ainsi que des renseignements tels que la distribution de la population,
- les conditions météorologiques qui prévalent à l'emplacement,
- les conditions hydrologiques de l'emplacement, et
- les conditions géologiques et sismologiques de l'emplacement.

ii) La deuxième partie contient une description des systèmes et composantes à un niveau de détails suffisant pour pouvoir comprendre les interactions entre les différents systèmes et pour permettre d'assimiler les renseignements sur les analyses d'accidents qui se trouvent dans la troisième partie. Les différentes sections de la deuxième partie couvrent habituellement les points suivants :

- la philosophie de sûreté qui a servi à la conception
- les critères de conception
- les structures
- le réacteur
- les systèmes fonctionnels du réacteur
- les systèmes spéciaux de sûreté et les systèmes liés à la sûreté
- les instruments et les dispositifs de contrôle-commande
- les systèmes électriques
- le turbo-alternateur et ses systèmes auxiliaires
- le combustible et les systèmes de manutention du combustible
- les systèmes auxiliaires
- la radioprotection
- la gestion des déchets

iii) La troisième partie du rapport relate en détails l'analyse des accidents effectuée pour la centrale nucléaire. Elle couvre les analyses de chacun des accidents de dimensionnement afin de démontrer que les objectifs de conception en matière de sûreté sont atteints dans chacun des cas d'accident hypothétique.

La troisième partie couvre habituellement les points suivants :

- les événements déclencheurs
- les défaillances du système de manutention du combustible
- les défaillances des systèmes électriques
- les défaillances des dispositifs de contrôle-commande
- les petites pertes de caloporteur
- les grosses pertes de caloporteur
- les pertes de caloporteur à l'extérieur de l'enclume de confinement
- les défaillances du système d'eau d'alimentation
- les défaillances des systèmes de vapeur
- les défaillances du système de refroidissement en temps d'arrêt, du système de refroidissement des boucliers et du système du modérateur
- les défaillances des systèmes de sûreté auxiliaires
- les défaillances dues à des causes communes telles que:
 - tremblement de terre de dimensionnement

- rupture d'une turbine
- tornade de dimensionnement
- explosion de dimensionnement due à un convoi ferroviaire
- fermeture intempestive des vannes d'isolation des boucles du circuit caloporteur
- déversement ferroviaire de produits toxiques de dimensionnement
- incendies à l'interne
- les catégories d'événement
- une description des principaux modèles informatiques

Annexe 14 (i) d : L'état des études probabilistes de sûreté à chacune des centrales nucléaires

Bruce-A

L'étude probabiliste de sûreté (EPS) effectuée dans le cadre de la remise en service des tranches 3 et 4 à Bruce-A a été complétée en 2003. Des mises à jour subséquentes, en 2004 et 2006, de l'EPS de niveau 1 ont permis d'intégrer des modifications à la conception et à l'exploitation de la centrale, et de rendre la liste des systèmes importants pour la sûreté conforme à la norme d'application de la réglementation S-98.

La portée de l'EPS à Bruce-A couvrait une évaluation des risques économiques et à la santé du public découlant des événements déclencheurs se produisant à l'intérieur de la centrale nucléaire. De plus, deux événements déclencheurs d'origine externe ont été couverts : une perte d'alimentation électrique hors site et une perte d'eau de service commune.

Les principales conclusions tirées de l'EPS sont :

- Le risque à la santé et au bien-être de la population vivant et travaillant à proximité de Bruce-A et de Bruce-B dû à l'exploitation des réacteurs de Bruce-A est très inférieur à d'autres risques auxquels elle est normalement exposée.
- La fréquence de dommages graves au cœur de $7,1 \times 10^{-5}$ par réacteur par année est suffisamment basse et elle est similaire à celle calculée pour d'autres centrales nucléaires de conception récente.
- La diminution des risques que visaient les modifications à la conception et à l'exploitation de la centrale effectuées dans le cadre du projet de remise en service à Bruce-A a été atteinte.
- La probabilité d'un rejet accidentel assez important pour justifier l'évacuation de membres du public est suffisamment faible, qu'en pratique, elle peut être considérée négligeable. Cette conclusion est fondée sur la fréquence moyenne d'un rejet radioactif important hors site qui, selon les calculs, est de $1,6 \times 10^{-6}$ par réacteur par année.

Bruce-B

L'EPS de Bruce-B a été mise à jour et distribuée en 2004. Sa portée couvrait une évaluation des risques économiques et à la santé du public découlant d'événements déclencheurs se produisant à l'intérieur de la centrale nucléaire et de la perte d'alimentation électrique hors site due à des causes externes.

Les principales conclusions tirées de l'EPS sont :

- Le risque à la santé et au bien-être de la population vivant et travaillant à proximité de Bruce-A et de Bruce-B, dû à l'exploitation des réacteurs de Bruce-B, est très inférieur à d'autres risques auxquels elle est normalement exposée.
- La fréquence de dommages graves au cœur de $2,2 \times 10^{-5}$ par réacteur par année est suffisamment basse et elle est similaire à celle calculée pour d'autres centrales nucléaires de conception récente.
- La probabilité d'un rejet accidentel assez important pour justifier l'évacuation de membres du public est suffisamment faible, qu'en pratique, elle peut être considérée négligeable. Cette conclusion est fondée sur la fréquence moyenne d'un rejet radioactif important hors site qui, selon les calculs, est de $1,8 \times 10^{-7}$ par réacteur par année.

Pickering-A

L'EPS de niveau 1 de Pickering-A a été mise à jour en 2006, permettant ainsi d'intégrer au calcul de la fréquence des dommages graves au cœur toutes les modifications à la conception et à l'exploitation apportées dans le cadre des projets de remise en service à la centrale. Il faut noter qu'un bon nombre de ces modifications de la conception ont été apportées spécifiquement pour diminuer la fréquence des

dommages graves au cœur et étaient fondées sur des recommandations découlant de l'EPS effectuée en 1995. L'EPS de niveau 2 n'a pas été mise à jour.

La portée de l'EPS à Pickering-A couvrait une évaluation des risques économiques et à la santé du public découlant des événements déclencheurs se produisant à l'intérieur de la centrale nucléaire. De plus, deux événements déclencheurs d'origine externe ont été couverts : une perte d'alimentation électrique hors site et une perte d'eau de service commune.

Les principales conclusions tirées de l'EPS sont :

- Le risque à la santé et au bien-être de la population vivant et travaillant à proximité de Pickering-A et de Pickering-B dû à l'exploitation des réacteurs de Pickering-A est très inférieur à d'autres risques auxquels elle est normalement exposée.
- La fréquence de dommages graves au cœur de $6,4 \times 10^{-5}$ par réacteur par année est suffisamment basse et elle est similaire à celle calculée pour d'autres centrales nucléaires de conception récente.
- La diminution des risques que visaient les modifications à la conception et à l'exploitation de la centrale effectuées dans le cadre du projet de remise en service à Pickering-A a été atteinte.
- La probabilité d'un rejet accidentel assez important pour justifier l'évacuation de membres du public est suffisamment faible, qu'en pratique, elle peut être considérée négligeable. Cette conclusion est fondée sur la fréquence moyenne d'un rejet radioactif important hors site qui, selon les calculs, est de $5,0 \times 10^{-8}$ par réacteur par année. Cette fréquence est très inférieure à celle de $1,0 \times 10^{-6}$ par réacteur par année que vise OPG.

Pickering-B

L'EPS de Pickering-B a été mise à jour et distribuée en 2006. La portée de l'EPS couvrait une évaluation des risques économiques et à la santé du public découlant d'événements déclencheurs se produisant à l'intérieur de la centrale et de deux autres d'origines externes: une perte d'alimentation électrique hors site et une perte d'eau de service commune.

Les conclusions tirées de l'EPS à Pickering-B sont :

- Le risque à la santé et au bien-être de la population vivant et travaillant à proximité de Pickering-A et de Pickering-B dû à l'exploitation des réacteurs de Pickering-B est très inférieur à d'autres risques auxquels elle est normalement exposée.
- La fréquence de dommages graves au cœur de $1,5 \times 10^{-5}$ par réacteur par année est suffisamment basse et elle est similaire à celle calculée pour d'autres centrales nucléaires de conception récente.
- La probabilité d'un rejet accidentel assez important pour justifier l'évacuation de membres du public est suffisamment faible, qu'en pratique, elle peut être considérée négligeable. Cette conclusion est fondée sur la fréquence moyenne d'un rejet radioactif important hors site qui, selon les calculs, est de $9,2 \times 10^{-10}$ par réacteur par année. Cette fréquence est très inférieure à celle de $1,0 \times 10^{-6}$ par réacteur par année que vise OPG.

Darlington

Une EPS a été complétée à Darlington en 1987 afin de vérifier de façon approfondie la conception sur le plan de la sûreté, de déterminer les événements déclencheurs et les séquences d'accident présentant le plus grand risque pour le public et de faciliter l'élaboration des procédures d'exploitation. La portée de l'EPS à Darlington couvrait une évaluation des risques économiques et à la santé du public découlant des événements déclencheurs se produisant à l'intérieur de la centrale nucléaire. Elle n'a pas abordé les événements d'origine externe et les incendies.

Les leçons tirées de l'EPS à Darlington sont :

- Les estimations de la fréquence et des risques d'accident sont faibles. Il a été estimé que la fréquence totale de tous les événements pouvant entraîner des rejets importants hors site est de $8,2 \times 10^{-7}$ par réacteur par année.
- Le risque moyen à un individu vivant à la limite de la zone d'exclusion a été estimé à 9×10^{-6} Sv/an, et celui à la population des alentours à 7×10^{-2} personne-Sv/an.
- Les séquences d'événement qui peuvent mener à la perte du confinement sont celles qui constituent la plus grande partie du risque au public.

Depuis 1987, l'EPS à Darlington a été partiellement mise à jour et les révisions sont utilisées en appui à l'exploitation. Une révision complète est présentement en cours afin de refléter les modifications apportées, depuis l'étude initiale, à la conception et à l'exploitation de la centrale ainsi qu'aux méthodes d'évaluation des risques.

Point Lepreau

Une EPS est présentement en cours dans le cadre du projet de remise à neuf, et elle sera complétée avant que la centrale ne soit remise en service suite à l'arrêt à des fins de remise à neuf.

L'EPS à Point Lepreau couvre les niveaux 1 et 2 des EPS pour les événements internes et les événements externes occasionnant des incendies à la centrale et l'inondation de la centrale. En outre, une EPS pour les événements internes avec la centrale en état d'arrêt et une évaluation des marges de sûreté en cas de séisme se fondant sur une EPS sont présentement en cours.

Gentilly-2

La situation à Gentilly-2 est similaire à celle à Point Lepreau en ce qu'une EPS complète n'a pas encore été effectuée à cette centrale. Différentes études probabilistes ont été complétées dans le cadre de la vérification initiale de la conception de la centrale (appelées matrices de conception de la sûreté), et des modèles de fiabilité ont été élaborés pour différents systèmes importants pour la sûreté. Une EPS complète de niveau 2 sera effectuée si la décision est prise de remettre à neuf la centrale Gentilly-2 en vue de prolonger son exploitation.

Annexe 15 a : Exigences et lignes directrices relatives au contrôle de l'exposition au rayonnement des travailleurs et de l'environnement

Les règlements connexes à la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN) en comprennent un sur la radioprotection. Le *Règlement sur la radioprotection* reprend nombre de recommandations contenues dans le document CIPR-60 (1991) de la Commission internationale de la protection radiologique en ce qui concerne les limites de dose de rayonnement, d'une part, et plusieurs de celles qui se trouvent dans le document CIPR-65 (1994) en ce qui a trait à l'exposition des travailleurs aux produits de filiation du radon, d'autre part.

Le *Règlement sur la radioprotection* porte sur :

- les exigences relatives aux programmes de radioprotection des titulaires de permis et leur mise en œuvre;
- les exigences relatives à l'enregistrement des doses de rayonnement;
- la définition du seuil d'intervention et les mesures à prendre lorsqu'un seuil d'intervention est atteint;
- les renseignements à fournir aux travailleurs au sujet des risques radiologiques auxquels ils peuvent être exposés dans l'exécution de leur travail ainsi que des limites de dose efficace et de dose équivalente pertinentes;
- l'obligation d'avoir recours à des services de dosimétrie autorisés;
- les limites de dose efficace et de dose équivalente pour les travailleurs et pour les travailleuses enceintes du secteur nucléaire, ainsi que pour les travailleurs et travailleuses œuvrant dans les autres secteurs;
- les limites de dose à appliquer lors d'interventions en cas d'urgence nucléaire;
- les mesures à prendre en cas de dépassement des limites de dose et l'autorisation de retourner au travail;
- les exigences relatives à la délivrance de permis aux exploitants de services de dosimétrie;
- les exigences relatives à l'étiquetage des récipients et des appareils; et
- les exigences relatives à l'affichage aux points d'accès et aux limites des zones.

La LSRN confère notamment à la CCSN le pouvoir d'autoriser le retour au travail des personnes ayant reçu une dose de rayonnement supérieure à la limite réglementaire.

La CCSN a élaboré un nombre de documents d'application de la réglementation afin d'aider les titulaires de permis sur différents sujets liés à la radioprotection et la protection de l'environnement. La révision 1 du guide d'application de la réglementation G-129 de la CCSN *Lignes directrices pour satisfaire à l'exigence de maintenir les expositions « au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre » (ALARA)* présente des mesures que les titulaires de permis peuvent prendre afin de maintenir les doses aux personnes au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre, en tenant compte des facteurs sociaux et économiques (ALARA). Les éléments que la CCSN juge essentiels afin d'assurer le respect du principe ALARA se résument comme suit :

- un engagement explicite de la part de la direction à l'égard du principe ALARA;
- la mise en application par le titulaire de permis du principe ALARA au moyen d'une série de mesures visant notamment la gestion et l'organisation, la disponibilité des ressources, la formation, l'établissement de seuils d'intervention et la tenue des documents appropriés; et
- l'exécution d'examen opérationnels réguliers.

Le document d'application de la réglementation G-228 de la CCSN *Élaboration et utilisation des seuils d'intervention* vise à aider les personnes présentant une demande de permis à la CCSN à définir des seuils d'intervention conformément à l'alinéa 3(1)(f) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* et à l'article 6 du *Règlement sur la radioprotection*. Aux termes du *Règlement sur la radioprotection*, un seuil d'intervention « s'entend d'une dose de rayonnement déterminée ou de tout autre

paramètre qui, lorsqu'il est atteint, peut dénoter une perte de contrôle d'une partie du programme de radioprotection du titulaire de permis et rend nécessaire la prise de mesures particulières ». Le document G-228 indique le genre de paramètres qui peuvent être utilisés pour définir les seuils d'intervention et pour élaborer les exigences relatives à la surveillance de ces paramètres et les mesures qu'il convient de prendre lorsqu'un seuil d'intervention est atteint.

L'exposition au rayonnement des travailleurs du secteur nucléaire doit être surveillée par l'entremise d'un service de dosimétrie détenteur d'un permis de la CCSN. La révision 1 de la norme d'application de la réglementation S-106 de la CCSN *Exigences techniques et de l'assurance de la qualité pour les services de dosimétrie* stipule les exigences relatives à la justesse, la précision et l'assurance de la qualité qu'un service de dosimétrie doit respecter. Les exigences de cette norme sont égales ou supérieures à celles retrouvées dans les guides de sûreté de l'AIEA *Évaluation de la dose due à l'incorporation de radionucléides au travail* (RS-G-1.2 1999) et *Évaluation de la dose due à des sources externes de rayonnement au travail* (RS-G-1.3 1999). Tous les trimestres, le service de dosimétrie soumet les résultats des évaluations des doses reçues au travail au Fichier dosimétrique national canadien, un service de Santé Canada.

Le document d'application de la réglementation P-223 de la CCSN *Protection de l'environnement* décrit les principes et les facteurs qui la guident dans la réglementation du développement, de la production et de l'utilisation de l'énergie nucléaire ainsi que de la production, de la possession et de l'utilisation des substances nucléaires, de l'équipement réglementé et des renseignements réglementés afin que le niveau de risque inhérent à ces activités pour l'environnement demeure acceptable et que ces activités soient exercées en conformité avec les politiques, lois et règlements canadiens en matière d'environnement ainsi qu'avec les obligations internationales que le Canada a assumées dans ce domaine.

Pour obtenir une liste complète des documents d'application de la réglementation de la CCSN, voir le site Web de la CCSN à <http://www.nuclearsafety.gc.ca>

Annexe 15 c : Doses reçues par le personnel des centrales nucléaires au Canada

Le *Règlement sur la radioprotection* adopté par la CCSN reflète les recommandations faites en 1990 par la Commission internationale de protection radiologique (CIPR 60). Au Canada, les travailleurs des centrales nucléaires ne doivent pas recevoir une dose supérieure à 50 mSv par année et à 100 mSv au cours d'une période de cinq ans.

Les données du tableau suivant, obtenues du Fichier dosimétrique national, montrent la dose annuelle moyenne, la dose collective et la dose maximale reçues par les travailleurs dans les centrales nucléaires au Canada de 2001 à 2005. Comme on le voit, aucun travailleur n'a reçu une dose supérieure à la limite annuelle de 50 mSv. De plus, bien que cette donnée n'apparaisse pas au tableau, aucun travailleur n'a reçu une dose supérieure à la limite de 100 mSv fixée pour cinq ans.

Sommaire des doses reçues au travail de 2001 à 2005

	Année	Nombre de réacteurs	Dose moyenne (mSv)	Dose collective (Personne-Sievert)	Dose individuelle maximale (mSv)
Bruce-A & B	2001	4	1,10	6,51	24,13
	2002	4	1,04	7,05	22,59
	2003	5	0,86	6,08	15,86
	2004	6	0,91	5,46	18,78
	2005	6	1,17	6,82	19,99
Darlington	2001	4	0,52	2,14	12,31
	2002	4	0,47	1,98	10,92
	2003	4	0,71	3,41	12,89
	2004	4	0,43	1,89	8,78
	2005	4	0,61	2,88	12,44
Gentilly-2	2001	1	0,47	1,18	17,33
	2002	1	0,64	1,52	15,54
	2003	1	1,21	3,02	23,27
	2004	1	0,12	0,25	9,1
	2005	1	0,59	1,51	15,85
Pickering-A & B	2001	4	0,62	5,14	14,33
	2002	4	0,62	5,74	17,23
	2003	5	0,57	5,10	14,05
	2004	5	0,73	6,60	14,94
	2005	6	1,11	11,04	17,85
Point Lepreau	2001	1	0,49	0,64	12,89
	2002	1	0,73	1,32	15,17
	2003	1	0,84	1,15	14,08
	2004	1	0,66	0,92	14,46
	2005	1	1,11	1,58	17,86

Doses collectives aux centrales nucléaires canadiennes

Année	Nombre de réacteurs	Dose collective (personnes-Sv)
2001	14	10,37
2002	14	17,61
2003	16	18,75
2004	17	15,09
2005	18	23,82

Annexe 15 d : Rejets radiologiques des centrales nucléaires du Canada

Toutes les centrales nucléaires rejettent de petites quantités de substances radioactives de manière contrôlée dans l'atmosphère (effluents gazeux) et dans les masses d'eau avoisinantes (effluents liquides). La présente annexe fait état de l'ampleur de ces rejets pour chacune des centrales nucléaires qui étaient en exploitation au Canada au cours des trois années allant de 2003 à 2005. Elle compare en outre les rejets aux limites imposées par la CCSN. Les données montrent que, dans presque tous les cas, les quantités d'effluents gazeux et liquides de toutes les centrales nucléaires en exploitation sont inférieures à 1 % des quantités autorisées par la CCSN.

Les substances radioactives rejetées dans l'environnement par l'intermédiaire des effluents gazeux et des effluents liquides des centrales nucléaires peuvent entraîner des doses au public par irradiation directe. Ces doses font l'objet de limites fixées par le *Règlement sur la radioprotection* de la CCSN. La limite de dose réglementaire pour les membres du public est de 1 mSv de dose efficace.

Les doses reçues par les membres du public par suite des rejets courants des centrales nucléaires sont trop faibles pour être mesurées directement. Pour s'assurer que la limite de dose du public n'est pas dépassée, la CCSN limite donc la quantité de substances radioactives qu'une centrale peut rejeter. Ces limites d'effluents sont calculées à partir de la limite de dose du public et sont appelées « limites opérationnelles dérivées » (LOD). Qui plus est, les entreprises du secteur nucléaire fixent des objectifs qui, suivant le principe ALARA, ne représentent qu'un faible pourcentage de ces LOD. Ces objectifs sont particuliers à chaque installation, selon les caractéristiques propres à chacune.

Les méthodes de calcul des LOD se perfectionnent et les titulaires de permis doivent donc revoir leurs LOD. Simultanément, ils revoient les hypothèses relatives à l'exposition des groupes les plus à risque, par exemple, leur lieu de résidence et leur style de vie et l'emplacement des fermes laitières. En outre, les titulaires de permis peuvent se fonder sur des données propres à leurs installations, obtenues grâce à leurs programmes de surveillance continue de l'environnement, telles que les facteurs de dispersion des liquides ou les résultats des sondages auprès de la population locale. Ces changements de méthodes ont eu pour effets finals de hausser certaines LOD et d'en réduire d'autres, selon l'importance relative des diverses voies d'exposition. Il se peut que les LOD soient modifiées de nouveau, à mesure que changent les méthodes ou paramètres de calcul. Sans compter que puisqu'elles sont fondées sur une disposition réglementaire qui fixe la limite de dose du public, une modification en ce sens dans le règlement pourrait entraîner d'autres changements.

Les tableaux suivants montrent les LOD des diverses centrales nucléaires canadiennes et les quantités réelles présentes dans les effluents gazeux et liquides des centrales. Ils montrent également que, dans la plupart des cas, les rejets sont moins de 1 % des LOD fixées pour les centrales nucléaires correspondantes.

Rejets dans les effluents gazeux des centrales nucléaires canadiennes (2003 à 2005)

	Oxide de tritium (TBq)	Carbone-14 (TBq)	Gaz rares (TBq-Mev)	Iode-131 (TBq)	Particules (TBq)
Bruce-A¹					
LOD, depuis 2001	8,8 E04	5,7 E02	5,0 E04	1,2 E00	2,1 E00
2003	1,9 E02	5,1 E-01	1,4 E01	2,1 E-06	2,9 E-06
2004	6,7 E02	1,2 E0	5,0 E01	3,8 E-05	3,5 E-06
2005	3,6 E02	1,6 E0	4,1 E01	1,4 E-05	4,5 E-06
Bruce-B¹					
LOD, depuis 2001	9,3 E04	6,0 E02	1,2 E05	1,3 E00	2,5 E00
2003	3,7 E02	4,3 E0	5,1 E01	3,2 E-05	1,1 E-04
2004	1,9 E02	2,6 E0	5,6 E01	3,9 E-05	1,1 E-04
2005	3,7 E02	8,8 E0	5,3 E01	3,2 E-05	9,8 E-05
Darlington¹					
LOD, 2001	4,6 E04	1,5 E02	3,1 E04	3,3 E-01	9,4 E-01
depuis 2005	4,3 E04	1,8 E03	3,9 E04	4,7 E00	2,4 E00
2003	1,7 E02	3,5 E0	1,3 E01	1,4 E-04	6,9 E-05
2004	2,8 E02	1,9 E0	1,9 E01	1,3 E-04	8,0 E-05
2005	1,3 E02	1,6 E0	1,7 E01	1,2 E-04	7,8 E-05
Gentilly²					
LOD	4,4 E05	8,8 E02	1,7 E05	1,3 E00	1,9 E00
2003	1,5 E02	3,9 E-01	7,1 E-01	Non détecté	5,4 E-06
2004	1,2 E02	2,2 E-01	7,1 E-01	Non détecté	7,4 E-06
2005	1,6 E02	2,2 E-01	6,6 E-01	Non détecté	9,4 E-06
Pickering-A¹					
LOD, depuis 2001	7,0 E04	1,8 E03	1,7 E04	2,2 E-00	1,2 E-00
2003	1,7 E02	1,1 E0	2,8 E02	6,4 E-05	3,4 E-04
2004	2,1 E02	1,2 E0	2,8 E02	6,9 E-05	3,5 E-04
2005	1,7 E02	8,4 E-01	1,2 E02	6,1 E-05	1,2 E-04
Pickering-B¹					
LOD, depuis 2001	7,0 E04	1,8 E03	1,7 E04	2,2 E00	1,2 E00
2003	3,3 E02	2,6 E0	2,0 E02	9,7 E-05	1,6 E-05
2004	3,8 E02	1,6 E0	2,1 E02	9,7 E-05	1,3 E-05
2005	3,3 E02	3,9 E0	8,7 E01	6,0 E-05	8,9 E-06
Point Lepreau					
LOD	4,3 E05	3,3 E03	7,3 E04	2,2 E01	5,4 E00
2003	1,0 E+02	2,1 E-01	2,5 E+00	Non détecté	Non détecté
2004	1,30 E+02	9,10 E-01	3,0 E+00	Non détecté	Non détecté
2005	1,70 E+02	2,80 E-01	5,3 E+00	Non détecté	Non détecté

¹ Depuis 2001, les LOD rapportées par OPG et Bruce Power sont des LOD provisoires. Elles ont été révisées en 2001, principalement par suite de changements apportés à la valeur de la limite de dose du public. Elles seront remplacées au terme d'une révision plus complète. Les LOD provisoires à Darlington ont été révisées en 2005 et les nouvelles LOD globales ont depuis été adoptées.

² Présentement à Gentilly-2, les LOD sont fondées sur une valeur de 5 mSv/a.

Rejets dans les effluents liquides des centrales nucléaires canadiennes (2003 à 2005)

	Oxide de tritium (TBq)	Bêta-gamma brut (TBq)	Carbone-14 (TBq)
Bruce-A			
LOD, depuis 2001	4,5 E04	5,8 E-01	1,1 E01
2003	6,0 E01	8,8 E-04	1,7 E-03
2004	9,9 E01	8,1 E-04	5,7 E-03
2005	1,6 E+02	8,9 E-04	8,2 E-03
Bruce-B			
LOD, depuis 2001	6,0 E05	4,9 E00	9,1 E01
2003	8,0 E02	6,1 E-03	6,5 E-3
2004	4,8 E02	2,5 E-03	8,5 E-03
2005	2,6 E+02	2,9 E-03	6,0 E-03
Darlington			
LOD, jusqu'à 2001 depuis 2005	8,8 E05 4,3 E06	2,6 E01 7,1 E01	6,0 E02 9,7 E02
2003	1,0 E02	7,3 E-03	1,2 E-03
2004	1,6 E02	5,7 E-03	4,3 E-04
2005	2,2 E02	7,8 E-03	2,8 E-04
Gentilly			
LOD	1,2 E06	5,3 E00	1,0 E02
2003	3,5 E02	8,6 E-04	3,0 E-2
2004	1,4 E02	3,8 E-04	1,5 E-02
2005	2,7 E02	7,8 E-04	2,3 E-02
Pickering-A			
LOD, depuis 2001	1,7 E05	2,0 E00	Voir la note 1
2003	6,8 E01	3,1 E-03	
2004	1,0 E02	2,1 E-03	
2005	8,2 E01	2,3 E-03	
Pickering-B			
LOD, depuis 2001	1,7 E05	2,0 E00	2,6 E01
2003	1,9 E02	7,0 E-03	1,1 E-02
2004	1,7 E02	7,0E-03	4,4 E-03
2005	1,8 E02	1,3 E-02	5,5 E-03
Point Lepreau			
LOD	1,6 E07	1,5 E01	3,0 E02
2003	8,1 E+01	1,4 E-03	1,8 E-03
2004	9,6 E+01	2,4 E-03	1,30E-02
2005	2,1 E+02	1,60E-03	1,70E-03

Note 1: Depuis 1999, les rejets de carbone-14 dans les effluents liquides de Pickering-A sont comptabilisés avec les rejets liquides de carbone-14 de Pickering-B.

Annexe 16.1 b : Plans des mesures d'urgence internes des centrales nucléaires au Canada

Plan des mesures d'urgence nucléaire de Bruce Power

Le plan des mesures d'urgence nucléaire de Bruce Power est un plan général d'entreprise qui sert de base commune à la préparation aux situations d'urgence nucléaire et aux interventions particulières à chacune de ses centrales dans de tels cas. Le plan fait état des concepts, des structures, des rôles et des processus présidant à la mise en oeuvre et au maintien de moyens qui permettront à Bruce Power d'intervenir efficacement s'il se produit une urgence radiologique. Il constitue également un point de référence pour le contrôle des changements et des modifications à apporter aux mesures de préparation aux situations d'urgence mises en place par Bruce Power.

Le plan des mesures d'urgence de Bruce Power porte sur les situations d'urgence pouvant se produire à Bruce-A ou Bruce-B qui mettraient en danger le personnel sur le site ou qui auraient une incidence sur la protection de l'environnement et du public. Ce plan a été élaboré principalement pour faire face aux rejets de substances radioactives provenant des installations fixes et pour établir des liens avec le Plan provincial en cas d'urgence nucléaire (PPUN) (voir l'annexe 16.1 c) de l'Ontario. Cependant, l'organisation décrite dans le plan des mesures d'urgence de Bruce Power peut aussi servir à la planification et aux interventions dans pratiquement tous les types de situation d'urgence pouvant survenir, quel que soit l'endroit sur le site de Bruce Power.

Les interventions en matière de sécurité (actes hostiles) font l'objet de dispositions distinctes, mais ce plan des mesures d'urgence s'applique quand même pour tenir compte du risque potentiel d'un rejet de substances radioactives lié à de tels cas (par exemple, le besoin d'émettre des avis hors site, de fournir des mises à jour sur la situation, de confirmer les rejets radioactifs, etc.) Les mesures d'urgence liées au transport de substances radioactives sont traitées dans un plan distinct.

Suivant la définition donnée dans le plan des mesures d'urgence nucléaire de Bruce Power, une situation d'urgence dans une centrale nucléaire se caractérise par l'apparition soudaine et imprévue de conditions radiologiques inhabituelles susceptibles d'exposer les travailleurs ou les membres du public à des doses de rayonnement supérieures aux limites réglementaires. Une alerte générale peut aussi être déclarée lorsqu'il se produit un incident non radiologique si celui-ci nécessite la protection du personnel sur le site et la mobilisation des membres de l'organisme d'intervention en cas d'urgence de Bruce Power afin de maîtriser la situation.

Ce plan est en accord avec les analyses et rapports de sûreté nucléaire que Bruce Power a soumis à la CCSN à l'appui des demandes de permis de construction et d'exploitation pour chacune de ses centrales. En vue de la mise en oeuvre de son plan des mesures d'urgence, Bruce Power a élaboré, pour chacune de ses centrales, des dispositions particulières visant la préparation aux situations d'urgence et les interventions dans de tels cas.

S'il survenait une urgence nucléaire sur le site d'une centrale de Bruce Power, le personnel de l'entreprise verrait alors à classer immédiatement l'urgence d'après les critères précisés dans la procédure en cas d'urgence propre à la centrale. Et, dans l'éventualité où elle risquerait d'avoir des répercussions hors site, il la classerait de façon plus précise encore en se fondant sur les critères contenus dans le PPUN. Dans le but de simplifier cette étape, bon nombre d'événements ont déjà été classés suivant les catégories de notification de la province de l'Ontario.

Les manœuvres et exercices d'intervention en cas d'urgence font partie intégrante du processus global d'évaluation des programmes de Bruce Power. Ces exercices, qui ont lieu périodiquement à toutes les

centrales nucléaires de Bruce Power, s'effectuent en collaboration avec les autres autorités ou organismes qui participent à la préparation aux situations d'urgence et aux interventions dans de tels cas.

Bruce Power maintient une capacité d'intervention auprès du public en cas d'urgence au sein de différents services de communication dont : Communications aux employés, Relations avec les actionnaires et les médias, Relations gouvernementales et Relations avec les collectivités. Les principales cibles du programme d'information publique de Bruce Power en cas d'urgence nucléaire sont – outre ses employés et personnes-ressources qui doivent absolument être mis au courant – les gens qui habitent ou travaillent à proximité de ses centrales nucléaires. S'il se produit une urgence nucléaire mettant en cause l'une de ses installations, Bruce Power est tenue, suivant les procédures et les ententes auxquelles elle a souscrit en matière d'intervention d'urgence, de coordonner ses efforts et activités d'information publique avec ceux des autres autorités ou organismes participants – les organismes provinciaux œuvrant dans le cadre du PPUN, par exemple. La nature de l'intervention de Bruce Power en matière de communication de l'information sera adaptée aux circonstances de l'urgence.

Si l'événement, sans être assez grave pour justifier le déclenchement du PPUN, risque de toucher les gens vivant à proximité et d'autres parties intéressées, Bruce Power verra à organiser des points de presse à l'intention des médias locaux, ou encore à publier des communiqués de presse dont elle fera parvenir copie aux fonctionnaires provinciaux et municipaux. Et, si la situation le justifie, Bruce Power pourra établir son centre des médias local pour y tenir des points de presse ou des interviews.

Les événements plus graves pourraient exiger le déclenchement du PPUN et l'activation du centre mixte d'information en cas d'urgence (CIU) de la province se situant à Toronto dans les bureaux du groupe Gestion des mesures d'urgence Ontario. Toutefois, tant que les ressources de ce centre n'auront pas été mobilisées et qu'il ne sera pas en fonction, l'organisme d'intervention en cas d'urgence de Bruce Power verra provisoirement à transmettre l'information pertinente au public et aux médias. Une fois le CIU en fonction, le gouvernement provincial assume alors la gestion des services d'information visant les interventions hors site. La municipalité va aussi mettre sur pied un CIU local dans ses locaux. Afin de s'assurer que les renseignements fournis au public local sont justes, Bruce Power aide la municipalité de Kincardine à les préparer. La justesse des renseignements relatifs à l'urgence et devant être diffusés par les CIU local et provincial est vérifiée par les trois parties en cause avant qu'ils ne soient diffusés.

Plan consolidé des mesures d'urgence nucléaire d'Ontario Power Generation

Le plan consolidé des mesures d'urgence nucléaire d'Ontario Power Generation (OPG) est un plan général d'entreprise qui sert de base commune à la préparation aux situations d'urgence et aux interventions dans de tels cas à ses centrales de Darlington et de Pickering. Le plan fait état des concepts, des structures, des rôles et des processus présidant à la mise en œuvre et au maintien de moyens qui permettront à OPG d'intervenir efficacement s'il se produit une urgence radiologique susceptible de mettre en danger le personnel sur le site, le public ou l'environnement. Il est conçu de manière à être compatible avec le PPUN de l'Ontario.

Suivant la définition donnée dans le plan consolidé des mesures d'urgence nucléaire d'OPG, une situation d'urgence dans une centrale nucléaire se caractérise par l'apparition soudaine et imprévue de conditions radiologiques inhabituelles susceptibles d'exposer les travailleurs ou les membres du public à des doses de rayonnement supérieures à la limite réglementaire.

Le plan d'OPG met surtout l'accent sur les rejets de substances radioactives provenant des installations fixes et sur les liens existant entre ce plan et le PPUN (voir l'annexe 16.1 c). Bien que les incidents résultant d'actes hostiles (sécurité) aux centrales nucléaires d'OPG soient expressément exclus de la portée de ce plan – OPG traite en détail de ce genre d'incidents dans d'autres documents –, ses dispositions visant

d'éventuels rejets de substances radioactives ne s'en appliquent pas moins dans de tels cas. Ces dispositions font par ailleurs notamment état des exigences relatives aux avis à communiquer hors site, aux mises à jour sur la situation et aux confirmations touchant tout rejet de substances radioactives.

Ce plan en cas d'urgence est en accord avec les analyses et rapports de sûreté nucléaire qu'OPG a soumis à la CCSN à l'appui des demandes de permis de construction et d'exploitation pour chacune de ses centrales. En vue de la mise en œuvre de son plan en cas d'urgence nucléaire, OPG a élaboré, pour chacune de ses centrales, des dispositions particulières à chacun des sites concernant la préparation aux situations d'urgence et les interventions dans de tels cas.

S'il survenait une urgence nucléaire sur le site d'une centrale d'OPG, le personnel de l'entreprise verrait alors à classer immédiatement l'urgence d'après les critères précisés dans le plan des mesures d'urgence propre à la centrale. Et, dans l'éventualité où elle risquerait d'avoir des répercussions hors site, il la classerait de façon plus précise en se fondant sur les critères contenus dans le PPUN. Dans le but de simplifier cette étape, bon nombre d'événements ont déjà été classés suivant le système de notification de la province de l'Ontario.

Les manœuvres et exercices d'intervention en cas d'urgence font partie intégrante du processus global d'évaluation des programmes d'OPG. Des exercices, qui ont lieu périodiquement à toutes les centrales nucléaires d'OPG, sont tenus en collaboration avec les autres autorités ou organismes qui participent à la préparation aux situations d'urgence et aux interventions dans de tels cas.

OPG maintient une capacité d'intervention auprès du public en cas d'urgence au sein de son Service des affaires publiques nucléaires. Les principales cibles du programme d'information publique d'OPG en cas d'urgence nucléaire sont les gens qui habitent ou travaillent à proximité de ses centrales nucléaires. S'il se produit une urgence nucléaire mettant en cause l'une de ses installations, OPG est tenue, suivant les procédures et les ententes auxquelles elle a souscrit en matière d'intervention d'urgence, de coordonner ses efforts et activités d'information du public avec ceux des autres autorités ou organismes participants – les organismes provinciaux œuvrant dans le cadre du PPUN, par exemple. La nature de l'intervention d'OPG en matière d'affaires publiques sera adaptée aux circonstances de l'urgence.

Si l'événement, sans être assez grave pour justifier le déclenchement du PPUN, risque de toucher les gens vivant à proximité et d'autres parties intéressées, OPG verra à organiser des points de presse à l'intention des médias locaux, ou encore à publier des communiqués de presse dont il fera parvenir copie aux fonctionnaires provinciaux et municipaux. Et, si la situation le justifie, OPG pourra établir son centre des médias sur le site ou à proximité du site pour y tenir des points de presse ou des interviews.

Les événements plus graves pourront exiger le déclenchement du PPUN et l'établissement du centre mixte d'information en cas d'urgence (CIU) de la province. Toutefois, tant que les ressources de ce centre n'auront pas été mobilisées et qu'il ne sera pas en fonction, l'organisme d'intervention en cas d'urgence d'OPG verra provisoirement à transmettre l'information pertinente au public et aux médias. Une fois le CIU en fonction, le gouvernement provincial assume alors la gestion des services d'information visant les interventions hors site. OPG fournit au CIU de l'assistance dans les domaines de la formation, des finances et des ressources humaines.

Plan des mesures d'urgence nucléaire de la centrale Gentilly-2

Le document « *Plan des mesures d'urgence* » d'Hydro-Québec fournit une description des dispositions prises par l'entreprise pour faire face aux urgences nucléaires réelles ou éventuelles à sa centrale Gentilly-2. Ce document, de même que divers autres qui l'accompagnent, traitent en détail de la préparation aux situations d'urgence nucléaire et des interventions dans de tels cas à la centrale de Gentilly-2, en faisant notamment état des critères de mise en application, des rôles et responsabilités, des exigences en matière de coordination, de la classification des alertes, des communications avec les médias et le public, des procédures en cas d'urgence, de la logistique des interventions, du soutien technique et matériel, de la formation en matière d'intervention en cas d'urgence et des exercices d'intervention dans de tels cas.

Selon le plan, les événements anormaux sur le site de la centrale qui ont pour effet d'augmenter les risques radiologiques auxquels sont exposés les travailleurs et les membres du public ou l'environnement doivent faire l'objet d'une déclaration indiquant le niveau approprié de l'alerte au rayonnement et la gravité effective ou éventuelle de l'incident.

Une alerte sectorielle doit être déclarée lorsque le champ de rayonnement ou la concentration de la contamination atmosphérique dans un secteur donné du site de la centrale augmente pour atteindre des niveaux de 2 à 10 fois supérieurs aux niveaux normaux, ou lorsque le risque qu'un tel phénomène se produise croît à un rythme anormalement élevé. Une alerte de site doit être déclarée lorsque les conditions radiologiques présentent un risque important et généralisé pour les travailleurs en poste sur le site de la centrale. Par ailleurs, une alerte générale doit être déclarée lorsque surviennent des rejets qui dépassent les limites réglementaires ou qui pourraient entraîner une exposition au rayonnement supérieure à la limite de dose réglementaire.

Si des événements ou des conditions anormales à Gentilly-2 devaient mener à une urgence nucléaire hors site éventuelle ou réelle, le directeur du Comité de gestion du centre d'urgence d'Hydro-Québec doit aviser l'Organisation de la Sécurité civile du Québec (OSCC) de la menace ou de l'urgence. L'OSCC dirigerait alors toute intervention en cas d'urgence nucléaire jugée nécessaire hors site.

La direction d'Hydro-Québec, le Groupe communications et relations avec le milieu (GCRM), situé tout près, à Trois-Rivières, et le personnel du centre d'urgence de Gentilly-2 préposé aux communications joindraient leurs efforts dans le but d'informer le personnel sur le site, le public et les médias. Dans le cas d'une alerte générale, le GCRM déménagerait au Centre de coordination des communications de l'OSCC, où Communication-Québec coordonnerait toutes les activités de relations publiques pour le compte du gouvernement du Québec.

La centrale de Gentilly-2 tient des exercices d'intervention en cas d'urgence radiologique au moins une fois par année. Le personnel de la centrale participe en outre à des exercices d'origine externe, menés en collaboration avec des organismes internationaux, nationaux et provinciaux. Les gestionnaires et les autres membres du personnel de Gentilly-2 reçoivent, selon leurs besoins particuliers, une formation de base ou spécialisée dans le domaine de la préparation aux situations d'urgence nucléaire et des interventions dans de tels cas.

Gentilly-2 a mis en place des services de préparation aux situations d'urgence suivant un processus bien établi. Les activités principales de ce processus sont :

- le traitement des données et des demandes relatives au processus;
- l'évaluation des risques (conventionnels et radiologiques), les critères d'initiation des interventions et ceux servant à déterminer le niveau d'alerte;
- la documentation des interventions en cas d'urgence (cadre et procédures d'intervention);
- l'établissement de l'organisation d'intervention en cas d'urgence (mission et responsabilités);

- la détermination des ressources requises (en personnel, installations et équipement);
- la définition des interfaces avec les autorités externes;
- l'élaboration et le maintien à jour d'un cadre d'action en matière de communication de l'information et de relations publiques;
- la formation;
- les manœuvres et les exercices;
- la mise en œuvre des mesures d'urgence (évaluer les risques, déclarer l'alerte, mobiliser l'organisme d'intervention en cas d'urgence, aviser les autorités hors site, gérer l'intervention, intervenir, évaluer les accidents, protéger le personnel, recommander des mesures de protection de la population, terminer l'alerte et retourner à la normale); et
- l'évaluation du processus de préparation aux situations d'urgence.

Les principaux produits du processus de préparation aux situations d'urgence sont :

- des documents de politique et d'encadrement;
- des procédures en cas d'urgence;
- une collaboration et des ententes avec les autorités hors site;
- un organisme d'intervention en cas d'urgence;
- des installations et de l'équipement d'urgence; et
- des plans en cas d'urgence éprouvés.

Plan de préparation aux situations d'urgence de la centrale Point Lepreau

ENNB a mis en place des services de préparation aux situations d'urgence suivant un processus entrant dans le cadre du système de gestion des installations nucléaires de Point Lepreau. Le processus permet d'intervenir en cas d'urgences de nature radiologique ou conventionnelle de manière efficace et coordonnée et dans des délais raisonnables. La portée du processus couvre toutes les activités concernant la préparation aux urgences pouvant avoir une incidence sur le personnel de la centrale, le public et l'environnement et les interventions dans de tels cas, incluant celles relatives à la coordination des actions avec les organismes externes dont le soutien est requis en cas d'urgence. Il englobe les différents types d'urgence suivants : les incidents radiologiques comprenant des rejets sur le site et à l'environnement (incluant les accidents de transport impliquant des matières radioactives), les incendies, les incidents de nature chimique, médicale ou concernant la sécurité, et les désastres naturels comme les tempêtes, les inondations et les tremblements de terre.

L'Organisation des mesures d'urgence du Nouveau-Brunswick (OMU N.-B.), un organisme du gouvernement provincial, est responsable des mesures de protection du public, et dispose de processus pour élaborer et évaluer ses propres plans et coordonner les interventions d'autres organismes gouvernementaux. Le processus de Point Lepreau est lié aux plans d'OMU N.-B. et prête assistance aux autorités externes sur les parties du plan d'OMU N.-B. ayant trait à la radioprotection.

Les activités principales du processus de préparation aux situations d'urgence de Point Lepreau comprennent :

- définir le fondement de la planification des mesures d'urgence;
- élaborer et maintenir à jour le plan des mesures d'urgence;
- déterminer les ressources requises pour mettre le plan en œuvre;
- élaborer des procédures d'intervention en cas d'urgence;
- mettre en place, mettre à jour et évaluer les mesures d'urgences;
- déterminer quels événements nécessitent une intervention d'urgence;
- minimiser les conséquences des événements; et

- retourner à la normale suite à des événements ayant nécessité une intervention d'urgence.

Les sources de données du processus incluent :

- les évaluations de situations d'urgence possibles tenant compte de la conception et du fondement en matière de sûreté de la centrale de même que les activités qui s'y déroulent et les matériaux qui y sont utilisés;
- les exigences de coordination avec des organismes et intervenants externes en cas d'urgence; et
- les lois, règlements, normes et bonnes pratiques pertinents en matière de planification et d'intervention en cas d'urgence, incluant les normes et renseignements provenant de l'Association canadienne de normalisation (CSA), de l'Association nationale de protection contre l'incendie (NFPA), de la CIPR, et de l'AIEA.

Les produits du processus sont :

- des plans en cas d'urgence éprouvés;
- des renseignements pour le public;
- des procédures en cas d'urgence pour les intervenants; et
- des installations et de l'équipement dédiés aux interventions en cas d'urgence et maintenus à jour.

Le plan des mesures d'urgence prévoit trois niveaux progressifs d'intervention en cas d'incident nécessitant une intervention rapide :

- alerte: situation nécessitant l'intervention d'une équipe spécialement formée mais dont l'ampleur n'est cependant pas suffisante pour nuire aux activités en cours à la grandeur de la centrale;
- urgence sur le site: des conditions d'urgence prévalant seulement sur le site, à l'intérieur des limites de la propriété d'ENNB à Point Lepreau; et
- urgence générale: des conditions d'urgence ayant une incidence sur l'environnement ou qui peuvent possiblement en avoir une sur la santé et la sécurité des personnes à l'extérieur des limites de la propriété d'ENNB à Point Lepreau.

Annexe 16.1 c : Plans provinciaux en cas d'urgence hors site

Ontario

De toutes les juridictions au Canada, la province de l'Ontario est celle qui abrite sur son territoire le plus grand nombre de centrales nucléaires exploitées à des fins commerciales (20 réacteurs). On y trouve en outre, à Chalk River, un réacteur de recherche, et six installations nucléaires des États-Unis sont situées à l'intérieur d'un rayon de 80 kilomètres des frontières de la province. De ce fait même, dès 1986, la province s'est dotée d'un plan en cas d'urgence nucléaire (le Plan provincial en cas d'urgence nucléaire - PPUN). Ce plan n'a toutefois jamais été complètement, ni partiellement, déclenché. La province a néanmoins reçu des avis officiels au sujet d'événements qui ont fait l'objet d'une surveillance jusqu'à ce qu'il soit déterminé qu'ils ne présentaient aucun risque pour le public ou pour l'environnement.

En Ontario, les programmes de préparation en cas d'urgence et d'intervention dans de tels cas sont régis par la *Loi sur les mesures d'urgence*. Cette loi exige que le gouvernement se dote d'un plan pour faire face aux situations d'urgence liées aux installations nucléaires et elle autorise la province à désigner des municipalités qui sont tenues d'établir un plan des mesures d'urgence nucléaire. Gestion des situations d'urgence Ontario (GSUO) administre au nom du gouvernement de l'Ontario le PPUN et assure dans la province la coordination de la préparation en cas d'urgence nucléaire et des interventions dans de tels cas.

Le PPUN définit une urgence nucléaire comme une situation où le rayonnement ionisant ou une installation nucléaire pose un risque réel ou éventuel pour la santé et les biens du public ou pour l'environnement. Le risque peut être associé à un accident, à une défectuosité ou à une perte de régulation mettant en cause une matière radioactive ou une centrale nucléaire. Le but du PPUN est de préserver la santé, la sécurité, le bien-être et les biens des résidents de la province et de protéger l'environnement en cas d'urgence nucléaire. À titre de plan cadre pour la préparation aux cas d'urgence nucléaire hors site et les interventions dans de tels cas, le PPUN sert à assurer la coordination des activités des ministères provinciaux, des installations nucléaires, du gouvernement du Canada (incluant la CCSN), ainsi que des municipalités désignées, de façon à ce que les objectifs visés soient atteints.

Le PPUN décrit les dispositions que l'Ontario a prises concernant la planification et la préparation aux situations d'urgence nucléaire et les interventions dans de tels cas. Il traite notamment des points suivants :

- le but et les principes directeurs;
- la hiérarchie des plans et procédures d'urgence;
- la description du risque;
- les hypothèses de planification;
- les mesures de protection;
- le concept des opérations;
- l'organisation des mesures d'urgence;
- les politiques opérationnelles;
- l'information sur la situation d'urgence;
- la sensibilisation du public;
- les responsabilités des divers participants, en détail; et
- la surveillance exercée par le comité provincial et les comités municipaux d'intervention en cas d'urgence.

Des exercices provinciaux de grande envergure portant sur des urgences de natures nucléaire ou radiologique ont lieu régulièrement au niveau provincial, incluant également la participation du gouvernement du Canada.

Au cours de la période de référence, le service Gestion des situations d'urgence Ontario (GSUO) a apporté les changements suivants à ses plans afin de les rendre conformes aux meilleures pratiques internationales :

1. Modernisation des lois, des politiques et du cadre d'action de sorte que les programmes et plans ne soient plus facultatifs mais bien obligatoires.
2. Renforcement du processus de reddition de comptes aux paliers municipal et provincial.
3. Les programmes essentiels en matière de gestion des urgences ont été mis en œuvre par les ministères provinciaux et les municipalités. Au cours de la prochaine étape, GSUO interviendra auprès des parties intéressées pour s'assurer qu'elles ont accès aux outils et bonnes pratiques que le gouvernement de l'Ontario recommande afin d'établir un programme complet de gestion des situations d'urgence en fonction du risque.
4. Intégration de la détermination des dangers et de l'évaluation des risques au processus de planification.
5. Élargissement de la démarche de gestion des urgences en ajoutant aux fonctions de préparation et d'intervention, les fonctions d'atténuation, de prévention et de retour à la normale, dans la lignée des meilleures pratiques internationales.
6. Accroissement substantiel de la capacité de GSUO d'intervenir en cas d'urgences de grande ampleur, prolongées et complexes. Ce service a fait l'objet d'une réorganisation et d'une restructuration, son effectif a été doublé, et il y a maintenant des agents et des gestionnaires en fonction vingt-quatre heures par jour et sept jours par semaine.
7. Consultations approfondies des communautés du nucléaire, des responsables d'installations nucléaires et d'autres parties intéressées dans le but d'améliorer les plans et procédures actuels de gestion des urgences hors site (y compris l'alerte au public, l'utilisation des comprimés d'iodure de potassium, la stratégie d'évacuation et les procédures de notification).

Québec

Au Québec, c'est l'Organisation de la sécurité civile du Québec (OSCQ) qui est responsable de la planification des mesures d'urgence et de l'intervention pour tout type de sinistre y compris les urgences nucléaires hors site. Le *Plan national de sécurité civile du Québec (PNSC)* est le cadre de référence pour toutes les situations d'urgence. Le volet nucléaire du plan de l'OSCQ est décrit dans un document spécifique conforme à la *Loi sur la sécurité civile* de la province et intitulé *Plan des mesures d'urgence nucléaire externe à la centrale nucléaire Gentilly-2 (PMUNE-G2)*.

Le PMUNE-G2 définit les responsabilités des organismes gouvernementaux plus directement concernés en cas d'urgence nucléaire à Gentilly-2 de même que les stratégies d'intervention en vue de protéger le public, de réduire les conséquences au minimum et d'appuyer les autorités municipales. En vigueur depuis 1983, le PMUNE-G2 est régulièrement mis à jour. En 2002, les procédures d'intervention et les programmes d'appui ont été précisés et la mise en œuvre des nouvelles versions est présentement en cours. En vertu du PMUNE-G2, Hydro-Québec et l'OSCQ ont des responsabilités distinctes mais complémentaires en ce qui concerne la planification des mesures d'urgence et les interventions en cas d'accident au site de Gentilly-2. Dans le cadre de cette intervention, l'OSCQ ouvre le centre des opérations gouvernementales qui coordonne l'action des ministères et organismes du Québec et assure les liens avec les instances fédérales ainsi que le soutien aux municipalités touchées.

Une nouvelle campagne d'information préventive sur le risque lié au nucléaire a été menée en mars 2007 en concordance avec la distribution de nouveaux comprimés d'iodure de potassium aux résidents et aux travailleurs de la zone de planification d'urgence (ZPU), dans un rayon de 8 kilomètres de la centrale nucléaire Gentilly-2. Le site Web www.urgencenucleaire.qc.ca est toujours disponible. Par ailleurs, l'acquisition d'un système d'alerte rapide de la population est à l'étude dans les municipalités de la zone de 8 kilomètres. Entre 2002 et 2005, le Québec a acquis de l'équipement spécial de détection et d'analyse permettant de caractériser l'environnement et la chaîne alimentaire. Les intervenants devant les utiliser en cas d'urgence ont également complété la formation et les exercices pertinents. Le plan directeur du PMUNE-G2 est présentement en révision. La nouvelle version devrait être disponible au début de 2008.

Nouveau-Brunswick

Le programme provincial en cas d'urgence nucléaire est régi par une entente de partenariat entre ENNB et le ministère de la Sécurité publique du Nouveau-Brunswick qui est le principal ministère provincial responsable de la sûreté et de la sécurité du public. Ses principaux organismes de la gestion des cas d'urgence et de la protection de la sécurité du public au Nouveau-Brunswick sont :

- L'Organisation des mesures d'urgence du Nouveau-Brunswick (OMU N.-B.) qui est le principal organisme provincial responsable de la gestion des cas d'urgence et d'aide financière en cas de désastre, incluant les événements de natures nucléaires et radiologiques; et
- La Direction générale des initiatives en matière de sécurité et d'urgence qui est le principal organisme provincial responsable de la protection de la sécurité et des infrastructures essentielles.

Au cours de la période de référence, le gouvernement du Nouveau-Brunswick a mis en œuvre un nouveau système de gestion des incidents, incluant une structure organisationnelle reflétant principalement le système national de gestion des incidents des États-Unis ainsi qu'un ensemble d'outils de gestion de l'information et de prise de décision. L'organisation et les outils en cas d'urgence ont été conçus de sorte à favoriser l'interopérabilité avec les organismes provinciaux et locaux de gestion des cas d'urgence, de même qu'avec les organismes fédéraux tels que Sécurité publique Canada, le Bureau de la protection contre les rayonnements de Santé Canada et le ministère de la Défense nationale.

Sentinelle vigilante 2006 (un exercice de sécurité nationale conjoint États-Unis - Canada), Intervention maritime 2006 (un exercice conjoint fédéral-provincial d'intervention en cas d'une urgence radiologique) et Intrépide 2006 (un exercice provincial de nature nucléaire) sont trois exercices majeurs qui ont eu lieu récemment.

L'OMU N.-B. élabore présentement un plan en cas d'urgence radiologique afin de couvrir les événements qui ne sont pas de nature nucléaire.

En vertu de la Loi sur les mesures d'urgence, OMU N.-B. est le principal organisme responsable de l'élaboration des plans des mesures d'urgence ainsi que de la direction, du contrôle et de la coordination des interventions en cas d'urgence.

Le plan des mesures d'urgence du Nouveau-Brunswick, préparé par l'OMU N.-B., définit une urgence comme une situation anormale nécessitant de prendre promptement des actions débordant du cadre des procédures normales afin de limiter les dommages aux personnes, à leurs biens ou à l'environnement. Le but énoncé de ce plan est d'assigner les responsabilités pour les actions devant être prises afin d'atténuer les conséquences de toute urgence dans la province du Nouveau-Brunswick, sauf une guerre.

Le plan définit le rôle principal joué par le ministère des Affaires municipales et les rôles de soutien de vingt-trois autres ministères, organismes et agences. Des représentants de ces différents groupes siègent sur le Comité des mesures d'urgence de la province (CMU) qui dirige, contrôle et coordonne les interventions en cas d'urgence dans la province et, au besoin, apporte son soutien aux municipalités.

La capacité opérationnelle du CMU est caractérisée par deux états. Lorsqu'en état d'attente, des représentants des différents ministères sont disponibles sur appel. Si l'OMU N.-B. et/ou d'autres ministères doivent prendre des actions, il est alors en état d'urgence. Dans ce deuxième état, des représentants des ministères doivent se présenter au siège social où ils sont mis au courant de la situation d'urgence en cours.

Dans le cadre de l'Organisation des mesures d'urgence (OMU), la province du Nouveau-Brunswick est divisée en onze régions. Le coordonnateur de l'OMU de chacune des régions encourage l'élaboration et l'amélioration des plans en cas d'urgence au niveau des municipalités et, à ces fins, il fournit conseils et soutien. Il coordonne également les ressources provinciales mobilisées lors de situations d'urgence en milieu rural ou urbain. Pour accomplir ce travail, des Comités en cas d'urgence sont établis dans chacune des régions afin d'aider les municipalités et la population des secteurs qui ne sont pas incorporées. Les membres de ces comités viennent des ministères de l'Environnement, de la Justice, des Ressources naturelles, des Services sociaux et des Transports, ainsi que des gouvernements municipaux.

Les autorités locales sont responsables de la planification et des interventions en cas d'urgence à l'intérieur de leur territoire et, parfois, dans certains secteurs à l'extérieur de celui-ci. Les collectivités peuvent s'entraider mutuellement conformément à des ententes d'aide réciproque. Cependant, lorsqu'une situation d'urgence nécessite des ressources dépassant les capacités d'une collectivité, ou d'un groupe de collectivités, le gouvernement provincial apportera son soutien par l'entremise du Comité en cas d'urgence de la région. Les centres régionaux des mesures d'urgence sont situés dans des locaux d'installations gouvernementales.

Le plan en cas d'urgence hors site de Point Lepreau a été élaboré par OMU N.-B., conformément au cadre d'action décrit précédemment. Il partage les rôles et responsabilités entre les différentes parties appelées à intervenir suite à un incident à Point Lepreau qui occasionne une situation d'urgence hors site, et décrit les actions immédiates devant être prises dans de telles situations.

S'il devient nécessaire d'aviser le public d'une situation d'urgence hors site, des coordonnateurs en cas d'urgence feront un suivi dans des secteurs donnés afin de s'assurer que les personnes qui y résident sont informées adéquatement des actions qu'elles doivent prendre. Le besoin de prendre des mesures de protection sera communiqué par ces coordonnateurs, la radio et la télévision. Des dispositions ont été prises afin de venir en aide à ceux qui en auraient besoin s'il s'avérait nécessaire d'évacuer les gens.

Depuis le dernier rapport, le gouvernement du Nouveau-Brunswick a regroupé les responsabilités relatives à la sûreté et à la sécurité publiques au sein du ministère de la Sécurité publique.

La province a lancé l'Initiative en matière de sécurité et d'urgences, qui s'étend à plusieurs secteurs d'activité, dont l'un est la préparation aux situations d'urgence nucléaire. En voici les principaux volets :

1. Améliorer la prévention, la préparation et l'intervention pour tous les types de dangers, incluant l'intégration du dispositif de gestion des crises et de leurs conséquences en vertu d'un système unique de gestion des cas d'urgence.
2. Investir une somme substantielle dans l'infrastructure Internet du gouvernement provincial pour la rendre plus fiable et plus résistante aux défaillances et pour en accroître la capacité.
3. Actualiser et renforcer la capacité opérationnelle du Centre mixte des mesures d'urgence de l'Organisation des mesures d'urgence du Nouveau-Brunswick (OMU N.-B.), y compris améliorer les processus opérationnels, investir dans l'infrastructure pour améliorer la connectivité et la

collaboration entre les organismes d'intervention fédéraux et provinciaux et mettre davantage l'accent sur la capacité opérationnelle.

4. Élaborer une stratégie de formation et d'exercice relative aux principaux scénarios, dont les interventions en cas d'urgence nucléaire, de sorte que l'organisation provinciale d'intervention en cas d'urgence ait l'occasion de participer à un exercice tous les ans plutôt qu'à tous les trois ans comme c'était le cas jusqu'ici.

5. Refaire les stocks de comprimés d'iodure de potassium, mettre à jour les renseignements démographiques sur la zone de planification d'urgence et améliorer les réseaux de communication reliant le Centre d'urgence hors site et le Centre mixte des mesures d'urgence.

Annexe 16.1 d : Dispositions des plans fédéraux en cas d'urgence

Dispositions du Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire

Aux termes du Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire (PFUN), une urgence nucléaire est un événement qui présente, ou pourrait présenter, une menace de nature radiologique à la santé, la sécurité et les biens du public ainsi qu'à l'environnement.

Le PFUN contient les renseignements suivants :

- les grandes lignes du but particulier que poursuit le gouvernement fédéral lors de la phase d'intervention en cas d'une urgence nucléaire, ainsi que les grandes lignes de son autorité, de son organisation d'urgence et de son concept opérationnel;
- une description de l'ensemble des politiques fédérales en matière de préparation aux situations d'urgence, des principes de base ayant servi à l'élaboration du PFUN et des liens avec d'autres documents spécifiques qui sont pertinents pour le PFUN;
- une description des rôles et responsabilités particuliers des organismes qui participent aux activités de planification ou de préparation aux situations d'urgence, ou d'intervention dans de tels cas; et
- une description, en appendice, des liens entre les différentes organisations fédérales et provinciales de gestion des urgences nucléaires, ainsi que des dispositions prises pour coordonner les interventions et apporter le soutien des organismes fédéraux aux provinces touchées par une urgence nucléaire.

Le PFUN couvre quatre catégories d'événement faisant partie des urgences nucléaires:

- les événements survenant à une centrale nucléaire située au Canada ou aux États-Unis le long de la frontière avec le Canada;
- les événements mettant en cause un navire en visite au Canada ou en transit dans les eaux territoriales canadiennes;
- les événements mettant en cause une centrale nucléaire située dans la partie méridionale des États-Unis ou dans un autre pays étranger; et
- les autres événements radiologiques importants.

Outre la description des événements énumérés ci-dessus, le PFUN comporte des appendices où sont sommairement décrits les niveaux de notification des urgences adoptés par les laboratoires de Chalk River en Ontario, par les diverses centrales nucléaires au Canada et par certaines centrales nucléaires aux États-Unis relativement aux rejets d'effluents tant gazeux que liquides.

Le PFUN ne s'applique pas :

- aux situations de guerre telles que l'utilisation d'armes nucléaires contre l'Amérique du Nord;
- aux événements susceptibles de présenter des risques radiologiques limités et dont les effets ne devraient donc pas excéder la capacité d'intervention des autorités locales ou provinciales, non plus que celle des organismes de réglementation; et
- à la gestion et à la coordination des mesures prises par le gouvernement du Canada pendant l'étape de la reprise; si, par suite d'une urgence nucléaire, l'aide du gouvernement fédéral est requise pour prendre des mesures de reprise; la responsabilité de ces mesures devra être confiée, durant l'intervention même ou immédiatement après, à un ministre particulier du gouvernement du Canada.

Selon le PFUN, le Québec, l'Ontario, la Nouvelle-Écosse, le Nouveau-Brunswick et la Colombie-Britannique sont les provinces canadiennes les plus susceptibles d'être touchées par une urgence nucléaire. Cette probabilité plus élevée tient au fait que ces provinces sont plus près de centrales nucléaires

américaines ou canadiennes, ou encore que, dans certains cas, elles ont, sur leur propre territoire, soit des centrales nucléaires, soit des ports maritimes qui reçoivent la visite de navires à propulsion nucléaire.

Comme l'a montré l'accident de Tchernobyl, une urgence nucléaire grave à une grande centrale nucléaire éloignée du Canada aurait une certaine incidence au pays. De faibles quantités de substances radioactives pourraient atteindre le Canada. Bien qu'elles pourraient être présentes en quantité décelable, il est peu probable que ces substances présenteraient une menace directe (d'exposition aux retombées, par exemple) pour les habitants, les biens ou l'environnement au Canada. Aussi, toute action prise par le Canada en vertu du PFUN à la suite d'un accident nucléaire survenu dans une installation située dans le sud des États-Unis ou dans un autre pays porterait vraisemblablement une attention particulière aux aspects suivants :

- le contrôle des aliments importés provenant des zones situées à proximité du lieu de l'accident;
- l'évaluation des effets de l'accident sur les Canadiens qui habitent ou voyagent à proximité de ce lieu;
- l'évaluation des incidences de l'accident sur le Canada et une campagne d'information du public; et
- la coordination des interventions ou de l'aide fournie aux gouvernements étrangers et aux organismes nationaux et internationaux.

Le niveau éventuel de gravité d'autres accidents radiologiques graves, suivant la définition qui en est donnée dans le PFUN, sera évalué en fonction de facteurs propres à chaque situation. Dans le cas des installations fixes et des matières en transit, il est possible de planifier de façon assez détaillée les mesures appropriées à prendre en cas d'urgence. Dans d'autres situations, la planification des mesures d'urgence peut être rendue plus compliquée par des facteurs tels que l'ampleur et la diversité éventuelles des risques radiologiques, l'emplacement de la source de rayonnement, les incidences sur les infrastructures essentielles et la vitesse à laquelle les circonstances sont susceptibles d'évoluer.

Les dispositions de l'organisme de réglementation en matière de préparation et d'intervention en cas d'urgence

Dans le cadre des responsabilités qui lui sont dévolues par la loi canadienne, la CCSN participe aux activités de planification et de préparation aux situations d'urgence nucléaire et d'intervention dans de tels cas.

Pendant une urgence nucléaire au Canada, la CCSN continuerait de jouer son rôle d'organisme de réglementation, comme le prévoient le PFUN et son propre plan des mesures d'urgence.

Comme ses responsabilités en matière de réglementation couvrent un large éventail de situations, de centrales, d'activités et de substances, la CCSN doit établir des plans visant une gamme tout aussi variée de scénarios d'urgence. La CCSN maintient toujours en état d'opération un Centre des mesures d'urgence (à son administration centrale à Ottawa) dans le but de renforcer sa capacité d'intervention en cas d'urgence nucléaire. Ce centre sert à des pratiques et des exercices de formation menés par l'organisme responsable du PFUN ou par la CCSN visant à confirmer l'état de préparation en cas d'urgence nucléaire.

Conformément à la politique nationale, et bien qu'elle participe au PFUN, la CCSN a révisé la dernière fois son plan des mesures d'urgence en novembre 2001. Tel que mentionné à l'article 16, la CCSN révisé présentement ce plan dans le cadre des initiatives d'amélioration de son programme de gestion des urgences nucléaires. Le plan des mesures d'urgence de la CCSN est le document qui expose les stratégies et lignes directrices que la Commission suivra pour faire face à une urgence nucléaire. Il traite ou dans un autre pays porterait vraisemblablement une attention particulière aux aspects suivants :

- des situations d'urgence susceptibles d'exiger une intervention de la part de la CCSN;
- du rôle de la CCSN en cas d'urgence nucléaire;
- du rôle des parties intéressées;
- de l'organisation des mesures d'urgence de la CCSN;
- du concept des opérations;
- de l'infrastructure matérielle de la CCSN; et

- de l'état de préparation et des exigences relatives à la formation et aux exercices connexes.

Le plan est publié avec l'autorisation du président de la CCSN et conformément aux objectifs de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN) et de ses règlements d'application, ainsi que de la *Loi sur la protection civile* fédérale. Il est conçu de façon à être compatible et à s'harmoniser avec les plans et procédures en cas d'urgence des titulaires de permis délivré par la CCSN, des gouvernements provinciaux, du gouvernement du Canada et des organismes internationaux. S'inspirant des dispositions du *Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires* et de la *Loi sur le transport des marchandises dangereuses* et de ses règlements d'application, le plan comprend également les accords officiels conclus avec divers organismes et instances.

Lorsqu'un cas d'urgence est déclaré, la mise en œuvre du plan des mesures d'urgence de la CCSN pourrait en bout de ligne faire intervenir :

- l'organisation des mesures d'urgence de la CCSN
- le personnel de la CCSN
- les titulaires de permis délivrés par la CCSN
- les transporteurs, expéditeurs et autres entités ou personnes qui interviennent dans le transport des matières radioactives ou qui sont mis en cause de quelque autre façon
- les ministères et organismes du gouvernement du Canada
- les ministères et organismes du gouvernement de la province visée
- les médias d'information
- la United States Nuclear Regulatory Commission
- l'AIEA.

Le plan de la CCSN est en vigueur en tout temps dans un des quatre modes suivants :

- en mode normal, la CCSN procède à des activités de planification et de formation, ainsi qu'à des exercices destinés à maintenir son état de préparation. C'est également dans ce mode qu'elle réagit aux incidents qui ne justifient pas le déclenchement du plan des mesures d'urgence.
- en mode d'attente, la CCSN prévient les personnes qui doivent participer à une intervention et surveille les situations susceptibles d'exiger une intervention d'urgence à une étape quelconque.
- en mode d'intervention, la CCSN, ayant décidé qu'il y a lieu d'intervenir d'urgence, déclenche le plan des mesures d'urgence et amorce les préparatifs en vue de l'intervention.
- en mode de retour à la normale, subséquent à une période en mode d'intervention, la CCSN procède à un certain nombre d'activités qui visent à permettre le retour à un état autre que l'état d'urgence, et donc à rétablir soit le mode d'attente, soit le mode normal.

Aux termes du plan des mesures d'urgence de la CCSN, une urgence nucléaire est une situation anormale, liée à une activité radiologique, ou encore à une activité ou installation autorisée en vertu d'un permis délivré par la Commission, qui pourrait exiger une intervention prompte, débordant du cadre des procédures normales, afin de limiter les dommages causés aux personnes, aux biens ou à l'environnement.

De telles urgences peuvent se situer tant sur le site qu'hors site. Une urgence nucléaire pourrait, par exemple, résulter d'un événement mettant en cause :

- le rejet, réel ou éventuel, de substances radioactives à une centrale nucléaire canadienne ou étrangère;
- toute autre activité ou installation autorisée en vertu d'un permis délivré par la CCSN;
- toute substance nucléaire réglementée en vertu de la LSRN ; ou
- la perte, le vol, la découverte ou le transport de matières radioactives tant au Canada qu'à l'étranger.

La nature de sa participation peut prendre diverses formes. La CCSN pourrait ainsi tout aussi bien échanger des idées et de l'information que coordonner les plans, ou encore assister à des programmes de formation, participer à des exercices ou entreprendre une intervention dans le cadre d'une urgence réelle. Son plan des mesures d'urgence définit, pour l'ensemble de l'organisme, les lignes directrices relatives à la participation du personnel.

La place qu'occupe le personnel de la CCSN au sein de l'organisation des mesures d'urgence est définie dans le plan et elle varie suivant la nature de l'urgence. Les responsabilités du personnel en cas d'urgence nucléaire sont équivalentes à celles qui lui sont dévolues dans le cours des activités usuelles de la CCSN.

La CCSN a élaboré divers mécanismes d'ordres technique et administratif qui ont été intégrés à son plan des mesures d'urgence. Ils comprennent des accords de coopération bilatérale avec d'autres instances tant au pays qu'à l'étranger, de même qu'un programme d'agent de service qui, mis en œuvre par la CCSN, permet de fournir des renseignements, des conseils ou de l'aide vingt-quatre heures sur vingt-quatre en cas d'incident réel ou éventuel mettant en cause des matières nucléaires ou le rayonnement.

Annexe 17 (ii) a: Processus d'évaluation environnementale

Une évaluation environnementale (EE) est amorcée suite à la réception d'une demande de permis de préparation de l'emplacement soumise en vertu de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* et elle est complétée conformément aux exigences de la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* (LCEE). Une EE détermine si un projet donné est susceptible de causer des dommages importants à l'environnement, si les principaux effets négatifs possibles ont été cernés et si ces effets ont été atténués autant que possible. En portant attention aux conséquences environnementales et aux moyens de les atténuer tôt dans la planification d'un projet, il est alors possible d'éviter ou de réduire la durée des délais et les coûts inutiles. La CCSN est tenue de compléter une EE lorsqu'un projet nécessite une approbation au niveau fédéral (tel que stipulé par le Règlement sur la liste d'inclusion de la LCEE).

Dans le cadre de la délivrance d'un permis pour une nouvelle centrale nucléaire, c'est-à-dire avant qu'une décision puisse être prise au sujet de la nouvelle centrale, une EE doit être complétée et conclure que, tenant compte des mesures d'atténuation disponibles, il est peu probable que le projet entraîne des effets négatifs importants sur l'environnement. En vertu de la LSRN, si l'EE n'arrive pas à cette conclusion, le projet se termine avant la délivrance d'un permis.

Les projets visant à prolonger la durée de vie utile des centrales nucléaires actuelles font l'objet du processus d'EE préalable. Une évaluation préalable constitue une forme d'EE, mise en place en vertu de la LCEE, qui permet de documenter les effets environnementaux qu'un projet proposé pourrait entraîner et de déterminer s'il est nécessaire d'éliminer ou d'atténuer ceux qui sont susceptibles d'être négatifs et importants. La CCSN consulte les résultats de l'EE préalable afin de déterminer si un projet pourrait causer des effets négatifs à l'environnement. Dans le cadre d'un projet de prolongement de la durée de vie utile, les approbations de l'organisme de réglementation et les décisions en matière de délivrance de permis en vertu de la LSRN peuvent être obtenues seulement si on a conclu que, tenant compte des mesures d'atténuation prises, il est peu probable que le projet entraîne des effets négatifs importants sur l'environnement. À titre d'autorité responsable, la CCSN définit la portée de l'EE préalable. Les documents suivants sont produits pendant l'EE préalable : les Lignes directrices pour l'EE de la CCSN, le rapport d'étude de l'EE (la préparation de ce document est normalement déléguée au titulaire de permis), et le rapport d'examen préalable qui est préparé par la CCSN.

Des exemples de résultats se trouvant dans les rapports d'examen préalable portant sur les projets de prolongement de la durée de vie utile des centrales nucléaires actuelles sont donnés à l'alinéa 17 (iii) b de l'article 17.

Conformément au *Règlement sur la liste d'étude approfondie* de la LCEE, toute proposition de construire une nouvelle centrale nucléaire produisant plus de 25 MW (thermique) doit faire l'objet d'une EE approfondie. Ce type d'EE inclut obligatoirement des occasions pour le public de participer au processus.

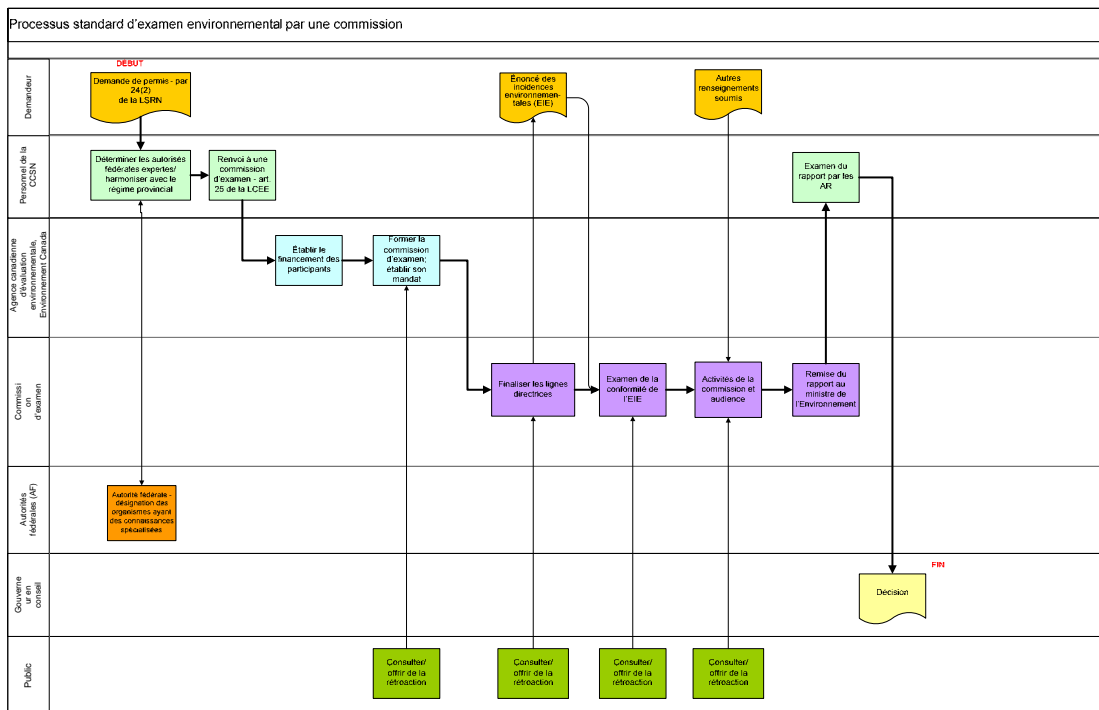
Il faut noter que, dans les cas suivants, les projets devant faire l'objet d'une EE préalable ou détaillée pourraient, suite à la demande de la Commission au ministre de l'Environnement ou suite à une décision indépendante du ministre, être renvoyés pour examen à un médiateur ou à une commission :

- après avoir tenu compte des mesures d'atténuation, le projet est toujours susceptible d'entraîner des effets négatifs importants sur l'environnement;
- on ne sait pas si le projet est susceptible d'entraîner des effets négatifs importants sur l'environnement, compte tenu de la mise en œuvre des mesures d'atténuation; ou
- les préoccupations du public le justifient.

Lorsqu'il y a lieu de renvoyer le projet d'une nouvelle centrale nucléaire à une commission d'examen, la LCEE prévoit l'adoption de l'une de trois approches suivantes :

- un examen par une commission formée exclusivement de membres de l'Agence canadienne de l'évaluation environnementale; une telle commission étant nommée par le ministre de l'Environnement en consultation avec l'autorité responsable (la Commission);
- un autre arrangement par lequel le processus de la CCSN se substitue complètement à l'évaluation environnementale par une commission d'examen; ou
- un processus d'évaluation conjoint CCSN - Agence canadienne d'évaluation environnementale, grâce auquel un ou plusieurs membres temporaires désignés par le ministre de l'Environnement en consultation avec l'autorité responsable (la Commission) viennent se joindre à un ou plusieurs commissaires de la CCSN. Lorsque approprié, un processus conjoint pourrait inclure la participation d'une autre autorité (par exemple, une province).

Le processus d'examen par une commission est illustré à la figure suivante.



L'approche retenue pour l'examen par une commission exige l'approbation du ministre de l'Environnement. Pour rendre sa décision, le ministre de l'Environnement tient compte des résultats des discussions entre la CCSN, à titre de première autorité responsable de l'évaluation environnementale, les autres autorités responsables, l'Agence canadienne d'évaluation environnementale et les autres ministères et organismes fédéraux portant intérêt au projet. Les modalités du déroulement de l'examen par une commission dépendent de l'approche retenue; elles intègrent, le cas échéant, les procédures décrites dans les directives ministérielles de 1997, intitulées *Procédures d'examen par une commission* disponible à l'adresse http://www.ceaaace.gc.ca/013/0001/0007/panelpro_f.htm.

Les documents importants ayant trait aux travaux d'une commission d'examen sont :

- le mandat de la commission d'examen, établi par le ministre de l'Environnement après consultation avec les autorités responsables;
- les lignes directrices pour l'évaluation des incidences environnementales (EIE), élaborées pour le bénéfice du demandeur de permis par les ministères et organismes fédéraux ou par la commission d'examen, habituellement après consultation du public;

- l'énoncé des incidences environnementales, élaboré par le demandeur de permis, en réponse aux exigences énoncées dans les lignes directrices pour l'évaluation environnementale;
- le rapport de la commission d'examen, préparé par la commission après la tenue d'audiences publiques, soumis au ministre de l'Environnement et rendu public; et
- la réponse du gouvernement aux recommandations de la commission d'examen, préparée par l'autorité responsable, en consultation avec d'autres ministères fédéraux, et soumise pour approbation au gouverneur en conseil, avant d'être remise au promoteur et rendue publique.

Lorsqu'un projet fait l'objet d'une EE par plusieurs autorités, il peut être nécessaire d'harmoniser le processus fédéral d'évaluation environnementale avec les exigences provinciales dans ce domaine et de coordonner les activités d'évaluation environnementale, en autant que possible. De telles situations pouvant se présenter, le ministre fédéral de l'Environnement a conclu des accords de coopération avec d'autres instances canadiennes. Ces accords comportent des lignes directrices sur les rôles et les responsabilités de chaque palier de gouvernement dans l'évaluation de tels projets. Ils contiennent également des dispositions permettant à des instances, n'ayant aucune responsabilité en matière d'EE mais portant un intérêt au projet, de participer au processus d'EE (par exemple, les groupes autochtones).

Annexe 19 (vii) : Programmes de collecte et d'analyse de données sur l'expérience d'exploitation

Des programmes ont été mis en place pour recueillir et analyser les données sur l'expérience d'exploitation (OPEX) des centrales, afin d'en tirer des conclusions et de prendre les mesures qui s'imposent. Des mécanismes permettent par ailleurs de partager les résultats les plus significatifs avec les membres du secteur nucléaire CANDU, des organismes internationaux, ainsi qu'avec d'autres exploitants de centrale nucléaire et organismes de réglementation.

Processus de rétroaction de l'expérience d'exploitation

Les activités relatives à la collecte et l'analyse des données sur l'OPEX et à la diffusion des leçons tirées de cette expérience constituent ce que l'on appelle le processus, ou mécanisme, de rétroaction. Les processus de rétroaction des titulaires de permis au Canada portant sur l'OPEX sont habituellement intégrés à leurs programmes d'AQ. Ces processus font appel également à la participation de la CCSN, du Groupe des propriétaires de CANDU (COG), d'EACL et d'autres organismes.

Exigences et obligations

L'article 3.9 de la norme N286.5 de la CSA *Exigences relatives aux systèmes de gestion des centrales nucléaires* prévoit des mesures qui visent à s'assurer que l'expérience d'exploitation sera consignée, évaluée et intégrée, selon le cas, aux pratiques d'exploitation de la centrale et/ou à ses programmes d'AQ. Elle prescrit également que ces renseignements devront être mis à la disposition du personnel qui participe aux autres phases du cycle de vie de la centrale nucléaire. La CCSN effectue, en vertu de cette disposition, des inspections aux centrales nucléaires et aux sièges sociaux des titulaires de permis pour s'assurer que les mécanismes de rétroaction atteignent leurs objectifs.

La CCSN est par ailleurs tenue de respecter ses obligations internationales. À titre de membre de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) et de l'Organisation de coopération et de développement économiques (OCDE), le Canada s'est engagé, lorsque surviennent des événements importants aux centrales nucléaires au pays, à faire rapport selon le système de notification des incidents (Incident Reporting System (IRS)) qu'utilisent l'AIEA et l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE. Il s'acquitte de cette obligation en veillant à ce qu'un membre du personnel de la CCSN soit chargé, à titre de coordonnateur national, de recueillir et d'analyser les données relatives aux événements qui se produisent au Canada, puis de les transmettre à l'AIEA.

Sources d'information

Rédigés par les titulaires de permis, les dossiers d'état de la centrale et les rapports d'événement constituent la première source d'information. Ils renferment des renseignements sur les événements non souhaitables qui sont considérés comme étant importants à l'égard de l'exploitation des réacteurs nucléaires et des installations connexes.

Au nombre des autres rapports utilisés à des fins d'information figurent ceux produits par les titulaires de permis dont les rapports trimestriels, les rapports d'inspections en cours de fonctionnement et les rapports d'audit. La CCSN publie aussi par ailleurs des rapports d'inspection portant sur l'exploitation des centrales nucléaires. Ces rapports font état des résultats des évaluations menées par les équipes d'inspection de la CCSN ainsi que des lacunes que les titulaires devront corriger.

Les sources internationales d'information comprennent les rapports de l'AIEA relatifs au système de notification des incidents (IRS) et à l'échelle internationale des événements nucléaires (INES). La CCSN donne accès à ces rapports par Internet à tous les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada.

Processus de rétroaction

Les titulaires de permis ont élaboré des processus de rétroaction pour veiller à ce que l'OPEX soit prise en compte, à tous égards, dans l'exploitation et la gestion des centrales. Ainsi, ENNB a mis en place le processus « Repérage des problèmes et prise de mesures correctives » et OPG possède un site OPEX sur le Web qui permet d'avoir accès aux dossiers sur l'état des centrales et aux rapports sur l'expérience d'exploitation se trouvant sur les sites de l'Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires (WANO), de l'Institute of Nuclear Power Operations et du COG. Les autres centrales nucléaires canadiennes sont, elles aussi, dotées de systèmes semblables. EACL a fait de même pour ses réacteurs de recherche à Chalk River.

Le programme du COG permet aux exploitants de centrales nucléaires CANDU d'échanger des renseignements sur l'OPEX. Les membres canadiens du COG tiennent chaque semaine, par téléconférence, des réunions exploratoires sur l'OPEX dont les résultats sont communiqués aux autres membres du COG pour leur permettre de déterminer si des incidents semblables pourraient se produire à leurs centrales.

Les réunions régulières de l'équipe de rétroaction sur la réglementation, présidées par EACL, procurent aux propriétaires de réacteurs CANDU un autre moyen d'échanger entre eux sur des questions de sûreté et de réglementation. Ce processus de rétroaction vise à faire en sorte que l'expérience acquise pendant la construction, la mise en service et l'exploitation des réacteurs CANDU soit communiquée à tous les exploitants de tels réacteurs et que les questions émergentes soient prises en compte lors de la conception de nouveaux réacteurs CANDU. Cette tribune permet également de transmettre aux entreprises du secteur nucléaire exploitant des réacteurs CANDU des informations importantes par l'entremise de bulletins d'information et d'avis de nature consultative à l'intention des centrales.

Le personnel de la CCSN maintient une base de données informatisée permettant de faire la collecte, le tri, le stockage et la récupération des données d'exploitation. Elle contient des registres des rapports d'événement soumis par les titulaires de permis conformément à la norme d'application de la réglementation S-99 de la CCSN. Dans le cadre des activités de réglementation, le personnel de la CCSN examine ces rapports d'événement et en dégage les tendances.

