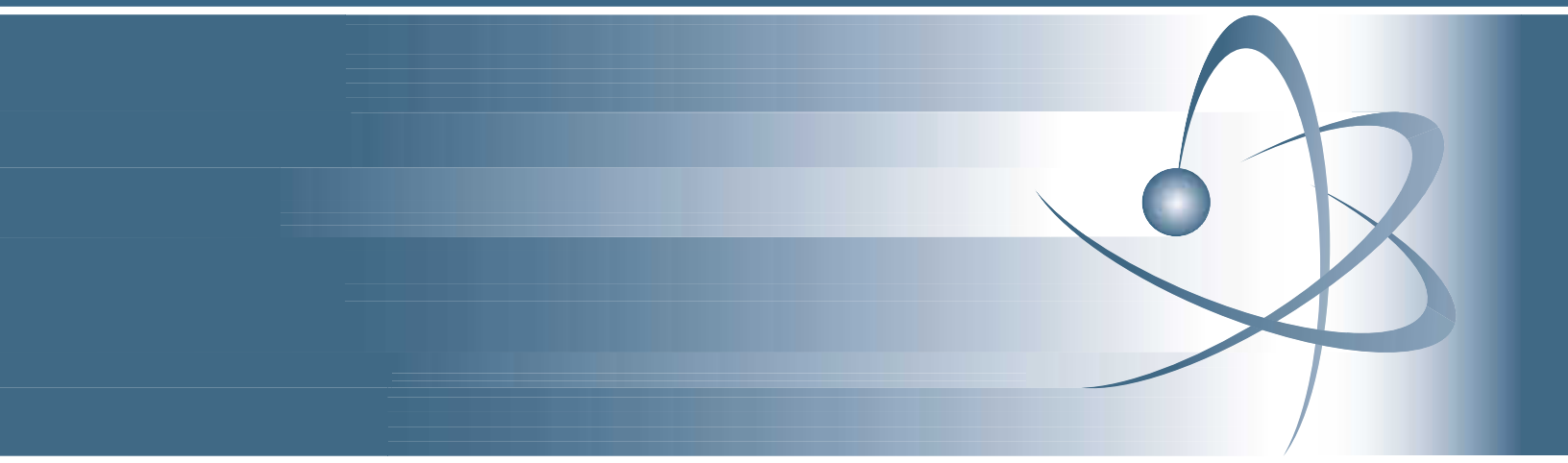
Gouvernement du Canada
Government of Canada

Rapport national du Canada pour la Convention sur la sûreté nucléaire



Deuxième réunion d'examen

Canada

Rapport national du Canada pour la Convention sur la sûreté nucléaire ó Deuxième réunion d'examen

© Ministre des Travaux publics et Services gouvernementaux Canada 2001
Numéro de catalogue CC172-18/2001F
ISBN 0-662-86250-3

Publié par la Commission canadienne de sûreté nucléaire
Numéro de catalogue de la CCSN INFO-0723

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

Téléphone : (613) 995-5894 ou 1-800-668-5284
Télécopieur : (613) 992-2915
Courriel : info@cnsc-ccsn.gc.ca
Site Web : www.suretenucleaire.gc.ca

Rapport national du Canada pour la *Convention sur la sûreté nucléaire*

Deuxième réunion d'examen de la *Convention*

Octobre 2001

Le présent rapport est produit par la Commission canadienne de sûreté nucléaire pour le compte du gouvernement du Canada. Énergie atomique du Canada limitée, Ontario Power Generation, Bruce Power Inc., la Société d'énergie du Nouveau-Brunswick, Hydro-Québec, le Groupe des propriétaires de CANDU, Santé Canada, Ressources naturelles Canada, le ministère des Affaires étrangères et du Commerce international et les organismes d'intervention d'urgence des provinces du Nouveau-Brunswick, de l'Ontario et du Québec ont participé à la préparation du rapport.

Rapport national du Canada pour la *Convention sur la sûreté nucléaire*

Le Canada a préparé le présent rapport national en exécution de ses obligations en vertu de l'article 5 de la *Convention sur la sûreté nucléaire*, coordonnée par l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA). Le rapport démontre comment le Canada a rempli ses obligations aux termes de la *Convention*. Préparé pour la deuxième réunion d'examen de la *Convention sur la sûreté nucléaire*, il constitue un rapport autonome, de sorte que le lecteur n'aura pas à se reporter au *Rapport national du Canada* établi pour la première réunion d'examen de la *Convention sur la sûreté nucléaire*.

Le rapport suit de près les lignes directrices établies par les pays signataires en vertu de l'article 22 de la *Convention* quant à la forme et à la structure. En outre, l'introduction au rapport comporte une section consacrée aux caractéristiques de base du réacteur CANDU, tandis qu'il est fait état, dans la section 6.1, de la doctrine et de l'approche du Canada eu égard à la sûreté dans les centrales nucléaires. Ces sections offrent un aperçu du développement du secteur nucléaire au Canada, ainsi que du caractère singulier de la conception du réacteur CANDU.

TABLE DES MATIÈRES

INTRODUCTION

1. La politique du Canada en matière nucléaire et les organismes gouvernementaux connexes 1

2. Programmes nationaux visant les centrales nucléaires 3
   - 2.1 EACL et son rôle dans le programme nucléaire canadien 3
   - 2.2 Recherche-développement 3

3. Caractéristiques de base du réacteur CANDU 5
   - 3.1 Brève description du réacteur 5
   - 3.2 Caractéristiques de sûreté propres au réacteur CANDU 5

4. Survol des principaux thèmes et questions de sûreté traités dans le rapport 8
   - 4.1 Résumé des principaux points étudiés dans le *Rapport national du Canada* établi pour la première réunion d'examen de la *Convention sur la sûreté nucléaire* 8
   - 4.2 Principaux thèmes abordés dans le présent rapport 9
   - 4.3 Principales questions relatives à la sûreté abordées dans le présent rapport 9

5. Défis pour le programme nucléaire canadien 9

ARTICLE 6 Les centrales nucléaires existantes

- 6.1 Doctrine et approche du Canada eu égard à la sûreté dans les centrales nucléaires 13
- 6.2 Liste des réacteurs nucléaires existants 19
- 6.3 Analyses de sûreté effectuées et principaux résultats obtenus 19
- 6.4 Problèmes de sûreté d'ordre général 19
- 6.5 Programmes d'amélioration du rendement mis en œuvre par OPG et par Énergie NB 22
- 6.6 Mesures correctives et programmes de surveillance visant à maintenir et à améliorer la sûreté dans les centrales nucléaires au Canada 30
- 6.7 Position du Canada relativement à l'exploitation continue des centrales nucléaires 30

ARTICLE 7 Le régime législatif et réglementaire

- 7.1 Description générale du régime législatif et réglementaire canadien 31
- 7.2 Résumé des lois, règlements et exigences régissant la sûreté dans les centrales nucléaires au Canada 34
  - 7.2.1 Règlements pris en vertu de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (*LSRN*) 34
  - 7.2.2 *Loi sur la responsabilité nucléaire* 36
  - 7.2.3 *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* (*LCEE*) 36
  - 7.2.4 *Loi sur l'énergie nucléaire* 37
  - 7.2.5 *Loi concernant la gestion à long terme des déchets de combustible nucléaire* 37
  - 7.2.6 Documents d'application de la réglementation 37
- 7.3 Description du régime de délivrance de permis pour les centrales nucléaires au Canada 40
  - 7.3.1 Permis d'exploitation 41
- 7.4 Description du régime d'inspection et d'évaluation utilisé pour juger de la conformité des centrales nucléaires avec les règlements et permis pertinents 43
  - 7.4.1 Renouvellement de permis 46
  - 7.4.2 Indicateurs de rendement 47

7.5 Description du processus de mise en application des règlements et des conditions rattachées au permis 48

ARTICLE 8 L'organisme de réglementation

8.1 Position de la CCSN au sein de la structure du gouvernement 51

ARTICLE 9 Les responsabilités du titulaire de permis

9.1 Description des principales responsabilités et activités du titulaire de permis liées à l'amélioration de la sûreté 53
9.1.1 Principales responsabilités 53
9.1.2 Principales activités 53
9.2. Mécanisme appliqué par la CCSN pour s'assurer que le titulaire de permis s'acquitte de ses responsabilités fondamentales en matière de sûreté nucléaire 55
9.3 Programme de conformité de la CCSN 56

ARTICLE 10 La priorité à la sûreté

10.1 Description et mise en œuvre des principes mettant en évidence le caractère prioritaire de la sûreté 61
10.1.1 Principes directement liés à la sûreté 61
10.1.2 Principes présidant à la sûreté de la conception 61
10.1.3 Principes présidant à la sûreté de l'exploitation 62
10.1.4 Contrôle réglementaire et principes de sûreté 63
10.2 Procédures relatives à la sûreté 64
10.2.1 Procédures relatives à la sûreté à l'échelon de l'entreprise de services publics 64
10.2.2 Procédures relatives à la sûreté à l'échelon du concepteur (EACL) 64

ARTICLE 11 Les ressources financières et humaines

11.1 Ressources financières et humaines dont le titulaire de permis dispose pour soutenir la centrale nucléaire pendant toute sa vie utile 67
11.2 Financement des améliorations apportées à la sûreté des centrales nucléaires pendant leur vie utile 68
11.3 Provision pour les ressources financières et humaines nécessaires aux fins du déclassement de la centrale nucléaire et de la gestion des déchets radioactifs 68
11.4 Incidence de la déréglementation et de la privatisation du secteur de l'électricité au Canada 69
11.5 Règles, règlements et accords relatifs aux ressources visant les qualifications, la formation et le recyclage professionnel du personnel, y compris les cours de formation sur simulateur axés sur les activités liées à la sûreté des centrales nucléaires 70
11.6 Maintien de la capacité 73

ARTICLE 12 Les facteurs humains

12.1 Méthodes utilisées pour prévenir, déceler et corriger les erreurs humaines, y compris l'analyse des erreurs humaines, de l'interface homme-machine et des aspects liés à l'exploitation, ainsi que la rétroaction fondée sur l'expérience d'exploitation 75
12.1.1 Activités d'exploitation 75
12.1.2 Activités de conception 77

12.2 Questions relatives à la gestion et à l'organisation 78
12.2.1 La responsabilité première en matière de performances humaines de chaque personne 79
12.2.2 La responsabilité en matière de performances humaines des cadres de premier niveau 79
12.2.3 Les rôles et responsabilités de la direction 79
12.2.4 Les entités de l'organisme n'appartenant pas aux services d'exécution offrent une surveillance indépendante des facteurs humains 80
12.3 Rôle de l'organisme de réglementation eu égard au titulaire de permis 81
12.3.1 Rôle de l'organisme de réglementation 81
12.3.2 Activités récentes de la CCSN en matière de gestion des facteurs humains 81

ARTICLE 13 L'assurance de la qualité
13.1 Politiques d'assurance de la qualité 85
13.2 Application des programmes d'AQ au cycle de vie 86
13.3 Méthodes utilisées pour appliquer et évaluer les programmes d'AQ 88

ARTICLE 14 L'évaluation et la vérification de la sûreté
14.1 Processus de délivrance de permis et rapports d'analyse de sûreté relatifs aux différentes phases du cycle de vie d'une centrale nucléaire 91
14.2 Activités du titulaire de permis et de l'organisme de réglementation visant l'évaluation et la vérification de la sûreté 92
14.3 Programmes de vérification de la sûreté 93
14.3.1 Programmes de maintenance 93
14.3.2 Programmes de fiabilité 94
14.3.3 Évaluation et gestion du vieillissement 97
14.3.4 Intégrité des composants sous pression (tubes de force, tuyaux d'alimentation et générateurs de vapeur) 98
14.3.5 Protection contre les incendies 100
14.3.6 Qualification environnementale 101
14.4 Programmes de remise en service et de remise à neuf des centrales 102
14.4.1 Remise en service des réacteurs de la centrale de Pickering-A : activités du titulaire du permis et activités de réglementation 102
14.4.2 Remise à neuf des réacteurs des centrales de Point Lepreau et de Gentilly-2 et remise en service des réacteurs de la centrale de Bruce-A 105

ARTICLE 15 La radioprotection
15.1 Lois, règlements et exigences régissant la radioprotection dans les centrales nucléaires 107
15.2 Limites de dose de rayonnement 107
15.3 Activités de réglementation et radioprotection 108
15.4 Surveillance radiologique de l'environnement 110

ARTICLE 16 La planification des mesures d'urgence
16.1 Lois, règlements et exigences régissant la planification des interventions sur le site et hors site en cas d'urgence nucléaire 111
16.1.1 Le PFUN et les mesures d'urgence 112
16.1.2 Situations d'urgence et interventions dans le cadre du PFUN et des plans provinciaux d'urgence nucléaire (PPUN) 113

16.2 Mise en œuvre des mesures d'urgence et rôles de l'organisme de réglementation et d'autres organismes 114
16.2.1 Information du public durant une urgence nucléaire nationale 114
16.2.2 PPUN visant les installations nucléaires 115
16.2.3 Ontario 115
16.2.4 Québec 116
16.2.5 Nouveau-Brunswick 117
16.2.6 Plan d'urgence nucléaire d'Ontario Power Generation 118
16.2.7 Plan d'urgence nucléaire de la centrale de Gentilly-2 120
16.2.8 Plan d'urgence nucléaire de la centrale de Point Lepreau 120
16.2.9 Rôle de l'organisme de réglementation 121
16.3 Accords internationaux, y compris les dispositions prises avec les pays voisins 124
16.4 Formation et exercices 124
16.4.1 Compte rendu du CANATEX-3 / INEX 2 124

ARTICLE 17 Le choix de l'emplacement
17.1 Processus de délivrance de permis et résumé des lois, règlements et exigences régissant le choix de l'emplacement des centrales nucléaires 127

ARTICLE 18 La conception et la construction
18.1 Processus de délivrance de permis et résumé des lois, règlements et exigences régissant la conception et la construction des centrales nucléaires 129

ARTICLE 19 L'exploitation
19.1 Processus de délivrance de permis et résumé des lois, règlements et exigences régissant l'exploitation des centrales nucléaires 131
19.2 Mesures prises par le Canada pour s'acquitter de ses obligations en vertu de l'article 19 de la *Convention* 131
19.2.1 Autorisation initiale pour l'exploitation d'une centrale nucléaire 131
19.2.2 Limites et conditions d'exploitation 133
19.2.3 Exploitation, maintenance, inspection et mise à l'essai 134
19.2.4 Mise en place des procédures d'intervention 135
19.2.5 Services de soutien en génie et en technique dans tout domaine lié à la sûreté 137
19.2.6 Notification des incidents importants du point de vue de la sûreté 137
19.2.7 Collecte et analyse des données sur l'expérience d'exploitation 138
19.2.8 Gestion des déchets radioactifs 140

ANNEXES

1.1 Programmes de recherche-développement mis en œuvre au Canada 145
1.2 Brève description du réacteur CANDU 153

6.1 Points à régler génériques (PRG) de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) 159
6.2 Systèmes visés par le Configuration Management Closure Project (CMCP) 181
6.3 Résumé des principales modifications apportées à la conception et à l'exploitation des centrales à la suite d'interventions de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) 183

7.1 Description des règlements pris en vertu de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (*LSRN*) 189
7.2 Documents de consultation et documents, guides, politiques et normes d'application de la réglementation de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) 195
7.3 Acceptation de l'emplacement, autorisation de construire et mise en service des réacteurs nucléaires de puissance 201
7.4 Liste des descriptions de programmes devant être fournies à l'appui d'une demande de permis d'exploitation pour une centrale nucléaire 205
7.5 Modèle de permis d'exploitation de réacteur nucléaire de puissance 207

8.1 Structure organisationnelle de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) 223

9.1 Activités du titulaire de permis visant l'amélioration de la sûreté 233

14.1 Questions clés concernant la remise en service de la centrale de Pickering-A 237
14.2 Améliorations et modifications à réaliser avant la remise en service de la centrale de Pickering-A 249

15.1 Doses reçues par le personnel des centrales nucléaires au Canada 253
15.2 Rejets de substances radioactives des centrales nucléaires au Canada 255

17.1 Choix de l'emplacement 259

18.1 Conception et construction 263

LISTE DES DOCUMENTS ANNEXÉS

(sous pli séparé)

1 *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*

2 *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
Règlement administratif de la Commission canadienne de sûreté nucléaire

3 Politique d'application de la réglementation P-119, *Politique sur les facteurs humains* (2000)

4 Politique d'application de la réglementation P-211, *La conformité* (2001)

5 Politique d'application de la réglementation P-223, *Protection de l'environnement* (2001)

6 Politique d'application de la réglementation P-242, *Examen des coûts et des avantages* (2000)

7 Guide d'application de la réglementation G-129, *Lignes directrices pour satisfaire à l'exigence de maintenir les expositions au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre* (1997)

8 Guide d'application de la réglementation G-149, *Les programmes informatiques utilisés lors de la conception et des analyses de sûreté des centrales nucléaires et des réacteurs de recherche* (2000)

9 Guide d'application de la réglementation G-206, *Les garanties financières pour le déclassement des activités autorisées* (2000)

10 Guide d'application de la réglementation G-219, *Les plans de déclassement des activités autorisées* (2000)

11 Guide d'application de la réglementation G-228, *Élaboration et utilisation des seuils d'intervention* (2001)

SIGLES ET ACRONYMES

AEN	Agence pour l'énergie nucléaire
AIEA	Agence internationale de l'énergie atomique
ALARA	niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre
AMECN	Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires
APRP	accident de perte de réfrigérant primaire
APRPI	accident de perte de réfrigérant primaire importante
AQ	assurance de la qualité
BPI	Bruce Power Inc.
CANATEX	CANadian NATional EXercise, série d'exercices nationaux canadiens
CANDU	réacteur canadien à deutérium-uranium
CCEA	Commission de contrôle de l'énergie atomique
CCSN	Commission canadienne de sûreté nucléaire
CIPR	Commission internationale de la protection radiologique
CSA	Association canadienne de normalisation
EACL	Énergie atomique du Canada limitée
Énergie NB	Société d'énergie du Nouveau-Brunswick
EPS	étude probabiliste de sûreté
ERII	évaluation de rendement indépendante et intégrée
GCEPON	Groupe consultatif d'évaluation de la performance des opérations nucléaires
GPC	Groupe des propriétaires de CANDU
HQ	Hydro-Québec
IFSS	inspections fonctionnelles des systèmes de sûreté
INES	Échelle internationale de gravité des événements nucléaires (International Nuclear Event Scale)
INEX	Exercices nucléaires internationaux
INPO	Institute of Nuclear Power Operations
LCE	Ligne de conduite pour l'exploitation
LCEA	*Loi sur le contrôle de l'énergie atomique*
LCEE	*Loi canadienne sur l'évaluation environnementale*
LRD	limites de rejets dérivées
LSRN	*Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*
mk	milli-k, unité utilisée pour décrire la réactivité d'un réacteur nucléaire (1 mk correspond à 0,001)
mSv	millisievert
OCDE	Organisation de coopération et de développement économiques
OPEX	expérience d'exploitation
OPG	Ontario Power Generation
PAR	programme d'amélioration du rendement
PERCA	perte de caloporteur (*voir* APRP)
PFUN	Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire
POBPN	Plan d'optimisation des biens de production nucléaire
POS	paramètres opérationnels de sûreté

PPIFH	plan de programme d'ingénierie des facteurs humains
PRG	point à régler générique
PRUC	perte de réfrigérant d'urgence du cœur
PPUN	plans provinciaux d'urgence nucléaire
QE	qualification environnementale
REO	réacteur à eau ordinaire
RES	rapport d'événement significatif
RNCan	Ressources naturelles Canada
SAU n^{o} 1	système d'arrêt d'urgence n^{o} 1
SAU n^{o} 2	système d'arrêt d'urgence n^{o} 2
SL	surpuissance locale
SN	surpuissance neutronique
SPSL	système de protection contre les surpuissances locales
SRUC	système de refroidissement d'urgence du cœur
USNRC	United States Nuclear Regulatory Commission

INTRODUCTION

1. La politique du Canada en matière nucléaire et les organismes gouvernementaux connexes

Le gouvernement du Canada considère que la protection de la population et de l'environnement et la sûreté constituent des objectifs prioritaires de l'exploitation des centrales nucléaires. Aussi le secteur nucléaire figure-t-il parmi ceux qui sont assujettis à la réglementation la plus rigoureuse au pays. La *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (*LSRN*) et la *Loi sur la responsabilité nucléaire*, qui ont été respectivement promulguées en mai 2000 et en octobre 1996, sont au cœur du régime législatif et réglementaire visant le secteur nucléaire (voir l'article 7). Le Canada a révisé les exigences réglementaires qui s'appliquent à ce secteur afin de faire en sorte que les normes et pratiques les plus courantes soient mises en place.

Les principaux organismes et ministères du gouvernement fédéral qui participent au programme nucléaire canadien sont les suivants.

- Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) : organisme, créé par la *LSRN*, responsable des exigences de sûreté tant législatives que réglementaires visant le secteur nucléaire. C'est par l'entremise de la CCSN que le gouvernement fédéral réglemente le développement, la production et l'utilisation de l'énergie nucléaire au Canada et veille à ce que les engagements internationaux du Canada à l'égard de l'utilisation à des fins pacifiques de l'énergie nucléaire soient respectés. Dans le présent rapport, le terme « Commission » désigne les sept membres de la Commission nommés par le gouverneur en conseil et l'abréviation « CCSN », l'organisme lui-même et son personnel.

- Énergie atomique du Canada limitée (EACL) : société d'État chargée de la conception, de la promotion commerciale, de la construction et de l'entretien des réacteurs CANDU.

- Ressources naturelles Canada (RNCan) : ministère au sein duquel la Division de l'énergie nucléaire et la Division de l'uranium et des déchets radioactifs assument un rôle de chef de file sur les plans de l'élaboration et de la mise en œuvre de la politique de l'État relative à l'uranium, à l'énergie nucléaire et à la gestion des déchets radioactifs.

- Ministère des Affaires étrangères et du Commerce international : ministère qui a notamment pour rôle de favoriser la conclusion d'accords bilatéraux et multilatéraux en matière de coopération et de sûreté nucléaires et d'assurer la mise en œuvre au Canada et à l'étranger des principaux accords de non-prolifération nucléaire et de désarmement. Pour ce faire, il doit veiller à ce que la loi canadienne soit compatible avec les responsabilités que le Canada a contractées en vertu de ces accords et à ce que le pays dispose de moyens de surveillance efficaces pour veiller au respect des obligations et des engagements découlant des traités. Il incombe de plus à ce ministère d'assurer la mise en œuvre de la *Convention sur les armes chimiques* (*CAC*) et du *Traité d'interdiction complète des essais nucléaires* (*CTBT*). Le Canada a signé la *CAC* et le *CTBT* en 1993 et en 1996 respectivement, pour ensuite les ratifier respectivement en 1995 et en 1998.

- Santé Canada : ministère au sein duquel le Bureau de la radioprotection étudie et gère les risques que posent les sources naturelles et artificielles de rayonnement pour la santé humaine. Pour ce faire, ce bureau élabore, dans le cadre du Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire (PFUN) et du Réseau national de surveillance radiologique, des lignes directrices relativement à l'exposition à la radioactivité dans l'eau, l'air et les aliments à la suite d'une urgence nucléaire et il offre aux travailleurs une gamme

complète de services de dosimétrie par l'intermédiaire des Services de dosimétrie nationaux, du Fichier dosimétrique national, du Centre national de référence d'étalonnage pour les essais biologiques et le contrôle *in vivo* et des services de dosimétrie biologique.

Le gouvernement fédéral finance la recherche nucléaire et soutient le développement et l'utilisation de l'énergie nucléaire et des applications qui s'y rapportent depuis plusieurs décennies. Les sommes consacrées à la recherche s'élèvent à environ 100 millions de dollars pour ce qui est des activités de recherche-développement (R-D) associées à la technique CANDU. Quatre entreprises de services publics [Ontario Power Generation (OPG) et Bruce Power Inc. en Ontario, Hydro-Québec au Québec et la Société d'énergie du Nouveau-Brunswick (Énergie NB) au Nouveau-Brunswick] participent également au financement du programme, sous les auspices du Groupe des propriétaires de CANDU (GPC).

Les Canadiens bénéficient de ces investissements de plusieurs façons.

- L'énergie nucléaire fournit quelque 15 %, en moyenne, de la production d'électricité au Canada, et ce, sans produire d'émissions qui contribuent à la pollution de l'air, à la pollution acide et au réchauffement de la planète.

- En médecine, la technique nucléaire a permis d'améliorer les thérapies et les méthodes de diagnostic relatives au cancer.

- L'apport du secteur nucléaire, y compris la production d'électricité, au produit intérieur brut du Canada se chiffre à plusieurs milliards de dollars par année. Ce secteur offre par ailleurs plus de 30 000 emplois hautement spécialisés, qui se concentrent notamment dans la production et le traitement de l'uranium, dans les trois sociétés d'État provinciales et la société privée de production d'énergie électronucléaire et quelque 150 firmes d'ingénieurs et autres entreprises privées qui fournissent du matériel et des services pour les réacteurs CANDU.

- L'uranium compte encore aujourd'hui parmi les dix premiers métaux au Canada pour ce qui est de la valeur de sa production.

RÉACTEURS NUCLÉAIRES AU CANADA

Au total, 25 réacteurs nucléaires ont été construits au Canada; 14 sont actuellement en exploitation. Les réacteurs suivants figurent parmi ceux qui ont été mis à l'arrêt.

- Tranches 1 à 4 de la centrale de Pickering-A : le titulaire de permis a décidé en 1997 de mettre à l'arrêt, à tout le moins temporairement, ces réacteurs et de réaffecter les ressources ainsi libérées au programme d'amélioration du rendement des réacteurs des centrales de Pickering-B, de Bruce-B et de Darlington. Après avoir mis ces réacteurs en état d'arrêt garanti à la fin de 1997 parce qu'ils ne répondaient pas à l'exigence réglementaire relative à l'amélioration du système d'arrêt d'urgence, OPG a décrété, à la suite d'une décision de gestion, leur fermeture temporaire. OPG a ensuite mis en œuvre un programme complet de remise à neuf des réacteurs en vue de les remettre en service entre 2002 et 2004. La question de la remise en service des tranches de la centrale de Pickering-A sera de nouveau abordée dans l'article 14, ainsi que dans les annexes 14.1 et 14.2.

- Tranches 1, 3 et 4 de la centrale de Bruce-A : le combustible nucléaire a été déchargé en 1998 et ces tranches ont été fermées temporairement par le titulaire de permis, à la suite d'une décision de gestion prise en 1997. OPG a loué à bail ces tranches et celles de la centrale de Bruce-B à Bruce Power Inc., une entreprise appartenant à British Energy dans laquelle Cameco, le Syndicat des travailleurs et des travailleuses du secteur énergétique et la Society of Energy Professionals ont une participation

minoritaire. Bruce Power Inc. a mis en œuvre des programmes visant à remettre en service les tranches 3 et 4 de la centrale de Bruce-A, la tranche 2 demeurant à l'arrêt en raison d'un endommagement des générateurs de vapeur à la suite de leur contamination par le plomb.

L'entente de location à bail des tranches des centrales de Bruce-A et de Bruce-B à Bruce Power Inc. est entrée en vigueur le 12 mai 2001. Chaque fois qu'il est fait mention, dans le cadre du présent rapport, de l'état des programmes ou de l'exploitation des centrales de Bruce-A et de Bruce-B, il faut comprendre qu'il s'agit de l'exploitation des réacteurs effectuée par OPG. Bien que le présent rapport fasse référence à Bruce Power Inc. en tant que titulaire de permis, au moment de sa rédaction, Bruce Power Inc. venait tout juste de prendre en charge l'exploitation des centrales de Bruce-A et de Bruce-B. Il importe de garder à l'esprit que ces centrales sont la propriété d'OPG, mais que c'est Bruce Power Inc. qui est le titulaire du permis d'exploitation.

Aucun nouveau réacteur n'est présentement envisagé ou en voie de construction au Canada.

Le tableau 1.1 fournit la liste des réacteurs nucléaires au Canada, en indiquant leur état de service.

2. Programmes nationaux visant les centrales nucléaires

2.1 EACL et son rôle dans le programme nucléaire canadien

Créée en 1952, EACL est une société d'État du gouvernement fédéral qui rend compte de ses activités au Parlement par l'entremise du ministre des Ressources naturelles Canada. EACL et ses partenaires canadiens et étrangers ont conçu et mis au point les réacteurs CANDU, dont ils ont fourni les composants et géré la construction sur quatre continents. EACL est l'un des principaux fournisseurs de produits nucléaires et continue de favoriser l'avancement de la recherche et des techniques relatives à ses produits. Ses activités comprennent notamment :

- de la R-D, ainsi que des services techniques et de consultation offerts aux centrales nucléaires CANDU tant au Canada qu'à l'étranger;
- des travaux de recherche fondamentale relativement aux réacteurs;
- des produits et services pour la gestion des déchets radioactifs.

EACL joue également un rôle de premier plan au sein du secteur nucléaire canadien. Le succès du programme CANDU, qui contribue à la création d'emplois et de richesse au pays, est le fruit d'une étroite collaboration avec les entreprises de services publics du secteur nucléaire et le secteur privé au Canada.

2.2 Recherche-développement

Les activités de R-D destinées à soutenir les centrales en exploitation au Canada et la technique CANDU sont administrées par le GPC, qui est financé conjointement par les quatre entreprises de services publics du secteur nucléaire canadien et par EACL. EACL effectue de la R-D interne à l'appui de nouveaux produits qui favoriseront l'avancement de la conception des réacteurs et de la mise au point de produits et services destinés aux réacteurs CANDU et à eau ordinaire. L'annexe 1.1 fournit un aperçu sommaire des programmes de R-D actuellement mis en œuvre au Canada.

La R-D financée par le GPC relève de ses secteurs Sûreté nucléaire et délivrance de permis, Combustible et canaux de combustible, Chimie, Matériaux et composants et Santé, sécurité et environnement. Les Opérations du GPC constituent, pour leur part, une entité distincte, qui administre et surveille le programme technique. Des comités techniques gèrent les travaux de recherche dans divers domaines techniques. Le GPC joue un rôle clé sur le plan de la coordination de l'échange de renseignements, relatifs à l'expérience

TABLEAU 1.1 Liste et état de service des réacteurs des centrales nucléaires au Canada

Réacteur (titulaire du permis)	Type	Capacité de production en MW(e)	Début des travaux de construction	Date de criticité initiale	État de service
Gentilly-2 (HQ)	RELP[1]	675	1er avril 1974	11 sept. 1982	En service
Pickering-B, tranche 5 (OPG)	RELP	540	1er nov. 1974	23 oct. 1982	En service
Pickering-B, tranche 6 (OPG)	RELP	540	1er oct. 1975	15 oct. 1983	En service
Pickering-B, tranche 7 (OPG)	RELP	540	1er mars 1976	22 oct. 1984	En service
Pickering-B, tranche 8 (OPG)	RELP	540	1er sept. 1976	17 déc. 1985	En service
Point Lepreau (Énergie NB)	RELP	680	1er mai 1975	25 juil. 1982	En service
Bruce-B, tranche 5 (BPI)	RELP	915	1er juil. 1978	15 nov. 1984	En service
Bruce-B, tranche 6 (BPI)	RELP	915	1er janv. 1978	29 mai 1984	En service
Bruce-B, tranche 7 (BPI)	RELP	915	1er mai 1979	7 janv. 1987	En service
Bruce-B, tranche 8 (BPI)	RELP	915	1er août 1979	15 fév. 1987	En service
Darlington, tranche 1 (OPG)	RELP	935	1er avril 1982	29 oct. 1990	En service
Darlington, tranche 2 (OPG)	RELP	935	1er sept. 1981	5 nov. 1989	En service
Darlington, tranche 3 (OPG)	RELP	935	1er sept. 1984	9 nov. 1992	En service
Darlington, tranche 4 (OPG)	RELP	935	1er juil. 1985	13 mars 1993	En service
Pickering-A, tranche 1 (OPG)	RELP	542	1er juin 1966	25 fév. 1971	Mis à l'arrêt le 31 décembre 997[2]
Pickering-A, tranche 2 (OPG)	RELP	542	1er sept. 1966	15 sept. 1971	Mis à l'arrêt le 31 décembre 1997[2]
Pickering-A, tranche 3 (OPG)	RELP	542	1er déc. 1967	24 avril 1972	Mis à l'arrêt le 31 décembre 1997[2]
Pickering-A, tranche 4 (OPG)	RELP	542	1er mai 1968	16 mai 1973	Mis à l'arrêt le 31 décembre 1997[2]
Bruce-A, tranche 1 (BPI)	RELP	904	1er juin 1971	17 déc. 1976	Mis à l'arrêt le 31 décembre 1997[3]
Bruce-A, tranche 3 (BPI)	RELP	904	1er juil. 1972	28 nov. 1977	Mis à l'arrêt le 31 décembre 1997[3]
Bruce-A, tranche 4 (BPI)	RELP	904	1er sept. 1972	10 déc. 1978	Mis à l'arrêt le 31 décembre 1997[3]
NPD (EACL)	RELP	25	1er janv. 1958	11 avril 1962	Mis à l'arrêt le 1er août 1987
Douglas Point (EACL)	RELP	218	1er fév. 1960	15 nov. 1966	Mis à l'arrêt le 4 mai 1984
Gentilly-1 (HQ)	REL/EO[4]	266	1er sept. 1966	12 nov. 1970	Mis à l'arrêt le 1er avril 1979
Bruce-A, tranche 2 (BPI)	RELP	904	1er déc. 1970	27 juil. 1976	Mis à l'arrêt le 8 octobre 1995

NOTES :

1. Réacteur à eau lourde sous pression
2. Réacteurs mis en état d'arrêt garanti parce qu'ils ne répondaient pas à l'exigence réglementaire relative à l'amélioration du système d'arrêt d'urgence. Le titulaire de permis a décidé en 1997 de décréter leur fermeture temporaire. OPG a entrepris la remise à neuf de ces réacteurs en vue de les rendre conformes aux exigences réglementaires courantes et de les remettre en service entre 2002 et 2004.
3. Réacteurs fermés temporairement par suite d'une décision de gestion prise par le titulaire de permis en 1997. Bruce Power Inc. a demandé à la CCSN de l'autoriser à remettre en service les tranches 3 et 4 de la centrale de Bruce-A.
4. Réacteur à eau lourde et à eau ordinaire

d'exploitation, entre les entreprises de services publics qui exploitent des réacteurs CANDU (voir la section 19.2.7 pour obtenir de plus amples renseignements à ce sujet). Les travaux de recherche se déroulent principalement aux endroits suivants :

- les installations d'EACL à Chalk River et à Mississauga, en Ontario, et à Pinawa, au Manitoba;
- les installations de Kinetrics à Toronto, en Ontario;
- les Stern Laboratories à Hamilton, en Ontario;
- les locaux de divers sous-traitants, y compris certaines universités canadiennes.

Le budget du programme du GPC est passé de 92,7 millions de dollars en 1997-1998 à environ 30 millions de dollars en 2000-2001. Tel que mentionné plus loin dans la présente Introduction, ainsi que dans l'article 11, l'évolution rapide du contexte général s'est traduite par une réduction de l'ensemble du financement, ce qui n'a pas manqué de poser des défis pour le secteur nucléaire canadien.

3. Caractéristiques de base du réacteur CANDU

3.1 Brève description du réacteur CANDU

Le réacteur CANDU a recours à la fission contrôlée comme source de chaleur dans le cœur du réacteur pour produire de la vapeur et générer de l'énergie électrique. Il utilise l'uranium naturel comme combustible et il le distribue dans plusieurs centaines de canaux. Chaque canal de combustible nucléaire, d'une longueur de 6 m, renferme 12 ou 13 grappes de combustible. Les canaux sont logés dans la calandre, une cuve cylindrique qui, placée horizontalement, contient de l'eau lourde (D_2O) servant de modérateur à basse pression et à basse température. Des appareils de chargement du combustible sont reliés à chaque canal de combustible suivant les besoins pour assurer le rechargement en marche, ce qui obvie à la nécessité d'interrompre le fonctionnement du réacteur pour recharger le combustible. Le système de rechargement en marche peut également servir à retirer les grappes de combustible défectueuses. Les réacteurs CANDU sont dotés de systèmes qui permettent de les détecter et de les localiser.

Le circuit caloporteur primaire du réacteur est représenté de façon schématique à la figure 1.1. L'eau lourde sous pression, utilisée comme réfrigérant, ainsi que comme caloporteur, circule en boucle fermée, sous l'action des pompes du circuit caloporteur, dans les canaux de combustible et les générateurs de vapeur. La chaleur produite par fission nucléaire dans le combustible est transférée à l'eau lourde qui circule dans les canaux. Le caloporteur transporte la chaleur vers les générateurs de vapeur, où elle est transférée à leur eau ordinaire pour produire la vapeur qui servira à alimenter les turbo-alternateurs utilisés pour produire de l'électricité.

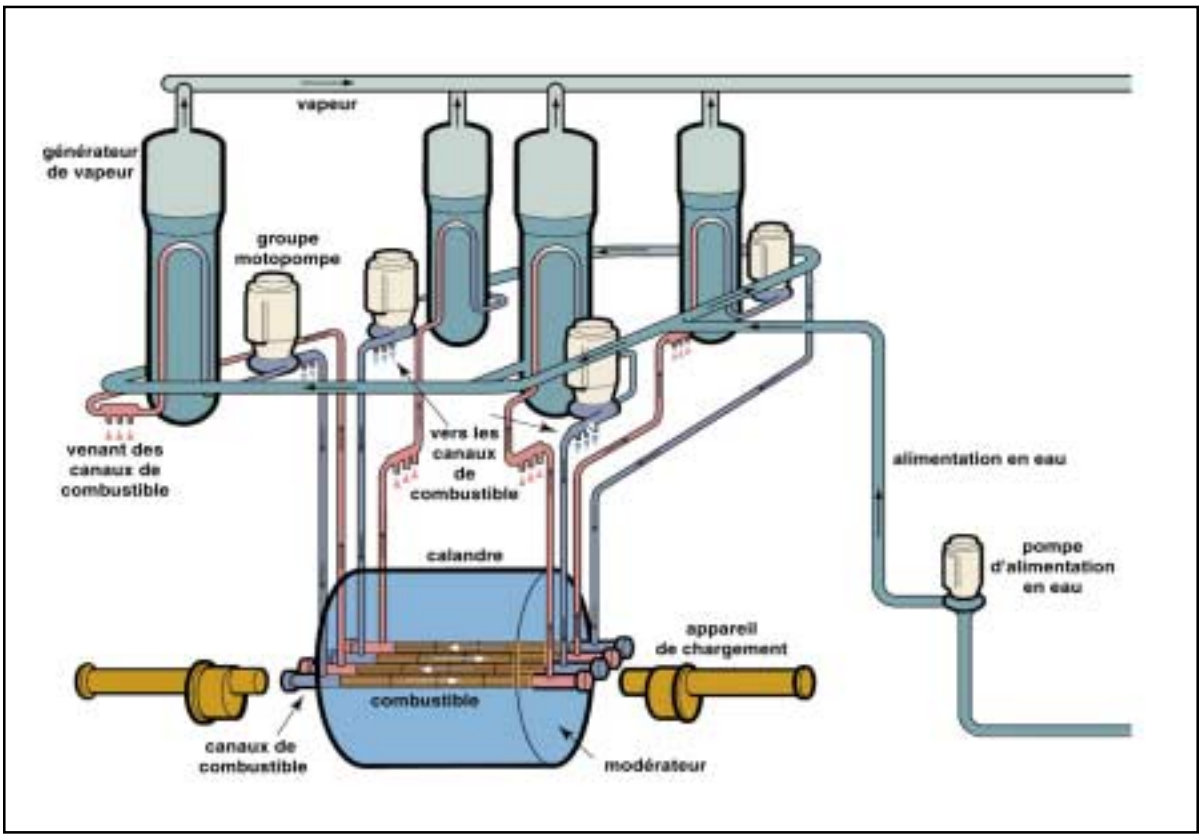
L'annexe 1.2 fournit une description plus détaillée du réacteur, du combustible nucléaire et des appareils de chargement du combustible.

3.2 Caractéristiques de sûreté propres au réacteur CANDU

Les caractéristiques de sûreté propres, sur le plan de la conception, au réacteur CANDU peuvent se résumer comme suit.

- Les dispositifs de contrôle de la réactivité sont activés dans le modérateur à basse pression, et non dans le réfrigérant à haute pression et à haute température, de sorte qu'ils ne risquent pas d'être éjectés sous pression.

FIGURE 1.1 Circuit caloporteur primaire du réacteur CANDU



- Il est impossible que les grappes de combustible nucléaire du réacteur atteignent un niveau de criticité dans l'eau ordinaire, ce qui élimine une éventuelle source d'inquiétude en cas d'accident grave. En fait, atteint un point d'équilibre en moins d'un an, puis reste pratiquement inchangée pendant le reste de la vie utile du réacteur.

- Le recours au concept des tubes de force facilite la localisation des grappes de combustible défectueuses et, comme le rechargement peut se faire en marche, il est possible de retirer les grappes défectueuses du cœur du réacteur dès qu'on en a déterminé l'emplacement, ou encore dès qu'il devient pratique de procéder à une telle opération. Ainsi, le circuit caloporteur demeure essentiellement exempt de tout produit de fission. Un circuit caloporteur propre facilite les travaux de maintenance, tout en assurant une exposition minimale du personnel au rayonnement.

- Les effets, sur la puissance du réacteur, de toute modification apportée aux paramètres d'exploitation mettent du temps à se manifester dans les réacteurs CANDU, en raison de la longue durée de vie des neutrons. Cela permet d'utiliser des dispositifs de contrôle à action relativement lente, qui peuvent à eux seuls réguler le fonctionnement du réacteur durant toute la gamme des opérations.

- Utilisant l'uranium naturel comme combustible et l'eau lourde comme modérateur, le réacteur se caractérise par une bonne économie de neutrons et un faible excédent de réactivité. Le niveau de réactivité est faible dans les dispositifs de contrôle – ~20 milli-k (mk) au total, et habituellement moins de 1 à 2 mk par dispositif –, parce que la compensation par la combustion est assurée par le rechargement en marche du combustible. Cette caractéristique limite la gravité potentielle des accidents

causés par une perte de contrôle de la réactivité. L'apport de réactivité positive le plus important surviendrait lors d'un accident de perte de réfrigérant primaire importante (APRPI), mais il se situe bien en deçà de la capacité des systèmes mécaniques et hydrauliques de mise à l'arrêt. La contre-réaction de réactivité résultant d'un bris des conduites de vapeur, de l'injection d'eau froide ou d'eau ordinaire, ou de la fermeture subite de la vanne d'arrêt d'un turbo-alternateur est négative.

- Le modérateur à basse température et à basse pression offre un environnement idéal pour effectuer des mesures neutroniques.

- Le modérateur à basse pression, formé d'eau lourde et maintenu froid à environ 1 cm du combustible dans les canaux, peut servir de source froide d'urgence en cas de perte de réfrigérant, même lorsque le système de refroidissement d'urgence du cœur n'injecte pas d'eau. L'évacuation de la chaleur dégagée par le combustible suit le tube de force et le tube de calandre jusqu'au modérateur. Celui-ci peut évacuer plus de 4 % de la puissance thermique totale, ce qui est suffisant pour qu'il puisse absorber indéfiniment la chaleur de décroissance.

- La taille des tubes de force est relativement petite (10 cm de diamètre). En cas d'accident grave – un APRPI conjugué à une perte de réfrigérant d'urgence du cœur, par exemple –, les tubes de force ploieront ou prendront de l'expansion jusqu'à ce qu'ils entrent en contact avec le tube de calandre, et le refroidissement causé par le circuit du modérateur aura pour effet de mettre fin à la déformation des tubes de force. En cas de défaillances d'un canal – par suite de l'indisponibilité d'une autre pièce d'équipement qui aurait entraîné une perte de la capacité du modérateur à évacuer la chaleur, par exemple –, de telles défaillances seront réparties dans le temps, ralentissant d'autant tout effet sur l'enceinte de confinement. Le système est configuré de façon à empêcher que cette enceinte ne se réchauffe ou ne s'endommage directement à la suite d'un accident grave de la cuve du réacteur à haute pression.

- Le fond de la grande cuve que forme la calandre assure la répartition et l'évacuation de la chaleur dégagée par les débris du cœur lorsque celui-ci est gravement endommagé à la suite d'un accident.

- La calandre est comprise dans un réservoir protecteur dans lequel circule de l'eau ordinaire qui sert d'écran biologique et thermique. En cas d'accident entraînant des dommages graves au cœur du réacteur, le réservoir absorbe également la chaleur de décroissance dégagée par le modérateur liquide ou produite par la conduction thermique des débris à l'intérieur de la calandre.

Outre ces caractéristiques de sûreté qui lui sont propres, le modèle CANDU est doté de systèmes techniques visant à accroître la sûreté du réacteur. Ceux-ci comprennent notamment les éléments suivants.

- Deux systèmes d'arrêt d'urgence redondants mais indépendants et distincts qui, pouvant être soumis à des tests lorsque le réacteur est en cours d'exploitation, démontreront leur conformité à l'objectif d'indisponibilité de10^{-3}. Ils ne possèdent aucun dispositif en commun avec le système de contrôle ni entre eux. Cette double couche de défense élimine la nécessité d'envisager, au moment de la conception du réacteur, les conséquences d'accidents où il n'y aurait pas d'arrêt du réacteur. En outre, ils ne présentent aucun risque important du point de vue de l'étude probabiliste de sûreté (EPS).

- Un circuit de refroidissement à l'arrêt, qui évacue la chaleur de décroissance dans les conditions nominales de température et de pression, éliminant ainsi la nécessité de dépressuriser après une perte de source froide.

- La répartition des systèmes de sûreté en deux groupes distincts, les groupes 1 et 2, afin d'en assurer la séparation, de disposer de deux mécanismes indépendants capables d'assumer la même fonction de sûreté et d'assurer une protection contre les défaillances résultant d'effets de cause commune. Outre les

générateurs de réserve du groupe 1, les systèmes du groupe 2 sont dotés de générateurs d'urgence indépendants qui se trouvent dans des lieux distincts, pour faire en sorte que la fréquence des pannes générales d'alimentation électrique (courant alternatif) soit faible.

- Deux salles de commande – la salle de commande principale et la salle de commande d'urgence –, dont chacune peut assurer de façon indépendante les fonctions de sûreté associées à une mise à l'arrêt du réacteur, à l'évacuation de la chaleur de décroissance et à la surveillance de l'état de la centrale.

Le rendement de ces systèmes est évalué à l'aide du rapport d'analyse de sûreté ou des documents de l'EPS.

4. Survol des principaux thèmes et questions de sûreté traités dans le rapport

4.1 Résumé des principaux points étudiés dans le *Rapport national du Canada* établi pour la première réunion d'examen de la *Convention sur la sûreté nucléaire*

La présente section offre un aperçu sommaire des principaux points étudiés dans le *Rapport national du Canada* établi pour la première réunion d'examen de la *Convention sur la sûreté nucléaire*.

- L'approche du Canada en matière de réglementation, conjuguée aux pratiques des entreprises de services publics du secteur nucléaire canadien, constitue un processus d'examen qui assure de façon continue la sûreté des centrales nucléaires.

- La doctrine et les exigences du Canada en matière de sûreté des réacteurs, qui sont mises en application dans le cadre du processus de réglementation, permettent de veiller à ce que le risque auquel sont exposés les travailleurs, les membres du public et l'environnement par suite de l'exploitation des centrales soit maintenu à un niveau acceptable.

- L'organisme de réglementation du Canada jouit d'une autonomie, de pouvoirs et de ressources suffisants pour faire appliquer et respecter les exigences réglementaires en matière de sûreté dans les centrales nucléaires.

- Les titulaires de permis sont responsables de la sûreté. Les permis d'exploitation de centrales nucléaires sont délivrés à des sociétés d'État provinciales qui doivent rendre compte à un organisme public (néanmoins, tel que précédemment mentionné, depuis le mois de mai 2001, les centrales de Bruce-A et de Bruce-B sont exploitées par une société privée, Bruce Power Inc.). Tous les titulaires de permis sont en mesure de générer des recettes suffisantes pour assurer l'exploitation sûre des centrales.

- Des examens de sûreté sont effectués périodiquement, ainsi que lors d'incidents particuliers, par le concepteur, les entreprises de services publics du secteur nucléaire et l'organisme de réglementation. Ce processus continu est un des éléments fondamentaux du régime de délivrance de permis pour les centrales nucléaires au Canada.

- La planification des interventions en cas d'urgence nucléaire au Canada est bien établie et elle comprend des accords avec les pays étrangers et avec les organismes internationaux (voir l'article 16).

La liste suivante fait état des principaux points soulevés lors de l'étude du *Rapport national du Canada* établi pour la première réunion d'examen de la *Convention sur la sûreté nucléaire*.

- Les pouvoirs de la CCSN en matière d'application de la loi et des règlements, le cadre réglementaire canadien, ainsi que le rôle et le pouvoir décisionnel de la CCSN, de son président et de son personnel.

- La stratégie en matière d'application de la loi et des règlements visant les titulaires de permis dont les installations présentent un rendement décroissant, qui ne compromet toutefois pas pour autant de façon inacceptable la sûreté de l'exploitation.

- L'incidence de la concurrence et de la privatisation sur la sûreté nucléaire et l'option retenue en Ontario à cet égard.

- Le rôle joué par la CCSN eu égard à la fermeture temporaire de réacteurs dans les centrales d'OPG et au programme de récupération de l'actif.

- Les avantages et inconvénients, du point de vue de la sûreté, de la délivrance de permis pour une période de deux ans.

- L'incertitude liée au calcul de la réactivité du vide, les accidents graves, la durée de vie des tubes de force, le remplacement des tubes de force et l'amincissement de la paroi des tuyaux d'alimentation.

- L'utilisation d'indicateurs de rendement par les exploitants et les organismes de réglementation.

4.2 Principaux thèmes abordés dans le présent rapport

Le présent rapport met plus particulièrement l'accent sur les sujets suivants :

- la *LSRN* et ses règlements d'application;
- les progrès réalisés par les entreprises de services publics du secteur nucléaire dans le cadre de leurs programmes d'amélioration du rendement et l'état de service des centrales;
- la remise en service des réacteurs de la centrale de Pickering-A;
- les indicateurs de rendement élaborés par la CCSN;
- le maintien de la capacité (à l'appui de la R-D et des ressources humaines);
- l'incidence de la privatisation;
- le cadre amélioré de la délivrance de permis;
- le point sur les questions relatives à la sûreté des réacteurs.

4.3 Principales questions relatives à la sûreté abordées dans le présent rapport

Les principales questions relatives à la sûreté abordées dans le présent rapport se résument comme suit :

- Au cours des dernières années, les titulaires de permis d'exploitation de centrales nucléaires au Canada ont instauré des programmes d'amélioration du rendement afin de remédier à la dégradation des normes d'exploitation et de maintenance relevée au milieu des années 90. Leur rendement s'est effectivement amélioré depuis quelques années. Mais le rythme de ces améliorations a été plus lent que prévu, et ce, à

- Un nombre limité de questions relatives à la sûreté ne sont toujours pas résolues (voir les sections 6.3 et 6.4 de l'article 6, ainsi que les annexes 6.1 et 6.3). Dans certains cas, ces questions limitent la production d'électricité de la centrale nucléaire.

5. Défis pour le programme nucléaire canadien

Le programme nucléaire canadien a subi d'importants changements depuis 1997, qui ont constitué autant d'occasions de faire face à de nouveaux défis. Au nombre des modifications ainsi survenues, figurent :

- l'introduction de nouvelles exigences législatives (la *LSRN* et ses règlements d'application);
- le démantèlement, par le gouvernement de l'Ontario, de la plus importante entreprise de services publics du secteur nucléaire canadien, dans un effort visant à privatiser le secteur de l'électricité;
- les questions touchant la dotation en personnel, la rétention des connaissances et l'infrastructure de R-D;
- le vieillissement des centrales et l'éventualité, pour les entreprises de services publics, de prolonger la vie utile de leurs centrales.

Un facteur de poids au Canada a été l'entrée en vigueur, en mai 2000, de la *LSRN*, laquelle est venue remplacer la *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique*, qui avait été adoptée en 1946. La *LSRN* et ses règlements d'application établissent, de façon beaucoup plus claire que ne le faisait la loi précédente, les pouvoirs et responsabilités de l'organisme de réglementation. Elle attribue entre autres à la Commission des responsabilités beaucoup plus précises en matière de protection de l'environnement et elle lui confère le pouvoir d'exiger des garanties financières. Le paragraphe 24(4) de la *LSRN* interdit à la Commission de délivrer un permis à moins qu'elle ne soit d'avis que le demandeur est compétent pour exercer les activités visées par le permis et prendra 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. Les exigences posées par la *LSRN* ont donné lieu à l'adoption d'une nouvelle approche, intégrée, eu égard à la délivrance des permis d'exploitation de réacteur.

Le secteur de l'électricité dans la province de l'Ontario amorce sa privatisation. La location à bail des centrales de Bruce-A et de Bruce-B à Bruce Power Inc. a constitué une étape importante de cette démarche. Cette nouvelle réalité pose de nouveaux défis en matière de gestion des ressources dans l'ensemble du secteur, qui s'articulent autour de la dotation en personnel, de la R-D et de l'infrastructure.

Simultanément, le secteur nucléaire canadien et la CCSN font face à des défis semblables à ceux que connaissent les autres pays au titre de ce qu'il est convenu d'appeler la « planification des remplacements ». Des défis qui se posent tant sur le plan du remplacement des éléments vieillissants – le matériel, les personnes, les connaissances et l'infrastructure de soutien – que sur celui du maintien de la capacité d'effectuer des travaux de recherche et de réagir rapidement aux imprévus.

La CCSN a demandé au secteur d'évaluer l'état des activités de R-D au Canada, où l'on a enregistré un effritement du financement au cours des cinq dernières années. Le Groupe des propriétaires de CANDU (une société qui dirige et gère des programmes de recherche à frais partagés et qui est financée par EACL, OPG, Énergie NB, Hydro-Québec et Bruce Power Inc.) a établi un rapport dans lequel on étudie le problème et propose un certain nombre de mesures devant être prises avant que la viabilité du programme ne soit compromise. La CCSN a également demandé aux entreprises de services publics de s'entendre sur une définition de l'expression « responsable de la conception » , soit l'entité qui détient les données de dimensionnement et l'état de la conception et est en mesure d'approuver en toute connaissance de cause les modifications de la conception de chaque réacteur. Ces entreprises ont également été invitées à définir la compétence minimale que doit posséder le responsable de la conception.

Au Canada comme dans nombre d'autres pays, les plus vieux réacteurs nucléaires de puissance approchent la fin de leur vie utile. Or, la nouvelle donne amène les titulaires de permis à étudier sérieusement la possibilité de prolonger la vie utile de ces centrales. Ainsi, OPG et Énergie NB ont mis en œuvre d'importants programmes d'amélioration du rendement. De plus, OPG prévoit remettre en service les réacteurs de la centrale de Pickering-A au cours de la période allant de 2002 à 2004. Énergie NB et Hydro-Québec étudient actuellement la possibilité de remettre à neuf les centrales de Point Lepreau et Gentilly-2, tandis que Bruce Power Inc. prévoit remettre en service les tranches 3 et 4 de la centrale de Bruce-A.

L'application des nouvelles normes aux anciennes centrales et le respect des exigences relatives aux évaluations environnementales associées à la remise à neuf et à la remise en service des installations existantes posent d'importantes difficultés au secteur. L'approche adoptée consiste à effectuer des examens de sûreté périodiques et à demander aux titulaires de permis de s'en tenir pour l'essentiel à la norme de l'AIEA pour ce qui concerne la justification de la poursuite de l'exploitation. Le lecteur désireux d'obtenir plus de renseignements sur la remise en service de la centrale de Pickering-A et la remise à neuf de la centrale de Point Lepreau se reportera à l'article 14.

Outre ce qui précède, le contexte actuel et son évolution rapide posent des difficultés particulières aux entreprises de services publics et à l'organisme de réglementation. Ces difficultés ont trait :

- à l'utilisation du personnel – les compétences, les connaissances, l'expérience, le stress ou la fatigue, par exemple;
- à la réduction des marges de sûreté – le vieillissement de l'équipement, les augmentations de puissance et l'augmentation du taux de combustion du combustible nucléaire, par exemple;
- à l'incidence, sur le vieillissement des centrales et sur la fiabilité du matériel, de la réduction des fonds alloués aux dépenses en immobilisations et de la portée réduite des programmes de maintenance, par exemple;
- à la modification des exigences auxquelles doit répondre l'organisme de réglementation – le maintien de la compétence technique et la détermination ou l'acquisition des nouvelles compétences requises, l'autoévaluation de l'efficacité des règlements, les pressions exercées pour l'amener à alléger le fardeau réglementaire, la pertinence de la loi, la réglementation plus normative, les positions concernant la résolution des questions de sûreté dont l'étude est en cours et la possibilité d'une diffusion restreinte des renseignements exclusifs ou commerciaux délicats à l'organisme de réglementation par les titulaires de permis, par exemple.

ARTICLE 6
Les centrales nucléaires existantes

6.1 Doctrine et approche du Canada eu égard à la sûreté dans les centrales nucléaires

Au Canada, les titulaires de permis des centrales nucléaires demeurent au premier chef responsables de la sûreté de leur exploitation. Il leur incombe donc de veiller à l'exploitation sûre des centrales, et de démontrer, à la satisfaction de l'organisme de réglementation, soit la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN), qu'elles continueront d'être exploitées en toute sûreté, et que leur conception répond à toutes les normes de rendement pertinentes et qu'elle continuera d'y satisfaire tout au long de leur vie utile. Aussi la CCSN a-t-elle établi des normes de rendement générales pour les centrales nucléaires, et laissé ainsi aux titulaires de permis le soin de traduire ces normes en exigences de conception plus détaillées et de les lui soumettre pour approbation. Lorsqu'ils ont été acceptés par la CCSN, les documents renfermant ces exigences font partie intégrante des modalités sur lesquelles repose la délivrance du permis pour la centrale et ils constituent le fondement pour les activités de réglementation futures – les inspections et approbations relatives aux modifications, par exemple. Cette approche en matière de réglementation vise à permettre l'établissement de normes de rendement de base et à faire en sorte que tant les concepteurs que les exploitants disposent d'une certaine souplesse pour déterminer la meilleure façon de satisfaire aux exigences de base en matière de sûreté.

En guise de complément à ces exigences d'ordre général, la CCSN a publié des énoncés de politique d'application de la réglementation qui traitent des exigences visant les systèmes spéciaux de sûreté. Les lois, règlements et exigences régissant la sûreté dans les centrales nucléaires au Canada font l'objet d'une description détaillée dans la section 7.2, où sont également décrits les documents, guides, politiques et normes d'application de la réglementation.

Les principes de base sur lesquels s'appuient la doctrine et l'approche du Canada eu égard à la sûreté dans les centrales nucléaires sont nés du constat que même les systèmes bien conçus et bien construits peuvent connaître des défaillances, et qu'il faut dès lors disposer de systèmes de sûreté distincts et indépendants, qui peuvent faire l'objet de tests périodiques visant à démontrer leur capacité à remplir les fonctions pour lesquelles ils ont été conçus. Au milieu des années 60, ces concepts ont été officialisés par la CCSN sous la forme d'un ensemble de critères, énoncés dans un guide pour le choix de l'emplacement. Ces critères étaient fondés sur la répartition de l'équipement de la centrale en trois catégories, établies suivant la fonction que cet équipement était appelé à remplir sur le plan de la sûreté :

- l'équipement fonctionnel ou équipement courant;
- l'équipement de protection, conçu pour éviter les ruptures de la gaine de combustible en cas de défaillance de l'équipement fonctionnel;
- l'équipement destiné à contenir les rejets de substances radioactives en cas de rupture de la gaine de combustible.

Par la suite, les systèmes d'arrêt d'urgence (SAU) n^{os} 1 et 2, le système de refroidissement d'urgence du cœur (SRUC) et l'enceinte de confinement ont été groupés en une seule catégorie, soit celle des « systèmes spéciaux de sûreté ».

Les critères énoncés dans le guide pour le choix de l'emplacement précisent les limites de dose de référence hors site à considérer 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). Le tableau 6.1 donne la liste des critères et principes de sûreté relatifs aux réacteurs nucléaires de puissance.

TABLEAU 6.1 Critères et principes de sûreté relatifs aux réacteurs nucléaires de puissance[1]

1. La conception et la construction de tous les systèmes, structures et composants qui sont essentiels au réacteur, ou qui lui sont associés, doivent être conformes aux codes, normes ou pratiques les plus pertinents et cette conformité doit être confirmée par un mécanisme de vérification indépendant.

2. La qualité et la nature des systèmes fonctionnels essentiels au réacteur doivent être telles que, au total, le nombre de défaillances graves ne dépasse pas une défaillance tous les trois ans. Une défaillance grave d'un système fonctionnel est une défaillance qui, en l'absence d'une intervention des systèmes de protection, pourrait entraîner une rupture grave de la gaine de combustible nucléaire.

3. Les systèmes de sûreté doivent être séparés, sur les plans physique et fonctionnel, des systèmes fonctionnels, et ils doivent l'être aussi entre eux.

4. Chaque système de sûreté doit pouvoir être vérifié facilement dans son ensemble, et de telles vérifications doivent être effectuées à une fréquence qui permettra de démontrer sa conformité à l'objectif d'indisponibilité de 10^{-3}.

5. Les rejets de substances radioactives résultant de l'exploitation normale, y compris ceux découlant de défectuosités mineures d'un système fonctionnel (voir le paragraphe 2 ci-dessus), 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.

6. 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.

7. 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.

8. Dans le calcul des doses indiquées aux paragraphes 6 et 7 ci-dessus, on supposera, à moins d'entente contraire :

   (i) une dispersion météorologique équivalente à la catégorie F de Pasquill, telle que modifiée par Bryant[2];
   (ii) les facteurs de conversion tels qu'ils ont été établis par Beattie[3].

NOTES :
1. D'après D. G. Hurst et F. C. Boyd, *Reactor Licensing and Safety Requirements*, AECB-1059, 1972.
2. Bryant, P. M., Mémoire AHSB(RP)R42 soumis à la United Kingdom Atomic Energy Authority (UKAEA), 1964.
3. Beattie, J. R., Mémoire AHSB(S)R64 soumis à l'UKAEA, 1963.

Dans le cas des défaillances doubles, où l'on suppose une fréquence maximale d'une telle défaillance pour 3 000 années-réacteurs, la limite de dose de référence pour les personnes est d'un niveau qu'on considère tolérable pour une seule dose reçue lors d'une situation d'urgence au cours d'une vie. La limite de dose de référence pour les personnes en cas de défaillance double a été établie à une valeur qui aurait une incidence relativement faible sur la santé. D'après les données disponibles à l'époque, il a été estimé que l'exposition à une telle dose pourrait augmenter de 0,1 % environ le risque à vie de contracter un cancer.

Il était implicite dans la mise en application de ces critères que les demandeurs de permis devraient analyser tout un éventail de défaillances doubles, comportant une défaillance grave d'un système fonctionnel conjuguée à une défaillance du système d'arrêt d'urgence du réacteur. Comme des réacteurs plus puissants étaient en voie de développement au début des années 70, il devenait de plus en plus difficile de prévoir les conséquences des accidents plus graves comportant une défaillance du système d'arrêt d'urgence. Aussi en est-on venu à exiger la mise en place de deux systèmes d'arrêt d'urgence. Ces systèmes devaient être de conception différente et suffisamment distincts et indépendants l'un de l'autre pour qu'on puisse prédire avec un degré raisonnable de certitude qu'ils ne tomberont pas en panne simultanément. Il fallait également montrer que chacun des deux systèmes pouvait jouer son rôle dans tous les cas d'accident de dimensionnement résultant d'une défaillance grave du système fonctionnel. Les analyses visant à attester de l'efficacité de l'un des deux systèmes d'arrêt ne pouvaient servir à démontrer celle de l'autre système (sauf lorsqu'il fallait montrer que la mise en marche partielle de l'autre système ne compromettrait pas l'efficacité du système ainsi évalué).

Un tel éventail d'éventuelles défaillances doubles permet de circonscrire les critères de rendement auxquels doivent satisfaire les systèmes spéciaux de sûreté. Par exemple, un accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) conjugué à une défaillance du SRUC donnera lieu à la libération de produits de fission par le combustible, lesquels produits doivent être retenus par l'enceinte de confinement de façon à limiter la dose reçue par le public et la libération de radionucléides dans l'environnement. De même, la possibilité d'un APRP conjugué à une détérioration de l'enceinte de confinement détermine-t-elle les exigences d'efficacité auxquelles doit répondre le SRUC.

La notion de la défense en profondeur constitue un élément clé de l'approche adoptée par le Canada eu égard à la sûreté des réacteurs nucléaires. Cette notion, qui doit s'appliquer à tous les aspects de la conception, de la construction et de l'exploitation des centrales nucléaires, comporte cinq volets :

- la prévention des conditions anormales d'exploitation et des défaillances;
- le contrôle des conditions anormales d'exploitation et la détection des défaillances;
- le maintien des accidents à l'intérieur des limites de dimensionnement;
- le contrôle des anomalies graves, en évitant notamment qu'elles ne dégénèrent en accidents et en atténuant les conséquences des accidents graves;
- l'atténuation des conséquences radiologiques des rejets importants de substances radioactives.

Dans l'approche canadienne, ces éléments ont été pris en compte en exigeant que :

- des mesures soient prises en vue de prévenir les événements déclencheurs d'accidents – pour faire en sorte que la fréquence des défaillances graves de systèmes fonctionnels reste relativement faible, par exemple;
- des systèmes redondants et différents soient mis en place pour éviter les ruptures de la gaine de combustible en cas de défaillance grave d'un système fonctionnel, et que des mesures soient prises pour contenir les rejets de substances radioactives en cas de rupture de la gaine (cette règle vise notamment les systèmes spéciaux de sûreté);
- des plans et mesures d'urgence soient élaborés sur le site et hors site pour faire face à un large éventail de défaillances de l'équipement, y compris certaines défaillances hors-dimensionnement de l'installation.

La prévention des accidents demeure le principe premier, et le plus important, de la notion de la défense en profondeur. Les accidents sont ainsi évités en veillant à ce que le risque d'une défaillance, en cours d'exploitation, d'un système ou composant de la centrale reste 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;
- 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 construction et de l'exploitation;
- surveiller de près les incidents qui se produisent dans des installations semblables, afin de prévoir les problèmes avant qu'ils ne surviennent.

La notion de la défense en profondeur exige aussi que des dispositions et procédures soient instaurées pour atténuer les conséquences des accidents. De telles mesures doivent notamment permettre d'éviter les ruptures de la gaine de combustible en cas de défaillance grave d'un système fonctionnel et de contenir les rejets de substances radioactives dans les cas où une rupture de la gaine se produirait malgré tout. Pour atténuer ces conséquences, on doit :

- intégrer à la conception de la centrale des systèmes spéciaux de sûreté fiables et efficaces (SAU n° 1, SAU n° 2, SRUC et enceinte de confinement), capables de limiter les conséquences des accidents;
- incorporer à la centrale des barrières multiples contre le rejet de substances radioactives et prendre les mesures nécessaires pour protéger ces barrières contre les dommages causés par des accidents; ces barrières comprennent notamment :
  - la matrice du combustible;
  - la gaine de combustible;
  - le circuit caloporteur;
  - l'enceinte de confinement;
  - la zone d'exclusion;
- incorporer des systèmes redondants, afin que l'on dispose d'autres moyens d'atteindre l'objectif de sûreté; au nombre de ces systèmes, figurent, par exemple :
  - les pompes d'alimentation auxiliaires des générateurs de vapeur, le circuit de refroidissement à l'arrêt et les circuits d'eau d'alimentation d'urgence, tous capables d'évacuer la chaleur produite par le réacteur;
  - une salle de commande d'urgence, au cas où la salle de commande principale ne serait inutilisable pour une raison quelconque;
  - des systèmes d'alimentation électrique et des circuits d'eau de service redondants pour l'équipement essentiel.

L'approche adoptée par le Canada exige également que, lorsqu'une défaillance grave d'un système fonctionnel se conjugue à une défaillance totale d'un des systèmes spéciaux de sûreté, les systèmes de sûreté qui restent en fonction soient suffisamment efficaces pour éviter que d'importants rejets hors site ne se produisent. En d'autres termes, les analyses de sûreté doivent montrer que les conséquences de tels incidents combinés ne se traduiront pas par des doses hors site qui dépasseraient la limite de dose de référence pour les défaillances doubles.

Il a été reconnu que, pour ce qui est de certains accidents plus graves – une perte de réfrigérant primaire ou une perte de régulation, par exemple –, la fréquence doit demeurer à un niveau beaucoup plus faible. Les centrales nucléaires au Canada sont habituellement dotées d'équipement de protection supplémentaire, qui, distinct et indépendant des systèmes spéciaux de sûreté, permet de maintenir une fréquence faible et

acceptable pour les incidents touchant les systèmes de sûreté. Les systèmes d'arrêt ou de régulation du réacteur, avec leurs fonctions de réduction de puissance rapide ou lente, comptent parmi les exemples d'équipement visant à protéger les systèmes fonctionnels. Ils sont conçus de manière à compenser certaines pertes de régulation du réacteur, et à éviter ainsi qu'une intervention du système d'arrêt d'urgence ne devienne nécessaire.

Enfin, il est établi que les conséquences des accidents touchant un réacteur peuvent également être atténuées si l'on a recours à une saine gestion des accidents tant sur le site qu'hors site. Aussi, le dernier élément d'un programme de défense en profondeur efficient, consiste-t-il en une planification des mesures d'urgence efficace, qui misera sur les facteurs suivants :

- l'élaboration de procédures propres à aider et à guider les opérateurs en cas d'accident (des procédures, d'ordre général, qui aideront les opérateurs s'ils éprouvent de la difficulté à déterminer la nature de l'accident, et une formation, à l'aide de simulateurs et d'autres techniques, qui leur permettra d'utiliser ces procédures);
- l'élaboration de plans hors site efficaces pour atténuer les conséquences d'un rejet de substances radioactives dans l'environnement – la mise à l'abri, l'interdiction de consommer certains aliments ou de l'eau, la distribution de comprimés d'iodure de potassium ou l'évacuation, par exemple.

Bien que l'approche visant les défaillances simples ou doubles ait permis de définir de façon appropriée les critères d'efficacité auxquels doivent satisfaire les systèmes spéciaux de sûreté, certains problèmes, touchant les divers scénarios envisagés, devinrent manifestes. Ces problèmes tenaient notamment au fait que cette approche :

- ne prenait pas en compte les importantes variations touchant tant la fréquence des incidents que les conséquences des différents scénarios de défaillances simples ou doubles;
- ne prenait pas suffisamment en compte les défaillances des systèmes de soutien à la sûreté (alimentation électrique, air comprimé et eau de service), qui risquaient, dans certains cas, d'entraîner simultanément une défaillance grave d'un système fonctionnel et une défaillance d'un système de sûreté;
- ne prenait pas suffisamment en compte la nécessité de faire en sorte que les systèmes de sûreté demeurent disponibles après un accident;
- ne prenait pas suffisamment en compte la nécessité de prévoir d'éventuels effets de cause commune – secousses sismiques ou écrasements d'avion, par exemple – susceptibles de causer des dommages aux systèmes fonctionnels et aux systèmes de sûreté, et d'analyser de façon appropriée les conséquences de tels accidents.

Ces sources de préoccupation ont fait ressortir la nécessité d'élaborer une approche plus globale en matière de sûreté, et cette constatation a été faite non seulement par le personnel de la CCSN et par les entreprises de services publics, mais encore par les groupes consultatifs indépendants établis par la CCSN. Les mesures suivantes ont été prises pour prendre ces sources de préoccupation en compte :

- une approche plus probabiliste, l'étude matricielle de la sûreté, a été adoptée pour évaluer les systèmes de soutien et les erreurs humaines;
- l'étude matricielle de la sûreté a également été utilisée pour évaluer la fiabilité des systèmes après un accident;
- une approche fondée sur le principe de la séparation des systèmes de sûreté en deux groupes a été adoptée pour assurer une certaine protection contre les effets de cause commune; en ce qui concerne les accidents d'origine locale (les incendies ou inondations d'origine interne, par exemple), cette formule prévoit la séparation des deux groupes des systèmes de sûreté et des systèmes de soutien à la sûreté, soit en les disposant à distance l'un de l'autre soit en interposant des barrières entre eux; pour ce qui est des catastrophes susceptibles de frapper l'ensemble de l'emplacement (les secousses sismiques, les tornades ou les inondations d'origine externe, par exemple), elle prévoit la qualification ou la protection d'au moins un des deux groupes.

En 1975, les chercheurs d'Énergie atomique du Canada limitée (EACL) ont proposé l'étude matricielle de la sûreté comme technique d'analyse pour examiner les aspects de l'interdépendance, de l'exploitation de la centrale après un accident et des actions nécessitant l'intervention d'un opérateur. Dans le cadre de cette technique, fondée sur l'utilisation combinée d'un arbre de défaillances et d'un arbre d'événements, l'analyste choisit un événement susceptible de poser des problèmes de sûreté, pour ensuite déterminer, à l'aide de l'arbre de défaillances, les causes possibles de l'événement. Les différentes répercussions que pourrait avoir l'événement sont représentées par des diagrammes qui, illustrant des séquences d'événements éventuels, sont accompagnés d'un exposé des faits. Cette technique a été utilisée pour déterminer si les barrières étaient, compte tenu de l'événement analysé, suffisamment autonomes, et s'il y avait raisonnablement lieu de croire que les fonctions de sûreté seraient maintenues.

L'étude matricielle de la sûreté a permis de mieux comprendre le comportement des systèmes et leurs interactions dans des conditions anormales d'exploitation, ainsi que de définir les actions que les opérateurs devaient poser, et les modifications de conception qu'il convenait d'apporter aux systèmes. Le succès de cette technique reposait sur l'aptitude de l'analyste à repérer en profondeur les liens d'interdépendance entre les systèmes, mais il s'est par ailleurs avéré difficile de démontrer la validité de l'analyse de façon systématique. Elle n'en constitue toutefois pas moins l'un des outils les plus fructueux qui aient été utilisés pour évaluer les réacteurs conçus et construits à la fin des années 70, ayant notamment contribué à montrer la nécessité d'incorporer à la conception des centrales des notions telles que celles de la redondance et de la séparation des systèmes liés à la sûreté, et mené à l'élaboration d'une méthode permettant de définir les actions que les opérateurs doivent poser en cas de défaillance ou d'accident.

L'étude matricielle de la sûreté a néanmoins été largement abandonnée pour être remplacée par les techniques issues de l'étude probabiliste de sûreté (EPS). Dans le cas de la conception des nouveaux réacteurs canadiens (le CANDU 9, par exemple), une EPS préliminaire a d'abord été utilisée pour définir les critères de fiabilité des systèmes, puis suivie d'une EPS détaillée qui a servi à vérifier la conformité du réacteur avec les exigences de conception.

En juin 1980, le document de consultation C-6, *Analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU*, qui précisait les exigences s'appliquant aux analyses de sûreté des réacteurs CANDU, a été diffusé dans le but de recueillir des observations. Ce document, qui traitait des lacunes de l'analyse de sûreté de base fondée sur la prise en compte de défaillances simples ou doubles, s'appuyait sur l'expérience canadienne à l'égard de cette approche. En 1983, il a été convenu d'appliquer, à titre d'essai, les règles énoncées dans ce document à la délivrance du permis pour la centrale de Darlington.

Les exigences relatives à l'analyse de sûreté proposées dans le document C-6 différaient, à maints égards, des pratiques qui avaient alors cours. Elles prévoyaient notamment :

- l'examen systématique de tous les systèmes, afin de déterminer les événements déclencheurs concevables;
- la ventilation des événements en 5 catégories, qui venaient ainsi remplacer les 2 catégories – des défaillances simples ou doubles – antérieures;
- un examen, plus explicite, des événements déclencheurs concevables combinés à des défaillances des systèmes d'atténuation – et non plus seulement des défaillances doubles classiques;
- une attention plus grande consacrée aux critères de fiabilité et aux vérifications des systèmes d'atténuation;
- une meilleure prise en compte de l'état des centrales, de leur mode d'exploitation et de leur exploitation à divers niveaux de puissance;
- des analyses de sensibilité et d'erreur plus fréquentes;
- des données plus détaillées concernant les programmes informatiques utilisés aux fins de l'analyse de sûreté;
- une définition plus exacte des actions que les opérateurs doivent poser et des indicateurs disponibles.

Bien que la mise en application, à titre d'essai, de ces règles à la centrale de Darlington ait été couronnée de succès dans l'ensemble, elle n'en a pas moins été marquée par de longues discussions entre le personnel de la CCSN et le titulaire de permis pour en venir à une entente sur l'interprétation de certaines règles particulières. Il est alors devenu évident qu'un remaniement du document C-6 s'imposait. Le nouveau document de consultation C-006 (Rév. 1, septembre 1999), *Analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU*, qui remplace le premier document de consultation C-6, prend ainsi en compte les leçons tirées de cette mise à l'essai des règles à Darlington, ainsi que les observations reçues entre temps.

Les exigences que renferme ce document révisé ont une portée plus grande, et elles sont plus rigoureuses en ce qui concerne les accidents de dimensionnement. Aussi les centrales ayant obtenu leur permis d'exploitation après la délivrance du permis de la centrale de Darlington ont-elles dû tenir compte de ces modifications. Ainsi, le document de consultation C-006 (Rév. 1, septembre 1999) :

- définit environ 200 événements déclencheurs potentiels dont on estime qu'ils influent sur la sûreté des réacteurs CANDU;
- recommande que le titulaire de permis effectue un examen systématique du projet de centrale afin de repérer toute autre défaillance qui ne figurerait pas dans la liste générale; cet examen systématique mènera à l'établissement d'une liste de tous les événements déclencheurs concevables qui doivent être pris en compte dans l'analyse de la conception de la centrale proposée.

Ces nouvelles exigences n'ont pas été acceptées d'emblée par les titulaires de permis, qui ont proposé d'avoir recours à une approche plus graduelle quant à la définition de la portée des accidents de dimensionnement.

Sommairement, l'approche du Canada consiste à faire en sorte que les exigences de base en matière de sûreté soient respectées, mais qu'elles n'en demeurent pas moins suffisamment souples pour s'adapter à la diversité des circonstances. La doctrine que la CCSN a élaborée dans ce domaine a, de toute évidence, été élaborée en prenant en compte les caractéristiques du réacteur CANDU, mais il est également vrai que cette doctrine a, à son tour, influé sur la conception du réacteur.

6.2 Liste des réacteurs nucléaires existants

Le tableau 1.1 de l'Introduction fournit la liste des réacteurs nucléaires au Canada, en indiquant leur état de service. Tous les réacteurs construits au Canada sont du type CANDU. Les caractéristiques de base des réacteurs CANDU, exception faite de ceux des centrales NPD et de Gentilly-1, sont décrites dans l'Introduction et dans l'annexe 1.2.

6.3 Analyses de sûreté effectuées et principaux résultats obtenus

La pratique d'effectuer des analyses de sûreté lorsqu'il se produit, au Canada ou à l'étranger, un événement significatif du point de vue de la sûreté est bien établie au pays. Le tableau 6.2 présente un résumé de tels événements, et fait état des leçons qui en ont été tirées et des mesures correctives qui ont été prises.

6.4 Problèmes de sûreté d'ordre général

Les problèmes de sûreté d'ordre général sont des problèmes qui risquent de toucher plus d'une centrale. La CCSN a regroupé un certain nombre de ces problèmes dans ce qu'il est convenu d'appeler des « points à régler génériques (PRG) », un outil réglementaire qui permet de définir la portée des principaux problèmes liés à la sûreté, de déterminer les questions techniques non réglées et de définir les exigences à satisfaire pour régler le problème. Les PRG servent aussi de repères pour déterminer les progrès réalisés par le titulaire de permis eu égard à la résolution des problèmes liés à la sûreté et pour lui offrir un moyen de faire état de ses progrès.

TABLEAU 6.2 Leçons tirées d'événements significatifs du point de vue de la sûreté et de l'expérience d'exploitation, et mesures correctives prises : la perspective canadienne

Événements significatifs survenus aux échelons national et international	**Leçons tirées et mesures correctives prises**
Réacteur national de recherche expérimental (NRX) – événement causé par une perte de régulation sans mise à l'arrêt du réacteur, 1952	• un réacteur doit toujours être doté d'un mécanisme de mise à l'arrêt rapide et ce mécanisme doit être indépendant de tout système de commande; • le mécanisme de mise à l'arrêt doit, en tout temps, être disponible; • les mécanismes de contrôle de la réactivité doivent être distincts des dispositifs destinés à injecter rapidement un apport suffisant de réactivité négative dans le cœur du réacteur pour réaliser une mise à l'arrêt intégrale.
Three Mile Island – accident de perte de réfrigérant primaire, 1979	• un examen des procédures d'urgence; • un examen de la conception de la salle de commande pour déterminer si elle tenait suffisamment compte des facteurs humains; • un examen des processus de rétroaction fondée sur l'expérience d'exploitation (OPEX); • une étude sur l'éventualité d'avoir recours à des simulateurs dans la formation des opérateurs.
Tchernobyl, 1986	• le constat de l'importance d'un basculement du flux comme état de fonctionnement initial; la CCSN demande à tous les titulaires de permis d'analyser de nouveau l'efficacité de tous les systèmes d'arrêt d'urgence des réacteurs CANDU lorsque le flux neutronique et la distribution de la puissance s'écartent sensiblement des valeurs nominales; • la CCSN demande à OPG de réexaminer la sûreté des réacteurs de la centrale de Pickering-A, en particulier dans le cas d'accidents causés par une défaillance du système de commande du réacteur et par une perte de réfrigérant primaire, accompagnées de l'indisponibilité du système d'arrêt d'urgence; chacun des quatre réacteurs de la centrale de Pickering-A ne comporte qu'un seul système d'arrêt d'urgence, alors qu'aujourd'hui les réacteurs doivent être dotés de deux systèmes d'arrêt indépendants; • la CCSN exige qu'un système d'arrêt d'urgence amélioré soit installé dans chacun des réacteurs de Pickering-A; il s'agit d'un élément clé du projet de remise en service de Pickering-A (pour plus de détails, voir la section 14.4.1).
Expérience d'exploitation	**Leçons tirées et mesures correctives prises**
Pickering-A – perte de régulation, de 1971 à 1975	• des améliorations, sur les plans de la conception, de l'équipement et des procédures d'exploitation, visant à augmenter la fiabilité du système de régulation du réacteur.

TABLEAU 6.2 Suite et fin

Pickering-A – rupture d'un tube de force, 1983	• le constat de l'importance de la pénétration de deutérium dans le matériau constituant le tube de force (hydruration) et de la nécessité d'éviter tout contact entre les tubes de calandre et les tubes de force; • le remplacement de tous les tubes de force de la centrale de Pickering-A; les tubes de force employés dans tous les réacteurs CANDU se composent aujourd'hui d'un alliage de zirconium renfermant 2,5 % de niobium; • l'instauration de programmes de déplacement des patins d'espacement entre le tube de force et le tube de calandre dans toutes les centrales, exception faite de celle de Darlington; • la conception de nouveaux patins d'espacement pour la centrale de Darlington; • l'élaboration d'exigences relatives à l'aptitude au service des réacteurs, lesquelles interdisent leur exploitation lorsque les conditions sont propices à la formation de boursouflures sur les tubes de force; • l'instauration, dans toutes les centrales, de programmes d'inspection technique pour vérifier l'état des tubes de force et la position des patins d'espacement.
Bruce-A, tranche nº 2 – perte de régulation à faible puissance, 1992	• d'importants changements aux procédures et à l'exploitation des systèmes de régulation de toutes les tranches de la centrale de Bruce.
Darlington – reprise de la conception du logiciel du système d'arrêt d'urgence, 1990 à 1998	• l'instauration, par OPG, d'un programme de reprise de la conception du logiciel – qui était difficile à modifier, puis à valider lorsque les modifications avaient été apportées – visant à en améliorer la documentation, la modularité et la mise à jour.
Pickering-A, tranche nº 2 – accident de perte de réfrigérant primaire, 1994	• une modification de la conception des réacteurs – l'amélioration du système de protection contre les surpressions du condenseur d'évacuation, notamment – et des mécanismes de maintenance – le remplacement des membranes de l'actionneur de la soupape de décharge du liquide du circuit caloporteur primaire; • le constat d'irrégularités semblables dans les systèmes de protection contre les surpressions du circuit caloporteur primaire de tous les réacteurs CANDU, exception faite de ceux de la centrale de Pickering-B.
Gentilly-2 et Point Lepreau – réduction du débit dans le circuit caloporteur et incidences de ce phénomène sur le seuil de déclenchement du système de protection contre les surpuissances locales (SPSL), 1997 à 2001	• Gentilly-2 et Point Lepreau ont abaissé leur seuil de déclenchement du SPSL, ce qui a donné lieu à une limitation de la puissance totale du réacteur; • la réduction de la pression du côté secondaire et le nettoyage du générateur de vapeur du côté primaire, afin de maintenir des marges de sûreté appropriées.

Nombre de ces PRG ont fait surface au fil des ans; certains de ces points ont été réglés, tandis que d'autres ne le sont toujours pas. La liste suivante fournit un descriptif des PRG qui n'ont toujours pas été réglés pour au moins certaines des centrales en exploitation au Canada :

PRG 88G02 Comportement de l'hydrogène dans les centrales nucléaires CANDU;
PRG 90G02 Refroidissement du cœur en l'absence de circulation forcée;
PRG 91G01 Efficacité des filtres à la suite d'un accident;
PRG 91G02 Fonctionnement des réacteurs avec basculement du flux;
PRG 94G02 Incidence de l'état des grappes de combustible sur la sûreté du réacteur;
PRG 95G01 Interaction entre le modérateur et le combustible en fusion;
PRG 95G02 Défaillance du tube de force s'accompagnant d'une perte de modérateur;
PRG 95G03 Conformité aux limites de puissance de grappe et de canal;
PRG 95G04 Réactivité du vide positive – Traitement dans l'analyse des accidents de perte de réfrigérant primaire importante;
PRG 95G05 Prévisions de la température du modérateur;
PRG 98G01 Fonctionnement des pompes du circuit caloporteur primaire dans des conditions d'écoulement diphasique;
PRG 98G02 Validation des programmes informatiques utilisés aux fins de l'analyse de sûreté des réacteurs nucléaires de puissance;
PRG 99G01 Assurance de la qualité et analyse de sûreté;
PRG 99G02 Remplacement des programmes informatiques relatifs à la physique des réacteurs utilisés aux fins de l'analyse de sûreté des réacteurs CANDU;
PRG 00G01 Formatin de vide dans les canaux durant un accident de perte de réfrigérant primaire importante.

Les PRG suivants, par contre, ont donné lieu à des interventions probantes qui ont permis de les régler :

PRG 89G03 Programme d'inspection des tubes de force d'Ontario Hydro;
PRG 89G05 Utilisation de relais à contacts mouillés au mercure dans les systèmes liés à la sûreté;
PRG 92G01 Traitement du facteur humain dans les analyses de fiabilité d'Ontario Hydro;
PRG 96G02 Aptitude au service des tuyaux d'alimentation.

L'annexe 6.1 fournit la description de PRG réglés et non réglés. Les PRG ont permis de faire ressortir des problèmes de sûreté d'ordre général, mais ils ont surtout été utilisés à titre d'outil réglementaire pour favoriser la mise en application d'améliorations en matière de sûreté.

6.5 Programmes d'amélioration du rendement mis en œuvre par OPG et par Énergie NB

ÉVALUATION DE RENDEMENT INDÉPENDANTE ET INTÉGRÉE (ERII) D'OPG

En janvier 1997, Ontario Power Generation (OPG) a confié au Groupe consultatif d'évaluation de la performance des opérations nucléaires (GCEPON) la réalisation d'une évaluation de rendement indépendante et intégrée (ERII). Échelonnée sur une période de trois mois, cette ERII a été l'occasion de mener toute une série d'études détaillées, accompagnées de rapports, sur les activités d'OPG dans les centrales nucléaires de Pickering, de Bruce et de Darlington ainsi qu'à son siège social. Le GCEPON a en outre alors effectué un certain nombre d'inspections fonctionnelles des systèmes de sûreté, des examens spéciaux qui ont également donné lieu à la rédaction de rapports.

Ces évaluations et inspections ont permis de déterminer que toutes les centrales nucléaires d'OPG sont exploitées en conformité avec les règlements et les critères d'acceptation établis en matière de sûreté nucléaire. Les rapports ne sont toutefois pas exempts de critiques puisqu'ils révèlent que les programmes d'exploitation et de maintenance d'OPG comportent nombre de lacunes comparativement aux pratiques ayant cours dans le secteur. Aussi le GCEPON conclut-il que les centrales d'OPG offrent un rendement

« tout juste acceptable », en insistant sur le fait qu'OPG se doit de prendre sans tarder les mesures qui s'imposent pour améliorer son rendement, voire pour tout simplement le maintenir à son niveau actuel.

Au nombre des problèmes ainsi relevés, qualifiés de « généralisés et profonds » par le GCEPON, figurent notamment de mauvaises pratiques de gestion, une culture d'entreprise déficiente, des procédures désuètes et inefficaces et une absence de gestion de la configuration.

Le GCEPON a par la suite élaboré le Plan d'optimisation des biens de production nucléaire (POBPN), dans lequel il propose des mesures qui pourraient permettre à OPG de remédier à la situation. Selon le GCEPON, OPG ne disposait pas des ressources nécessaires pour continuer à exploiter ses 19 réacteurs tout en mettant en œuvre son programme d'amélioration du rendement. Il proposait donc à OPG de mettre à l'arrêt, à tout le moins temporairement, les réacteurs des centrales de Pickering-A et de Bruce-A et de réaffecter les ressources ainsi libérées au programme d'amélioration du rendement des 12 autres réacteurs demeurés en exploitation, soit ceux de Pickering-B, de Bruce-B et de Darlington.

Le programme d'amélioration du rendement ainsi mis sur pied, soit le programme intégré d'améliorations (PIA), se composait à l'origine de 66 projets visant 15 grands domaines de préoccupation et il prévoyait un investissement total de près de 1,7 milliard de dollars et la mobilisation d'environ 2 100 membres du personnel d'OPG sur une période de cinq ans. OPG devait s'engager à mettre le PIA en œuvre pour être autorisée à poursuivre l'exploitation de ses centrales. Actuellement, il est prévu que le programme aura été mené à terme en 2004.

Les 15 grands domaines que le PIA vise à améliorer sont les suivants : la gestion, l'exploitation, la maintenance, les conditions matérielles et l'amélioration des immobilisations, la formation, le génie, la radioprotection, les affaires réglementaires, le rendement, la qualité, la planification des mesures d'urgence, la sécurité, l'efficacité organisationnelle, la chimie et l'environnement.

La CCSN a sélectionné 44 des 66 projets initiaux relevant du PIA qui présentaient un intérêt du point de vue réglementaire et ayant trait à la sûreté des réacteurs et à la sécurité des travailleurs et des membres du public. Non moins de 37 des 66 projets initiaux étaient toujours en cours en janvier 2001, et 7 des projets dont l'état d'avancement était surveillé par la CCSN avaient été menés à terme par OPG. La CCSN continue par ailleurs de contrôler l'état d'avancement des 37 projets toujours en cours (voir la liste de ces projets au tableau 6.3).

Une des premières mesures prises a consisté à passer les projets en revue afin de déterminer s'il y avait lieu d'établir de nouvelles conditions de renouvellement du permis d'exploitation prévoyant leur parachèvement. Un examen subséquent des programmes de protection contre les incendies, d'AQ et de qualification environnementale (QE) dans toutes les centrales nucléaires canadiennes a donné lieu à l'introduction de nouvelles conditions de délivrance du permis, visant ces trois domaines, pour tous les réacteurs de puissance.

La phase initiale de la mise en œuvre du PIA, en 1998, a été caractérisée par d'importants retards attribuables pour l'essentiel à l'insuffisance de l'effectif prévu par OPG. Au bout d'un an et demi environ, OPG a procédé à un examen en profondeur du programme afin de le rationaliser en fusionnant les projets connexes. Au début de 2000, OPG publiait un ensemble de plans d'exécution remanié que le personnel de la CCSN a passé en revue pour s'assurer que la portée initiale des projets n'avait pas été modifiée. OPG a aussi déterminé un ensemble de projets stratégiques destinés à faire l'objet d'une plus grande attention du fait de la nécessité de les intégrer les uns aux autres et aux pratiques d'exploitation des centrales. Ces projets portent sur les points suivants :

- la conduite des opérations et le contrôle de l'état de la centrale;
- la mise en œuvre de la maintenance;
- la mise en œuvre des travaux et programmes techniques;

- le rétablissement de la gestion de la configuration;
- l'optimisation de la maintenance préventive;
- les paramètres opérationnels de sûreté (POS);
- la QE.

Au printemps de 2000, OPG a lancé le projet pilote relatif au système de refroidissement d'urgence du cœur (SRUC) de la centrale de Bruce-B, conçu pour permettre l'élaboration d'une approche intégrée, systémique, pour la mise en œuvre des projets stratégiques. Le plan prévoyait l'exécution de toutes les tâches associées aux projets stratégiques sur un système précis afin d'en parachever la configuration et de permettre la réalisation d'économies en cernant les divers éléments nécessitant l'exécution de tâches identiques ou analogues, qui n'auraient dès lors plus qu'à être exécutées une seule fois. Lorsque mis au point, le processus pourrait être appliqué aux autres systèmes de la centrale de Bruce-B et des autres centrales.

TABLEAU 6.3 Projets relevant du programme intégré d'améliorations (PIA) en cours

• Gestion des matières dangereuses • Documents techniques principaux • Systémique et programmes techniques • Évaluation probabiliste des risques • Vérification et validation des programmes informatiques utilisés aux fins de l'analyse de sûreté • Paramètres opérationnels de sûreté • Réduction des rejets de chlore et migration de la moule zébrée • Programme de planification des mesures d'urgence • Système de gestion de l'environnement • Réduction des rejets de substances radioactives • Amélioration de la surveillance des incidences environnementales • Réservoir de stockage de mazout classique • Gestion des zones contaminées • Gestion de la maintenance • Réalisation des travaux de maintenance • Réduction des arriérés de travaux de maintenance • Optimisation de la maintenance préventive	• Programme d'amélioration de la protection contre les incendies • Qualification environnementale • Normes de santé et de sécurité dans le secteur • Rétablissement de la gestion de la configuration • Structures d'exploitation et dotation en personnel • Conduite des opérations • Contrôle de l'état de la centrale • Assurance du rendement • Évaluation et audit • Mesures correctives et analyse des tendances • Programmes relatifs à l'enceinte sous pression • Critères du permis initial • Conciliation des exigences réglementaires • Réduction de la contamination • Programme de sécurité • Contrôle d'accès • Formation du personnel autorisé • Récupération de la formation du personnel non autorisé • Développement de l'aptitude à commander des gestionnaires d'OPG • Conformité aux exigences de l'an 2000

Le personnel d'OPG a déployé des efforts considérables pour mettre en œuvre le projet pilote relatif au SRUC et, outre le processus ainsi élaboré, un certain nombre d'autres produits livrables ont été obtenus. Non seulement le projet est-il de 70 à 100 % achevé dans la plupart des domaines, mais encore l'approche qui y a été utilisée constitue une véritable percée pour le PIA. Il a clairement permis de démontrer la marche à suivre pour obtenir les produits livrables destinés à un ensemble de projets stratégiques associés à un système, sans compter que l'on considère que l'approche adoptée permettra d'intégrer les projets clés et de les regrouper à l'intérieur du programme exhaustif et plus vaste de la gestion de la configuration.

OPG a déjà entrepris d'appliquer la même approche à d'autres systèmes « critiques ou de sûreté », conformément au programme cadre CMCP (Configuration Management Closure Project), qui a pour objet d'établir un plan de référence pour la gestion de la configuration de systèmes bien précis, au cas par cas. Le CMCP vise les systèmes de régulation des POS, à l'exception de ceux ayant trait au combustible et à la physique du réacteur (voir la liste des systèmes visés par le CMCP dans l'annexe 6.2).

Le PIA d'OPG a permis d'améliorer le rendement des centrales. OPG publie chaque mois et chaque année des fiches faisant état d'un certain nombre d'indicateurs de rendement tels que le nombre des événements à déclarer signalés, le taux d'accidents de travail, le facteur de capacité, l'indice de rendement nucléaire et la dose de rayonnement au public, qui donnent tous une indication du rendement global de la centrale. Les indicateurs de rendement pour les années 1998, 1999 et 2000 sont présentés dans les tableaux 6.4 à 6.8. On y constate, de façon générale, une réduction de la dose de rayonnement au public et du taux d'accidents de travail, ainsi qu'une amélioration du facteur de capacité et de l'indice de rendement nucléaire. On observe par ailleurs que le nombre des événements à déclarer signalés a diminué aux centrales de Pickering et de Bruce, mais qu'il a augmenté à celle de Darlington. Il est possible que cette augmentation s'explique par le fait que le personnel de cette dernière centrale est davantage au fait des exigences relatives aux événements à déclarer, mais il ne faudrait pas croire pour autant que le personnel des autres centrales ne connaît pas aussi bien ces exigences.

Conformément aux exigences du document d'application de la réglementation R-99 (janvier 1995), *Centrales nucléaires en exploitation : rapports à soumettre à la CCEA*, le titulaire de permis est tenu de soumettre des rapports relativement aux événements à déclarer. Le tableau 6.4 fait état du nombre d'événements à déclarer signalés pour les centrales de Bruce, de Darlington et de Pickering pour 1998 à 2000. La section 9.2 fournit de plus amples renseignements sur les exigences énoncées dans le document R-99.

TABLEAU 6.4 Nombre d'événements à déclarer signalés, 1998-2000

	1998	1999	2000
Bruce	19	5	3
Darlington	28	15	35
Pickering	12	2	4
Ensemble des centrales d'OPG	59	22	42

Le taux d'accidents de travail (tableau 6.5) correspond au nombre d'accidents par employé pour 200 000 heures de travail qui ont entraîné une perte de temps, des blessures ayant entravé le travail ou des décès.

TABLEAU 6.5 Taux d'accidents de travail (n^bre d'accidents par employé pour 200 000 heures de travail), 1998-2000

	1998	1999	2000
Bruce	0,61	0,37	0,34
Darlington	0,5	0,5	0,21
Pickering	0,43	0,36	0
Ensemble des centrales d'OPG	0,43	0,44	0,26

Le facteur de capacité (tableau 6.6) correspond au rapport (en pourcentage), durant un mois, de l'énergie effectivement fournie par une centrale à sa puissance nominale – en d'autres termes, à sa capacité lorsque tous les réacteurs et les circuits connexes fonctionnent sans temps d'arrêt.

TABLEAU 6.6 Facteur de capacité, 1998-2000 (en %)

	1998	1999	2000
Bruce	70,1	81,7	84,7
Darlington	78,3	83,5	87,0
Pickering	73,7	77,1	57,0
Ensemble des centrales d'OPG	76,5	81,3	79,1

L'indice de rendement nucléaire (tableau 6.7), qui est déclaré chaque trimestre et établi par rapport à 100, fournit un aperçu général du rendement à partir de 11 indicateurs clés portant sur divers domaines, dont la sûreté et la productivité. Il est utilisé par l'Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires (AMECN) pour mesurer le rendement des centrales nucléaires partout dans le monde.

TABLEAU 6.7 Indice de rendement nucléaire, 1998-2000

	1998	1999	2000
Bruce	70,4	82,8	90,8
Darlington	61,6	79,9	87,2
Pickering	71,5	79,9	72,0
Ensemble des centrales d'OPG	67,8	80,9	83,3

La dose de rayonnement au public (tableau 6.8) correspond à la dose estimative à laquelle une personne serait exposée si elle vivait vingt-quatre heures sur vingt-quatre dans son domicile situé juste à l'extérieur du périmètre de la centrale nucléaire, et qu'elle n'y buvait que de l'eau du robinet et du lait produit localement et ne mangeait que des aliments – fruits, légumes et poisson – d'origine locale. La dose est mesurée en microsieverts (µSv).

TABLEAU 6.8 Dose annuelle de rayonnement au public, 1998-2000 (en µSv)

	1998		1999		2000	
	Réelle	Cible	Réelle	Cible	Réelle	Cible
Bruce	2,2	10	2,39	10	3,3	8,0
Darlington	6,0	10	2,99	10	2,0	7,5
Pickering	7,0	10	12,6	20	5,1	16,0

En janvier 2001, OPG a confié la responsabilité de parachever le PIA et le CMCP à chacune de ses quatre divisions – soit le Nuclear Operation Station Support et les centrales nucléaires de Pickering, de Bruce et de Darlington –, qui devront ainsi non seulement élaborer leurs propres plans mais encore les mettre en œuvre en fonction de leurs priorités particulières. OPG a pris un engagement ferme quant à la portée, au calendrier, au financement et à la présentation des rapports à la CCSN. Le transfert de la gestion des PIA aux divisions s'est fait dans la plus grande rigueur, chaque plan d'exécution de projet ayant été approuvé par écrit par le premier dirigeant d'OPG Nuclear. En outre, toute modification à ces plans d'exécution de projet doit être approuvée par ce premier dirigeant.

Bruce Power Inc. entend continuer de respecter les principes du PIA établis par OPG pour les réacteurs des centrales de Bruce-A et de Bruce-B.

PROGRAMME D'AMÉLIORATION DU RENDEMENT (PAR) D'ÉNERGIE NB

Par suite d'une détérioration du rendement en matière de sûreté observée à la centrale de Point Lepreau en 1996, la CCSN a ajouté au permis d'exploitation en vigueur une condition exigeant que la Société d'énergie du Nouveau-Brunswick (Énergie NB) fasse rapport à la Commission, tous les six mois, des mesures prises pour améliorer la situation de sa centrale à cet égard – cette condition a, depuis, été supprimée du permis d'exploitation de la centrale. Énergie NB a alors procédé à un certain nombre d'évaluations indépendantes qui visaient à déterminer les domaines où des améliorations étaient nécessaires, pour ensuite lancer, en avril 1997, un programme d'amélioration du rendement (PAR) regroupant non moins de 47 projets distincts. Elle en est également venue à la conclusion que la cause fondamentale des problèmes observés à la centrale de Point Lepreau résidait dans l'incapacité de l'organisme à comprendre comment devrait être gérée une centrale pendant toute sa vie utile et à mettre au point un plan stratégique assorti des ressources nécessaires.

En août 1998, le nombre de projets relevant du PAR a été porté à 52. Ils s'articulaient autour de quatre thèmes centraux, à savoir l'efficacité de la surveillance, les méthodes de travail, le vieillissement de la centrale et le maintien du rendement. Les projets ont été classés par ordre prioritaire et répartis en trois groupes :

Groupe A projets prévoyant des jalons et des objectifs précis quant aux quatre thèmes centraux;
Groupe B projets dont le calendrier de mise en œuvre est fonction de la capacité d'acquérir des ressources qualifiées;

Groupe C Projets dont le calendrier de mise en œuvre est fonction de la disponibilité des ressources nécessaires au sein de l'organisme.

Les projets relevant du PAR sont énumérés au tableau 6.9.

TABLEAU 6.9 Projets relevant du programme d'amélioration du rendement de la centrale de Point Lepreau

Groupe A	Groupe B	Groupe C
A1 - Efficacité de la surveillance	B1 - Amélioration de la conformité à la Ligne de conduite pour l'exploitation	C - Définition des protocoles de communication
A2 - Processus de contrôle du travail	B2 - Élaboration d'une culture axée sur la sûreté et formation connexe	C - Planification des mesures d'urgence
A3 - Arriérés de travaux de maintenance	B3 - Programme de gestion de la configuration	C - Programme de chimie
A4 - Suivi relatif aux mesures correctives	B4 - Amélioration des méthodes	C - Programme de remplacement des joints du sas
A5 - État d'avancement des points à régler signalés par la CCSN	B5 - Processus de modification de la conception	C - Stratégie de gestion des déchets radioactifs
A6 - Repérage des problèmes et prise de mesures correctives	B6 - Dotation en personnel et planification de la relève	C - Programme relatif aux vannes – vannes à commande pneumatique, vannes motorisées et clapets de non-retour
A7 - Gestion des travaux techniques	B7 - Programme de formation complet pour les groupes de travail	C - Système informatisé de gestion des travaux
A8 - Programme relatif au vieillissement de la centrale		C - Radioprotection
A9 - Élaboration d'un plan stratégique		C - Programme de qualification sismique
A10 - Programme d'autoévaluation		C - Plan de communication
		C - Révision du programme de maintenance préventive
		C - Amélioration du processus de rétroaction fondée sur l'expérience d'exploitation (OPEX)
		C - Audit de l'Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires (AMECN)

En avril 2000, les projets axés sur le processus de contrôle du travail (A2), sur les arriérés de travaux de maintenance (A3), sur l'élaboration d'un plan stratégique (A9) et sur l'amélioration de la conformité avec la Ligne de conduite pour l'exploitation (B1) avaient été menés à terme. Au total, en avril 2000, 41 des 57 objectifs établis pour les projets du groupe A et 42 des 53 objectifs fixés pour les projets du groupe B avaient été atteints.

Le niveau de réussite atteint eu égard au PAR a été déterminé en prenant en compte les indicateurs de rendement suivants :

- le nombre d'événements à déclarer signalés en vertu du document d'application de la réglementation R-99;
- les événements devant être mesurés suivant l'Échelle internationale de gravité des événements nucléaires (INES);
- le taux de gravité des accidents;
- le nombre d'ordres de travaux liés à la sûreté en suspens;
- les arriérés de travaux de maintenance tant préventive que corrective;
- le calendrier de maintenance préventive;
- les lacunes relatives aux documents d'exploitation;
- le niveau de dotation en personnel des centrales;
- les procédures relatives à la chimie;
- le taux de parachèvement des démonstrations d'exercice;
- les mesures correctives en suspens.

Selon ces indicateurs, même si la cote n'est pas aussi élevée que souhaitable dans certains cas, le PAR a eu une incidence favorable sur le rendement de la centrale de Point Lepreau. On a toutefois enregistré une augmentation du nombre d'événements à déclarer signalés, laquelle est attribuable :

- à une plus grande sensibilisation du personnel à l'importance de signaler sans délai les événements inhabituels et à une meilleure compréhension de la notion des événements à déclarer;
- aux modifications relatives à l'interprétation des exigences de signalisation;
- à l'amélioration du processus de détection initiale des événements devant être déclarés.

On a enregistré, au cours de la période de 1996 à 2000, une légère diminution du taux de fréquence des accidents, qui s'est accompagnée d'une chute marquée du taux de gravité des accidents. Le nombre d'ordres de travaux liés à la sûreté en suspens, d'arriérés de travaux de maintenance préventive et de lacunes relatives aux documents d'exploitation a constamment diminué pour descendre, de 80 en juin 1998, à moins de 20 en mars 2000. Les arriérés de travaux de maintenance tant préventive que corrective ont diminué de 50 % environ pendant cette même période de référence. On a également observé une baisse importante du nombre des événements devant être mesurés suivant l'INES. Enfin, Énergie NB a réitéré son engagement à remédier au manque de ressources avec lequel elle est aux prises depuis toujours.

Dans l'ensemble, le PAR n'aura réussi à améliorer qu'en partie le rendement de la centrale en matière de sûreté. Bien que la plupart des projets mis en œuvre aient permis de réaliser des progrès importants, toute évolution ultérieure passera par d'autres améliorations sur les plans de l'efficacité organisationnelle et de l'AQ. L'établissement et la mise en œuvre d'un programme d'AQ approprié constituent une condition essentielle à l'instauration d'un processus de planification d'entreprise efficace.

En mai 2000, Énergie NB a intégré le programme d'amélioration du rendement à son processus de planification d'entreprise. Elle entend miser sur ce processus pour assurer de façon efficace et intégrée la mise en œuvre et le suivi des projets d'amélioration. Elle prévoit supprimer graduellement le programme d'amélioration du rendement en tant que tel, pour plutôt se servir du plan d'entreprise afin d'assurer le contrôle intégré des projets d'amélioration ultérieurs.

6.6 Mesures correctives et programmes de surveillance visant à maintenir et à améliorer la sûreté dans les centrales nucléaires au Canada

L'annexe 6.3 fournit la liste des mesures correctives et des programmes d'amélioration de la sûreté qui ont été mis en œuvre dans diverses centrales à la suite d'évaluations de la sûreté. L'exécution de ces mesures ou programmes est soit déjà terminée, soit toujours en cours.

6.7 Position du Canada relativement à l'exploitation continue des centrales nucléaires

Bien que les centrales nucléaires au Canada aient enregistré une certaine réduction des marges de sûreté, ainsi qu'une détérioration des conditions matérielles, depuis qu'elles ont reçu leur premier permis d'exploitation, la qualité de la défense en profondeur reste acceptable et les exigences posées par la réglementation canadienne continuent d'être respectées, voire dépassées. Par ailleurs, on s'entend en général pour reconnaître que les programmes d'amélioration continue ont permis de parfaire la conception, le fonctionnement et la maintenance des réacteurs au Canada.

Le secteur nucléaire a pris l'engagement de mettre au point des plans et programmes en vue d'améliorer les normes d'exploitation en temps utile, et la CCSN suit de près l'exécution de ces plans afin de vérifier si :

- les engagements sont tenus;
- les améliorations souhaitées sont obtenues en deçà d'une période de temps raisonnable;
- les améliorations demeurent, par la suite, soutenues.

ARTICLE 7
Le régime législatif et réglementaire

7.1 Description générale du régime législatif et réglementaire canadien

Les lois constitutionnelles de 1867 et 1982 accordent au Parlement du Canada un pouvoir législatif sur les ouvrages déclarés à l'avantage général du Canada. Le Parlement du Canada s'est servi de ce pouvoir déclaratoire lorsque, dans la *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* (*LCEA*) de 1946, il a déclaré à l'avantage du Canada, et par conséquent assujettis au pouvoir législatif fédéral, les ouvrages et entreprises destinés :

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

La *LCEA* balisait l'approche adoptée en ce qui a trait à la réglementation de l'énergie et des matières nucléaires au Canada. Cette loi-cadre n'a pas changé au fil des ans, bien que les pratiques de réglementation aient évolué de pair avec le secteur 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. Néanmoins, le besoin de mettre en place un régime de réglementation plus moderne et plus efficace se faisait sentir. La *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (*LSRN*) a été adoptée par le Parlement en 1997 et est entrée en vigueur le 31 mai 2000.

Alors que la *LCEA* portait à la fois sur la réglementation et le développement du nucléaire, la *LSRN* dissocie les deux fonctions et établit un organisme de réglementation ayant son identité propre. La Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA) a été remplacée par la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN), marquant ainsi combien le rôle de cet organisme est distinct de celui d'Énergie atomique du Canada limitée.

L'article 9 de la *LSRN* énonce les pouvoirs et responsabilités de la CCSN, en précisant qu'elle a pour mission :

- 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 au paragraphe précédent.

La *LSRN* confère à la CCSN les pouvoirs :

- d'établir et d'appliquer des normes nationales dans les domaines de la santé, de la sûreté, de la sécurité et de la protection de l'environnement eu égard à l'énergie nucléaire;

- de préciser la façon de mettre en œuvre les politiques et obligations du Canada en ce qui concerne la non-prolifération des armes nucléaires.

En vertu des pouvoirs qui lui sont conférés par la *LSRN* et ses règlements d'application, la CCSN exerce un contrôle réglementaire sur :

- les centrales nucléaires et les réacteurs de recherche;
- les établissements de recherche et d'essais nucléaires;
- les mines d'uranium et les usines de concentration d'uranium;
- les raffineries d'uranium et les usines de conversion d'uranium;
- les installations de fabrication de combustible nucléaire;
- les usines d'eau lourde;
- les accélérateurs de particules;
- les installations de gestion des déchets radioactifs;
- les substances, articles et équipements réglementés;
- l'importation et l'exportation d'articles réglementés;
- les radio-isotopes.

À l'instar de la CCEA à laquelle elle a succédé, la CCSN réglemente les activités associées à l'énergie ou aux matières nucléaires au Canada, allant des centrales nucléaires et installations de recherche nucléaires jusqu'à l'équipement de diagnostic et de traitement du cancer, et en passant par l'exploitation des mines d'uranium et des installations de fabrication de combustible nucléaire, l'utilisation des sources radioactives aux fins de l'exploration pétrolière et l'emploi des radio-isotopes dans nombre de secteurs d'activité. 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.

La nouvelle Commission est formée d'au plus 7 membres – alors que l'ancienne n'en comptait que 5 –, ce qui lui permet de disposer d'un éventail de spécialisations plus large, tout en fournissant aux commissaires la possibilité de siéger aux formations qu'elle juge bon de créer. 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, elle a en outre toute la souplesse nécessaire pour tenir des audiences informelles. La *LSRN* établit un système formel d'examen et d'appel des décisions et ordonnances rendues par la Commission, ainsi que des décisions et ordres des fonctionnaires désignés et des inspecteurs.

La CCSN est responsable de secteurs associés à des applications de l'énergie nucléaire qui, autrement, relèveraient de la compétence des provinces, au nombre desquels, figurent :

- la santé et la sécurité au travail;
- la réglementation des chaudières et des appareils sous pression;
- la protection de l'environnement.

Selon la constitution canadienne, des lois provinciales peuvent également s'appliquer dans ces domaines si elles ne sont pas directement liées à l'énergie nucléaire et si elles ne contreviennent pas aux lois fédérales. Comme des lois tant fédérales que provinciales peuvent s'appliquer dans certains domaines réglementés, des accords de coopération ont été conclus entre les ministères et organismes fédéraux et provinciaux visés afin d'éliminer tout recoupement. Bien que ces accords aient permis de faire respecter les règlements s'appliquant au secteur nucléaire, il leur manquait des assises juridiques plus solides. La *LSRN* lie donc l'administration fédérale, les provinces et le secteur privé, et elle confère à la Commission et au gouverneur en conseil le pouvoir d'incorporer des lois provinciales par renvoi.

Outre ce qui précède, la *LSRN* :

- confère des pouvoirs précis aux inspecteurs et adapte ces pouvoirs aux pratiques législatives courantes;
- prévoit l'homologation de l'équipement réglementé ainsi que l'accréditation et la désaccréditation des travailleurs du secteur nucléaire;
- prévoit des sanctions plus fortes en cas de non-conformité et adapte ces sanctions aux pratiques législatives courantes;
- comporte des dispositions claires en matière d'appel;
- 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'exiger des garanties financières pour l'exploitation, le déclassement et la gestion des déchets radioactifs;
- autorise le recouvrement des coûts des mesures de réglementation auprès des titulaires de permis;
- autorise la Commission à :
  - prévoir des exigences de sécurité plus strictes pour les emplacements de réacteur;
  - prévoir des exigences plus strictes pour le transport des matières nucléaires;
  - assurer une meilleure protection pour les travailleurs du secteur nucléaire, les radiographes industriels et les transporteurs de matières nucléaires;
  - obliger les hôpitaux à fournir de l'information sur la radioprotection aux patients qui doivent subir un traitement de médecine nucléaire.

Le régime de réglementation de la CCSN s'étend également à certaines matières nucléaires et autres articles nucléaires dont il faut éviter la prolifération. Il permet de veiller à ce que les politiques nationales et les engagements internationaux du Canada visant la non-prolifération des armes et autres dispositifs nucléaires explosifs soient respectés. À cet égard, la CCSN prend part aux activités de l'Agence internationale de l'énergie atomique pour s'assurer que le Canada respecte les exigences de l'article III du *Traité sur la non-prolifération des armes nucléaires* (*TNP*), et veille au respect, en collaboration avec les pouvoirs publics d'autres pays, des engagements pris à l'égard d'accords bilatéraux de coopération nucléaire et d'autres accords multilatéraux de non-prolifération.

La CCSN exerce son mandat de réglementation des centrales et matières nucléaires grâce à un régime complet de délivrance de permis, lesquels sont assortis de conditions auxquelles les demandeurs de permis doivent se conformer. Ses activités de réglementation englobent également la mise en place de normes que doivent observer les titulaires de permis. Certaines de ces normes sont établies par la CCSN elle-même – les exigences relatives aux systèmes spéciaux de sûreté dans les centrales nucléaires, par exemple –, tandis que d'autres émanent des instances provinciales ou des associations nationales de normalisation.

Le régime de délivrance de permis de la CCSN est administré en collaboration avec les ministères et organismes fédéraux et provinciaux qui œuvrent, par exemple, dans les domaines de la santé, de l'environnement, des transports ou du travail. La CCSN tient compte des préoccupations et responsabilités de ces ministères et organismes avant de délivrer un permis, à la condition que les dispositions de la *LSRN* et de ses règlements soient respectées.

Lorsque le permis a été délivré, la CCSN procède à des inspections pour veiller à ce que les exigences établies soient en tout temps respectées. Si les inspections et les contrôles de conformité attestent du non-respect de certaines exigences ou d'une tendance qui pourrait mener au non-respect de telles exigences, la CCSN peut prendre diverses mesures, qui peuvent aller d'une simple recommandation visant la prise de mesures correctives jusqu'aux poursuites judiciaires. La section 9.3 fournit de plus amples renseignements sur le programme de conformité de la CCSN.

Les autres textes de loi visant la réglementation de l'utilisation de l'énergie nucléaire sont la *Loi sur la responsabilité nucléaire*, la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* et la *Loi sur l'énergie nucléaire*, qui ont été promulguées par le Parlement, et le projet de *Loi concernant la gestion à long terme des déchets de combustible nucléaire*, qui est toujours à l'étude. Ces textes sont décrits de façon plus détaillée dans les sections 7.2.2 à 7.2.5.

7.2 Résumé des lois, règlements et exigences régissant la sûreté dans les centrales nucléaires au Canada

La CCSN exerce ses activités à l'intérieur d'un cadre juridique bien défini, 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. Ensemble, ces lois et ces documents d'application de la réglementation forment le cadre à l'intérieur duquel s'exercent les activités de réglementation de la CCSN. Et la *LSRN*, telle que décrite précédemment, chapeaute, en quelque sorte, ce cadre réglementaire.

7.2.1 Règlements pris en vertu de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (*LSRN*)

Afin de faciliter la transition au nouveau régime de réglementation établi en vertu de la *LSRN*, le nombre de modifications d'envergure apportées dans les nouveaux règlements a été réduit au minimum. Sous le régime de la *LCEA*, les exigences techniques étaient énoncées dans le *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique*, dans le *Règlement sur l'emballage des matières radioactives destinées au transport* et dans le *Règlement sur les mines d'uranium et de thorium*. Sous le régime de la *LSRN*, elles sont énoncées dans 9 règlements qui, pour l'essentiel, reformulent les exigences réglementaires existantes en les mettant à jour et en les réorganisant. Comme nous le verrons plus loin, les nouveaux règlements intègrent certaines exigences qui formaient auparavant des conditions de délivrance du permis, auxquelles s'ajoutent des exigences réglementaires entièrement nouvelles.

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*.

Le *Règlement de 1996 sur les droits pour le recouvrement des coûts de la CCEA* est toujours en vigueur.

Les règlements continuent d'accorder aux titulaires de permis la souplesse dont ils ont besoin pour déterminer la meilleure façon de satisfaire aux exigences. Mis à part quelques exceptions comme l'emballage destiné au transport et les critères d'exemption de permis pour certains appareils, ces règlements ne précisent pas dans le détail les critères qui serviront à évaluer la demande de permis ou à juger de la conformité avec le règlement. Ils fournissent plutôt aux demandeurs de permis des critères généraux de rendement, tout en décrivant 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

deviendront une exigence réglementaire pour le titulaire de permis. Cette approche en matière de réglementation nucléaire est conforme aux pratiques qui ont eu cours jusqu'ici au Canada.

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 CCSN. Ces règles, qui posent les exigences auxquelles doit satisfaire le personnel de la CCSN, représentent en outre une sorte de document essentiel, auquel tant le grand public et les titulaires de permis que les membres du personnel et les commissaires de la CCSN sont tenus de se conformer lors de la tenue de telles audiences ou délibérations.

Les installations nucléaires ont été regroupées en deux catégories, les catégories I et II, afin de mieux refléter les risques associés aux diverses installations et de faire en sorte que les mêmes normes soient utilisées aux fins tant de la délivrance des permis que de la réglementation pour les installations comparables. Les installations nucléaires de catégorie I relèvent elles-mêmes de deux sous-catégories, à savoir la catégorie IA, qui regroupe les installations telles que les réacteurs, et la catégorie IB, qui regroupe les installations de production de radio-isotopes à des fins médicales et les installations de traitement de l'uranium. La catégorie II regroupe les installations et l'équipement qui présentent un risque moindre, tels les accélérateurs et les irradiateurs médicaux et industriels.

Exception faite du *Règlement sur les installations nucléaires et l'équipement réglementé de catégorie II* et du *Règlement sur les mines et les usines de concentration d'uranium*, tous les règlements visent l'exploitation des réacteurs nucléaires. Par ailleurs, le *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* et le *Règlement sur la radioprotection* s'appliquent en général à toutes les installations nucléaires.

La *LSRN* établit des règlements d'application plus stricts afin de mieux préserver la santé et la sécurité du public :

- des limites de dose de rayonnement moins élevées ont été adoptées d'après les recommandations de la Commission internationale de protection radiologique;
- le nouveau règlement sur l'emballage et le transport des matières nucléaires limitera les risques pour la santé et la sécurité des personnes et pour l'environnement;
- des exigences de sécurité plus strictes ont été établies pour les emplacements de réacteur.

Les nouveaux règlements d'application sont également plus transparents. À titre d'exemple, les dispositions de sécurité pour le transport de certaines matières nucléaires témoignent de la recherche d'un équilibre entre le droit du public à être informé du transport des matières nucléaires au Canada et le besoin d'assurer la sécurité matérielle des envois. La loi et ses règlements d'application accordent à la Commission la latitude nécessaire pour informer les personnes qui « doivent savoir », tout en permettant au Canada de respecter ses engagements internationaux en ce qui a trait à la sécurité de certaines matières nucléaires.

Selon les nouveaux règlements, le demandeur de permis doit fournir des renseignements sur les incidences éventuelles de ses activités sur l'environnement, et ces données doivent prendre en compte toutes les substances dangereuses, radioactives ou non. La Commission utilise ces renseignements, de concert avec d'autres organismes fédéraux et provinciaux de réglementation, pour établir les paramètres d'exploitation de l'installation nucléaire.

L'annexe 7.1 offre une brève description des règlements et des principaux ajouts qui y ont été faits.

7.2.2 *Loi sur la responsabilité nucléaire*

Aux termes de la *Loi sur la responsabilité nucléaire*, entrée en vigueur en octobre 1976, l'entière responsabilité de tout dommage nucléaire incombe à l'exploitant de l'installation nucléaire, qui doit être assuré à hauteur de 75 millions de dollars. Cette loi prévoit également la création d'une commission des réparations des dommages nucléaires, qui sera chargée de traiter les demandes d'indemnisation si l'administration fédérale estime qu'un tribunal spécial est nécessaire – par exemple, si les demandes sont susceptibles de dépasser les 75 millions de dollars. Elle reconnaît en outre au Canada le pouvoir de conclure des accords internationaux relatifs à la responsabilité nucléaire mais, à l'heure actuelle, le Canada n'a signé aucun accord de ce genre.

7.2.3 *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* (*LCEE*)

En 1984, l'administration fédérale a institué un processus d'évaluation environnementale visant les propositions où :

- un organisme fédéral est à l'origine de la proposition;
- les incidences environnementales toucheront un secteur de compétence fédérale;
- des engagements financiers du gouvernement fédéral sont en jeu;
- la proposition exige l'aménagement de terres administrées par le gouvernement fédéral.

Les organismes de réglementation fédéraux comme la CCSN étaient tenus d'observer ce processus.

En 1995, ce processus a été remplacé par la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* (*LCEE*) – L. C. 1992, chapitre 37, modifiée –, qui définit les responsabilités et les procédures d'évaluation environnementale des projets à participation fédérale. La *LCEE* s'applique aux projets pour lesquels le pouvoir de décision revient à l'administration fédérale à titre de promoteur, d'administrateur foncier, de source de financement ou d'organisme de réglementation.

La majorité des projets fédéraux nécessitant une évaluation environnementale feront l'objet d'un examen préalable. Il convient de noter que, dans les cas où une étude approfondie doit être effectuée aux termes de la *LCEE*, le processus différera légèrement, puisque l'Agence canadienne d'évaluation environnementale procédera alors à un autre examen public de l'évaluation et qu'il incombera au ministre fédéral de l'Environnement – plutôt qu'à l'autorité responsable – de prendre la décision en fonction des résultats de l'évaluation. Ce ministre pourra en outre nommer une commission d'évaluation environnementale ou un médiateur s'il juge une telle mesure appropriée.

S'il lui incombe de déterminer tout aussi bien la portée de l'évaluation que l'ampleur des facteurs à considérer, l'autorité responsable doit également voir directement à la gestion du processus d'évaluation, veiller à ce que le rapport de l'évaluation soit préparé et prendre les décisions qui s'imposent aux termes de la *LCEE*. La CCSN est l'autorité responsable des projets qu'elle réglemente.

Concrètement parlant, l'autorité responsable peut déléguer au promoteur du projet les responsabilités d'effectuer l'évaluation environnementale, de préparer le rapport et de formuler et mettre en œuvre des mesures d'atténuation et un programme de suivi. Néanmoins, seule l'autorité responsable reste directement chargée de veiller à ce que l'évaluation environnementale soit menée conformément à la *LCEE* et de décider des mesures à prendre après l'achèvement de cette étape.

La *LCEE* exige que le promoteur effectue, tôt lors de la préparation du projet, une évaluation intégrée des incidences environnementales éventuelles à tous les stades d'attribution du permis, avant qu'une décision irrévocable ne soit prise.

7.2.4 *Loi sur l'énergie nucléaire*

La *Loi sur l'énergie nucléaire*, qui est entrée en vigueur en mai 2000 en même temps que la *LSRN*, regroupe les articles de la *LCEA* ayant trait au développement et à l'utilisation de l'énergie nucléaire. Les dispositions de cette loi s'appliquent à EACL en tant que société commerciale, telle que définie à l'article 2 de cette même loi.

7.2.5 *Loi concernant la gestion à long terme des déchets de combustible nucléaire*

En avril 2001, le gouvernement du Canada a déposé un projet de loi sur les déchets de combustible nucléaire qui lui permettrait de veiller à ce que les propriétaires de tels déchets assument pleinement leurs responsabilités financières et mènent leurs activités de gestion des déchets de façon exhaustive et intégrée, efficiente sur le plan économique.

La nouvelle loi, la *Loi concernant la gestion à long terme des déchets de combustible nucléaire*, exigerait des entreprises de services publics du secteur nucléaire qu'elles mettent sur pied un organisme qui, chargé de la gestion de tels déchets et formant une entité juridique distincte, serait tenu de rendre compte de ses activités au gouvernement fédéral à intervalles réguliers. Cet organisme ferait des recommandations au gouvernement sur la gestion à long terme des déchets de combustible nucléaire. Le projet de loi stipule que les entreprises de services publics visées devraient créer un fonds en fiducie indépendant pour financer les activités de gestion à long terme des déchets de combustible nucléaire et prévoit, aux fins de la surveillance gouvernementale, un cadre d'examen et d'approbation qui permettrait de faire en sorte que les contribuables canadiens n'aient pas à assumer la responsabilité de la gestion à long terme des déchets de combustible nucléaire.

Cette loi découle de la suite que le gouvernement du Canada a donnée, en décembre 1998, aux recommandations de la Commission d'évaluation environnementale chargée de l'examen du concept de gestion et de stockage des déchets de combustible nucléaire – la commission Seaborn. En mars 1998, cette commission avait formulé des recommandations sur le stockage et les mesures à adopter pour assurer la gestion à long terme des déchets de combustible nucléaire au Canada.

7.2.6 Documents d'application de la réglementation

Outre les divers règlements exécutoires établis conformément à la *LSRN*, la CCSN publie des documents sur des questions relevant de son mandat de réglementation. Ces documents regroupent notamment des politiques, normes et guides d'application de la réglementation traitant de divers sujets, ou encore ils fournissent aux titulaires de permis des orientations qui les aideront à se conformer aux exigences réglementaires. Les documents d'application de la réglementation n'ont pas force exécutoire, mais ils peuvent être incorporés aux exigences réglementaires visant les centrales nucléaires sous la forme de conditions exécutoires de la délivrance du permis. Dans la plupart des cas toutefois, les demandeurs de permis s'en servent pour préparer leurs propres documents sur la conception ou l'exploitation des centrales, qui seront intégrés aux conditions exécutoires de la délivrance du permis.

Les documents d'application de la réglementation de la CCSN relèvent des cinq grandes classes suivantes :

- les politiques d'application de la réglementation : des documents qui décrivent la doctrine, les principes et les facteurs fondamentaux utilisés par la CCSN dans son programme d'application de la réglementation;
- les normes d'application de la réglementation : des document qui peuvent servir à une évaluation de conformité et qui décrivent les règles, les caractéristiques ou les pratiques que la CCSN juge conformes aux exigences réglementaires;

- les guides d'application de la réglementation : des documents qui servent de guides ou qui décrivent des caractéristiques ou des pratiques que la CCSN recommande et qui, d'après elle, permettent de respecter les exigences réglementaires ou d'améliorer l'efficacité administrative;
- les avis d'application de la réglementation : des documents qui, contenant des conseils et renseignements propres à un cas donné, servent à alerter les titulaires de permis et d'autres personnes à propos d'importantes questions de santé, de sûreté ou de conformité auxquelles il faut donner suite en temps utile;
- les procédures d'application de la réglementation : des documents qui décrivent les processus auxquels la CCSN a recours pour administrer les exigences réglementaires dont elle est responsable.

TABLEAU 7.1 Documents d'application de la réglementation et documents de consultation de la CCSN

Politiques d'application de la réglementation	
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)
Normes d'application de la réglementation	
S-106	*Normes techniques et d'assurance de la qualité des services de dosimétrie au Canada* (1998)
Guides d'application de la réglementation	
G-129	*Lignes directrices pour satisfaire à l'exigence de maintenir les expositions au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre* (1997)
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-228	*Élaboration et utilisation des seuils d'intervention* (2001)
Autres documents d'application de la réglementation	
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 cœur des centrales nucléaires CANDU* (1991)
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-91	*Contrôle et enregistrement des doses individuelles* (1990)
R-99	*Centrales nucléaires en exploitation : Rapports à soumettre à la CCEA* (1995)
R-100	*Détermination de la dose effective due à l'incorporation d'eau tritiée* (1987)
R-105	*Détermination des doses de rayonnement dues à l'incorporation de tritium à l'état gazeux* (1988)
R-117	*Normes d'étalonnage des gammamètres* (1995)

TABLEAU 7.1 Suite et fin

Documents de consultation	
C-6	*Analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU*
C-006	*Analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU* (Rév. 1)
C-091	*Contrôle et enregistrement des doses de rayonnement aux personnes* (Rév. 1; mise à jour du document R-91)
C-98	*Fiabilité des systèmes importants pour la sûreté des installations de réacteur nucléaire* (Rév. 1)
C-099	*Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires* (Rév. 1; mise à jour du document R-99)
C-118	*Rapport entre les limites de doses du public et les niveaux de rejets établis des installations nucléaires*
C-138	*Logiciels de systèmes de protection et de contrôle*
C-144	*Critères d'acceptation des paramètres de déclenchement aux fins de l'analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU*
C-200	*Formation en radioprotection à l'intention des travailleurs des secteurs des radio-isotopes, des accélérateurs médicaux et du transport*
C-204	*Accréditation des personnes qui travaillent dans des centrales nucléaires*
C-205	*Contrôle de l'accès aux zones protégées et aux zones intérieures des installations nucléaires*
C-208	*Sécurité de transport des matières nucléaires de catégorie I, II et III*
C-225	*Planification d'urgence dans les installations nucléaires de catégorie I et dans les mines et usines de concentration d'uranium*
C-229	*Accréditation des opérateurs d'appareils d'exposition*
C-273	*Prise, révision et destination des ordres aux termes de la* Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires
C-274	*Préparation du rapport de sécurité devant accompagner la demande de permis*
C-276	*Plan de programme d'ingénierie des facteurs humains*
C-278	*Plan de vérification et de validation des facteurs humains*

Tous les documents d'application de la réglementation sont élaborés dans le cadre d'un processus de consultation. D'abord publiés sous le nom de « documents de consultation (C-XXX) », ils forment alors un projet de document au sujet duquel le public est invité à soumettre ses observations. Dans chaque cas, à la fin de la période de consultation, le personnel de la CCSN examine toutes les observations ainsi reçues, de sorte que, par la suite, le document pourra être soit révisé, soit publié de nouveau pour obtenir d'autres observations, soit retiré, soit officiellement adopté à titre de document d'application de la réglementation de la CCSN. Le tableau 7.1 fournit la liste des principaux documents d'application de la réglementation.

Les documents d'application de la réglementation R-7, R-8, R-9 et R-10 renferment les principales normes que les titulaires de permis doivent respecter, suivant la CCSN, eu égard aux systèmes spéciaux de sûreté, c'est-à-dire les systèmes d'arrêt d'urgence (SAU) n^{os} 1 et 2, le système de refroidissement d'urgence du cœur et l'enceinte de confinement.

Le document d'application de la réglementation 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*, renferme les normes relatives à la protection contre les surpressions du circuit caloporteur

primaire des réacteurs CANDU munis de deux systèmes d'arrêt. Il reconnaît que l'efficacité de la protection contre les surpressions dépend du fonctionnement des deux systèmes d'arrêt ainsi que des soupapes de décharge du circuit.

Le document d'application de la réglementation R-99 (janvier 1995), *Centrales nucléaires en exploitation : Rapports à soumettre à la CCEA*, présente les règles générales relatives à la préparation des rapports auxquelles doivent se soumettre les exploitants des centrales nucléaires. Les permis d'exploitation font allusion à ce document, qui contient une série de règles que doivent, au minimum, respecter tous les titulaires de permis d'exploitation de réacteur nucléaire. Dans certaines circonstances, il peut arriver que d'autres exigences soient imposées au titulaire de permis à cet égard, et qu'elles soient incorporées aux conditions de la délivrance du permis.

Les documents de consultation *Analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU* C-6 (juin 1980) et C-006 (Rév. 1, septembre 1999) font état des critères qui s'appliquent aux analyses de sûreté des centrales nucléaires CANDU. De plus amples renseignements sur ces documents figurent à l'article 6. Par ailleurs, l'annexe 7.2 contient de courtes descriptions du contenu des autres documents énumérés dans le tableau 7.1.

7.3 Description du régime de délivrance de permis pour les centrales nucléaires au Canada

Le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* prévoit trois étapes distinctes dans le processus de délivrance de permis pour les centrales nucléaires :

- la délivrance d'un permis de préparation de l'emplacement;
- la délivrance d'un permis de construction;
- la délivrance d'un permis d'exploitation.

Le *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, le *Règlement sur la sécurité nucléaire*, le *Règlement sur la radioprotection* et le *Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement* énoncent également des exigences qui doivent être satisfaites.

Le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* exige dorénavant qu'un permis de déclassement et qu'un permis d'abandon soit délivré pour les installations nucléaires de catégorie I. Les exigences relatives à une demande de permis pour l'abandon de substances nucléaires, d'installations nucléaires, d'équipement réglementé ou de renseignements réglementés sont énoncées dans le *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires*.

Toute demande de permis visant la préparation de l'emplacement, la construction, l'exploitation ou le déclassement d'une installation nucléaire de catégorie I doit faire état, au-delà des renseignements exigés à l'article 3 du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, des éléments d'information suivants :

- une description de l'emplacement de l'activité visée par le permis, y compris la localisation de toute zone d'exclusion et de tout ouvrage s'y trouvant;
- des plans montrant l'emplacement, le périmètre, les aires libres et les ouvrages et systèmes de l'installation nucléaire;
- la preuve que le demandeur est le propriétaire de l'emplacement ou qu'il est mandaté par celui-ci pour exercer l'activité visée par le permis;
- le programme d'assurance de la qualité (AQ) proposé pour l'activité visée par le permis;
- le nom, la forme et les caractéristiques des substances dangereuses qui pourraient se trouver sur l'emplacement pendant le déroulement de l'activité visée par le permis, ainsi que leur quantité;
- les politiques et procédures proposées en matière de santé et sécurité;

- les politiques et procédures proposées en matière de protection de l'environnement;
- les programmes proposés pour la surveillance de l'environnement et des effluents;
- lorsque la demande vise une installation nucléaire mentionnée à l'alinéa 2*b*) du *Règlement sur la sécurité nucléaire*, les renseignements exigés à l'article 3 de ce même règlement;
- le programme proposé pour informer les personnes qui résident à proximité de l'emplacement de la nature et des caractéristiques générales des incidences prévues de l'activité visée par le permis sur l'environnement ainsi que sur la santé et la sécurité des personnes;
- le plan proposé pour le déclassement de l'installation nucléaire ou de l'emplacement.

Le régime de délivrance de permis de la CCSN est administré en collaboration avec les ministères et organismes fédéraux et provinciaux qui œuvrent, par exemple, dans les domaines de la santé, de l'environnement, des transports ou du travail. Les activités de réglementation de la CCSN englobent en outre l'élaboration, à l'intention des titulaires de permis, de normes et lignes directrices établies tantôt à l'intérieur de la CCSN elle-même, tantôt au sein des instances provinciales ou des associations nationales de normalisation, et auxquelles sont parfois rattachées des conditions de délivrance du permis particulières.

Pour toutes les centrales nucléaires, ce sont les sept membres de la Commission qui décident de délivrer ou non le permis, ou encore de l'assortir de certaines conditions. Néanmoins, avant qu'elle ne décide de délivrer ou de renouveler un permis d'exploitation, la Commission doit habituellement tenir une audience qui, s'échelonnant sur deux journées, permettra au public de donner son avis. La demande fait l'objet d'un examen initial lors du premier jour de l'audience, tandis que la décision est rendue le deuxième jour. Au moment de prendre sa décision, la Commission tient compte du contenu de la demande, des recommandations du personnel de la CCSN et de tout mémoire ou exposé présenté par le public.

Les différentes étapes du processus de délivrance de permis sont l'acceptation de l'emplacement, l'autorisation de construire, la mise en service des réacteurs nucléaires de puissance et la délivrance du permis d'exploitation. Les étapes relatives à l'acceptation de l'emplacement, à l'autorisation de construire et à la mise en service des réacteurs nucléaires de puissance sont décrites dans l'annexe 7.3.

7.3.1 Permis d'exploitation

Avant de délivrer un permis d'exploitation, la CCSN doit avoir l'assurance que la construction de la centrale est conforme aux caractéristiques de conception soumises et approuvées, et que les plans d'exploitation sont satisfaisants. Au nombre des exigences, figurent :

- une description des ouvrages de l'installation nucléaire, ainsi que de leur conception et de leurs conditions nominales d'exploitation;
- une description des systèmes et de l'équipement de l'installation nucléaire, ainsi que de leur conception et de leurs conditions nominales d'exploitation;
- un rapport final d'analyse de sûreté démontrant que la conception de l'installation nucléaire est appropriée;
- une description des mesures, politiques, méthodes et procédures proposées pour l'exploitation et la maintenance de l'installation nucléaire;
- une description des procédures proposées pour la manipulation, le stockage, le chargement et le transport des substances dangereuses, radioactives ou non;
- une description des mesures proposées pour mieux faire en sorte que le Canada puisse se conformer aux dispositions de tout accord relatif aux garanties pertinent;
- une description du programme de mise en service proposé pour les systèmes et l'équipement de l'installation nucléaire;
- une description des incidences éventuelles sur l'environnement, ainsi que sur la santé et la sécurité des personnes, de l'exploitation et du déclassement de l'installation nucléaire, de même que des mesures qui seront prises pour éviter ou atténuer de telles incidences;

- la localisation proposée des points de rejet, accompagnée d'une description des quantités et concentrations maximales proposées, ainsi que du volume et du débit d'écoulement prévus de rejets de substances dangereuses, radioactives ou non, dans l'environnement, y compris leurs caractéristiques physiques, chimiques et radiologiques;
- une description des mesures proposées pour limiter les rejets de substances dangereuses, radioactives ou non, dans l'environnement;

TABLEAU 7.2 Liste partielle des conditions préalables de délivrance d'un permis d'exploiration

Objet	Conditions préalables
Analyse de sûreté	• Rapport final sur la sûreté • Documents d'analyse de sûreté • Étude probabiliste de sûreté / études matricielles de la sûreté • Analyse de fiabilité des systèmes spéciaux de sûreté • Utilisation de programmes informatiques pour l'analyse de sûreté
Travaux de recherches liés à la sûreté	• Résultats et rapports de recherche
Conception	• Manuels et guides de conception
Exploitation	• Manuels et méthodes de formation des opérateurs • Ligne de conduite pour l'exploitation • Manuels d'exploitation et schémas d'exploitation des systèmes • Manuels d'intervention en cas d'incident anormal • Programme de mise à l'essai des systèmes de sûreté • Programme de mise en service
Assurance de la qualité (AQ)	• Programme d'AQ de la mise en service et de l'exploitation de la centrale • Programme intégré d'AQ
Composants sous pression	• Liste de classification des composants et systèmes • Rapport sur la protection contre les surpressions • Programme d'inspections de référence et en service
Radioprotection	• *Règlement sur la radioproteciton* • Procédures en matière de radioprotection • Limites de rejets de substances radioactives • Programme de surveillance de l'environnement
Mesures d'urgence	• Mesures d'urgence sur le site • Plan provincial d'intervention d'urgence
Sécurité matérielle et garanties	• Plans et procédures de sécurité de la centrale • Plan d'application des garanties • Équipement de la centrale
Déclassement et gestion des déchets	• Procédures de gestion et d'évacuation des déchets et des substances dangereuses • Plan de déclassement préliminaire
Assurance de responsabilité civile nucléaire	• Certificat d'assurance exigé aux termes de la *Loi sur la responsabilité nucléaire*

- une description des mesures proposées pour éviter ou atténuer les incidences éventuelles des rejets accidentels de substances dangereuses, radioactives ou non, sur l'environnement, ainsi que sur la santé et la sécurité des personnes et sur le maintien de la sécurité, y compris les mesures suivantes :
  - aider les autorités de l'extérieur à planifier leur intervention en vue de limiter les incidences d'un rejet accidentel;
  - aviser les autorités de l'extérieur d'un rejet accidentel ou de l'imminence d'un tel rejet;
  - tenir les autorités de l'extérieur informées pendant et après un rejet accidentel;
  - aider les autorités de l'extérieur à remédier aux incidences d'un rejet accidentel;
  - éprouver la mise en application des mesures proposées pour éviter ou atténuer les incidences éventuelles des rejets accidentels;
- une description des mesures proposées pour empêcher tout acte ou toute tentative de sabotage à l'installation nucléaire;
- une description des responsabilités, des exigences de qualification, des mesures de requalification et des programmes de formation proposés pour les travailleurs;
- une description des résultats obtenus par suite de la mise en œuvre du programme de recrutement, de formation et de qualification des travailleurs liés à l'exploitation et à la maintenance de l'installation nucléaire.

Le tableau 7.2 fournit une liste partielle des conditions de délivrance d'un permis d'exploitation auxquelles le demandeur doit satisfaire au préalable.

Un permis provisoire est délivré pour permettre à la centrale successivement de démarrer, de fonctionner à faible puissance, puis d'être exploitée, sous réserve de l'approbation de la CCSN, à sa puissance nominale. Si tout se passe bien, un permis d'exploitation en bonne et due forme peut alors être délivré, en général pour une période de deux ans. Les conditions de délivrance du permis obligent notamment le titulaire à informer rapidement la CCSN, conformément aux exigences du document d'application de la réglementation R-99, de tout incident ou de toute situation qui pourrait compromettre la sûreté de la centrale. La Commission a en outre le pouvoir, en tout temps, d'imposer toute autre condition pertinente. En guise de modèle de permis d'exploitation de réacteur nucléaire de puissance, l'annexe 7.5 du présent rapport fournit le permis de la centrale de Gentilly-2 dans la version française et le permis de Pickering-B dans la version anglaise.

7.4 Description du régime d'inspection et d'évaluation utilisé pour juger de la conformité des centrales nucléaires avec les règlements et permis pertinents

La doctrine générale du Canada en matière de réglementation des réacteurs nucléaires de puissance consiste à faire en sorte que le titulaire de permis demeure au premier chef responsable de la sûreté de l'exploitation et que la CCSN exerce une fonction de surveillance à cet égard. Cette approche tient au fait que les titulaires de permis sont systématiquement appelés, dans le cadre de l'exploitation quotidienne des réacteurs, à prendre des décisions liées à la sûreté. Ils doivent en outre mettre en place un ensemble de programmes et de processus visant à assurer une protection appropriée de l'environnement ainsi que de la santé et de la sécurité des travailleurs et des membres du public (l'annexe 7.4 fournit une liste représentative de ces programmes).

Le paragraphe 24(4) de la *LSRN* stipule ainsi 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. »

Ces dispositions établissent qu'il incombe à la CCSN de confirmer que le demandeur est compétent pour exercer les activités visées par le permis et que les programmes en place prévoient les mesures appropriées 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 rendement du titulaire de permis en matière de sûreté est évalué principalement au moyen des trois mécanismes suivants :

- les activités de vérification de la conformité;
- les indicateurs de rendement en matière de sûreté;
- l'analyse des événements significatifs du point de vue de la sûreté survenus dans les centrales nucléaires.

La collecte de ces renseignements fait partie intégrante du processus de renouvellement du permis d'exploitation (voir la section 7.4.1).

L'approche adoptée eu égard à la délivrance de permis consiste à planifier et à mettre en œuvre une évaluation équilibrée des programmes et activités du demandeur, et à accorder la priorité dans le cours de cette démarche à certains domaines particuliers, qui seront analysés en se fondant sur les antécédents de rendement, sur le degré de risque et sur un jugement autorisé. L'évaluation vise à fournir à la Commission des données exhaustives sur le demandeur et sur l'installation visée, à lui formuler une recommandation quant à la décision à prendre eu égard à la délivrance du permis et à lui fournir des orientations quant aux activités de réglementation permanentes à mettre en place.

Des plans de délivrance de permis ont été élaborés pour tous les réacteurs nucléaires de puissance de chacune des centrales. Ces plans sont conçus pour englober toutes les activités de réglementation associées à chaque centrale nucléaire et pour favoriser la coordination, le contrôle et l'intégration des activités liées à la surveillance de la sûreté à la centrale. Chaque plan est établi en fonction des éléments retenus aux fins du processus de renouvellement du permis. Les évaluations effectuées dans le cadre de la mise en œuvre du plan servent ensuite aux fins de l'évaluation de la demande de renouvellement de permis. Afin de permettre une évaluation exhaustive, l'élaboration de ces plans tient compte des résultats des évaluations réalisées au cours de la dernière période d'autorisation du permis, tout en mettant l'accent sur les domaines préoccupants relevés au cours des périodes d'autorisation antérieures.

Les activités de vérification de la conformité sont regroupées dans les catégories suivantes : rondes (inspections des salles), inspections des systèmes, évaluations des pratiques d'exploitation et audits ou évaluations. Ces diverses activités, qui sont effectuées par du personnel de la CCSN en poste dans la centrale nucléaire ou de l'administration centrale, font l'objet d'un autre examen dans le cadre du programme de conformité de la CCSN (la section 9.3 fournit de plus amples renseignements sur ce programme). Les activités de vérification de la conformité actuellement définies dans les procédures de gestion des activités de réglementation de la CCSN sont indiquées au tableau 7.3.

Les rondes ont pour but d'obtenir une vue d'ensemble de l'état de la centrale dans chacun des domaines examinés, en notant toute défaillance ou anomalie évidente. Elles sont effectuées à l'aide de listes de vérification qui permettent à l'inspecteur de noter ses observations et ses recommandations de suivi. Datées et signées, ces listes sont ensuite versées aux dossiers de la centrale.

Les évaluations des pratiques d'exploitation sont en général effectuées en s'inspirant des guides d'inspection préparés à l'avance aux fins de telles évaluations. Leurs résultats sont normalement consignés dans un rapport de la CCSN, qui est par la suite acheminé au titulaire de permis pour lui permettre, le cas échéant, de prendre les mesures de suivi recommandées; il est ensuite versé aux dossiers de la CCSN.

Les audits sont toujours planifiés dans les moindres détails, les critères d'approbation étant énoncés à l'avance. Les membres du personnel chargés de procéder à ces audits sont choisis en fonction du domaine à évaluer. Les équipes sont formées soit de spécialistes de l'administration centrale, soit d'inspecteurs en poste dans la centrale, ou encore de personnel provenant de l'une et l'autre de ces catégories. Le titulaire de permis est prévenu de l'audit qui sera effectué, ainsi que du domaine visé. Des rencontres sont prévues au début et à la fin de l'audit, auxquelles s'ajoutent des séances quotidiennes d'information permettant de faire part des résultats provisoires de l'audit. Les résultats sont consignés dans un rapport de la CCSN destiné au titulaire de permis; les mesures de suivi recommandées, assorties de dates cibles, sont notées.

Les inspections des systèmes sont normalement effectuées par les inspecteurs de la CCSN en poste dans la centrale à l'aide de listes de vérification préétablies. De façon générale, les résultats sont officiellement transmis au titulaire de permis dans une lettre qui, le cas échéant, fait état des mesures de suivi recommandées, assorties de dates cibles.

L'analyse des événements significatifs du point de vue de la sûreté survenus dans les centrales nucléaires constitue le troisième volet du programme d'évaluation du rendement des centrales en matière de sûreté. Ce genre d'analyse, qui n'a pas pour objet de reprendre les examens effectués par les titulaires de permis, vise plutôt à assurer que les processus appropriés sont en place pour permettre la prise des mesures correctives nécessaires et pour assurer la prise en compte, dans le cadre de l'exploitation quotidienne, des leçons tirées des événements passés. Seuls les événements les plus significatifs font l'objet d'un examen approfondi de la part du personnel de la CCSN.

TABLEAU 7.3 Activités de vérification de la conformité – procédures de gestion des activités de réglementation de la CCSN

Évaluations des pratiques d'exploitation
- Manutention du combustible nucléaire
- Gestion des déchets
- Maintenance
- Démarrage
- Fonctionnement normal
- Sûreté des systèmes d'arrêt
- Sources froides
- Gestion des arrêts
- Surveillance des effluents

Évaluations
- Sécurité
- Radioprotection
- Culture axée sur la sûreté
- Chimie
- Planification des mesures d'urgence
- Combustible nucléaire et physique

Audits
- Enveloppe de pression
- Substances réglementées
- Contrôle des modifications
- Assurance de la qualité

Rondes
- Salle de commande
- Bâtiment du réacteur
- Bâtiment de la turbine
- Salle des accumulateurs
- Salle des équipements de commande

Inspections des systèmes
- Enceinte de confinement
- Injection du réfrigérant dans le cœur du réacteur
- Système d'arrêt d'urgence n° 1
- Système d'arrêt d'urgence n° 2
- Systèmes de soutien à la sûreté
- Systèmes liés à la sûreté
- Systèmes d'alimentation électrique

Observations
- Maintenance du logiciel
- Fonctions de réduction de puissance rapide ou lente
- Mise à l'essai de la turbine
- Exercices d'intervention d'urgence

Entrevues
- Combustible nucléaire et physique

7.4.1 Renouvellement de permis

Tel que mentionné précédemment, l'un des aspects clés du processus de délivrance ou de renouvellement d'un permis consiste à confirmer que le demandeur est compétent pour exercer les activités visées par le permis et que les programmes en place prévoient les mesures appropriées 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. L'annexe 7.4 fournit la liste des descriptions de programmes que le titulaire de permis doit fournir à l'appui de sa demande de renouvellement de permis d'exploitation.

Le titulaire de permis doit présenter une demande de renouvellement qui satisfait aux exigences énoncées pour la délivrance d'un permis d'exploitation (voir la section 7.3.1).

Dans le cadre du processus de renouvellement du permis, le personnel de la CCSN produit un Document aux commissaires dans lequel il met l'accent sur le rendement du titulaire du permis et de la centrale. Un format de document normalisé est utilisé dans le cadre du processus de renouvellement de permis. Le processus d'examen de la CCSN vise avant tout à obtenir l'assurance que les risques pour la santé et la sécurité des membres du public et des travailleurs, ainsi que pour l'environnement, ne dépassent pas le cadre des critères du permis initial. Ce processus d'examen, qui porte sur tous les aspects des exigences réglementaires de la CCSN, est conçu en fonction du cycle de renouvellement du permis. Le personnel de la CCSN, en poste dans les centrales nucléaires ou à l'administration centrale, surveille continuellement l'exploitation des réacteurs et les mesures prises par le titulaire de permis pour se conformer aux exigences relatives à la sûreté et aux conditions rattachées à son permis.

Dans ce contexte, la sûreté de l'exploitation des centrales nucléaires est examinée en fonction :

- des exigences établies par les règlements pris en vertu de la *LSRN*;
- des documents d'application de la réglementation pertinents;
- des codes et normes en vigueur dans le secteur;
- du permis d'exploitation de l'installation;
- des politiques et procédures pertinentes de la centrale.

Le processus d'examen porte sur les aspects suivants de la gestion et de l'exploitation de la centrale :

- le rendement de l'exploitation :
  - l'examen de l'exploitation de la centrale;
  - la conduite des opérations;
  - la surveillance technique;
  - le nombre d'événements à déclarer signalés;
  - la gestion des points à régler;
  - le processus d'approbation;
  - la gestion des arrêts;
  - la santé et la sécurité non radiologiques;
- l'analyse de sûreté :
  - la gestion des questions d'ordre général relatives à la sûreté;
- l'aptitude au service de l'équipement :
  - la justesse de la conception;
  - la maintenance;
  - les inspections périodiques et les inspections en service;
  - la fiabilité;
  - la qualification environnementale;
  - l'assurance relative à la vie utile de la centrale nucléaire;

  - la protection contre les incendies;
  - le contrôle de la chimie;
- l'assurance du rendement :
  - l'AQ;
  - les facteurs humains;
  - la gestion et l'organisation;
  - les mesures correctives et la rétroaction fondée sur l'expérience d'exploitation;
  - la gestion de la configuration;
  - la non-prolifération et garanties;
- la formation, l'examen et l'accréditation des travailleurs :
  - la formation;
  - l'examen et l'accréditation;
- la planification des mesures d'urgence;
- la performance environnementale :
  - l'examen des rejets imprévus;
- la radioprotection;
- la sécurité nucléaire;
- les garanties.

7.4.2 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. Ces indicateurs, qui servent à établir les seuils opérationnels de sûreté acceptables, sont conçus pour permettre de suivre les vecteurs qui jouent un rôle important du point de vue de la sûreté et de comparer le rendement des centrales entre elles. Ils servent ainsi à évaluer et à décrire sommairement le rendement des titulaires de permis en matière de sûreté et à en faire rapport. Ils sont utilisés dans le cadre du processus de renouvellement de permis, des examens annuels du rendement des centrales et des rapports annuels sur le rendement du secteur.

Ces indicateurs, qui sont énumérés ci-dessous, portent sur les 5 domaines suivants : l'exploitation, la maintenance, la sécurité du grand public, la sécurité des travailleurs et la conformité. L'établissement de rapports sur ces indicateurs constitue une des conditions rattachées à tous les permis d'exploitation de réacteur nucléaire, conformément aux exigences du document d'application de la réglementation R-99 (janvier 1995), *Centrales nucléaires en exploitation : Rapports à soumettre à la CCEA.*

Les indicateurs de rendement en matière de sûreté seront utilisés de concert avec d'autres données recueillies par la CCSN. Le processus global d'évaluation de la sûreté comprend les 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. La liste des indicateurs de rendement élaborés par la CCSN s'établit de la façon suivante :

- le taux de gravité des accidents;
- l'indice chimique;
- l'indice de conformité chimique;
- les indices de contrôle des modifications;
- le coefficient d'exécution des exercices d'intervention d'urgence;
- le coefficient de fiches de rappel visant de l'équipement d'intervention d'urgence;
- le nombre de cas de non-conformité de l'équipe de quart minimum;
- l'indice de non-conformité;
- le nombre de cas de dégradation des enveloppes de pression;
- le coefficient d'exécution de l'entretien préventif;
- le nombre de cas de non-conformité avec des procédures particulières de radioprotection;

- l'indice d'événements liés au rayonnement;
- l'indisponibilité des systèmes importants pour la sûreté;
- la dose au corps entier à la centrale;
- le nombre de tests obligatoires manqués visant les systèmes de sûreté;
- le nombre de transitoires de puissance du réacteur imprévus;
- le coefficient de pertes de capacité imprévues.

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 l'uniformité 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.

Ces indicateurs 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 d'avance des problèmes éventuels et de prendre des mesures 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.

La CCSN prépare en outre un rapport annuel qui porte sur l'ensemble des réacteurs nucléaires de puissance, dans lequel sont intégrés tous les renseignements recueillis dans le cadre des évaluations visant la sûreté de l'exploitation des centrales nucléaires au Canada et de celles qui sont fondées sur les indicateurs de rendement de chaque centrale. Dans la mesure du possible, le rapport tente d'établir des comparaisons, de dégager les tendances et de mettre en lumière les questions importantes qui intéressent l'ensemble du secteur. Il traite des points évalués dans le cadre du processus de renouvellement des permis, et il utilise les indicateurs de rendement de la CCSN pour établir des comparaisons entre les centrales.

Les rapports de 1998, 1999 et 2000 indiquent qu'il reste encore beaucoup à faire dans les domaines de l'AQ, de la réduction des arriérés de travaux de maintenance, de la formation permanente du personnel et de la gestion de la configuration. Par ailleurs, ils démontrent que le secteur a su maintenir un rendement satisfaisant dans les domaines de l'exploitation quotidienne des centrales, de la surveillance technique, de la gestion des arrêts, de la santé et la sécurité non radiologiques, du contrôle de la chimie, de la protection de l'environnement et de la radioprotection.

7.5 Description du processus de mise en application des règlements et des conditions rattachées au permis

La CCSN dispose d'une série de moyens d'intervention en cas de non-respect des exigences :

- la recommandation de mesures au titulaire de permis;
- l'émission d'un avis de mesures à prendre;
- l'émission d'une directive;
- l'émission d'un ordre ou d'une ordonnance;
- la modification du permis;
- l'imposition de restrictions quant à l'exploitation du réacteur ou sa mise à l'arrêt (si un arrêt du réacteur s'impose, la CCSN s'attend à ce que, dans la plupart des cas, le titulaire de permis prenne lui-même l'initiative de l'arrêter, plutôt que d'attendre que la CCSN le lui ordonne);
- la révocation ou la suspension du permis;
- des poursuites judiciaires.

L'annexe 6.3 fournit un résumé des principales modifications apportées à la conception et à l'exploitation des centrales à la suite d'interventions de la CCSN.

Le titulaire de permis qui se voit imposer des mesures correctives par le personnel de la CCSN a le droit de demander de se faire entendre par la Commission s'il désire contester cette décision. Si la décision 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 avant que ces mesures ne soient mises à exécution. La *LSRN* autorise la Commission à suspendre un permis sans préavis lorsque des risques pour la santé, pour la sûreté et pour la sécurité matérielle le justifient. Le titulaire de permis peut alors demander à la Commission de mener une enquête sur les motifs de la suspension. Le cas échéant, des poursuites judiciaires peuvent être intentées. Au nombre des exemples précis de non-conformité dont la gravité entraînerait normalement des poursuites judiciaires, figurent :

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

Les sanctions recommandées par un inspecteur à l'égard d'un titulaire de permis peuvent être imposées par la CCSN sans autre forme de procès. Il importe de souligner que les sanctions visent à dissuader tout titulaire de permis de perpétrer d'autres infractions à l'avenir. Ces sanctions revêtent diverses formes :

- 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 l'infraction commise et de ses antécédents de non-conformité, le personnel de la CCSN peut recommander à la Commission de ne délivrer le permis que pour une durée plus courte. La Commission peut également accorder une prorogation 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 du 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 CCSN avant de mettre le réacteur en marche;
  - 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 non-renouvellement du permis – Le personnel de la CCSN peut recommander à la Commission de suspendre ou de ne pas renouveler un permis. Le titulaire de permis est informé par écrit de la mesure proposée et il bénéficie alors de la possibilité de se faire entendre par la Commission. Ces mesures peuvent être prises lorsque l'une quelconque 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;
  - la CCSN n'est plus convaincue que le titulaire de permis est en mesure de se conformer aux exigences réglementaires.

Au-delà des mesures décrites dans le tableau 6.2 et dans l'annexe 6.3, la CCSN n'a délivré que des permis d'un an à la centrale nucléaire de Bruce-A en 1988 et en 1989, et de six et neuf mois seulement à celle de Pickering en 1996 et 1997. Les deux centrales ont en outre été tenues de faire rapport des progrès réalisés en vue d'améliorer leurs normes. Ces mesures ont amené le titulaire de permis à affecter de nouvelles ressources, y compris en main-d'œuvre, à ces centrales, et à instaurer un programme d'amélioration de la qualité.

ARTICLE 8
L'organisme de réglementation

L'historique et l'évolution du cadre législatif et réglementaire canadien, y compris la création de la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA) et de l'organisme qui a succédé à cette dernière, la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN), ont été décrits à l'article 7.

8.1 Position de la CCSN au sein de la structure du gouvernement

La CCSN est un établissement public qui est mentionné à titre d'entité dans l'annexe II de la *Loi sur la gestion des finances publiques*. La *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (*LSRN*) dispose 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.

Selon l'article 19 de la *LSRN*, « le gouverneur en conseil peut, par décret, donner à la Commission des instructions d'orientation générale sur sa mission ». Toutefois, selon la tradition constitutionnelle au Canada, toute instruction de nature politique donnée à des organismes comme la CCSN doit être de portée générale et ne saurait influer sur les décisions prises, dans des cas particuliers, par la Commission.

La Commission doit par ailleurs compter sur la participation et sur l'appui du ministre pour l'exécution d'initiatives spéciales, dont l'introduction de nouvelles mesures législatives et l'adoption de nouveaux règlements.

Conformément aux politiques fédérales sur la consultation publique et sur l'équité en matière de réglementation, la CCSN consulte régulièrement 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;
- le secteur nucléaire;
- les ministères et organismes fédéraux, provinciaux et municipaux;
- les groupes d'intérêts spéciaux;
- les membres du public.

Le personnel de la CCSN entretient des échanges réguliers avec la direction et le personnel de Ressources naturelles Canada (RNCan), sur des questions d'intérêt mutuel. RNCan élabore la politique du gouvernement fédéral en matière d'énergie nucléaire et de ressources naturelles. Ce ministère finance ainsi, par exemple, au nom du gouvernement du Canada, la décontamination de certains déchets de faible activité, de sorte qu'il s'intéresse de près aux politiques et pratiques liées à la délivrance de permis que la CCSN met en œuvre à cet égard. De plus, la CCSN maintient des échanges réguliers avec la direction et le personnel du ministère des Affaires étrangères et du Commerce international 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.

La CCSN compte parmi ses titulaires de permis plusieurs agences ou établissements subventionnés par les gouvernements fédéral ou provinciaux, ainsi que des sociétés privées, au nombre desquels figurent notamment :

- Énergie atomique du Canada limitée (une société publique fédérale de recherche-développement en matière d'énergie nucléaire);
- des entreprises de services publics des gouvernements provinciaux [Ontario Power Generation (OPG), la Société d'énergie du Nouveau-Brunswick (Énergie NB) et Hydro-Québec] et du secteur privé – Bruce Power Inc. –, qui sont chargées de l'exploitation des centrales nucléaires;
- des universités canadiennes;
- des hôpitaux et établissements de recherche;
- des ministères des gouvernements provinciaux;
- des ministères du gouvernement fédéral.

L'annexe 8.1 fournit la description de la structure organisationnelle de la CCSN.

ARTICLE 9
Les responsabilités du titulaire de permis

9.1 Description des principales responsabilités et activités du titulaire de permis liées à l'amélioration de la sûreté

9.1.1 Principales responsabilités

Les principales responsabilités du titulaire de permis en matière de sûreté peuvent s'énoncer comme suit :

- veiller à ce que les responsabilités de l'exploitant soient définies et mises en œuvre;
- instaurer une culture axée sur la sûreté qui soit intégrée à la gestion globale de la centrale et la promouvoir.

Définies dans les politiques, les responsabilités générales en matière de sûreté nucléaire sont mises en œuvre par l'entremise de procédures. Le respect de ces procédures, qui est imposé par l'organisation hiérarchique, est contrôlé grâce à des examens et à des évaluations internes.

L'exploitant est responsable de voir à la sûreté nucléaire, tant dans le cadre de l'exploitation quotidienne que durant les phases non opérationnelles. Pendant la phase opérationnelle, l'exploitant assume l'entière responsabilité de la centrale; il dispose de toute l'autorité nécessaire pour exécuter les activités autorisées qui lui permettront de produire de l'électricité de façon sûre, et il doit en rendre pleinement compte. Puisque de telles activités ont une incidence directe sur la sûreté nucléaire, l'exploitant doit :

- établir une politique relative au respect des exigences en matière de sûreté;
- établir des procédures destinées à assurer une exploitation sûre de la centrale en toutes circonstances;
- veiller à ce que les ressources et les installations soient suffisantes, tant pour les activités planifiées qu'en cas d'événements imprévus.

Les responsabilités fondamentales décrites précédemment sont mises en œuvre au moyen d'un ensemble de responsabilités bien précises, explicites, au nombre desquelles figurent celles qui sont énumérées ci-dessous. Les activités qui s'y rapportent sont habituellement exécutées dans le cadre d'un système hiérarchisé de procédures, de programmes de formation destinés aux travailleurs et d'une culture axée sur la sûreté au sein de l'organisme. Chaque exploitant doit :

- veiller à ce que l'activité autorisée soit exécutée conformément aux exigences définies aux termes des lois, règlements et permis pertinents;
- veiller à ce que la centrale, les substances nucléaires, l'équipement réglementé et les renseignements réglementés visés par le permis soient conformes aux dispositions législatives ou réglementaires et aux exigences pertinentes;
- veiller à disposer du nombre suffisant de travailleurs qualifiés pour poursuivre l'activité autorisée d'une manière sûre, conformément aux dispositions législatives ou réglementaires et aux exigences pertinentes;
- prendre toutes les précautions raisonnables pour préserver la santé et la sécurité des personnes, pour protéger l'environnement et pour maintenir la sécurité nationale;
- fournir les appareils requis, aux termes des dispositions législatives ou réglementaires et des exigences pertinentes ou en vertu du permis, pour détecter et mesurer, sur l'emplacement de l'activité autorisée, le rayonnement et les rejets de substances dangereuses, radioactives ou non, visées par le permis et assurer l'entretien de ces appareils conformément aux spécifications du fabricant;

- exiger que toute personne présente sur l'emplacement de l'activité autorisée utilise les dispositifs et l'équipement voulus, porte les vêtements requis et applique les procédures établies, conformément aux dispositions législatives ou réglementaires et aux exigences pertinentes;
- prendre toutes les précautions raisonnables pour limiter les rejets, provenant de l'emplacement de l'activité autorisée, de substances dangereuses, radioactives ou non, dans l'environnement;
- mettre en place un mécanisme qui permettra d'alerter un agent de l'organisme en cas d'utilisation ou de déplacement illégaux de substances nucléaires, d'équipement réglementé ou de renseignements réglementés, ou encore d'utilisation illégale d'une centrale nucléaire;
- mettre en place un mécanisme qui permettra d'alerter un agent de l'organisme en cas d'acte de sabotage commis en un lieu quelconque de l'emplacement de l'activité autorisée, ou encore de tentative de sabotage;
- veiller à ce que le Canada puisse se conformer aux dispositions de tout accord relatif aux garanties pertinent;
- informer les travailleurs relativement au programme de sécurité matérielle sur l'emplacement de l'activité autorisée et des obligations qui en découlent;
- assurer la radioprotection des membres du public et des travailleurs conformément au *Règlement sur la radioprotection*; toute radioexposition et tout rejet de substances radioactives doivent demeurer inférieurs aux limites réglementaires et respecter le principe du niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA);
- réduire le plus possible les risques d'accident au sein de la centrale nucléaire, ainsi que leurs conséquences éventuelles, en faisant preuve de prudence dans le choix et l'application des méthodes et décisions relatives à l'exploitation; une telle prudence vise à améliorer la sûreté nucléaire en maintenant les paramètres d'exploitation en deçà des limites fixées dans les documents d'autorisation du réacteur (voir la section 19.2.2, qui traite des paramètres opérationnels de sûreté).

L'expression « culture axée sur la sûreté » évoque habituellement la conscience professionnelle et le sens des responsabilités de toutes les personnes qui sont appelées à participer aux activités ayant une incidence sur la sûreté nucléaire. Cette culture doit émaner des plus hauts échelons de l'organisme et sa mise en œuvre exige :

- une définition claire des obligations découlant de la responsabilité liée à l'exploitation de la centrale nucléaire, lesquelles doivent être exercées à tous les échelons de la hiérarchie grâce à une délégation ininterrompue des responsabilités, depuis le plus haut palier de l'organisme qui a obtenu le permis jusqu'à celui de chacun des travailleurs affectés aux centrales, et en passant par les cadres intermédiaires;
- l'allocation et le maintien des ressources nécessaires pour préserver la santé et la sécurité des travailleurs et des membres du public et pour protéger l'environnement contre les risques radiologiques.

L'article 10 fournit de plus amples renseignements sur l'instauration d'une culture axée sur la sûreté.

9.1.2 Principales activités

Au nombre des principales activités du titulaire de permis visant l'amélioration de la sûreté, figurent :

- la gestion de la configuration;
- les examens de sûreté;
- les analyses de fiabilité;
- la limitation et la gestion des risques;
- l'évaluation par les pairs;
- les évaluations externes.

Ces activités, qui ont été décrites en détail dans le *Rapport national du Canada* établi pour la première réunion d'examen de la *Convention sur la sûreté nucléaire*, sont exposées dans l'annexe 9.1.

9.2 Mécanisme appliqué par la CCSN pour s'assurer que le titulaire de permis s'acquitte de ses responsabilités fondamentales en matière de sûreté nucléaire

La CCSN exige du titulaire de permis qu'il décrive et démontre son engagement à l'égard de la sûreté nucléaire dans les procédures d'exploitation de sa centrale. Cette exigence, de même que les règles fondamentales régissant l'exploitation sûre d'un réacteur, sont énoncées dans la Ligne de conduite pour l'exploitation (LCE). Le demandeur de permis prépare et soumet, aux fins d'approbation, ce document à la CCSN avec sa demande de permis d'exploitation (voir la section 10.1.3 pour obtenir de plus amples renseignements sur la LCE). Tout manquement du personnel du titulaire de permis eu égard aux exigences énoncées dans la LCE constitue une violation des conditions de délivrance du permis et doit être signalé à la CCSN.

Entre autres, les événements liés aux domaines suivants doivent faire l'objet d'un rapport en vertu du document d'application de la réglementation R-99 (janvier 1995), *Centrales nucléaires en exploitation : Rapports à soumettre à la CCEA* :

- la non-conformité avec la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (*LSRN*), avec les règlements pris en vertu de la loi, avec une ordonnance de la Commission ou avec un ordre d'un fonctionnaire désigné ou d'un inspecteur;
- la santé et la sécurité des personnes – une blessure grave ou une exposition imprévue au rayonnement ionisant, par exemple;
- le rejet de substances radioactives;
- la défaillance de systèmes fonctionnels;
- le déclenchement de systèmes de sûreté;
- la dégradation de l'enveloppe de pression d'un système enregistré en vertu d'un règlement pertinent;
- la régulation du réacteur et de la turbine;
- les garanties et la sécurité;
- les urgences et événements externes;
- le défaut d'effectuer les tests prévus en vertu d'une condition rattachée au permis;
- le défaut de surveiller ou de contrôler une voie de rejet de substances radioactives devant faire l'objet d'une surveillance;
- la découverte d'un problème posant pour la santé et la sécurité des personnes, pour la sécurité nationale ou pour l'environnement un risque dont la nature est différente, la probabilité d'occurrence plus élevée ou la gravité plus grande qu'il n'était prévu dans les documents de délivrance du permis.

Dans chaque cas, le titulaire de permis doit faire un rapport verbal de l'événement à la CCSN à l'intérieur d'un jour ouvrable suivant la découverte de l'événement à déclarer. Il doit en outre produire un rapport écrit circonstancié à l'intérieur de la période précisée dans le document R-99.

Les divers genres de rapports que le titulaire de permis est appelé à soumettre sont sommairement décrits dans les sections suivantes.

- Les rapports trimestriels renferment des renseignements concernant :
  - les changements apportés au personnel de la centrale, aux procédures, à l'équipement ou aux exercices d'intervention d'urgence;
  - les changements qui pourraient invalider les données contenues dans le rapport de sûreté de la centrale;

- les résultats des activités normales ou ponctuelles de surveillance des effluents radioactifs;
- les statistiques sur les doses.

- Les mises à jour des rapports de sûreté font état de modifications visant la conception ou les procédures, ainsi que des nouvelles analyses. Les nouvelles analyses doivent, pour leur part, rendre compte des nouveaux outils, méthodologies ou résultats de recherche en usage à la centrale. Les mises à jour des rapports de sûreté doivent être présentées à l'intérieur de la période de trois ans suivant la dernière mise à jour.

- Les rapports annuels de surveillance radiologique de l'environnement comprennent notamment :
  - les résultats du programme de surveillance radiologique de l'environnement hors site;
  - les données relatives aux doses individuelles qui ont été calculées pour le groupe critique;
  - un examen du programme d'assurance de la qualité de la surveillance radiologique de l'environnement;
  - tout résultat inhabituel observé pendant l'année civile.

- Les rapports annuels de recherche-développement (R-D) font état des programmes de R-D en cours et de ceux qui sont prévus pour résoudre les problèmes de sûreté nucléaire non réglés.

- Les rapports du programme d'inspections périodiques font état des résultats d'inspections effectuées conformément aux exigences relatives à ce programme énoncées dans les normes N285.4 et N285.5 de l'Association canadienne de normalisation (CSA); ils doivent être soumis à l'intérieur des quatre-vingt-dix jours suivant l'achèvement de l'inspection.

- Les rapports annuels sur la fiabilité comportent une évaluation de la fiabilité de chaque système spécial de sûreté ou de tout autre système lié à la sûreté à l'égard duquel le permis contient des exigences spécifiques en cette matière.

- Les rapports sur les matières fissiles et fertiles répertorient ces matières ou font état de leur transfert.

Outre les rapports susmentionnés, la CCSN vérifie régulièrement si le titulaire de permis respecte les exigences énoncées dans sa LCE. Elle effectue par ailleurs des inspections réglementaires qui visent à confirmer que les procédures de la centrale sont effectivement respectées.

9.3 Programme de conformité de la CCSN

Les activités entreprises dans le cadre du programme de conformité de la CCSN permettent de vérifier si les titulaires de permis se conforment aux exigences visant l'exploitation sûre des centrales nucléaires. Ce programme habilite en outre la CCSN à exiger du titulaire de permis qu'il prenne les mesures correctives qui s'imposent lorsque ces exigences ne sont pas satisfaites.

Le programme de conformité de la CCSN, qui est actuellement remanié en fonction de la *LSRN* et de ses règlements d'application, s'efforce de maintenir un judicieux équilibre entre les mesures proactives visant à inciter au respect des exigences en matière de conformité et les mesures de contrôle contraignantes. Ces mesures incitatives et contraignantes se présentent sous la forme :

- d'activités de promotion destinées à encourager la conformité;
- d'activités de vérification destinées à déterminer le niveau réel de conformité;
- de mesures d'application de la loi, mises en œuvre de façon graduelle, dans les cas de non-conformité.

Les activités de promotion visent à favoriser l'atteinte d'un niveau maximal de conformité en renforçant les facteurs qui encouragent la conformité et en atténuant ceux qui lui sont défavorables. La promotion de la conformité englobe notamment les activités de :

- *communication* : entre autres, la CCSN informe le milieu réglementé du fonctionnement et du bien-fondé du régime de réglementation et elle lui fournit des renseignements sur les exigences réglementaires et normes pertinentes;
- *consultation* : entre autres, la CCSN consulte, dans le cadre d'un processus établi, le milieu réglementé afin d'être mieux en mesure d'instaurer des exigences et normes qui soient à la fois réalistes et réalisables.

L'information recueillie dans le cours des activités de vérification vise à confirmer que le risque associé à l'utilisation de la technique nucléaire demeure à un niveau acceptable et que les mesures de contrôle pertinentes auxquelles le Canada a souscrit à l'échelle internationale sont effectivement mises en œuvre. Il peut aussi se révéler nécessaire de tenir des consultations à l'échelle internationale afin d'assurer le respect des garanties et des obligations en matière de non-prolifération. Pour vérifier si le titulaire de permis se conforme aux exigences réglementaires, la CCSN :

- évalue ses opérations et activités;
- examine, vérifie et évalue les renseignements qu'il fournit;
- veille à ce que les contrôles administratifs soient en place;
- évalue les mesures qu'il prend pour rectifier des situations de fait ou pour prévenir tout incident futur;
- examine les conditions rattachées au permis pour déterminer si d'autres actions permettraient de prévenir la répétition d'incidents semblables.

L'objectif principal de ces activités est d'assurer le respect des règlements, d'une part, en veillant à ce que les titulaires de permis prennent les mesures nécessaires pour corriger toute infraction et éviter des infractions futures, et, d'autre part, en confirmant le maintien d'un degré élevé de sûreté. Le programme vise également à empêcher que des infractions ne soient commises, en détectant et en corrigeant toute tendance préjudiciable qui, faute de rectification, risque d'entraîner des infractions. Les mesures prises par la CCSN en vue d'atteindre cet objectif visent à préserver la santé et la sécurité des travailleurs et des membres du public, ainsi qu'à protéger l'environnement.

Les critères utilisés pour déterminer si la conformité est assurée ou non peuvent s'inspirer :

- des exigences réglementaires;
- des politiques, normes et guides de la CCSN qui fournissent des éclaircissements quant à la façon dont la Commission entend appliquer les exigences réglementaires;
- des renseignements qui, fournis à la Commission par le titulaire de permis, décrivent comment il entend satisfaire aux exigences réglementaires dans l'exercice de ses activités autorisées;
- des avis d'expert du personnel de la CCSN.

Les programmes évalués sont ceux sur lesquels porte le processus de délivrance de permis. 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.

Les mesures d'application de la loi constituent un élément important du programme de conformité puisqu'elles permettent non seulement de rétablir, le cas échéant, la conformité, mais encore de dissuader le titulaire de permis de se placer dans une situation de non-conformité. Qui plus est, un recours suivi et

cohérent aux mesures d'application de la loi incitera le titulaire de permis à relever promptement toute situation de non-conformité et à apporter tout aussi rapidement les correctifs qui s'imposent.

Au nombre des mesures d'application de la loi dont dispose la CCSN, figurent la discussion, l'émission d'avis verbaux ou écrits et d'avertissements, l'alourdissement des examens réglementaires, la publicité, la signification d'ordres, la prise d'actions relatives au permis (par exemple, modifier le permis ou en suspendre une partie), la révocation de l'accréditation du personnel, l'engagement de poursuites judiciaires et la révocation ou la suspension du permis.

La CCSN adopte une approche graduelle, adaptée au niveau de risque ou aux préoccupations d'ordre réglementaire propres à la situation, lorsqu'elle est appelée à choisir les mesures d'application de la loi qui seront retenues. Initialement, elle cherche ainsi à utiliser, en tenant compte de divers facteurs, la mesure d'application la moins sévère qui puisse produire l'effet escompté. Par la suite, compte tenu du niveau d'efficacité des mesures prises antérieurement, elle pourra avoir recours, le cas échéant, à des mesures d'application de plus en plus sévères. Elle n'en reconnaît toutefois pas moins qu'elle devra parfois avoir recours d'emblée à une des mesures les plus sévères – l'engagement de poursuites judiciaires, par exemple.

La politique de conformité de la CCSN est mise en œuvre par l'intermédiaire d'un programme qui, exécuté à l'échelle de l'organisme, intègre tous les éléments liés à la conformité. Sur le plan opérationnel, le programme de conformité est mis en œuvre par l'ensemble des secteurs d'activité et groupes techniques de la CCSN (leurs activités sectorielles et programmes techniques respectifs sont énumérés dans le tableau 9.1).

Les secteurs d'activité de la CCSN sont des entités administratives de l'organisme qui exécutent les activités nécessaires pour assurer la réglementation d'utilisations bien précises de la technique nucléaire. Chacun de ces secteurs voit à la mise en œuvre des activités de promotion et de vérification de la conformité ainsi que des mesures d'application de la loi qui sont de son ressort.

Les groupes techniques de la CCSN correspondent à des centres de compétence technique associés à des spécialités bien précises de la technique nucléaire. Leurs programmes sont administrés à l'interne par différents groupes techniques d'experts de la CCSN. La responsabilité d'un ou de plusieurs de ces programmes peut incomber à un seul groupe technique. Ces programmes permettent de fournir de l'information technique aux secteurs d'activité et ils contribuent dès lors à faire en sorte que tous ces secteurs assurent une mise en application cohérente de la conformité.

TABLEAU 9.1 Activités sectorielles et programmes techniques de la CCSN

• Services de dosimétrie • Examen et accréditation • Importations et exportations • Irradiateurs • Réacteurs nucléaires non producteurs de puissance • Installations de fabrication de combustible nucléaire • Installations de traitement des substances nucléaires • Substances nucléaires et appareils à rayonnement • Emballage et transport des substances nucléaires • Accélérateurs de particules • Réacteurs nucléaires de puissance • Établissements de recherche et d'essais nucléaires • Mines d'uranium et usines de concentration d'uranium • Installations de gestion des déchets radioactifs	• Déclassement • Planification des mesures d'urgence • Protection de l'environnement • Analyse d'événements et enquêtes • Protection contre les incendies • Sciences géophysiques • Facteurs humains • Services de laboratoire • Gestion de la qualité • Radioprotection • Analyse de sûreté • Sécurité • Intégrité structurale • Rendement des systèmes et de leurs composants • Évaluation du programme de formation • Non-prolifération et garanties

ARTICLE 10
La priorité à la sûreté

10.1 Description et mise en œuvre des principes mettant en évidence le caractère prioritaire de la sûreté

Les principes de sûreté, de même que les procédures et mécanismes destinés à promouvoir ces principes et à leur accorder la priorité la plus élevée, sont adoptés et appliqués par les entreprises de services publics du secteur nucléaire canadien, par Énergie atomique du Canada limitée (EACL) et par plusieurs sociétés chargées de fournir des services de conception, de génie et de construction à ces entreprises de services publics. EACL, qui s'occupe de la conception des réacteurs et de la gestion des projets pour ses clients, se conforme à leurs exigences en matière de sûreté et de réglementation. La responsabilité de veiller à la sûreté des centrales nucléaires incombe en effet, au premier chef, aux entreprises de services publics chargées de leur exploitation, qui détiennent en outre tous les pouvoirs en ce qui a trait à leur conception. Toutes ces entreprises jugent qu'il est essentiel d'appliquer de solides principes et pratiques en matière de sûreté nucléaire et que ces deux éléments font effectivement partie intégrante de l'exploitation des centrales. La CCSN harmonise, normalise et surveille la mise en œuvre, à l'échelle du pays, des principes, procédures et mécanismes de sûreté qui ont été instaurés dans les diverses installations.

10.1.1 Principes directement liés à la sûreté

La conception, l'exploitation et la réglementation des centrales nucléaires au Canada reposent sur les principes de sûreté suivants :

- la stratégie fondée sur la notion de la défense en profondeur;
- le maintien des doses de rayonnement au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA);
- l'instauration et la promotion d'une culture axée sur la sûreté;
- l'affectation de la conception, de l'exploitation et de la maintenance à un personnel compétent;
- des limites d'exploitation sûre qui soient fondées sur l'analyse, sur les résultats de la recherche-développement et sur l'expérience en matière d'exploitation;
- des évaluations et comptes rendus de rendement périodiques;
- l'engagement de mettre en œuvre des programmes d'assurance de la qualité qui répondent aux normes tant nationales qu'internationales.

10.1.2 Principes présidant à la sûreté de la conception

La conception du réacteur CANDU repose sur le principe de l'intégration de barrières multiples contre le rejet de substances radioactives et sur les nombreuses façons de garantir chacune des fonctions de sûreté de base :

- les mesures de prévention des accidents;
- la redondance des composants et systèmes, ainsi que des procédures;
- la diversité des moyens utilisés pour exécuter les fonctions de sûreté;
- la séparation physique et fonctionnelle des systèmes de sûreté.

L'article 18 et l'annexe 18.1 fournissent de plus amples renseignements sur les principes de sûreté associés à la conception du réacteur CANDU.

10.1.3 Principes présidant à la sûreté de l'exploitation

INSTAURATION D'UNE CULTURE AXÉE SUR LA SÛRETÉ

La sûreté constitue la grande priorité dans le domaine de l'exploitation des centrales nucléaires au Canada. L'instauration et le maintien d'une culture axée sur la sûreté passent par le respect des principes suivants :

- la responsabilité en matière de sûreté incombe à l'entreprise de services publics chargée de l'exploitation de la centrale;
- la responsabilité ultime en matière de sûreté nucléaire revient au conseil d'administration de l'entreprise de services publics et il importe que la délégation de cette responsabilité dans l'ensemble de l'organisme suive des règles claires;
- le conseil d'administration s'engage à appliquer des pratiques éprouvées en matière de sûreté nucléaire et fournit les ressources nécessaires à leur instauration;
- la structure organisationnelle et l'articulation des fonctions définissent clairement et prévoient toutes les fonctions nécessaires aux différents échelons de l'organisation;
- les responsabilités et les pouvoirs sont répartis, selon les besoins, tant verticalement que latéralement;
- les gestionnaires sont tenus de veiller à ce qu'eux-mêmes et tous leurs employés soient conscients de la nécessité d'assurer une exploitation sûre et fiable de la centrale, qui soit fondée sur des comportements et pratiques bien établis, et qu'ils prennent les engagements qu'imposent cette nécessité;
- les centrales nucléaires sont exploitées conformément aux pratiques les plus sûres mises en œuvre au sein de la communauté nucléaire internationale;
- il faut prévoir et maintenir les ressources nécessaires pour préserver la santé et la sécurité des travailleurs et des membres du public, ainsi que pour protéger l'environnement contre les risques radiologiques;
- il faut instaurer et mettre en œuvre des programmes qui, axés sur la gestion et la limitation des risques radiologiques, seront bien documentés;
- il faut établir, pour les travaux, des seuils d'intervention relatifs à la dose de rayonnement qui soient inférieurs aux limites réglementaires;
- il convient d'élaborer des programmes de formation systématique à l'intention des employés.

POLITIQUE EN MATIÈRE DE SÛRETÉ

La Ligne de conduite pour l'exploitation (LCE) constitue le principal instrument de contrôle administratif pour la mise en œuvre de la politique de sûreté nucléaire dans chaque centrale. Approuvée par la CCSN, cette ligne de conduite décrit dans le détail comment le titulaire de permis doit exploiter la centrale, en assurer la maintenance et modifier ses systèmes afin d'optimiser la sûreté nucléaire et de réduire au plus bas niveau acceptable les risques pour le public.

Le principe directeur énoncé dans la LCE établit que la centrale doit être exploitée à l'intérieur des limites définies par les paramètres opérationnels de sûreté. En outre, pour prévenir tout incident ou accident nucléaire éventuel, ainsi que pour en atténuer ou en résorber les effets le cas échéant, la LCE exige le respect des principes de sûreté nucléaire et de sûreté des réacteurs, au nombre desquels figurent les suivants :

- les limites d'exploitation qui ont des incidences sur la sécurité du public doivent être respectées;
- la stratégie fondée sur la notion de la défense en profondeur doit être maintenue;
- des mesures de secours et des contre-mesures doivent être mises en place;
- il faut faire preuve de prudence au moment de prendre des décisions visant à améliorer la sûreté dans son ensemble.

Il est absolument interdit d'enfreindre délibérément ce principe directeur. En cas de dérogation à la LCE, ou bien le système visé sera remis en configuration normale ou ramené à un état sûr, ou bien la tranche sera placée dans un état sûr conformément aux politiques et principes approuvées.

ANALYSES DE SÛRETÉ

Les analyses de sûreté des centrales nucléaires sont effectuées à intervalles réguliers, de même que lors d'accidents ou d'incidents imprévus survenus tant au Canada qu'à l'étranger. Les incidents imprévus font en outre l'objet de suivis et d'analyses, et l'on prend alors les mesures correctives qui s'imposent.

Il est fait état des analyses de sûreté effectuées au Canada, ainsi que de leurs résultats et des mesures correctives adoptées par la suite, dans le tableau 6.2 et dans l'annexe 6.3. Les programmes de collecte et d'analyse des données sur l'expérience d'exploitation, y compris ceux qui sont mis en œuvre lors d'incidents imprévus, sont décrits dans la section 19.2.7.

SAINES PRATIQUES VOLONTAIRES EN MATIÈRE DE SÛRETÉ

En plus de respecter les exigences réglementaires, les entreprises de services publics adoptent, de façon volontaire, nombre d'initiatives destinées à améliorer la sûreté nucléaire. Au nombre de ces initiatives, figurent notamment :

- la formation de tous les gestionnaires à l'égard de méthodes de leadership de base qui mettent l'accent sur une rétroaction bilatérale efficace, sur l'encadrement et sur l'amélioration des communications entre les gestionnaires et leurs subordonnés au sujet des affectations, des échéances, de la qualité, des ressources et des préoccupations des employés;
- l'établissement, pour l'exploitant et pour la centrale, d'indicateurs de rendement qui seront de nature à favoriser un comportement axé sur une exploitation sûre et fiable;
- la détermination de doses de rayonnement aux travailleurs qui sont inférieures aux limites réglementaires.

10.1.4 Contrôle réglementaire et principes de sûreté

Les principes de sûreté qui président au contrôle réglementaire exercé par la CCSN sont mis en œuvre par l'intermédiaire de divers mécanismes, au nombre desquels figurent notamment mais non exclusivement :

- l'instauration de différentes catégories de permis visant la construction et l'exploitation d'une installation nucléaire; chaque permis pouvant intégrer toute condition que la CCSN juge nécessaire d'imposer dans l'intérêt de la santé, de la sûreté et de la sécurité;
- le maintien, à chacune des installations, d'un chef du bureau de la CCSN et de personnel ayant pour tâche d'inspecter les lieux et de contrôler les dossiers et les activités afin de veiller à ce que la centrale demeure conforme aux règlements et aux conditions énoncées dans le permis; un sommaire des résultats obtenus par chaque centrale eu égard aux exigences réglementaires – et plus particulièrement aux conditions énoncées dans le permis – est produit annuellement;
- l'attestation du fait que les employés occupant des postes autorisés répondent aux normes de compétence pertinentes et qu'ils ont suivi le programme de formation approprié et passé l'examen;
- l'organisation, au besoin, d'audiences et d'inspections spéciales;
- la mise en place d'un mécanisme de renouvellement des permis, qui permettra de vérifier si l'exploitant respecte les règlements et de procéder à des examens de sûreté périodiques; le permis est d'ordinaire valide pour deux ans mais la Commission peut en délivrer pour des périodes plus courtes ou plus longues.

Aux termes de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, la CCSN dispose d'un mandat clair pour instaurer et faire respecter les normes nationales visant les incidences des activités nucléaires sur l'environnement, ainsi que sur la santé et la sécurité des personnes. Puisque la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* (*LCEE*) continue de s'appliquer, la Commission poursuit la mise en œuvre des pratiques ayant cours actuellement : dans le cadre des décisions qu'elle doit prendre en matière de délivrance des permis, elle considère ainsi les recommandations des commissions d'évaluation environnementale créées en vertu de la *LCEE*, et elle veille, en collaboration avec d'autres organismes de réglementation, à ce que les règlements relatifs à la sûreté nucléaire soient respectés à toutes les étapes de la conception, de la construction et de l'exploitation des centrales nucléaires.

10.2 Procédures relatives à la sûreté

10.2.1 Procédures relatives à la sûreté à l'échelon de l'entreprise de services publics

Comme l'exige la CCSN, au Canada, il incombe au titulaire de permis de définir, dans ses procédures visant l'exploitation de la centrale, ses engagements eu égard à la sûreté, et de démontrer qu'il s'y conforme. Ces exigences, de même que les règles fondamentales régissant l'exploitation sûre du réacteur, sont énoncées dans la LCE. Préparé par le titulaire de permis, ce document doit comprendre :

- une définition des pouvoirs et responsabilités des gestionnaires et du personnel d'exploitation;
- des seuils chiffrés précis quant aux paramètres d'exploitation, qui permettront de veiller à ce que les limites établies dans l'analyse de sûreté ne soient jamais dépassées;
- les principes à mettre en pratique pour assurer une exploitation sûre de chacun des systèmes et circuits de la centrale, lesquels porteront sur les aspects suivants :
  - la régulation de la puissance du réacteur en tout temps;
  - le maintien d'un refroidissement approprié du combustible nucléaire;
  - le confinement des produits de fission;
  - le respect de l'intention inhérente au devis de conception initial;
  - le respect des limites d'exploitation ayant une incidence sur la sécurité du public;
  - l'optimisation de la disponibilité des systèmes de sûreté;
  - la connaissance de l'état du réacteur ou du système;
  - le maintien de la défense en profondeur;
  - la mise en place de mesures de secours et de contre-mesures;
  - un processus de prise de décision empreinte de prudence.

La LCE initiale, déposée en même temps que la demande de permis d'exploitation, ainsi que tous les changements proposés par la suite, sont approuvés par la CCSN. Le non-respect, par le personnel du titulaire de permis, des exigences énoncées dans la LCE – tout comme dans le cas des autres documents mentionnés dans le permis d'exploitation – constitue une violation des conditions de délivrance du permis.

10.2.2 Procédures relatives à la sûreté à l'échelon du concepteur (EACL)

EACL accorde la plus haute priorité à la préservation de la santé et de la sécurité des personnes ainsi qu'à la protection de l'environnement. EACL s'engage :

- à respecter ou à dépasser la lettre et l'esprit des lois et règlements et, le cas échéant, des normes internationales visant la préservation de la santé et de la sécurité des personnes ainsi que la protection de l'environnement, notamment en :
  - s'engageant à préserver la santé de tous les travailleurs au moyen de programmes de santé et sécurité proactifs;

  - s’efforçant de ne pas exposer les travailleurs à des conditions dangereuses en milieu de travail et en veillant à ce que, là où le risque ne peut être supprimé entièrement, on l’abaisse à un niveau qui soit conforme au principe ALARA;
  - veillant à ce que toute radioexposition et tout rejet de substances radioactives résultant d’activités, de la fourniture de produits et de la prestation de services attribuables à l’exploitant demeurent nettement inférieurs aux limites réglementaires et respectent le principe ALARA;
- à veiller à ce que les rejets de substances radioactives dans l’environnement demeurent en deçà des limites définies dans les règlements pertinents, et à chercher à les réduire davantage afin de les amener à respecter le principe ALARA;
- à chercher constamment à améliorer le rendement des centrales en matière d’environnent et à contribuer à l’amélioration du rendement de l’ensemble du secteur nucléaire à cet égard;
- à effectuer des analyses indépendantes relativement aux répercussions de ses activités, installations et produits et services sur la santé et la sécurité, sur la sûreté et sur l’environnement, afin de veiller à ce que tous ces éléments demeurent conformes aux règlements et acceptables.

ARTICLE 11
Les ressources financières et humaines

11.1 Ressources financières et humaines dont le titulaire de permis dispose pour soutenir la centrale nucléaire pendant toute sa vie utile

Au Canada, les titulaires de permi des centrales nucléaires demeurent au premier chef responsables de la sûreté de leur exploitation. Cette responsabilité englobe le fait de disposer de ressources tant financières qu'humaines appropriées pour assurer une exploitation sûre des centrales pendant toute leur vie utile. Par ressources humaines appropriées, on entend la possibilité d'avoir recours à un nombre suffisant d'employés qualifiés qui pourront, sans stress ou retard indu, exécuter toutes les activités normales, y compris la surveillance des travaux effectués par des entrepreneurs de l'extérieur.

Les organismes qui exploitent des centrales nucléaires au Canada sont soit des sociétés d'État, soit des sociétés privées. Chacune de ces sociétés peut tirer des recettes par l'intermédiaire de :

- la vente d'actions et d'obligations sur les marchés financiers;
- la vente de l'électricité produite afin de disposer de ressources financières appropriées à l'appui de la sûreté de chacune de ses centrales nucléaires.

En Ontario, la Commission de l'énergie de l'Ontario (CEO) révise et approuve les changements de tarifs proposés. Le gouvernement de cette province a par ailleurs amorcé la privatisation du secteur de l'électricité. Une étape importante de cette démarche a consisté à louer à bail les centrales de Bruce-A et de Bruce-B à Bruce Power Inc.

Chaque entreprise de services publics évalue ses besoins en ressources humaines et recrute son personnel qualifié sur le marché du travail. En outre, chacune complète la formation que possèdent déjà ses employés grâce à des programmes de formation internes. Si les besoins en ressources humaines dépassent le nombre de candidats qualifiés disponibles sur le marché du travail au Canada, elle peut temporairement :

- embaucher des consultants qualifiés provenant tant du Canada que de l'étranger;
- élargir ses horizons de recrutement pour chercher du personnel qualifié dans le monde entier.

Lorsque ce réservoir plus vaste de candidats qualifiés ne suffit pas à combler les besoins en ressources humaines, l'entreprise de services publics peut tenter de réduire la demande. Elle y arrivera alors en réduisant les activités d'exploitation de la centrale et en fermant temporairement, à court ou à long terme, certaines tranches, ou encore en redéployant le personnel qualifié qu'elle possède déjà.

L'une des principales conclusions de l'évaluation de rendement indépendante et intégrée menée pour Ontario Power Generation (OPG) – voir la section 6.5 pour obtenir de plus amples renseignements – soulignait que cette entreprise de services publics ne possédait pas assez d'employés qualifiés pour continuer à exploiter ses 20 réacteurs tout en mettant en œuvre son programme d'amélioration du rendement. C'est pourquoi OPG a décidé de mettre, à tout le moins temporairement, certains réacteurs à l'arrêt, et de réaffecter les ressources ainsi libérées au programme d'amélioration du rendement des autres réacteurs demeurés en exploitation.

OPG a demandé à la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) d'autoriser la remise en service des quatre réacteurs de la centrale de Pickering-A (voir la section 14.4.1) et a pris les mesures qui s'imposaient pour disposer, en fonction du calendrier de remise en service, des effectifs appropriés. Bruce

Power Inc. conservera le personnel et les ressources provenant d'OPG pour assurer la mise en œuvre du programme de redémarrage des réacteurs de la centrale de Bruce-A. Par ailleurs, la Société d'énergie du Nouveau-Brunswick (Énergie NB) a profité de son programme d'amélioration du rendement pour résoudre son problème de pénurie de main-d'œuvre et faire ainsi passer, entre 1996 et 2000, son effectif de 480 à 640 personnes. Les exigences quant au personnel devant être en poste sont énoncées à l'article 49 de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (*LSRN*), ainsi que dans les conditions de délivrance du permis d'exploitation.

Dans le cadre du processus de renouvellement du permis visant la remise en service des réacteurs des centrales de Pickering-A et de Bruce-A, la CCSN déterminera si OPG et Bruce Power Inc. disposent des ressources humaines nécessaires pour assurer la sûreté de l'exploitation de chacune de ces centrales nucléaires pendant toute leur vie utile. Elle a par ailleurs déjà assorti le permis d'exploitation de Bruce Power Inc. d'une condition stipulant que l'exploitant est tenu de faire rapport à intervalles réguliers sur sa situation financière, afin de démontrer qu'il dispose des ressources nécessaires pour assurer la sûreté de l'exploitation de ses centrales nucléaires durant toute la période de location.

11.2 Financement des améliorations apportées à la sûreté des centrales nucléaires pendant leur vie utile

Les entreprises de services publics du secteur nucléaire canadien disposent de deux budgets distincts, respectivement consacrés à l'exploitation et la maintenance, d'une part, et à l'amélioration des immobilisations, d'autre part. Dans le cas d'améliorations de grande envergure, les sommes affectées au poste budgétaire pertinent seront étalées sur le reste de la vie utile de la centrale. Si l'exploitant obtient l'autorisation d'aller de l'avant, les sommes affectées à ce poste seront intégrées au coût global d'exploitation pour les années futures. Les coûts ainsi étalés deviennent en outre un facteur qui est pris en compte lors de l'établissement des tarifs futurs de la consommation d'électricité. Comme les organismes de réglementation provinciaux – qui sont des actionnaires des centrales nucléaires – doivent étudier et approuver toute hausse de tarifs proposée, il peut arriver qu'ils décident plutôt de financer une dépense élevée à même les recettes fiscales générales. Dans l'un ou l'autre cas, la dépense n'aura aucune incidence sur le budget d'exploitation normal, non plus qu'une incidence négative sur les ressources financières affectées à d'autres activités liées à la sûreté de la centrale.

Les dépenses sont dictées par la situation financière de l'entreprise de services publics, 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 coûts des programmes et travaux d'amélioration de la sûreté sont intégrés à l'échelle de tarification et ils sont recouvrés par l'entremise des tarifs demandés aux abonnés.

Les entreprises de services publics du secteur nucléaire canadien accordent une priorité élevée aux programmes et travaux 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 vie utile de chaque centrale nucléaire.

11.3 Provision pour les ressources financières et humaines nécessaires aux fins du déclassement de la centrale nucléaire et de la gestion des déchets radioactifs

Le paragraphe 24(5) de la *LSRN* autorise la Commission à obliger les titulaires de permis – et plus particulièrement les titulaires de permis d'exploitation de centrale nucléaire – à verser une garantie financière, sous la forme qu'elle juge acceptable, aux fins du déclassement de la centrale nucléaire et de la gestion des déchets radioactifs résultant de cette action, y compris le combustible nucléaire épuisé.

L'alinéa 3(1)*l*) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* stipule que la demande de permis doit comprendre « une description de la garantie financière proposée pour l'activité visée par la demande ».

La CCSN a publié un guide portant sur le versement de garanties financières pour le déclassement des activités, soit le guide d'application de la réglementation G-206 (juin 2000), *Les garanties financières pour le déclassement des activités autorisées*, ainsi qu'un autre guide du même genre, le G-219, *Les plans de déclassement des activités autorisées*, indiquant la marche à suivre pour préparer les plans de déclassement des activités autorisées par la CCSN.

Les demandeurs de permis et les exploitants des centrales nucléaires doivent proposer des plans de déclassement qui seront assez détaillés pour :

- démontrer qu'ils remédieront à tous les risques et incidences d'importance auxquels les personnes et l'environnement pourraient être exposés;
- démontrer la conformité avec tous les critères et exigences pertinents mentionnés dans les lois et les règlements, ainsi que dans les autres normes et guides d'application de la réglementation;
- permettre d'établir une estimation crédible du montant des garanties financières nécessaires à la mise en œuvre des plans.

L'acceptabilité éventuelle des garanties financières proposées pour le déclassement sera finalement déterminée par la CCSN, en fonction des critères généraux énoncés ci-dessous.

- Liquidité – Les garanties financières proposées doivent être telles que le prélèvement des fonds pourra se faire seulement avec l'approbation de la CCSN et que l'utilisation des fonds nécessaires aux fins du déclassement ne pourra être interdite, indûment retardée ou compromise pour quelque raison que ce soit.

- Valeur garantie – Le titulaire de permis doit choisir des moyens de financement ou des instruments ou arrangements financiers qui offrent une assurance complète de leur valeur.

- Valeur appropriée – Les garanties financières doivent être suffisantes pour assurer, en tout temps ou à des moments prédéterminés dans le temps, le financement des programmes de déclassement auxquels elles sont destinées.

- Continuité – Les garanties financières exigées pour le déclassement doivent être maintenues en permanence, ce qui peut exiger le renouvellement, la révision ou le remplacement périodiques des garanties fournies ou émises pour une durée déterminée. Lorsque nécessaires pour maintenir leur disponibilité, les garanties financières devront englober des dispositions prévoyant qu'il faudra donner préavis de leur résiliation ou de l'intention de ne pas les renouveler.

Le financement du déclassement peut faire intervenir divers genres de garanties, à savoir des espèces, des lettres de crédit, des cautionnements, des assurances et des engagements irrévocables d'un ordre de gouvernement (fédéral ou provincial).

11.4 Incidence de la déréglementation et de la privatisation du secteur de l'électricité au Canada

Jusqu'en 2001, tous les réacteurs nucléaires de puissance au Canada étaient exploités par des sociétés d'État provinciales. Or, le gouvernement de l'Ontario a récemment adopté une loi visant à favoriser la concurrence au sein du secteur de l'électricité. La société Ontario Hydro a ainsi été scindée pour former deux entreprises, respectivement chargées de la production et de la distribution d'électricité, et le gouvernement se propose

d'établir un marché libre. À ces fins, la nouvelle loi oblige OPG à se départir d'une proportion importante de sa capacité de production à l'intérieur d'un délai déterminé suivant l'ouverture des marchés.

En juillet 2000, Bruce Power Inc., une entreprise appartenant à British Energy, a présenté une demande de permis d'exploitation pour les centrales de Bruce-A et de Bruce-B. Bruce Power Inc. a conclu avec OPG un bail en vertu duquel elle loue de cette dernière les centrales de Bruce-A et de Bruce-B pour une période de dix-huit ans, avec option de renouvellement pour une autre période de vingt-cinq ans. Par ailleurs, le gouvernement du Nouveau-Brunswick évalue actuellement les options qui s'offrent à lui relativement à la centrale nucléaire de Point Lepreau, exploitée par Énergie NB. La concurrence plus vive qui découle de la déréglementation du secteur de l'électricité au Canada s'accompagne de changements qui posent de nouveaux défis, tant aux exploitants qu'à l'organisme de réglementation, quant au maintien d'un niveau de sûreté acceptable.

Le paragraphe 24(4) de la *LSRN* exige de la Commission qu'elle détermine si le demandeur est compétent pour exercer les activités visées par la licence ou le permis. Dans le cas de Bruce Power Inc., le personnel de la CCSN a évalué avec rigueur les qualifications techniques et financières du demandeur compte tenu du fait qu'il n'avait jamais exploité de centrale nucléaire au Canada. La CCSN a évalué de façon globale la capacité de Bruce Power Inc. à exploiter les centrales de Bruce-A et de Bruce-B en se fondant sur un examen de la demande de permis, du contrat de location et du rendement de British Energy eu égard à l'exploitation de centrales dans d'autres pays.

Bien que la CCSN n'ait pas encore élaboré de politiques en la matière, le paragraphe 24(4) de la *LSRN* stipule que le demandeur d'un permis d'exploitation de centrale nucléaire doit démontrer qu'il possède les compétences techniques et financières nécessaires pour assurer une exploitation sûre des installations. La CCSN s'attend avant tout à ce que le titulaire de permis puisse avoir accès à des fonds suffisants pour absorber les frais afférents à une mise à l'arrêt prolongée imprévue, alors que la centrale ne génère aucun revenu.

L'examen du contrat de location effectué dans le cadre de l'analyse globale de la demande a permis à la CCSN de déterminer que Bruce Power Inc. disposera de l'autorité nécessaire pour veiller à l'exploitation quotidienne de la centrale. Le contrat exige de Bruce Power Inc. qu'elle se dote d'une assurance de responsabilité civile satisfaisant aux exigences minimales posées par la *Loi sur la responsabilité nucléaire* du Canada.

Le personnel de la CCSN a examiné le rendement en matière d'exploitation de British Energy au Royaume-Uni et aux États-Unis ainsi que les plus récents rapports d'audit et d'inspection établis par les organismes de réglementation de ces deux pays, et il a consulté ces organismes quant au rendement des réacteurs nucléaires exploités par British Energy dans leur zone de compétence respective. Ces examens ont permis de confirmer que British Energy possède une solide expérience d'exploitation et un dossier éloquent en matière de sûreté pour l'exploitation de divers réacteurs nucléaires autres que le réacteur CANDU.

11.5 Règles, règlements et accords relatifs aux ressources visant les qualifications, la formation et le recyclage professionnel du personnel, y compris les cours de formation sur simulateur axés sur les activités liées à la sûreté des centrales nucléaires

Les exigences relatives au personnel chargé d'exécuter des activités essentielles liées à la sûreté sont énoncées dans un ensemble structuré de lois, de règlements et de pratiques qui précisent le nombre d'employés à affecter à ces fonctions, tout en définissant leur compétence et leur formation.

Les alinéas 21(1)*i*) et 44(1)*k*) de la *LSRN* établissent les exigences réglementaires en matière d'accréditation, de compétence, de formation et d'examens du personnel. Les alinéas 12(1)*a*) et *b*) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* stipulent que le titulaire de permis doit :

- veiller à ce qu'il y ait un nombre suffisant de travailleurs qualifiés pour exécuter l'activité autorisée par le permis en toute sûreté et conformément à la loi et à ses règlements d'application, ainsi qu'au permis;
- former les travailleurs pour qu'ils soient en mesure d'exercer l'activité autorisée conformément à la loi et à ses règlements d'application, ainsi qu'au permis.

Le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* exige que chaque demandeur de permis fournisse des détails sur les qualifications, la formation et l'expérience de toute personne affectée à l'exploitation de la centrale nucléaire. Des exigences sont ainsi précisées pour les demandes de permis de construction [alinéa 5*j*)], d'exploitation [alinéas 6*m*) et 6*n*)] et de déclassement [alinéa 7*j*)].

Chaque permis d'exploitation est assorti de dispositions qui prévoient le maintien en poste d'un nombre déterminé d'employés possédant des qualifications et une formation bien précises. Chaque titulaire de permis se dote de pratiques portant sur cet aspect de la gestion des effectifs.

Le permis d'exploitation contient des exigences générales selon lesquelles l'exploitant doit :

- s'assurer qu'il dispose d'un nombre suffisant de travailleurs qualifiés pour exécuter l'activité autorisée par le permis en toute sûreté et conformément aux règlements pertinents;
- former les travailleurs pour qu'ils soient en mesure d'exercer l'activité autorisée conformément aux règlements pertinents.

Le permis d'exploitation renferme également des exigences précises établissant que :

- la centrale doit disposer en tout temps d'un nombre suffisant d'employés qualifiés (soit une équipe de quart minimum) pour assurer son exploitation sûre – l'équipe de quart minimum de la centrale est précisé dans les documents administratifs approuvés par la CCSN;
- la centrale doit disposer en tout temps du personnel autorisé suivant, à moins d'une autorisation écrite contraire de la CCSN – ces exigences étant énoncées dans le permis d'exploitation de chaque centrale et pouvant varier selon la conception de la centrale :
  - au moins quatre opérateurs nucléaires autorisés;
  - un opérateur de la tranche 0;
  - un superviseur de quart de la salle de commande;
  - un chef de quart;
- la centrale doit compter dans la salle de commande un nombre suffisant de personnes qui, munies d'une autorisation écrite de la CCSN, possèdent les compétences voulues pour manier les commandes, à moins que l'agent principal de l'exploitation à la centrale ne juge que le risque pour le personnel est trop grand (le nombre « suffisant » de personnes est indiqué dans chaque permis);
- tout changement important en matière de dotation en personnel et d'organisation doit être soumis à la CCSN au moins trente jours ouvrables avant la date prévue de son entrée en vigueur et n'être effectué que si la CCSN a signifié son accord par écrit;
- l'exploitant doit obtenir l'agrément écrit de la CCSN avant d'affecter des personnes à certains postes déterminés, au nombre desquels figurent entre autres les postes de :
  - chef de quart,
  - opérateur de salle de commande,
  - spécialiste en radioprotection de la centrale.

Les titulaires de postes autorisés doivent satisfaire, en matière de qualifications, de formation et de recyclage professionnel, à des exigences précises, proportionnelles aux responsabilités et attributions qui leur sont associées. Si le titulaire de permis demande à la CCSN d'accorder à une personne l'accréditation qui l'habilitera à assumer les responsabilités liées à un poste d'exploitation, il doit démontrer au préalable que cette personne :

- satisfait aux exigences en matière de qualifications énoncées dans le permis;
- a terminé avec succès le programme de formation ainsi que les examens précisés dans le permis;
- est capable, selon lui, d'exercer les fonctions associées au poste.

Un renouvellement d'accréditation peut être accordé sur réception d'une demande du titulaire de permis attestant que la personne visée :

- a exercé de façon compétente et en toute sûreté les fonctions associées au poste autorisé;
- continue de recevoir la formation pertinente précisée dans le permis;
- a terminé avec succès les tests de requalification pertinents précisés dans le permis;
- est capable, selon lui, d'exercer les fonctions associées au poste.

L'accréditation est valide pour une période de cinq ans à compter de sa date de délivrance ou de renouvellement. Le processus de qualification des opérateurs nucléaires autorisés comprend tout un éventail d'activités de formation et de tests sur simulateur qui mettent le candidat en contact avec une grande diversité de situations – des conditions d'exploitation normales ou anormales jusqu'aux conditions d'accident. Les activités menées avec un simulateur visent à recréer un environnement et des conditions aussi réalistes que possible. Pour y parvenir, on multiplie les efforts pour faire en sorte que les réactions du simulateur et l'environnement correspondent le plus possible à ceux d'une vraie centrale. De telles activités de formation et tests sur simulateur sont également offerts régulièrement aux opérateurs déjà autorisés, dans le cadre de la mise à jour continue de leurs compétences et de la vérification de l'état de leur accréditation.

Les chefs de quart et les opérateurs de salle de commande doivent passer avec succès une évaluation complète qui permettra de démontrer leur aptitude à faire face, dans l'exercice des fonctions normales associées à leur poste, à un transitoire simulé.

Enfin, le titulaire de permis ne permet qu'à des employés compétents et hautement qualifiés d'exécuter les fonctions et les tâches mentionnées ci-dessous, qui sont d'une grande importance pour la sûreté nucléaire :

- la reconnaissance de toute action ou de tout changement concernant le matériel, les procédures ou la dotation en personnel pouvant compromettre l'un ou l'autre des niveaux de protection en place;
- la surveillance, l'exploitation et la maintenance des systèmes liés à la sûreté (l'étalonnage des boucles d'instrumentation, la mise à l'essai des systèmes de sûreté et la soudure, par exemple);
- la détection des premiers stades d'une défaillance ou défectuosité de l'équipement, afin que des mesures correctives puissent être prises avant que ne survienne une défaillance grave;
- l'exécution correcte des procédures d'intervention d'urgence en vue d'atténuer et de résorber les conséquences d'un accident éventuel.

Les employés qui remplissent des tâches essentielles à la sûreté nucléaire ne se trouvent pas uniquement parmi le personnel affecté à l'exploitation; ils comprennent aussi d'autres membres du personnel comme :

- les ingénieurs;
- les préposés de soutien technique de la centrale;
- les spécialistes en radioprotection de la centrale;
- les préposés de soutien à la maintenance;
- les préposés aux modifications.

Il existe également, à l'égard de ces postes, des exigences détaillées en matière de qualifications, de formation et de perfectionnement, qui sont à la mesure des responsabilités et pouvoirs qui s'y rattachent.

11.6 Maintien de la capacité

Les secteurs nucléaires canadien et mondial doivent faire face à des défis similaires, dont l'un des plus préoccupants a trait à la capacité de surmonter les difficultés liées à la sûreté et à l'économie qui risquent de compromettre la capacité de poursuivre l'exploitation des centrales. Le maintien de cette capacité a trait entre autres :

- au financement des programmes de recherche-développement (R-D);
- à l'état des installations utilisées dans le cadre des programmes de R-D;
- à la gestion des ressources humaines au sein de l'organisme (le recrutement, la planification de la relève, ainsi que le maintien des connaissances et des compétences techniques dans les domaines clés);
- à la formation de personnel qualifié dans le cadre de programmes universitaires de premier, de deuxième et de troisième cycle.

L'alinéa 24(4)*a*) de la *LSRN* stipule 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 [...] est compétent pour exercer les activités visées par la licence ou le permis ».

Il incombe donc à la CCSN de s'assurer que le demandeur est compétent pour exploiter l'installation nucléaire visée. Dans cette optique, la CCSN a demandé aux titulaires de permis d'exploitation de réacteur nucléaire de prendre les mesures suivantes en ce qui a trait au maintien de la capacité :

- déterminer l'ensemble des compétences en génie et en technique nécessaires pour soutenir l'exploitation sûre de la centrale, en incluant tant celles qui sont liées aux divers aspects de l'exploitation en situation normale que celles dont on prévoit qu'elles seront nécessaires pour régler les problèmes susceptibles de se poser en matière de sûreté, et en précisant si ces compétences se trouvent à l'extérieur de l'organisme ou sont partagées avec d'autres organismes;
- pour chacune de ces compétences, faire état des effectifs en place, en précisant s'il est considéré comme approprié;
- décrire les moyens qui seront mis en œuvre pour faire en sorte que l'ensemble de ces compétences soit associé à des effectifs égaux ou supérieurs au seuil minimal;
- décrire les processus officiels qui ont été ou seront mis en place pour traiter des questions touchant à la planification de la relève et à l'érosion des effectifs.

En 1999, le Groupe des propriétaires de CANDU (GPC) a commandé la préparation d'un rapport sur la capacité de R-D au Canada. Le rapport ainsi produit, qui porte plus particulièrement sur les ressources humaines et l'état des installations de R-D, fait ressortir que, dans un certain nombre de domaines, la capacité des organismes qui effectuent des travaux de R-D à l'appui du secteur nucléaire est égale ou à peine supérieure au seuil minimal. Il indique en outre que la main-d'œuvre est vieillissante et que les taux de recrutement sont faibles au sein du secteur nucléaire. Il souligne enfin qu'un certain nombre d'installations risquent de devoir fermer leurs portes à court ou à moyen terme.

Les entreprises de services publics canadiennes qui exploitent des centrales nucléaires et EACL ont, par l'intermédiaire du GPC, pris des mesures afin d'assurer le maintien d'une capacité pendant la vie utile des centrales. Un plan stratégique de maintien de l'effectif des organismes de R-D qui soutiennent le secteur nucléaire a ainsi été élaboré; il prévoit notamment la mise en œuvre d'activités destinées à déterminer les compétences techniques et les installations dont le secteur a besoin pour maintenir et enrichir ses connaissances dans des domaines techniques clés. Lorsque ces compétences techniques auront été déterminées, le secteur se propose d'établir des centres d'excellence technique uniquement axés sur le CANDU. Et, soucieuses de veiller au maintien à long terme de telles compétences techniques, les entreprises de services publics envisagent de collaborer avec les organismes de R-D pour assurer une planification appropriée de la relève.

L'établissement d'une collaboration plus étroite entre le secteur nucléaire et les universités est essentiel pour le maintien d'une capacité à long terme. À ces fins, il est en outre capital que le secteur nucléaire canadien réussisse à attirer, à former et à garder des diplômés. À l'heure actuelle, les inscriptions aux programmes d'enseignement liés au nucléaire et les taux de recrutement au sein du secteur sont faibles. Sans compter que les universités canadiennes n'offrent que très peu de programmes d'enseignement en génie nucléaire. En fait, 5 universités dispensent des programmes de premier cycle dans des domaines liés au génie nucléaire, dont 3 fournissent les programmes de troisième cycle correspondants. L'annexe 1.1 offre une description des travaux de recherche qu'exécutent les universités canadiennes en vue de fournir un soutien technique au secteur nucléaire.

Afin d'assurer le maintien d'une capacité à long terme, les entreprises de services publics du secteur nucléaire canadien ont proposé que soit établi, dans les universités canadiennes, un réseau d'excellence en génie nucléaire. Un soutien plus vigoureux de la part du secteur contribuera par ailleurs à assurer la survie des programmes de formation de premier et de deuxième cycle en génie nucléaire, d'une part, et à financer l'élaboration de programmes qui, pouvant être donnés à l'université dans le cadre de la formation des étudiants de premier et de deuxième cycle, assureront en outre le maintien des compétences techniques au sein du corps professoral universitaire. La CCSN participe également à ce programme.

En guise de soutien à l'enseignement et à la recherche en génie nucléaire, OPG a pris l'engagement de participer au financement des programmes de génie de cinq universités ontariennes, soit l'université Queen, l'Université de Toronto, l'université McMaster, l'Université de Waterloo et l'université Western. Les fonds prévus permettront de créer cinq chaires de recherche et de parrainer jusqu'à 30 étudiants inscrits à des programmes de maîtrise. OPG a en outre pris l'engagement d'accorder du financement à une chaire de recherche du Conseil de recherches en sciences naturelles et en génie portant sur la gestion des déchets nucléaires, ainsi qu'à un programme de bourses en génie nucléaire. Hydro-Québec continue, pour sa part, à financer la chaire en génie nucléaire de l'École polytechnique de Montréal.

La CCSN s'est engagée à fournir de l'information au programme CANTEACH. Initiative mixte d'EACL, d'OPG, du GPC, de Bruce Power Inc., de l'université McMaster, de l'École polytechnique de Montréal et de la Société nucléaire canadienne, le programme CANTEACH a été élaboré par le secteur nucléaire et par les établissements d'enseignement dans le but de mieux répondre aux besoins des organismes participants en matière de planification de la relève. Il vise en outre à assurer la préparation, de concert avec les universités, d'un ensemble complet de documents d'enseignement et de formation.

De tout temps, la CCSN a recruté son personnel qualifié au sein des universités et du secteur nucléaire. Or, en matière de ressources humaines, la CCSN fait désormais face au défi que doivent aussi aujourd'hui relever les entreprises de services publics et les organismes de R-D. Aussi est-elle en voie d'élaborer des stratégies de gestion des ressources humaines qui permettront de favoriser une stabilisation de la main-d'œuvre grâce à des améliorations au titre du recrutement, du maintien des effectifs et de la planification de la relève. La CCSN a également élaboré et instauré un programme pilote de stages dans le domaine de la réglementation des réacteurs nucléaires de puissance.

ARTICLE 12
Les facteurs humains

12.1 Méthodes utilisées pour prévenir, déceler et corriger les erreurs humaines, y compris l'analyse des erreurs humaines, de l'interface homme-machine et des aspects liés à l'exploitation, ainsi que la rétroaction fondée sur l'expérience d'exploitation

Au Canada, les entreprises de services publics qui exploitent des centrales nucléaires, tout comme les organismes chargés de la conception des centrales et les organismes de réglementation, reconnaissent l'importance du rôle que jouent les performances humaines à l'égard de la sûreté des centrales. Ces entreprises et organismes ont recours à divers moyens pour s'assurer qu'ils ont accès aux connaissances spécialisées que peuvent leur offrir tant les ergonomes et autres spécialistes en facteurs humains qui sont à leur emploi que les firmes d'experts-conseils en ergonomie de l'extérieur.

La méthode d'acquisition de telles connaissances varie d'une entreprise ou organisme à l'autre, selon le niveau de compétences techniques recherché, la disponibilité des ressources et les besoins associés aux projets envisagés.

Tous les organismes reconnaissent que leurs employés doivent avoir un niveau élevé de connaissances, d'expérience et de compétence pour mener à bien leurs tâches et assurer une exploitation sûre des centrales. Tous se sont engagés à définir les qualifications ainsi requises et à leur offrir la formation qui leur permettra de satisfaire aux exigences de leur poste. Le personnel reçoit au besoin une formation sur les facteurs humains.

Les activités liées à la conception qui comportent un élément important d'interface homme-machine ou qui pourraient avoir une incidence quelconque sur les performances humaines sont assujetties à un programme d'ingénierie des facteurs humains structuré et systématique. Énergie atomique du Canada limitée (EACL), Ontario Power Generation (OPG) et Bruce Power Inc. ont intégré ce programme au processus global de l'étude de conception.

La conception ergonomique ne constitue que l'un des éléments qui jouent un rôle en matière de facteurs humains. Au nombre des autres éléments à prendre en compte, figurent notamment les programmes de santé et sécurité, la part de l'erreur humaine dans l'évaluation probabiliste des risques, l'élaboration de procédures et la formation.

L'objectif de l'ergonome consiste à réduire la fréquence des erreurs humaines dans le cadre de l'exploitation et de la maintenance en veillant à ce que les facteurs humains soient pris en considération tout au long du cycle de conception.

12.1.1 Activités d'exploitation

Les programmes sont adaptés aux besoins des projets, qu'ils portent sur la conception d'une nouvelle centrale, sur l'exécution de modifications mineures dans une centrale déjà en place ou son amélioration, ou encore sur l'examen continu de l'expérience d'exploitation.

Dans le cas des projets d'EACL, d'OPG et de Bruce Power Inc. comportant d'importants éléments d'interface homme-machine – par exemple, la construction d'une nouvelle centrale ou l'amélioration

substantielle d'un modèle existant –, le programme est défini dans un document propre au projet, le plan de programme d'ingénierie des facteurs humains (PPIFH). S'il s'agit de modifications jugées moins importantes, elles peuvent s'effectuer sans qu'il soit nécessaire d'élaborer un tel plan, mais elles devront être exécutées conformément aux guides de conception et aux recommandations formulées par les spécialistes. Ces changements mineurs peuvent par ailleurs aussi être régis par un PPIFH générique.

Plusieurs principes directeurs aident à circonscrire la façon d'aborder les diverses tâches de la conception ergonomique. Ces principes portent sur des questions comme :

- la limitation du nombre des erreurs humaines;
- la conception axée sur la cognition humaine;
- la conception axée sur les caractéristiques physiques humaines;
- la conception axée sur la commande de surveillance et l'automatisation.

Les méthodes employées par les ergonomes comprennent :

- la conduite d'entrevues avec des spécialistes (pour tirer des leçons de l'expérience d'exploitation);
- l'analyse des systèmes et des tâches (pour établir la séquence des événements, l'affectation des tâches et les procédures d'exploitation);
- l'évaluation de la conformité avec les normes internationales;
- l'élaboration de maquettes;
- l'élaboration de prototypes (réels et virtuels);
- la simulation dynamique, aux fins de conception et d'évaluation.

Au Canada, les entreprises de services publics du secteur nucléaire ainsi que les organismes responsables de la conception et de la réglementation possèdent des programmes permanents de saisie, d'évaluation et de diffusion de l'information dans les domaines suivants :

- la conception;
- l'approvisionnement;
- la construction;
- la mise en service;
- l'exploitation (les réacteurs CANDU et les événements de portée internationale);
- les questions de nature réglementaire;
- la recherche-développement (R-D).

Les considérations relatives aux facteurs humains font partie du processus d'évaluation. Par exemple, les rapports d'événement significatif (RES) et autres rapports d'événement sont regroupés et catalogués, à la fois dans la base de données de l'entreprise de services publics et dans celle qui est utilisée par l'ensemble du secteur nucléaire. Les rapports comportant un élément lié aux erreurs ou performances humaines sont signalés. Ces rapports sont contrôlés et distribués de façon continue pour favoriser l'assimilation des leçons tirées de l'expérience. Durant la conception, ces RES sont examinés afin de déterminer s'ils s'appliquent au système ou au matériel en cours de modification, et, si oui, dans quelle mesure.

Dans le cas de modifications plus complexes, les concepteurs passent en revue l'expérience d'exploitation relative à des systèmes similaires. Pouvant porter sur l'expérience vécue dans plusieurs centrales, cet examen couvre habituellement tout aussi bien l'exploitation que la maintenance. La collecte de telles données peut se faire au moyen de sources documentées, tels les examens antérieurs de l'exploitation, ou encore d'entrevues avec des spécialistes.

Les organismes du secteur nucléaire au Canada mettent en œuvre des programmes de R-D qui appuient leurs besoins à court et à long terme en matière de conception, d'exploitation et de réglementation. Ils

diffusent leurs résultats au moyen de colloques, de rapports et de présentations à des conférences. Parmi les sujets récemment étudiés, il convient de citer :

- l'élaboration de méthodes pour évaluer les systèmes à moderniser;
- la mise au point de nouveaux affichages pour aider les opérateurs à mieux saisir les situations;
- les performances humaines à l'égard de la manutention et du rechargement du combustible nucléaire;
- la mise au point d'une méthode systématique d'évaluation réglementaire de l'organisation des titulaires de permis et de leur gestion.

EACL possède également un programme de formation axé sur les facteurs humains qui s'adresse au personnel chargé de la conception des procédés, des mécanismes de commande et de l'instrumentation. L'entreprise préconise en outre la nomination de « chefs de file » en matière de facteurs humains au sein de chacune des entités qui participent à ces activités.

12.1.2 Activités de conception

Les activités de conception des centrales nucléaires au Canada relèvent de l'une ou l'autre de deux doctrines générales de conception. La première se caractérise par une approche évolutive, suivant laquelle la construction d'une nouvelle centrale s'inspire d'un modèle déjà construit, lui-même inspiré d'une construction encore plus ancienne. Cette approche a été utilisée pour la mise au point du réacteur CANDU 6. Par ailleurs, la société EACL conçoit aussi de toutes nouvelles centrales, qui tirent parti d'un modèle éprouvé et intègrent des améliorations tirées de l'expérience d'exploitation. Le réacteur CANDU 9 a été conçu en ayant recours à cette seconde approche. Dans l'un et l'autre cas néanmoins, les activités liées à la conception qui comportent un élément important d'interface homme-machine ou qui pourraient avoir une incidence quelconque sur les performances humaines sont assujetties à un programme d'ingénierie des facteurs humains structuré et systématique, qui est intégré au processus global de l'étude de conception. La portée exacte de ce programme diffère suivant l'approche de conception utilisée, laquelle se fonde sur deux processus de conception de base différents.

La nature du programme d'ingénierie des facteurs humains relatif à un modèle déterminé est décrite dans un PPIFH. Ce programme est élaboré et structuré de façon à respecter les processus de conception énoncés dans les documents suivants :

- NUREG 0711 – *Human Factors Engineering Program Review Model* (modèle d'examen des programmes d'ingénierie des facteurs humains);
- IEEE 1023 – *Guide for the Application of Human Factors Engineering to Systems, Equipment and Facilities of Nuclear Power Generating Stations* (guide d'application de l'ingénierie des facteurs humains aux systèmes, à l'équipement et aux installations des centrales nucléaires);
- CEI 60964 – *Conception des salles de commande des centrales nucléaires de puissance*.

Dans le cas de l'approche évolutive, un PPIFH générique a été défini, qui fait état de la façon dont les changements proposés seront évalués pour déterminer s'il conviendra d'offrir une description détaillée des activités à déployer en matière de facteurs humains, laquelle sera intégrée à un PPIFH, lui-même plus détaillé, pour le nouveau projet. Ce PPIFH détaillé définit les éléments du programme, en expliquant comment ils seront gérés. En termes plus précis, il décrit la structure organisationnelle et les responsabilités de l'équipe chargée de la conception ergonomique, et il indique le niveau des activités qui devront être déployées pour mener ces divers éléments à terme. Le PPIFH décrit dans le détail les tâches de conception ergonomique prévues, au nombre desquelles figurent notamment :

- les activités d'analyse, de conception détaillée et d'essai et évaluation destinées à veiller à ce que la conception de la centrale reflète l'état des connaissances en matière de performances humaines sur les plans tant cognitif que physique;

- le choix des mesures en matière de génie qui seront appliquées à la conception ergonomique;
- la définition de jalons et de résultats attendus qui soient synchronisés avec le processus global de conception et qui permettent d'évaluer les progrès de la conception ergonomique.

Parmi les diverses activités de conception ergonomique, ce sont les tâches analytiques qui offrent les meilleures possibilités de réduire d'éventuelles erreurs humaines. Elles contribuent également à optimiser la conception du point de vue des performances humaines de la façon suivante :

- l'analyse des fonctions, effectuée le plus tôt possible dans le cours du processus de la conception, sert à définir et à évaluer les fonctions que doivent exécuter les divers systèmes de la centrale pour que soit atteint l'objectif global de produire de l'électricité dans des conditions sûres et fiables;
- les principes et critères de l'ingénierie des facteurs humains servent à déterminer les performances que l'on devra attendre des employés, du matériel et des logiciels pour assurer l'exploitation et la maintenance des systèmes, et à attribuer le contrôle des fonctions des systèmes au personnel ou à de l'équipement automatisé, ou aux deux à la fois.

Cette analyse des fonctions exige une bonne connaissance des besoins en matière de transmission et de traitement des données dans le cours de l'exploitation et de la maintenance, ainsi que des compétences et capacités de base que doivent posséder les travailleurs affectés à l'exploitation et à la maintenance. Le cas échéant – par exemple, lorsque les performances humaines sont jugées essentielles –, l'analyse des fonctions mènera à une analyse plus poussée des tâches, dont les résultats seront utilisés dans le cadre de l'activité de conception détaillée.

Pour ce qui est de l'exploitation de la centrale, les ergonomes produisent un document d'exploitation de base qui :

- décrit les principes et pratiques qui régissent, quelle que soit la situation, l'exploitation d'une centrale nucléaire CANDU;
- s'applique aux modèles issus de l'une ou l'autre des approches fondées sur une conception évolutive et sur une nouvelle conception;
- fournit le cadre de référence permettant de décrire les situations et activités à soutenir dans le cours de l'exploitation;
- décrit sommairement l'intention poursuivie en matière d'exploitation et la pratique préférée que toute proposition de modification des plans devra intégrer et soutenir;
- constitue un plan de référence des pratiques d'exploitation de la centrale qui permettra aux divers concepteurs de mieux se comprendre;
- aide à définir l'incidence des changements proposés;
- aide à documenter la pertinence, sur le plan de l'exploitation, des caractéristiques techniques;
- constitue un guide pour la mise en œuvre des modifications visant la conception.

Un document d'exploitation de base distinct est produit pour chaque réacteur CANDU.

12.2 Questions relatives à la gestion et à l'organisation

Chaque titulaire de permis adopte envers la gestion et l'organisation de la centrale une doctrine qui tient compte des possibilités et limites en matière de performances humaines. Cette doctrine s'articule à l'intérieur des niveaux hiérarchiques suivants :

- la responsabilité première en matière de performances humaines revient à chaque personne;
- la responsabilité de surveiller et rectifier les problèmes liés aux performances humaines incombe aux cadres de premier niveau;

- la direction détermine les résultats attendus et fournit les installations et les outils qui contribueront aux performances humaines;
- les entités de l'organisme n'appartenant pas aux services d'exécution offrent une surveillance indépendante des performances humaines.

Chacun des niveaux de cette hiérarchie est analysé en détail dans les sections suivantes.

12.2.1 La responsabilité première en matière de performances humaines de chaque personne

Une filière hiérarchique et une filière de communication, bien délimitées, sont établies dans l'ensemble de l'organisme afin de faire en sorte que chacun des employés soit conscient de ses responsabilités en matière de sûreté nucléaire. L'une des responsabilités premières du titulaire de permis de centrale nucléaire eu égard à la gestion consiste à instaurer une culture axée sur la sûreté qui mette l'accent sur la responsabilisation et l'engagement dont doit faire preuve chaque employé qui participe à une activité liée à la sûreté de la centrale. Si l'on veut réduire au minimum l'incidence des erreurs humaines, il faut que chacun reconnaisse et comprenne bien ces responsabilités, et qu'il n'hésite pas à remettre en question ses propres attitudes et à les réexaminer.

12.2.2 La responsabilité en matière de performances humaines des cadres de premier niveau

La principale méthode utilisée pour détecter les erreurs humaines consiste à participer directement au travail effectué en observant et en vérifiant le rendement des employés. La transmission des données et renseignements relatifs aux problèmes, tant en amont qu'en aval, au sein de la filière hiérarchique constitue la clé de la détection des erreurs. Il convient en outre d'encourager les employés à admettre leurs erreurs.

12.2.3 Les rôles et responsabilités de la direction

Au nombre des rôles et responsabilités de la direction en matière de performances humaines, figurent :

- une communication claire des résultats attendus en matière de performances humaines, au moyen de réunions, de politiques et de procédures;
- l'établissement d'une organisation efficace, où les responsabilités et pouvoirs sont bien définis et bien compris, comptant un nombre suffisant de travailleurs qualifiés;
- l'élaboration de procédures claires pour définir les tâches et les séquences liées à la sûreté, afin de réduire encore davantage les possibilités d'erreurs humaines; on peut améliorer les procédures de façon continue en y incorporant les leçons tirées de l'expérience, qui viennent à la fois de l'emploi des procédures par les employés et des examens de l'expérience d'exploitation interne et externe effectués par diverses entités;
- la prestation, à l'intention de chaque employé, 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'autoévaluations.

En outre, chaque palier de la direction est investi d'un niveau d'autorité déterminé, défini dans la Ligne de conduite pour l'exploitation (LCE) ou d'autres documents. Chaque gestionnaire a une vision claire de ce qu'il peut approuver et de ce qu'il doit soumettre à un supérieur hiérarchique. Les erreurs dans la prise de décision sont réduites au minimum en exigeant de toute personne qui approuve un document ou une activité qu'elle veille à ce que son geste soit adapté 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, les rapports de sûreté, les règlements sur la radioprotection et les manuels d'assurance de la qualité, par exemple – pertinentes;
- aux pratiques en matière d'exploitation et de maintenance;
- aux hypothèses et à l'intention inhérentes à la conception.

12.2.4 Les entités de l'organisme n'appartenant pas aux services d'exécution offrent une surveillance indépendante des performances humaines

Les performances humaines font également l'objet de diverses activités de surveillance qui, effectuées à plusieurs niveaux, relèvent d'entités de l'organisme n'appartenant pas aux services d'exécution.

Au sein d'OPG, le premier niveau de surveillance est assuré par le chef de l'assurance du rendement, lequel relève directement de chacun des vice-présidents de centrale.

Le chef de l'assurance du rendement élabore et exécute un plan de vérification qui s'harmonise avec les règles d'OPG relatives à l'assurance du rendement ainsi qu'avec les exigences liées au permis d'exploitation et avec les engagements pris par OPG envers la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN). Les évaluations et les activités de surveillance, axées sur le rendement, visant les fonctions rattachées à l'emplacement sont effectuées par le personnel affecté à l'assurance du rendement de chaque centrale. Les résultats sont ensuite consignés dans des documents, passés au filtre de l'analyse tendancielle, évalués et diffusés afin de faciliter la détection et la rectification de tout problème que ce processus pourrait dévoiler.

Le deuxième niveau de surveillance est assuré par le directeur de l'assurance du rendement, lequel :

- relève directement du vice-président à la direction et chef du nucléaire, et a pour tâche d'évaluer le rendement de toutes les fonctions d'OPG;
- entreprend et coordonne des évaluations internes et externes de la sûreté nucléaire, des inspections fonctionnelles des systèmes de sûreté, ainsi que des audits et activités de surveillance axés sur les objectifs et critères de rendement d'OPG.

Le troisième niveau de surveillance, assuré par le Comité de surveillance nucléaire (CSN), consiste en un vaste examen de la sûreté nucléaire qui, systématique et indépendant, vise à vérifier si les exigences de la politique de sûreté d'OPG sont respectées.

Le CSN remplit son rôle en examinant :

- les diverses activités axées sur la sûreté;
- l'organisation;
- les programmes;
- les procédures;
- les besoins en matière d'efficacité et les résultats obtenus;
- l'importance des incidents;
- les tendances susceptibles d'influer sur la sûreté nucléaire.

Le CSN relève directement du premier vice-président à la direction et chef du nucléaire, ainsi que du président-directeur général d'OPG.

Au-delà des groupes indépendants de surveillance de la sûreté œuvrant au sein d'OPG, le Groupe consultatif technique de la sûreté nucléaire et le Comité d'examen du secteur nucléaire relèvent directement du conseil d'administration d'OPG.

Sommairement, la mise en place, par la direction, d'une stratégie fondée sur la défense en profondeur est essentielle à la résolution des problèmes liés aux performances humaines dans le contexte de la sûreté nucléaire. Une telle stratégie est conçue de manière à neutraliser d'éventuelles erreurs humaines (ou défaillances mécaniques) grâce à des barrières successives qui empêchent les matières radioactives de se répandre dans l'environnement. Lorsque la stratégie est bien appliquée, il n'y a aucun risque qu'une erreur humaine (ou une défaillance mécanique) puisse compromettre la santé et la sécurité du public.

12.3 Rôle de l'organisme de réglementation eu égard au titulaire de permis

12.3.1 Rôle de l'organisme de réglementation

La CCSN a notamment pour rôle de s'assurer que le titulaire de permis réduit le plus possible les risques d'erreurs humaines lors de la conception, de l'exploitation, de la maintenance et du déclassement de ses installations. Le programme d'ergonomie de la CCSN porte sur un certain nombre d'éléments, au nombre desquels figurent notamment l'influence de l'organisme et de la direction en matière de sûreté, l'interface homme-machine et l'aménagement des lieux de travail, l'organisation du travail et la conception des tâches, les procédures et les outils de travail, l'expérience d'exploitation et les enquêtes sur les incidents et événements et l'analyse de la fiabilité du personnel.

Les activités de la CCSN dans le domaine de la gestion des facteurs humains consistent entre autres :

- à effectuer un examen des modifications importantes apportées à la conception et à l'organisation;
- à réaliser des audits et évaluations des programmes du titulaire de permis ayant une incidence sur les performances humaines (les mesures correctives et l'expérience d'exploitation ou le contrôle des modifications techniques, par exemple);
- à élaborer des documents d'application de la réglementation sur les facteurs humains.

12.3.2 Activités récentes de la CCSN en matière de gestion des facteurs humains

La présente section décrit sommairement les principales activités en matière de gestion des facteurs humains que la CCSN a réalisées au cours de la dernière année.

POLITIQUE SUR LES FACTEURS HUMAINS

En octobre 2000, la CCSN a publié la politique d'application de la réglementation P-119, *Politique sur les facteurs humains*. Consciente du fait que les facteurs humains ont une incidence sur le rendement des installations et des activités qu'elle réglemente, la CCSN fait état, dans le document P-119, 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. Lorsqu'elle étudie une demande de permis, la Commission doit évaluer les mesures proposées par le demandeur ou mises en œuvre par le titulaire de permis pour prendre en compte les facteurs humains, puis établir si ces mesures permettent effectivement de préserver la santé et la sécurité des personnes, de protéger l'environnement, de maintenir la sécurité nationale et de respecter les obligations internationales que le Canada a assumées.

GUIDES D'APPLICATION DE LA RÉGLEMENTATION SUR LES FACTEURS HUMAINS

La CCSN a diffusé au début de 2001, aux fins de consultation, deux guides d'application de la réglementation, à savoir les documents C-276, *Plan de programme d'ingénierie des facteurs humains*, et C-278, *Plan de vérification et de validation des facteurs humains*. Le document C-276 vise à aider les demandeurs et titulaires de permis à préparer un plan de programme efficace, qui intégrera de façon efficace

aux activités visées par le permis les éléments liés aux facteurs humains; il complète le document P-119, *Politique sur les facteurs humains*. Le document C-278 vise, pour sa part, à aider les demandeurs et titulaires de permis à préparer un plan de vérification et de validation des facteurs humains qui permettra d'établir que les éléments liés aux facteurs humains du projet ou de l'activité exigeant un permis de la CCSN ont été effectivement traités de façon appropriée, conformément au document P-119.

NOUVELLES INITIATIVES EN MATIÈRE DE CULTURE AXÉE SUR LA SÛRETÉ

L'un des principaux objectifs de la CCSN était de mettre au point et d'appliquer avant l'an 2000 une méthode systématique qui permette d'évaluer, en fonction des règlements, la gestion et l'organisation des exploitants. Cet objectif a été atteint.

Les résultats obtenus au cours des étapes antérieures du projet de recherche ont permis de mettre au point un modèle qui, prenant en compte les caractéristiques de l'organisation humaine d'une centrale nucléaire CANDU, s'inspire du modèle de l'appareil bureaucratique de Mintzberg. Ce modèle n'arrivait toutefois pas à décrire de façon satisfaisante l'influence qu'exercent sur les centrales nucléaires canadiennes divers facteurs liés à la gestion générale de l'entreprise et d'autres processus dynamiques d'origine externe. Le problème a été contourné en intégrant au modèle de l'appareil bureaucratique certains éléments tirés de deux autres modèles de Mintzberg, à savoir ceux de l'adhocratie et de la bureaucratie professionnelle. Ce modèle hybride a reçu le nom de « Canadian Adaptive Machine Model (CAMM) », soit de « modèle de l'appareil canadien adapté ».

Après avoir fait l'objet d'une application pilote dans une des centrales nucléaires réglementées par la CCSN, le modèle a été validé dans les installations de divers titulaires de permis, au nombre desquelles figuraient un réacteur de recherche, un accélérateur de particules, une installation de mine d'uranium et d'usine de concentration d'uranium et une usine de transformation. Servant désormais d'outil d'évaluation, ce modèle a déjà permis d'évaluer les installations de 11 titulaires de permis. Les résultats de ces évaluations permettent de disposer d'un profil descriptif de l'organisation qui fait ressortir tout autant les processus organisationnels efficaces que les aspects qui méritent d'être améliorés. La Commission utilise ces données, de concert avec les renseignements recueillis dans le cours des audits, inspections et autres évaluations, pour prendre des décisions éclairées eu égard à la délivrance de permis. La CCSN élabore actuellement des indicateurs de rendement qui se fondent sur l'ensemble des données recueillies jusqu'à maintenant.

FACTEURS HUMAINS ET CONTRÔLE DES MODIFICATIONS TECHNIQUES

Des modifications (le remplacement d'équipement vieillissant, par exemple) sont apportées à la conception des centrales nucléaires au cours de leur cycle de vie afin d'assurer leur conformité avec les exigences réglementaires ou d'améliorer leur sûreté et leur fiabilité. Il est fréquent que de telles modifications de conception aient pour effet de modifier l'interface homme-machine dans la salle de commande principale et ailleurs dans la centrale. Pour éviter que la sûreté ne soit compromise, le titulaire de permis doit systématiquement évaluer l'incidence de telles modifications sur les performances humaines et veiller à ce que la conception respecte toujours les principes et lignes directrices visant les facteurs humains. Faisant suite à un point à régler soulevé par la CCSN, OPG a élaboré un processus qui permet de faire le relevé des considérations liées aux facteurs humains et de les prendre en compte dans le cadre du processus global de contrôle des modifications techniques. Ce processus a été mis en œuvre dans les diverses centrales d'OPG en 2000.

FACTEURS HUMAINS ET DÉCLASSEMENT

La CCSN a récemment entrepris de faire l'inventaire de toutes les questions et préoccupations liées aux facteurs humains qui entrent en ligne de compte lors du déclassement. À l'heure actuelle, le guide d'application de la réglementation G-219, *Les plans de déclassement des activités autorisées*, expose

certaines des considérations relatives aux facteurs humains qui doivent être prises en compte dans le plan de déclassement détaillé. Certaines de ces questions sont, depuis toujours, traitées indirectement par l'intermédiaire du plan de santé et sécurité, d'une part, ainsi que de la formation fournie au personnel chargé des travaux de déclassement, d'autre part. Jugeant toutefois que, faute d'une approche axée sur les facteurs humains, certains de ces considérations risquent de passer inaperçues, la CCSN exige que les titulaires de permis établissent des plans détaillés dans lesquels ils indiqueront comment ils entendent tenir compte des questions relatives aux facteurs humains lors des diverses étapes du déclassement. Soucieuse d'aider les titulaires de permis à préparer de tels plans, la CCSN envisage d'élaborer un guide qui, portant sur les facteurs humains ayant une incidence sur le déclassement, fera état des considérations dont elle tient compte aux fins de la délivrance d'un permis de déclassement.

ARTICLE 13
L'assurance de la qualité

13.1 Politiques d'assurance de la qualité

Le gouvernement du Canada a pour politique d'utiliser, dans la mesure où elles permettent d'atteindre les objectifs réglementaires, les normes, lignes directrices et recommandations ayant cours à l'échelle internationale. En matière d'assurance de la qualité (AQ), la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) a étudié la possibilité d'accepter comme équivalent les normes nationales canadiennes et a choisi d'avoir recours aux séries de normes N286 et Z299 de l'Association canadienne de normalisation (CSA). La CCSN n'élabore des normes ou guides d'application de la réglementation sur l'AQ que dans la mesure où il est clair que les normes déjà en place ne permettent pas d'atteindre l'objectif réglementaire.

Les règlements d'application de la nouvelle *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (*LSRN*) exigent qu'un programme d'AQ soit mis en œuvre durant l'ensemble du cycle de vie de l'installation nucléaire. Toute demande de permis relative à la construction d'une installation nucléaire doit ainsi faire état du programme d'AQ proposé pour la conception. Le titulaire de permis doit en outre présenter, avant le début de chaque phase, les programmes d'AQ qu'il propose eu égard aux activités visées qui seront exécutées lors des diverses phases du cycle de vie de l'installation. Ces programmes devront par ailleurs être soumis suivant un calendrier qui permettra à l'organisme de réglementation de disposer de délais suffisants pour les examiner dans le détail. La CCSN exige que les conditions rattachées au permis s'appliquant à chacune des phases soient respectées.

En 1976, la Commission de contrôle de l'énergie atomique – à laquelle la CCSN a succédé – a proposé que des normes d'AQ en matière nucléaire soient élaborées. Un premier comité, composé de représentants du secteur et présidé par un membre du personnel de la CCSN, a ainsi été formé. L'Association canadienne de normalisation (CSA) a mis au point et publié la série de normes d'AQ N286, qui portent sur les activités liées aux diverses phases du cycle de vie d'une centrale nucléaire, à savoir :

- l'approvisionnement;
- la conception;
- la construction;
- la mise en service;
- l'exploitation;
- le déclassement.

Toutes les normes de la série N286 de la CSA incorporent un ensemble de principes de gestion élaborés par le comité de la N286. La deuxième édition de la norme N286.7 de la CSA, publiée en 1999, vise à établir un ensemble complet d'exigences relatives à l'AQ s'appliquant aux programmes informatiques utilisés à des fins d'analyse, de conception et d'applications scientifiques. La norme de premier recours N286.0 de la CSA, qui traite des exigences générales relatives au programme global d'AQ, fait actuellement l'objet d'un examen qui permettra éventuellement de l'améliorer et de l'harmoniser avec les normes internationales.

Au minimum, les politiques et programmes d'AQ que les titulaires de permis sont tenus d'élaborer et d'appliquer doivent satisfaire à ces normes. Il convient par ailleurs de noter que, puisque ces normes sont le fruit d'un consensus, l'organisme de réglementation peut toujours les assortir d'exigences supplémentaires.

Le titulaire de permis doit mettre au point des politiques visant deux niveaux d'application distincts, à savoir :

- les politiques du premier niveau qui, visant les responsabilités du propriétaire en matière de surveillance, portent sur toutes les phases du cycle de vie de la centrale nucléaire, depuis sa conception jusqu'à son déclassement;
- les politiques du second niveau qui, s'appliquant à chacune des phases considérées individuellement, ont pour effet d'amener le titulaire de permis à déterminer lui-même les exigences et l'orientation visant tant l'ensemble de son propre organisme que les organismes de l'extérieur.

Ces exigences et cette orientation s'appliquent aux activités d'AQ propres aux différentes phases du cycle de vie d'une centrale nucléaire. L'entreprise qui en est le propriétaire est dès lors dans l'obligation de veiller à ce que toutes ces activités soient menées à bien. Les organismes responsables des travaux élaborent, à des fins de contrôle, leurs propres politiques et pratiques.

Un programme d'AQ est un programme cadre qui permet de veiller à ce que les programmes, normes, politiques et procédures nécessaires pour assurer l'exploitation sûre de l'installation soient élaborés, documentés et mis en œuvre conformément aux exigences énoncées. Le piètre rendement qu'enregistrent depuis toujours les exploitants en matière d'AQ a amené la CCSN à inclure dans le permis de toute centrale nucléaire une condition stipulant que la série de normes N286 de la CSA constitue une exigence réglementaire pour les programmes d'AQ. Ces normes précisent que l'organisme responsable de l'exploitation de la centrale nucléaire doit établir et mettre en œuvre un programme d'AQ pour les produits et services qu'il offre.

13.2 Application des programmes d'AQ au cycle de vie

Aux termes de la *LSRN*, la CCSN a le pouvoir d'établir – et ce, pour les installations nucléaires ou pour une partie de ces installations – des règlements visant tout aussi bien les activités liées aux diverses phases du cycle de vie des centrales nucléaires (voir la section 13.1) que les activités suivantes :

- le choix de l'emplacement;
- la maintenance;
- les modifications;
- l'abandon;
- l'évacuation.

Cette nouvelle loi et ses règlements d'application exigent des titulaires de permis qu'ils élaborent et mettent en œuvre des programmes d'AQ pendant toute la vie utile de la centrale.

La CCSN exige des titulaires de permis et des autres organismes qui participent aux activités liées à la sûreté nucléaire qu'ils établissent et mettent en œuvre des programmes d'AQ. Ces programmes, qui sont appliqués durant toutes les phases du cycle de vie de la centrale – depuis sa conception jusqu'à son déclassement –, visent au premier chef à faciliter et à appuyer, pendant chacune de ces étapes, la réalisation des objectifs de sûreté et à faire en sorte qu'ils soient maintenus. Les programmes d'AQ doivent être axés sur le rendement et mettre l'accent sur le fait que cette responsabilité incombe entièrement aux personnes qui exécutent les travaux, à savoir :

- les concepteurs;
- les constructeurs;
- les fabricants;
- les opérateurs;
- les préposés à la maintenance;
- le personnel affecté à la radioprotection.

Le titulaire de permis et les autres organismes en cause doivent démontrer, à la satisfaction de la CCSN, que les exigences en matière d'AQ sont effectivement respectées.

La sûreté nucléaire constitue le critère fondamental quand vient le moment de définir les éléments, activités et procédés qui seront visés par les programmes d'AQ à chacune des phases du cycle de vie de la centrale. Les normes d'AQ servent à définir ce que l'on entend par « lié à la sûreté ». La CCSN exige des titulaires de permis qu'ils fassent état des éléments, activités et procédés qui sont liés à la sûreté suivant cette définition, et elle voit à les examiner pour déterminer s'ils seront acceptés.

Entre autres, le programme d'AQ prévoit des mesures de contrôle et explique dans le détail la façon dont les titulaires de permis géreront, exécuteront et évalueront le travail à effectuer au cours de chacune des phases du cycle de vie de la centrale. Il s'agit là d'un élément fondamental puisque la vie des projets, qui transcende les générations, impose que les décisions, actions et résultats obtenus soient soumis à des processus systématiques. Le programme d'AQ permet de renseigner toutes les personnes en cause au sujet des facteurs suivants :

- la structure organisationnelle;
- les responsabilités fonctionnelles;
- les niveaux d'autorité;
- les méthodes de communication et de prise de décision.

Ces renseignements sont utilisés par les personnes chargées de la gestion et de l'exécution des travaux et de l'évaluation de leur pertinence. Le programme englobe en outre la mise en œuvre de divers éléments de gestion, au nombre desquels figurent notamment :

- la planification;
- la formation;
- l'affectation des ressources;
- l'émission de directives et la définition de pratiques de travail.

L'organisation du titulaire de permis, de même que les méthodes qu'il utilise pour traiter et contrôler l'exécution du travail, évolue au fur et à mesure qu'il passe d'une phase à l'autre. Il est alors appelé à décrire ces variations et à modifier ses processus de gestion en conséquence. En conformité avec le programme d'AQ visant l'ensemble de l'installation nucléaire, il doit surveiller les activités menées dans les diverses disciplines propres au projet et en demeurer ainsi responsable en toute circonstance.

Le programme d'AQ garantit que, durant toutes les phases du cycle de vie de l'installation, les travaux seront planifiés, contrôlés et exécutés en conformité avec :

- les codes;
- les normes;
- les spécifications;
- les directives.

Ce programme est obligatoire pour tout le personnel dont le travail, au sein de l'installation, peut influer sur la sûreté nucléaire. Il régit également les travaux exécutés par des organismes autres que le titulaire de permis, de l'extérieur. À chacun des niveaux, les responsabilités sont élaborées, comprises et exercées en veillant à ce que chaque personne assume la responsabilité de la qualité du travail qu'elle effectue. Ces dispositions doivent être en place pendant toutes les phases du cycle de vie de l'installation, depuis sa conception jusqu'à son déclassement.

13.3 Méthodes utilisées pour appliquer et évaluer les programmes d'AQ

Au-delà des examens et vérifications effectués, à l'interne, par le titulaire de permis, la CCSN examine la documentation qui sert à faire connaître dans le détail au personnel les exigences du programme d'AQ. Lorsque le programme est accepté, la CCSN planifie et exécute des audits en temps réel pour veiller à ce que le titulaire 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 activités suivantes qu'exécute le titulaire de permis à chaque phase des travaux :

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

Lorsque des anomalies sont décelées, le titulaire de permis est mis au fait de la situation, qu'il est tenu de corriger. La CCSN produit des rapports faisant état dans le détail des résultats des audits, et elle les fait parvenir au titulaire de permis, qui doit alors non seulement prendre les mesures qui s'imposent mais encore répondre à la Commission. Il peut arriver que la CCSN décide d'avoir recours à une procédure de mise à exécution.

Les programmes d'AQ du titulaire de permis sont aussi assujettis à deux genres d'audits internes. Les premiers relèvent de la phase ou de la discipline en cause. Le secteur du titulaire de permis chargé de la conception de la centrale nucléaire peut ainsi, par exemple, effectuer des audits qui lui permettront de s'assurer que l'installation continue de satisfaire aux exigences techniques et que les processus de gestion sont respectés. Les seconds audits et examens, qui sont menés à l'échelon de l'ensemble de l'entreprise, visent à déterminer si les politiques globales d'AQ sont effectivement mises en application. Ce genre de vérification s'impose tout particulièrement lorsqu'il convient de créer des interfaces entre les disciplines techniques et de redéfinir des responsabilités qui passeront d'un organisme à un autre au fur et à mesure que les travaux eux-mêmes évolueront d'une phase, d'une discipline ou d'un organisme à l'autre. Lorsqu'il détecte une anomalie, le titulaire de permis doit évaluer l'ampleur du problème et son incidence sur la sûreté. Il est en outre alors tenu de dégager la défaillance qui, à l'intérieur du processus de gestion, a causé le problème et d'apporter les correctifs qui s'imposent.

De même, s'il doit faire appel à une entreprise de l'extérieur pour exécuter des travaux quelconques, le titulaire de permis doit veiller à ce qu'elle soit informée des exigences d'AQ et à qu'elle s'y conforme. Il sera en outre bien avisé de s'assurer, avant de lui confier les travaux, qu'elle possède un programme d'AQ acceptable. Puis, au fur et à mesure que les travaux progresseront, il effectuera des examens, audits et inspections en temps réel pour s'assurer que le travail en cours d'exécution satisfait aux exigences. La fréquence des activités de vérification sera déterminée par des facteurs tels que l'importance du travaux sur le plan de la sûreté et le rendement de l'entreprise.

Les vérifications menées par le personnel de la CCSN visent avant tout à déterminer si le titulaire de permis applique ces normes et s'il est en mesure de démontrer que :

- les rôles et responsabilités associés aux divers programmes de la centrale sont définis de façon cohérente;
- les programmes de la centrale sont mis en œuvre d'une manière structurée;
- les modifications et interactions entre les programmes font l'objet d'un contrôle;
- des autoévaluations sont effectuées à l'interne et que les mesures correctives appropriées sont prises.

La CCSN estime qu'un piètre rendement en matière d'AQ aura nécessairement des répercussions sur l'efficacité des programmes de la centrale, et une incidence négative sur la sûreté.

En matière d'AQ, l'ensemble du secteur nucléaire au Canada ne manifeste depuis toujours qu'un rendement qualifié d'acceptable sous condition par la CCSN. Cette réserve ne pourra donc être supprimée que dans la mesure où toutes les centrales du secteur auront enregistré une nette amélioration tant au titre de la surveillance globale exercée au niveau de l'ensemble de leur entreprise qu'au chapitre du degré de mise en œuvre des programmes d'AQ. Deux entreprises de services publics du secteur nucléaire ont récemment lancé des initiatives de rationalisation et d'amélioration du rendement à cet égard.

Ontario Power Generation (OPG) poursuit ainsi la mise en œuvre de son important programme d'amélioration, le Plan d'optimisation des biens de production nucléaire (POBPN), dont l'un des objectifs est de consolider et de simplifier les procédés administratifs de base dans un ensemble de documents constitutifs. La majorité des documents ont été produits, et la CCSN est en voie de les examiner afin de déterminer si les exigences relatives aux programmes d'AQ sont satisfaites.

La Société d'énergie du Nouveau-Brunswick (Énergie NB) travaille pour sa part avec des consultants de l'extérieur en vue de définir et d'étayer dans des documents une structure de gestion cohérente qui satisfera aux exigences du programme d'AQ. Grâce à son nouveau plan de description des processus, Énergie NB a réussi à définir chacun de ses processus administratifs de base, à faire état de leurs exigences et à confier à des groupes de travail la tâche de les décrire, en dressant leur organigramme.

ARTICLE 14
L'évaluation et la vérification de la sûreté

14.1 Processus de délivrance de permis et rapports d'analyse de sûreté relatifs aux différentes phases du cycle de la vie d'une centrale nucléaire

La section 7.3 fait état du processus de délivrance de permis, y compris des exigences relatives à la préparation de rapports, pour ce qui est de l'acceptation de l'emplacement, de l'autorisation de construire et de la délivrance du permis d'exploitation. La section 7.4.1 porte sur le processus de renouvellement du permis d'exploitation, ainsi que sur les activités de vérification de la conformité effectuées par le personnel de la CCSN et sur le mécanisme d'approbation des modifications visant une centrale.

Les rapports qui doivent être soumis à la CCSN sont énumérés dans le document d'application de la réglementation R-99 (janvier 1995), *Centrales nucléaires en exploitation : Rapports à soumettre à la CCEA* et sommairement présentés dans la section 9.2. Ils comprennent le rapport de sûreté préliminaire, exigé pour l'autorisation de construire, et le rapport de sûreté final, exigé pour la délivrance du permis d'exploitation. Le rapport de sûreté comporte :

- une description de la conception de l'installation et de ses principaux dispositifs de sûreté;
- l'analyse de sûreté exigée pour démontrer l'efficacité des systèmes spéciaux de sûreté dans des conditions tant normales qu'anormales.

Les normes auxquelles doivent satisfaire les systèmes spéciaux de sûreté sont décrites dans les documents d'application de la réglementation R-7, R-8 et R-9. Le document de consultation C-6 (juin 1980), *Analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU*, énonce les lignes directrices présidant aux exigences relatives à l'analyse de sûreté abordées à l'article 6 du présent rapport. La CCSN évalue les rapports d'analyse de sûreté propres à chaque centrale ainsi que les documents connexes. Lorsqu'approuvés par la Commission, ces rapports et documents sont utilisés aux fins de la vérification du rendement en matière de sûreté.

Le processus de délivrance de permis se fonde sur les principaux éléments suivants.

- Une évaluation environnementale est obligatoirement effectuée pour chaque nouveau projet.

- Le processus s'enclenche très tôt dans le cours de la vie du projet, et l'évaluation de la conception de l'installation nucléaire débute bien avant que la demande d'acceptation de l'emplacement choisi n'ait été reçue.

- Le demandeur obtient un permis de préparation de l'emplacement.

- Les experts de la CCSN effectuent une évaluation exhaustive de la sûreté à chacune des étapes du processus de délivrance de permis.

- Lorsque l'autorisation de construire a été accordée, la CCSN met sur pied un bureau de projet, doté d'un personnel à temps plein, à l'emplacement futur du réacteur afin d'assurer la surveillance soutenue de toutes les activités liées à la sûreté pendant la construction, la mise en service et l'exploitation de la centrale.

- Dans le cadre du processus de délivrance de permis, la CCSN exige que le demandeur informe la population de façon appropriée de toutes les activités envisagées et qu'il mette donc en place, à ces fins, un programme d'information publique dans le cadre duquel il pourra notamment :
  - faire part de son intention de demander un permis;
  - diffuser des rapports aux fins d'examen public;
  - tenir des rencontres pour permettre au public de prendre part au processus d'examen.

- Le personnel de la CCSN ne recommandera, le cas échéant, qu'une demande de permis soit approuvée que lorsque toutes les exigences des organismes fédéraux, provinciaux et municipaux concernés auront été respectées. Ces exigences font l'objet d'une description plus détaillée dans la section 7.3.

- La CCSN assure de façon continue l'examen, l'évaluation et la surveillance du projet pour veiller au respect des normes de sûreté. Les activités exécutées par le personnel de la CCSN à cet égard sont décrites dans les sections 7.4 et 8.1.

14.2 Activités du titulaire de permis et de l'organisme de réglementation visant l'évaluation et la vérification de la sûreté

Les exploitants et la CCSN assurent une surveillance continue des centrales nucléaires au Canada, tout en effectuant des évaluations périodiques de la sûreté. Au nombre des activités afférentes à l'évaluation du rendement des centrales, figurent :

- les évaluations de la sûreté (ces évaluations et leurs principaux résultats sont décrits dans les sections 6.2 et 6.3 et dans l'annexe 6.3);
- les audits et les inspections (voir la section 7.4);
- les évaluations relatives au renouvellement du permis (voir la section 7.4.1).

De plus, les autoévaluations réalisées par les entreprises de services publics sont essentielles à l'amélioration continue de la sûreté et de la fiabilité de l'exploitation des centrales nucléaires. Ces autoévaluations comprennent les volets suivants :

- les évaluations effectuées par les travailleurs;
- les évaluations effectuées par la direction;
- les évaluations indépendantes.

Les évaluations effectuées par les travailleurs constituent une activité continue. Portant sur le quotidien, elles forment, pour une période déterminée quelconque, l'assise des évaluations périodiques qui, réalisées par la direction, favoriseront une amélioration continue. La direction doit par ailleurs savoir jusqu'à quel point ses évaluations sont efficaces, et elle fait dès lors effectuer de temps à autre, aux fins de validation, des évaluations indépendantes.

Le programme d'autoévaluation constitue également un processus continu, qui permet de déterminer la qualité des initiatives que prennent les propriétaires ou exploitants des centrales pour se conformer aux exigences. Tous les paliers de la direction sont tenus de procéder à de telles évaluations, qui mettent l'accent sur l'affectation des ressources, humaines et autres, nécessaires à la poursuite des buts et objectifs de l'organisme.

La haute direction a ainsi recours à l'autoévaluation pour déterminer si le rendement global est effectivement axé sur la réalisation, en matière de sûreté notamment, des objectifs stratégiques.

Les rapports produits par les cadres intermédiaires, qui présentent un résumé des résultats des évaluations et analyses exigées en vertu des règlements, renferment pour leur part des données sur le rendement global de l'organisme. Ils permettent en outre de cibler les mesures qui pourraient être prises pour susciter certaines améliorations. Les cadres intermédiaires attachent par ailleurs une grande importance à la surveillance et à l'analyse du rendement des travailleurs, de sorte que leurs rapports pourraient notamment porter sur les éléments suivants :

- la surveillance des équipements, des services et des processus;
- l'examen et la validation des documents relatifs à la conception;
- l'examen des procédures et des dossiers;
- l'observation des évaluations indépendantes;
- la visite régulière des installations.

Quant aux cadres subalternes, ils doivent régulièrement observer le travail effectué, notamment au moyen d'inspections et de tests. L'entreprise doit disposer d'assises solides, fondées sur :

- le respect des procédures;
- une culture axée sur l'autocritique;
- une attitude critique;
- une volonté de découvrir ses propres erreurs.

Faute de telles assises, les évaluations fondées sur le rendement et les programmes d'autoévaluation ne pourront atteindre leur but.

Ontario Power Generation (OPG), la Société d'énergie du Nouveau-Brunswick (Énergie NB), Bruce Power Inc. et Hydro-Québec mettent toutes en œuvre des programmes d'autoévaluation.

14.3 Programmes de vérification de la sûreté

Les programmes de vérification de la sûreté qui sont mis en œuvre portent notamment sur :

- la maintenance;
- la fiabilité;
- la gestion du vieillissement;
- l'intégrité des composants sous pression;
- la protection contre les incendies;
- la qualification environnementale.

Les sections suivantes traitent plus à fond de ces programmes, tandis que la section 14.4 décrit les activités des titulaires de permis et de l'organisme de réglementation lors de la remise en service ou de la remise à neuf des centrales vieillissantes.

14.3.1 Programmes de maintenance

À l'heure actuelle, les permis d'exploitation sont assortis d'une condition exigeant du titulaire qu'il élabore un programme de maintenance et qu'il le documente. Cette condition s'énonce de la façon suivante :

- Afin de limiter, pendant la vie utile de l'installation nucléaire, les risques liés à la défaillance ou à l'indisponibilité de tout système, structure ou composant dont le rendement peut avoir une incidence sur l'exploitation sûre ou sur la sécurité de l'installation, le titulaire de permis doit établir un programme de maintenance, le mettre en œuvre et le documenter.

- Le programme de maintenance doit notamment prévoir la réalisation d'inspections et de tests ainsi que l'exécution de travaux de maintenance d'une qualité telle que la disponibilité, la fiabilité et l'efficacité de tout système, structure et composant continueront de satisfaire aux exigences énoncées dans les documents relatifs à la conception et les rapports d'analyse énumérés dans les documents du titulaire de permis (le genre de documents varie suivant l'installation).

Pour être efficace, le programme de maintenance doit à tout le moins comporter les éléments suivants :

- prévoir la présence d'un nombre suffisant de travailleurs qualifiés pour exécuter de façon sûre le programme de maintenance;
- assurer aux travailleurs la formation dont ils auront besoin pour exécuter de façon sûre le programme de maintenance;
- établir un calendrier de maintenance bien planifié et instaurer un mécanisme de suivi qui permettra de veiller à ce que les tâches de maintenance soient exécutées conformément à ce calendrier;
- instaurer un mécanisme qui permettra de consigner les lacunes relevées ou les tâches de maintenance prévues, et d'amorcer et contrôler ces activités;
- instaurer un mécanisme pour enregistrer, contrôler et autoriser des modifications temporaires à l'équipement;
- établir un processus d'inspection des systèmes importants comportant des composants sous pression, tels que le circuit caloporteur, l'enceinte de confinement et les circuits du côté secondaire; ces inspections sont assujetties aux normes de l'Association canadienne de normalisation (CSA), et il est convenu que la CCSN examinera et approuvera les résultats de toute inspection de ce genre – effectuée dans le cadre du programme d'inspections périodiques ou du programme d'inspections en service – attestant d'une défectuosité importante des composants sous pression;
- faire en sorte que les examens fassent état :
  - de la pertinence du calendrier de maintenance et de sa mise en application;
  - de la pertinence des services fournis antérieurement dans le cadre de travaux de maintenance tant préventive que corrective pour répondre aux besoins opérationnels;
  - de l'assurance que, au terme des activités de maintenance, des tests ou des inspections en service visant les systèmes, structures et composants touchés ne seront remis en service que lorsque leur configuration respective aura été vérifiée et que l'on aura confirmé qu'ils peuvent être remis en service en toute sûreté;
  - de la pertinence du contrôle et de la gestion des arriérés de travaux de maintenance tant préventive que corrective;
  - du contrôle de la dose de rayonnement aux préposés à la maintenance;
  - de l'observation des normes d'assurance de la qualité;
  - de la pertinence des procédures de travail;
  - de l'efficacité des dispositions visant les activités de surveillance, les tests et les évaluations;
  - de la détection des effets des défaillances des systèmes, structures et composants, ainsi que de leurs incidences sur la santé et la sécurité des personnes, sur la sécurité nationale ou sur l'environnement.

Depuis le milieu des années 80, la CCSN accorde de plus en plus d'attention aux normes régissant l'exploitation et la maintenance des centrales nucléaires CANDU. Son personnel en poste dans les centrales a élaboré et met en œuvre, depuis nombre d'années déjà, un programme structuré et régulier d'examen de la conformité prévoyant des visites dans les centrales et des inspections détaillées des systèmes.

14.3.2 Programmes de fiabilité

Les systèmes de sûreté doivent être suffisamment fiables pour satisfaire aux exigences de rendement énoncées dans les analyses de sûreté. Les exigences auxquelles doivent satisfaire les systèmes spéciaux de sûreté [systèmes d'arrêt d'urgence (SAU) n^{os} 1 et 2, système de refroidissement d'urgence du cœur (SRUC)

et enceinte de confinement] en matière de fiabilité sont énoncées dans les guides d'application de la réglementation pour les enceintes de confinement (R-7), pour les systèmes d'arrêt d'urgence (R-8) et pour les systèmes de refroidissement d'urgence du cœur (R-9). S'il est expressément fait renvoi à ces guides dans le permis d'exploitation de la centrale nucléaire de Darlington, il n'en va pas de même pour les permis des centrales de Pickering-A, de Pickering-B, de Bruce-A, de Bruce-B, de Gentilly-2 et de Point Lepreau.

L'objectif d'indisponibilité pour ces systèmes spéciaux de sûreté est fixé à 10^{-3}. Par ailleurs, les objectifs établis pour les autres systèmes liés à la sûreté et circuits importants pour la sûreté sont précisés dans les documents du titulaire de permis qui ont été approuvés et acceptés par la CCSN.

Le document d'application de la réglementation R-99 stipule qu'un rapport annuel sur la fiabilité doit être produit pour tous les réacteurs. Pour l'essentiel, ce rapport établit sommairement dans quelle mesure les installations satisfont aux exigences de la norme en matière de fiabilité. En général, le programme d'assurance de la fiabilité de tous les systèmes de sûreté d'une centrale – les systèmes spéciaux de sûreté et les autres systèmes liés à la sûreté et circuits importants pour la sûreté – prévoit toute une gamme d'activités qui sont mises en œuvre à la fréquence appropriée, qui varie selon la nature de l'activité. Certaines activités sont exécutées fréquemment ou de façon continue pendant toute la durée du programme et d'autres, une seule fois, périodiquement ou à une fréquence relativement faible pendant cette même durée.

Le programme d'assurance de la fiabilité des systèmes de sûreté d'une centrale comprend donc des mesures ponctuelles telles que l'identification et la description des systèmes de sûreté, la définition de leur objectif d'indisponibilité respectif, la détermination de leurs éventuels modes de défaillance et l'établissement de leurs caractéristiques de conception et des exigences auxquelles ils doivent satisfaire en matière de rendement. Mais il englobe également des activités continues ou répétitives – dont des évaluations, des inspections, des tests, des vérifications et des activités de surveillance –, auxquelles s'ajoutent la consignation de données sur le rendement du programme et l'établissement de rapports faisant état des résultats obtenus.

À la fin de l'année, le titulaire de permis de chaque centrale nucléaire doit soumettre un rapport sur la fiabilité. Ce rapport comporte une évaluation de la fiabilité de chaque système spécial de sûreté et de tout autre système lié à la sûreté soumis à des conditions de fiabilité. Il doit traiter des aspects suivants :

- l'exécution de tous les tests exigés;
- une évaluation de l'aptitude du système à satisfaire aux exigences de fiabilité lors d'incidents survenus en cours d'année;
- un examen des indices de la fiabilité effective du système;
- une évaluation de la fiabilité prévue.

L'évaluation annuelle de la fiabilité prévue doit comporter un examen des différences entre l'état réel du système et les données utilisées dans l'analyse de fiabilité. Cet examen doit tenir compte :

- des différences entre la conception du système réel et le modèle utilisé;
- des différences entre les procédures d'exploitation ou de maintenance réelles et celles qui ont été retenues par hypothèse dans l'analyse;
- des différences entre le rendement réel des composants et du système et celui qui a été retenu par hypothèse dans l'analyse;
- de tout nouveau mode de défaillance ou de toute nouvelle tendance à cet égard;
- des différences entre les taux de défaillance réels des composants et ceux du modèle utilisé.

Si l'examen fait ressortir des différences qui invalident les résultats de l'analyse de fiabilité, celle-ci doit être reprise. Par ailleurs, si la fiabilité prévue d'un système spécial de sûreté ou d'un système lié à la sûreté est jugée inférieure à l'objectif d'indisponibilité, il y aura lieu de croire que le système n'est pas conforme à ses

caractéristiques de conception. Cependant, un tel écart ne signifiera pas forcément que le système visé n'est pas en mesure de remplir sa fonction. Dans un tel cas, le rapport sur la fiabilité devra comprendre :

- une évaluation, étayée d'une discussion, de la signification des résultats;
- une description des mesures à prendre pour faire en sorte que la fiabilité prévue du système corresponde à l'objectif d'indisponibilité établi;
- le calendrier de mise en œuvre de telles mesures.

Les centrales nucléaires au Canada se dotent de programmes de fiabilité dès l'étape de la conception et de la construction. Une norme qui donnera une forme officielle aux programmes déjà en place dans les centrales nucléaires au Canada est actuellement en voie d'élaboration. Elle fait suite à la publication du document de consultation C-98, *Fiabilité des systèmes importants pour la sûreté des installations de réacteur nucléaire* (Rév. 1, juin 1998), pour lequel le processus de consultation publique est maintenant terminé.

ÉTUDE PROBABILISTE DE SÛRETÉ

Bien que l'étude probabiliste de sûreté (EPS) ne constitue pas une exigence réglementaire au Canada, elle n'en est pas moins définie, dans le guide d'application de la réglementation C-006 (Rév. 1, septembre 1999), *Analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU*, comme faisant partie de l'analyse de sûreté. Trois autres documents d'application de la réglementation connexes, portant sur l'instauration d'une prise de décision qui tienne compte tant des facteurs de risque eux-mêmes que des résultats de l'EPS, sont en voie d'élaboration.

OPG, qui a déjà effectué des EPS pour les centrales de Pickering-A, de Bruce-B et de Darlington, est en voie d'en réaliser une pour la centrale de Pickering-B. L'EPS de Bruce-A était achevée à plus de 60 % lorsque la centrale a été mise à l'arrêt. Celle de la centrale de Darlington fait actuellement l'objet d'une mise à jour. Les résultats de l'EPS de Pickering-A ont servi à établir les conditions relatives à la remise en service de la centrale. OPG a par ailleurs commencé à utiliser des arguments probabilistes dans les documents qu'elle présente à la CCSN. Aucune EPS n'a été effectuée pour les centrales de Point Lepreau et de Gentilly-2, mais la CCSN a indiqué qu'une telle étude devrait être réalisée dans le cadre de l'examen de sûreté périodique auquel il conviendra de procéder avant que ces réacteurs ne puissent être remis à neuf (voir la section 14.4.2 pour ce qui est de la remise à neuf du réacteur de la centrale de Point Lepreau).

Selon les EPS effectuées jusqu'à maintenant, les principaux facteurs de risque varient considérablement d'une centrale à l'autre, ce qui tend à confirmer le fait que les résultats de telles analyses ne peuvent faire l'objet d'une utilisation générique, et qu'elles ne s'appliquent donc qu'à la centrale visée. Ces EPS ont par ailleurs permis de juger de l'importance de certaines caractéristiques des centrales qui, bien que connues depuis leur mise en service, n'avaient pas été considérées jusque là comme critiques pour la sûreté, puis d'avoir recours à des mesures réglementaires pour exiger que des améliorations soient apportées aux centrales. Au nombre des caractéristiques importantes ainsi relevées, figurent le système d'éventage d'urgence du bâtiment de la turbine de la centrale de Bruce-B et l'effet d'interaction entre le système de refroidissement d'urgence du cœur et le circuit du modérateur à la centrale de Pickering-A. L'existence d'une telle lacune associée à cet effet d'interaction était connue, mais on n'en avait pas réalisé l'importance pour la sûreté jusqu'à ce que soit terminée l'Évaluation des risques pour Pickering-A (ERPA). La suppression de cet effet constitue une condition préalable à l'autorisation de la remise en service de la centrale de Pickering-A (voir la section 14.4.1 et l'annexe 14.1). Ayant par ailleurs terminé l'Évaluation des risques pour Bruce-B et reconnu l'importance du système d'éventage d'urgence du bâtiment de la turbine, OPG a pris les mesures correctives appropriées.

14.3.3 Évaluation et gestion du vieillissement

Consciente des effets que peut avoir la dégradation due au vieillissement des systèmes, structures et composants essentiels – réduction des marges de sûreté nominales et invalidation éventuelle des résultats des analyses de sûreté –, la CCSN a entrepris de définir sa position, sur le plan réglementaire, quant aux exigences relatives à la gestion du vieillissement de l'équipement.

En 1990, la CCSN a exigé de chacun des titulaires de permis qu'il lui soumette une description sommaire des moyens qu'il met en œuvre pour s'assurer, au fur et à mesure que vieillit la centrale, du maintien de sa sûreté. L'avis ainsi émis invitait les titulaires de permis à considérer les aspects suivants :

- la validité soutenue des analyses de l'état stationnaire et des analyses dynamiques de la centrale lorsque certaines caractéristiques – le débit et le taux de transfert thermique, par exemple – ont changé;
- la portée de l'examen des mécanismes de dégradation qui pourraient avoir une incidence marquée sur la sûreté et qui pourraient dès lors nécessiter des modifications aux programmes visant les activités de surveillance et les tests;
- la validité soutenue des analyses de fiabilité des systèmes spéciaux de sûreté, des systèmes de soutien à la sûreté et des systèmes liés à la sûreté, compte tenu de l'évolution connue ou prévue des taux de défaillance des composants;
- le bien-fondé du programme de maintenance envisagé.

Au début des années 90, la CCSN a diffusé les recommandations qu'elle envisageait en vue de définir sa position, sur le plan réglementaire, quant aux exigences relatives à la gestion du vieillissement. Sa proposition visait essentiellement à faire en sorte que la dégradation due au vieillissement des systèmes, structures et composants des centrales nucléaires soit gérée de manière à ce que le risque auquel les membres du public, les travailleurs et l'environnement sont exposés du fait de leur exploitation demeure en deçà des limites annoncées et convenues lors de l'enclenchement du processus de délivrance de permis.

La CCSN recommandait que ce programme puisse faire l'objet de vérifications et qu'il soit de nature à favoriser une gestion efficace de la dégradation due au vieillissement :

- de tout composant dans la mesure où elle pourrait accroître la probabilité d'une panne d'un système fonctionnel ou en aggraver les conséquences;
- de tout circuit de soutien à la sûreté ou de tout système lié à la sûreté dans la mesure où elle pourrait réduire l'efficacité ou la fiabilité d'un système spécial de sûreté;
- de tout autre élément dans la mesure où elle pourrait engendrer une modification des paramètres clés des systèmes (débit, taux de transfert thermique, chute de pression, etc.) si importante qu'elle viendrait influer sur les seuils retenus par hypothèse dans le rapport de sûreté.

Les propriétaires de centrales nucléaires au Canada ont fait des progrès raisonnables pour ce qui est de l'élaboration de programmes de gestion du vieillissement de l'équipement. Chez certains titulaires de permis, les programmes de gestion visant l'ensemble de la vie utile de la centrale mettent suffisamment l'accent sur la sûreté pour ce qui est de la détermination des composants critiques et des normes de rendement exigées aux termes des dispositions réglementaires proposées. Chez d'autres, nombre des processus de gestion requis ont été mis en place, bien que les programmes connexes n'aient pas été intégrés dans un programme cadre de gestion du vieillissement.

Alors que les réacteurs nucléaires vieillissent et que les composants critiques commencent à se détériorer, l'organisme de réglementation est de plus en plus amené à se décider des critères qui permettront de déterminer si une centrale peut ou non être maintenue en exploitation. Par ailleurs, il lui incombe en outre de se pencher sur la question de l'évolution des normes relatives à la sûreté nucléaire en prenant en compte les progrès techniques et les attentes de plus en plus élevées du public. Grâce à ses règlements non normatifs et

à son cycle de renouvellement des permis, la CCSN dispose de la souplesse voulue pour s'adapter à ces transformations. Mais elle n'en reconnaît pas moins que le processus d'examen de la sûreté déjà en place doit être amélioré pour faire en sorte qu'il offre les garanties nécessaires au maintien, de façon continue, de la sûreté de l'exploitation des centrales nucléaires.

14.3.4 Intégrité des composants sous pression (tubes de force, tuyaux d'alimentation et générateurs de vapeur)

Les titulaires de permis effectuent des inspections périodiques et en service afin de veiller à ce que l'équipement jugé important pour l'exploitation de la centrale – les générateurs de vapeur, les canaux de combustible nucléaire, les tuyaux d'alimentation et les autres composants sous pression, notamment – demeure apte au service.

TUBES DE FORCE

Les tubes de force constituent l'un des principaux éléments qui sont pris en compte dans le cadre de la gestion du vieillissement des réacteurs nucléaires de puissance au Canada. Leur vieillissement peut compromettre leur intégrité, et influer sur les marges de sûreté liées à la thermohydraulique et à la physique des réacteurs de la centrale. Le vieillissement des tubes de force est notamment attribuable aux facteurs suivants :

- la corrosion et la pénétration d'hydrogène ou de deutérium;
- la réduction de la ténacité;
- les défectuosités attribuables à l'usure de contact;
- la formation de boursouflures par hydruration;
- la fragilisation et la déformation par irradiation (fluage diamétral et axial, ainsi que fléchissement);
- la fissuration différée par hydruration (FDH).

Les titulaires de permis ont élaboré et mis en œuvre des stratégies de gestion du cycle de vie qui fourniront une assise solide pour l'évaluation de l'état des tubes de force. Malgré toutes les données recueillies dans le cadre de la surveillance et des inspections effectuées à l'interne, de l'examen des tubes de force retirés du service et des programmes de recherche-développement, il s'est révélé plus difficile que prévu d'élaborer des critères d'aptitude au service.

Un sous-comité de l'Association canadienne de normalisation a été chargé de préparer un document consensuel auquel pourrait faire référence une éventuelle modification du permis d'exploitation visant les exigences relatives à l'enveloppe de pression. Le projet de norme CAN/CSA-N285.8-M2000, *Exigences techniques pour l'évaluation en service des tubes de force en zircaloy des réacteurs CANDU,* est ainsi actuellement en voie de préparation. Cette norme s'inspire des lignes directrices relatives à l'aptitude au service élaborées par une équipe technique formée par le Groupe des propriétaires de CANDU (GPC), lesquelles s'appuyaient sur les règles pertinentes de la section XI du *Boiler and Pressure Vessel Code* de l'American Society of Mechanical Engineers. Étant donné que la méthode d'évaluation des défectuosités et les critères d'acceptation énoncés dans la section XI de ce code ne s'appliquent pas directement aux tubes de force en zircaloy (un alliage de zirconium) des réacteurs CANDU, des règles supplémentaires ont été intégrées dans les lignes directrices pour que la FDH des tubes de force des réacteurs CANDU puisse être prise en compte.

Cette norme incorpore les critères d'acceptation, les procédures, les données sur les caractéristiques des matériaux et les valeurs dérivées utilisées dans le cadre des évaluations pour confirmer l'aptitude au service, de façon continue, des tubes de force. Les méthodes et données sur les caractéristiques des matériaux utilisées dans le cadre des évaluations sont normalisées.

TUYAUX D'ALIMENTATION

Les inspections de réacteurs CANDU effectuées depuis 1995 ont permis de déceler un amincissement inattendu de la paroi de certains des tuyaux d'alimentation qui relient le réacteur aux générateurs de vapeur. L'amincissement le plus marqué a été observé dans le coude et dans la conduite située immédiatement en aval du point de jonction entre le tuyau d'alimentation de sortie et le raccord d'extrémité – conçu pour permettre le rechargement en marche, le raccord d'extrémité relie le tuyau d'alimentation au tube de force. Cette dégradation étant attribuable à la corrosion par érosion, les titulaires de permis ont établi, après avoir déterminé le degré et l'ampleur de l'amincissement de la paroi, que ce phénomène ne compromettait pas la poursuite de l'exploitation à court ou à long terme. Des travaux de recherche visant à cerner les conditions d'exploitation qui favorisent la corrosion sont néanmoins en cours, et des solutions de nature chimique visant à réduire la corrosion ont été mises en application.

Bien que, compte tenu du taux actuel de dégradation, les tuyaux d'alimentation demeurent aptes au service à court terme, leur vie utile prévue devra, dans certains cas, être abrégée. Les titulaires de permis ont élaboré des programmes de gestion du cycle de vie qui permettent de définir des programmes de surveillance à long terme, et ils sont en voie de définir des critères d'acceptation. Dans le cadre de leur stratégie de gestion de la dégradation, les titulaires de permis ont vu à déterminer la gravité relative de la dégradation dans leurs centrales respectives, avec leurs taux de dégradation.

OPG a fait savoir à la CCSN que l'on observe, dans toutes les tranches des centrales de Pickering, de Bruce et de Darlington, un amincissement de la paroi des tuyaux d'alimentation, attribuable à la corrosion par érosion, dans le coude et dans la conduite située immédiatement en aval. On a procédé à des inspections complètes des tuyaux d'alimentation de sortie de 3 des 4 tranches de la centrale de Darlington, tandis que des inspections de contrôle ont été effectuées aux centrales de Bruce-B et de Pickering-B et que la tranche 4 de la centrale de Pickering fait actuellement l'objet d'une inspection. Il est possible qu'il faille remplacer, à partir de 2003 environ, de courtes sections de tuyaux d'alimentation de sortie à la centrale de Darlington et qu'on doive faire de même dans le cas des réacteurs de Point Lepreau et de Gentilly-2 au cours des prochaines années.

En 1997, une fuite a été détectée dans le tuyau d'alimentation de sortie du canal S-08 du réacteur de Point Lepreau; elle a été attribuée à la fissuration par corrosion sous tension du coude du tuyau en acier au carbone. On avait d'abord cru que cette défaillance était partiellement due au réglage des paliers fixe et libre du canal de combustible nucléaire.

Le réacteur de Point Lepreau a de nouveau dû être mis à l'arrêt en 2001, en raison d'une fuite d'eau lourde par une fissure située dans le premier coude du tuyau d'alimentation de sortie d'un canal de combustible. Des inspections subséquentes ont permis de déceler des fissures internes, en des points similaires, dans deux autres tuyaux d'alimentation de sortie. Bien que la découverte de ces fissures soit préoccupante, de telles fuites ne présentent qu'un risque minime pour l'environnement, pour les membres du public et pour les travailleurs puisque le comportement des tuyaux a été conforme aux prévisions, et qu'ils ont donc, avant de se rompre, commencé par fuir. Au moment de la mise à l'arrêt du réacteur, le débit de fuite de l'eau lourde par la conduite fissurée était de 15 kg/h environ.

L'analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU comporte une évaluation des conséquences d'une rupture complète d'un tuyau d'alimentation de sortie, par suite d'un accident de perte de réfrigérant primaire mineure en aval du réacteur. Cette analyse démontre clairement que les systèmes de sûreté spéciaux seraient alors en mesure de mettre le réacteur à l'arrêt de façon sûre et de maintenir un refroidissement approprié du combustible nucléaire sans intervention de l'opérateur.

La fissuration par corrosion sous tension constitue sans doute le mécanisme le plus susceptible de causer le genre de dommage qu'ont subi les tuyaux d'alimentation du réacteur de Point Lepreau en 2001. Une telle assertion étaye les résultats de l'évaluation du groupe de travail mis sur pied par le secteur en 1997 afin de

déterminer les causes de la fissuration du tuyau d'alimentation du canal S-08. Les travaux de recherche visant à déterminer la cause fondamentale de la rupture des tuyaux d'alimentation se poursuivent.

Puisque les incidents survenus à Point Lepreau ont, de toute évidence, des incidences sur les autres réacteurs CANDU, les titulaires de permis ont procédé à des inspections approfondies. Durant l'arrêt programmé de 2001, Hydro-Québec a ainsi inspecté les coudes de 197 tuyaux d'alimentation de sortie du réacteur de Gentilly-2 présentant la même géométrie que les conduites fissurées de Point Lepreau, sans qu'aucun signe de fissuration ne soit décelé. De même, les inspections effectuées dans toutes les autres centrales nucléaires n'ont encore permis de déceler aucun autre cas de fissuration.

Le secteur a clairement pris acte du risque potentiel que présentent l'amincissement et la fissuration de la paroi des tuyaux. Un groupe de travail, auquel participent des représentants de toutes les entreprises de services publics du secteur nucléaire et d'Énergie atomique du Canada limitée, a été créé sous les auspices du GPC afin d'étudier plus en profondeur la question de l'intégrité des tuyaux d'alimentation.

TUBES DES GÉNÉRATEURS DE VAPEUR

Les générateurs de vapeur des réacteurs nucléaires de puissance au Canada ont, en général, offert un bon rendement et n'ont été à l'origine que de peu de problèmes importants. La rupture d'un petit nombre de tubes des générateurs de vapeur ne présente pas un risque important du point de vue de la sûreté, bien qu'elle puisse donner lieu à la libération d'une faible quantité de radioactivité dans l'environnement. Il n'en reste toutefois pas moins que la seule façon de s'assurer que les tubes des générateurs de vapeur ne se détérioreront pas au point où un grand nombre d'entre eux pourraient se rompre consiste à mettre en œuvre un programme détaillé de surveillance et de gestion de l'état des générateurs de vapeur.

Au nombre des principaux mécanismes de détérioration des générateurs de vapeur, figurent :

- la fuite de la plaque de séparation (toutes les centrales);
- la fissuration par corrosion sous tension du coude en U et du sommet du faisceau des tubes (Bruce-A);
- l'usure de contact dans la région des supports du coude en U (Darlington et Bruce-B);
- la piqûration (Pickering-B);
- la fatigue mégacyclique, les pièces libres et la constriction (toutes les centrales);
- la piqûration de corrosion (Pickering-A, Pickering-B et Point Lepreau, quand on a recours au traitement au phosphate);
- l'encrassement des côtés primaire et secondaire, qui influe sur la température au collecteur d'entrée du réacteur, sur le débit massique dans le circuit caloporteur et sur les marges de sûreté (toutes les centrales).

Les titulaires de permis ont élaboré et mis en œuvre des programmes de gestion du cycle de vie qui fourniront une assise solide pour l'évaluation de l'aptitude au service des générateurs de vapeur dans l'ensemble du secteur.

14.3.5 Protection contre les incendies

Il a été demandé à tous les titulaires de permis d'exploitation de centrale nucléaire au Canada d'effectuer une évaluation de la sécurité-incendie (ESI) de leurs installations. En général, une telle évaluation comporte :

- un examen de la conformité avec les codes – une évaluation de l'état des divers locaux de la centrale en fonction des codes en vigueur;
- une analyse du risque d'incendie – une évaluation du risque d'incendie dans les divers locaux de la centrale et de ses conséquences;

- une analyse de la capacité de mettre le réacteur à l'arrêt de façon sûre en cas d'incendie – une évaluation de l'incidence d'un incendie sur la sûreté nucléaire;
- un examen de la capacité d'intervention d'urgence en cas d'incendie – une évaluation de la capacité d'intervention d'urgence de la centrale et des services locaux de lutte contre les incendies.

La CCSN a demandé aux titulaires de permis d'apporter d'importantes améliorations sur le plan des dispositions visant la détection, l'extinction automatique, l'isolement, le compartimentage et l'intervention d'urgence. Tous les titulaires de permis ont entrepris l'amélioration de leur système de protection contre les incendies, et des progrès importants ont été réalisés à Darlington grâce à l'installation de nouveaux systèmes d'extinction et à Pickering par suite de l'intégration de nouvelles installations de détection. Jusqu'à maintenant, les centrales de Gentilly-2, de Pickering-A et de Bruce-B ont effectué leurs évaluations locales du risque d'incendie, mais les autres centrales ont pris du retard sur le calendrier prévu.

Les ESI effectuées jusqu'à maintenant révèlent que les dispositions visant la détection, l'extinction, l'isolement et l'intervention d'urgence doivent être améliorées. Tous les titulaires de permis ont entrepris des évaluations ou rénovations qui devraient permettre d'améliorer considérablement la sûreté. De façon générale, la CCSN est satisfaite des progrès réalisés jusqu'à maintenant; cependant, pour inciter les titulaires de permis à poursuivre dans la même veine, elle a décidé d'assortir tous les permis d'exploitation de centrales nucléaires d'une condition exigeant la conformité avec les normes du *Code national de prévention des incendies*, du *Code national du bâtiment* et de l'Association canadienne de normalisation visant la protection contre les incendies dans les centrales nucléaires CANDU.

14.3.6 Qualification environnementale

Le programme de qualification environnementale (QE) vise à fournir l'assurance que l'équipement nécessaire pour atténuer les conséquences d'un accident fonctionnera tout aussi bien dans les conditions difficiles engendrées par l'accident lui-même que par la suite de l'accident. L'équipement doit satisfaire à ces exigences pendant toute sa durée de vie. Au fil des ans, le processus de QE n'a pas été documenté de façon appropriée et on a relevé un manque d'uniformité quant au degré de qualification qui était assuré.

Pour résoudre ces problèmes, les titulaires de permis ont procédé à une révision graduelle de leurs programmes et des documents connexes relatifs à l'analyse de sûreté et aux conditions d'accident, ainsi qu'à la liste de qualification et aux évaluations. Les processus et contrôles procéduraux de QE sont en général bien développés, et ils intègrent d'autres activités de la centrale qui, comme la maintenance et le contrôle du matériel et de l'approvisionnement, peuvent avoir une incidence sur la qualification de l'équipement. Des titulaires de permis ont remplacé un certain nombre d'éléments de leurs systèmes d'exploitation et de régulation afin d'améliorer la QE de leurs installations.

Les centrales de Bruce-A, de Gentilly-2, de Pickering-A et de Point Lepreau font toutes face à un problème commun lié à la présence de câbles en chlorure de polyvinyle dans les systèmes spéciaux de sûreté et les systèmes de soutien à la sûreté se trouvant à l'intérieur de l'enceinte de confinement. Les tests ont démontré qu'il est possible que l'enveloppe des câbles présente des défaillances dans des conditions difficiles. La centrale de Pickering-A a mis en œuvre un programme de remplacement des câbles afin de résoudre ce problème, qui demeure toujours à l'étude et non résolu dans les autres centrales.

Il a été demandé aux titulaires de permis d'élaborer des programmes de QE et d'apporter les modifications nécessaires à la conception et à l'équipement lui-même, ainsi que d'élaborer des programmes qui permettront de maintenir la QE de leurs centrales.

De façon générale, la CCSN est satisfaite des progrès réalisés jusqu'à maintenant; cependant, pour inciter les titulaires de permis à poursuivre dans la même veine, elle a décidé d'assortir tous les permis d'exploitation de centrales nucléaires d'une condition relative à la QE.

14.4 Programmes de remise en service et de remise à neuf des centrales

14.4.1 Remise en service des réacteurs de la centrale de Pickering-A : activités du titulaire du permis et activités de réglementation

À la suite de ses évaluations de rendement indépendantes et intégrées (ERII), OPG a décidé de mettre à l'arrêt les réacteurs des centrales de Pickering-A et de Bruce-A et de réaffecter les ressources ainsi libérées à son programme intégré d'améliorations, de même qu'à l'amélioration du rendement des réacteurs des centrales de Pickering-B, de Bruce-B et de Darlington. OPG a mis temporairement à l'arrêt les réacteurs de Pickering en laissant le combustible nucléaire dans le cœur, avec l'intention de ne remettre les tranches en service que lorsque le programme d'amélioration du rendement en matière d'exploitation aura été bien enclenché.

Le projet de remise en service avait pour premier objectif de garantir la sûreté de l'exploitation de la centrale de Pickering-A quand elle sera remise en service. À cette fin, il prévoyait un examen systématique et exhaustif visant à assurer le maintien d'un degré élevé de sûreté durant le reste de la vie utile de la centrale. Il importe de noter que les tranches de la centrale de Pickering-A ont été construites à la fin des années 60 et au début des années 70. Et que les exigences réglementaires se sont considérablement modifiées depuis. Il convient donc de revoir la conception et les pratiques d'exploitation de la centrale afin de déterminer si elles respectent l'intention inhérente aux exigences plus récentes et d'apporter, le cas échéant, les modifications qui s'imposent.

Le personnel de la CCSN et celui d'OPG ont eu de nombreuses discussions et ont échangé une correspondance nourrie au sujet des exigences liées à la remise en service des réacteurs à l'arrêt avant qu'OPG ne signifie officiellement à la CCSN son intention de redémarrer les réacteurs en lui présentant, en novembre 1999, une demande de permis à cet effet. La CCSN a décidé que les exigences suivantes devaient être satisfaites avant que la centrale de Pickering-A ne puisse être remise en service :

- le parachèvement de toutes les améliorations à la sûreté jugées nécessaires, qu'OPG s'était engagée à apporter;
- la réalisation d'une évaluation exhaustive de la sûreté en fonction des normes en vigueur, ou encore des exigences initiales s'il peut être démontré qu'elles sont satisfaisantes;
- dans les cas où les normes en vigueur ne peuvent être satisfaites et où les exigences initiales ne sont pas satisfaisantes, la réalisation d'un examen systématique visant à déterminer les améliorations pratiques qui devraient être apportées;
- l'installation de tout matériel amélioré jugé essentiel pour la sûreté.

Un processus de consultation a permis à OPG et à la CCSN de déterminer les problèmes devant être réglés avant la remise en service des réacteurs de la centrale de Pickering-A; ces problèmes sont décrits dans le rapport *Basis for Return to Service*, préparé par OPG. Au nombre des principaux blocs de tâches définis dans le programme de remise en service de la centrale de Pickering-A, figurent :

- une évaluation environnementale;
- une amélioration des systèmes d'arrêt d'urgence;
- une évaluation exhaustive de la sûreté et un examen systématique visant à déterminer les améliorations qui devraient être apportées;
- un examen des résultats de l'ERPA;
- un examen des résultats de l'évaluation approfondie de la centrale de Pickering;
- l'installation de tout matériel amélioré jugé essentiel pour la sûreté;
- un examen du programme de mise en service;
- un examen de l'état d'avancement des projets relevant du programme intégré d'améliorations (PIA);

- un examen des incidences sur les autres projets relevant du PIA;
- un examen des compétences du personnel;
- un examen des principaux dispositifs de surveillance des rejets;
- un examen de la conformité avec les documents constitutifs;
- un examen des questions relatives à la sûreté et à la délivrance du permis;
- un examen des questions relatives à l'environnement;
- un examen des questions relatives à l'état du matériel de la centrale;
- un examen des projets relevant du PIA.

RÉSUMÉ DES ÉVALUATIONS EFFECTUÉES EN VUE DE LA REMISE EN SERVICE DE LA CENTRALE DE PICKERING-A

La présente section fait état des principales évaluations effectuées dans le cadre du programme de remise en service de la centrale de Pickering-A. Chevauchantes, ces évaluations de la sûreté permettent d'assurer la conformité avec les dispositions de la politique d'OPG en matière de sûreté et de veiller à ce que les modifications nécessaires pour améliorer la sûreté soient incluses dans le projet de remise en service de la centrale de Pickering-A. Lorsque seront terminés les travaux décrits dans le document faisant état de leur étendue. OPG sera en mesure de remettre en service la centrale de Pickering-A en assurant son exploitation sûre et fiable, qui, en outre, sera conforme aux exigences réglementaires et ne risquera pas d'avoir des incidences environnementales négatives.

- Les ERII, des examens de rendement exhaustifs effectués en 1997 dans les centrales nucléaires d'OPG, ont indiqué que l'exploitation de la centrale de Pickering-A était, tout au plus, acceptable.

- Le rapport de sûreté de la centrale de Pickering-A, qui analyse les défaillances simples et doubles qui pourraient présenter le risque le plus élevé pour le public, démontre que la centrale satisfait aux exigences énoncées dans le permis d'exploitation.

- L'ERPA, qui porte sur la sûreté de la conception et de l'exploitation de la centrale, établit que le risque pour la santé et le bien-être de la population vivant ou travaillant à proximité de la centrale est faible comparativement aux autres risques auxquels elle est normalement exposée. Avant la remise en service de la centrale, une modification sera apportée afin de rendre la fréquence des incidents entraînant des dommages graves au cœur du réacteur conforme à la politique d'OPG en matière de sûreté nucléaire.

- L'évaluation des marges de sûreté parasismique, qui porte sur la robustesse des systèmes, structures et composants et sur leur capacité à résister à une secousse sismique, révèle que la majorité des systèmes, structures et composants nécessaires pour assurer la mise à l'arrêt sûre des réacteurs et le confinement des matières radioactives sont de conception robuste et sauront remplir la fonction pour laquelle ils sont conçus si une secousse sismique concevable mais de grande magnitude se produit dans la région de Pickering.

- L'évaluation environnementale réalisée en 1998, qui a porté sur les rejets thermiques, chimiques, métalliques et radiologiques, sur les mesures de limitation des rejets, sur les résultats des activités de surveillance de l'environnement et sur d'autres problèmes environnementaux importants soulevés par les parties intéressées, montre que la direction de la centrale de Pickering est en voie d'adopter une approche proactive et systématique en matière de gestion de l'environnement.

- L'évaluation environnementale a permis à la CCSN de décider que, compte tenu de l'application des mesures d'atténuation décrites dans le rapport d'examen préalable, la remise en service des quatre réacteurs n'était pas susceptible d'avoir des incidences environnementales négatives importantes.

- Des évaluations de l'état des systèmes, de même que des évaluations de la santé des systèmes et des inspections des systèmes, sont effectuées afin de vérifier si la description de l'étendue des travaux figurant dans le projet de remise en service de la centrale de Pickering-A fait effectivement état des activités nécessaires pour assurer la fonctionnalité des principaux.

- Un examen systématique de la sûreté de la centrale, qui a porté sur la conformité avec les codes, normes et documents réglementaires en vigueur, a démontré que, dans la majorité des cas, la conception de la centrale de Pickering-A satisfait aux exigences ou en respecte l'esprit. Le rapport formule un certain nombre de recommandations et OPG s'est engagée, dans la mesure où il est pratique et économique de le faire, à apporter les modifications nécessaires pour respecter l'esprit de ces codes, normes et documents réglementaires.

- L'ESI comprenait :
  - un examen de la conformité avec les codes – une évaluation de l'état des divers locaux de la centrale en fonction des codes en vigueur;
  - une analyse du risque d'incendie – une évaluation du risque d'incendie dans les divers locaux et des conséquences d'un tel événement;
  - une analyse de la capacité de procéder à une mise à l'arrêt sûre en cas d'incendie – une évaluation de l'incidence d'un incendie sur la sûreté nucléaire.

  Le rapport établi à la suite de cette évaluation détermine que, lorsque les modifications et procédures suggérées auront été mises en œuvre, les systèmes, l'équipement et les procédures d'exploitation permettront de mettre les réacteurs à l'arrêt de façon sûre et de les y maintenir à la suite de tout incendie pouvant se déclarer dans la centrale selon les hypothèses envisagées.

- Un examen de la conformité de la centrale de Pickering-A avec la norme N293-95 de la CSA, *Protection contre l'incendie dans les centrales nucléaires CANDU*, a permis de conclure que, lorsque les modifications prévues dans le projet de remise en service de Pickering-A auront été apportées, la conception de la centrale respectera l'esprit de toutes les dispositions de cette norme sans qu'il soit nécessaire d'effectuer d'autres changements.

- Une comparaison entre les examens de sûreté réalisés dans le cadre du projet de remise en service de Pickering-A et un examen de sûreté périodique démontre que les examens antérieurs ont été et qu'il en demeurera de même pour ceux qui sont prévus, et qu'aucune facette du rendement importante ne sera omise.

Sommairement, le projet de remise en service de la centrale de Pickering-A démontre que :

- la centrale a été exploitée de façon sûre avant la fin de 1997;
- les réacteurs ont alors été mis à l'arrêt de façon sûre et maintenus dans un tel état;
- un examen exhaustif de la sûreté de la centrale a été entrepris;
- le processus de détermination de l'étendue des travaux de remise en service est exhaustif;
- l'étendue des travaux de remise en service est bien définie;
- des processus de gestion sont en place pour contrôler l'état d'avancement des travaux et pour en assurer le parachèvement, ainsi que pour déterminer les préoccupations de la collectivité et pour y donner suite;
- la centrale disposera d'un effectif suffisant, disposant des compétences nécessaires pour l'exploiter de façon sûre;
- les conditions posées par la CCSN eu égard à l'approbation de la remise en service de la centrale de Pickering-A ont été satisfaites.

Il importe de noter que, avant que l'on ne puisse procéder au redémarrage de l'un quelconque des réacteurs de la centrale de Pickering-A, OPG soumettra à la CCSN un rapport attestant de l'achèvement des travaux

visant l'installation du matériel amélioré et la mise en œuvre des modifications, et ce, suivant les recommandations précisées par la CCSN dans les documents de renouvellement du permis. La CCSN vérifiera alors la conformité des installations avec les énoncés du rapport avant d'autoriser, le cas échéant, le redémarrage des réacteurs de la centrale Pickering-A.

14.4.2 Remise à neuf des réacteurs des centrales de Point Lepreau et de Gentilly-2 et remise en service des réacteurs de la centrale de Bruce-A

Énergie NB étudie actuellement la possibilité de procéder à une opération étendue de remplacement des canaux de combustible du réacteur de Point Lepreau – c'est-à-dire des canaux de combustible eux-mêmes, des raccords d'extrémité et des tuyaux d'alimentation de la partie inférieure –, ce qui permettrait de prolonger leur vie utile de vingt-cinq à trente ans. D'autres éléments de l'équipement seraient aussi remplacés pour permettre de prolonger ainsi leur période d'exploitation. Les composants du réacteur ainsi remplacés et les déchets associés au prolongement de la période d'exploitation seront stockés dans l'installation de gestion des déchets radioactifs solides. Il est probable que la remise à neuf de ce réacteur devrait donner lieu à une évaluation environnementale.

Énergie NB devra effectuer, dans le cadre de ce projet de remise à neuf, un examen de sûreté comportant :

- un examen de la conformité avec les codes et normes en vigueur qui permettra de déterminer s'il existe des lacunes pouvant avoir une incidence sur la sûreté;
- une comparaison entre les scénarios envisagés dans le rapport de sûreté de Point Lepreau et dans le document de consultation C-6 (juin 1980), *Analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU*;
- une vérification visant à établir si les facteurs pris en compte dans le processus d'examen de sûreté périodique de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) sont, pour l'essentiel, couverts dans les programmes en vigueur à Point Lepreau ou dans des travaux de remise à neuf prévus.

Les études prévues afin d'améliorer les marges de sûreté portent entre autres sur :

- la détermination des améliorations à apporter aux systèmes d'arrêt d'urgence pour réviser les paramètres de déclenchement;
- la détermination des modifications à apporter pour régler le problème d'éjection des tubes de force;
- la détermination des modifications à apporter pour réduire l'indisponibilité prévue du SRUC;
- la détermination des modifications à apporter pour améliorer la marge de sous-refroidissement du modérateur.

Outre ces études, afin de déterminer si d'autres améliorations devront être apportées en matière de sûreté, il conviendra de procéder aux examens suivants :

- un examen des installations de Point Lepreau à la lumière d'une EPS générique des réacteurs CANDU 6 et d'une EPS propre à la centrale de Point Lepreau;
- un examen de la capacité des systèmes de sûreté, des systèmes de soutien à la sûreté et des systèmes liés à la sûreté à respecter leur objectif d'indisponibilité;
- un examen des modifications à apporter pour améliorer l'efficacité du thermosiphon à écoulement diphasique;
- l'examen de la mesure de l'espacement entre les éléments de combustible.

À l'heure actuelle, Hydro-Québec étudie la possibilité de remettre à neuf la centrale de Gentilly-2, tandis que Bruce Power Inc. envisage la remise en service des tranches 3 et 4 de la centrale de Bruce-A. La méthodologie élaborée et les exigences énoncées en vue de la remise à neuf de la centrale de Point Lepreau seront utilisées pour les réacteurs de Gentilly-2 et de Bruce-A.

ARTICLE 15
La radioprotection

15.1 Lois, règlements et exigences régissant la radioprotection dans les centrales nucléaires

La nouvelle *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (*LSRN*), qui est entrée en vigueur le 31 mai 2000, a donné lieu à l'instauration d'un ensemble de nouveaux règlements. L'un de ces règlements, consacré à la radioprotection, reprend nombre de recommandations contenues dans le document CIPR-60 (1991) de la Commission internationale de la protection radiologique pour 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) pour ce qui a trait à l'exposition des travailleurs aux produits de filiation du radon, d'autre part. La *LSRN* confère notamment à la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) ou à un fonctionnaire désigné par cette dernière le pouvoir d'autoriser le retour au travail des personnes ayant reçu une dose de rayonnement supérieure à la limite réglementaire.

Le nouveau règlement porte sur :

- les exigences relatives aux programmes de radioprotection devant être mis en œuvre par les titulaires de permis;
- les exigences relatives à l'enregistrement des doses de rayonnement;
- la définition du seuil d'intervention et des 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 dans le cours d'une intervention d'urgence;
- 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;
- les exigences relatives à l'affichage aux points d'accès et aux limites des zones.

15.2 Limites de dose de rayonnement

La CCSN prescrit des limites de dose pour les membres du public et pour les travailleurs qui risquent d'être exposés au rayonnement attribuable à l'utilisation ou à la possession de matières radioactives, ou encore à l'exploitation d'installations nucléaires.

Mesurées en millisieverts (mSv), les limites de dose servant à contrôler les effets stochastiques se fondent sur la dose efficace et celles visant à contrôler les effets déterministes, sur la dose équivalente.

Les nouvelles limites de dose efficace pour les travailleurs du secteur nucléaire sont de *i*) 100 mSv par période de dosimétrie de cinq ans et de *ii*) 50 mSv par période de dosimétrie d'une année. Par ailleurs, ces limites s'établissent à 4 mSv pour une travailleuse enceinte du secteur nucléaire durant le reste de sa grossesse, après que celle-ci ait été déclarée, et à 1 mSv par année pour les membres du public.

Pour qu'aucun employé ne soit exposé à une dose supérieure à la limite établie à l'échelle nationale pour les travailleurs, les centrales nucléaires doivent définir un seuil d'intervention pour leur installation qui sera fondé sur une fraction seulement des limites de dose énoncées dans les règlements de la CCSN. Elles ont en outre pris des mesures qui permettent de limiter les doses auxquelles sont soumis les travailleurs en instaurant, par exemple, des plans et méthodes de travail qui visent plus particulièrement les zones à risque élevé. L'annexe 15 fournit des données sur les doses de rayonnement reçues par les travailleurs du secteur nucléaire au Canada.

Les centrales nucléaires ont adopté des mesures afin d'assurer un contrôle efficace de la libération de radionucléides par leurs installations et d'éviter ainsi qu'elle n'entraîne des risques indus pour l'environnement. Les radionucléides peuvent être libérés par voie gazeuse ou liquide, et les mesures adoptées par les centrales permettent précisément de maintenir les rejets d'effluents tant gazeux que liquides à un niveau de loin inférieur aux limites de rejets dérivées (LRD), lesquelles sont définies pour chacune des voies de rejet d'effluents propres à chaque centrale. Si la LRD était dépassée, la dose reçue par la population environnante risquerait d'être supérieure à la limite de dose fixée pour les membres du public. L'annexe 15.2 fait état des rejets d'effluents gazeux et liquides par les centrales nucléaires canadiennes en 1999.

15.3 Activités de réglementation et radioprotection

Dans le cadre de son programme de délivrance de permis et de conformité, la CCSN évalue continuellement le rendement des installations nucléaires eu égard aux codes, normes, exigences réglementaires et lignes directrices pertinentes. Son programme d'évaluation et d'inspection constitue la principale activité qui lui permette de vérifier si les titulaires de permis se conforment effectivement aux exigences réglementaires.

Pendant toute l'année, le personnel de la CCSN s'acquitte de nombre d'activités de réglementation liées à la radioprotection. Il prépare des documents d'application de la réglementation et élabore des programmes portant tout aussi bien sur le domaine de la radioprotection que sur ceux de la protection de l'environnement et de la planification des mesures d'urgence. Ces documents aident le personnel des centrales nucléaires à interpréter les exigences énoncées dans les règlements de la CCSN.

La CCSN exige des titulaires de permis qu'ils maintiennent les doses de rayonnement aux travailleurs et aux membres du public au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA), compte tenu des facteurs sociaux et économiques. En pratique, la mise en application du principe ALARA permet de veiller à ce que les doses réellement reçues soient de loin inférieures aux limites réglementaires. La CCSN précise dans le guide d'application de la réglementation G-129, *Lignes directrices pour satisfaire à l'exigence de maintenir les expositions au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre*, les éléments qu'elle considère comme essentiels pour assurer le respect du principe ALARA, à savoir :

- un engagement explicite de la part de la direction eu égard au 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, les ressources, la formation, l'établissement de seuils d'intervention et la tenue des documents appropriés;
- l'exécution d'examens opérationnels réguliers.

La CCSN décrit par ailleurs dans le document d'application de la réglementation P-223, *Protection de l'environnement*, 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. La politique sera accompagnée de guides et de normes qui permettront de déterminer si les dispositions appropriées ont été prises afin d'assurer la protection de l'environnement.

Le document d'application de la réglementation G-228, *Élaboration et utilisation des seuils d'intervention*, vise à aider le titulaire de permis à élaborer les seuils d'intervention définis 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 indique le genre de paramètres qui peuvent être utilisés pour élaborer les seuils d'intervention, les exigences relatives à la surveillance de ces paramètres et les mesures qu'il convient de prendre lorsqu'un seuil d'intervention est atteint.

Pour vérifier la conformité aux exigences se rattachant aux permis et aux règlements de la CCSN, le personnel de la CCSN :

- étudie les documents et les rapports opérationnels soumis par les titulaires de permis;
- effectue des évaluations de la radioprotection;
- effectue, le cas échéant, des évaluations des programmes de radioprotection et de protection de l'environnement, ainsi que des programmes visant la planification des mesures d'urgence ou d'autres domaines.

En outre, le personnel de la CCSN :

- contrôle et évalue les incidences environnementales et radiologiques des activités autorisées;
- examine les demandes de permis, y compris celles présentées par les exploitants de services de dosimétrie, ainsi que les documents les accompagnant;
- effectue des évaluations sur place des exploitants de services de dosimétrie ayant présenté une demande de permis
- formule des recommandations quant à l'approbation des permis.

Une autre méthode importante d'évaluation du rendement porte sur l'étude des événements inhabituels. Les titulaires de permis sont tenus en vertu des règlements de déclarer certains événements à la CCSN. Ils doivent en outre analyser ces événements en vue d'en déterminer les causes et de dégager des tendances. Le personnel de la CCSN passe en revue les rapports et les processus d'analyse des titulaires de permis afin de vérifier s'ils sont conformes aux exigences réglementaires et de déterminer l'efficacité avec laquelle les titulaires de permis réussissent à corriger les lacunes observées. Les événements significatifs font l'objet d'une enquête menée par le personnel de la CCSN.

Les titulaires de permis exercent un contrôle efficace en ce qui a trait à la radioprotection et à la limitation de la dose individuelle pendant les périodes d'arrêt mais certaines lacunes demeurent quant à leur adhésion aux procédures de radioprotection. Ontario Power Generation (OPG) cherche actuellement à parfaire son programme de surveillance radiologique de l'environnement, ce qui lui permettra d'améliorer le rendement de ses centrales en matière d'environnement. La Société d'énergie du Nouveau-Brunswick a, pour sa part, remanié son programme de surveillance radiologique de l'environnement, tandis qu'Hydro-Québec est en train de le faire.

La radioexposition des travailleurs du secteur nucléaire est de loin inférieure à la limite de dose annuelle, et les rejets de substances radioactives dans l'environnement ne représentent qu'une faible fraction des LRD (voir les annexes 15.1 et 15.2).

15.4 Surveillance radiologique de l'environnement

Les centrales nucléaires ont établi divers programmes en vue d'exercer un contrôle des incidences de leur exploitation sur la santé et sur l'environnement. Le ministère fédéral de la Santé (Santé Canada) et le gouvernement de l'Ontario administrent par ailleurs des programmes de surveillance de l'environnement à la périphérie des centrales nucléaires. Il a été fait état de ce programme dans le *Rapport national du Canada* établi pour la première réunion d'examen de la *Convention sur la sûreté nucléaire*.

Santé Canada a établi en 1959 le Réseau national de surveillance radiologique dans le but de contrôler les retombées des essais d'armes nucléaires dans l'atmosphère. Il permet désormais à Santé Canada de fournir aux Canadiens, dans une perspective nationale, des évaluations exactes des effets sur la santé des niveaux de radioactivité ayant cours dans des conditions normales et, le cas échéant, lors d'accidents nucléaires ou radiologiques. Le réseau actuellement en place 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 sur l'eau potable et le lait. Par ailleurs, en Ontario, le Service de radioprotection du ministère du Travail provincial assure la surveillance radiologique de l'environnement.

ARTICLE 16
La planification des mesures d'urgence

16.1 Lois, règlements et exigences régissant la planification des interventions sur le site et hors site en cas d'urgence nucléaire

Avant de délivrer un permis, la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) exige du demandeur qu'il évalue les conséquences possibles des activités proposées et qu'il fournisse un plan faisant état des mesures d'urgence qu'il entend prendre pour faire face à tout accident éventuel. Lorsqu'il aura été examiné et accepté par la CCSN, le plan aura force exécutoire. Tel que mentionné dans la section 7.3.1, l'élaboration d'un plan des mesures d'urgence sur le site ainsi que d'un plan sommaire des mesures visant à aider les autorités de l'extérieur à planifier leur intervention en vue de limiter les incidences d'un rejet accidentel fait partie des exigences réglementaires se rattachant à la délivrance du permis d'exploitation.

Au Canada, les divers ordres de gouvernement et les titulaires de permis se partagent les responsabilités en matière de planification et d'organisation des interventions en cas d'urgence nucléaire. L'élaboration et l'exécution des plans et interventions en cas d'urgence nucléaire hors site incombent au premier chef, dans leurs champs de compétence respectifs, aux gouvernements provinciaux et aux municipalités désignées. Le gouvernement fédéral, qui est responsable de la coordination de ses propres interventions de soutien aux interventions provinciales, dispose en outre de plans pour faire face aux situations d'urgence nucléaire ayant des répercussions à l'échelle interprovinciale ou internationale. Cette responsabilité collective peut éventuellement intégrer un large éventail de mesures d'urgence et interventions qui permettront de prévenir les accidents, les déversements et les situations anormales et d'urgence, ou encore d'apporter, le cas échéant, les corrections ou restaurations qui s'imposent.

La planification des interventions en cas d'urgence nucléaire s'applique aux situations d'urgence sur le site et hors site, définies de la façon suivante :

- les situations d'urgence sur le site sont celles qui se produisent à l'intérieur des limites physiques d'une installation nucléaire canadienne régie par un permis délivré par la CCSN en vertu de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (*LSRN*) et de ses règlements d'application;
- les situations d'urgence hors site sont celles qui ont des répercussions à l'extérieur des limites physiques d'une installation nucléaire canadienne et qui exigent, de la part du gouvernement fédéral et de l'installation nucléaire, un soutien aux provinces ou aux territoires visés.

Les responsabilités du gouvernement fédéral couvrent les domaines suivants :

- l'élaboration d'utilisations pacifiques de l'énergie nucléaire, ainsi que le contrôle et la réglementation de ces utilisations;
- la gestion de la responsabilité nucléaire;
- la coordination, avec les provinces, des interventions en cas d'urgence nucléaire et la prestation de soutien à ces fins;
- la liaison avec la communauté internationale;
- la liaison avec les missions diplomatiques étrangères au Canada;
- la prestation d'aide aux Canadiens à l'étranger;
- la coordination des interventions canadiennes en cas d'urgence nucléaire dans un pays étranger.

Les responsabilités des gouvernements provinciaux couvrent les domaines suivants :

- la préservation de la santé, de la sécurité et du bien-être des personnes vivant dans la province et la protection de l'environnement, ce qui englobe la responsabilité première quant aux mesures à prendre pour atténuer les effets d'une urgence nucléaire à l'extérieur des limites de l'installation visée;
- l'adoption des lois nécessaires pour permettre à la province d'assumer sa part de responsabilité eu égard à la sécurité publique;
- la préparation de plans et procédures d'urgence qui permettront d'assurer une intervention appropriée en cas d'urgence nucléaire et d'encadrer les municipalités désignées;
- la coordination du soutien assuré par l'installation nucléaire visée et par le gouvernement fédéral tant dans le cours de la préparation des plans et procédures d'urgence que durant l'intervention.

Dans la mesure du possible, la planification et l'organisation des interventions d'urgence du gouvernement fédéral reposent sur une approche « tous risques ». Compte tenu de la complexité et de la nature hautement technique des problèmes inhérents 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 plus général d'intervention en cas d'urgence du gouvernement fédéral (décrit dans la partie 1 de l'annexe D du Cadre national de planification des services d'appui), constituent le Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire (PFUN). Le PFUN expose l'approche du gouvernement fédéral en matière de planification des mesures d'urgence et permet de coordonner les interventions en cas d'urgence nucléaire. Eu égard au PFUN, Santé Canada est le ministère qui assume le rôle directeur à l'échelon fédéral.

En vertu du cadre administratif commun du PFUN, l'élaboration et la mise en œuvre des plans et des interventions en cas d'urgence nucléaire hors site incombent d'abord et avant tout aux gouvernements provinciaux, mais les municipalités, les centrales nucléaires et les ministères et organismes fédéraux pertinents y contribuent également. Les diverses instances et les organismes chargés d'aspects précis de la planification des mesures d'urgence s'acquittent ainsi de leurs responsabilités dans le cadre d'un régime fondé sur la collaboration, sur la complémentarité des fonctions et sur la coordination.

16.1.1 Le PFUN et les mesures d'urgence

Aux termes du PFUN, une urgence nucléaire est « un événement qui a eu, ou pourrait avoir, des répercussions radiologiques sur la santé et la sécurité du public, les biens et l'environnement ».

Le PFUN comporte notamment les éléments suivants :

- une description sommaire du but, de l'autorité, de l'organisation des mesures d'urgence et du concept des opérations qui, au sein du gouvernement fédéral, président de façon précise au déroulement de l'intervention en cas d'urgence nucléaire;
- une description de la structure des politiques fédérales en matière de planification des mesures d'urgence, des principes de planification sur lesquels repose le PFUN et des liens existant entre le PFUN et un certain nombre de documents connexes bien précis;
- une description des rôles et responsabilités incombant de façon particulière aux organismes qui participent à la planification et à l'organisation des interventions en cas d'urgence nucléaire;
- des annexes qui, consacrées plus particulièrement aux provinces, décrivent les interfaces entre les organismes de gestion des mesures d'urgence fédéraux et provinciaux, ainsi que les dispositions visant à assurer une intervention coordonnée et la prestation d'un soutien fédéral aux provinces touchées par une urgence nucléaire.

Le PFUN est destiné à servir de complément aux plans d'urgence nucléaire des autres instances au Canada et à l'étranger. Il expose les mesures que le gouvernement du Canada doit prendre pour gérer et coordonner ses propres interventions dans le cas d'une urgence nucléaire susceptible d'avoir des incidences au pays. Le

PFUN serait mis en œuvre si, par la suite d'un événement survenu à l'intérieur du pays, d'un événement transfrontalier – mettant en cause, par exemple, le Canada et les États-Unis – ou d'un événement international, une province ou un territoire du Canada avait besoin du soutien du gouvernement fédéral.

16.1.2 Situations d'urgence et interventions dans le cadre du PFUN et des plans provinciaux d'urgence nucléaire (PPUN)

Le PFUN couvre quatre genres d'événements considérés comme des urgences nucléaires :

- les événements survenant dans une installation nucléaire située au Canada ou aux États-Unis près de la frontière canadienne;
- 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 installation nucléaire située dans la partie méridionale des États-Unis ou dans un pays éloigné;
- 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, par les diverses centrales nucléaires au Canada et par certaines centrales nucléaires aux États-Unis relativement aux rejets d'effluents tant gazeux que liquides. L'appendice 5 du PFUN offre un fac-similé de l'Échelle internationale de gravité des événements nucléaires (INES).

Le PFUN ne s'applique pas :

- aux situations créées par la guerre, telle 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 pas excéder la capacité d'intervention des autorités municipales ou provinciales, non plus que celle des organismes de réglementation;
- à la gestion et à la coordination des mesures prises par le gouvernement du Canada pendant la phase de rétablissement; si, par suite d'une urgence nucléaire, des mesures de rétablissement doivent être prises avec l'aide du gouvernement fédéral, la responsabilité de ces mesures devra être confiée, durant l'intervention même ou immédiatement après, à un ministre fédéral bien précis.

Les urgences nucléaires susceptibles de justifier le déclenchement du PFUN varient considérablement en fonction tant de leur probabilité que de leur gravité éventuelle. De façon générale, la probabilité que survienne une situation d'urgence particulière est inversement proportionnelle à son éventuelle gravité. Il est ainsi peu probable, par exemple, qu'une urgence survenant dans une centrale nucléaire au Canada donne lieu à d'importants rejets de substances radioactives accidentels. Aussi les organismes de réglementation du gouvernement fédéral et les autres autorités compétentes exigent-elles des propriétaires ou exploitants de centrales nucléaires qu'ils élaborent et tiennent à jour un plan d'urgence pour parer aux urgences sur le site.

Les provinces ont élaboré, en collaboration avec les autorités municipales, des procédures pour faire face aux conséquences graves qu'un accident pourrait avoir à l'extérieur du site. Dans la plupart des cas, ces plans provinciaux prévoient des mesures de protection d'urgence qui peuvent être mises en œuvre au besoin, et au nombre desquelles figurent notamment :

- une restriction de l'accès à la zone touchée;
- la fourniture d'abris temporaires à la population touchée;
- un blocage de la fixation de l'iode radioactif dans la glande thyroïde;
- une évacuation des bâtiments et d'autres locaux aux environs de l'installation.

Les plans reconnaissent aussi que certaines des mesures instaurées pour prévenir l'ingestion – 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.

Le Québec, l'Ontario, la Nouvelle-Écosse, le Nouveau-Brunswick et la Colombie-Britannique figurent au nombre des provinces plus susceptibles d'être touchées par une urgence nucléaire, suivant la définition qui en est donnée dans le PFUN. 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 installations 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 qui se produirait dans une grande centrale éloignée du Canada pourrait avoir une certaine incidence au pays, car de faibles quantités de matières radioactives pourraient atteindre le Canada. Mais il est peu probable que ces matières représenteraient, même en quantité décelable, 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 pays étranger comporterait-elle vraisemblablement les éléments suivants :

- un contrôle des aliments importés provenant des zones situées à proximité du lieu de l'accident;
- une évaluation des effets de l'accident sur les Canadiens qui habitent ou voyagent à proximité de ce lieu;
- une évaluation des incidences de l'accident sur le Canada et sur l'information du public;
- une 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 des interventions en cas d'urgence appropriées. Dans d'autres situations, la planification des mesures d'urgence risque d'être 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.

16.2 Mise en œuvre des mesures d'urgence et rôles de l'organisme de réglementation et d'autres organismes

Dans l'ensemble, 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 tenir à jour et de mettre en œuvre leur propre plan d'urgence nucléaire.

La CCSN, à titre d'organisme de réglementation national de l'énergie nucléaire, possède son propre plan d'urgence. De même, 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 à traiter les urgences, y compris celles qui mettent en cause des matières radioactives. La CCSN et Transports Canada œuvrent de concert, en conformité avec le PFUN, les lois fédérales pertinentes et les dispositions administratives officielles, lorsque survient un cas d'urgence ou incident associé à des matières radioactives.

16.2.1 Information du public durant une 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). Sous la direction du coordonnateur national, 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.

Le GAP se compose de représentants d'organismes qui détiennent des responsabilités définies au sein de la structure du PFUN, conformément aux procédures énoncées dans les dispositions nationales relatives à l'information du public en cas d'urgence. Les ministères et organismes énumérés dans le PFUN peuvent être représentés au sein du GAP, et il en va de même pour les divers autres organismes et ordres de gouvernement associés à un genre d'urgence nucléaire déterminé.

Le GAP collabore étroitement avec les ressources fédérales en région, les autres ministères et organismes fédéraux et les autorités provinciales pour coordonner et harmoniser les activités d'information du public. En cas d'urgence nucléaire dans la province de l'Ontario, par exemple, le PPUN prévoit la mise sur pied d'un Centre mixte d'information ayant pour fonction d'assurer la diffusion dans le grand public et les médias d'informations au sujet de l'urgence. L'effectif du centre en question serait alors composé de représentants de la province, du gouvernement fédéral, des municipalités touchées et de l'installation nucléaire.

16.2.2 PPUN visant les installations nucléaires

Les gouvernements des provinces et des territoires canadiens ont élaboré leurs propres plans, qu'ils ont adaptés à leurs propres besoins particuliers. De façon générale, la structure administrative comprend un organisme de mesures d'urgence ou l'équivalent, dont le mandat consiste à faire face à un large éventail d'urgences réelles ou éventuelles suivant des procédures et des plans bien définis. En outre, les provinces qui abritent des installations nucléaires importantes, telles que des centrales nucléaires, ont mis en place des plans d'intervention en cas d'urgence nucléaire.

Les plans de protection civile provinciaux et territoriaux prévoient des éléments de coordination avec les autres autorités et organismes pertinents, y compris une participation et un soutien de la part du gouvernement fédéral au niveau national et des autorités municipales et civiques à l'échelon local, ainsi qu'une participation à grande échelle des ministères et organismes de tous les ordres de gouvernement.

L'Ontario, le Québec et le Nouveau-Brunswick disposent de plans d'intervention en cas d'urgence nucléaire hors site qui leur permettraient de faire face aux répercussions éventuelles de situations d'urgence survenues dans les centrales nucléaires qu'elles abritent. Les sections suivantes fournissent un bref aperçu des plans d'intervention d'urgence hors site des provinces, des plans d'intervention d'urgence sur le site des exploitants de centrales nucléaires et des plans d'intervention d'urgence de la CCSN, ainsi que de leur préparation.

16.2.3 Ontario

De toutes les entités du genre au Canada et peut-être même en Amérique du Nord, l'Ontario est celle qui abrite sur son territoire le plus de réacteurs nucléaires de puissance commerciaux (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 km des frontières de la province. De ce fait même, dès 1986, la province s'est dotée d'un PPUN. Ce plan n'a toutefois jamais été complètement, ni partiellement, déclenché. La province a néanmoins reçu des notifications officielles 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 planification et d'organisation des mesures d'urgence sont régis par la *Loi sur les mesures d'urgence*, L. R. O. 1990, c. E.9. 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 d'urgence nucléaire. Mesures d'urgence Ontario (qui fait partie du ministère du Solliciteur général de l'Ontario) administre le PPUN et assure la coordination de la planification et de l'organisation des interventions en cas d'urgence nucléaire dans la province.

Le PPUN définit une urgence nucléaire comme une situation où le rayonnement 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 installation nucléaire.

Le but du PPUN est de préserver la santé, la sécurité, le bien-être et les biens du public et de protéger l'environnement en cas d'urgence nucléaire. À titre de plan cadre pour la planification et l'organisation des interventions en cas d'urgence nucléaire hors site, le PPUN sert à assurer la coordination des activités des ministères provinciaux, des installations nucléaires, du gouvernement fédéral et de la CCSN, ainsi que des municipalités désignées, de façon à ce que l'objectif visé soit atteint.

Le PPUN décrit les dispositions que l'Ontario a prises dans le domaine de la planification et de l'organisation des interventions en cas d'urgence nucléaire. 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;
- le détail des responsabilités des divers participants;
- la surveillance exercée par le comité provincial d'intervention en cas d'urgence.

Le PPUN de l'Ontario prévoit, à l'intention des participants, un programme de formation et d'exercices qui, axé sur les urgences nucléaires, comporte notamment des cours de base pour les travailleurs affectés aux interventions d'urgence, des tests de notification, des exercices pour le centre de secours et des exercices complets. Un exercice provincial complet, visant un important réacteur nucléaire de puissance, est mené chaque année avec la participation du gouvernement fédéral.

16.2.4 Québec

Au Québec, l'Organisation de la sécurité civile du Québec (OSCQ) est le principal organisme de planification et d'organisation des interventions hors site en cas d'urgence nucléaire à la centrale de Gentilly-2. Les mesures prévues par l'OSCQ relativement à ces urgences sont exposées dans le *Plan des mesures d'urgence nucléaire externe à la centrale nucléaire Gentilly-2* (*PMUNE-G2*). Ce plan est conforme à la *Loi sur la protection des personnes et des biens en cas de sinistre* du Québec.

Le *PMUNE-G2* vise à préparer les organismes publics à faire face à une situation d'urgence à la centrale de Gentilly-2, et à leur permettre ainsi d'atténuer les répercussions d'un accident, de protéger et d'aider le public et de venir en aide aux municipalités touchées.

Dans l'éventualité d'un accident ayant d'importantes répercussions hors site à la centrale nucléaire de Gentilly-2, Hydro-Québec et l'OSCQ auront des responsabilités distinctes mais complémentaires en ce qui a trait à la planification et à l'organisation de l'intervention d'urgence. Par exemple, le chef de quart de Gentilly-2 doit établir et déclarer le niveau approprié d'alerte de rayonnement. S'il s'agit d'une alerte de site ou d'une alerte générale (voir la section 16.2.7), il en informera la Direction générale de la sécurité civile et de la sécurité incendie du ministère de la Sécurité publique du Québec. Selon la nature de l'urgence, l'OSCQ restera en état d'alerte ou entreprendra une intervention d'urgence hors site conformément aux dispositions du *PMUNE-G2*.

Dans le cadre d'une intervention hors site, l'OSCQ mettra sur pied un centre qui sera chargé de coordonner les divers éléments de l'intervention, dont les communications et les relations publiques. De façon générale, ce centre émettra tous les avis de sécurité nécessaires (de confinement ou d'évacuation, par exemple) destinés au public, il répondra aux demandes de renseignements des médias et il coordonnera l'administration des mesures de précaution.

16.2.5 Nouveau-Brunswick

En vertu de la *Loi sur les mesures d'urgence*, il incombe à l'Organisation des mesures d'urgence du Nouveau-Brunswick (OMU NB) du ministère de la Sécurité publique d'élaborer les plans de mesures d'urgence pour la province, ainsi que de diriger, gérer et coordonner les interventions d'urgence.

Aux termes du PPUN préparé par l'OMU NB, une urgence est une situation anormale qui exige une action prompte, se situant au-delà des procédures normales, pour limiter les dommages aux personnes, aux biens ou à l'environnement. Le but déclaré de ce plan est de désigner les entités ou personnes responsables qui devront prendre des mesures pour atténuer les répercussions de toute urgence autre que celles attribuables à une guerre dans la province du Nouveau-Brunswick.

Le plan définit les attributions de la principale autorité responsable des interventions d'urgence, à savoir le ministère de la Sécurité publique, et les rôles de soutien qu'auront alors à assumer quelque 23 ministères ou organismes provinciaux, ainsi que d'autres organisations. Formé de représentants de ces intervenants, le Comité provincial d'intervention en cas d'urgence (CPIU) dirige, gère et coordonne les opérations d'urgence provinciales, en plus d'assister et de soutenir les municipalités au besoin.

Le CPIU maintient deux états de préparation, à savoir l'état d'alerte et l'état d'urgence, lesquels se définissent comme suit :

- l'état d'alerte est un état de préparation suivant lequel les représentants des ministères doivent être disponibles sur demande;
- l'état d'urgence correspond à un état où l'OMU NB ou des ministères, ou les deux à la fois, doivent procéder à une intervention; durant un état d'urgence, les représentants ministériels seront appelés à se rendre à l'administration centrale, où ils seront informés de la nature de l'urgence.

Aux fins de l'OMU NB, la province du Nouveau-Brunswick est divisée en 11 districts, qui correspondent aux 11 régions de services municipaux. Les représentants régionaux des services municipaux du ministère de la Sécurité publique, qui font office de coordonnateurs de ces districts, encouragent les municipalités à mettre au point leurs propres plans de mesures d'urgence et à les parfaire, et ils leur offrent les conseils et l'aide dont elles ont besoin pour s'acquitter de cette tâche. Ils sont en outre chargés de coordonner l'utilisation des ressources provinciales pour régler les situations d'urgence dans les zones rurales et les municipalités urbaines, et des comités de mesures d'urgence de district, inspirés du modèle des comités provinciaux d'intervention, sont créés pour les épauler. Ces comités, qui ont pour principal objectif de fournir de l'aide aux municipalités et à la population des régions non constituées, sont composés de

représentants des ministères de la Sécurité publique, de l'Environnement et des Gouvernements locaux, de la Santé et du Mieux-être, de la Justice (Gendarmerie royale du Canada), des Ressources naturelles et de l'Énergie, et des Transports.

Les autorités municipales doivent s'acquitter de la planification des mesures d'urgence et des interventions à l'intérieur de leurs limites et, dans certains cas, dans des régions situées au-delà de ces limites. Les collectivités peuvent s'entraider conformément aux ententes d'aide mutuelle qu'elles ont conclues entre elles. Cependant, s'il survient une urgence à l'égard de laquelle les ressources d'une collectivité ou d'un groupe de collectivités sont insuffisantes, la province fournira de l'aide par l'entremise du comité de mesures d'urgence du district.

Au besoin et si possible, des centres des opérations d'urgence de district ont été mis sur pied au sein des bureaux régionaux du ministère des Transports. Le plan d'intervention d'urgence hors site de la centrale de Point Lepreau a été élaboré par l'OMU NB conformément aux principes énoncés ci-dessus. Il définit les rôles et les responsabilités des personnes qui seront appelées à intervenir si un incident ayant des répercussions hors site survient à la centrale, et il précise les mesures immédiates qu'elles devront alors prendre.

La section A du plan énumère les organismes provinciaux et fédéraux qui sont susceptibles d'avoir un rôle à jouer, en faisant état de leurs responsabilités respectives. Les représentants de ces organismes forment le Groupe de contrôle qui, sous la direction de l'OMU NB, coordonne la mise en œuvre du plan.

Le plan d'intervention d'urgence hors site de la centrale de Point Lepreau classe les urgences éventuelles dans l'une ou l'autre des deux catégories suivantes :

- un incident de type A est une urgence que l'on peut traiter en ayant recours aux ressources sur le site et qui ne présente aucun danger pour le grand public;
- un incident de type B est un incident qui présente un danger pour le grand public.

S'il devient nécessaire d'alerter le public au sujet d'une urgence hors site, des gardes civils surveilleront des zones désignées et ils veilleront à ce que les gens soient bien informés de ce que l'on attend d'eux. La radio, la télévision et les gardes civils informeront le public de la nécessité d'avoir recours à des mesures de protection. Des dispositions ont par ailleurs déjà été prises pour que l'on puisse secourir les personnes qui pourraient avoir besoin d'aide en cas d'évacuation. Le volume 2 du plan du Nouveau-Brunswick renferme tous les détails pertinents.

16.2.6 Plan d'urgence nucléaire d'Ontario Power Generation

Le plan d'urgence nucléaire d'Ontario Power Generation (OPG) est un plan général d'entreprise qui sert de base commune à la planification et à l'organisation des interventions en cas d'urgence nucléaire à ses centrales de Bruce, de Darlington et de Pickering. (Tel que mentionné précédemment, les centrales de Bruce sont désormais exploitées par Bruce Power Inc.; toutefois, la présente section fournit une description de l'état des plans d'intervention d'urgence des centrales de Bruce-A et de Bruce-B alors qu'elles étaient exploitées par OPG.) Le plan fait état des concepts, des structures, des rôles et des processus présidant à l'instauration et à l'actualisation d'un mécanisme qui permettra à OPG d'intervenir efficacement s'il se produit une urgence radiologique susceptible de mettre en danger le personnel affecté au 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 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 le rejet de substances radioactives par des installations fixes et sur les interfaces existant entre ce plan et le PPUN. 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 notifications hors site, aux mises au point sur la situation et aux confirmations touchant tout rejet de substances radioactives.

Ce plan 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 d'urgence général d'entreprise, OPG a élaboré, pour chacun de ces sites, des dispositions particulières visant la planification et l'organisation des interventions d'urgence.

S'il survenait une urgence nucléaire dans une centrale d'OPG, le personnel de l'entreprise verrait alors à classer immédiatement l'urgence d'après les critères précisés dans le plan 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. Le résultat de cette démarche de classification constitue l'appendice D – qui fournit une matrice des critères de notification – du plan d'urgence général d'entreprise d'OPG. Les plans d'intervention d'urgence propres aux centrales de Bruce, de Pickering et de Darlington comprennent des éléments qui ont été élaborés à partir de cet appendice.

Les exercices d'intervention d'urgence font partie intégrante du processus global d'évaluation des programmes d'OPG. Ces exercices, qui ont lieu périodiquement à toutes les installations nucléaires d'OPG, s'effectuent en collaboration avec les autres autorités ou organismes qui s'intéressent à la planification et à l'organisation des interventions en cas d'urgence nucléaire.

En cas d'urgence nucléaire, OPG a la capacité d'intervenir auprès du public par l'entremise de son Service des affaires publiques nucléaires et de son Service des affaires générales. Les principales cibles du programme d'information publique d'OPG 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, 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 d'un centre mixte d'information. Toutefois, tant que ce centre n'aura pas été mis en place et qu'il ne sera pas en fonction, l'organisme d'intervention d'urgence d'OPG verra provisoirement à transmettre l'information pertinente au public et aux médias. Lorsque le centre sera en fonction, il incombera au gouvernement provincial d'assurer la gestion des services d'information visant l'intervention hors site. OPG fournira au centre mixte d'information de l'assistance dans les domaines de la formation, des finances et des ressources humaines.

16.2.7 Plan d'urgence nucléaire de la centrale de Gentilly-2

La publication *Plan des mesures d'urgence* d'Hydro-Québec fournit une description des dispositions prises par l'entreprise de services publics pour faire face aux urgences nucléaires réelles ou éventuelles à sa centrale de Gentilly-2. Cette publication, de même que ses divers documents d'accompagnement, traite dans le détail de la planification et de l'organisation des interventions en cas d'urgence nucléaire à la centrale de Gentilly-2, en faisant notamment état des critères de mise en application, des rôles et attributions, des exigences en matière de coordination, de la classification des alertes, des communications avec les médias et le public, des procédures d'urgence, de la logistique des interventions, du soutien technique et matériel, de la formation en matière d'opérations d'urgence et des exercices d'intervention d'urgence.

Selon le plan, les événements anormaux à l'intérieur 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 de rayonnement et la gravité effective ou éventuelle de l'incident.

Une alerte de zone doit être déclarée lorsque le champ de rayonnement ou la concentration de la contamination en suspension dans l'air au-dessus d'une zone localisée 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 rapide. 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 radioexposition supérieure à la limite 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 (référence : Centrale nucléaire Gentilly-2, document de référence DR-32/Rév. 4 - Plan des mesures d'urgence [Plan de base], octobre 1997) doit aviser l'OSCQ de la menace ou de l'urgence. Tel que mentionné précédemment (voir la section 16.2.4), l'OSCQ dirigerait alors toute intervention en cas d'urgence nucléaire hors site jugée nécessaire.

À titre de suivi des alertes de rayonnement décrites ci-dessus, la direction d'Hydro-Québec, le Groupe communications et relations avec le milieu (GCRM), situé tout près, à Trois-Rivières, et le personnel de communication du centre d'urgence de Gentilly-2 joindraient leurs efforts dans le but d'informer le personnel du site, le public et les médias. Dans le cas d'une alerte générale, le GCRM déménagerait au Centre de coordination des communications de l'OSCQ, où Communication-Québec coordonnerait toutes les 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 l'an. Le personnel de la centrale participe en outre à des exercices organisés à l'extérieur, 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 planification et de l'organisation des interventions en cas d'urgence nucléaire.

16.2.8 Plan d'urgence nucléaire de la centrale de Point Lepreau

Les mesures d'intervention de la Société d'énergie du Nouveau-Brunswick (Énergie NB) en cas d'urgence nucléaire sur le site de la centrale de Point Lepreau font partie des documents qui constituent le plan des mesures d'urgence sur le site de cette centrale. Ces documents décrivent les interventions prévues pour

divers genres déterminés d'urgence au sein de la centrale, et font état des dispositifs, procédures, responsabilités, ententes et services de formation qui y sont associés.

Le plan des mesures d'urgence sur le site a pour objectif global de limiter et d'atténuer les répercussions d'événements anormaux survenant sur le site de la centrale de Point Lepreau, afin de protéger les travailleurs, les membres du public et les biens de la centrale. Il est constitué d'un plan général et de plans particuliers qui, intimement liés, sont conçus pour être mis en œuvre de façon concertée avec le PPUN hors site.

Document de coordination, le plan général présente une vue d'ensemble de quatre genres d'urgences : les urgences radiologiques, les incendies, les urgences médicales et les urgences chimiques. Il fait état de l'organisation, des responsabilités et des mesures préparatoires générales pour chacune des situations.

Au nombre de quatre, les plans particuliers, distincts, font état des dispositions détaillées et des actions et dispositions précises nécessaires – au-delà de celles prévues dans le plan général – pour faire face aux risques, réels ou éventuels, propres à chacun des quatre genres d'urgence à la centrale de Point Lepreau. Les procédures détaillées de mise en œuvre des quatre plans sont regroupées dans le manuel d'exploitation OM-78600 de la centrale nucléaire de Point Lepreau.

Le plan des mesures d'urgence radiologique de la centrale de Point Lepreau traite des conséquences radiologiques éventuelles ou réelles d'un événement anormal qui se produirait à la centrale. Il est conçu pour être mis en œuvre de façon concertée avec le PPUN hors site, lequel ne traite, pour sa part, que des mesures à prendre à l'extérieur des limites de la centrale. Le plan des mesures d'urgence sur le site énonce les dispositions qu'il conviendra de prendre pour limiter les effets d'un incident radioactif sur le site et pour en atténuer les répercussions hors site. Ce plan et le PPUN doivent donc pouvoir être mis en œuvre indépendamment mais en harmonie, et font appel à un niveau élevé de liaison et de collaboration. Pour ne prendre qu'un exemple, il incombe au personnel de Point Lepreau de fournir l'information qui pourrait mener au déclenchement du PPUN.

Le plan des mesures d'urgence radiologique de la centrale de Point Lepreau définit deux niveaux d'intervention : l'alerte et l'urgence. Lorsque se produit un événement imprévu mineur qui n'est pas assez important pour justifier une intervention de l'un ou l'autre niveau, les procédures d'exploitation normales de la centrale sont mises en œuvre.

Une intervention d'alerte est déclenchée lorsque survient un événement qui, ne présentant aucune menace générale immédiate sur le site ou hors site, justifie une intervention rapide à laquelle participeront les ressources sur le site, voire éventuellement certaines ressources hors site. Tel serait le cas, par exemple, s'il se produisait un déversement ou un rejet mineur de substances radioactives.

Énergie NB dispose d'un centre d'intervention en cas d'urgence hors site qui, advenant un incident entraînant un rejet accidentel de substances radioactives dans l'environnement hors site, sera occupé par du personnel de cette entreprise. Il servira alors de centre de communications et de coordination des programmes de surveillance radiologique de l'environnement.

16.2.9 Rôle de l'organisme de réglementation

La CCSN participe, dans le cadre des responsabilités qui lui sont dévolues par la loi canadienne, aux activités de planification et d'organisation des interventions en cas d'urgence nucléaire.

Dans le cours d'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. Le rôle qu'elle doit

jouer dans le contexte du PFUN est défini en termes clairs. Par exemple, la CCSN est un membre permanent de chacun des quatre groupes organisationnels du PFUN (Coordination, Opérations, Assistance technique consultative et Affaires publiques) et elle participe aux activités de planification des mesures d'urgence avec d'autres organismes permanents du PFUN.

Comme ses responsabilités en matière de réglementation couvrent un large éventail de circonstances, de centrales, d'activités et de substances, la CCSN doit établir des plans visant une gamme tout aussi variée de scénarios d'urgence. En accord avec la politique nationale et nonobstant sa participation au PFUN, la CCSN a révisé son *Plan des mesures d'urgence* en mai 2000. Par ailleurs, elle continue d'exploiter un Centre des mesures d'urgence, à son administration centrale à Ottawa, dans le but d'améliorer sa capacité d'intervention en cas d'urgence nucléaire. Ce centre sert aux exercices pratiques et aux exercices de formation du PFUN et de la CCSN visant à vérifier et à confirmer l'état de préparation en cas d'urgence nucléaire.

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 :

- des situations d'urgence susceptibles d'exiger une intervention 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;
- des exigences relatives à l'état de préparation et à la formation, et des exercices connexes.

Le plan est publié avec l'autorisation du président de la CCSN et conformément aux objectifs de la *LSRN* et de ses règlements d'application, ainsi que de la *Loi sur la protection civile*. Il est conçu de façon à être compatible et à s'harmoniser avec les plans et procédures d'urgence des titulaires d'un permis délivré par la CCSN, des gouvernements provinciaux, du gouvernement fédéral 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.

La mise en œuvre du plan des mesures d'urgence de la CCSN en cas d'urgence déclarée 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 fédéral;
- les ministères et organismes du gouvernement de la province visée;
- les médias d'information;
- la United States Nuclear Regulatory Commission;
- l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA).

Ce plan s'applique à toutes les urgences nucléaires, réelles ou éventuelles, qui sont susceptibles d'amener la CCSN à intervenir sur les plans réglementaire ou technique. Il est en vigueur en tout temps, en l'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 un 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, se situant au-delà 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 contaminants radioactifs par 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*;
- la perte, le vol, la découverte ou le transport de matières radioactives tant à l'intérieur qu'à l'extérieur du Canada.

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, et ses procédures d'urgence font état du rôle et des attributions des divers participants.

La place qu'occupe le personnel de la CCSN à l'intérieur de l'organisation des mesures d'urgence, qui varie suivant la nature de l'urgence, est définie dans le plan. Les responsabilités du personnel en cas d'urgence nucléaire sont équivalentes à celles qui lui sont dévolues dans le cours des activités usuelles de l'organisme. Durant une urgence nucléaire, tout membre de l'organisation des mesures d'urgence ou du personnel de la CCSN peut être affecté à l'exécution de tâches particulières.

La CCSN a élaboré, aux fins de la planification des mesures d'urgence, divers mécanismes d'ordre technique et administratif qui ont été intégrés à son plan des mesures d'urgence. Ces dispositions comprennent des accords de coopération bilatérale avec d'autres instances tant à l'intérieur qu'à l'extérieur du pays, 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 du rayonnement.

16.3 Accords internationaux, y compris les dispositions prises avec les pays voisins

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

PLAN D'INTERVENTION CONJOINT CANADA–ÉTATS-UNIS EN CAS D'URGENCE RADIOLOGIQUE (1996)

Ce plan mixte met l'accent sur les mesures d'intervention en cas d'urgence radiologique plutôt que sur les mesures générales 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 définies dans le PFUN sont compatibles avec celles du plan mixte.

CONVENTION SUR L'ASSISTANCE EN CAS D'ACCIDENT NUCLÉAIRE OU DE SITUATION D'URGENCE RADIOLOGIQUE (1986)

Le Canada est l'un des signataires de cette entente d'assistance internationale élaborée sous les auspices de l'AIEA. L'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 d'un rejet de substances radioactives. L'entente énonce les modalités relatives aux demandes d'aide et définit la façon dont elle sera accordée, dirigée et contrôlée, ainsi que la manière dont elle prendra fin. La convention sera ratifiée après examen de la législation d'application canadienne.

CONVENTION SUR LA NOTIFICATION RAPIDE D'UN ACCIDENT NUCLÉAIRE (1987)

Le Canada est l'un des signataires de cette entente, 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.

16.4 Formation et exercices

Le Canada tient des exercices sans attribution de responsabilité à l'échelle nationale tous les trois ou quatre ans dans le but de tester et d'évaluer les plans de mesures d'urgence nationaux conçus pour faire face aux incidences des situations d'urgence susceptibles de toucher le Canada. Ces tests et évaluations font partie d'une série d'exercices nationaux canadiens regroupés sous l'appellation « CANATEX (CANadian NATional EXercise) ». La section 16.4.1 fournit un compte rendu du CANATEX-3.

Le Canada participe également aux Exercices nucléaires internationaux (INEX), qui sont organisés et coordonnés par l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'Organisation de coopération et de développement économiques (OCDE).

16.4.1 Compte rendu du CANATEX-3 / INEX 2

Troisième exercice de la série, le CANATEX-3 était fondé sur la mise à l'épreuve des plans d'intervention en cas d'urgence nucléaire d'OPG Nuclear, de la municipalité régionale de Durham (Ontario), de la province de l'Ontario, du gouvernement fédéral canadien et du plan fédéral mixte établi par les États-Unis et le Canada.

La préparation de l'exercice a été coordonnée par l'intermédiaire de Mesures d'urgence Ontario, de Protection civile Canada, d'OPG Nuclear et de Santé Canada. L'exercice, qui a eu lieu en avril 1999, simulait un accident à la centrale nucléaire de Darlington (Ontario).

Les objectifs du CANATEX-3 s'énonçaient de la façon suivante :

- évaluer le PFUN, ainsi que ses interfaces avec les dispositions de la province de l'Ontario en matière d'urgence nucléaire;
- fournir à la province de l'Ontario une occasion d'évaluer le PPUN et les dispositions en matière d'urgence des régions, des comtés et des municipalités touchés;
- mettre à l'épreuve les dispositions bilatérales du Plan d'intervention conjoint Canada–États-Unis en cas d'urgence radiologique;
- satisfaire aux exigences établies par l'AEN aux fins de la conduite d'exercices périodiques d'intervention en cas d'urgence nucléaire de la série INEX 2.

Au nombre des participants au CANATEX-3, figuraient OPG Nuclear, la municipalité régionale de Durham (Ontario), divers ministères de la province de l'Ontario – sous la direction de Mesures d'urgence Ontario, qui fait partie du ministère du Solliciteur général et des Services correctionnels de la province –, le gouvernement du Canada et divers ministères du gouvernement fédéral – sous la direction de Santé Canada –, ainsi que divers organismes fédéraux des États-Unis – sous la direction de l'Environmental Protection Agency –, les états de New York et du Michigan et différents organismes d'État.

Dans le cadre de l'exercice CANATEX-3, le Canada a rempli son engagement de tenir un INEX 2 en Amérique du Nord. INEX 2 comportait divers exercices d'intervention internationale en cas d'urgence nucléaire parrainés par l'AEN. Dans le cadre de ces exercices, un pays « hôte de l'accident » intègre les objectifs et exigences de la série INEX 2 dans un exercice national axé sur la simulation d'un accident qui, survenant à une installation nucléaire, entraînerait l'émission de rayonnements. Dans ce cas, le Canada, faisant office de pays hôte de l'accident, a combiné les exigences de l'exercice INEX 2 s'inscrivant dans la portée de l'exercice CANATEX-3, aux fins de l'étape préalable à l'émission, de l'étape de l'émission et de l'étape postérieure à l'émission en cas d'urgence nucléaire.

Les objectifs de l'INEX 2 inclus dans CANATEX-3 étaient les suivants :

- l'échange d'information en temps réel, au moyen de matériel et de logiciels de communication réels;
- une prise de décision fondée sur les conditions de l'installation et des données réalistes mais limitées; les conditions météorologiques du scénario de l'accident étaient les conditions du jour de l'exercice, et l'Organisation météorologique mondiale (OMM) a participé à la diffusion d'information en temps réel sur les tendances météorologiques locales, régionales et mondiales;
- la mise au point d'un site Web relatif à l'exercice, pour afficher l'information publique, y compris les communiqués, les séances d'information publique, les interactions et les pressions médiatiques et la coordination de l'information publique.

Au nombre des participants à la phase INEX 2 de l'exercice, figuraient l'AEN, l'AIEA, l'OMM, la Commission européenne et divers pays membres de l'OCDE, y compris les pays « voisins » – les États-Unis, la France (Saint-Pierre et Miquelon) et le Danemark (Groenland) – et plus de 30 pays « en champ lointain », qui ont mis simultanément à l'essai des parties de leurs plans d'intervention en cas d'urgence nucléaire et les procédures internationales pertinentes en matière de communications et de notifications relatifs à la situation d'urgence.

L'exercice a permis de démontrer que le PFUN et le Plan d'intervention conjoint Canada–États-Unis en cas d'urgence radiologique constituent, de façon générale, une assise solide pour une intervention du gouvernement fédéral en cas d'urgence nucléaire au Canada ou près de ses frontières. Des travaux sont en

cours en vue d'apporter, le cas échéant, des améliorations sur le plan des effectifs, de la formation, des installations – y compris celles servant aux communications et les installations informatiques –, de la gestion de l'information, des communications avec le public, de la notification et du déclenchement.

ARTICLE 17
Le choix de l’emplacement

17.1 Processus de délivrance de permis et résumé des lois, règlements et exigences régissant le choix de l’emplacement des centrales nucléaires

Les questions relatives au choix de l’emplacement ont été étudiées en détail dans le *Rapport national du Canada* établi pour la première réunion d’examen de la *Convention sur la sûreté nucléaire*. L’article 17 de ce rapport est sommairement repris dans l’annexe 17.1 du présent rapport.

La section 7.2 fournit un résumé des lois, règlements et exigences régissant la sûreté dans les centrales nucléaires au Canada, tandis que le processus de délivrance de permis est décrit dans la section 7.3. Les exigences relatives au choix de l’emplacement d’une nouvelle centrale nucléaire sont énoncées en détail dans le *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* et dans le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*.

ARTICLE 18
La conception et la construction

18.1 Processus de délivrance de permis et résumé des lois, règlements et exigences régissant la conception et la construction des centrales nucléaires

Les questions relatives à la conception et à la construction ont été étudiées en détail dans le *Rapport national du Canada* établi pour la première réunion d'examen de la *Convention sur la sûreté nucléaire*. L'article 18 de ce rapport est sommairement repris dans l'annexe 18.1 du présent rapport.

La section 7.2 fournit un résumé des lois, règlements et exigences régissant la sûreté dans les centrales nucléaires au Canada, tandis que le processus de délivrance de permis est décrit dans la section 7.3. Les exigences relatives à la conception et à la construction d'une nouvelle centrale nucléaire sont énoncées en détail dans le *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* et dans le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*.

ARTICLE 19
L'exploitation

19.1 Processus de délivrance de permis et résumé des lois, règlements et exigences régissant l'exploitation des centrales nucléaires

La section 7.2 fournit un résumé des lois, règlements et exigences régissant la sûreté dans les centrales nucléaires au Canada, tandis que le processus de délivrance de permis est décrit dans la section 7.3 et que le tableau 7.2 de l'article 7 offre une liste partielle des conditions préalables de délivrance d'un permis d'exploitation pour une nouvelle centrale nucléaire. Les procédures et exigences liées au renouvellement du permis d'exploitation d'une centrale nucléaire et à son exploitation continue sont décrites dans la section 7.4.1.

19.2 Mesures prises par le Canada pour s'acquitter de ses obligations en vertu de l'article 19 de la *Convention*

19.2.1 Autorisation initiale pour l'exploitation d'une centrale nucléaire

L'autorisation initiale d'exploiter une centrale nucléaire sera accordée dans la mesure où une analyse de sûreté appropriée aura permis de démontrer que la centrale, dotée d'un programme de mise en service, répond, telle que construite, 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 par ailleurs être satisfaites.

Tel que mentionné dans la section 7.3.1, la Commission canadienne de sûreté nucléaire (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 terminée;
- les plans d'exploitation sont satisfaisants.

Avant la mise en service d'une centrale, plusieurs membres du personnel de la CCSN sont affectés à la centrale pour définir les exigences relatives à la mise en service et au démarrage, ainsi que pour observer le déroulement de ces processus 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'assurance de la qualité (AQ) de la mise en service. De façon générale, les procédures établies par le titulaire de permis exigent que les spécifications détaillées de mise en service d'un système ou composant particulier soient approuvées par le concepteur. Les spécifications définissent les critères d'acceptation qui président aux inspections et aux tests réalisés dans le cadre du programme de mise en service. Si l'on insiste tant sur une telle approbation de la part du concepteur, c'est qu'elle permettra de veiller à ce que les exigences de conception suivantes soient respectées :

- le programme sert effectivement à vérifier les éléments appropriés;
- 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 exige également que le processus d'approbation des spécifications et des résultats soit documenté et que tout écart par rapport aux critères d'acceptation soit soumis au concepteur afin qu'il 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;
- si les décisions prises sont appropriées.

Le personnel de la CCSN qui participe directement à la mise en service se concentre sur quelques tests importants, dont ceux qui ont pour but de vérifier le comportement général de la centrale lors d'événements particuliers – en cas de panne simple d'alimentation électrique, par exemple. Il assiste en outre aux tests 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, mesuré (et comparé au taux retenu comme hypothèse dans les analyses de sûreté).

Quand on ne peut effectuer un test intégral, on procède à des tests partiels, qui porteront, par exemple, sur la mise en service du système de refroidissement d'urgence du cœur. À cet égard, même si l'on a déjà procédé à des tests de mise en service pour étudier l'injection de réfrigérant dans le cœur du réacteur, rien de tel n'a été fait pour analyser le cas où de l'eau froide serait injectée dans un cœur chaud car les composants du circuit caloporteur primaire pourraient alors être soumis à des contraintes très élevées. Ces composants sont néanmoins conçus de manière à pouvoir supporter de telles contraintes en cas d'urgence, car on suppose qu'ils y seront effectivement exposés, mais de façon limitée seulement, au cours de leur vie utile. L'exposition de composants, aux seules fins d'un test, à des contraintes de cet ordre ne saurait toutefois se justifier.

L'examen de la mise en service effectué par le personnel de la CCSN ne porte essentiellement que sur ces tests importants 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, de tels tests permettent parfois de déceler des problèmes que les tests auxquels les composants sont individuellement soumis n'auraient pas révélé. Les travaux qu'effectue alors le personnel de la CCSN comportent un examen des tests proposés, y compris des spécifications détaillées de la mise en service, afin de déterminer si les critères d'acceptation des résultats de tels tests concordent avec les exigences de conception et de sûreté du système définies dans la demande de permis. Lorsque les tests sont terminés, le personnel de la CCSN examine les résultats obtenus, ainsi que les rapports de mise en service de la centrale qui ont été produits.

La CCSN exige du titulaire de permis qu'il fournisse des garanties confirmant que la mise en service est terminée avant de procéder au démarrage du réacteur. Ces garanties prennent la forme d'attestations écrites qui indiquent que :

- la mise en service a été effectuée conformément au processus décrit dans la demande de permis;
- les résultats de la mise en service sont acceptables.

Pour préparer ces attestations, le titulaire de permis doit disposer d'un mécanisme qui lui permettra de confirmer que la mise en service a été réalisée et que les résultats obtenus sont acceptables. Ce mécanisme, qui fait partie du programme d'AQ de la mise en service, consiste le plus souvent en une série de rencontres – auxquelles assiste parfois le personnel de la CCSN affecté à la centrale –, au cours desquelles sont passés en revue les travaux réalisés relativement à des systèmes particuliers. Le personnel de la CCSN doit être en possession des attestations appropriées avant que l'on ne procède au chargement initial du combustible nucléaire et de l'eau lourde dans le réacteur, et avant le passage initial à la criticité du réacteur.

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.

19.2.2 Limites et conditions d'exploitation

Les limites et conditions d'exploitation, qui découlent de l'analyse de sûreté, des tests et de l'expérience d'exploitation, sont définies et révisées au besoin pour déterminer les limites de sûreté pour l'exploitation.

L'exploitation et la maintenance de la centrale suivant l'intention inhérente au devis de conception et les principes ayant présidé à la délivrance du permis – c'est-à-dire conformément aux paramètres opérationnels de sûreté (POS) – représentent une exigence fondamentale en matière de sûreté nucléaire. Les POS sont définis en fonction d'un certain nombre d'exigences documentées relatives à la sûreté de l'exploitation de la centrale. Ils comprennent notamment les éléments suivants :

- les exigences relatives aux systèmes spéciaux de sûreté et à l'équipement de réserve lié à la sûreté ou aux fonctions assimilées (par exemple, les points de consigne et autres limites des paramètres, ainsi que les critères de disponibilité des systèmes);
- les exigences relatives aux systèmes fonctionnels (par exemple, les limites des paramètres, les principes et spécifications relatifs aux tests et à la surveillance, ainsi que les exigences relatives au rendement dans des conditions anormales);
- les conditions préalables à la mise hors service des systèmes spéciaux de sûreté et de l'équipement de réserve lié à la sûreté ou des fonctions assimilées.

Ces exigences et conditions préalables découlent des éléments suivants :

- les exigences réglementaires de plus haut niveau;
- les exigences relatives au rendement et à la fiabilité nominales;
- l'analyse de soutien à la conception;
- l'analyse des accidents de dimensionnement;
- l'analyse de sûreté;
- d'autres genres d'analyses, telle l'évaluation probabiliste des risques.

En principe, l'analyse doit considérer tous les états admissibles pour la centrale mais, en pratique, il est impossible de procéder d'emblée à une analyse qui couvrira tous les états susceptibles de se présenter pendant toute sa durée de vie. Aussi cette analyse vise-t-elle plutôt à apprécier un nombre suffisant de situations pour permettre l'établissement de POS qui, fondés sur une étude assez détaillée du rendement des systèmes et de l'équipement, sauront tenir compte des variations prévues de l'état de la centrale. Seules les situations qui, ayant fait l'objet d'une analyse et dont la sûreté a été démontrée, ont été approuvées par la CCSN seront définies dans les POS. On procède continuellement au perfectionnement et à l'actualisation des analyses pour refléter les progrès de la technique.

Les POS soumis à l'analyse doivent satisfaire aux normes, exigences réglementaires et lignes directrices, ainsi qu'aux critères fixés, en ce qui a trait à la conception, la construction et l'exploitation de la centrale, en vue de respecter la notion de la défense en profondeur. Les autres limites considérées sont associées à l'équipement et aux matériaux, aux besoins de la production, au vieillissement de l'équipement, etc. Les analyses visant à déterminer les modes de défaillance et leurs conséquences peuvent également servir à établir les POS.

Le rapport de sûreté, qui fait état des assises techniques sur lesquelles reposent les POS, intègre une description de l'analyse de sûreté portant sur le comportement de la centrale en cas de défaillance d'un processus fonctionnel, de défaillance d'un système, de défaillance d'un composant et d'erreur humaine.

L'analyse de sûreté est effectuée afin de prévoir les conséquences d'accidents de dimensionnement et de les comparer aux données figurant dans les documents réglementaires – le document de consultation de la CCSN C-6 (juin 1980), *Analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU*, par exemple. Les incertitudes liées à l'instrumentation et aux analyses sont prises en compte dans les limites établies pour les POS. La mise en œuvre des POS s'effectue par l'intermédiaire des documents suivants, qui sont conservés dans les centrales :

- la Ligne de conduite pour l'exploitation (LCE) – voir la section 10.1.3;
- les manuels d'exploitation;
- le manuel sur les incidents anormaux (ou le manuels sur les défaillances).

Le manuel sur les incidents anormaux précise les mesures à prendre lorsque certaines indications donnent à penser que les limites établies pour les POS risquent d'être atteintes ou dépassées dans le cadre des opérations.

À la centrale nucléaire de Point Lepreau, un important examen systématique, portant sur chacun des systèmes spéciaux de sûreté, a été effectué dans le but de vérifier s'il existe effectivement une concordance entre la conception, l'exploitation et l'analyse de la centrale. Ce projet, qui a reçu le nom de « *Determination of Allowable Operating Envelope* (Détermination des paramètres opérationnels admissibles) », permet en outre de déterminer les paramètres de la centrale qui serviront à définir les POS admissibles. Ses résultats, qui ont été consignés et révisés périodiquement, provenaient d'un examen détaillé des facteurs suivants :

- les exigences relatives au système;
- la conception initiale et actuelle;
- les antécédents en matière d'exploitation;
- le vieillissement des composants;
- les hypothèses et méthodes retenues aux fins de l'analyse de sûreté.

19.2.3 Exploitation, maintenance, inspection et mise à l'essai

Les activités d'exploitation, de maintenance, d'inspection et de mise à l'essai des centrales nucléaires s'effectuent conformément à des procédures approuvées. Les permis d'exploitation de réacteurs nucléaires de puissance délivrés par la CCSN renferment une série de conditions qui visent à faire en sorte que le titulaire de permis respecte les exigences de la Commission. Le personnel de la CCSN est autorisé à obtenir des renseignements et, au besoin, à imposer des exigences particulières.

Les paragraphes qui suivent font état de certaines des conditions figurant dans les permis d'exploitation des centrales nucléaires. En guise de modèle de permis d'exploitation de réacteur nucléaire de puissance, l'annexe 7.5 du présent rapport fournit, dans sa version française, le permis de la centrale de Gentilly-2 et, dans sa version anglaise, le permis de Pickering-B.

Le titulaire de permis doit exploiter la centrale conformément à la LCE, qui énonce les règles fondamentales régissant la sûreté de l'exploitation d'une telle installation. Préparé par le titulaire de permis, ce document, qui doit avoir été approuvé par la CCSN, doit contenir les éléments suivants :

- une définition des pouvoirs et responsabilités des gestionnaires et du personnel d'exploitation;
- des seuils chiffrés précis quant aux paramètres d'exploitation, qui permettront de veiller à ce que les limites établies dans l'analyse de sûreté ne soient jamais dépassées;

- les principes à mettre en pratique pour assurer une exploitation sûre de chacun des systèmes et circuits de la centrale.

Comme pour tous les autres documents mentionnés dans le permis d'exploitation, le non-respect, par le personnel du titulaire de permis, des exigences précisées dans la LCE constitue une violation des conditions de délivrance du permis.

Le permis précise également l'effectif minimal qui doit être présent dans la centrale en tout temps. 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.

Le titulaire de permis doit procéder régulièrement à des tests et inspections des systèmes, de l'équipement et des composants pour confirmer leur disponibilité, et les activités de maintenance qu'il effectue doivent être conformes aux normes fixées par la CCSN. De façon plus particulière, le titulaire de permis doit veiller à ce que l'équipement et les systèmes continuent à respecter les normes de fiabilité et d'efficacité énoncées dans le rapport de sûreté et dans les documents qu'il avait soumis à l'appui de sa demande de permis d'exploitation.

Les activités de maintenance et de mise à l'essai des systèmes spéciaux de sûreté doivent être menées conformément aux procédures spéciales établies dans la LCE. Ces procédures sont conçues de manière à ce qu'aucune fonction de sûreté ne soit compromise par les activités de maintenance. Tous les permis d'exploitation de réacteur nucléaire de puissance renferment des conditions servant à préciser les exigences relatives au programme de maintenance qui devront être mises en œuvre dans la centrale visée.

Les systèmes de sûreté doivent faire l'objet, à intervalles réguliers, de tests qui permettront de vérifier si chacune des fonctions de sûreté est assurée normalement. La CCSN exige que chacun de ces systèmes ait un facteur de disponibilité de 99,9 %. Chaque élément d'un système spécial de sûreté est régulièrement soumis à des épreuves de fonctionnement, dont la fréquence sera déterminée d'après une analyse de fiabilité fondée sur le principe voulant que la fiabilité prévue d'un système s'établit en fonction de la connaissance que l'on possède de la fiabilité de ses composants.

L'AQ demeure un élément essentiel de la bonne gestion d'une centrale puisqu'elle contribue à la réalisation des objectifs fixés en matière non seulement de qualité mais aussi, et de ce fait même, de sûreté. Aussi la CCSN exige-t-elle des titulaires de permis qu'ils élaborent et maintiennent un programme d'AQ qui intégrera une approche disciplinée à l'égard de toutes les activités liées à la sûreté de l'exploitation, au nombre desquelles figurent notamment, le cas échéant, les suivantes :

- les vérifications visant à confirmer que les tâches ont été effectuées correctement;
- la présentation de documents prouvant que le niveau de qualité requis a été atteint.

Le programme d'AQ renferme également des procédures qui permettront de veiller à ce que toutes les mesures correctives nécessaires soient prises.

19.2.4 Mise en place des procédures d'intervention

Des procédures d'intervention ont été mises en place pour faire face à divers incidents ou accidents en cours d'exploitation prévisibles.

De telles interventions sont gérées au moyen d'un système de procédures hiérarchisé propre à chaque centrale. Bien que ces procédures varient d'une centrale à l'autre, leur structure générale se fonde sur les éléments suivants :

- les manuels d'exploitation;
- les manuels d'alerte;
- le manuel sur les incidents anormaux (ou le manuel sur les défaillances);
- le manuel de radioprotection (ou les directives de radioprotection).

Les procédures suivies par le personnel d'exploitation 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, axées sur les systèmes, qui servent à contrôler les systèmes de la centrale lors du démarrage ou en mode d'exploitation normale, ou encore lors d'une défaillance d'un système d'arrêt d'urgence;
- les procédures intégrées, qui servent à coordonner des interventions majeures, comme la mise en service et la mise à l'arrêt de la centrale.

Les procédures du manuel d'alerte fournissent au personnel d'exploitation de la centrale des renseignements sur les fonctions liées aux alertes. Ces procédures font notamment état de points de consigne, de causes d'alerte probables et de diverses autres données pertinentes, ainsi que des points de référence et des mesures que doit prendre l'opérateur.

Les procédures qui figurent dans le manuel sur les incidents anormaux ont pour but de guider le personnel d'exploitation lorsque survient une défaillance d'un système de sûreté ou d'un système fonctionnel, ou encore une défaillance résultant d'effets de cause commune. Ontario Power Generation (OPG) dénombre trois catégories de procédures dans le manuel sur les incidents anormaux :

- les procédures relatives aux systèmes de sûreté visant l'exploitation dans des conditions anormales ;
- les procédures opérationnelles d'urgence;
- les procédures axées sur la surveillance des paramètres de sûreté critiques.

Au sein d'autres entreprises de services publics du secteur nucléaire, les procédures visant l'exploitation dans des conditions anormales et les procédures opérationnelles d'urgence font l'objet de manuels distincts.

Les procédures relatives aux systèmes de sûreté visant l'exploitation dans des conditions anormales font état des mesures compensatoires à prendre lorsqu'un système de sûreté subit une défaillance ou devient indisponible, tandis que les procédures opérationnelles d'urgence indiquent les mesures à mettre en œuvre lors d'un accident pour rétablir la sûreté de la centrale et assurer la sécurité tant des travailleurs que des membres du public. Les procédures axées sur la surveillance des paramètres de sûreté critiques permettent, pour leur part, d'observer de plus près ces paramètres lorsque survient un accident et elles constituent un mécanisme d'appui aux procédures opérationnelles d'urgence. L'article 16 fournit plus de détails sur les procédures à suivre sur le site en cas d'urgence nucléaire (plans d'intervention en cas d'urgence nucléaire).

Les procédures énoncées 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 ont pour but de :

- déterminer la classe et la catégorie de l'incident;
- prévoir les dispositions relatives à la notification hors site;
- préciser les mesures de protection et de surveillance à mettre en œuvre lorsqu'un accident se produit.

19.2.5 Services de soutien en génie et en technique dans tout domaine lié à la sûreté

Les centrales nucléaires doivent disposer, pendant toute leur durée de vie, de services de soutien en génie et en technique dans tout domaine lié à la sûreté.

La question des ressources financières et humaines chez les titulaires de permis a fait l'objet de l'article 11. Ces ressources 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 de fournisseurs 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 de la centrale. Ainsi, en raison du caractère limité des ressources de leurs centrales eu égard à diverses fonctions de soutien, la Société d'énergie du Nouveau-Brunswick (Énergie NB) et Hydro-Québec ont conclu des marchés avec Énergie atomique du Canada limitée, OPG et nombre d'autres entreprises canadiennes pour pouvoir faire appel à elles dans des domaines comme la recherche, le génie, l'analyse, l'évaluation, la maintenance, la conduite d'inspections et la conception.

19.2.6 Notification des incidents importants du point de vue de la sûreté

Le titulaire de permis doit soumettre en temps opportun un rapport à l'organisme de réglementation lorsque survient un incident qui a des répercussions du point de vue de la sûreté. Tel que mentionné dans la section 9.2 et dans l'article 14.1, les exigences en matière de production de rapports figurent dans le document d'application de la réglementation R-99 (janvier 1995), *Centrales nucléaires en exploitation : Rapports à soumettre à la CCEA*. Chaque titulaire de permis comprend l'importance d'informer la CCSN de toute question susceptible d'avoir une incidence sur la sûreté des centrales nucléaires. Aussi, chacun a-t-il mis en place des procédures et donné à son personnel la formation nécessaire pour que les rapports suivants soient produits et soumis à la CCSN conformément aux exigences du document R-99 :

- les rapports d'événement;
- les rapports trimestriels;
- les mises à jour des rapports de sûreté;
- les rapports de surveillance radiologique de l'environnement;
- les rapports sur la recherche-développement;
- les rapports du programme d'inspections périodiques;
- les rapports annuels sur la fiabilité.

Les incidents susceptibles d'avoir des répercussions importantes du point de vue de la sûreté sont d'abord signalés dans les rapports d'événement, ainsi que – selon la nature de l'événement –, dans un certain nombre d'autres rapports. Les rapports d'événement renferment une description de l'événement imprévu et de toute violation des conditions de délivrance du permis. Ils renferment également des données sur la réaction des systèmes de sûreté par suite de l'événement, ainsi que sur les rejets de substances radioactives et les doses de rayonnement qui auraient pu en résulter. La CCSN passe en revue les rapports qui lui sont soumis afin de s'assurer que les mesures appropriées sont prises. Dans de nombreux cas, le rapport indique que le titulaire de permis a agi de façon appropriée et pris les mesures correctives nécessaires.

Le titulaire de permis doit faire rapport verbalement à la CCSN de chaque événement à déclarer dès le premier jour ouvrable suivant sa découverte, pour ensuite présenter, à l'intérieur des délais précisés dans le document R-99, un rapport écrit détaillé. Au-delà des rapports obligatoires, les entreprises de services publics du secteur nucléaire préparent de leur propre chef un certain nombre de rapports qui, bien que

n'étant pas expressément exigés dans le document R-99, font état de toute situation susceptible d'avoir des répercussions importantes soit sur un plan plus général, soit du point de vue de la sûreté – par exemple, un défaut de fabrication du combustible nucléaire.

19.2.7 Collecte et analyse des données sur l'expérience d'exploitation

Des mécanismes ont été mis en place pour recueillir et analyser les données sur l'expérience d'exploitation des centrales, pour en tirer des conclusions et pour prendre les mesures qui s'imposent. D'autres mécanismes permettent par ailleurs de partager les résultats les plus significatifs avec des organismes internationaux, ainsi qu'avec d'autres organismes d'exploitation et de réglementation.

MÉCANISMES DE RÉTROACTION FONDÉE SUR L'EXPÉRIENCE D'EXPLOITATION (OPEX)

La collecte et l'analyse des données relatives à l'exploitation et la diffusion des leçons tirées de cette expérience s'effectuent par l'intermédiaire d'un processus, ou mécanisme, de rétroaction. Les mécanismes de rétroaction des entreprises de services publics du secteur nucléaire canadien sont habituellement intégrés à leur système d'AQ ou à celui de leurs centrales. Au-delà des entreprises de services publics, ils font appel à la participation de la CCSN, du Groupe des propriétaires de CANDU (GPC) et d'autres organismes.

EXIGENCES ET OBLIGATIONS

Les mécanismes de rétroaction qui sont établis dans les centrales nucléaires canadiennes sont assujettis aux exigences relatives à l'AQ. La norme N286.5, article 3.7 (Retour d'expérience), de l'Association canadienne de normalisation 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 ou aux programmes d'AQ. Elle prescrit également que ces renseignements devront être mis à la disposition du personnel qui est associé à d'autres phases du cycle de vie de la centrale. La CCSN effectue, en vertu de cette prescription, des audits dans les centrales et aux sièges sociaux des entreprises de services publics 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 à faire rapport au système de notification des incidents (Incident Reporting System) de l'AIEA et de l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE lorsque surviennent des événements significatifs dans des centrales au pays. 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 et à l'AEN.

Le Canada participe également au système de notification de l'Échelle internationale de gravité des événements nucléaires (INES), administré par l'AIEA. Les pays membres se servent de l'INES, qui repose sur la hiérarchisation des incidents et accidents en fonction de leur gravité, pour s'informer réciproquement des risques que présentent des incidents ou accidents précis sur le plan de la sûreté. Ce système vise à faire en sorte que les médias et le public soient bien informés des incidents et accidents ainsi signalés. Le coordonnateur canadien de l'INES à la CCSN est chargé de la coordination, de l'échange de rapports et de la classification des incidents selon leur gravité au Canada.

SOURCES D'INFORMATION

Rédigés par les entreprises de services publics, les rapports d'événement significatif et les autres rapports d'événement (les sections 9.2 et 19.2.6 fournissent de plus amples renseignements au sujet de ces documents) constituent la première source d'information. Ils renferment des renseignements sur les

événements non souhaitables qui sont considérés comme étant importants eu égard à l'exploitation des réacteurs nucléaires et des installations connexes.

Au nombre des autres rapports utilisés à des fins d'information, figurent les rapports trimestriels, les rapports de mise en service et les rapports d'audit produits à l'interne par les titulaires de permis. La CCSN publie aussi par ailleurs des rapports portant sur l'évaluation de l'exploitation des centrales nucléaires, lesquels font état des résultats des études menées par les équipes de la CCSN tout en soulignant les carences que le titulaire de permis devra corriger.

Les sources internationales comprennent les rapports du système de notification des incidents de l'AIEA et de l'AEN, ainsi que les avis et bulletins de la United States Nuclear Regulatory Commission. La CCSN voit à la diffusion régulière de ces documents à tous les titulaires de permis canadiens qui, sur réception, les intègrent à leurs mécanismes de rétroaction. Ils devraient en outre les étudier afin d'en tirer, le cas échéant, des leçons pour leurs propres centrales.

CANAUX DE RÉTROACTION

Il existe un certain nombre de canaux et réseaux de rétroaction tant à l'intérieur des entreprises de services publics qu'au sein de la CCSN. Les canaux de rétroaction des entreprises de services publics visent à améliorer tout à la fois la fiabilité de la production d'électricité et la sûreté des centrales nucléaires, tandis que ceux de la CCSN sont plutôt axés sur la sécurité des travailleurs et des membres du public et sur la protection de l'environnement.

Canaux de rétroaction des entreprises de services publics

Les entreprises de services publics ont mis sur pied des canaux de rétroaction pour veiller à ce que l'expérience d'exploitation soit prise en compte, à tous égards, dans l'exploitation et la gestion des centrales. Ainsi, Énergie NB a élaboré un système de repérage des problèmes et de prise des mesures correctives et OPG possède un site OPEX sur le Web qui permet d'avoir accès aux rapports 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, de l'Institute of Nuclear Power Operations et du GPC. Les autres entreprises de services publics du secteur nucléaire canadien sont, elles aussi, dotées de systèmes semblables.

Le programme du GPC permet aux exploitants de centrales CANDU d'échanger des renseignements sur l'expérience d'exploitation. Les entreprises membres canadiennes du GPC tiennent chaque semaine (par téléconférence) des réunions exploratoires dont les résultats sont communiqués aux entreprises de services publics membres pour leur permettre de déterminer si des incidents semblables pourraient se produire dans leurs centrales. Ces renseignements sont en général communiqués par l'intermédiaire du réseau CANDU.

Énergie atomique du Canada limitée (EACL) s'est, pour sa part, dotée, depuis un certain nombre d'années, d'un processus de rétroaction qui vise à faire en sorte que les données sur la construction, la mise en service et l'expérience d'exploitation des réacteurs CANDU soient prises en compte lors de la conception de nouveaux réacteurs, et que les renseignements recueillis par EACL dans le cadre de la conception de nouvelles centrales soient communiqués aux propriétaires de CANDU.

Canaux de rétroaction de la CCSN

En 1998, la CCSN a instauré le programme d'évaluation des événements à déclarer suivant les règlements. Il fait appel à une approche unifiée eu égard à l'évaluation d'événements survenant dans les centrales dotées de réacteurs nucléaires de puissance ou dans d'autres installations nucléaires. Les évaluations connexes sont menées par les membres de divers groupes d'experts au sein de la CCSN. Le programme

vise à faire en sorte que l'expérience d'exploitation fasse l'objet d'un examen et qu'elle contribue ainsi à dégager les éléments qui pourraient s'avérer préoccupants du point de vue de la sûreté, que la diffusion de ces renseignements soit améliorée et que l'on tire parti de la rétroaction fondée sur cette expérience d'exploitation dans le cadre des activités liées à la délivrance de permis, à la réglementation et à l'exploitation.

Afin d'améliorer l'efficacité de la collecte, du tri, du stockage et de la récupération des données d'exploitation, la CCSN actualise et gère ces dernières dans une base de données informatisée. Plus de 18 000 événements, à déclarer ou non, y sont répertoriés. L'ampleur des données à stocker ne justifie pas, à elle seule, le recours à une telle base informatisée pour le traitement de ces données d'exploitation. Elle s'explique également par le fait qu'il ne suffit pas toujours de considérer un seul événement pour déceler un problème, et qu'il faut dès lors, au-delà des examens périodiques, procéder à des analyses de tendances des indicateurs de rendement, qui porteront sur plusieurs incidents répartis dans le temps.

CONCLUSIONS ET MESURES DÉCOULANT DES ANALYSES DE RÉTROACTION FONDÉE SUR L'EXPÉRIENCE D'EXPLOITATION

Les problèmes et sujets de préoccupation qui pourraient s'appliquer à d'autres centrales sont relevés, puis portés à l'attention des agents de centrale de la CCSN et de différents groupes d'experts au sein de la CCSN, qui s'en serviront tantôt pour déterminer la démarche à adopter face à un événement particulier, tantôt pour évaluer les propositions des titulaires de permis eu égard à cet événement.

Les membres du personnel de la CCSN intègrent les résultats des analyses d'événements dans leurs examens et évaluations des mesures correctives prises par le titulaire de permis en réaction à un événement déterminé. Si ces mesures ne sont pas jugées appropriées, le titulaire de permis devra en prendre d'autres. Il convient par ailleurs de souligner que les agents de centrale de la CCSN surveillent la mise en œuvre des mesures correctives pour s'assurer qu'elle se fait diligemment.

Les équipes d'audit de la CCSN consultent les données sur l'expérience d'exploitation intégrées dans la base de données de la CCSN lorsqu'elles préparent leurs programmes d'audit et qu'elles cherchent à déterminer la nature des problèmes qui se posent sur le plan de l'exploitation ou de la maintenance des centrales – un non-respect des procédures ou des lacunes à cet égard, ou encore l'utilisation de composants non standard, par exemple.

De même, les évaluations réalisées par les experts de la CCSN font souvent appel aux données sur l'expérience d'exploitation enregistrées dans la base de données de la CCSN.

19.2.8 Gestion des déchets radioactifs

Les méthodes dont se servent, au Canada, les exploitants de centrales nucléaires pour gérer les déchets de faible ou de moyenne activité et le combustible nucléaire épuisé sont semblables à celles qui sont utilisées ailleurs. L'accent est d'abord mis sur la réduction à la source, sur la réduction de volume, sur le conditionnement et sur le stockage à long terme de ces déchets puisque, à l'heure actuelle, on ne dispose pas encore d'installations d'évacuation.

RESPONSABILITÉ

Le gouvernement du Canada a établi une politique nationale en vue d'assurer l'efficacité de la gestion et de l'évacuation de tous les genres de déchets radioactifs. La responsabilité de la gestion et du stockage à long terme des déchets radioactifs et du combustible nucléaire épuisé incombe d'abord aux exploitants.

ACTIVITÉS

Tous les déchets produits par 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 – incinérables, compactables et non traitables, par exemple. Les techniques dont le Canada dispose actuellement permettent de réduire le volume des déchets radioactifs d'environ 60 % avant leur stockage.

Le tri plus poussé des déchets facilite leur manutention, leur traitement et leur stockage ultérieurs. Comme il n'existe au Canada aucune installation de retraitement du combustible, le combustible nucléaire épuisé est automatiquement classé comme déchet de haute activité et stocké à long terme.

STOCKAGE

Au Canada, le stockage demeure la principale activité d'évacuation des déchets radioactifs produits par les centrales nucléaires. Les déchets radioactifs de faible ou moyenne activité sont stockés, soit sur le site ou soit hors site, dans des ouvrages tantôt construits en surface, tantôt souterrains. Certains déchets font parfois d'abord l'objet d'une réduction de volume par compactage ou incinération. Le combustible nucléaire épuisé est placé, à la centrale nucléaire elle-même, dans une piscine de stockage pendant une période déterminée, après laquelle il peut être transféré dans des installations de stockage à sec aménagées en surface, en vue de leur stockage à long terme. Tous les déchets radioactifs sont stockés de manière à ce que l'on puisse les récupérer.

Les exploitants ont instauré des méthodes qui permettent de récupérer de l'espace de stockage en étageant les déchets après une décroissance suffisante de leur radioactivité, ou encore en les compactant davantage (supercompactage) ou en les triant.

INITIATIVES EN MATIÈRE D'ÉVACUATION

Des efforts considérables ont été déployés en vue d'élaborer la notion d'une évacuation en profondeur des déchets de combustible nucléaire, une notion qui a été étudié par la Commission d'évaluation environnementale chargée de l'examen du concept de gestion et de stockage des déchets de combustible nucléaire – la commission Seaborn. Cette commission, qui a publié ses recommandations sur les mesures à adopter en mars 1998, a exprimé l'avis qu'il y avait lieu d'étudier d'autres solutions pour assurer la gestion à long terme des déchets de combustible nucléaire au Canada.

Le gouvernement du Canada a déposé un projet de loi en vue de l'instauration d'une telle solution de rechange pour la gestion à long terme des déchets de combustible nucléaire (voir la section 7.2.5), lequel prévoit en outre la création d'un fonds pour financer la mise en œuvre de la solution retenue.

ANNEXES

ANNEXE 1.1
Programmes de recherche-développement mis en œuvre au Canada

Au Canada, les programmes de recherche-développement (R-D) en matière nucléaire sont surtout réalisés par Énergie atomique du Canada limitée (EACL), mais certains travaux de R-D de moindre envergure sont mis en œuvre par les Stern Laboratories, Kinetrics ou d'autres entreprises privées, ainsi que par des universités canadiennes. Les programmes de R-D ont pour objectif principal d'appuyer la sûreté et le dimensionnement des installations nucléaires au Canada, de même que le processus de délivrance de permis. Le secteur nucléaire canadien tire parti d'une telle base de connaissances lorsqu'il investit dans des travaux de recherche appliquée dont il a besoin pour mettre au point de nouveaux produits et services qui lui sont propres. Et il s'en sert également pour effectuer, à des fins commerciales, de la recherche appliquée qui lui permettra de résoudre, le cas échéant, les problèmes rencontrés par une installation nucléaire en particulier. Ces connaissances fondamentales sont enfin nécessaires pour appuyer le gouvernement du Canada en matière de politique, de réglementation et de délivrance de permis et pour l'aider à respecter les engagements pris par le Canada en vertu d'accords internationaux.

Les travaux ayant trait à la sûreté et au dimensionnement des installations nucléaires, ainsi qu'à la délivrance de permis, visent des domaines de la R-D qui contribueront à préserver la santé et la sécurité des travailleurs du secteur nucléaire et des membres du public, ainsi qu'à protéger l'environnement contre les risques radiologiques. Ils portent plus particulièrement sur divers aspects propres aux matériaux, à la physique, à la chimie, aux composants critiques, au rayonnement et à l'environnement qui peuvent avoir une incidence sur la sûreté. Bien souvent, ces connaissances sont utilisées pour élaborer des modèles mathématiques qui, incorporés à des programmes informatiques, serviront à décrire des systèmes complexes. Les travaux de R-D permettent de maintenir à jour la base de connaissances, de valider les programmes informatiques et de faire en sorte que les installations nécessaires pour favoriser l'avancement des connaissances soient en place.

EACL effectue de la R-D dans chacun des domaines clés de la technique CANDU. Ces travaux permettent de s'assurer que les concepts scientifiques et techniques de base présidant à chacun de ces domaines sont bien compris, et que la base de connaissances est en mesure de croître, suivant les besoins, pour faire face aux nouveaux défis. Ainsi, il ne suffit pas de comprendre les facteurs qui influent sur le rendement d'un composant ou d'un système; il faut aussi prendre en compte les effets du vieillissement – le temps et l'action des agents environnementaux, par exemple. Ces connaissances de base sont ensuite intégrées dans les spécifications relatives aux composants, dans les lignes directrices d'exploitation des systèmes, dans les outils techniques et analytiques et dans les programmes informatiques servant à simuler le comportement des systèmes du réacteur.

Les entreprises de services publics qui exploitent des réacteurs CANDU financent, par l'intermédiaire des programmes à frais partagés du Groupe des propriétaires de CANDU (GPC), des activités de R-D qui ont un lien direct avec la préservation de la sûreté et l'efficacité de l'exploitation de leurs réacteurs. Les programmes de R-D du GPC sont financés conjointement par les quatre entreprises de services publics du secteur nucléaire canadien (Ontario Power Generation, Bruce Power Inc., Hydro-Québec et la Société d'énergie du Nouveau-Brunswick) et par EACL. Si EACL effectue la majeure partie de ces travaux de recherche – qui viennent compléter les travaux qu'elle a elle-même réalisés à l'interne pour appuyer la sûreté et le dimensionnement des installations nucléaires, de même que le processus de délivrance de permis –, une part n'en est pas moins confiée aux Stern Laboratories, à Kinetrics ou à d'autres entreprises privées, ainsi qu'à des universités canadiennes.

Les sections suivantes offrent une description plus détaillée des activités de R-D destinées à appuyer, dans chacun des grands domaines techniques, la sûreté et le dimensionnement des installations nucléaires, de même que le processus de délivrance de permis.

TECHNIQUE LIÉE À LA SÛRETÉ

Comme son nom l'indique, le programme de R-D sur la technique liée à la sûreté vise à faire en sorte que les réacteurs CANDU et les installations nucléaires canadiennes continuent de satisfaire aux normes les plus rigoureuses en matière de sûreté. Cette technique prend appui sur une connaissance de base de la thermohydraulique du circuit primaire, du comportement thermomécanique du cœur du réacteur et des canaux de combustible nucléaire, du comportement du combustible et des produits de fission et du rendement de l'enceinte de confinement. Les principales installations mises à contribution sont le réacteur national de recherche universel (NRU) et les cellules de haute activité, pour l'étude du comportement du combustible, des produits de fission et des systèmes intégrés, les boucles thermohydrauliques à échelle réduite, pour l'étude du comportement thermohydraulique du circuit primaire et du circuit du modérateur, les installations en vraie grandeur, pour l'étude du comportement des canaux à des températures élevées, ainsi que les installations de combustion de l'hydrogène, et les représentations à échelle réduite, pour l'étude de la thermohydraulique du confinement. Les connaissances de base acquises dans le cadre du programme de R-D sur la technique liée à la sûreté sont intégrées dans des modèles et programmes informatiques qui permettent d'évaluer les répercussions de séquences d'accident hypothétiques. Ces renseignements permettent aussi d'aborder des points à régler génériques, d'établir des méthodologies visant la délivrance de permis et d'élaborer des techniques qui serviront à atténuer les conséquences d'un accident. Le programme de R-D sur la technique liée à la sûreté fournit par ailleurs, en apportant une compréhension de base des phénomènes qui entrent en jeu et des modèles et programmes informatiques qui les représentent, l'assise de technique nécessaire pour assurer la réglementation des installations nucléaires.

Ce programme porte actuellement sur l'étude du rendement des composants et systèmes au cours d'un accident hypothétique – le comportement des canaux de combustible, la thermohydraulique des circuits, le comportement du combustible et des produits de fission et le rendement de l'enceinte de confinement – et sur l'élaboration de méthodologies dans ces domaines. Un projet mixte important, axé sur la qualification des programmes informatiques utilisés aux fins de l'analyse de sûreté et de la délivrance de permis, est par ailleurs réalisé de concert avec les entreprises de services publics qui exploitent des réacteurs CANDU.

Les travaux de R-D relatifs aux canaux de combustible actuellement en cours portent plus précisément sur le comportement thermique, chimique et mécanique des canaux de combustible CANDU, qui sont dès lors soumis aux températures élevées qui résulteraient d'un accident de perte de réfrigérant primaire (APRP). Ils visent à quantifier le transfert thermique des canaux de combustible vers le modérateur, et à confirmer ainsi l'efficacité du modérateur comme source froide secondaire. Des expériences se poursuivent également dans le but de vérifier les prévisions relatives au comportement du combustible en fusion injecté à haute pression dans le modérateur par suite du blocage d'un canal.

L'étude de la thermohydraulique des circuits permet de recueillir les données expérimentales nécessaires pour comprendre et modéliser le rendement du circuit caloporteur primaire des réacteurs CANDU lors de perturbations de fonctionnement ou de séquences d'accident hypothétiques. L'accent est actuellement mis sur la quantification du taux de formation de vide dans les canaux durant un accident de perte de réfrigérant primaire importante (APRPI).

Les travaux portant sur le combustible et les produits de fission visent à obtenir une bonne compréhension du comportement thermique, chimique et mécanique du combustible CANDU aux températures élevées caractéristiques d'un APRP, ainsi qu'à prévoir le comportement thermodynamique et cinétique des produits

de fission qui seraient libérés en cas de rupture de la gaine de combustible. Les données recueillies dans le cadre d'une série d'expériences intégrées réalisées à l'intérieur du réacteur sont actuellement analysées et utilisées afin de valider les modèles informatiques connexes. La rétention des aérosols de produits de fission dans le circuit caloporteur primaire est également étudiée.

D'autres travaux portent sur les phénomènes qui pourraient compromettre la capacité de l'enceinte de confinement à atténuer les répercussions de séquences d'accident hypothétiques, notamment sur la thermohydraulique du confinement, sur la combustion de l'hydrogène et sur le comportement des produits de fission sous forme de gaz et d'aérosols. Les chercheurs tentent en outre de quantifier la rétention des produits de fission dans les parcours de fuite de l'enceinte de confinement et d'incorporer leur compréhension du comportement de l'hydrogène, des aérosols et de l'iode dans les programmes informatiques qui servent à modéliser le comportement de l'enceinte de confinement.

L'élaboration de méthodologies s'articule autour de deux dimensions importantes, à savoir la R-D axée sur les accidents graves et la recherche d'une méthodologie misant, tout à la fois, sur la prise en compte des hypothèses les plus probables et sur l'analyse d'incertitude. Dans le premier cas, les études portent sur les principaux phénomènes associés aux accidents graves – par exemple, les mécanismes de dislocation du cœur – et visent à élaborer, pour les réacteurs CANDU, des modèles d'accidents graves et une méthodologie pertinente. Dans le second cas, une méthodologie est mise au point afin de tirer parti des résultats du projet de qualification des programmes informatiques utilisés aux fins de l'analyse de sûreté et de la délivrance de permis (voir plus loin) et de faire en sorte que l'on puisse déterminer avec plus de précision les marges de sûreté associées à l'exploitation des réacteurs CANDU. La méthodologie actuelle se fonde sur la prise en compte de limites de paramètres opérationnels qui, par suite du recours à une série d'hypothèses limitatives, risquent de mener à une sous-estimation des marges de sûreté réellement disponibles.

Le projet mixte de qualification des programmes informatiques vise à faire en sorte que ces programmes satisfassent aux normes récemment élaborées par l'Association canadienne de normalisation (CSA) en matière d'assurance de la qualité des logiciels et que les incertitudes associées à l'application de ces programmes soient quantifiées. Non seulement ces programmes permettront-t-ils de conférer plus de rigueur aux analyses de sûreté, au processus de délivrance de permis et à l'élaboration des exigences de conception des réacteurs CANDU, mais encore ils pourront être utilisés pour appuyer l'exploitation des centrales déjà en place et la délivrance de permis aux centrales dont la conception appartient à la génération actuelle.

TECHNIQUE DU CŒUR DU RÉACTEUR

La technique du cœur du réacteur constitue l'élément central des activités de R-D axées sur les réacteurs nucléaires. Pour concevoir, construire et exploiter des réacteurs – qu'il s'agisse de réacteurs nucléaires de puissance (CANDU) ou de petits réacteurs (MAPLE) –, il est essentiel de connaître la physique du réacteur et du rayonnement, la technique du combustible nucléaire et la thermohydraulique des canaux de combustible. Les principales installations mises à contribution pour ces travaux sont le réacteur de recherche NRU, pour l'étude du comportement du combustible, les cellules de haute activité, pour l'examen du combustible, les boucles thermohydrauliques à échelle réduite et le réacteur à énergie zéro ZED-2, pour l'étude de la physique du réacteur. Les connaissances de base sur la technique du cœur du réacteur peuvent servir à l'élaboration de combustibles évolués et de cycles du combustible qui permettront d'assurer une exploitation plus efficace du réacteur, de limiter le plus possible la quantité de déchets et de favoriser une utilisation efficiente des ressources en uranium.

La recherche sur la technique du cœur du réacteur porte sur quatre grands domaines : la physique du réacteur et du rayonnement, la technique du combustible, la thermohydraulique des canaux de combustible et la conception de combustibles évolués. Par ailleurs, puisque les programmes informatiques qui sont élaborés aux fins de ces travaux revêtent une grande importance pour les analyses de sûreté et la délivrance de permis d'exploitation des réacteurs CANDU, ils sont examinés dans le cadre du projet mixte de qualification mentionné précédemment.

Les travaux effectués dans le domaine de la physique du réacteur et du rayonnement fournissent les connaissances de base sur la physique neutronique et le comportement du rayonnement qui sont nécessaires pour exploiter un réacteur en toute sûreté, en assurant notamment la régulation des réactions nucléaires et le maintien d'un blindage approprié. Actuellement, l'un des axes de ces travaux consiste à réduire l'incertitude liée aux calculs de l'apport d'énergie dû à la formation de vide dans le canal de combustible durant un APRP.

La R-D portant sur la technique du combustible vise à faire en sorte que la génération actuelle de combustible CANDU continue d'offrir l'excellent rendement qui la caractérise. Elle consiste à examiner le combustible déchargé des réacteurs nucléaires de puissance et à étudier le rendement du combustible CANDU en suivi de charge et à des taux de combustion plus élevés.

Le transfert thermique vers le circuit caloporteur primaire constitue un facteur clé de la conception du combustible. Dans le cas du réacteur CANDU, des expériences et des modélisations détaillées du comportement thermohydraulique du canal de combustible sont effectuées. L'accent est actuellement surtout mis sur le rendement du combustible dans des conditions qui pourraient compromettre le transfert thermique pendant des périodes limitées.

En ce qui a trait à l'élaboration de combustibles évolués, EACL travaille à la conception de nouvelles grappes de combustible destinées à améliorer les marges de sûreté associées à l'exploitation des réacteurs CANDU. Ces travaux de conception s'appuient sur la nouvelle grappe CANFLEX, qui permet d'obtenir des taux de combustion et niveaux de puissance de canal plus élevés tout en augmentant les marges de sûreté. EACL étudie également, toujours en matière de combustibles, des solutions de rechange qui permettraient d'assurer une meilleure utilisation des ressources en uranium.

CANAUX DE COMBUSTIBLE

Une différence fondamentale entre les réacteurs CANDU et les réacteurs à eau ordinaire (REO) tient à l'endroit où se trouve le combustible nucléaire, qui est placé, dans le premier cas, à l'intérieur de canaux dans lesquels circule le réfrigérant, et, dans le second, à l'intérieur d'une grande cuve sous pression. Chaque canal de combustible se compose d'un tube de force en zircaloy (un alliage de zirconium) qui, relié à la tuyauterie située à l'extérieur du cœur par l'intermédiaire de raccords en acier à chacune de ses extrémités, est isolé de l'eau lourde du modérateur par un tube de calandre de plus grand diamètre. L'utilisation de canaux de combustible exige une compréhension en profondeur du comportement de leurs matériaux constitutifs, y compris de leur ténacité et de leur résistance à la déformation, ainsi que des effets que le rayonnement et l'action des agents environnementaux (corrosion et pénétration d'hydrogène) peuvent avoir sur eux. Il convient en outre de mettre au point des techniques d'essai non destructif permettant d'évaluer l'état des matériaux constitutifs des canaux. Les installations mises à contribution pour ces travaux sont les boucles d'essai de corrosion, les microscopes et instruments d'analyse, les réacteurs de recherche à flux neutronique élevé, les cellules de haute activité et les laboratoires d'essais des matériaux. Les connaissances acquises dans le cadre des travaux de R-D portant sur les canaux de combustible servent à élaborer les spécifications et lignes directrices d'aptitude au service de leurs composants, ainsi que des lignes directrices d'exploitation. Ces travaux de R-D sont axés sur la ténacité des tubes de force, sur la résistance à la déformation du canal de combustible, sur la corrosion des tubes de force et sur les techniques d'inspection.

Les alliages de zirconium peuvent subir de la fissuration différée par hydruration (FDH), un mécanisme de fissuration qui est favorisé par l'action des agents environnementaux. Des travaux de R-D sont effectués dans le but de mieux comprendre les propriétés des matériaux constitutifs des tubes de force, leur ténacité et leur résistance à la FDH, de même que les effets de leur exposition à la température, à la pression et à la fluence neutronique régnant à l'intérieur d'un réacteur. Des expériences sont actuellement menées, à l'aide de réacteurs de recherche à flux neutronique élevé, dans le but d'entrevoir l'évolution de ces propriétés jusqu'à la fin de la vie utile prévue des composants. À ces expériences s'ajoutent celles qui visent à déterminer les effets de la détérioration en service – attribuable à l'usure de contact avec des débris, par exemple – sur l'aptitude au service des tubes de force.

L'exposition à une température, une pression et un flux neutronique élevés caractéristiques d'un réacteur provoque, avec le temps, une déformation des canaux de combustible (allongement, expansion diamétrale et fléchissement). Aussi, des travaux de R-D sont-ils exécutés en vue de mieux comprendre les mécanismes présidant à ce phénomène et de prévoir la déformation des canaux. Actuellement, ils visent principalement à prévoir avec précision l'expansion diamétrale, ainsi que les incidences, sur l'expansion locale, des variations de température et de flux à la périphérie. Il est important d'arriver à prévoir les variations du diamètre des tubes de force si l'on veut être en mesure d'établir, avec un haut niveau de certitude, le débit du réfrigérant s'écoulant autour des grappes de combustible.

L'oxydation des tubes de force, par suite de leur exposition au réfrigérant primaire, favorise une pénétration lente de deutérium (isotope de l'hydrogène). Or, la présence de concentrations élevées de deutérium constitue l'un des facteurs qui contribuent à l'apparition de la FDH et à sa progression. Des expériences sont actuellement effectuées, à l'aide de réacteurs de recherche, dans le but de mettre au point une méthode qui permettra de mesurer, avec un degré de confiance élevé, le taux d'accumulation de deutérium. Des améliorations sont en outre apportées aux modèles utilisés pour étudier l'oxydation et l'accumulation de deutérium.

Les canaux de combustible doivent faire l'objet d'inspections périodiques visant à déterminer s'ils satisfont aux exigences réglementaires et aux conditions d'exploitation. Des travaux de R-D sont en cours afin d'améliorer les techniques d'essai non destructif permettant de déterminer les concentrations de deutérium et les variations de forme des tubes de force. Les chercheurs s'emploient en outre à améliorer les méthodes de détection et de caractérisation des défectuosités qui se forment dans les tubes de force en service.

COMPOSANTS ET SYSTÈMES

Le programme de R-D sur les composants et systèmes situés à l'extérieur du cœur porte notamment sur les circuits caloporteurs primaire et secondaire, sur le circuit du modérateur, sur les tuyaux d'alimentation, sur les générateurs de vapeur, sur les pompes, sur les vannes et sur les joints d'étanchéité. Les principales installations mises à contribution pour ces travaux sont le réacteur de recherche NRU, les boucles d'essai de corrosion, les boucles de transfert d'activité, les boucles thermohydrauliques à échelle réduite et les bancs d'essai de composants. Les connaissances de base relatives à la chimie des réacteurs et au comportement des matériaux servent d'assise à la mise au point de techniques destinées à prolonger la vie utile des composants et systèmes. Des techniques d'inspection permettant d'évaluer en service l'état des composants et systèmes sont en outre élaborées, qui s'accompagnent de la mise au point de composants améliorés.

Les travaux entrepris dans le cadre de ce programme sont actuellement axés sur la compréhension du rendement du générateur de vapeur et des échangeurs de chaleur, ainsi que des marges de sûreté correspondantes, sur la mise au point de techniques d'essai non destructif – le recours à des télécapteurs pour mesurer l'épaisseur de la paroi des tuyaux d'alimentation et pour la détection des défectuosités dans la tuyauterie, par exemple –, sur la mise au point de joints d'étanchéité améliorés pour les réacteurs CANDU tant actuels qu'évolués et sur l'amélioration du système de refroidissement d'urgence du cœur.

Au-delà de la mise au point de nouveaux composants, les travaux visent à parfaire les méthodes utilisées pour effectuer le transfert thermique et massique vers les composants du CANDU, pour décrire les vibrations et l'usure de contact des composants – y compris le combustible nucléaire –, pour étudier le transfert d'activité vers les circuits du CANDU et pour analyser les divers mécanismes de dégradation chimique et mécanique ayant une incidence sur le rendement des composants et sur leur vie utile.

De nouveaux processus sont en outre élaborés aux fins de la maintenance des centrales CANDU. Ces processus englobent les méthodes de nettoyage chimique et physique des divers circuits des réacteurs CANDU, ainsi que la mise en application, pour l'exploitation des centrales, des programmes informatiques relatifs aux systèmes d'EACL. Des efforts particuliers sont déployés afin d'élaborer des outils de contrôle de l'état des circuits, au nombre desquels figure, par exemple, le ChemAND (Chemistry ANalysis and Diagnostic), un système d'analyse chimique et de diagnostic qui permet d'étudier l'évolution de l'état des circuits à partir d'une analyse en direct des données courantes et chronologiques de la centrale sur la chimie, en plus d'exercer un contrôle sur les paramètres chimiques liés à la sûreté.

TECHNIQUE DE COMMANDE ET D'INFORMATION

Les réacteurs CANDU ont été parmi les premiers à faire largement appel aux systèmes de commande numériques. Les systèmes de commande, d'affichage et de protection en temps réel font maintenant partie intégrante de la salle de commande des réacteurs CANDU, qui est par ailleurs dotée d'un logiciel de gestion intégrée de l'information conçu pour faciliter l'exploitation de la centrale et pour en améliorer le rendement. Ces techniques font actuellement l'objet de mises à niveau et de perfectionnements qui permettront d'améliorer le rendement et la sûreté des centrales. Et l'accent est tout particulièrement mis sur l'élaboration de systèmes améliorés de contrôle et de régulation des réacteurs, lesquels pourraient être intégrés – dans le cadre d'une remise à neuf, par exemple – aux réacteurs déjà en place.

TECHNIQUE DE L'EAU LOURDE ET DU TRITIUM

Une des caractéristiques distinctives du réacteur CANDU réside dans le fait qu'il utilise de l'eau lourde comme modérateur de neutrons. EACL travaille à l'élaboration de techniques de production et de gestion de l'eau lourde – y compris le recyclage de l'eau lourde usée dans les centrales CANDU –, en faisant appel à un catalyseur humide exclusif mis au point dans le cadre du programme source de chimie. Le catalyseur suscite un échange rapide des isotopes de l'hydrogène entre espèces chimiques, un phénomène qui peut être utilisé pour concentrer le deutérium dans l'eau, ou encore pour reconcentrer par déshydrogénation l'eau lourde ou la détritier – c'est-à-dire extraire le tritium, un isotope de l'hydrogène qui présente des risques radiologiques. Des techniques de gestion, de manutention et de stockage du tritium sont également mises au point. Les principales installations mises à contribution sont diverses représentations à échelle réduite des procédés de production et de détritiation de l'eau lourde.

La gestion de l'eau lourde d'un réacteur CANDU doit prendre en compte le recours à la reconcentration – le remplacement de l'hydrogène de l'eau lourde par du deutérium – et la détritiation de l'eau lourde après un certain nombre d'années d'exploitation. À l'heure actuelle, l'eau lourde récupérée à l'aide des sécheurs de vapeur et du circuit de récupération, ou encore tirée du circuit du modérateur et du circuit caloporteur, est reconcentrée dans de grandes colonnes de distillation de l'eau. EACL travaille actuellement à la mise au point d'un système de reconcentration par électrolyse et échange catalytique qui sera beaucoup plus économique.

GESTION DE L'ENVIRONNEMENT, DES REJETS ET DES DÉCHETS

Au cours de la dernière décennie, les doses de rayonnement associées aux divers genres de réacteurs ont eu tendance à diminuer. La méthode adoptée par EACL pour en arriver à une telle réduction repose sur la mesure des doses aux centrales déjà en place, sur l'examen des pratiques et données d'exploitation, sur l'élaboration de techniques évoluées de mesure et d'atténuation et sur une étude rigoureuse de la conception des réacteurs CANDU qui cherche à tirer pleinement parti de la base de connaissances sur le comportement des radionucléides. Ses objectifs sont notamment de réduire l'accumulation des produits d'activation, de mettre au point des processus de gestion du tritium et de l'eau lourde qui diminueront les rejets de tritium et d'abaisser les rejets en cours de manutention grâce à une amélioration des procédés de gestion des déchets. Les travaux portent également sur la mise au point de méthodes plus efficaces de caractérisation des voies de pénétration dans l'environnement, et l'accent est alors mis sur les radionucléides comme le tritium et le carbone-14, ainsi que sur l'enrichissement de la base de connaissances relative à leurs effets sur le biote non humain.

RADIOPROTECTION

De tout temps, EACL a étudié les aspects plus fondamentaux de l'incidence du rayonnement sur la santé afin d'établir une assise solide pour l'élaboration des programmes et règlements visant la radioprotection. Ces travaux de R-D englobent tout aussi bien de la recherche appliquée en radioprotection que de la recherche fondamentale destinée à élucider les mécanismes d'action du rayonnement sur la santé aux faibles doses et débits de dose qui présentent un intérêt en ce qui a trait à l'exposition des travailleurs et aux rejets d'exploitation usuels. L'installation de recherche biologique destinée à l'étude des petits mammifères est mise à contribution pour l'exécution d'une bonne partie de ces travaux. EACL déploie actuellement des efforts, de concert avec Santé Canada, en vue d'établir un Centre national des sciences radiologiques qui jouisse d'assises plus larges.

Recherche en génie nucléaire dans les universités canadiennes

Les sections suivantes offrent une brève description des programmes de recherche en génie nucléaire mis en œuvre par un certain nombre d'universités canadiennes.

UNIVERSITÉ McMASTER

L'université McMaster mène le plus important programme de recherche, de niveau universitaire, en génie nucléaire au Canada. Elle peut compter pour ce faire sur son propre réacteur de recherche, le McMaster Nuclear Reactor (MNR), un réacteur piscine à plaques de 5 MW doté d'installations d'irradiation, de télémanipulation et de neutronographie, ainsi que d'un tube à faisceau expansif. Des travaux de recherche y sont effectués dans les domaines de la physique du réacteur, des techniques de fusion, de la thermohydraulique, de la simulation numérique et des réseaux informatiques. L'université participe par ailleurs à des programmes de recherche complémentaires mixtes, exécutés, en collaboration avec EACL, dans les laboratoires de Chalk River et les installations de recherche de Sheridan Park de cette entreprise.

UNIVERSITÉ DE TORONTO

L'Université de Toronto met en œuvre divers programmes de recherche dans le domaine de la technique nucléaire, lesquels portent notamment sur le comportement des produits de fission par suite d'accidents, ainsi que sur l'application du rayonnement gamma à l'élimination des composés organiques. Elle participe également à des travaux de recherche dans diverses disciplines liées au nucléaire telles que la dynamique de l'écoulement diphasique, l'activation nucléaire et la radioactivation, la simulation numérique de l'hydrodynamique, le transfert thermique et la thermohydraulique.

COLLÈGE MILITAIRE ROYAL DU CANADA

Le groupe de génie nucléaire du Collège militaire royal du Canada étudie et modélise le comportement du combustible nucléaire dans des conditions normales d'exploitation et au cours d'un accident, en mettant un accent particulier sur la modélisation du terme source eu égard aux mécanismes de libération des produits de fission par les grappes de combustible défectueuses ou gravement endommagées. Les travaux portent également sur l'élaboration de techniques de contrôle des ruptures de la gaine de combustible dans le cours de l'exploitation normale des réacteurs nucléaires de puissance commerciaux et de recherche (CANDU et REO), ainsi que sur les nouvelles techniques de détection du rayonnement, lesquelles sont étudiées dans le but de déterminer si elles peuvent être appliquées à la mesure et à la caractérisation du rayonnement tant terrestre que spatial.

ÉCOLE POLYTECHNIQUE DE MONTRÉAL

L'École polytechnique de Montréal réalise des travaux de recherche dans le domaine de la physique du réacteur depuis plus de dix ans. Elle peut entre autres miser sur la Chaire Hydro-Québec en génie nucléaire, laquelle se spécialise dans le calcul neutronique, incluant l'élaboration de nouvelles méthodes numériques visant les théories du transport des neutrons et de la diffusion. L'enseignement est axé sur la compréhension des problèmes relatifs au transport neutronique et des notions de base de la conception des réacteurs, ainsi que sur l'acquisition d'une connaissance pratique des méthodes modernes d'analyse, tant statique que dépendante du temps, des réacteurs.

UNIVERSITÉ DU NOUVEAU-BRUNSWICK

L'Université du Nouveau-Brunswick compte une chaire en génie nucléaire, qui relève du département de génie chimique, et elle est le siège du Centre de recherches sur l'énergie nucléaire (CREN). Le CREN, qui mène des travaux de R-D associés à l'exploitation et à la maintenance des centrales CANDU, possède un savoir-faire particulier en sciences de la corrosion, ainsi que dans le domaine de l'élaboration des sondes chimiques et dans celui des systèmes de commande et d'information. Au-delà de ses propres employés, le CREN intègre du personnel associé à EACL, à l'Université du Nouveau-Brunswick et au Conseil de la recherche et de la productivité du Nouveau-Brunswick.

ANNEXE 1.2
Brève description du réacteur CANDU

La présente annexe fournit une brève description du réacteur CANDU et de ses caractéristiques.

RÉACTEUR

Le réacteur comprend la calandre, une cuve cylindrique en acier inoxydable placée horizontalement. Elle est fermée, à chaque extrémité, par des boucliers qui servent non seulement à protéger les travailleurs mais encore à supporter les canaux de combustible nucléaire horizontaux s'étendant sur toute sa longueur. Logée dans la voûte du réacteur – une enceinte en béton à revêtement d'acier qui, remplie d'eau ordinaire, sert d'écran thermique –, la calandre contient de l'eau lourde (modérateur) à basse température et à basse pression, des dispositifs de contrôle de la réactivité et plusieurs centaines de canaux de combustible.

SYSTÈME DE MANUTENTION DU COMBUSTIBLE

Le système de manutention du combustible nucléaire permet d'effectuer le chargement des grappes de combustible neuf dans le réacteur en marche, et ce, quel que soit le niveau de puissance auquel il fonctionne. Il permet aussi d'assurer en toute sûreté la manutention et le stockage temporaire du combustible tant neuf qu'épuisé.

CIRCUIT CALOPORTEUR

Le circuit caloporteur assure la circulation de l'eau lourde (D_2O) sous pression dans les canaux du réacteur afin d'évacuer la chaleur produite par fission nucléaire dans le combustible nucléaire (uranium). Le caloporteur transporte la chaleur vers les générateurs de vapeur, où elle est transférée à l'eau ordinaire pour produire de la vapeur. Après avoir quitté les générateurs de vapeur, le caloporteur revient à l'entrée des canaux de combustible.

CIRCUIT DU MODÉRATEUR

Les neutrons produits par fission nucléaire sont ralentis par l'eau lourde (D_2O) dans la calandre. L'eau lourde (modérateur) passe dans des circuits qui la refroidissent et la purifient, et qui règlent la concentration des agents solubles absorbeurs de neutrons servant à assurer le contrôle de la réactivité.

CIRCUIT D'EAU D'ALIMENTATION ET DES GÉNÉRATEURS DE VAPEUR

Les générateurs de vapeur transfèrent la chaleur présente dans le caloporteur (eau lourde) à l'eau ordinaire (H_2O) pour produire la vapeur qui servira à alimenter les turbo-alternateurs. La vapeur évacuée de la turbine à basse pression est condensée par l'écoulement d'eau de circulation dans les condenseurs. Le circuit d'eau d'alimentation traite la vapeur condensée provenant des condenseurs et retourne ce condensat aux générateurs de vapeur au moyen de pompes et d'une série de réchauffeurs.

SYSTÈME DE RÉGULATION DU RÉACTEUR

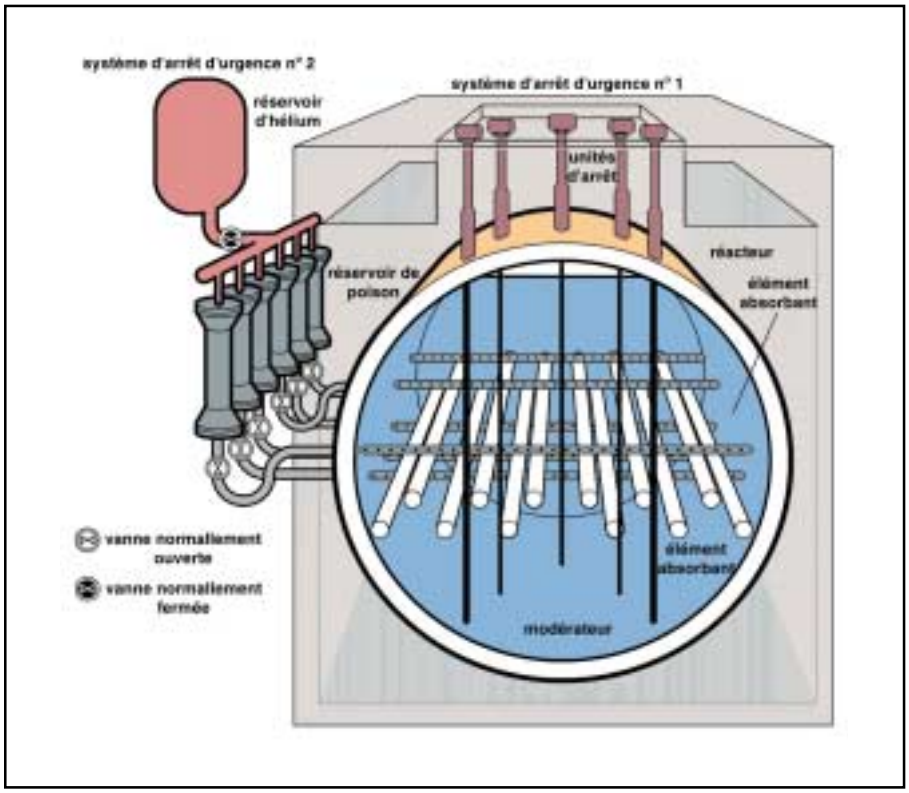
Le système de régulation a pour fonction de maintenir la puissance du réacteur à l'intérieur d'une plage de valeurs déterminées et de faire en sorte que la centrale soit en mesure de répondre à la demande d'électricité. En outre, il contrôle et règle la distribution de la puissance dans le cœur du réacteur afin

d'optimiser, conformément aux spécifications de conception, la puissance des grappes et canaux de combustible nucléaire.

SYSTÈMES DE SÛRETÉ

Le réacteur comporte quatre systèmes spéciaux de sûreté – les systèmes d'arrêt d'urgence (SAU) n^{os} 1 et 2, le système de refroidissement d'urgence du cœur et l'enceinte de confinement – qui ont pour objet d'atténuer et de réduire au minimum les incidences de toute défaillance concevable des principaux systèmes fonctionnels de la centrale nucléaire. Des systèmes de soutien à la sûreté (alimentation électrique, air comprimé et eau de service) fournissent aux systèmes spéciaux de sûreté les éléments indispensables à leur bon fonctionnement. La figure A1.1 illustre de façon schématique les deux systèmes d'arrêt d'urgence. Le SAU n^{o} 1 utilise des barres d'arrêt, alors que le SAU n^{o} 2 a recours à l'injection de « poison ».

FIGURE A1.1 Les deux systèmes d'arrêt d'urgence du CANDU



ASSEMBLAGE DU RÉACTEUR

Le réacteur CANDU (figure A1.2) comporte plusieurs centaines de canaux contenus dans la calandre, qui les supporte. La figure A1.3 montre la face du réacteur pendant la construction. À chaque extrémité, la calandre est fermée, et soutenue, par des boucliers : les boucliers d'extrémité. Chaque bouclier comporte deux plaques tubulaires, respectivement placées à l'intérieur et à l'extérieur, reliées par des tubes de réseau à chaque canal de combustible nucléaire, ainsi qu'une enveloppe périphérique. Rempli de billes d'acier et d'eau ordinaire, l'espace intérieur des boucliers est refroidi à l'eau. Les canaux de combustible, qui sont supportés par les boucliers, forment un réseau de forme carrée. La calandre, qui est remplie d'eau

FIGURE A1.2 L'assemblage du réacteur CANDU

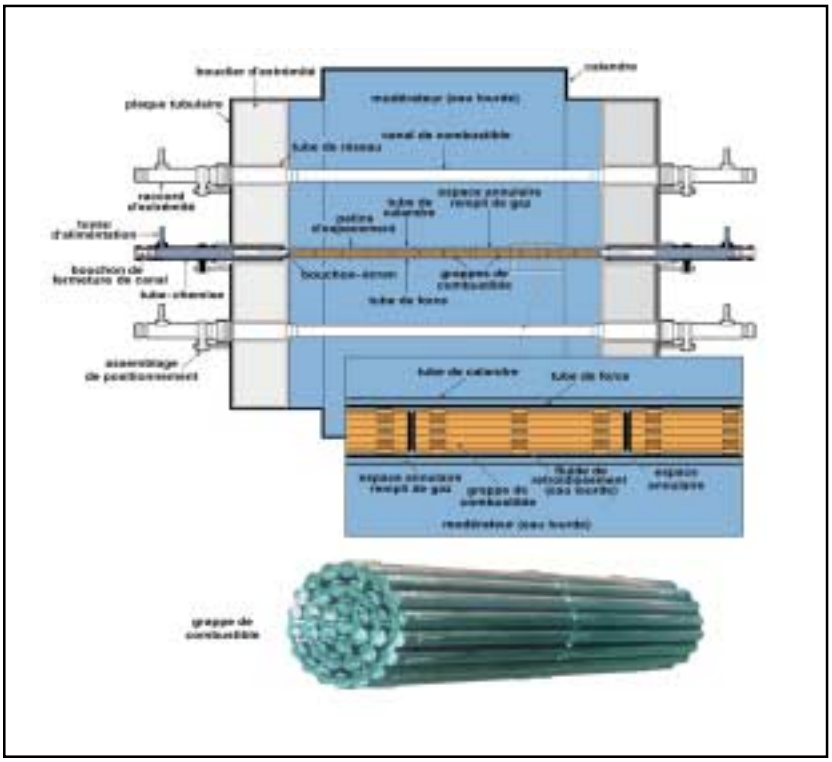
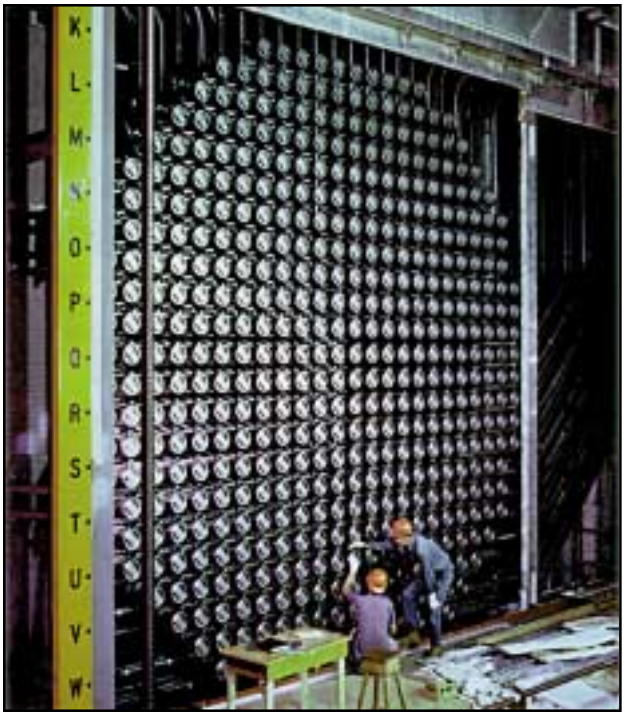


FIGURE A1.3 La face du réacteur (pendant la construction)



lourde (modérateur) à basse température et à basse pression, est contenue dans une enceinte remplie d'eau ordinaire. Dans le CANDU 6, cette enceinte est faite de béton à revêtement d'acier, tandis que, dans le CANDU 9 et dans la plupart des autres modèles de CANDU, elle est faite d'acier.

Des dispositifs de mesure et de contrôle de la réactivité, à l'horizontale et à la verticale, sont placés entre les rangées et les colonnes de canaux de combustible, perpendiculairement par rapport à ces derniers.

La figure A1.2 montre également les canaux de combustible, dont le détail est schématiquement illustré. Chaque canal loge et supporte 12 ou 13 grappes de combustible dans le cœur du réacteur. Chacun comprend les éléments suivants :

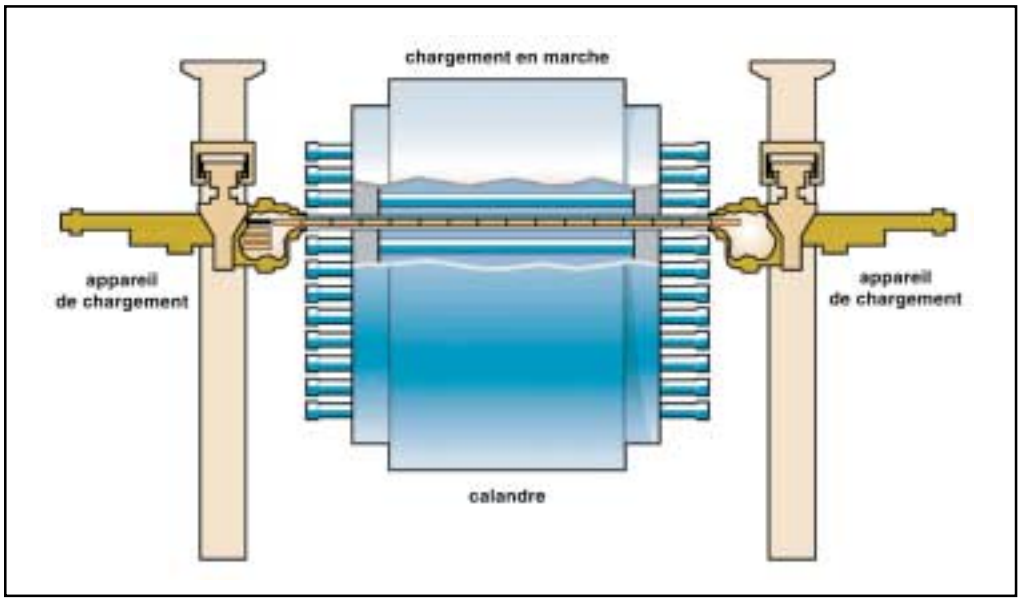
- un tube de force en zircaloy (un alliage de zirconium);
- un tube de calandre en zirconium;
- des raccords d'extrémité en acier inoxydable, à chaque extrémité;
- quatre patins d'espacement, qui maintiennent un espace entre le tube de force et le tube de calandre.

Chaque tube de force est thermiquement isolé du modérateur à basse température et à basse pression par le gaz carbonique (CO_2) qui remplit l'espace annulaire entre le tube de force et le tube de calandre concentrique.

Les raccords d'extrémité comprennent un tube d'alimentation par lequel passe l'eau lourde lorsqu'elle pénètre dans le canal de combustible ou qu'elle en sort. L'eau lourde sous pression, servant de réfrigérant, circule autour des grappes de combustible et, à travers celles-ci, à l'intérieur du canal de combustible, entraînant avec elle la chaleur produite par fission nucléaire dans le combustible. Ce caloporteur s'écoule, dans deux canaux adjacents, en sens opposé.

Pendant le rechargement en marche, les appareils de chargement du combustible accèdent aux canaux de combustible en retirant le bouchon de fermeture et le bouchon-écran des deux raccords d'extrémité.

FIGURE A1.4 Le rechargement en marche d'un réacteur CANDU



COMBUSTIBLE

La grappe de combustible nucléaire utilisée dans le réacteur CANDU est constituée de 37 éléments disposés de manière à former des cercles concentriques (voir la figure A1.2). Chacun de ces éléments se présente sous la forme de pastilles cylindriques de dioxyde d'uranium fritté, logées dans une gaine de zircaloy-4 dont chaque extrémité est fermée par un bouchon. Les 37 éléments, maintenus en place par des plaques d'extrémité, forment ensemble la grappe de combustible. La séparation qui doit être maintenue entre les éléments combustibles est assurée par des patins d'espacement, qui sont soudés aux éléments combustibles dans le plan médian transversal. Les éléments combustibles comportent en outre des patins supports qui, soudés à leur paroi extérieure, supportent la grappe de combustible à l'intérieur du tube de force.

Le système de manutention du combustible nucléaire permet :

- la manutention et le stockage temporaire du combustible tant neuf qu'épuisé;
- le rechargement à distance du réacteur en marche, et ce, quel que soit le niveau de puissance auquel il fonctionne;
- le transfert à distance du combustible épuisé depuis le réacteur jusqu'à la piscine de stockage.

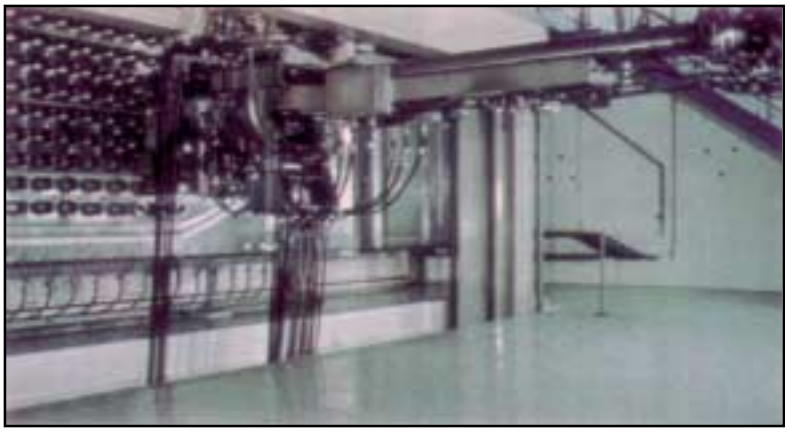
REMPLACEMENT DU COMBUSTIBLE

Le remplacement du combustible nucléaire s'effectue par l'utilisation conjuguée de deux appareils de chargement télécommandés, qui sont respectivement placés aux extrémités du canal de combustible (voir la figure A1.4). Les grappes de combustible neuf sont insérées par un des deux appareils dans le canal de combustible, dans le sens de l'écoulement du caloporteur, alors que les grappes de combustible épuisé se déplacent vers le deuxième appareil, situé à l'autre extrémité du canal. En règle générale, une opération de rechargement vise 4 ou 8 grappes, ou encore les 12 grappes de combustible comprises dans le canal. Dans le réacteur CANDU 6, qui comprend 380 canaux de combustible, environ 10 canaux sont rechargés hebdomadairement.

Les deux appareils servent respectivement à charger et à décharger le combustible; ils sont choisis en fonction du sens de l'écoulement du caloporteur dans le canal, qui change d'un canal à l'autre.

Ils reçoivent le combustible neuf pendant qu'ils sont raccordés à l'ouverture prévue pour son chargement et déchargent le combustible épuisé pendant qu'ils sont raccordés à l'ouverture servant à son déchargement. La figure A1.5 offre une illustration des appareils de chargement du combustible.

FIGURE A1.5 Un appareil de chargement du combustible en position de fonctionnement (face du réacteur)



L’opération est entièrement menée depuis la salle de commande, grâce à un système informatisé préprogrammé qui, produisant un état imprimé de toutes les opérations, permet néanmoins à l’opérateur d’intervenir manuellement au besoin.

ANNEXE 6.1
Points à régler génériques (PRG) de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN)

Les points à régler génériques (PRG) constituent un outil réglementaire dont se sert la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) pour s'attaquer aux problèmes susceptibles de toucher plus d'une centrale. Ils lui servent en outre de repères pour déterminer les progrès réalisés par les titulaires de permis eu égard à la résolution de problèmes liés à la sûreté et pour en faire état. Nombre de PRG ont été définis au fil des ans, et les sections suivantes fournissent une brève description des points qui ne sont pas encore réglés et de ceux qui l'ont été.

A. PRG non réglés

Point à régler générique 88G02
Comportement de l'hydrogène dans les centrales nucléaires CANDU

1. Problème lié à la sûreté

L'hydrogène qui se libère par suite de l'interaction, à haute température, du zircaloy et de la vapeur lors de certains accidents de dimensionnement peut donner lieu, à court terme, à la formation de mélanges de gaz inflammables dans certaines zones de l'enceinte de confinement. Il est également possible que de tels mélanges inflammables se forment à long terme, par suite de la radiolyse de l'eau et de la vapeur ou à cause de la corrosion du métal, dans diverses zones de l'enceinte de confinement, dont les puisards et la calandre. Les contraintes mécaniques et thermiques qui résulteraient de l'allumage de ces mélanges gazeux risqueraient de compromettre l'intégrité de l'enceinte de confinement, des structures internes critiques ainsi que des composants et instruments des systèmes liés à la sûreté, et de les empêcher ainsi d'exercer leurs fonctions.

Afin d'atténuer les risques liés à la combustion de l'hydrogène qui se libère à court terme dans ses centrales à tranches multiples, Ontario Power Generation (OPG) a doté celles-ci de systèmes d'allumage de l'hydrogène (SAH) qui permettent d'allumer délibérément le mélange à l'aide de serpentins spéciaux avant qu'il n'atteigne une concentration trop élevée. Des évaluations du comportement à court terme de l'hydrogène, réalisées à l'aide du programme informatique mixte GOTHIC d'analyse unidimensionnelle et tridimensionnelle, ont par la suite démontré l'efficacité des SAH. En utilisant ensuite une valeur dérivée de charge sûre comme critère, OPG a conclu que la combustion de l'hydrogène ne présente pas de risques élevés dans ses centrales, même lorsque les SAH et les refroidisseurs d'air locaux sont défectueux ou inefficaces.

Par ailleurs, OPG n'a pris aucune mesure d'atténuation du risque à court terme dans les centrales à tranche unique, estimant que la dilution du gaz résultant de son mélange par circulation naturelle suffisait. Des analyses unidimensionnelles ont été réalisées à l'aide du programme informatique PRESCON2 afin de déterminer les éventuels cas limites, et des évaluations ont été faites à l'aide du programme informatique mixte GOTHIC d'analyse unidimensionnelle et tridimensionnelle pour déterminer les concentrations et les modes de combustion limitatifs dans certaines zones de l'enceinte de confinement.

Aucune analyse du risque posé par la libération à long terme d'hydrogène dans les centrales à tranche unique ou à tranches multiples n'a encore été réalisée, les exploitants étant d'avis que la dilution du mélange par circulation naturelle ou par le système d'évacuation d'air filtré suffit à atténuer le risque.

À la demande de la CCSN, les exploitants prévoient démontrer l'efficacité à court et à long terme des mesures d'atténuation déjà en usage et prévues, dont le recours à des recombineurs autocatalytiques passifs (RAP).

2. Critères de résolution

Pour que le présent PRG puisse être considéré comme étant réglé, les titulaires de permis devront avoir satisfait aux exigences suivantes.

- Tenir compte de toute la gamme des accidents de dimensionnement, y compris les accidents de perte de réfrigérant primaire (APRP) conjugués à une perte de réfrigérant d'urgence du cœur (PRUC), et continuer d'évaluer la quantité d'hydrogène qui se libère à court et à long terme dans chaque centrale nucléaire en ayant recours à une méthodologie qui maximise, en limitant le débit de vapeur dans les canaux de combustible nucléaire, les termes sources pour l'hydrogène et les produits de fission.

- Effectuer, pour chaque centrale, des évaluations prudentes, complètes et limitatives des mécanismes de mélange et de transfert afin :
  - de déterminer, au moyen d'analyses tridimensionnelles qui tiennent compte de toutes les mesures d'atténuation déjà prises ou prévues, les concentrations en hydrogène dans les zones critiques de l'enceinte de confinement;
  - de définir les modes de combustion de l'hydrogène et leurs conséquences pour :
  - démontrer que l'allumage des poches de mélange de gaz sensible (nuages combustibles) ne risque, en aucun cas, de donner lieu à une transition déflagration à détonation (TDD) et à une accélération de flamme pouvant soumettre la zone visée de l'enceinte à des contraintes inacceptables;
  - démontrer, au moyen de calculs ou d'expériences solidement étayés, que l'allumage des poches de mélange de gaz dont la composition se situe à l'extérieur de la plage pouvant entraîner une TDD et une accélération de flamme (c'est-à-dire à l'intérieur de la plage de combustion lente) n'aurait pas de conséquences défavorables sur l'enceinte de confinement, sur les structures internes de soutien et sur l'équipement lié à la sûreté, en tenant compte, en particulier, de la turbulence et de l'accélération de flamme produits par les obstacles;
  - démontrer, au moyen de calculs ou expériences solidement étayés, que la présence d'une flamme permanente ne compromettrait ni la survivabilité ni l'aptitude à remplir leurs fonctions de l'équipement essentiel au maintien de la sûreté à la suite d'un APRP, des parties vulnérables de l'enceinte de confinement et des structures internes critiques;
  - assurer la survivabilité ou maintenir l'aptitude à remplir leurs fonctions de l'équipement essentiel au maintien de la sûreté à la suite d'un APRP, des parties vulnérables de l'enceinte de confinement et des structures internes critiques au moyen, selon le cas, d'une qualification environnementale (QE) ou de mesures accrues de protection et d'atténuation;
  - démontrer que, même si le remplissage de la calandre n'est pas assuré à la suite d'un APRP conjugué à une PRUC entraînant la vidange du modérateur, la libération d'hydrogène à l'intérieur de la calandre ne compromet ni l'intégrité des composants et instruments de contrôle des systèmes essentiels se trouvant à l'intérieur ou à l'extérieur de la calandre ni celle de cette cuve elle-même.

- Évaluer la capacité des RAP à accroître l'efficacité des mesures d'atténuation du risque à court et à long terme et à réduire le risque.

3. État d'avancement

Les entreprises de services publics du secteur nucléaire ont accepté d'installer des RAP après en avoir évalué l'efficacité. Des progrès ont été réalisés au titre de l'analyse des APRP conjugués à une PRUC, de la QE de l'équipement essentiel et de la validation du programme informatique GOTHIC. Il est prévu que le présent PRG sera réglé d'ici à la fin de 2002.

Point à régler générique 90G02
Refroidissement du cœur en l'absence de circulation forcée

1. Problème lié à la sûreté

Suivant certaines séquences d'accident hypothétiques, il se peut qu'une défaillance des pompes du circuit caloporteur primaire se produise et, dans un tel cas, la chaleur résiduelle du combustible nucléaire devra s'éliminer grâce à la circulation naturelle du réfrigérant. Bien qu'il ait été démontré que ce mode de refroidissement est efficace lorsque le circuit caloporteur est rempli, des expériences réalisées aux laboratoires d'essais RD-14M de Whiteshell avec un circuit partiellement rempli ont indiqué une dégradation du refroidissement dans certains canaux de combustible.

Ces résultats inattendus ont été observés dans le cadre d'expériences portant sur le thermosiphon à écoulement diphasique. L'installation de recherche RD-14M de ces laboratoires reproduit, à échelle réduite, les principaux éléments des circuits caloporteurs primaire et secondaire d'un réacteur CANDU. Les essais ont en outre révélé un échauffement de l'élément de combustible simulé lorsque la quantité de fluide dans le circuit caloporteur est exceptionnellement élevée.

Il convient par ailleurs de souligner que le présent PRG ne porte que sur le comportement du thermosiphon à écoulement diphasique à la suite d'une défaillance survenue à pleine puissance. Il ne traite donc pas des problèmes liés à une défaillance survenue au moment de la mise à l'arrêt du réacteur – une perte de refroidissement à l'arrêt, par exemple –, qui sont considérés comme des points relevant en propre de chaque centrale.

2. Critères de résolution

Pour que le présent PRG puisse être considéré comme étant réglé, les titulaires de permis devront avoir démontré, à la satisfaction de la CCSN, que les résultats de ces expériences n'invalident pas les analyses de sûreté qui accréditent déjà la thèse de l'existence d'un refroidissement du cœur en l'absence de circulation forcée. Ils pourront en outre revoir les analyses de sûreté en prenant en compte les connaissances acquises dans le cadre de ces expériences, et apporter, le cas échéant, les modifications de conception qui s'imposent.

3. État d'avancement

La validation du programme informatique et l'amélioration de la modélisation du réacteur et de l'installation de recherche se poursuivent. Une entreprise de services publics a mis en œuvre une modification de conception qui permet d'éviter que la quantité de fluide dans le circuit caloporteur n'atteigne un niveau qui tendrait à favoriser un échauffement des canaux. Cette modification permet de maintenir l'alimentation en eau lourde (D_2O) pendant la phase d'isolement des boucles qui suit un accident de perte de réfrigérant primaire importante. Il est prévu que le présent PRG sera réglé d'ici à la fin de mars 2003.

Point à régler générique 91G01
Efficacité des filtres à la suite d'un accident

1. Problème lié à la sûreté

À la suite d'un accident de perte de réfrigérant primaire survenant dans une centrale à tranches multiples, le système d'évacuation d'air filtré d'urgence (SEAFU) est utilisé pour faire en sorte que la pression dans l'enceinte de confinement demeure, pour une longue période, inférieure à la pression atmosphérique. Les filtres du SEAFU ont pour fonction de réduire les rejets de substances radioactives pendant l'éventage de l'enceinte. Dans les centrales à tranche unique, l'efficacité de l'enceinte de confinement n'est pas tributaire d'un tel système d'évacuation d'air filtré. Néanmoins, l'éventage-filtration de l'enceinte de confinement peut être envisagée comme une mesure de gestion post-accidentelle à long terme. Un mauvais fonctionnement des filtres peut susciter une augmentation des risques radiologiques prévus pour le public. Il est donc essentiel que tous les titulaires de permis se dotent de programmes qui leur permettront non seulement de démontrer l'efficacité attribuée aux filtres mais encore de détecter rapidement toute défaillance qui pourrait les empêcher de remplir la fonction pour laquelle ils ont été conçus.

2. Critères de résolution

Pour que le présent PRG puisse être considéré comme étant réglé, les titulaires de permis devront avoir mis en place des programmes qui garantiront que, dans toutes les conditions post-accidentelles concevables, l'efficacité des filtres est équivalente ou supérieure à l'efficacité retenue comme hypothèse dans les analyses de sûreté. Ces programmes peuvent comporter, le cas échéant, des essais en laboratoire et sur place, des travaux de recherche et d'analyse ainsi que des procédures appropriées d'AQ, de mise à l'essai, de maintenance et d'exploitation, et ils doivent permettre de :

- veiller à ce que tous les filtres soient soumis à des essais appropriés;
- démontrer que les essais sont réalisés dans des conditions représentatives;
- confirmer, preuves à l'appui, l'efficacité attribuée aux filtres, dans des conditions post-accidentelles difficiles;
- démontrer que les essais déjà en usage permettent effectivement de détecter la dégradation des filtres;
- tenir compte des répercussions de la combustion de l'hydrogène sur le rendement des filtres;
- confirmer que des procédures appropriées d'AQ, de mise à l'essai, de maintenance et d'exploitation sont en place;
- justifier la fréquence des essais;
- démontrer que les mécanismes de commande et l'instrumentation sont tels qu'ils permettront aux filtres de remplir la fonction pour laquelle ils ont été conçus dans toutes les conditions représentatives;
- démontrer que la disponibilité des filtres satisfait aux exigences;
- cerner, le cas échéant, les domaines nécessitant des travaux continus de conception, d'expérimentation ou d'analyse.

3. État d'avancement

Le présent PRG est considéré comme étant réglé dans le cas d'une entreprise de services publics. Les autres entreprises de services publics continuent de mettre en œuvre des plans qui visent à démontrer l'efficacité du programme de mise à l'essai des filtres et la pertinence des procédures destinées à assurer le maintien de l'efficacité des filtres. Il est prévu que le présent PRG sera réglé d'ici à la fin de 2002.

Point à régler générique 91G02
Fonctionnement des réacteurs avec basculement du flux

1. Problème lié à la sûreté

La pertinence des seuils de déclenchement en cas de surpuissances locales (SL) ou neutroniques (SN) pour un réacteur fonctionnant avec basculement du flux est démontrée par des analyses qui prennent en compte divers états de la centrale dans lesquels l'exploitation peut se poursuivre.

La conception des systèmes de protection contre les SL ou les SN se fonde sur les données recueillies dans le cadre de simulations de certains profils de flux de référence et de flux anormaux dans le cœur du réacteur. Les seuils de déclenchement du réacteur qui sont établis en fonction de ces simulations visent à éviter que la limite critique de puissance de canal ne soit atteinte dans l'un quelconque des canaux en cas de perte de régulation de la puissance globale. Un des éléments clés de l'analyse est la relation entre les valeurs du flux aux emplacements des détecteurs et les niveaux de puissance de canal atteints pour divers profils de flux. Les analyses supposent que les rapports de simulation – les rapports de variation entre les valeurs du flux et les niveaux de puissance de canal par suite d'une perturbation – sont constants pour le profil de flux de référence. Les seuils de déclenchement sont donc calculée à partir d'un nombre limité de combinaisons de profils de flux anormaux concevables et d'un profil de flux de référence. Ils tiennent en outre compte de divers états de la centrale. Un étalonnage régulier des détecteurs est effectué afin d'assurer la prise en compte des différences entre le profil de flux de référence utilisé aux fins d'analyse et les profils de flux réels.

La pertinence des tolérances d'écart utilisées aux fins du calcul des seuils de déclenchement constitue une source de préoccupation puisqu'elles sont sensibles aux niveaux de précision du profil de flux de référence et des profils de flux anormaux, d'une part, et à ceux des rapports de simulation connexes, d'autre part. Le personnel de la CCSN a relevé en 1991 une lacune apparente entre les analyses et les pratiques d'exploitation des titulaires de permis : même si le fonctionnement d'un réacteur avec basculement du flux n'est pas considéré comme une des conditions initiales pour les analyses relatives aux SL ou aux SN, la poursuite de l'exploitation des réacteurs avec des basculements du flux relativement importants demeure autorisée. Or, dans le cas de profils de flux initiaux avec des basculements plutôt importants, l'invariance des rapports de simulation doit être démontrée pour confirmer la pertinence des tolérances d'écart utilisées pour le calcul des seuils de déclenchement de toute centrale pour laquelle la poursuite de l'exploitation est autorisée. Afin de démontrer la pertinence des seuils de déclenchement en cas de SL ou de SN, les titulaires de permis sont tenus de :

- déterminer le basculement du flux maximal autorisé par les procédures d'exploitation courantes pour le fonctionnement prolongé avec basculement du flux, avant toute intervention de l'opérateur;
- produire une répartition du flux en régime stationnaire correspondant au basculement du flux maximal autorisé par les procédures d'exploitation courantes, ainsi qu'aux exigences de conception initiales et aux profils de flux anormaux associés à ce profil de flux en régime stationnaire;
- évaluer les rapports de simulation pour les profils de flux énumérés ci-dessus et évaluer la couverture assurée par les seuils de déclenchement en cas de SL ou de SN en déterminant si les rapports sont invariants à l'intérieur des tolérances d'écart postulées.

2. Critères de résolution

Pour que ce problème soit considéré comme étant résolu, les titulaires de permis devront avoir déterminé :

- la pertinence des diverses tolérances d'écart et des hypothèses connexes – dont celle de l'invariance des rapports de simulation utilisés aux fins d'analyse – lorsqu'il s'agit d'assurer la couverture du basculement du flux maximal réel autorisé par les procédures d'exploitation revues et corrigées; il conviendra de prévoir dans l'analyse d'erreur relative à la SL ou à la SN une tolérance d'écart spécifique pour la variation du rapport de simulation en fonction du basculement du flux, laquelle devra être d'une ampleur suffisante pour tenir compte des variations relevées dans le cadre des analyses effectuées ainsi que d'autres cas non analysés;
- déterminer la sensibilité des résultats de l'analyse relative à la SL ou à la SN à la définition du basculement du flux; la définition du basculement du flux pour les besoins du système de régulation du réacteur est fondée sur la valeur moyenne des paramètres locaux, tandis que les seuils de déclenchement en cas de SL ou de SN visent à éviter que la limite critique de puissance de canal ne soit atteinte dans l'un quelconque des canaux;
- déterminer l'incidence éventuelle des facteurs qui ne sont pas entièrement pris en compte dans les analyses courantes sur l'efficacité des systèmes de protection contre les SL et au nombre desquels figurent notamment les effets d'un transitoire xénon, de l'ébullition dans une région des canaux et du remplacement d'un détecteur défectueux.

3. État d'avancement

Le présent PRG est considéré comme étant réglé dans le cas de deux entreprise de services publics. Les documents soumis par les autres entreprises de services publics font actuellement l'objet d'un examen par le personnel de la CCSN. Il est prévu que ce PRG sera réglé sous peu.

Point à régler générique 94G02
Incidence de l'état des grappes de combustible sur la sûreté du réacteur

1. Problème lié à la sûreté

L'état de certaines grappes de combustible nucléaire épuisé chargées dans les réacteurs CANDU s'écarte de ce qui est prévu et pris en compte dans les documents relatifs à la conception, à l'exploitation et à l'analyse de sûreté. Ces grappes montrent les signes d'une dégradation plus poussée que prévue, notamment en ce qui a trait à la fissuration de la plaque d'extrémité, à l'usure des plaquettes des patins d'espacement, à la courbure des éléments de combustible, à l'usure de la gaine, à l'usure des patins supports, à la déformation de la gaine, à la disparition de l'intercouche de graphite CANLUB, à l'oxydation des grappes de combustible défectueuses et à la libération de produits de fission.

La dégradation des grappes de combustible varie en fonction de divers facteurs, dont la conception du réacteur, le canal de combustible, la conception du combustible, le fabricant du combustible et les conditions d'exploitation. Puisque les modèles théoriques n'ont pas permis d'établir une corrélation appropriée entre l'état du combustible et ces facteurs, il devient nécessaire de procéder à des inspections du combustible et des tubes de force. Et, compte tenu du nombre des facteurs qui ont une incidence sur la dégradation, il faut, pour étudier les changements qui leur sont attribuables, instaurer un programme d'inspection qui va bien au-delà de l'inspection des grappes de combustible défectueuses. La réalisation de telles inspections élargies à la centrale de Bruce-B – qui ont aussi été effectuées à celle de Bruce-A – a permis de démontrer que les grappes de combustible s'étaient dégradées pendant toute la durée de vie de la centrale.

La dégradation des grappes de combustible s'accompagne parfois d'une usure de contact et de la formation de rayures sur le tube de force, des mécanismes dont l'effet se superpose à d'autres, tels que le fluage.

Les incidences d'une partie de cette dégradation des grappes de combustible sur la sûreté du réacteur demeurent inconnues, notamment du fait de l'absence d'expériences et méthodes d'analyse permettant de rendre compte des variations de la géométrie des tubes de force au fil du vieillissement des canaux. Et il en va donc aussi de même pour les paramètres du combustible et du canal de combustible qu'il importe de mesurer.

Bien qu'ils aient communiqué les résultats de certaines inspections à la CCSN, les titulaires de permis ne disposent pas d'un processus officiel qui permette de veiller à ce que l'état du combustible et des canaux de combustible soit connu et pris en compte.

2. Critères de résolution

Pour que ce problème soit considéré comme étant résolu, les titulaires de permis devront avoir mis en œuvre :

- un plan d'action afin d'éliminer, le cas échéant, pour ce qui est des canaux acoustiquement actifs, la dégradation excessive du combustible et des canaux;
- un processus efficace et systématique visant à intégrer les activités de conception du combustible, d'inspection du combustible et des canaux sur place et d'examen du combustible et des canaux en laboratoire, ainsi que la recherche, la définition des limites d'exploitation et l'analyse de sûreté; un tel processus devra prévoir :
  - un examen annuel, effectué par le titulaire de permis, visant à démontrer une mise en œuvre effective du processus et la prise de mesures appropriées pour corriger les lacunes relevées;
  - des ressources suffisantes pour chacun des groupes intéressés – affectés aux activités de conception, d'inspection et d'examen, ainsi qu'à la recherche, à l'exploitation et à l'analyse de sûreté – chargés de veiller à ce que l'état du combustible et des canaux de combustible soit connu et pris en compte comme il se doit;
  - des limites admissibles maximales, pour des conditions normales d'exploitation, visant divers paramètres tels que la déformation de la gaine, la courbure des éléments de combustible, l'usure (plaquettes des patins d'espacement, patins supports et plaques d'extrémité), la formation de rayures sur les tubes de force et leur usure, le taux de combustion et le temps de séjour; des documents de conception et lignes directrices relatives à l'aptitude au service des tubes de force mis à jour en conséquence;
  - la détermination, pour toute la gamme des conditions d'exploitation, du seuil de l'excursion de puissance causant une rupture de la gaine de combustible CANLUB et des effets chimiques du CANLUB sur la température au centre de l'élément de combustible et sur la libération de produits de fission;
  - une assurance que l'analyse de sûreté tient compte de l'état admissible du combustible compte tenu d'effets du vieillissement tels que le fluage des tubes de force, l'effet de l'intercouche CANLUB dans le combustible et les effets chimiques sur la température et sur la libération de produits de fission et qu'elle permet de déterminer le nombre de ruptures de la gaine de combustible résultant d'une excursion de puissance bornée;
  - un programme de surveillance qui permette de démontrer – en disposant de la capacité de détecter, par exemple, toute variation importante de l'état du combustible causées par une modification des techniques de fabrication et des facteurs ayant une incidence sur la résonance acoustique – la conformité avec les limites ainsi définies.

3. État d'avancement

Le présent PRG est considéré comme étant réglé dans le cas de deux entreprises de services publics. Les autres entreprises de services publics prévoient démontrer la pertinence de leur programme d'inspection du combustible. Aucune date n'a été arrêtée pour le règlement de ce PRG.

Il se pourrait qu'un événement touchant un seul canal, tel qu'un blocage important ou la rupture par stagnation d'un tuyau d'alimentation, provoque, dans le canal, une réduction du débit non détectée par les systèmes de régulation du réacteur ou les systèmes d'arrêt d'urgence. Si le blocage est important (>90 %), le caloporteur contenu dans le canal entrera en ébullition, et il y aura alors fusion de la gaine, des patins d'espacement et du combustible nucléaire. Un tel accident, qui se produit rapidement car le réacteur continue de fonctionner à pleine puissance, peut entraîner la rupture sous haute pression (10 MPa) du tube de force – et subséquemment du tube de calandre –, ainsi que l'éjection de combustible en fusion dans le modérateur.

Les rapports de sûreté des centrales CANDU actuellement en exploitation rendent compte des dommages que subirait le réacteur en cas de rupture spontanée d'un canal de combustible. La question est de savoir si l'interaction entre le modérateur et le combustible en fusion par suite d'une perte de débit de refroidissement risque de provoquer d'autres dommages qui pourraient empêcher la mise à l'arrêt du réacteur, entraîner la rupture d'autres canaux de combustible ou endommager la calandre.

2. Critères de résolution

Pour que ce problème soit considéré comme étant résolu, il faudra que, suivant les essais, l'une ou l'autre des constatations suivantes ait été accréditée :

- le mode d'interaction dominant aura été déterminé à partir des données sur la pression et la répartition de la taille des particules recueillies;
- si les données expérimentales devaient ne pas être concluantes, la marge de sûreté ou les dommages pouvant être causés par l'interaction, quel qu'en soit le mode, auront été déterminés en utilisant, comme principal outil d'évaluation, le transitoire de pression mesuré (signature) après la rupture du tube de force.

3. État d'avancement

Le secteur nucléaire a entrepris de construire un banc d'essai, et les travaux progressent selon le calendrier prévu. Il faudra environ cinq ans pour effectuer les essais et pour en interpréter les résultats. Le secteur reconnaît que, lorsque ce problème aura été résolu, il faudra assurer la validation des programmes informatiques utilisés. Aucune date finale n'a encore été arrêtée pour le règlement du présent PRG.

Point à régler générique 95G02
Défaillance du tube de force s'accompagnant d'une perte de modérateur

1. Problème lié à la sûreté

Il importe de déterminer les conséquences de la rupture d'un tube de force dans un réacteur CANDU en exploitation et d'interpréter les résultats des essais portant sur la rupture des canaux de combustible nucléaire effectués par le secteur nucléaire.

La rupture d'un tube de force dans un réacteur en exploitation pourrait avoir au moins une des conséquences suivantes :

- un accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) à l'intérieur ou à l'extérieur du cœur du réacteur;

- une perte d'intégrité du circuit du modérateur provoquant une perte d'eau lourde du modérateur;
- des dommages aux systèmes, structures et composants du réacteur, notamment aux canaux de combustible adjacents, aux mécanismes de contrôle de la réactivité et de la calandre, ainsi que l'éjection de grappes de combustible dans la calandre ou dans la voûte du réacteur.

Bien que les rapports de sûreté de chacune des centrales comportent des analyses de tels événements, l'hypothèse d'un APRP conjugué à une perte importante de modérateur n'y est pas envisagée. Au-delà de cette omission, le secteur suppose, dans son analyse des défaillances survenant à un moment où le réfrigérant d'urgence du cœur est indisponible, que le modérateur jouera le rôle de source froide ultime pour le réacteur.

Un APRP conjugué à une perte de modérateur pourrait donc invalider les conclusions des rapports de sûreté. Selon OPG, « l'éjection d'un raccord d'extrémité s'accompagnant de la rupture du tube de calandre aurait pour effet de compromettre gravement la capacité du modérateur à servir de source froide en cas d'indisponibilité du réfrigérant d'urgence du cœur, le taux de fuite du modérateur étant alors de loin supérieur au taux d'appoint ». L'absence d'une source froide efficace pourrait entraîner un accident grave au cours duquel le combustible serait porté à des températures élevées et libérerait de grandes quantités de radioactivité dans l'enceinte de confinement. Qui plus est, les résultats des essais portant sur la rupture des canaux de combustible réalisés par le secteur donnent à penser que la probabilité qu'une rupture d'un tube de force entraîne une perte importante de modérateur est plus élevée qu'on ne l'avait d'abord supposé. Plusieurs tubes de force ont en effet subi une défaillance de coupe dans le cadre des quelque douze essais réalisés.

Il convient enfin de noter que la rupture par stagnation d'un tuyau d'alimentation pourrait avoir des conséquences similaires, surtout si l'importance de la rupture initiale s'aggrave par suite de la rupture d'un canal. Bien que la plupart des points soulevés dans le présent énoncé aient trait à des essais et observations qui ont surtout été effectués par OPG, le personnel de la CCSN n'en estime pas moins qu'ils sont valables pour tous les réacteurs CANDU actuellement autorisés.

2. Critères de résolution

Pour que le présent problème soit considéré comme étant résolu, les titulaires de permis devront avoir :

- démontré que les mesures de réduction du risque lié à l'hydrogène peuvent assurer le maintien de l'intégrité de la calandre et de l'enceinte de confinement;
- proposé une démarche qui permette de réduire le risque associé à un tel événement;
- soumis – si des arguments fondés sur le principe de la rentabilité sont invoqués à l'appui de la démarches proposée – les éléments suivants :
  - une description du processus d'analyse coûts-avantages;
  - les outils d'analyse coûts-avantages utilisés ainsi que les documents connexes;
  - la méthode d'évaluation des conséquences de l'événement;
  - les résultats de l'évaluation des conséquences de l'événement;
  - un examen des diverses options (sur les plans de la conception ou des procédures, par exemple) qui s'offrent pour atténuer les conséquences de l'événement;
  - les résultats d'études portant sur la rupture des tubes de force et de calandre et sur l'éjection des raccords d'extrémité;
  - le rapport final d'analyse coûts-avantages.

3. État d'avancement

Le secteur nucléaire prévoit proposer à la CCSN une démarche qui sera fondée sur une analyse coûts-avantages. Il est prévu que le présent PRG sera réglé d'ici au 31 août 2001 (non réglé au moment de la rédaction du présent rapport).

Point à régler générique 95G03
Conformité aux limites de puissance de grappe et de canal

1. Problème lié à la sûreté

Les limites de puissance de grappe et de canal sont précisées dans le permis d'exploitation de chaque centrale.

Les titulaires de permis veillent à se conformer à ces limites en suivant des procédures d'exploitation fondées sur des analyses. Or, le processus actuel de validation des méthodes d'analyse des puissances de grappe et de canal ne permet pas de définir avec précision l'erreur associée à leur calcul. S'il fallait définir des tolérances d'écart plus élevées, les limites de puissance de grappe ou de canal pourraient devenir plus limitatives que la puissance globale, et exiger dès lors une réduction de la puissance du réacteur.

Le personnel de la CCSN estime que de nombreux aspects des analyses et procédures de vérification de la conformité doivent être améliorés afin d'assurer le respect des limites de puissance de grappe et de canal.

2. Critères de résolution

Pour que les aspects génériques du présent problème soient considérés comme étant résolus, les titulaires de permis devront avoir achevé la validation des programmes informatiques utilisés et effectuer d'autres analyses afin de régler les problèmes relevés au titre de la méthodologie, de la modélisation et du logiciel. Plus précisément, ils devront avoir déterminé :

- la pertinence et le degré de confiance des tolérances d'écart pour couvrir les diverses sources d'incertitude eu égard aux prévisions établies par les programmes, aux mesures effectuées en centrale et aux méthodes utilisées; les tolérances devront, à un degré de confiance de 98 %, rendre compte :
  - de l'erreur relative à la normalisation de la puissance globale du réacteur;
  - de l'erreur relative à la méthodologie et à la modélisation;
  - de l'erreur relative à la mesure (canaux munis de détecteurs et détection ou cartographie du flux);
  - des transitoires xénon associés au chargement du combustible;
- la pertinence du processus de validation des programmes informatiques servant à assurer le suivi de l'évolution du cœur et la conformité avec les limites de puissance énoncées dans le permis d'exploitation, conformément aux plans de validation des autres programmes informatiques utilisés aux fins de l'analyse de sûreté et de la délivrance de permis;
- l'acceptabilité des procédures de vérification de la conformité, notamment sur le plan :
  - de la cohérence;
  - des mesures à prendre en cas de dépassement des limites;
  - de l'assurance de la conformité durant les périodes d'exécution du programme de suivi de l'évolution du cœur.

3. État d'avancement

Les titulaires de permis ont procédé à l'établissement de paramètres d'exploitation pour les puissances de grappe et de canal, ainsi qu'à l'évaluation des erreurs relatives à la mesure de la puissance, des méthodes de calcul de la puissance, du processus de validation des programmes informatiques et des procédures de vérification de la conformité. Les documents soumis font actuellement l'objet d'un examen par le personnel de la CCSN. Il est prévu que ce PRG sera réglé sous peu.

Point à régler générique 95G04
Réactivité du vide positive – Traitement dans l'analyse des accidents de perte de réfrigérant primaire importante

1. Problème lié à la sûreté

Étant donné que les réacteurs CANDU ont un coefficient de réactivité du vide positif, un accident de perte de réfrigérant primaire importante (APRPI) s'accompagnera d'un accroissement de la puissance produite dans le cœur. Ils possèdent toutefois des caractéristiques techniques particulières qui permettent de limiter le taux de formation de vide dans le cœur et d'atténuer l'excursion de puissance. Et ils sont munis de deux systèmes d'arrêt d'urgence à déclenchement automatique, conçus pour insérer dans le cœur la réactivité négative nécessaire pour compenser la réactivité du vide positive. Cette solution tire parti d'une caractéristique inhérente au réseau uranium naturel-eau lourde du réacteur CANDU, à savoir la longue durée de vie des neutrons instantanés. Les systèmes sont conçus de façon à insérer assez rapidement une quantité de réactivité négative suffisante pour limiter l'ampleur et la durée de l'excursion de puissance et pour veiller à ce que l'énergie produite par le combustible nucléaire ne compromette pas l'intégrité des grappes et des canaux de combustible.

Les analyses de sûreté visant à démontrer que les systèmes de sûreté sont capables d'assurer le maintien de l'intégrité des grappes et des canaux de combustible sont, dans une large mesure, fondées sur des simulations numériques de l'excursion de puissance. Il est donc important que ces analyses assurent une prise en compte conservatrice du coefficient de réactivité du vide positif et il faut, pour ce faire, évaluer la précision avec laquelle ce coefficient est déterminé. Bien qu'une grande quantité de données sur le combustible neuf à froid ait été recueillie dans le cadre d'expériences réalisées dans le réacteur à énergie zéro ZED-2 des laboratoires de Chalk River, les plans de validation actuels des modèles théoriques et des programmes informatiques utilisés dans le secteur ne permettent pas de définir avec précision les erreurs associées au calcul de la réactivité du vide en raison du manque de données expérimentales relatives aux conditions d'exploitation et à divers taux de combustion. L'analyse de sûreté prévoit bien une tolérance d'écart afin de prendre en compte l'incertitude liée à ce genre d'erreurs, mais on n'a pas pu démontrer de façon satisfaisante, faute de données expérimentales caractéristiques, la pertinence de cette tolérance dans les conditions d'exploitation.

Au départ, le personnel de la CCSN s'interrogeait sur la pertinence de la tolérance d'écart et il a créé le PRG 95G04 afin d'exiger des titulaires de permis qu'ils augmentent cette tolérance et qu'ils fournissent plus de renseignements sur les travaux de recherche pertinents. Les titulaires de permis ont alors mis en œuvre un programme expérimental qui, réalisé à l'échelle du secteur, tire parti du réacteur ZED-2 des laboratoires de Chalk River.

De nouveaux faits, dont les résultats du programme expérimental, ont par la suite indiqué que la tolérance d'écart pour la réactivité du vide (TERV) appliquée aux prévisions établies par le programme informatique POWDERPUFS-V (PPV) aux fins de la conception des réacteurs et de la délivrance des permis n'était pas appropriée. Il a en outre été reconnu que le programme PPV sous-

estime considérablement l'effet de la réactivité du vide pour les conditions d'exploitation propres à un réacteur nucléaire de puissance et pour un taux de combustion moyen usuel.

Le personnel de la CCSN estime que, pour relever le degré de confiance accordé aux résultats des analyses d'APRPI, des mesures précises doivent être prises afin d'assurer :

- la précision et la validité des programmes informatiques relatifs à la physique du réacteur utilisés aux fins de calcul dans le cadre du processus de délivrance de permis et des analyses visant les excursions de puissance;
- la capacité du programme expérimental de contribuer à la validation des programmes informatiques relatifs à la physique du réacteur utilisés aux fins de calcul et de fournir des données pour les conditions propres aux réacteurs nucléaires de puissance et pour les conditions d'accident prévues;
- l'acceptabilité des résultats des calculs relatifs aux excursions de puissance effectués au moyen des méthodes plus précises et validées, avec des tolérances d'écart appropriées, afin d'appuyer le rendement des systèmes de sûreté.

2. Critères de résolution

Pour que le présent problème soit considéré comme étant résolu, les titulaires de permis devront avoir mis en œuvre un programme expérimental, assorti des analyses connexes, en utilisant des méthodes plus précises et des tolérances appropriées, tout en prenant des mesures provisoires convenables. Ils devront satisfaire aux critères précis suivants :

- avoir effectué un examen et une évaluation systématiques et complets des diverses incertitudes et sources d'erreur afférentes aux méthodes de calcul de la réactivité du vide associée aux APRPI;
- avoir fourni davantage de preuves du bien-fondé des prévisions relatives au coefficient de réactivité du vide et décrit en détail le programme expérimental et les outils d'analyse utilisés, en veillant à ce qu'ils prennent en compte :
  - l'effet des conditions d'exploitation, telles que le taux de combustion, la teneur isotopique du réfrigérant, le poison du modérateur, la teneur isotopique du modérateur, la température du combustible et le fluage des tubes de force;
  - l'effet des incertitudes liées aux données nucléaires;
  - l'effet des incertitudes liées aux limitations du calcul de la diffusion, au modèle de vidage du cœur pendant un accident de perte de réfrigérant primaire, à la représentation des absorbeurs locaux et à la répartition du combustible selon son taux de combustion;
- avoir révisé les analyses des APRPI en utilisant des méthodes relatives à la physique du réacteur plus précises et validées pour la réactivité du vide et pour les tolérances fondées sur les données expérimentales.

3. État d'avancement

Après avoir réalisé une série complète d'essais dans le réacteur ZED-2 et en avoir analysé les résultats, et après avoir mis en œuvre un programme exhaustif d'analyse comparative systématique des programmes informatiques, le secteur nucléaire a soumis à la CCSN une proposition qui prend en compte tous les critères de résolution. Il est prévu que le présent PRG sera réglé d'ici à la fin de 2002.

Point à régler générique 95G05
Prévisions de la température du modérateur

1. Problème lié à la sûreté

Dans certains accidents de perte de réfrigérant primaire (APRP), le maintien de l'intégrité de certains canaux de combustible nucléaire est fonction de la capacité du modérateur à servir de source froide ultime pour le réacteur. Lorsque les canaux de combustible se réchauffent, les tubes de force se dilatent et il est possible que certains d'entre eux entrent en contact avec leurs tubes de calandre respectifs. Si la paroi externe des tubes de calandre s'assèche, les canaux de combustible ayant subi un tel contact risquent de connaître une défaillance. Étant donné que la marge de sous-refroidissement du modérateur constitue un des paramètres importants pour déterminer l'assèchement des tubes de calandre, il est essentiel de prévoir avec précision la répartition de la température du modérateur pour démontrer que l'intégrité des canaux de combustible peut être maintenue dans des conditions d'accident.

Comme l'écoulement du modérateur est tridimensionnel, les titulaires de permis ont élaboré un programme informatique de modélisation tridimensionnelle aux fins du calcul de la répartition de l'écoulement et de la température du modérateur pour diverses conditions d'exploitation du réacteur. Ce programme, le MODTURC-CLAS, a été validé à l'aide de données recueillies au moyen d'une installation d'essais bidimensionnelle et dans le cadre d'autres expériences portant sur des effets distincts, ainsi que grâce à des mesures de la température du modérateur prises dans la tranche 5 de la centrale de Pickering-B et dans la tranche 3 de la centrale de Bruce-A. Malheureusement, à cause de la faible quantité de données, le programme n'a pas permis de prévoir les lentes oscillations de température dans le réacteur. Cette validation a laissé nombre de questions sans réponse, particulièrement en raison du fait que l'ampleur des oscillations est de beaucoup supérieure aux marges de sous-refroidissement maintenues dans la plupart des centrales CANDU.

Le personnel de la CCSN en a donc conclu qu'il fallait valider le programme à l'aide de données recueillies dans une installation d'essais tridimensionnelle représentative de la géométrie et des conditions d'exploitation des réacteurs CANDU. Le présent point à régler générique a dès lors été établi et une installation d'essais du modérateur a été construite et mise en service en 1999 par Énergie atomique du Canada limitée (EACL), à ses laboratoires de Chalk River, pour appuyer la mise au point du CANDU-9.

2. Critères de résolution

Pour que le présent problème soit considéré comme étant résolu, les titulaires de permis devront avoir :

- réalisé un programme d'essais tridimensionnels intégré portant sur une simulation des conditions d'exploitation du réacteur, analysé ses résultats et cerné les phénomènes sous-jacents;
- validé le programme informatique à l'aide des données recueillies dans le cadre des essais intégrés, établi des prévisions provisoires dans le cadre de cette validation et utilisé les résultats de la validation pour déterminer les incertitudes liées à l'utilisation du programme.

3. État d'avancement

Les essais en vue de valider le programme informatique se poursuivent comme prévu dans les laboratoires de Chalk River. Il est prévu que le présent PRG sera réglé d'ici au 31 décembre 2001.

Point à régler générique 98G01
Fonctionnement des pompes du circuit caloporteur primaire dans des conditions d'écoulement diphasique

1. Problème lié à la sûreté

Le fonctionnement des pompes du circuit caloporteur primaire dans des conditions de pression d'aspiration faible et en présence de vides importants risque de compromettre l'intégrité de la tuyauterie du circuit caloporteur primaire en générant des pulsations de pression de grande amplitude et de la vibration excessive dans les pompes. Dans le passé, la résistance à la fatigue de la tuyauterie du circuit caloporteur primaire était analysée à l'aide d'une fonction de contrainte à facteur limitant (excitation harmonique) obtenue à partir d'essais en laboratoire portant sur des pompes du circuit caloporteur primaire pleine grandeur. Compte tenu des hypothèses formulées – notamment en ce qui a trait à l'amplitude et à la fréquence de l'excitation –, l'approche adoptée était éminemment tributaire de l'interprétation des données obtenues lors des essais et à leur application au circuit caloporteur primaire. Et il est donc possible que l'évaluation de la durée de vie en fatigue de la tuyauterie n'ait pas été suffisamment prudente.

Il fallait donc élaborer, à partir de la base de données disponible, un modèle mécaniste de pompe et l'appliquer à la configuration du circuit caloporteur primaire. Au-delà du recours à une fonction de contrainte à facteur limitant théorique, ce modèle permettrait d'obtenir une représentation plus réaliste du comportement des pompes et de la tuyauterie du circuit caloporteur primaire dans diverses conditions d'accident.

2. Critères de résolution

Pour que le présent problème soit considéré comme étant résolu pour les centrales, exception faite de celle de Darlington, les titulaires de permis devront avoir :

- réévalué le comportement des pompes du circuit caloporteur primaire dans des conditions d'écoulement diphasique en mettant l'accent sur le caractère instable du comportement de la tuyauterie du circuit caloporteur primaire (examiné l'évaluation des derniers essais en vraie grandeur portant sur les pompes du circuit caloporteur primaire de la centrale de Darlington);
- repris l'analyse de la résistance à la fatigue de la tuyauterie du circuit caloporteur primaire.

3. État d'avancement

Le présent PRG est considéré comme étant réglé dans le cas de deux entreprises de services publics. Les autres entreprises de services publics devraient effectuer des analyses dans un avenir rapproché, de sorte que le présent PRG devrait être réglé peu après.

Point à régler générique 98G02
Validation des programmes informatiques utilisés aux fins de l'analyse de sûreté des réacteurs nucléaires de puissance

1. Problème lié à la sûreté

L'analyse de sûreté sert à obtenir certaines données sur la sûreté de la conception et du comportement du réacteur et des systèmes de sûreté dans des conditions normales d'exploitation et lors de certains

événements postulés – un accident de perte de réfrigérant primaire, par exemple. Ces renseignements sont consignés à l'occasion de l'établissement et de la mise à jour des rapports de sûreté, lesquels constituent le principal document utilisé aux fins de la délivrance du permis et de la définition des valeurs limites pouvant être prises par les paramètres opérationnels de sûreté. L'analyse peut également servir à démontrer que la centrale est exploitée en conformité avec les conditions énoncées dans le permis d'exploitation.

La crédibilité de ces renseignements liés à la sûreté dépend dans une large mesure du degré de prudence associé aux hypothèses présidant à l'analyse de sûreté, ainsi que du contrôle de la qualité auquel sont soumis les divers outils et activités d'analyse, au nombre desquels figurent notamment les programmes informatiques, les méthodes d'analyse et les données saisies. Tant les titulaires de permis que la CCSN s'entendent pour reconnaître l'importance de faire en sorte que l'analyse de sûreté soit soumise à un contrôle de la qualité et que les programmes informatiques utilisés soient validés.

Dans le passé, le personnel de la CCSN a évalué un certain nombre de programmes informatiques et de méthodes d'analyse de la sûreté. Ces évaluations lui ont permis de cerner divers problèmes associés à la validation des programmes informatiques, dont, entre autres, l'absence d'un processus systématique de validation des programmes informatiques, l'insuffisance de documentation relative à la validation, la piètre applicabilité de la validation – en raison du nombre limité de conditions prises en compte dans les expériences par rapport à celles figurant dans l'analyse du réacteur –, l'évaluation incorrecte de l'incidence de la mise à l'échelle et l'absence de données de validation justes en ce qui a trait à des phénomènes importants. Le personnel de la CCSN en a conclu que ces lacunes ont une incidence sur le degré de confiance accordé aux résultats de l'analyse de sûreté.

Le secteur a élaboré, aux fins de la validation des programmes informatiques, un cadre générique sur lequel le personnel de la CCSN s'est appuyé pour améliorer la validation. Jusqu'à maintenant, cette nouvelle approche n'a donné que des résultats mitigés, et peu d'engagements particuliers ont été pris par les titulaires de permis. Le personnel de la CCSN a donc établi que les titulaires de permis devront élaborer des programmes de validation bien précis pour améliorer la validation des programmes informatiques et pour faire en sorte que les résultats de l'analyse de sûreté jouissent du degré de confiance nécessaire.

À l'heure actuelle, un certain nombre de points à régler génériques font état de la validation des programmes informatiques comme problème à résoudre; ce sont :

PRG 88G02 Comportement de l'hydrogène dans les centrales nucléaires CANDU;
PRG 90G02 Refroidissement du cœur en l'absence de circulation forcée;
PRG 95G04 Réactivité du vide positive – Traitement dans l'analyse des accidents de perte de réfrigérant primaire importante;
PRG 95G05 Prévisions de la température du modérateur.

2. Critères de résolution

Pour que le présent problème soit considéré comme étant résolu, les titulaires de permis devront avoir :

- mis en œuvre un programme de validation des programmes informatiques;
- fourni des rapports semestriels sur l'état d'avancement des travaux et les principaux objectifs atteints;
- présenté les renseignements suivants, lesquels devront être suffisants pour démontrer que l'on a satisfait aux attentes dont il est fait état ici :

- une liste des programmes informatiques et applications connexes auxquels le titulaire de permis considère que le présent PRG peut s'appliquer;
- une description des principaux éléments du processus de validation (pour ce qui est du processus de validation proposé par le secteur, il conviendra d'indiquer l'objet du document sur les bases techniques, des matrices de validation et des plans de validation, en décrire le contenu général et définir les interrelations entre les documents);
- pour chaque programme informatique, un rapport indiquant la gamme des conditions pour lesquelles le programme est conçu et les comparant avec celles sur lesquelles porte la base de données expérimentales; ce rapport devra cerner les lacunes de la base de données expérimentales de validation et préciser les plans proposés pour régler le présent PRG ou, dans le cas contraire, offrir une justification pour le maintenir dans son état actuel.

Les titulaires de permis doivent en outre fournir les renseignements suivants pour chaque événement ou groupe d'événements, mais la présentation des renseignements dans les divers rapports, ainsi que la portée des renseignements devant être fournis pour un programme informatique et une application particuliers, sont laissées à leur discrétion :

- les interrelations entre le genre d'analyse de sûreté, les limites de sûreté importantes à respecter, les disciplines techniques et les objectifs globaux de la validation;
- pour chacune des disciplines techniques, une liste de tous les phénomènes susceptibles d'exiger une validation et une justification pour toute méthode de classement utilisée;
- une liste des installations d'essais pouvant être utilisées pour valider les programmes informatiques eu égard aux phénomènes relevés et une indication de toute distorsion exagérée qui pourrait rendre l'installation ou son comportement non représentatifs du réacteur; ces distorsions peuvent résulter de différences ayant trait à des facteurs d'ordre géométrique (liés à la mise à l'échelle notamment), à des propriétés des matériaux ou à des caractéristiques physiques des fluides;
- une liste des essais qui seront utilisés dans le cadre des exercices de validation, avec indication comparative de la gamme des conditions pertinentes et de celle des conditions typiques du réacteur à l'étude;
- pour chacun des programmes informatiques, des plans de validation comportant suffisamment de renseignements (étayés par d'autres documents) pour démontrer que la validation permettra réellement de valider les programmes et exposant les raisons justifiant la portée de la validation;
- pour chacun des programmes informatiques, des rapports de validation comportant suffisamment de renseignements – outre ceux figurant dans d'autres documents – pour démontrer que le programme permet effectivement d'assurer la précision qui lui est attribuée pour l'application à l'étude.

3. État d'avancement

Les activités relatives à la validation des programmes informatiques se poursuivent comme prévu. Le personnel de la CCSN a réalisé des audits, et les recommandations auxquelles ils ont donné lieu sont mises en œuvre. Le secteur a accepté de participer à l'exécution d'un programme mixte de vérification et de validation d'une valeur de quelque 50 millions de dollars, ainsi qu'à la normalisation de la plupart des programmes informatiques utilisés aux fins de l'analyse de sûreté; ces travaux devront, pour la plus grande partie, être terminés d'ici à décembre 2001.

Point à régler générique 99G01
Assurance de la qualité et analyse de sûreté

1. Problème lié à la sûreté

La CCSN s'attend à ce que les titulaires de permis d'exploitation de réacteurs nucléaires exploitent ces derniers en conformité avec un programme d'assurance de la qualité (AQ) qui fait état des exigences auxquelles doivent satisfaire, à cet égard, les diverses activités liées à la sûreté; l'analyse de sûreté figure au nombre des activités assujetties au programme d'AQ.

L'analyse de sûreté sert à obtenir certaines données sur la sûreté de la conception et du comportement du réacteur et des systèmes de sûreté (et, en particulier, des systèmes spéciaux de sûreté) dans des conditions normales d'exploitation et lors de certains événements postulés – un accident de perte de réfrigérant primaire, par exemple. Ces renseignements sont consignés à l'occasion de l'établissement et de la mise à jour des rapports de sûreté, lesquels constituent le principal document utilisé aux fins de la délivrance du permis et de la définition des valeurs limites pouvant être prises par les paramètres opérationnels de sûreté (POS).

La crédibilité de ces renseignements liés à la sûreté dépend dans une large mesure du degré de prudence associé aux hypothèses présidant à l'analyse de sûreté, ainsi que du contrôle de la qualité auquel sont soumis les divers outils et activités d'analyse, au nombre desquels figurent notamment les programmes informatiques, les méthodes d'analyse et les données saisies.

Il importe que les titulaires de permis effectuent leurs analyses de sûreté de façon systématique afin qu'un haut degré de confiance puisse être accordé non seulement aux définitions utilisées aux fins de la délivrance de permis mais encore aux POS des centrales visées.

Au cours des dernières années, le personnel de la CCSN a relevé de plus en plus de cas où des titulaires de permis avaient effectué des analyses de sûreté comportant des lacunes sur le plan de l'AQ. Ces lacunes, qui ont été relevées dans le cadre d'audits et d'évaluations réalisés tant par les titulaires de permis que par la CCSN elle-même, avaient notamment trait aux points suivants :

- un contrôle non approprié de l'utilisation des programmes informatiques, qui avait fait que ces programmes avaient parfois été employés dans le cadre d'applications autres que celles pour lesquelles ils avaient été initialement conçus;
- des erreurs de base dans les équations de conservation fondamentales intégrées aux programmes informatiques;
- une validation non appropriée des programmes informatiques;
- des programmes informatiques dont les fondements théoriques n'avaient fait l'objet ni d'une évaluation appropriée effectuée par des pairs ni d'un examen technique indépendant;
- des lacunes dans les évaluations indépendantes, effectuées par des pairs, des méthodes d'analyse de la sûreté;
- des incohérences entre les données utilisées aux fins de l'analyse de sûreté et les données d'exploitation;
- des erreurs importantes dans les mises à jour des rapports de sûreté;
- une documentation (contrôlée ou non) incomplète sur les programmes informatiques;
- une mauvaise planification de l'analyse de sûreté à l'appui des périodes d'arrêt, les analyses étant réalisées de façon improvisée et à la hâte;
- un manque d'uniformité quant à la déclaration à la CCSN des erreurs liées à l'analyse de sûreté.

Le personnel de la CCSN en conclut que les lacunes du programme d'AQ visant les analyses de sûreté ont pour effet de réduire sensiblement le degré global de confiance accordé à leurs résultats.

2. Critères de résolution

Pour que le présent problème soit considéré comme étant résolu, les titulaires de permis devront :

- disposer d'un programme d'AQ qui, faisant état des exigences relatives aux activités liées aux analyses de sûreté, est conforme aux normes en vigueur en matière d'AQ;
- avoir effectué une évaluation de leur programme d'AQ conformément à la norme N286.0, afin de déterminer son efficacité eu égard aux activités liées à l'analyse de sûreté; cette évaluation doit prévoir une révision en bonne et due forme du programme et des audits, pour établir dans quelle mesure le programme d'AQ satisfait aux exigences des normes en vigueur en matière d'AQ et aux attentes du personnel de la CCSN;
- avoir soumis à la CCSN un rapport portant sur l'évaluation qui a permis de cerner les lacunes du programme d'AQ, ainsi qu'un plan de mesures correctives assorti d'un calendrier de mise en œuvre;
- appliquer les mesures correctives au programme d'AQ;
- soumettre à la CCSN des renseignements suffisamment détaillés pour permettre de démontrer que le programme d'AQ satisfait effectivement aux exigences précisées dans les normes d'AQ en vigueur et à celles énoncées dans la présente description du PRG;
- présenter des rapports d'avancement semestriels eu égard au règlement du présent PRG.

3. État d'avancement

Les titulaires de permis ont entrepris de satisfaire aux critères de résolution énoncés ci-dessus et il est prévu que le présent PRG sera réglé d'ici au 31 décembre 2001.

Point à régler générique 99G02
Remplacement des programmes informatiques relatifs à la physique des réacteurs utilisés aux fins de l'analyse de sûreté des réacteurs CANDU

1. Problème lié à la sûreté

Les titulaires de permis utilisent toute une gamme de programmes informatiques et de méthodes pour établir des renseignements relatifs à la sûreté visant divers éléments de la physique du réacteur, dont sa conception, son exploitation et sa conformité aux paramètres opérationnels de sûreté. Puisque ces programmes informatiques et méthodes servent à démontrer la robustesse de la conception du réacteur et à confirmer la sûreté de son exploitation, les attentes relatives à leur exactitude et à leur validation demeurent élevées, et il en va de même pour les prévisions qu'elles permettent d'établir pour des conditions normales d'exploitation et pour des séquences accidentelles; il est donc essentiel qu'ils reflètent l'état des connaissances dans le domaine de la physique du réacteur.

Or, des données expérimentales récentes et les résultats de la révision de programmes informatiques clés ont permis de cerner plusieurs lacunes dont les plus importantes sont : des prévisions inexactes quant aux valeurs de paramètres clés dans des conditions d'accident, une validation non appropriée des données relatives à d'importants phénomènes et à toute une gamme de conditions, ainsi qu'un écart important entre l'état des connaissances prises en compte dans les programmes informatiques des titulaires de permis et l'état actuel des connaissances dans le domaine de la physique du réacteur. Ces lacunes ont eu pour effet de réduire le degré de confiance accordé aux prévisions découlant des

analyses axées sur la physique du réacteur, particulièrement dans le cas des analyses d'accidents de dimensionnement pour lesquels les marges de sûreté sont faibles. L'utilisation d'un quelconque programme informatique relatif à la physique du réacteur a une incidence directe sur les marges de sûreté eu égard aux critères d'acceptation calculés pour ce qui est de la précision du programme et de sa capacité de prévoir la valeur des paramètres liés à la physique du réacteur.

Le secteur, qui envisage actuellement le retrait de certains programmes informatiques utilisés pour les calculs relatifs à la physique du réacteur – le POWDERPUFS-V (PPV) et le SMOKIN, notamment –, travaille à la mise en œuvre d'un programme de validation pour des programmes informatiques plus précis, au nombre desquels figurent le WIMS-AECL, le DRAGON et le RFSP architecturé autour du WIMS-AECL. Toutefois, ce programme de validation ne traite pas des problèmes liés au processus de remplacement des programmes informatiques comme tel.

Un problème demeure toutefois, soit celui de l'absence apparente de tout programme distinct qui, visant le remplacement des divers programmes informatiques relatifs à la physique du réacteur, doit être en place pour que les facteurs suivants soient abordés de façon appropriée :

- l'adoption, pour le remplacement de chaque programme informatique, d'une approche structurée établissant un calendrier de mise en œuvre et des dates de remplacement fermes;
- l'incidence d'un tel remplacement sur les marges de sûreté;
- l'incidence d'un tel remplacement sur les mises à jour des rapports de sûreté;
- l'incidence d'un tel remplacement sur la couverture des périodes au cours desquelles un programme informatique a été remplacé sans qu'il soit tenu pleinement compte de l'incidence de son remplacement sur les analyses de sûreté.

La présente description du PRG fait donc état des attentes de la CCSN eu égard au remplacement des programmes informatiques relatifs à la physique du réacteur, tout en indiquant les liens existant entre ce PRG et les activités exécutées dans le cadre d'autres PRG.

2. Critères de résolution

Pour que le présent problème soit considéré comme étant résolu, les titulaires de permis devront avoir mis en œuvre un programme structuré de remplacement des programmes informatiques relatifs à la physique du réacteur, lequel programme devra prévoir :

- l'adoption, pour le remplacement de chaque programme informatique, d'une approche structurée établissant un calendrier de mise en œuvre et des dates de remplacement fermes;
- le remplacement de tous les programmes informatiques relatifs à la physique du réacteur utilisés aux fins de l'analyse de sûreté et de l'exploitation, au nombre desquels figurent le PPV, le MULTICELL, le RFSP architecturé autour du PPV et le SMOKIN; le PPV ne doit par ailleurs plus être utilisé aux fins des simulations visant la gestion du combustible et l'évolution du cœur;
- des mesures visant à assurer que la validation des nouveaux programmes informatiques se fait en conformité avec les exigences du PRG 98G02, du guide d'application de la réglementation G-149, *Les programmes informatiques utilisés lors de la conception et des analyses de sûreté des centrales nucléaires et des réacteurs de recherche,* et de la norme N286.7 de la CSA;
- une évaluation de l'incidence du remplacement des programmes informatiques sur les marges de sûreté courantes et la détermination des accidents de dimensionnement limitatifs pour lesquels les marges de sûreté peuvent être modifiées considérablement;
- une évaluation de l'incidence d'un tel remplacement sur les mises à jour des rapports de sûreté et sur la détermination des activités courantes et futures sur lesquelles il peut avoir une incidence;
- une définition des tolérances provisoires à utiliser, jusqu'au remplacement du PPV, pour les principaux paramètres liés à la physique du réacteur calculés à l'aide du PPV aux fins de l'analyse

de sûreté – la réactivité du vide, la fraction de neutrons retardés, le coefficient de température et la durée de vie des neutrons instantanés notamment;
- l'établissement d'une couverture appropriée des périodes au cours desquelles un programme informatique a été remplacé sans qu'il soit tenu pleinement compte de l'incidence de son remplacement sur les analyses de sûreté

3. État d'avancement

Le secteur s'est engagé à utiliser les programmes informatiques plus évolués WIMS-AECL, DRAGON et RFSP architecturé autour du WIMS-AECL, qui sont maintenant la norme et qu'EACL utilise déjà aux fins de l'analyse. Les exigences énoncées ci-dessus ont déjà été satisfaites en partie, les mesures suivantes ayant été prises par tous les titulaires de permis :

- l'établissement d'un cadre de parachèvement, assorti de dates cibles, faisant état de la liste des programmes informatiques relatifs à la physique du réacteur visés;
- une définition des tolérances provisoires à utiliser, jusqu'au remplacement du PPV, pour les principaux paramètres liés à la physique du réacteur calculés à l'aide du PPV.

Les titulaires de permis ont commencé à établir des rapports semestriels sur l'état d'avancement global des travaux et sur les principaux objectifs atteints. Il est prévu que les travaux relatifs au présent PRG seront parachevés d'ici à décembre 2002.

Point à régler générique 00G01
Formation de vide dans les canaux durant un accident de perte de réfrigérant primaire importante

1. Problème lié à la sûreté

Les réacteurs CANDU ont un coefficient de réactivité du vide positif. Lorsque survient une rupture dans le circuit caloporteur primaire, celui-ci est dépressurisé et une partie du caloporteur circulant dans les canaux de combustible nucléaire associés à cette rupture se transforme en vapeur. La formation subséquente de vide dans les canaux visés a pour effet d'insérer de la réactivité positive dans le réacteur, ce qui provoque une excursion de puissance qui doit être arrêtée et limitée par les deux systèmes d'arrêt d'urgence à action rapide. Des évaluations de la sûreté en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire importante (APRPI) ont été réalisées afin de démontrer l'efficacité des systèmes d'arrêt d'urgence.

Il ressort de ces évaluations que les deux paramètres déterminants pour l'ampleur de l'excursion de puissance sont :

- le taux et l'ampleur du vidage de caloporteur;
- les variations de réactivité causées par la formation de vide.

Bien que ces paramètres soient calculés par les modèles informatiques, ces calculs n'ont pas été validés de façon appropriée du fait qu'aucune mesure directe de la fraction du volume des vides n'est applicable aux conditions régnant dans les canaux de combustible d'un réacteur CANDU. Le présent PRG porte sur le problème de la formation de vide dans les canaux comme tel, le problème lié à la réactivité du vide positive faisant l'objet d'un autre PRG (voir le PRG 95G04).

2. Critères de résolution

Pour que le présent problème soit considéré comme étant résolu, les titulaires de permis devront avoir :

- effectué des mesures de la formation de vide dans les canaux en cas d'APRPI qui tiennent compte des conditions régnant dans le réacteur et quantifié les effets du taux de transfert thermique et de l'échelle sur la formation de vide dans les canaux;
- réalisé des exercices en vue de valider les programmes informatiques utilisés aux fins de l'analyse de sûreté en fonction des données sur la formation de vide dans les canaux, en ayant pris soin de recueillir assez de renseignements pour démontrer la précision revendiquée du programme informatique pour l'application visée;
- effectué une évaluation de l'incidence sur les marges de sûreté définies dans le rapport de sûreté.

3. État d'avancement

Une entreprise de services publics devrait bientôt présenter un rapport sur le rendement des diffusiomètres de neutrons, un rapport sur une matrice d'essai pour les expériences effectuées dans les laboratoires d'essais RD-14M de Whiteshell et un rapport sur l'analyse des données recueillies dans le cadre des expériences menées dans ces mêmes laboratoires.

Les deux autres entreprises de services publics prévoient procéder à la qualification complète d'un diffusiomètre de neutrons et soumettre les mesures effectuées – notamment celles ayant trait au régime d'écoulement – à une analyse d'incertitude complète au cours de l'exercice 2000-2001, réaliser des essais relatifs aux APRPI dans l'installation de recherche RD-14M au cours de l'exercice 2001-2002 et procéder à la validation du programme informatique en se fondant sur les résultats de ces essais d'ici à décembre 2001. Les travaux entrepris progressent comme prévu.

Par ailleurs, la CCSN s'attend à ce que le secteur présente d'ici à juin 2001 un plan en vue de prendre en compte les effets d'échelle (non reçu au moment de la rédaction du présent rapport), à ce que des exercices de validation soient effectués au fur et à mesure que de nouvelles données seront recueillies et à ce que les rapports de validation finaux soient présentés avant le mois de juin 2002.

B. PRG réglés

Point à régler générique 89G03
Programme d'inspection des tubes de force d'Ontario Hydro

En 1989, la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA) – devenue depuis la CCSN – concluait que le programme d'inspection en service proposé par Ontario Hydro (OH) – remplacée depuis par OPG – n'assurait pas une couverture appropriée de tous les mécanismes de dégradation. Le Groupe des propriétaires de CANDU (GPC) a depuis élaboré des lignes directrices relatives à l'aptitude au service que la CCSN a jugé acceptables. OPG s'est engagée à utiliser ces lignes directrices, ce qui a été confirmé dans le cadre du processus de délivrance de permis et des activités de surveillance. Les programmes de surveillance ont également permis de vérifier le seuil de formation des boursouflures.

Point à régler générique 89G05
Utilisation de relais à contacts mouillés au mercure dans les systèmes liés à la sûreté

Le taux de défaillance des relais à contacts mouillés au mercure non dopés à l'étain de 5 ampères étant exceptionnellement élevé, la CCEA – devenue depuis la CCSN – a exigé en 1989 que les titulaires de permis s'assurent que les systèmes liés à la sûreté utilisant de tels relais respectent leurs objectifs de fiabilité ou qu'ils remplacent ces relais. Tous les titulaires de permis visés ont choisi de remplacer les relais.

Point à régler générique 92G01
Traitement du facteur humain dans les analyses de fiabilité d'Ontario Hydro

En 1991, OH – remplacée depuis par OPG – a présenté, à l'appui d'une modification proposée de la conception du système d'évacuation d'air filtré de la centrale de Pickering, une analyse de fiabilité comportant une évaluation de la fiabilité humaine. La CCEA – devenue depuis la CCSN –, qui se posait des questions au sujet de la méthodologie utilisée aux fins de cette dernière évaluation, a résolu, à la demande du titulaire de permis, de faire de toute cette question un point à régler générique, et de mettre sur pied un projet de recherche pour évaluer la méthode THERP utilisée par le titulaire de permis pour déterminer la fiabilité humaine. Cette évaluation a confirmé l'acceptabilité de la méthode. La CCSN procède par ailleurs au contrôle, cas par cas, d'autres analyses du facteur humain effectuées par OPG.

Point à régler générique 96G02
Aptitude au service des tuyaux d'alimentation

Les inspections visant plusieurs réacteurs CANDU ont permis de déceler un amincissement inattendu de la paroi de certains tuyaux d'alimentation de sortie, la vitesse de cette dégradation étant plus rapide que ce qu'on avait prévu au moment de la conception. Lorsque ces observations ont été faites, la paroi des tuyaux était toujours d'une épaisseur appropriée et on prédisait qu'elle resterait encore appropriée pour plusieurs années. La vitesse de dégradation observée risquait toutefois de réduire la vie utile de certains des tuyaux. La CCSN a donc demandé aux titulaires de permis de démontrer que les tuyaux étaient aptes au service et qu'ils comprenaient suffisamment le phénomène d'amincissement pour éviter qu'il ne compromette l'intégrité des tuyaux.

Les titulaires de permis ont présenté à la CCSN un rapport faisant état des résultats d'une étude visant à déterminer la cause la plus probable de l'amincissement de la paroi des tuyaux et ils ont accepté de mettre en œuvre un programme d'inspections périodiques des tuyaux d'alimentation.

ANNEXE 6.2
Systèmes visés par le Configuration Management Closure Project* (CMCP)

TABLEAU A6.1 Systèmes visés par le Configuration Management Closure Project (CMCP)

Pickering-A	Pickering-B	Bruce-B	Darlington
SAU-A	SAU nº 1	SAU nº 1	SAU nº 1
SAU-E	SAU nº 2	SAU nº 2	SAU nº 2
Système de refroidissement d'urgence du cœur	Système de refroidissement d'urgence du cœur	Enceinte de confinement	Enceinte de confinement
Enceinte de confinement à pression négative	Enceinte de confinement à pression négative	Système de refroidissement d'urgence du cœur	Système de refroidissement d'urgence du cœur
Unités de commande du réacteur (système de régulation du réacteur)	Système de régulation du réacteur	Système de régulation du réacteur	Système de régulation du réacteur
Systèmes auxiliaires du circuit caloporteur primaire	Systèmes auxiliaires du circuit caloporteur primaire	Systèmes auxiliaires du circuit caloporteur primaire	Systèmes auxiliaires du circuit caloporteur primaire
Circuit de refroidissement de réserve / Circuit de refroidissement à l'arrêt	Circuit de refroidissement à l'arrêt	Circuit de refroidissement à l'arrêt	Circuit de refroidissement à l'arrêt
Circuit principal du modérateur et systèmes auxiliaires	Circuit principal du modérateur et systèmes auxiliaires	Circuit principal de vapeur	Circuit principal du modérateur et systèmes auxiliaires
Circuits d'eau d'alimentation et de vapeur des générateurs de vapeur	Circuit de vapeur des générateurs de vapeur	Circuits d'eau d'alimentation et de condensat	Circuit principal de vapeur
Circuit de réchauffage de l'eau d'alimentation, circuit de condensat et circuit d'eau d'alimentation des générateurs de vapeur	Circuit de réchauffage de l'eau d'alimentation, circuit de condensat et circuit d'eau d'alimentation des générateurs de vapeur	Circuit d'eau d'alimentation d'urgence	Circuits d'eau d'alimentation et de condensat
Circuit d'eau d'alimentation d'urgence des générateurs de vapeur	Circuit d'eau d'alimentation d'urgence	Système d'éventage d'urgence du bâtiment de la turbine	Circuit d'eau de service d'urgence

* Programme cadre d'Ontario Power Generation ayant pour objet d'établir un plan de référence pour la gestion de la configuration de systèmes bien précis

TABLEAU A6.1 Suite et fin

Pickering-A	Pickering-B	Bruce-B	Darlington
Circuit de refroidissement d'urgence des générateurs de vapeur	Circuit de refroidissement d'urgence des générateurs de vapeur	Circuits d'eau de service	Circuit de refroidissement d'urgence des générateurs de vapeur
Système d'éventage d'urgence du bâtiment de la turbine	Système d'éventage d'urgence du bâtiment de la turbine	Systèmes d'alimentation électrique	Système de ventilation du bâtiment de la turbine *(portions requises pour l'éventage d'urgence uniquement)*
Circuits d'eau de service - circuits d'eau de service basse ou haute pression d'urgence	Circuits d'eau de service		Circuits d'eau de service
Systèmes d'alimentation électrique	Systèmes d'alimentation électrique		Systèmes d'alimentation électrique

ANNEXE 6.3
Résumé des principales modifications apportées à la conception et à l'exploitation des centrales à la suite d'interventions de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN)

La présente annexe contient des exemples d'interventions importantes de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) en matière d'application de la réglementation, qui portent à la fois sur les directives émises par la CCSN à l'intention des titulaires de permis et sur les initiatives importantes prises par ces derniers en réponse aux pressions ou demandes de la CCSN. Cette liste d'exemples, qui n'est pas exhaustive, ne vise qu'à montrer comment les interventions de la CCSN ont permis d'accroître la sûreté des installations nucléaires ou ont empêché qu'elle ne diminue. Dans la plupart des cas, ces interventions ont soit obligé les titulaires de permis à exécuter des travaux élaborés, soit entraîné d'importantes pénalités du point de vue de l'exploitation.

La liste ne représente qu'un très petit échantillon du nombre total des mesures imposées aux titulaires de permis par la CCSN et ne comprend que celles visant des centrales qui étaient en exploitation au moment où elles ont été prises. On n'a pas tenu compte des nombreuses mesures visant des centrales en cours de conception ou de construction, y compris celles qui étaient destinées à l'étranger.

DARLINGTON : PERTE DE DÉBIT

Dans les conditions normales d'exploitation, le fluide caloporteur du réacteur circule dans le circuit caloporteur primaire grâce aux pompes du circuit et refroidit le combustible nucléaire à l'intérieur du réacteur. Si ces pompes tombent en panne, la gaine de combustible pourrait commencer à s'assécher et le combustible pourrait surchauffer. Pour protéger le réacteur contre de tels accidents, les systèmes d'arrêt d'urgence du réacteur surveillent le débit et la pression du caloporteur et arrêtent automatiquement le réacteur lorsque ceux-ci dépassent les limites prévues. L'analyse de sûreté a pour but de montrer que les limites couvrent toute la gamme des conditions d'exploitation autorisées et que le risque d'une surchauffe du combustible est très faible.

Une analyse de la perte de débit réalisée en 1997 a révélé que si la puissance du réacteur était supérieure à 60 %, les systèmes d'arrêt d'urgence ne seraient pas aussi efficaces qu'on l'avait calculé au départ et que cela pouvait entraîner une hausse de la température du combustible. On a paré à cette éventualité en réduisant considérablement la puissance du réacteur durant plusieurs mois. Des modifications ont été apportées aux procédures et au matériel avant que les réacteurs soient ramenés à un niveau de puissance plus élevé.

BRUCE-A ET BRUCE-B : RÉACTIVITÉ POSITIVE ATTRIBUABLE À UN DÉPLACEMENT DU COMBUSTIBLE À LA SUITE D'UN ACCIDENT DE PERTE DE RÉFRIGÉRANT PRIMAIRE

Les questions soulevées par la CCSN en 1993 au sujet des effets de réactivité que pouvait produire le mouvement des grappes de combustible nucléaire au cours d'un éventuel accident de perte de réfrigérant primaire ont mené à une réduction de la puissance des réacteurs des centrales de Bruce-A et de Bruce-B à 60 % de leur pleine puissance. Un allongement des canaux de combustible résultant d'un fluage avait laissé un espace à l'extrémité des canaux, de sorte que si une rupture s'était produite à l'entrée d'un canal, cela aurait amené le combustible à se mouvoir et suscité une augmentation de la réactivité dans le cœur du

réacteur. Ontario Power Generaltion (OPG) a depuis apporté un certain nombre de modifications à l'équipement et à ses procédures d'exploitation, et il offre un meilleur soutien technique et analytique avant d'accroître la puissance. Les réacteurs fonctionnent toujours à 90 % de leur pleine puissance.

PICKERING ET BRUCE : SYSTÈME DE REFROIDISSEMENT D'URGENCE DU CŒUR

Après avoir déterminé que le système de refroidissement d'urgence du cœur (SRUC) ne permettrait pas d'éviter les ruptures de la gaine de combustible nucléaire en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire importante, le personnel de la CCSN a émis une directive dans laquelle il enjoignait le Secteur nucléaire d'Ontario Hydro d'étudier les effets éventuels d'une telle défaillance sur l'ensemble des systèmes – ce qui a entraîné des modifications de conception –, tout en demandant que le blindage du SRUC de Bruce-A soit augmenté. Cette directive a par ailleurs mené à une révision de la conception du SRUC de Bruce-B, qui était alors en construction.

Au cours des années 70, des travaux de recherche expérimentale ont démontré que le SRUC alimenté par gravité – soit le genre de SRUC prévu à l'origine pour la centrale de Bruce-A – n'arriverait pas à satisfaire aux exigences nominales initiales. À la demande de la CCSN, les réacteurs ont été dotés d'un SRUC à haute pression et d'échangeurs de chaleur, et il en a été de même pour tous les réacteurs qui ont été construits par la suite.

Des incidents mettant en cause un blocage des crépines du SRUC, survenus aux États-Unis et en Europe, ont amené la CCSN à exiger une révision de la conception des crépines des réacteurs CANDU. Puisque des débris de calorifuge ou d'autres débris auraient pu en venir à bloquer les crépines du SRUC des réacteurs de Point Lepreau, de Gentilly-2, de Pickering et de Bruce, il a été décidé d'élaborer, d'évaluer et d'homologuer des crépines améliorées, qui sont en voie d'être installées dans toutes les centrales.

BRUCE-A : CONFINEMENT

Des essais demandés par la CCSN à la centrale de Bruce-A ont révélé que la construction des collecteurs des mécanismes d'aspersion n'était pas appropriée et devait être considérablement remaniée. Ces essais ont également indiqué qu'il fallait apporter des modifications semblables à la centrale de Pickering, ce qui a été fait. La CCSN a également exigé que des améliorations majeures soient apportées aux systèmes d'évacuation d'air filtré d'urgence de la centrale.

PICKERING-A : FUITE DANS UN BÂTIMENT DU RÉACTEUR

En 1992, des améliorations ont été apportées aux dispositifs qui isolent les tranches de Pickering-A de la principale conduite de confinement pour donner suite à la directive dans laquelle la CCSN enjoignait la centrale de prolonger la période précédant le moment où la conduite de confinement doit être aérée à la suite d'un accident. La CCSN a également exigé que le dôme du bâtiment du réacteur de la tranche 1 fasse l'objet d'importantes réparations, pour faire en sorte que les marges de sûreté soient respectées.

PICKERING-A : AMÉLIORATION DU SYSTÈME D'ARRÊT D'URGENCE

La CCSN a délivré un permis d'exploitation pour les réacteurs de la centrale de Pickering-A avant l'adoption de l'exigence réglementaire établissant qu'une centrale doit disposer de deux systèmes d'arrêt d'urgence de conception différente, distincts et indépendants l'un de l'autre, individuellement capables de mettre le réacteur à l'arrêt. Les réacteurs de la centrale de Pickering-A n'avaient donc, tels que conçus et construits à l'origine, qu'un seul système d'arrêt d'urgence à action rapide, ce qui était considéré comme acceptable suivant les analyses qui avaient cours à l'époque. Ce n'est qu'en 1975 que l'analyse des défaillances doubles concevables comportant la perte d'un système d'arrêt a été intégrée aux conditions rattachées à la délivrance de permis par la CCSN.

Depuis le début des années 80, des améliorations ont été apportées au système d'arrêt d'urgence afin d'en accroître la fiabilité et l'efficacité, et de faire en sorte que la probabilité d'une défaillance d'un système d'arrêt d'urgence soit extrêmement faible. Ces améliorations ont notamment consisté à :

- augmenter de 11 à 21 le nombre de barres d'arrêt;
- modifier le paramètre de déclenchement sur haute pression dans la salle des générateurs de vapeur;
- ajouter un paramètre de déclenchement sur bas niveau des générateurs de vapeur,
- ajouter un paramètre de déclenchement sur basse pression du circuit caloporteur,
- ajouter un paramètre de déclenchement sur basse pression des circuits d'eau d'alimentation des générateurs de vapeur.

À la suite de l'accident survenu en 1986 à Tchernobyl, le personnel de la CCSN a demandé à OPG de réévaluer la sûreté des réacteurs de la centrale de Pickering-A en postulant des défaillances doubles comportant une défaillance du système d'arrêt d'urgence du réacteur. En 1987, OPG a présenté une analyse révisée des conséquences d'un accident de perte de réfrigérant primaire importante conjugué à une défaillance du système d'arrêt. Selon cette analyse, l'intégrité structurale de l'enceinte de confinement serait maintenue et les limites de dose de référence seraient respectées. Le personnel de la CCSN estimait toutefois que cette analyse était spéculative et qu'on ne pouvait quantifier avec confiance les conséquences. À la suite d'entretiens avec des représentants de la CCSN, OPG a décidé d'examiner la possibilité d'apporter au système d'arrêt d'urgence des améliorations qui auraient pour effet de réduire la probabilité d'une défaillance et obvieraient ainsi à la nécessité d'effectuer les analyses de défaillance.

OPG a fait part des résultats de cette étude et des améliorations proposées dans un certain nombre de documents transmis à la CCSN. On y soulignait notamment que :

- les plans visant le système d'arrêt d'urgence amélioré (SAU-E) qui avaient été approuvés prévoyaient un nouvel ensemble de capteurs de déclenchement triples ainsi qu'une logique de déclenchement augmentée d'une nouvelle logique de vidange du modérateur;
- les paramètres de déclenchement du SAU-E sont la surpuissance neutronique, le taux logarithmique élevé de variation du flux neutronique, la haute ou la basse pression du circuit caloporteur, ainsi que le déclenchement manuel;
- 2 autres barres d'arrêt ont été ajoutées au groupe A pour en porter le nombre total à 23.

Le système d'arrêt d'urgence déjà en place et le SAU-E sont indépendants l'un de l'autre, et ce, depuis les capteurs de déclenchement jusqu'aux derniers contacts de relais dans la logique d'insertion des barres d'arrêt et la logique de vidange du modérateur. Les logiques tant déjà présentes que nouvelles sont capables de déclencher toutes les barres d'arrêt. Si les caractéristiques de la réduction de puissance ne sont pas satisfaisantes après le déclenchement du réacteur, un signal de vidange sera produit par le système d'arrêt en place ou par le SAU-E, l'un ou l'autre forçant alors les vannes de vidange du modérateur à s'ouvrir et à mettre le réacteur à l'arrêt.

OPG s'est alors engagée à installer ce SAU-E dans tous les réacteurs de Pickering-A en exploitation avant la fin de 1997.

Le SAU-E avait été installé dans la tranche 4 de la centrale de Pickering-A avant sa mise à l'arrêt temporaire. La mise en service du système était terminée et on avait effectué les préparatifs nécessaires en vue de réaliser des essais en marche. Des travaux ont également été entrepris en vue de l'installation du SAU-E dans les autres réacteurs. L'installation du SAU-E figure au nombre des conditions devant être satisfaites avant que la remise en service des réacteurs de la centrale de Pickering-A ne soit autorisée.

ACCIDENT DE PERTE DE RÉFRIGÉRANT PRIMAIRE IMPORTANTE

Une étude récente réalisée afin de donner suite au PRG 99G02 sur le remplacement des programmes informatiques relatifs à la physique des réacteurs utilisés aux fins de l'analyse de sûreté des réacteurs CANDU a indiqué que les conséquences d'un accident de perte de réfrigérant primaire importante (APRPI) seraient plus graves que ce qu'on avait précédemment signalé à la CCSN. Cette découverte a été signalée à la CCSN en février 2001 dans un rapport établi conformément aux exigences du document d'application de la réglementation R-99 (janvier 1995), *Centrales nucléaires en exploitation : Rapports à soumettre à la CCEA*.

L'APRPI englobe les ruptures de la tuyauterie du circuit caloporteur, y compris des collecteurs d'entrée et de sortie, dont l'importance peut aller jusqu'à la défaillance de coupe. Conformément aux stipulations des documents d'application de la réglementation R-8 et R-10, le personnel de la CCSN a établi pour cette classe d'événements des critères d'acceptation de haut niveau pour ce qui concerne :

- les limites de dose de référence;
- l'intégrité des canaux de combustible nucléaire.

En général, les limites de dose de référence sont respectées sans difficulté (selon les analyses, les doses réelles sont de plus de 95 % inférieures aux limites de dose), et l'analyse a pour objet principal de démontrer le maintien de l'intégrité des canaux de combustible. Pour ce faire, le secteur a défini un certain nombre de critères d'acceptation dérivés :

a) l'évitement de la fusion au centre d'un élément de combustible (l'évitement de tout contact entre la matière en fusion et le tube de force);
b) l'évitement de la fusion de la gaine de combustible (l'évitement de tout contact entre la matière en fusion et le tube de force);
c) la limitation de l'enthalpie maximale de la grappe de combustible (l'évitement de la dispersion du combustible ou de la matière en fusion);
d) la marge relative aux contraintes résultant de l'allongement axial des éléments de combustible (l'évitement de la flexion du combustible et de la formation de points chauds sur les tubes de force);
e) l'évitement d'un assèchement prolongé des tubes de calandre.

Le personnel de la CCSN a par ailleurs établi trois autres critères permettant de déterminer la gravité d'un événement :

f) la marge à la criticité instantanée;
g) le maintien de la géométrie de la grappe de combustible;
h) le nombre de tubes de force déformés.

Ce sont les résultats de l'analyse ayant trait aux critères b), f), g) et h) qui donnent à penser que l'accident envisagé pourrait avoir des conséquences plus graves que prévu. Le degré de préoccupation est plus élevé dans le cas des réacteurs de Bruce, où la probabilité d'un APRPI est plus élevée en raison de la conception du circuit caloporteur.

L'accroissement de la gravité prévue du transitoire de surpuissance subséquent à un APRPI a nécessité la modification de certaines limites d'exploitation, pour faire en sorte que les réacteurs restent assujettis aux conclusions des analyses de sûreté courantes. La prise de ces mesures compensatoires s'est fondée sur une évaluation, effectuée par le secteur :

- de l'incidence de l'erreur relevée sur la sécurité du public;
- des résultats de l'analyse à la lumière des nouvelles limites administratives;
- des données historiques relatives aux paramètres d'exploitation pertinents.

Le secteur s'est également engagé à mettre en œuvre un certain nombre de programmes en vue de confirmer les résultats et de rétablir les marges d'exploitation et de sûreté. Ces programmes portent notamment sur :

- l'élaboration d'un processus de résolution des incertitudes liées aux calculs relatifs à la physique du réacteur;
- l'établissement d'un plan de recherche expérimentale afin de déterminer les critères d'acceptation appropriés pour le combustible CANDU dans la région de la criticité instantanée;
- la réalisation d'une étude de faisabilité relative à l'avancement des travaux de conversion du cœur des réacteurs de la centrale de Bruce-B;
- l'examen d'autres modifications de conception pouvant permettre d'accroître les marges de sûreté;
- l'examen des méthodes d'analyse et des méthodologies pouvant permettre de mieux quantifier les marges de sûreté réelles dont on dispose pour les APRPI et les autres accidents de dimensionnement.

Les titulaires de permis élaborent actuellement, de concert avec le personnel de la CCSN, des plans pour la mise en œuvre de ces programmes.

CONDUITES PRINCIPALES DE VAPEUR

Soucieux d'assurer la protection de la salle de commande principale, les experts de la CCSN ont demandé à la Société d'énergie du Nouveau-Brunswick (Énergie NB) et à Hydro-Québec de se pencher sur les conséquences possibles d'une rupture des conduites du côté secondaire. En 1992, ils leur ont demandé notamment d'adopter les mesures correctives suivantes :

- décrire tous les changements qui peuvent être réalistement apportés à la conception de ces conduites;
- améliorer la protection de la salle de commande principale par divers moyens, notamment par des méthodes très fiables d'inspection en service et de détection des fuites;
- définir et démontrer les procédures relatives à la salle de commande d'urgence, comme la présence obligatoire d'un opérateur spécialisé.

Énergie NB et Hydro-Québec ont répondu à ces exigences. Elles ont également mis en place des programmes de réduction des risques, y compris des programmes d'inspection améliorés.

Le *Rapport national du Canada* établi pour la première réunion d'examen de la *Convention sur la sûreté nucléaire* fait état d'autres mesures correctives qui ont été prises afin d'améliorer la sûreté des centrales.

ANNEXE 7.1
Description des règlements pris en vertu de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (*LSRN*)

La présente annexe fournit une brève description des règlements pris en vertu de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (*LSRN*) et des principaux ajouts qui y ont été faits.

RÈGLEMENT GÉNÉRAL SUR LA SÛRETÉ ET LA RÉGLEMENTATION NUCLÉAIRES

Le *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* renferme les exigences générales qui s'appliquent à tous les titulaires de permis. Il maintient en outre l'exemption accordée relativement aux matières radioactives naturelles qui ne sont pas associées au développement, à la production ou à l'utilisation d'énergie nucléaire. En conformité avec la *LSRN*, il est dorénavant nécessaire de fournir des renseignements sur toute garantie financière proposée.

Garanties financières

Aux termes de la *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* (*LCEA*) et de ses règlements d'application, seuls quelques-uns des titulaires de permis étaient tenus de fournir des garanties financières en prévision du déclassement de leurs installations et de la gestion de leurs déchets. Si bien que ce fardeau financier aurait pu retomber sur les épaules des contribuables dans les cas où le titulaire de permis n'aurait pas réservé une somme suffisante pour s'acquitter de tels travaux. Pour régler ce problème, le paragraphe 24(5) de la *LSRN* autorise la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) à assortir le permis d'une condition exigeant, sous la forme qu'elle jugera acceptable, une garantie financière. L'article relatif aux garanties financières de la *LSRN* est mis en application par le biais du règlement selon lequel le demandeur de permis doit décrire ses garanties financières et ses plans de déclassement et de gestion des déchets à la fin de la vie utile de l'installation nucléaire. Le règlement est très souple quant à la façon dont le titulaire de permis peut satisfaire à ces exigences d'ordre financier.

RÈGLEMENT SUR LA RADIOPROTECTION

Ce règlement stipule les exigences de radioprotection et, à ce titre, il s'applique à tous les titulaires de permis et autres organismes assujettis à la réglementation de la CCSN. Les doses médicales, les doses reçues par les bénévoles qui dispensent des soins et les doses administrées aux volontaires qui collaborent à la recherche biomédicale sont expressément exclues du règlement. À l'exception des nouvelles limites de dose et des nouveaux seuils d'intervention, le *Règlement sur la radioprotection* reprend les exigences réglementaires de la *LCEA*.

Limites de dose de rayonnement

Dans la plupart des pays, les limites de dose efficace sont fondées sur les recommandations de la Commission internationale de la protection radiologique (CIPR). D'après les données les plus récentes sur les incidences du rayonnement, la CIPR a recommandé en 1991 que ces limites soient réduites et passent :

- pour les travailleurs du secteur nucléaire, de 50 millisieverts (mSv) par période de dosimétrie d'une année à 100 mSv par période de dosimétrie de cinq ans (soit une moyenne de 20 mSv par année);
- pour une travailleuse enceinte du secteur nucléaire, de 10 à 4 mSv durant le reste de sa grossesse, après que celle-ci ait été déclarée;
- pour les membres du public, de 5 à 1 mSv par année.

Le *Règlement sur la radioprotection* met ces recommandations en application.

Seuils d'intervention

Un seuil d'intervention peut être une dose particulière ou un autre paramètre qui, lorsqu'atteint, pourrait indiquer la perte de contrôle d'une partie du programme de radioprotection. Le *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* exige que le demandeur présente des renseignements sur les seuils d'intervention qu'il utilise ou se propose d'utiliser; si un seuil d'intervention indiqué dans un permis est dépassé, le *Règlement sur la radioprotection* exige que le titulaire de permis fasse enquête, qu'il prenne les mesures qui s'imposent et qu'il en avise la Commission.

L'établissement de seuils d'intervention correspond aux recommandations de la CIPR. La plupart des titulaires de permis importants possèdent déjà des seuils d'intervention, parfois désignés sous le nom de seuils de référence, de niveaux d'investigation, etc. La *LCEA* et ses règlements d'application n'imposaient pas au titulaire de permis l'obligation de signaler le dépassement de ces seuils.

RÈGLEMENT SUR LES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES DE CATÉGORIE I

Le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, qui précise les exigences applicables aux grandes installations comme les centrales, les accélérateurs à haute énergie et les usines de traitement d'uranium, reprend essentiellement les termes de la *LCEA* et de ses règlements d'application, ainsi que les conditions qui étaient alors rattachées à la délivrance de permis. Les incidences du nouveau règlement en ce qui a trait au renouvellement de l'accréditation des opérateurs et aux usines de traitement d'uranium ou aux grandes usines de traitement des radio-isotopes faisant partie des installations nucléaires de catégorie I sont décrites plus loin.

Accréditation des opérateurs

La Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA) – devenue depuis la CCSN – exigeait que les membres supérieurs du personnel de la salle de commande d'une centrale nucléaire passent des examens qu'elle administrait elle-même, ce qui lui permettait d'évaluer leur compétence à veiller à l'exploitation sûre des réacteurs nucléaires. Ces examens n'étaient exigés que pour l'accréditation initiale, et il incombait au titulaire de permis de maintenir la compétence de son personnel grâce à une formation régulière. Considérant depuis un certain temps qu'il y avait lieu d'instaurer un mécanisme visant à vérifier le maintien du niveau de compétence, la CCEA avait amorcé une démarche en ce sens en assortissant, dans le cadre de la *LCEA*, les accréditations déjà accordées d'une date d'expiration.

Le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* stipule que l'accréditation accordée par la CCSN expire après une période de cinq ans et que, pour obtenir le renouvellement de leur accréditation, les membres supérieurs du personnel de la salle de commande doivent suivre et réussir un programme de formation et des examens de requalification administrés par le titulaire de permis afin de démontrer que leurs compétences sont maintenues à niveau. Le personnel de la CCSN évaluera régulièrement les programmes de formation continue et les examens utilisés par les titulaires de permis.

RÈGLEMENT SUR LES SUBSTANCES NUCLÉAIRES ET LES APPAREILS À RAYONNEMENT

Le *Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement* s'applique à toutes les substances nucléaires, sources scellées et appareils à rayonnement qui ne sont pas régis par d'autres règlements. Ainsi, s'appliquant à presque tous les titulaires de permis et figurant dans la grande majorité des permis de la CCSN, dont le nombre dépasse les 4000, il fait en outre état des critères relatifs à des produits de consommation comme les détecteurs de fumée et les panneaux de sécurité au tritium. Généralement, le règlement reflète les pratiques internationales, mais certaines variations mineures sont fondées sur des politiques ou circonstances propres au Canada.

Le règlement reprend les exigences prévues dans le *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique* et les conditions qui étaient alors rattachées à la délivrance de permis, auxquelles s'ajoutent celles touchant un permis d'entretien d'appareils à rayonnement assez semblable à celui qui était décrit pour les installations de catégorie II et les dosimètres munis d'un dispositif d'alarme sonore pour les opérateurs d'appareils d'exposition. Les quantités réglementaires déterminées dans le *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique* ont également été remplacées par des quantités d'exemption, de sorte que les quantités de matière radioactive exemptées ont, de façon générale, diminué.

Quantités d'exempttion

L'annexe du *Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement* renferme une liste des quantités de matière radioactive au-dessous desquelles un permis n'est pas nécessaire. Le *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique* contenait également des valeurs d'exemption – appelées « quantités réglementaires » –, mais les quantités exemptées proposées en vertu de la *LSRN* – fondées sur les connaissances actuelles en radioprotection et sur les nouvelles limites de dose – sont en général plus faibles que celles qui se trouvaient dans le *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique*.

Le *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique* prévoyait une exemption de permis pour la plupart des matières contenant moins qu'une quantité réglementaire par kilogramme. Cette exemption n'a pas été intégrée au règlement d'application pris en vertu de la *LSRN* en raison des inquiétudes suscitées par les gros volumes de produits contenant de faibles concentrations de matières radioactives.

Dosimètres munis d'un dispositif d'alarme sonore

L'utilisation de sources de rayonnement pour détecter des vices cachés dans des éléments tels que les soudures de pipelines, les pièces d'aéronef et les récipients sous pression constitue une des activités les plus dangereuses qui soient autorisées par la CCSN. Par conséquent, le nouveau règlement exige que tous les opérateurs d'appareils à rayonnement portent un dosimètre muni d'un dispositif d'alarme sonore qui permette de les avertir avant que la radioexposition ne devienne dangereuse.

RÈGLEMENT SUR L'EMBALLAGE ET LE TRANSPORT DES SUBSTANCES NUCLÉAIRES

Tous les pays industrialisés suivent les recommandations de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) pour la réglementation de l'emballage des matières radioactives destinées au transport. Au Canada, les exigences du *Règlement sur l'emballage des matières radioactives destinées au transport* étaient basées sur les recommandations de l'AIEA de 1973, tandis que le nouveau règlement se fonde sur les recommandations que cet organisme a faites en 1985, qui ont été révisées en 1990. Nombre de pays et d'organismes internationaux ont adopté les dernières recommandations, de sorte que la plupart des exportateurs et expéditeurs canadiens se conforment déjà aux exigences d'emballage. Par conséquent, les principaux changements concernent la nécessité pour les transporteurs d'avoir un programme de formation en radioprotection, d'élargir les activités qui nécessitent des programmes d'assurance de la qualité et d'utiliser des colis industriels de type 2 (colis CI-2).

La CCEA – devenu depuis la CCSN – a participé activement à l'élaboration des recommandations de l'AIEA sur l'emballage et le transport de matières nucléaires. Lors de l'élaboration de sa position sur les questions relatives au transport, la CCSN a communiqué régulièrement avec Transports Canada et les principaux expéditeurs canadiens. Transports Canada est habituellement représenté aux réunions de l'AIEA, et les spécialistes du secteur ont accompagné les employés de la CCEA – puis de la CCSN – aux réunions de l'AIEA lorsque des sujets particuliers y étaient discutés.

De nombreux changements ont été apportés à ce règlement à la suite des consultations. Les principaux changements comprennent le retrait de l'obligation de posséder un permis pour l'emballage de substances nucléaires pour la plupart des genres d'expédition. D'autres méthodes pourront ainsi être utilisées pour démontrer que les colis sont conformes aux exigences de rendement et pour accepter des plans d'intervention d'urgence qui soient conformes au *Règlement sur le transport des matières dangereuses*. D'autres modifications ont été apportées pour améliorer la clarté ainsi que l'harmonisation avec le *Règlement sur le transport des matières dangereuses.*

Programme de radioprotection des transporteurs

Les matières nucléaires sont amplement utilisées au Canada pour la recherche, les applications industrielles, la médecine et l'exportation, et cette utilisation ne cesse d'augmenter. On estime qu'environ un million de colis contenant des matières radioactives sont transportés au Canada par année. Le dossier de sécurité du secteur du transport est bon parce que les titulaires de permis, Transports Canada, le secteur du transport lui-même et la CCSN s'efforcent constamment de rendre l'emballage et la manutention des matières nucléaires plus sûres. Toutefois, l'augmentation du nombre d'expéditions a aussi entraîné une hausse du nombre de conducteurs et de manutentionnaires, qui, comme le reconnaît la CCSN, n'ont pas toujours une connaissance suffisante des dangers associés au rayonnement pour bien se protéger eux-mêmes dans toutes les situations liées au transport, et pour assurer la protection du public et de l'environnement. Au-delà du fait que le taux d'exposition devra être réduit en fonction des nouvelles limites de dose, la formation en matière de radioprotection constituera l'un des moyens les plus efficaces pour apporter les correctifs qui s'imposent à cet égard.

Programme d'assurance de la qualité

Conformément aux recommandations de l'AIEA, le nouveau règlement exige que chaque personne qui conçoit, produit, met à l'essai, utilise, entretient ou inspecte un colis contenant des matières radioactives, ou des matières radioactives sous forme spéciale, établisse et maintienne un programme d'assurance de la qualité (AQ). Cette exigence fait que les genres de colis et les activités exigeant un permis assorti d'un programme d'AQ sont désormais plus nombreux qu'ils ne l'étaient en vertu de la *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* et du *Règlement sur l'emballage des matières radioactives destinées au transport*. La CCSN s'attend à ce que les titulaires de permis mettent sur pied des programmes de formation pour les employés et vérifient que le travail se déroule conformément aux procédures écrites. Les exigences, qui seront modifiées selon les risques associés à l'activité donnée, seront expliquées dans des documents d'application de la réglementation.

Colis CI-2 pour échantillons de minerai contenant plus de 2 % d'uranium

Les propriétés du minerai à haute teneur du Canada sont telles que les dangers qu'ils présentent correspondent à ceux des matières de faible activité spécifique FAS-II, de sorte qu'il est préférable d'utiliser des colis CI-2. Si les règlements de l'AIEA avaient été respectés, toutes les teneurs du minerai d'uranium auraient été considérées comme des matières de faible activité spécifique FAS-I pouvant être expédiées dans des colis CI-1. Mais il convient de souligner que cette disposition a été adoptée durant les années 60, soit à l'époque où la teneur connue en uranium était d'environ 1 %.

Colis CI-2

Par suite de l'adoption de la définition de l'AIEA d'un colis CI-2, les matières de faible activité spécifique devront être placées dans un emballage qui satisfait aux épreuves de chute et de perforation lorsqu'elles seront transportées dans un conteneur à usage exclusif – c'est-à-dire lorsque le colis ne sera pas combiné aux marchandises d'autres expéditeurs. Cette exigence touchera surtout les expéditions de déchets et d'eau

lourde des entreprises de services publics productrices d'énergie électronucléaire. Les exigences demeurent par ailleurs inchangées pour ce qui est des expéditions qui ne seront pas transportées dans un conteneur à usage exclusif.

RÈGLEMENT SUR LA SÉCURITÉ NUCLÉAIRE

Les trois nouvelles mesures de sécurité du *Règlement sur la sécurité nucléaire*, décrites ci-dessous, sont nécessaires pour que les installations nucléaires canadiennes soient protégées selon les normes internationales recommandées par l'AIEA. La CCSN a pris en considération le contexte canadien en matière de sécurité. À la suite de consultations, les exigences relatives à la fouille des personnes entrant dans une zone protégée, ou en sortant, ont été modifiées.

Système d'évaluation des alertes dans les zones protégées

Au Canada, les grandes installations nucléaires ont adopté des mesures de sécurité destinées à empêcher l'entrée non autorisée. Ces mesures comprennent l'établissement de zones protégées et la mise en place de systèmes d'alarme. À certains emplacements, un garde est dépêché sur le lieu de l'alerte pour faire enquête. Cela peut prendre du temps, et le délai s'ajoute au temps nécessaire pour régler le problème lui-même, s'il s'agit d'une alerte réelle. Par conséquent, une nouvelle disposition a été ajoutée au règlement, laquelle exigera que le titulaire de permis maintienne en permanence l'équipement de surveillance et que, dans certains cas, il installe de l'équipement supplémentaire qui permettra d'évaluer avec précision et rapidité la cause de l'alerte.

Système d'évaluation des alertes dans les zones intérieures

Seuls deux titulaires de permis sont autorisés à stocker des matières nucléaires sensibles dans la zone intérieure, une installation de haute sécurité. Lorsqu'une alarme se déclenche dans la zone intérieure, un garde de sécurité est dépêché sur le lieu de l'alerte pour faire enquête. L'instauration d'un système de surveillance de la zone intérieure permettra d'évaluer sans délai la cause de l'alerte.

Fouilles au périmètre des zones protégées

Au Canada, les installations nucléaires sont dotées d'un périmètre de sécurité qui restreint l'accès aux zones protégées. Une nouvelle disposition, qui fait maintenant partie du règlement, exige que les titulaires de permis fouillent, ou surveillent d'une autre manière, les personnes – avec les objets en leur possession – qui entrent dans une zone protégée ou en sortent sans autorisation de sécurité. Ils ont en outre le droit, s'ils ont des motifs raisonnables de le faire, de fouiller quiconque entre dans une zone protégée ou en sort. Ces fouilles, qui peuvent s'effectuer en ayant recours à des moyens techniques, sont semblables à celles qui ont cours dans les aéroports au Canada pour répondre aux normes de sécurité.

Les fouilles tendront à dissuader les terroristes ou d'autres personnes d'apporter des armes ou des explosifs dans une zone protégée ou d'en retirer des matières nucléaires de catégorie I, II ou III. Le règlement permet à l'exploitant d'effectuer des fouilles discrètes à l'aide d'équipement radiographique, d'un détecteur de métal ou d'un autre dispositif technique.

RÈGLEMENT SUR LE CONTRÔLE DE L'IMPORTATION ET DE L'EXPORTATION AUX FINS DE LA NON-PROLIFÉRATION NUCLÉAIRE

Le *Règlement sur le contrôle de l'importation et de l'exportation aux fins de la non-prolifération nucléaire* régit l'importation et l'exportation des substances nucléaires contrôlées, de l'équipement nucléaire contrôlé et des renseignements nucléaires contrôlés. Les substances nucléaires contrôlées, l'équipement

nucléaire contrôlé et les renseignements nucléaires contrôlés auxquels s'applique le règlement sont répertoriés dans l'annexe de ce règlement lui-même. Le nouveau règlement augmente le nombre d'articles pour lesquels un permis d'importation est exigé; le Canada sera ainsi mieux placé pour respecter ses obligations internationales en matière de contrôle de l'équipement nucléaire. Le Canada importe peu d'équipement de ce genre, et la plupart des entreprises qui importent de tels articles possèdent actuellement des permis d'importation pour d'autres motifs; ainsi, l'effet général de l'ajout d'articles à cette liste n'est pas considéré comme important.

RÈGLEMENT SUR LES MINES ET LES USINES DE CONCENTRATION D'URANIUM

Le *Règlement sur les mines et les usines de concentration d'uranium* reprend principalement les exigences énoncées dans le *Règlement sur les mines d'uranium et de thorium* et les conditions qui étaient alors rattachées à la délivrance de permis. Le secteur minier a exprimé ses préoccupations quant au fait que certaines données – le rapport préliminaire d'analyse de sûreté, par xemple – seront dorénavant exigées lors des premiers stades de l'existence d'une mine ou d'une usine de concentration. La CCSN juge, pour sa part, que ces données sont nécessaires dès le début pour veiller à ce que la mine ou l'usine de concentration soit en mesure de satisfaire aux exigences réglementaires lorsqu'elle sera en exploitation.

RÈGLEMENT SUR LES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES ET L'ÉQUIPEMENT RÉGLEMENTÉ DE CATÉGORIE II

Le *Règlement sur les installations nucléaires et l'équipement réglementé de catégorie II* prévoit les exigences pour les installations nucléaires dont le seuil de risque est inférieur à celui des installations de catégorie I. Il s'agit notamment des accélérateurs à basse énergie, des irradiateurs et des appareils de radiothérapie. Ce règlement introduit de nouvelles exigences en matière de permis d'entretien et de verrouillage des commandes des salles de traitement.

ANNEXE 7.2
Documents de consultation et documents, guides, politiques et normes d'application de la réglementation de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN)

La politique d'application de la réglementation P-119, *Politique sur les facteurs humains*, fait état de la façon dont la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) tient compte des facteurs humains dans ses activités de délivrance de permis, de vérification de la conformité et d'élaboration de normes. La CCSN est consciente que les facteurs humains ont une incidence sur le rendement des installations et des activités qu'elle réglemente. On entend par « facteurs humains » les facteurs qui ont une incidence sur l'efficacité humaine en ce qui a trait à la sûreté d'une installation ou d'une activité nucléaire à toutes les étapes, notamment la conception, la construction, la mise en service, l'exploitation, la maintenance ou l'entretien et le déclassement.

La politique d'application de la réglementation P-223, *Protection de l'environnement*, fait état des principes et facteurs qui guident la CCSN 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.

La politique d'application de la réglementation P-242, *Examen des coûts et des avantages*, fait état de la façon dont la CCSN tient compte des renseignements sur les coûts et les avantages dans certains de ses processus décisionnels. Il s'agit d'une politique portant sur le processus décisionnel qui s'applique aux permis et aux ordres aux termes de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (*LSRN*). Elle guide le personnel de la CCSN et oriente les demandeurs et les titulaires de permis, les personnes nommées ou visées par des ordres et les autres participants éventuels aux processus décisionnels.

Le guide d'application de la réglementation G-129, *Lignes directrices pour satisfaire à l'exigence de maintenir les expositions au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre*, renferme des lignes directrices destinées à aider les titulaires de permis à se conformer aux dispositions réglementaires de la CCSN qui exigent de maintenir les doses de rayonnement aux travailleurs et aux membres du public au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA), compte tenu des facteurs sociaux et économiques. Le document donne des conseils sur le genre de mesures nécessaires pour réduire au minimum les expositions. On y souligne l'importance d'un engagement explicite de la part de la haute direction eu égard à l'objectif de limiter les expositions au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre, la nécessité de mettre en œuvre des programmes appropriés pour atteindre cet objectif et l'importance d'examiner périodiquement les tâches pour s'assurer que les risques d'exposition sont bien limités.

Le guide d'application de la réglementation G-149, *Les programmes informatiques utilisés lors de la conception et des analyses de sûreté des centrales nucléaires et des réacteurs de recherche*, fournit des orientations aux titulaires de permis qui sont appelés à concevoir et à utiliser des programmes informatiques utilisés aux fins de la conception et de l'analyse de sûreté des centrales nucléaires et des réacteurs de recherche, et qui doivent en assurer la maintenance. Il vise à faire en sorte que l'on puisse avoir un haut degré de confiance tant dans ces programmes eux-mêmes que dans les résultats obtenus lors de leur mise en

application. Il est destiné aux titulaires de permis qui utilisent des programmes informatiques créés pour la conception ou le soutien à la conception des centrales nucléaires et des réacteurs de recherche et pour l'analyse des transitoires, d'incidents ou d'accidents. Il ne s'applique pas aux logiciels des systèmes de commande.

Le guide d'application de la réglementation G-206, *Les garanties financières pour le déclassement des activités autorisées*, fournit des lignes directrices concernant la mise en place et le maintien des mesures de financement applicables au déclassement des activités autorisées par la CCSN. Il renferme des renseignements qui intéresseront quiconque a contracté ou prévoit contracter des obligations liées au déclassement des activités autorisées par la CCSN. Les permis délivrés par la CCSN peuvent comporter des conditions relativement à la présentation obligatoire de plans de déclassement et des garanties financières qui y sont associées.

Le guide d'application de la réglementation G-219, *Les plans de déclassement des activités autorisées*, fournit des lignes directrices concernant la préparation de plans de déclassement applicables aux activités autorisées par la CCSN. Il renferme des renseignements qui intéresseront quiconque a contracté ou prévoit contracter des obligations liées au déclassement des activités autorisées par la CCSN. Il présente aussi la base de calcul des garanties financières décrites dans le guide d'application de la réglementation G-206. Il fait également état des principaux éléments génériques de la structure et du contenu de l'avant-projet et du plan de déclassement détaillé, en mettant l'accent sur les facteurs qui aideront à établir un plan de travail approprié, ainsi que sur le degré de détail et la flexibilité de ce plan. Les élément clés de l'avant-projet et du plan détaillé y sont enfin exposés.

Le guide d'application de la réglementation G-228, *Élaboration et utilisation des seuils d'intervention*, a pour but d'aider les demandeurs de permis de la CCSN à élaborer 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*. Ce document s'applique à toute demande de permis de la CCSN autre qu'une demande de permis d'abandon. Il fait état de la façon dont un demandeur de permis peut élaborer des seuils d'intervention pour pourvoir à la radioprotection des travailleurs et des membres du public dans la conduite des activités autorisées par la CCSN.

Le document de consultation C-98, *Fiabilité des systèmes importants pour la sûreté des installations de réacteur nucléaire* (Rév. 1, juin 1998), a pour but d'assurer que les systèmes de la centrale nucléaire importants du point de vue de la sûreté sont en mesure de remplir leur fonction sur demande, conformément aux critères de conception, de rendement et de sûreté pertinents, y compris les objectifs probabilistes de sûreté de la centrale et les exigences énoncées dans le permis d'exploitation délivré par la CCSN.

La norme d'application de la réglementation S-106, *Normes techniques et d'assurance de la qualité des services de dosimétrie au Canada*, vise à fournir aux demandeurs ou aux titulaires de permis, ainsi qu'aux propriétaires de matériel à rayons X, un cadre qui leur permettra de définir des méthodes de mesure des doses et des expositions qui conviendront aux autorités réglementaires (la CCSN ou l'organisme provincial pertinent). Il traite des méthodes visant à assurer la précision de la mesure et de l'attribution des doses ou des expositions. De plus, il précise les normes techniques des services de dosimétrie et du programme d'assurance de la qualité qui, lorsque mises en œuvre, permettront d'établir que ces normes ont effectivement été atteintes et maintenues. Pour garantir que l'on disposera, lors de la mise en œuvre de ce processus de détermination, de toutes les indications pouvant raisonnablement être recueillies, ce document fait état des exigences à respecter en matière de consignation et de déclaration des données de contrôle.

Le document de consultation C-091, *Contrôle et enregistrement des doses de rayonnement aux personnes* (Rév. 1, mars 2001; mise à jour du document R-91), fait état des méthodes pouvant être utilisées par les titulaires de permis de la CCSN lorsqu'il s'agit de contrôler et d'enregistrer les expositions et les

doses en vertu de la *LSRN* et de ses règlements d'application. Il traite des exigences connexes, y compris des obligations du titulaire de permis d'avoir recours à des services de dosimétrie autorisés et de communiquer aux travailleurs des renseignements sur les doses.

Le document de consultation C-099, *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires* (Rév. 1, septembre 1999; mise à jour du document R-99), fait état des rapports qui doivent être présentés par les exploitants de centrales nucléaires, conformément aux conditions rattachées au permis d'exploitation. Fondée sur les articles applicables de la *LSRN* et les renseignements contenus dans le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, l'information présentée dans ce document précise entre autres la fréquence de présentation des rapports et les exigences relatives à leur contenu. Ce document, publié pour obtenir des observations, vise à remplacer le document R-99 (janvier 1995), *Centrales nucléaires en exploitation : Rapports à soumettre à la CCEA*.

Le document de consultation C-118, *Rapport entre les limites de doses du public et les niveaux de rejets établis des installations nucléaires*, clarifie le rapport existant entre les limites de dose pour les membres du public et les niveaux de rejets autorisés en mode d'exploitation normale pour les installations visées par un permis. Il précise que l'établissement des niveaux de rejets autorisés devrait être conforme au principe ALARA et que ces niveaux devraient être exprimés en tant que taux d'effluents ou débits de dose et non comme une fraction arbitraire de la limite de rejet dérivée.

Le document de consultation C-138, *Logiciels de systèmes de protection et de contrôle*, établit ce qui constitue une description appropriée des logiciels utilisés dans les systèmes de protection, de commande et de contrôle, et ce qui constitue une démonstration appropriée de la pertinence de la conception d'un logiciel. Ce document n'est pas une norme mais un guide destiné à aider les employés de la CCSN à évaluer des logiciels, et les demandeurs ou titulaires de permis à préparer leurs documents devant être présentés à la CCSN.

Le document de consultation C-144, *Critères d'acceptation des paramètres de déclenchement aux fins de l'analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU*, fait état des critères à respecter pour satisfaire à certaines exigences ayant trait à l'acceptabilité des paramètres de déclenchement utilisés dans les centrales nucléaires pour prévenir les défaillances de combustible nucléaire et toute rupture consécutive d'un tube de force (enveloppe de pression). Ces critères s'appliquent aux grappes de combustible pour lesquelles on dispose de données expérimentales pertinentes et appropriées portant sur le transfert thermique et la déformation du combustible postérieurs à l'assèchement.

Le document de consultation C-204, *Accréditation des personnes qui travaillent dans des centrales nucléaires*, fait état des qualifications, de la formation, des examens et des accréditations nécessaires pour les personnes qui souhaitent occuper un poste mentionné dans une clause ou condition rattachée au permis d'exploitation du titulaire de permis. En outre, ce document expose les obligations du titulaire de permis eu égard à l'accréditation des personnes et à son devoir de veiller à ce que seules des personnes compétentes exploitent la centrale ou en surveillent l'exploitation.

Le document de consultation C-205, *Contrôle de l'accès aux zones protégées et aux zones intérieures des installations nucléaires*, donne des informations sur la manière de se conformer aux exigences du *Règlement sur la sécurité nucléaire* visant la sécurité aux installations nucléaires, en mettant plus particulièrement l'accent sur l'accès aux zones protégées et aux zones intérieures. Y sont énoncées les exigences réglementaires relatives au contrôle de l'accès aux zones protégées et intérieures des installations nucléaires, les attentes de la CCSN à l'égard des titulaires de permis en ce qui a trait au contrôle de l'accès à ces zones et les pratiques recommandées pour assurer efficacement la sécurité de ces zones.

Le document de consultation C-208, *Sécurité de transport des matières nucléaires de catégorie I, II et III*, présente les renseignements que doit contenir le plan de sécurité du transport, défini dans le *Règlement sur*

la sécurité nucléaire, et décrit les moyens que la CCSN considère comme efficaces pour répondre aux exigences de transport. Le plan doit être soumis au moment de la présentation d'une demande de permis de transport de matières nucléaires de catégorie I, II ou III à l'extérieur de la zone autorisée pour ces matières.

Le document de consultation C-225, *Planification d'urgence dans les installations nucléaires de catégorie I et dans les mines et usines de concentration d'uranium,* est destiné aux demandeurs d'un permis d'exploitation d'une installation nucléaire de catégorie I, aux demandeurs d'un permis visant une mine d'uranium ou une usine de concentration d'uranium et au personnel de la CCSN chargé d'évaluer les mesures d'urgence proposées ou déjà en place. Y sont décrits et examinés les éléments de la préparation et de l'intervention en cas d'urgence nucléaire qui feront généralement partie de l'élaboration d'un plan visant à éviter ou à atténuer les incidences de rejets accidentels dans ces installations.

Le document de consultation C-273, *Prise, révision et destination des ordres aux termes de la* Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires, fait état des rôles et des responsabilités des inspecteurs et des fonctionnaires désignés chargés de prendre et de réviser des ordres aux termes de la *LSRN,* ainsi que des mesures nécessaires pour exercer ces activités. Il fournit également des renseignements aux personnes assujetties aux ordres relativement à leurs droits et leurs responsabilités, ainsi que de l'information sur les mesures nécessaires pour donner suite à un ordre.

Le document de consultation C-274, *Préparation du rapport de sécurité devant accompagner la demande de permis,* fait état des méthodes pouvant être utilisées par les titulaires de permis de la CCSN pour préparer et soumettre les documents requis pour répondre aux exigences de sécurité établies en vertu de la *LSRN* et de ses règlements d'application. Il est destiné à aider les titulaires et les demandeurs de permis dans la préparation du rapport de sûreté qui doit accompagner toute demande de permis ou de renouvellement de permis de la CCSN. Ce document s'applique aux titulaires ou demandeurs de permis pour les installations comportant des matières nucléaires des catégories I et II ou dotées d'un réacteur nucléaire dont la puissance thermique en service peut dépasser 10 MW.

Le document de consultation C-276, *Plan de programme d'ingénierie des facteurs humains,* vise à aider les titulaires et les demandeurs de permis à préparer un plan de programme d'ingénierie des facteurs humains qui incorporera de façon appropriée les éléments liés aux facteurs humains dans les activités exigeant un permis de la CCSN. Il présente les éléments techniques que peut comprendre le plan, lequel doit tenir compte de la complexité de l'activité autorisée, du risque qui y est associé et de ses incidences éventuelles sur la santé et la sécurité des personnes et sur l'environnement.

Le document de consultation C-278, *Plan de vérification et de validation des facteurs humains,* est destiné à aider les titulaires et les demandeurs de permis à préparer un plan de vérification et de validation des facteurs humains approprié. Ce plan vise à établir que les éléments liés aux facteurs humains d'une activité ou d'un projet exigeant un permis de la CCSN ont été traités de façon appropriée. Le document de consultation fait état des éléments qui permettent d'élaborer un plan de vérification et de validation des facteurs humains approprié pour les activités exigeant un permis de la CCSN.

Le document d'application de la réglementation R-91, *Contrôle et enregistrement des doses individuelles,* énonce les conditions auxquelles doit satisfaire le contrôle des personnes qui reçoivent, ou risquent de recevoir, des doses ou expositions importantes de rayonnement. Il définit tant le contrôle individuel que le contrôle non individuel et il indique la marche à suivre pour enregistrer la dose reçue par chaque personne, conformément à l'un ou l'autre de ces deux systèmes de contrôle. Il expose également un énoncé de principes concernant les techniques de contrôle individuel utilisées par les titulaires de permis.

Le document d'application de la réglementation R-100, *Détermination de la dose effective due à l'incorporation d'eau tritiée,* fait état d'une décision prise par la CCSN afin d'améliorer la détermination

des doses efficaces dues à l'incorporation d'eau tritiée conformément aux recommandations formulées dans un rapport publié par le Groupe de travail fédéral-provincial sur les critères relatifs aux essais biologiques. Ce rapport, *Critères relatifs aux essais biologiques 2 : critères d'essais biologiques du tritium*, recommande que l'on procède à une estimation fine de la concentration de tritium dans les tissus mous, déterminée à l'aide d'une analyse d'urine.

Le document d'application de la réglementation R-105, *Détermination des doses de rayonnement dues à l'incorporation de tritium à l'état gazeux*, fait état des exigences auxquelles doivent satisfaire les titulaires de permis de la CCSN en matière de contrôle des doses de rayonnement dues à l'incorporation de tritium à l'état gazeux. Il expose les facteurs dont doit tenir compte le calcul de l'équivalent de dose effectif tant dans le cas de la dose aux tissus mous que dans celui de la dose aux poumons.

Le document d'application de la réglementation R-117, *Normes d'étalonnage des gammamètres*, fait état des exigences minimales relatives à l'étalonnage des gammamètres portatifs à l'aide d'un faisceau de rayonnement provenant d'une source d'étalonnage connue. Il explique les responsabilités du titulaire de permis qui procède lui-même à l'étalonnage de ses gammamètres ou qui en confie l'étalonnage à un organisme agréé. Le document énonce en outre les exigences en matière de tenue de registres et fournit des exemples de documents à l'appui.

Les documents suivants ont été présentés dans la section 7.2 :

- R-7 *Les normes des systèmes de confinement des centrales nucléaires CANDU*;
- R-8 *Les normes des systèmes d'arrêt d'urgence des centrales nucléaires CANDU*;
- R-9 *Les normes des systèmes de refroidissement d'urgence du cœur des centrales nucléaires CANDU*;
- R-10 *L'utilisation de deux systèmes d'arrêt des réacteurs*;
- 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*;
- C-6 *Analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU*;
- C-006 *Analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU* (Rév. 1, septembre 1999).

ANNEXE 7.3
Acceptation de l'emplacement, autorisation de construire et mise en service des réacteurs nucléaires de puissance

ACCEPTATION DE L'EMPLACEMENT

À ce stade, la CCSN doit avoir l'assurance qu'il est possible de concevoir, de construire et d'exploiter l'installation à l'emplacement proposé et d'y respecter toutes les exigences en matière de sûreté et de protection de l'environnement.

La CCSN n'acceptera un emplacement ou ne délivrera un permis de préparation de l'emplacement tant qu'une évaluation environnementale n'aura pas été effectuée conformément à la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale*. Si l'évaluation environnementale donne à penser qu'il faudrait pousser les recherches plus loin ou si les préoccupations exprimées par le public à propos du projet le justifient, l'autorité responsable en saisit le ministre de l'Environnement, qui renvoie le projet en médiation ou à un examen par voie d'audience. Dans le cas d'une étude approfondie, le ministre détermine si le projet peut être renvoyé à l'autorité responsable pour que des mesures soient prises ou si des recherches plus poussées s'imposent.

La CCSN devra également être convaincue que l'emplacement respecte toutes les exigences de sûreté. Les caractéristiques de l'emplacement influent de deux façons sur la sûreté :

- elles peuvent influer sur les répercussions des rejets de substances radioactives sur la population avoisinante en modifiant la dilution prévue des rejets et en agissant sur la concentration éventuelle des substances radioactives dans la chaîne alimentaire;
- elles définissent le niveau de risque associé à des événements externes qui peuvent influer sur la sûreté de l'exploitation de la centrale – secousses sismiques, tornades, inondations, accidents industriels ou accidents de transport qui pourraient causer des explosions, projectiles ou rejets de gaz toxiques à proximité de la centrale.

Avant d'approuver un emplacement proposé, la CCSN exige du demandeur qu'il soumette un rapport d'évaluation de l'emplacement comprenant une description du plan de la centrale ainsi que des données sur les caractéristiques de l'emplacement qui peuvent revêtir une importance particulière à l'égard de la sûreté. Les données à fournir doivent porter notamment sur:

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

Au cours de cette étape, la CCSN exige que le demandeur annonce publiquement son intention de construire l'installation et de tenir des séances d'information pour permettre à la population de faire connaître ses vues et d'interroger les responsables du projet.

Bien qu'un emplacement donné puisse présenter certaines caractéristiques défavorables, comme une densité démographique anormalement élevée ou un risque de secousse sismique plus élevé que la moyenne, on ne peut en conclure pour autant qu'il est inacceptable. En fait, il peut être acceptable si la conception de la centrale répond à des critères appropriés. Ainsi, la CCSN ne s'était pas opposée au choix de l'emplacement proposé pour la centrale de Darlington malgré la proximité d'une ligne de chemin de fer car le promoteur du projet avait, lors de la conception de la centrale, tenu compte des effets d'accidents ferroviaires concevables.

Le principal objectif de la CCSN lorsqu'elle est appelée à approuver un emplacement consiste à veiller à ce que les caractéristiques de l'emplacement qui sont importantes à l'égard de la sûreté de la centrale soient bien connues et que le demandeur sache qu'il devra en tenir compte au moment de la conception.

AUTORISATION DE CONSTRUIRE

Avant d'accorder l'autorisation de construire une centrale, la CCSN doit avoir l'assurance que la conception de l'établissement nucléaire permettra de respecter ses exigences de sûreté et que l'établissement sera construit selon des normes de qualité appropriées. Les plans doivent donc être assez avancés pour qu'on puisse effectuer des analyses de sûreté et en évaluer les résultats.

La première étape consiste à déterminer les événements déclencheurs et les combinaisons d'incidents qui contraignent le plus les systèmes de sûreté. En général, la bonne marche de cette activité repose sur le jugement, sur une bonne connaissance des analyses antérieures et sur des études de délimitation spécifiques. Les événements déclencheurs choisis sont alors examinés de façon détaillée. Les résultats de ces analyses servent à définir les critères qui devront présider à la conception des systèmes de sûreté.

Au nombre des principaux éléments requis pour obtenir un permis de construction, figurent :

- une description de la conception proposée pour l'installation nucléaire, et notamment des dispositions prises pour qu'elle tienne compte des caractéristiques physiques et environnementales de l'emplacement;
- une description des caractéristiques environnementales de base de l'emplacement et des environs;
- le programme de construction proposé et le calendrier des travaux y afférent;
- une description des ouvrages à construire pour l'installation nucléaire, ainsi que de leur conception et de leurs caractéristiques de conception;
- une description des systèmes et de l'équipement dont on se propose de doter l'installation nucléaire, ainsi que de leur conception et de leurs conditions nominales d'exploitation;
- un rapport préliminaire d'analyse de sûreté qui renferme des données tirées du rapport d'évaluation de l'emplacement, une description de la conception de référence, y compris les principaux dispositifs de sûreté de la centrale, ainsi que des analyses préliminaires qui font ressortir le degré d'efficacité des dispositifs de sûreté proposés;
- les analyses de fiabilité des systèmes spéciaux de sûreté et des autres systèmes qui jouent un rôle important à l'égard de la sûreté;
- un programme complet de mise en service;
- les plans préliminaires d'exploitation;
- le plan conceptuel de déclassement de la centrale;
- une description du programme d'assurance de la qualité (AQ) pour l'ensemble du projet ainsi que des programmes d'AQ relatifs à la conception, aux approvisionnements, à la fabrication, à la construction et l'installation et à la mise en service;
- une description des mesures proposées pour mieux faire en sorte que le Canada puisse se conformer aux dispositions de tout accord relatif aux garanties pertinent;

- une description des incidences éventuelles sur l'environnement, ainsi que sur la santé et la sécurité des personnes, de la construction, de l'exploitation et du déclassement de l'installation nucléaire, de même que des mesures qui seront prises pour éviter ou atténuer de telles incidences;
- la localisation proposée des points de rejet, accompagnée d'une description des quantités et concentrations maximales proposées, ainsi que du volume et du débit d'écoulement prévus de rejets de substances dangereuses, radioactives ou non, dans l'environnement, y compris leurs caractéristiques physiques, chimiques et radiologiques;
- une description des mesures proposées pour limiter les rejets de substances dangereuses, radioactives ou non, dans l'environnement;
- le programme et le calendrier proposés de recrutement, de formation et de qualification des travailleurs pour ce qui concerne l'exploitation et la maintenance de l'installation nucléaire;
- une description de tout simulateur de formation en vraie grandeur prévu pour l'installation nucléaire.

La construction de la centrale ne sera autorisée que lorsque les analyses de la conception et des systèmes de sûreté auront progressé à un point tel que, de l'avis de la CCSN, aucune modification technique majeure ne sera requise après la délivrance du permis de construction. Pour ce qui concerne les systèmes dont la conception n'a pas encore été effectuée, l'accent est mis sur la formulation des principales exigences de sûreté.

La CCSN passe en revue l'analyse des accidents concevables qui aident à définir les principales exigences visant les dispositifs de sûreté de la centrale. À l'étape du permis de construction, la CCSN exige des analyses détaillées d'un nombre suffisant d'accidents concevables pour garantir que toutes les principales exigences de sûreté ont été définies et pour montrer que les limites de dose de référence peuvent être respectées.

Le demandeur doit tout particulièrement être en mesure de montrer que les normes relatives aux systèmes spéciaux de sûreté (systèmes d'arrêt d'urgence, système de refroidissement d'urgence du cœur et enceinte de confinement) seront respectées quelles que soient les conditions d'exploitation, tant normales qu'anormales. Ces normes sont définies dans les documents d'application de la réglementation R-7, R-8 et R-9. En termes concrets, cela signifie que le demandeur doit considérer les effets de la plupart, sinon de la totalité, des accidents concevables cités dans le document de consultation C-6. Il peut, dans certaines circonstances, expliquer les facteurs qui donnent à penser qu'il n'est pas nécessaire d'analyser de façon détaillée un genre donné d'incident avant que le permis de construction soit approuvé – par exemple, si l'analyse des autres incidents pris en compte mène à des exigences plus strictes quant à la conception des systèmes de sûreté.

La CCSN étudie les données que renferment le rapport préliminaire d'analyse de sûreté et les documents à l'appui. Cet examen se concentre sur des éléments qui jouent un rôle particulièrement important en matière de sûreté, et vise à confirmer que le niveau de sûreté est approprié pour accorder l'autorisation de construire. Lorsqu'elle porte ce jugement, la CCSN se fonde sur l'expérience acquise lors des examens antérieurs de demandes de permis. La CCSN tient également compte de toute caractéristique de conception inusitée ou nouvelle lorsqu'elle choisit les éléments qui devront faire l'objet d'une analyse détaillée.

En plus de se pencher sur les plans et l'analyse de sûreté que renferme la demande, la CCSN vérifie les progrès accomplis par le demandeur en vue de régler les questions demeurées en suspens lors de l'étape de l'acceptation de l'emplacement. Les conclusions et recommandations émanant de tous ces examens effectués par le personnel sont étayées dans des rapports présentés à la Commission, à laquelle revient la décision finale en ce qui concerne l'autorisation de construire.

Au cours de la construction de la centrale, la CCSN effectue périodiquement des audits relativement aux activités qui se révèlent importantes à l'égard de la sûreté. Ces audits ont avant tout pour but de confirmer que le titulaire de permis respecte bien les normes et procédures d'AQ formulées dans sa demande. Ces audits se concentrent principalement sur des éléments comme le circuit caloporteur primaire et les systèmes spéciaux de sûreté, lesquels sont conçus pour prévenir les accidents graves ou en atténuer les effets.

L'intérêt particulier accordé à ces systèmes tient à leur importance pour l'application de la notion de la défense en profondeur. Les résultats des audits sont consignés dans les rapports d'évaluation de la CCSN, qui dispose d'un système documentaire officiel permettant d'assurer le suivi des mesures prises par le titulaire de permis et de l'issue finale des directives et interventions découlant de ces audits.

MISE EN SERVICE

La CCSN ne juge pas nécessaire de participer à toutes les facettes du programme de mise en service du titulaire de permis. Elle s'en remet plutôt au processus d'examen interne de ce dernier, lequel découle du plan d'AQ visant la mise en service. La participation directe de la CCSN à la mise en service se limite à quelques essais qui sont considérés comme particulièrement importants du point de vue de la sûreté. De plus amples renseignements sur le processus de mise en service sont fournis dans l'article 19.

ANNEXE 7.4
Liste des descriptions de programmes devant être fournies à l'appui d'une demande de permis d'exploitation 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 classiques)
- Programme de protection de l'environnement
- Programme de planification des mesures 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 de garanties
- Programme relatif à l'analyse de sûreté et aux rapports connexes
- Programme de sécurité matérielle
- 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

ANNEXE 7.5
Modèle de permis d'exploitation de réacteur nucléaire de puissance

Permis d'exploitation d'un réacteur nucléaire de puissance
Centrale nucléaire de Gentilly-2*

Les mots et expressions utilisés dans le présent permis sont équivalents à ceux de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, sauf s'ils sont expliqués dans le texte.

I) NUMÉRO DU PERMIS : PERP 10.01/2002

II) TITULAIRE DE PERMIS : Conformément aux articles 24 et 37 de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, le présent permis est délivré à :

Hydro-Québec
75 ouest, boul. René-Lévesque
Montréal QC
H2A 1A4

III) DURÉE DU PERMIS : Le présent permis est en vigueur du 1er novembre 2000 au 31 décembre 2002, sauf s'il est suspendu, modifié, annulé ou remplacé.

IV) ACTIVITÉS VISÉES PAR LE PERMIS :

Le présent permis autorise le titulaire de permis à exercer les activités suivantes :

(i) exploiter la centrale nucléaire de Gentilly-2 (ci-après « l'installation nucléaire ») comme décrite dans les documents énumérés dans la Partie II de l'annexe A [du permis], à l'emplacement situé sur la rive sud du fleuve Saint-Laurent dans la province de Québec, et décrite dans la Partie I de l'annexe A ci-jointe;

(ii) posséder, transférer, utiliser, emballer, gérer et stocker des substances nucléaires autres que les sources scellées et non scellées et les dispositifs approuvés qui contiennent des substances prescrites, qui sont nécessaires ou liées aux activités visées à l'alinéa (i) ci-dessus ou qui en découlent;

(iii) posséder et utiliser l'équipement et les renseignements réglementés nécessaires ou liés aux activités visées à l'alinéa (i) ci-dessus ou qui en découlent.

---

* Adaptation qui reprend essentiellement le texte d'origine du permis mais dont la terminologie a parfois dû être modifiée pour correspondre aux mots et expressions, techniques surtout, utilisés dans l'ensemble du présent rapport. Les ajouts sont placés entre crochets ([]).

V) CONDITIONS :

1. Généralités

1.1 Le contenu des annexes jointes au présent permis font partie intégrante du permis.

1.2 À moins d'indication contraire dans le présent permis, le titulaire de permis peut effectuer des changements aux documents énumérés ou référés dans la Partie III de l'annexe A [du permis], pourvu que les changements soient faits conformément aux procédures de contrôle des modifications du titulaire.

1.3 À moins d'indication contraire dans le présent permis, l'exploitation de l'installation est assujettie ou conforme aux documents énumérés dans la Partie III de l'annexe A [du permis], ou à leurs versions révisées conformément à la condition 1.2.

1.4 À moins d'indication contraire dans le présent permis, le titulaire de permis ne doit apporter aucun changement aux documents énumérés dans l'annexe B [du permis], sauf avec l'autorisation écrite préalable de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (ci-après la « Commission ») ou d'une personne autorisée par la Commission.

La modification du permis n'est pas nécessaire avant la mise en application, par le titulaire de permis, d'un changement proposé à un document énuméré dans l'annexe B [du permis] et approuvé par écrit par la Commission ou par une personne autorisée par la Commission. Toute modification approuvée est réputée faire partie intégrante du permis.

1.5 Le titulaire de permis ne doit apporter aucun changement à la propriété, à la possession ou à l'utilisation des terrains situés dans la zone d'exclusion (c'est-à-dire tout terrain situé à l'intérieur de la limite de 914 m entourant le bâtiment du réacteur) et décrits dans le Rapport de sûreté, énuméré dans l'annexe A [du permis], sans l'autorisation écrite préalable de la Commission ou d'une personne autorisée par la Commission.

1.6 Le titulaire de permis doit présenter des rapports conformément au texte de réglementation R-99 intitulé « Centrales nucléaires en exploitation : Rapports à soumettre à la CCEA », énuméré dans l'annexe C [du permis].

1.7 Le titulaire de permis doit fournir, dans l'installation nucléaire visée par le présent permis et sans frais pour la Commission, un local à bureau pour les employés de la Commission qui habituellement exécutent leurs fonctions à l'emplacement de l'installation nucléaire (agents de la Commission sur place). Le titulaire de permis doit maintenir les locaux à bureaux destinés aux agents de la Commission séparés du reste de l'immeuble par des murs, des cloisons ou par d'autres ouvrages convenables.

2. Effectif et organisation

2.1 Le titulaire de permis doit affecter le personnel et organiser l'installation nucléaire suivant le document intitulé « Partage des responsabilités à Direction Production thermique et nucléaire », énuméré dans l'annexe B [du permis].

Le titulaire de permis ne doit apporter aucune modification au texte des articles suivants du document, sauf avec l'autorisation écrite préalable de la Commission ou d'une personne autorisée par la Commission :

- 3.0 Organisation et partage des responsabilités de la direction Production thermique et nucléaire;
- 4.0 Organisation et partage des responsabilités des différents services.

2.2 Le titulaire de permis doit maintenir l'effectif de l'installation nucléaire, incluant le nombre minimum d'employés affectés à chaque équipe de quart de travail dans l'installation nucléaire, suivant le document intitulé « Équipe de quart minimum », énuméré dans l'annexe B [du permis].

Sauf avec l'autorisation écrite de la Commission ou d'une personne autorisée par la Commission, il doit y avoir en tout temps, dans l'installation nucléaire, au moins un opérateur de salle de commande et un chef de quart. Dans la salle de commande principale, il doit y avoir, en tout temps, au moins une personne compétente pour faire fonctionner les contrôles du réacteur et les systèmes du réacteur, laquelle personne est accréditée par la Commission ou par une personne autorisée par celle-ci, ou encore approuvée par écrit par la Commission ou par une personne autorisée par celle-ci. En tout temps, il doit y avoir une personne accréditée ou autorisée qui surveille activement les panneaux de contrôle dans la salle de commande principale du réacteur nucléaire.

La présente condition selon laquelle un nombre minimum d'employés doit être présent dans la salle de commande principale ne s'applique pas si une situation d'urgence, qui pourrait mettre en danger le personnel de la salle de commande principale, empêche leur présence, auquel cas le titulaire de permis arrête le réacteur de façon sûre et le place dans une condition sécuritaire.

2.3 Toute personne nommée par le titulaire de permis au poste de chef Radioprotection doit détenir une accréditation émise par la Commission ou par une personne autorisée par celle-ci, ou encore avoir été approuvée par écrit par la Commission ou par une personne autorisée par celle-ci.

Toute personne nommée à ce poste à la centrale nucléaire ne peut déléguer l'autorité ni les responsabilités de ce poste, conformément au document intitulé « Directives de santé et normes de radioprotection », énuméré dans l'annexe B [du permis], qu'à une autre personne qui détient l'accréditation émise par la Commission ou par une personne autorisée par celle-ci, ou encore avoir été approuvée par écrit par la Commission ou par une personne autorisée par celle-ci.

2.4 Toute personne nommée par le titulaire de permis au poste de chef de quart doit détenir une accréditation émise par la Commission ou par une personne autorisée par celle-ci, ou encore avoir une autorisation émise par la Commission ou par une personne autorisée par celle-ci.

2.5 Toute personne nommée par le titulaire de permis au poste d'opérateur de salle de commande doit détenir une accréditation émise par la Commission ou par une personne autorisée par celle-ci, ou encore avoir une autorisation émise par la Commission ou par une personne autorisée par celle-ci .

Lors d'une demande d'accréditation d'une personne pour occuper le poste d'opérateur de salle de commande, le titulaire de permis doit confirmer que la personne satisfait aux exigences spécifiées dans l'annexe D [du permis].

2.6 Le titulaire de permis doit s'assurer que les titulaires du poste mentionné au paragraphe 2.5 reçoivent la formation continue spécifiée dans l'annexe E [du permis].

2.7 Le titulaire de permis doit mettre sur pied et documenter les programmes de formation initiale et continue requis pour satisfaire aux exigences de formation mentionnées dans les annexes D et E [du permis]. Ces programmes doivent être conformes aux principes d'une approche systématique à la formation.

3. Exploitation

3.1 Le titulaire de permis doit exploiter l'installation nucléaire suivant les méthodes et procédures et pour les fins et dans les limites décrites dans le document intitulé « Ligne de conduite pour l'exploitation », énuméré dans l'annexe B [du permis].

3.2 Le titulaire de permis doit s'assurer que :

a) la puissance maximale de chacune des grappes de combustible nucléaire ne dépasse pas 935 kW;
b) en fonctionnement normal et stable, la puissance maximale de chacun des canaux de combustible ne dépasse pas 7 300 kW;
c) en fonctionnement normal et stable, la puissance thermique totale transmise par le combustible ne dépasse pas 2 156 MW.

3.3 Le titulaire de permis doit maintenir les seuils de déclenchement du système d'arrêt d'urgence n° 1 et du système d'arrêt d'urgence n° 2 suivant les valeurs approuvées par écrit par la Commission ou par une personne autorisée par la Commission.

3.4 Avant le 1er novembre 2001, le titulaire de permis doit établir et mettre en œuvre un programme d'assurance de la qualité qui est conforme aux normes ci-dessous de l'Association canadienne de normalisation (CSA), avec leurs modifications :

a) CAN/CSA-N286.0-92 : *Overall Quality Assurance Program Requirements for Nuclear Power Plants*;
b) CAN3-N286.1-84 : *Assurance de la qualité de l'approvisionnement des centrales nucléaires*;
c) CAN3-N286.2-86 : *Assurance de la qualité de la conception des centrales nucléaires*;
d) CAN3-N286.3-83 : *Assurance de la qualité de construction de centrales nucléaires*;
e) CAN/CSA-N286.4-M86 : *Assurance de la qualité de la mise en service des centrales nucléaires*;
f) N286.5-95 : *Assurance de la qualité de l'exploitation des centrales nucléaires*;
g) N286.7-99 : *Quality Assurance of Analytical, Scientific and Design Computer Programs for Nuclear Power Plants*.

3.5 Afin de limiter, pendant la durée de vie de l'installation nucléaire, le danger lié à la défaillance ou l'indisponibilité de tout système, structure ou composant dont le rendement peut avoir une incidence sur l'exploitation sûre et sécuritaire de l'installation nucléaire, le titulaire de permis doit établir, documenter et mettre en œuvre un programme d'entretien.

Le programme d'entretien doit comprendre notamment des essais et des inspections, et il doit être d'une telle qualité et être exécuté d'une telle façon que la fiabilité et l'efficacité de tout système, structure ou composant soient cohérentes avec les documents de conception et d'analyse énumérés dans la Partie III de l'annexe A [du permis].

Le titulaire de permis doit remettre ce programme à la Commission dans les six mois suivant l'entrée en vigueur du présent permis, sauf avec l'autorisation écrite contraire de la Commission ou d'une personne autorisée par la Commission.

3.6 Avant le 31 décembre 2002, le titulaire de permis doit effectuer un essai pour mesurer le taux de fuite du bâtiment du réacteur lorsque le bâtiment est soumis à la pression maximale de conception, sauf avec l'autorisation écrite contraire de la Commission ou d'une personne autorisée par la Commission.

3.7 Le titulaire de permis ne doit pas faire fonctionner le réacteur à une puissance supérieure à 2 % de sa pleine puissance avec moins de quatre pompes du circuit caloporteur primaire en marche, sauf avec l'autorisation écrite contraire de la Commission ou d'une personne autorisée par la Commission.

3.8 Le titulaire de permis ne doit pas faire fonctionner le réacteur à une puissance supérieure à 2 % de sa pleine puissance pour une période de plus de deux heures sans avoir un raccordement électrique entre l'installation nucléaire et le réseau électrique provincial, sauf avec l'autorisation écrite contraire de la Commission ou d'une personne autorisée par la Commission.

4. Modifications de conception et changement de mode d'exploitation

4.1 Le titulaire de permis ne doit apporter aucune modification au système d'arrêt d'urgence n° 1, au système d'arrêt d'urgence n° 2, au système de confinement, au système de refroidissement principal d'urgence ou aux systèmes connexes qui sont nécessaires au bon fonctionnement de ceux-ci, qui aurait pour effet de rendre inexactes les descriptions et les analyses contenues dans les documents énumérés dans la Partie III de l'annexe A [du permis], sauf avec l'autorisation écrite préalable de la Commission ou d'une personne autorisée par la Commission.

4.2 Le titulaire de permis ne doit apporter aucun changement à l'équipement ou à la marche à suivre qui pourrait entraîner des dangers ou des risques de nature différente ou d'importance ou de probabilité plus grande que ceux énoncés dans les documents énumérés dans la Partie III de l'annexe A [du permis], sauf avec l'autorisation écrite préalable de la Commission ou d'une personne autorisée par la Commission.

4.3 Le titulaire de permis doit obtenir, avant de charger dans le réacteur tout assemblage de combustible ou toute grappe de combustible, l'approbation de la Commission ou d'une personne autorisée par la Commission en ce qui concerne la conception de l'assemblage ou de la grappe, sauf avec l'autorisation écrite de la Commission ou d'une personne autorisée par la Commission.

5. Enveloppes de pression

Aux fins des conditions suivantes, les termes « enregistré », « accepté » et « approbation » se rapportent à une mesure prise par la Commission ou par une personne autorisée par la Commission.

5.1 Le titulaire de permis doit concevoir, manufacturer, fabriquer, construire, approvisionner, installer, modifier, réparer, mettre à l'essai, examiner, inspecter ou soumettre à toute autre opération les appareils, chaudières, systèmes, tuyauteries, accessoires, pièces, composants et supports en se conformant aux exigences techniques des normes N285.0-95 et B51-95 de la CSA. En application de ces normes, le titulaire de permis doit obtenir les autorisations réglementaires pour les éléments suivants :

a) conceptions enregistrées;
b) rapports acceptés de protection contre les surpressions;
c) approbation des normes applicables et classification de codes;
d) procédures enregistrées de soudage et de brasage;
e) personnel qualifié : soudeurs, opérateurs de soudeuse, soudeurs par brasage et préposés aux examens;
f) programmes acceptés d'assurance de la qualité, pas plus tard que le 31 décembre 2001;
g) plans et procédures acceptés.

5.2 Le titulaire de permis doit exploiter et entretenir les appareils, chaudières, systèmes, tuyauteries, accessoires, pièces, composants et supports de façon sécuritaire. Le titulaire de permis doit :

a) suivre les plans et procédures acceptés pour mettre à l'essai, entretenir, ou modifier les dispositifs de protection contre les surpressions;
b) se conformer aux limites de fonctionnement fixées dans les certificats, les directives, les plans, les rapports de protection contre les surpressions ainsi qu'aux normes et codes pertinents;
c) procéder à l'inspection et effectuer la surveillance du matériel conformément aux exigences techniques des normes N285.4-94 et N285.5-M90 de la CSA, ainsi qu'aux calendriers, plans et méthodes approuvés;
d) faire inspecter et certifier par un inspecteur autorisé, en respectant le calendrier accepté, toute chaudière ou appareil certifié qui est utilisé;
e) veiller à ce que les appareils, chaudières, systèmes, tuyauteries, accessoires, pièces, composants et supports soient identifiés comme prescrit par les normes pertinentes.

5.3 Le titulaire de permis doit conserver dans des dossiers les autorisations réglementaires et les autres documents exigés en application des conditions 5.1 et 5.2 et des normes pertinentes sur le travail ou l'équipement.

5.4 En plus de respecter les exigences relatives aux rapports, conformément au texte de réglementation R-99, le titulaire de permis doit soumettre sans tarder un rapport à la Commission lorsqu'il prend connaissance de toute défaillance d'une enveloppe de pression ayant causé une blessure, un décès ou des dommages à la propriété.

6. Protection contre les incendies

6.1 Le titulaire de permis doit concevoir, construire et modifier les installations réglementées et y effectuer les travaux conformément au *Code national du bâtiment 1995*, à la norme N293-95 de la CSA et aux annexes A à D inclusivement de la norme N293-95, avec leurs modifications.

6.2 Le titulaire de permis doit exploiter, entretenir, tester et inspecter les installations réglementées conformément au *Code national de prévention des incendies 1995*, à la norme N293-95 de la CSA et aux annexes A à E inclusivement de la norme N293-95, avec leurs modifications.

6.3 Le titulaire de permis doit soumettre tout projet de modification permanente aux installations pouvant avoir des incidences sur la protection contre les incendies, avant sa mise en œuvre, à l'examen d'une tierce partie qui vérifiera si ce projet respecte le paragraphe 6.1 et les normes qui y figurent. L'examen doit être effectué par au moins un organisme de l'extérieur indépendant qui possède une compétence technique particulière en cette matière et il doit être soumis, par le titulaire, à la Commission ou à une personne autorisée par la Commission.

6.4 Le titulaire de permis doit faire examiner chaque année, par au moins un organisme de l'extérieur indépendant qui possède une compétence technique particulière en cette matière, sa conformité avec :

(i) les exigences du *Code national de prévention des incendies* en matière d'inspection, avec leurs modifications;
(ii) les exigences de la norme N293-95 de la CSA, annexe E, en matière d'inspection et de vérification, avec leurs modifications.

6.5 Toute contradiction entre une exigence en matière de sûreté nucléaire et le *Code national du bâtiment* ou le *Code national de prévention des incendies* doit être soumise à la gouverne de la Commission ou d'une personne autorisée par la Commission.

7. Qualification environnementale

7.1 Avant le 30 juin 2004, le titulaire de permis doit établir que les systèmes spéciaux de sûreté, ainsi que leurs systèmes de soutien, l'équipement, les composants, les barrières de protection et les ouvrages dans l'installation nucléaire peuvent remplir leur rôle en matière de sûreté dans les conditions environnementales définies dans l'accident de dimensionnement de l'installation nucléaire.

8. Protection de l'environnement et radioprotection

8.1 Le titulaire de permis doit exploiter l'installation nucléaire suivant les méthodes et procédures, pour les fins et dans les limites décrites dans le document intitulé « Directives de santé et normes de radioprotection », énuméré dans l'annexe B [du permis].

8.2 Le titulaire de permis doit avoir un plan d'urgence radiologique pour l'installation nucléaire qui est conforme au document intitulé « Plan des mesures d'urgence (Plan de base) », énuméré dans l'annexe B [du permis].

8.3 Le titulaire de permis doit contrôler, surveiller et consigner tout rejet de substances radioactives prescrites de l'installation nucléaire, et ces rejets ne doivent pas dépasser les limites énoncées dans le document intitulé « Directives de santé et normes de radioprotection, annexes 10 et 11 », énuméré dans l'annexe B [du permis].

9. Garanties

9.1 Le titulaire de permis doit prendre toutes les mesures nécessaires pour faciliter le respect par le Canada de tout accord applicable relatif à l'application des garanties.

9.2 Le titulaire de permis doit fournir à l'Agence internationale de l'énergie atomique, à un de ses inspecteurs ou à une personne agissant pour le compte de celle-ci les services et l'aide raisonnables nécessaires pour permettre à l'Agence internationale de l 'énergie atomique d'exécuter ses obligations et de s'acquitter de ses fonctions aux termes d'un accord relatif à l'application des garanties.

9.3 Le titulaire de permis doit permettre à un inspecteur de l'Agence internationale de l'énergie atomique ou à une personne agissant pour le compte de celle-ci l'accès sans délai et à tout moment raisonnable à l'ensemble de l'installation lorsque cet accès est nécessaire pour exercer une activité aux termes d'un accord relatif à l'application des garanties. En accordant cet accès, le titulaire de permis fournit les services et les accompagnateurs en matière de santé et sécurité nécessaires afin de faciliter les activités exercées aux termes d'un accord relatif à l'application des garanties.

9.4 Le titulaire de permis doit divulguer à la Commission, à l'Agence internationale de l'énergie atomique, ou à un inspecteur de l'Agence internationale de l'énergie atomique tous les dossiers qui doivent être tenus ou tous les rapports qui doivent être présentés aux termes d'un accord relatif à l'application des garanties.

9.5 Le titulaire de permis doit fournir à un inspecteur de l'Agence internationale de l'énergie atomique, ou à une personne agissant pour le compte de celle-ci, l'aide raisonnablement requise pour permettre l'échantillonnage et le prélèvement ou l'expédition d'échantillons nécessaires aux termes d'un accord relatif à l'application des garanties.

9.6 Le titulaire de permis doit fournir à un inspecteur de l'Agence internationale de l'énergie atomique, ou à une personne agissant pour le compte de celle-ci, l'aide raisonnablement requise pour permettre de prendre des mesures, d'effectuer des essais et de procéder à l'enlèvement ou à l'expédition d'équipements nécessaires aux termes d'un accord relatif à l'application des garanties.

9.7 Le titulaire de permis doit, à la demande de la Commission ou d'une personne autorisée par celle-ci, mettre en place, à l'installation, de l'équipement conforme aux garanties.

9.8 Le titulaire de permis doit permettre à un inspecteur de l'Agence internationale de l'énergie atomique ou à une personne agissant pour le compte de celle-ci d'inspecter, à l'installation, l'équipement conforme aux garanties.

9.9 Le titulaire de permis doit faire fonctionner, à l'installation, de l'équipement conforme aux garanties conformément aux méthodes et aux procédures précisées par l'Agence internationale de l'énergie atomique.

9.10 Le titulaire de permis doit fournir les services requis pour le fonctionnement de l'équipement conforme aux garanties, à l 'installation, suivant les spécifications de l'Agence internationale de l'énergie atomique.

9.11 Le titulaire de permis ne doit pas nuire au fonctionnement de l'équipement conforme aux garanties, à l'installation, ni l'interrompre, non plus qu'il ne doit modifier, mutiler ou briser un sceau de garanties, sauf aux termes d'un accord relatif à l'application des garanties.

9.12 Le titulaire de permis doit mettre en œuvre des mesures en vue de prévenir les dommages, le vol, la perte et le sabotage d'équipement conforme aux garanties ou d'échantillons prélevés aux termes d'un accord relatif à l'application des garanties, et de prévenir l'usage, la possession, le fonctionnement ou l'enlèvement illégaux de cet équipement ou de ces échantillons.

9.13 Le titulaire de permis doit soumettre les rapports et présenter à la Commission les renseignements qui sont nécessaires pour faciliter la conformité du Canada à tout accord relatif à l'application des garanties.

9.14 Le titulaire de permis ne doit pas, sauf avec l'autorisation écrite préalable de la Commission ou d'une personne autorisée par celle-ci, apporter de changements à tout aspect de l'installation, de l'exploitation de l'installation, de l'équipement ou des procédures de l'installation qui ont une incidence sur les mesures de mise en œuvre des garanties.

9.15 Conformément au document CCEA-1049 intitulé « Rapports exigés pour les substances fissionnables et fertiles », le titulaire de permis doit établir et présenter des rapports à la Commission sur l'inventaire et le transfert de substances fissionnables et fertiles, tel que mentionné dans le texte de réglementation R-99 intitulé « Centrales nucléaires en exploitation : Rapports à soumettre à la CCEA ».

10. Sécurité matérielle

10.1 Le titulaire de permis doit maintenir l'effectif de l'installation nucléaire en personnel de sécurité matérielle, suivant le document intitulé « Rapport de sécurité de la centrale nucléaire de Gentilly-2 », énuméré dans l'annexe B [du permis].

11. Exigences spécifiques à l'installation nucléaire

Aucune.

FAIT à OTTAWA, le _____ jour d'avril 2001.

COMMISSION CANADIENNE DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE

_____

J. K. Pereira
Fonctionnaire désigné

Annexe A [du permis]

EMPLACEMENT, DESCRIPTION, EXPLOITATION, CONCEPTION ET ANALYSE DE L'INSTALLATION NUCLÉAIRE

PARTIE I : EMPLACEMENT de l'installation nucléaire :

La centrale nucléaire de Gentilly-2 est située sur la rive sud du fleuve Saint-Laurent dans la province de Québec, tel qu'indiqué sur le certificat de localisation 1666-14400-950-01-0-MD-0, septembre 1991.

PARTIE II : DESCRIPTION de l'installation nucléaire :

L'installation nucléaire est décrite dans les documents suivants :

(i) Centrale Nucléaire Gentilly-2 Rapport de sûreté, Partie 1 : Description de la centrale et de ses sous systèmes, édition 1996;
(ii) Dossier actif du permis d'exploitation, pièce jointe à la demande de ce permis intitulée « Renouvellement du permis d'exploitation de Gentilly-2 », datée du 28 février 2000 et soumise par Hydro-Québec.

PARTIE III : DESCRIPTION DE L'EXPLOITATION, CONCEPTION ET ANALYSE de l'installation nucléaire :

(i) Centrale Nucléaire Gentilly-2 Rapport de sûreté, Parties 1 et 2, édition 1996;
(ii) Dossier actif du permis d'exploitation, pièce jointe à la demande de ce permis intitulée « Renouvellement du permis d'exploitation de Gentilly-2 », datée du 28 février 2000 et soumise par Hydro-Québec.

Annexe B [du permis]
DOCUMENTS PRÉPARÉS PAR LE TITULAIRE DE PERMIS

Permis

Conditions

2.1 Document de référence de la centrale nucléaire de Gentilly-2, « Partage des responsabilités à Direction Production thermique et nucléaire, DR-11 », 14 février 2001. [Modifié 2001.04]
2.2 Norme et méthode de la centrale nucléaire de Gentilly-2, « Équipe de quart minimum, NM-1.06 », révision 2, janvier 1999.

3.1 « Gentilly-2, Ligne de conduite pour l'exploitation », révision 6, avril 1997.

8.1 « Directives de santé et normes de radioprotection », révision 5, janvier 1992.
8.2 Document de référence de la centrale nucléaire de Gentilly-2, « Plan des mesures d'urgence (Plan de base), DR-32 », révision 4, juillet 1997.
8.3 « Directives de santé et normes de radioprotection, annexes 10 et 11 », révision 5, janvier 1992.

10.1 « Rapport de sécurité de la centrale nucléaire de Gentilly-2 », avril 2000.

Annexe C [du permis]
DOCUMENT RÉGLEMENTAIRE PRÉPARÉ PAR LA CCSN

Permis

Conditions

1.6 Texte de réglementation R-99, *Centrales nucléaires en exploitation : Rapports à soumettre à la CCEA*, janvier 1995.

Annexe D [du permis]
EXIGENCES D'ACCRÉDITATION POUR LES NOUVEAUX OPÉRATEURS DE SALLE DE COMMANDE

1. Qualifications

1.1 Un opérateur de salle de commande doit, au moment de l'accréditation, satisfaire aux exigences spécifiées aux alinéas 1.1.1 à 1.1.3.

1.1.1 **ÉDUCATION :** diplôme d'études secondaires comprenant des crédits en sciences et en mathématiques.

1.1.2 **EXPÉRIENCE :** minimum de 5 ans d'expérience à une centrale nucléaire canadienne, dont au moins 2 ans à la centrale nucléaire.

1.1.3 **FORMATION :** voir l'article 2 ci-dessous.

2. Formation initiale

2.1 Un opérateur de salle de commande doit satisfaire aux exigences spécifiées aux alinéas 2.1.1 à 2.1.8.

2.1.1 Avoir complété avec succès la formation portant sur les connaissances requises pour le poste touchant :

- les notions scientifiques fondamentales pertinentes à l'exploitation de la centrale;
- les principes de fonctionnement du matériel de la centrale.

Cette formation devra être suivie par un examen de synthèse écrit donné par le titulaire de permis. Les crédits de cet examen doivent avoir été obtenus avant que la personne ne puisse passer l'examen de la CCSN mentionné à l'alinéa 3.1.1.

2.1.2 Avoir complété avec succès la formation portant sur les connaissances requises pour le poste touchant :

- les notions de base sur les rayonnements;
- les dangers des rayonnements;
- la théorie et les pratiques de la radioprotection;
- les procédures de radioprotection lors de l'exploitation en situation normale, anormale et d'urgence de la centrale.

Cette formation devra être suivie par un examen de synthèse écrit donné par le titulaire de permis. Les crédits de cet examen doivent avoir été obtenus avant que la personne ne puisse passer l'examen de la CCSN mentionné à l'alinéa 3.1.2, et ce, dans les trois ans précédant l'accréditation.

2.1.3 Avoir complété avec succès la formation portant sur les connaissances requises pour le poste touchant :

- la conception et l'exploitation des systèmes de la centrale;
- l'exploitation intégrée des systèmes de la centrale;
- les procédures administratives reliées à l'exploitation et à l'entretien de la centrale;

- les principes de chargement du combustible nucléaire, de la manutention et de l'entreposage du combustible, du refroidissement du combustible épuisé et des limites du chargement;
- les principes de sûreté nucléaire;
- les responsabilités d'un opérateur de salle de commande.

Cette formation devra être suivie par un examen de synthèse écrit donné par le titulaire de permis. Les crédits de cet examen doivent avoir été obtenus avant que la personne ne puisse passer l'examen de la CCSN mentionné à l'alinéa 3.1.2.

2.1.4 Avoir complété avec succès, à l'aide d'un simulateur reproduisant la centrale en entier, la formation portant sur les connaissances et les qualifications requises pour le poste touchant :

- l'exploitation des systèmes et du matériel de la centrale dans des conditions normales, anormales et d'urgence;
- les interactions avec les autres membres de l'équipe de quart.

Cette formation devra être suivie par un examen de synthèse à l'aide du simulateur donné par le titulaire de permis.

2.1.5 Avoir complété avec succès la formation sur les lieux de travail portant sur les connaissances et les qualifications requises pour le poste touchant :

- l'exploitation courante de la salle de commande;
- l'entretien et la réparation des systèmes et du matériel de la centrale;
- les opérations dans la salle de commande;
- l'exploitation des systèmes de la centrale à partir de la salle de commande d'urgence.

Cette formation devra inclure des mesures du rendement au travail pour confirmer que la personne possède les connaissances et les qualifications requises.

2.1.6 Avoir exercé les fonctions de ce poste de façon satisfaisante sous la supervision d'un opérateur de salle de commande accrédité ou autorisé pendant un minimum de 480 heures en équipe de quart après avoir satisfait aux exigences spécifiées aux alinéas 2.1.1 à 2.1.5.

2.1.7 Avoir complété avec succès une entrevue officielle avec la direction de la centrale confirmant que la personne est qualifiée pour s'acquitter des fonctions du poste.

2.1.8 La personne doit satisfaire aux exigences spécifiées aux alinéas 2.1.1 à 2.1.7 avant de passer l'examen de la CCSN mentionné à l'alinéa 3.1.3.

3. Examens de la CCSN pour l'accréditation initiale

3.1 Un opérateur de salle de commande doit, au moment de l'accréditation, satisfaire aux exigences spécifiées aux alinéas 3.1.1 à 3.1.3.

3.1.1 Avoir réussi l'examen de la CCSN pour les opérateurs de centrale portant sur les sujets couverts par la formation mentionnée à l'alinéa 2.1.1.

Les crédits de cet examen doivent avoir été obtenus avant que la personne ne puisse passer l'examen de la CCSN mentionné à l'alinéa 3.1.2, et ce, dans les trois ans précédant l'accréditation.

3.1.2 Avoir réussi l'examen de la CCSN pour les opérateurs de centrale portant sur les sujets couverts par la formation mentionnée à l'alinéa 2.1.3 et les aspects de l'exploitation de la centrale dans des conditions normales et anormales qui pourraient résulter en un rejet radioactif dans l'environnement ou qui pourraient affecter la sécurité du personnel de la centrale ou du grand public.

Les crédits de cet examen doivent avoir été obtenus avant que la personne ne puisse passer l'examen de la CCSN mentionné à l'alinéa 3.1.3, et ce, dans les deux ans précédant l'accréditation.

3.1.3 Avoir réussi l'examen sur le simulateur de la CCSN pour les opérateurs de centrale touchant l'exploitation de la centrale dans des conditions normales, anormales et d'urgence.

Les crédits de cet examen doivent avoir été obtenus dans les six mois précédant l'accréditation.

4. Prolongation de la période déterminée pour les crédits d'examen

4.1 Lorsqu'une personne ne peut être accréditée durant la période déterminée pour les crédits d'examen donnés spécifiés aux articles 2 et 3 [ci-dessus], la CCSN peut, à la demande du titulaire de permis, prolonger la période déterminée pour les crédits d'examen pour au plus un an.

4.2 La CCSN peut accorder une telle prolongation dans les circonstances suivantes, soit si :

- selon le titulaire de permis, la personne doit exercer les fonctions du poste sous la supervision d'une personne accréditée ou autorisée plus longtemps que la période minimale spécifiée à l'article 2 [ci-dessus] avant de passer l'examen final à l'aide du simulateur;
- la personne a échoué à un examen pour lequel les crédits doivent avoir été obtenus à l'intérieur d'une période déterminée précédant l'accréditation;
- la formation de la personne a été retardée en raison de maladie ou de blessure;
- les responsabilités familiales de la personne justifient la prolongation.

Annexe E [du permis]
EXIGENCES EN MATIÈRE DE FORMATION CONTINUE DES PERSONNES AUTORISÉES OU ACCRÉDITÉES OCCUPANT DES POSTES D'OPÉRATEURS DE SALLE DE COMMANDE

1. Exigences en matière de formation continue

1.1 Pendant la durée de leur accréditation ou autorisation, les opérateurs de salle de commande doivent satisfaire aux exigences spécifiées aux alinéas 1.1.1 à 1.1.3.

1.1.1 Suivre d'une façon régulière et sur une période ne dépassant pas trois ans une formation continue portant sur les connaissances et les qualifications requises pour leur poste et touchant :

- une révision des connaissances acquises au cours de leur formation initiale mentionnée dans l'article 2 de l'annexe D [du permis] qui ne sont pas maintenues pendant l'exploitation routinière de la centrale et qui sont requises pour occuper avec compétence leur poste;
- des pratiques de manœuvres normales peu fréquentes à l'aide du simulateur;
- des pratiques à l'aide du simulateur qui touchent un nombre suffisamment varié de situations qui stimulent les capacités des personnes accréditées à diagnostiquer et à régler des problèmes et assurent que ces derniers sont, à tout moment, en mesure de choisir et d'appliquer les procédures d'exploitation dans les situations anormales et d'urgence;
- des pratiques et des exercices faits à la centrale d'une façon régulière tout au long du programme pour pratiquer les réactions aux accidents et aux urgences.

1.1.2 Suivre la formation portant sur les connaissances et les qualifications requises pour leur poste touchant les sujets découlant de :

- modifications apportées aux systèmes et au matériel de la centrale;
- modifications apportées aux politiques, aux normes et aux procédures du titulaire de permis et de la centrale;
- modifications apportées aux exigences réglementaires;
- modifications apportées au permis d'exploitation de la centrale ou aux documents qui y sont mentionnés;
- l'expérience et d'événements reliés à l'exploitation dans la centrale et dans le secteur.

1.1.3 Avoir réussi les examens écrits et à l'aide du simulateur qui confirment que la personne possède les connaissances et les qualifications sur lesquelles a porté chaque session de formation.

ANNEXE 8.1
Structure organisationnelle de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN)

La Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) regroupe un président, une commission établie par le gouvernement fédéral et le personnel de la CCSN. Cette structure générale est définie de la façon suivante dans la loi :

- La *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (*LSRN*) prévoit l'établissement par le gouvernement fédéral, et plus particulièrement par le gouverneur en conseil (conseil des ministres), d'une commission composée de sept membres.

- La *LSRN* stipule en outre que l'un des membres doit être désigné comme président et premier dirigeant de la Commission par le gouverneur en conseil. 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.

La Commission est responsable de la délivrance des permis aux grandes installations nucléaires et de la promulgation de directives sur la santé, la sûreté et la sécurité ainsi que sur diverses questions environnementales intéressant le secteur nucléaire et le public.

La Commission se réunit habituellement neuf ou dix fois par année afin de se pencher sur les questions qui n'ont pas été déléguées au personnel de la CCSN. Les réunions ont lieu à l'administration centrale de la CCSN, à Ottawa, ou dans des locaux situés à proximité des installations exploitées en vertu d'un permis de la CCSN ou de celles où sont exercées les activités qu'elle autorise.

Les principales divisions de la CCSN sont :

- le Bureau de la présidente;
- le Bureau des affaires réglementaires;
- le Bureau des affaires internationales;
- la Direction des services de gestion;
- la Direction de la réglementation des réacteurs;
- la Direction de la réglementation du cycle du combustible et des matières nucléaires;
- la Direction de l'évaluation des facteurs environnementaux et humains.

La structure organisationnelle de la CCSN comprend également le Service juridique, le Groupe de la vérification et de l'évaluation, le Secrétariat, le Comité consultatif de la radioprotection et le Comité consultatif de la sûreté nucléaire.

L'organigramme de la CCSN est reproduit à la figure A8.1.

BUREAU DE LA PRÉSIDENTE

Le Bureau de la présidente fournit directement des services de soutien administratif à la présidente. Le Secrétariat veille à ce que les sept commissaires reçoivent le soutien administratif et technique dont ils ont besoin pour permettre à la Commission de fonctionner de façon efficiente et efficace. Il s'acquitte en outre des fonctions suivantes :

- la gestion du processus relatif aux réunions de la Commission;
- la prestation de services de transcription aux réunions de la Commission;
- la rédaction des comptes rendus des réunions de la Commission;
- la rédaction et la coordination des réponses aux mémoires présentés à la Commission;
- la préparation des textes faisant état des délibérations et des décisions de la Commission;
- la prestation de services de soutien scientifique et administratif au Comité consultatif de la radioprotection et au Comité consultatif de la sûreté nucléaire;
- la rédaction des politiques, procédures et règles visant les activités de la Commission.

BUREAU DES AFFAIRES RÉGLEMENTAIRES

Le Bureau des affaires réglementaires est chargé de l'exécution de divers programmes, projets et activités applicables à l'ensemble de l'organisme, dont les objectifs consistent à accroître l'efficacité et l'efficience et à améliorer le fonctionnement de la Commission en matière de réglementation. Ce bureau comprend le Groupe de la documentation de réglementation et le Groupe de la recherche et du soutien.

Le Groupe de la documentation de réglementation conçoit et applique le plan et les méthodes de production et de gestion des documents d'application de la réglementation. De plus, il coordonne la préparation et la gestion des documents généraux de la CCSN.

Le Groupe de la recherche et du soutien assure la gestion du programme de recherche et de soutien. La CCSN affecte chaque année des fonds à ce programme afin de faciliter l'exécution des tâches liées à sa mission. Mis en œuvre au moyen de contrats attribués à des entreprises du secteur privé et à des organismes canadiens ou étrangers, ce programme constitue une source indépendante de conseils, de connaissances, d'expérience, de renseignements et de divers autres genres de ressources.

BUREAU DES AFFAIRES INTERNATIONALES

Le Bureau des affaires internationales :

- veille à ce que la CCSN respecte ses obligations, tant à l'intérieur qu'à l'extérieur du pays, en ce qui concerne la non-prolifération nucléaire, les garanties et la sécurité matérielle des substances et de la technique utilisées dans les installations nucléaires;
- conseille le ministère fédéral des Affaires étrangères et du Commerce international sur les questions se rapportant à l'élaboration et à la mise en œuvre de la politique du Canada en matière de non-prolifération et de contrôle des exportations nucléaires;
- administre les accords bilatéraux du Canada en matière de coopération nucléaire;
- met en œuvre l'accord conclu entre le Canada et l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) eu égard à l'application des garanties au Canada;
- gère le Programme canadien à l'appui des garanties;
- délivre les permis d'exportation et d'importation d'articles nucléaires;
- veille à ce que le *Règlement sur la sécurité nucléaire* et le *Règlement sur le contrôle de l'importation et de l'exportation aux fins de la non-prolifération nucléaire* soient respectés.

DIRECTION DES SERVICES DE GESTION

La Direction des services de gestion gère les ressources humaines, financières, matérielles et d'information de la CCSN. Elle s'assure que la Commission respecte la *Loi sur les langues officielles*, la *Loi sur l'équité en matière d'emploi*, la *Loi sur la gestion des finances publiques*, la *Loi sur l'indemnisation des agents de l'État*, la *Loi canadienne sur les droits de la personne* et la *Loi sur les relations de travail dans la fonction publique*. Elle administre le programme de sécurité de la CCSN et le *Code régissant les conflits d'intérêts et l'après-mandat*. Elle est constituée de la Division des ressources humaines, de la Division des finances,

de la Division des relations extérieures et de la documentation, de la Division des communications et de la Division de la gestion de l'information.

La Division des ressources humaines fournit à la CCSN le soutien de spécialistes dans tous les domaines des ressources humaines, y compris la planification, l'élaboration de politiques, la dotation en personnel, la rémunération et les relations de travail. Elle représente également la CCSN dans ses interactions avec les organismes fédéraux tels que le Conseil du Trésor, la Commission des droits de la personne et la Commission des relations de travail dans la fonction publique pour les questions touchant les ressources humaines.

Le Groupe de la formation non technique de la Division des ressources humaines offre divers services liés aux besoins de formation non technique du personnel de la CCSN :

- l'évaluation des besoins en formation et la formulation de recommandations quant aux programmes qui permettront de répondre à ces besoins;
- la prestation de services de consultation et d'information connexe au personnel de la CCSN;
- l'administration du budget global affecté à la formation non technique;
- la coordination de la prestation des programmes de formation non technique;
- la tenue à jour de la liste des formateurs et des dossiers de formation des employés.

La Division des finances offre des services financiers à tous les employés et à toutes les entités de l'organisme. Elle participe à l'élaboration ou à la révision des politiques financières, produit des rapports destinés au personnel et à la direction de la CCSN et assure l'interface avec d'autres organismes centraux, tel le Conseil du Trésor, concernant les questions financières. En outre, la Division des finances :

- administre le programme de sécurité général de la CCSN au nom de la présidente;
- obtient les attestations de sécurité des membres du personnel de la CCSN, en conformité avec les politiques du gouvernement fédéral;
- veille à l'élaboration et à la maintenance de systèmes de sécurité matérielle destinés à protéger les biens et les systèmes d'information de la CCSN;
- enquête sur les atteintes, réelles ou éventuelles, à la sécurité au sein de la CCSN.

La Division des relations extérieures et de la documentation est investie des fonctions suivantes : la gestion des interactions de la CCSN avec le Bureau du ministre; la gestion des relations, ententes et accords de coopération entre la CCSN et divers gouvernements, organismes ou organisations internationales, ainsi que des activités auxquelles la CCSN participe dans un tel cadre; l'administration du plan d'urgence nucléaire de la CCSN, en collaboration avec les organismes fédéraux, provinciaux et municipaux; l'administration des activités que la CCSN met en œuvre pour se conformer à la *Loi sur l'accès à l'information* et à la *Loi sur la protection des renseignements personnels* du gouvernement fédéral.

La Division des communications :

- fournit des services d'information et d'édition pour le compte de la CCSN;
- répond, selon les besoins, aux demandes de renseignements et aux demandes verbales et écrites des employés de la CCSN, du public et des médias d'information;
- émet des communiqués, des avis et des bulletins d'information concernant les faits nouveaux en matière de réglementation, la sûreté nucléaire et les décisions de la Commission;
- produit, publie, stocke et distribue des documents qui décrivent la technique nucléaire, la nature et les incidences du rayonnement, l'organisation, le mandat et les activités de la CCSN, les politiques et les décisions de la Commission, les conclusions et les recommandations des comités consultatifs de la CCSN, la législation nucléaire et les exigences et attentes de la CCSN en matière de réglementation.

La Division de la gestion de l'information :

- est responsable du service des dossiers et de la bibliothèque de la CCSN;
- veille à l'administration et à la maintenance des systèmes électroniques de gestion et d'échange d'information de la CCSN;
- fournit des services de soutien technique au personnel et aux unités de travail de la CCSN en ce qui a trait au matériel et aux systèmes connexes.

DIRECTION DE LA RÉGLEMENTATION DES RÉACTEURS

La Direction de la réglementation des réacteurs évalue et réglemente la sûreté des réacteurs nucléaires de puissance. Elle est constituée de la Division des centrales nucléaires en exploitation, de la Division de l'évaluation des centrales nucléaires, de la Division de l'évaluation de la sûreté (Analyse) et de la Division de l'évaluation de la sûreté (Ingénierie).

La Division des centrales nucléaires en exploitation réglemente la construction, la mise en service et l'exploitation des installations des centrales nucléaires sur une base quotidienne. Pour promouvoir le respect des lois, normes et permis pertinents, et vérifier si l'on s'y conforme, son personnel :

- évalue les demandes, les rapports et autres documents soumis;
- effectue des sondages, des inspections, des audits, des examens et des enquêtes, ou y participe;
- recommande des mesures appropriées eu égard à la délivrance de permis ou à l'application de la réglementation.

La Division de l'évaluation des centrales nucléaires évalue, pour sa part, le rendement des installations des centrales nucléaires au Canada. Son personnel :

- gère les examens techniques portant sur des questions de sûreté que la CCSN juge pertinentes eu égard à la conception, à la construction, à la mise en service, à l'exploitation et à la maintenance des centrales nucléaires canadiennes;
- coordonne les activités liées aux examens;
- fait rapport de ses conclusions;
- formule des recommandations quant au suivi à effectuer.

La Division de l'évaluation de la sûreté (Analyse) participe aux évaluations de la sûreté des centrales nucléaires et des autres installations réglementées par la CCSN. Elle fournit une compétence technique dans les domaines de la thermohydraulique, de la physique du réacteur, de la protection des réacteurs et du comportement des centrales. Les membres du personnel effectuent, dans leurs propres sphères de compétence technique, des évaluations, des examens, des inspections et des audits, ou ils y participent.

La Division de l'évaluation de la sûreté (Ingénierie) participe elle aussi aux évaluations de la sûreté des centrales nucléaires et des autres installations réglementées par la CCSN. Elle fournit une compétence technique dans les domaines suivants : l'évaluation de la fiabilité et des risques, les instruments et commandes, les systèmes électriques, le génie civil et l'intégrité des composants et systèmes sous pression. Les membres de son personnel effectuent, dans leurs propres sphères de compétence technique, des évaluations, des examens, des inspections et des audits, ou ils y participent.

DIRECTION DE LA RÉGLEMENTATION DU CYCLE DU COMBUSTIBLE ET DES MATIÈRES NUCLÉAIRES

La Direction de la réglementation du cycle du combustible et des matières nucléaires réglemente la construction, l'exploitation et le déclassement des installations minières d'uranium (mines, usines de concentration, raffineries et usines de conversion) et des installations de gestion des déchets radioactifs. Elle

fournit des services de vérification de la conformité et de laboratoire relativement à diverses activités de la CCSN, et elle réglemente les accélérateurs, la production et l'utilisation de radio-isotopes et les installations de recherche et d'essais nucléaires. Elle réglemente en outre l'emballage à des fins de transport des matières radioactives, de même que le déclassement de toutes les installations nucléaires, y compris les réacteurs nucléaires, telles qu'elles sont définies dans le *Règlement sur la sûreté et la réglementation nucléaires*. Elle est constituée de la Division des installations d'uranium, de la Division des déchets et du déclassement, de la Division de la réglementation des matières nucléaires et de la Division des installations de recherche et de production.

La Division des installations d'uranium veille à ce que, pour ce qui est des mines et installations de traitement de l'uranium, les principes de sûreté soient respectés eu égard aux aspects suivants : la conception, la mise au point, la construction, l'exploitation, la maintenance et le déclassement. Pour promouvoir le respect des lois, normes et permis pertinents, son personnel :

- évalue les demandes, les rapports et les autres documents soumis;
- effectue des sondages, des inspections, des audits, des examens et des enquêtes;
- recommande des mesures appropriées eu égard à la délivrance de permis ou à l'application de la réglementation.

La Division des déchets et du déclassement veille à ce que les principes de sûreté soient respectés lors de la conception, de la mise au point, de la construction, de l'exploitation et de la maintenance des installations de déchets radioactifs, et à ce que toutes les installations et activités nucléaires soient déclassées de façon sécuritaire. Pour promouvoir le respect des lois, normes et permis pertinents, et vérifier si l'on s'y conforme, son personnel :

- évalue les demandes, les rapports et les autres documents soumis;
- effectue des sondages, des inspections, des audits, des examens et des enquêtes, ou y participe;
- recommande des mesures appropriées eu égard à la délivrance de permis ou à l'application de la réglementation.

La Division de la réglementation des matières nucléaires réglemente la possession et l'utilisation des radio-isotopes en éducation, en médecine, en recherche et dans le secteur industriel, pour préserver la santé et la sécurité des travailleurs et des membres du public et protéger l'environnement. Son personnel évalue les demandes de permis, prépare et délivre les permis, effectue des inspections portant sur l'utilisation des matières radioactives et rédige des normes d'application de la réglementation.

La Division des installations de recherche et de production fournit les services de laboratoire se rapportant à toutes les activités de la CCSN. Elle veille en outre à ce que la conception, la mise au point, la construction, l'exploitation, la maintenance et le déclassement des accélérateurs non médicaux, des réacteurs de recherche, des établissements de recherche et d'essais nucléaires et des installations de production de radio-isotopes s'effectuent sans risque indu pour la santé et la sécurité et pour l'environnement. Enfin, elle réglemente, au nom de la CCSN, le transport des matières radioactives au Canada et s'intéresse, de concert avec divers organismes nationaux et internationaux, au déplacement des matières radioactives à l'échelle internationale.

DIRECTION DE L'ÉVALUATION DES FACTEURS ENVIRONNEMENTAUX ET HUMAINS

La Direction de l'évaluation des facteurs environnementaux et humains évalue la pertinence des mesures de radioprotection et de protection de l'environnement proposées par les demandeurs et titulaires de permis de la CCSN. Elle effectue également des audits portant sur les programmes de formation en radioprotection en vigueur dans les installations régies par un permis de la CCSN, elle accrédite le personnel d'exploitation clé

des centrales nucléaires, elle administre le programme de recherche à l'appui du mandat de la CCSN et elle exécute son programme de formation technique. Elle est constituée de la Division de la protection radiologique et environnementale, de la Division de l'évaluation des qualifications professionnelles, de la Division de l'évaluation du rendement et du Groupe de la formation technique.

À la demande de la Commission ou des divisions de la CCSN chargées de délivrer les permis, la Division de la protection radiologique et environnementale effectue des évaluations d'experts visant à établir la pertinence des propositions et programmes en matière de radioprotection et de protection de l'environnement. La Division :

- entreprend, organise et gère des audits portant sur les mesures de radioprotection et de protection de l'environnement;
- gère la délivrance de permis aux entreprises qui offrent des services de dosimétrie aux titulaires de permis de la CCSN et assure l'inspection de ces entreprises;
- évalue les plans de mesures d'urgence des titulaires de permis de la CCSN;
- participe à des projets externes, tant fédéraux que provinciaux, d'évaluation environnementale;
- rédige des politiques, procédures et critères servant à évaluer les programmes de radioprotection et de protection de l'environnement et à s'assurer de leur pertinence.

La Division de l'évaluation des qualifications professionnelles a la responsabilité de veiller à ce que les personnes qui doivent être qualifiées en vertu de la législation nucléaire possèdent effectivement les compétences requises et soient en mesure de les tenir à jour en participant à des programmes de formation continue. Elle évalue la compétence du personnel des titulaires de permis de la CCSN occupant des postes clés et la pertinence des normes d'embauche rattachées à ces postes, de même que les programmes de formation. De plus, en collaboration avec les autres entités de la CCSN, elle élabore les normes et critères qui permettront de définir les qualifications et la formation que devra posséder le personnel des titulaires de permis.

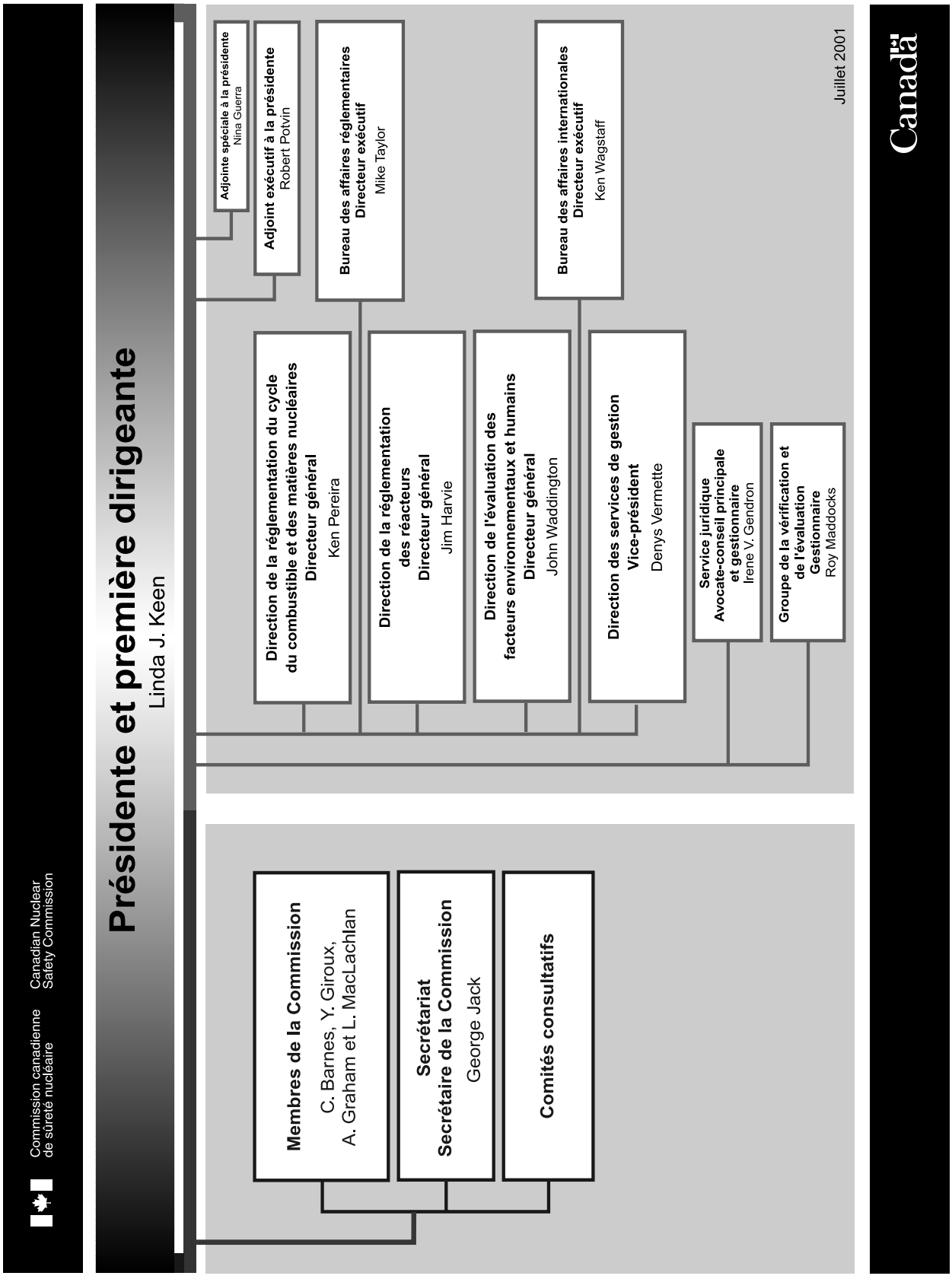
La Division de l'évaluation du rendement évalue le rendement des titulaires de permis de la CCSN en ce qui a trait à la santé, à la sûreté et à la protection de l'environnement. Elle définit les divers aspects liés aux facteurs humains, à l'assurance de la qualité (AQ) et à la sûreté, elle évalue leurs incidences et elle recommande des actions de suivi appropriées. En collaboration avec les autres entités de la CCSN, elle élabore des documents en matière de réglementation concernant les politiques et programmes liés aux facteurs humains, les méthodes et procédés d'exploitation et les systèmes de gestion du personnel.

Le Groupe de la formation technique élabore et exécute les programmes de formation destinés à répondre aux besoins techniques du personnel de la CCSN et à ceux des autres organismes de réglementation de l'énergie nucléaire, et il produit des rapports au sujet de ces programmes.

Les employés de la CCSN sont embauchés par la Commission pour exécuter les fonctions qui leur sont assignées, en conformité avec les lois et les politiques fédérales en vigueur. Sous la direction du président, ils effectuent diverses tâches jugées essentielles au fonctionnement de la CCSN et à la poursuite de sa mission. La figure A8.1 présente l'organigramme actualisé de la CCSN. Le rendement de tous les employés de la CCSN est évalué chaque année en conformité avec les politiques et les procédés administratifs de la Commission. Les employés de la CCSN doivent maintenir leurs compétences et leur rendement au niveau exigé et en faire la preuve dans l'exercice de leurs fonctions. Diverses questions liées au maintien des compétences techniques et à la planification de la relève ont été abordées à l'article 11.

La CCSN compte environ 450 employés qui sont affectés aux divers postes suivants :

- administrateurs;
- agents financiers;
- vérificateurs;


Commission canadienne de sûreté nucléaire
Canadian Nuclear Safety Commission
Présidente et première dirigeante
Linda J. Keen
Adjointe spéciale à la présidente
Nina Guerra
Adjoint exécutif à la présidente
Robert Potvin
Bureau des affaires réglementaires
Directeur exécutif
Mike Taylor
Bureau des affaires internationales
Directeur exécutif
Ken Wagstaff
Direction de la réglementation du cycle du combustible et des matières nucléaires
Directeur général
Ken Pereira
Direction de la réglementation des réacteurs
Directeur général
Jim Harvie
Direction de l'évaluation des facteurs environnementaux et humains
Directeur général
John Waddington
Direction des services de gestion
Vice-président
Denys Vermette
Service juridique
Avocate-conseil principale et gestionnaire
Irene V. Gendron
Groupe de la vérification et de l'évaluation
Gestionnaire
Roy Maddocks
Membres de la Commission
C. Barnes, Y. Giroux, A. Graham et L. MacLachlan
Secrétariat
Secrétaire de la Commission
George Jack
Comités consultatifs
Juillet 2001
Canada

- scientifiques;
- ingénieurs;
- chimistes;
- biologistes;
- mathématiciens;
- atomiciens et spécialistes en radioprotection;
- comptables;
- techniciens;
- spécialistes du traitement électronique des données;
- spécialistes en matière de garanties;
- spécialistes en matière de non-prolifération nucléaire;
- spécialistes en sécurité;
- spécialistes du traitement et de la gestion de l'information;
- personnel de soutien;
- personnel du service d'entretien;
- spécialistes d'une vaste gamme d'autres domaines jugés essentiels à l'exécution appropriée des fonctions courantes de la Commission.

Le personnel de la CCSN a pour tâches :

- d'évaluer et de traiter les demandes de permis soumises à la CCSN;
- de préparer les recommandations relatives aux demandes de permis;
- d'appliquer les politiques et procédures de la CCSN;
- de tenir les dossiers;
- de procéder à des contrôles, à des audits et à des inspections des installations et activités nucléaires;
- de préparer les permis et d'administrer le régime de délivrance de permis;
- d'évaluer les qualifications et le rendement des titulaires de permis et de leur personnel;
- de préparer des documents et des rapports;
- de vérifier les rapports et les dossiers;
- de définir et d'appliquer les normes et exigences en matière de réglementation;
- de veiller à ce que les engagements du Canada dans le cadre d'accords et de conventions bilatéraux ou multilatéraux soient remplis;
- d'aider la CCSN à diffuser des renseignements objectifs sur l'énergie nucléaire, conformément aux exigences de son mandat.

Lorsqu'il s'agit de services spécialisés, la CCSN fait appel à des fournisseurs de l'extérieur, surtout dans le cadre du programme de recherche et de soutien. Mis en œuvre au moyen de contrats attribués à des entreprises du secteur privé et à des organismes canadiens ou étrangers, ce programme constitue une source indépendante de conseils, de connaissances, d'expérience, de renseignements et de divers autres genres de ressources. Au cours de l'exercice 1999-2000, 2 146 000 $ ont été affectés à des activités de recherche et de soutien dans le cadre de ce programme. Les 79 projets mis en œuvre au cours de cet exercice portaient notamment sur les domaines suivants : les réacteurs nucléaires, la gestion du cycle du combustible nucléaire, les mines d'uranium et usines de concentration d'uranium, la gestion des déchets, la dosimétrie, la radioprotection, les règlements et l'élaboration du processus de réglementation. Ils comportaient en outre des volets consacrés à la protection de l'environnement, à la radioprotection et aux incidences sur la santé, à la sûreté et à la fiabilité des installations nucléaires, à l'intégrité structurale, à la physique et au combustible, aux performances humaines, à la gestion des déchets et au déclassement, aux processus de réglementation et aux affaires générales, ainsi qu'aux services spéciaux.

Au-delà de ceux qui leur sont fournis par le personnel de la CCSN, le président et les membres de la Commission obtiennent des services d'autres sources. Les comités consultatifs leur présentent des avis techniques sur diverses questions liées à la radioprotection, à la sûreté nucléaire et à la médecine. Et ils

peuvent obtenir des avis juridiques d'un avocat du ministère de la Justice du Canada. Par ailleurs, les politiques fédérales sur l'équité réglementaire et la consultation du public ainsi que les dispositions pertinentes des lois sur le nucléaire et les politiques de la Commission sur les appels et les représentations donnent aux titulaires de permis et au public le droit de faire état de leurs préoccupations concernant le nucléaire et la possibilité d'exercer ce droit.

Les crédits budgétaires attribués à la CCSN sont autorisés par le Parlement. Les dépenses totales de la Commission pour l'exercice se terminant le 31 mars 2000 se chiffraient à 58 869 183 $. Pendant cette même période, la Commission avait perçu, sous forme de frais de permis, un montant de 42 312 325 $, ce qui correspondait à environ 70 % des dépenses totales. Les sommes perçues sont transférées directement au Trésor fédéral.

ANNEXE 9.1
Activités du titulaire de permis visant l'amélioration de la sûreté

Les principales activités du titulaire de permis liées à l'amélioration de la sûreté ont trait aux élément suivants :

- la gestion de la configuration de la centrale;
- les examens des analyses de sûreté;
- les analyses de fiabilité;
- la limitation et la gestion des risques;
- l'évaluation par les pairs;
- les évaluations externes.

GESTION DE LA CONFIGURATION DE LA CENTRALE

La gestion de la configuration de la centrale comprend :

- un processus d'audit des documents de conception (en tranche verticale ou horizontale);
- un processus de vérifications périodiques pour veiller à ce que le système soit conçu conformément aux normes pertinentes et qu'il n'ait pas été modifié par inadvertance au point de ne plus correspondre à ses spécifications initiales (par exemple, par suite de l'addition, de la suppression ou du remplacement de composants, ou d'autres modifications apportées à son contexte d'exploitation);
- un processus de vérifications périodiques pour veiller à ce que la maintenance, l'inspection, la mise à l'essai et l'exploitation du système soient effectuées conformément aux spécifications imposées.

Pour veiller à ce que les exigences relatives à la conception et à la sûreté soient définies et prises en compte lors du processus de conception, les procédures régissant le contrôle et les modifications de la conception comprennent des dispositions qui prévoient la définition et la documentation d'interfaces pour chaque modification de conception. En outre, les modifications de conception sont confiées à un chef d'équipe qui doit veiller à ce que les interfaces et les exigences relatives à la conception ainsi que les exigences de sûreté nucléaire soient documentées, prises en compte et passées en revue; il doit en outre veiller au maintien des interfaces entres les différentes équipes de spécialistes participant à la conception de la centrale.

Les documents régissant le processus de contrôle et de modification de la conception sont soumis à des audits périodiques visant à assurer qu'ils sont conformes à la norme N286.2 de l'Association canadienne de normalisation (CSA). Des programmes d'audit ont également été établis dans les centrales pour veiller à ce que les activités et fonctions liées à la conception du réacteur, de même que les résultats prévus, soient conformes à la norme N286.2.4 de la CSA.

Les activités de contrôle et de modification de la conception sont régies par un ensemble de documents de l'exploitant destinés à garantir la sûreté nucléaire et le respect de normes d'AQ. Ces documents ont été élaborés de façon à incorporer les pratiques exemplaires du secteur dans le domaine de la conception des centrales nucléaires. Ces procédures sont aussi conformes aux recommandations suivantes de l'Institute of Nuclear Power Operations (INPO) :

- INPO 90009 *Guidelines for the Conduct of Design Engineering*
- AP905 *Configuration Change Process Description*

- AP906 *Design Change Process Description*
- TS402 *Plant Modification Control Program*
- TS412 *Temporary Modification Control*

Le processus de contrôle et de modification de la conception respecte en tout point la norme CAN3-N286.2-86 : *Assurance de la qualité de la conception des centrales nucléaires*.

EXAMENS DES ANALYSES DE SÛRETÉ

Des examens des analyses de sûreté sont effectués régulièrement pour attester de l'expérience de l'entreprise de services publics du secteur nucléaire en matière d'exploitation, pour rendre compte de l'amélioration des techniques d'analyse et pour prendre en compte de nouvelles données de recherche.

La pratique canadienne exige que, au moins une fois tous les trois ans (ou à une autre fréquence convenue), l'analyse de sûreté dans chaque centrale soit passée en revue et mise à jour, et que le rapport de sûreté soit soumis de nouveau à l'organisme de réglementation.

Les analyses de sûreté sont régies par les procédures propres à chacune des entreprises de services publics. Ces procédures ont pour but de s'assurer que :

- la probabilité d'erreurs ou d'omissions dans les analyses de sûreté est minimale et constamment réduite;
- le travail d'analyse est soumis à un examen et à une vérification;
- les résultats des analyses sont présentés de façon à pouvoir être examinés par un expert indépendant;
- les résultats obtenus à l'aide des méthodes d'analyse peuvent être répétés par un expert indépendant appliquant les mêmes méthodes d'analyse.

Les procédures régissant le programme d'analyse de sûreté nucléaire prévoient la tenue d'une évaluation et d'une vérification effectuées par les pairs. Ces examens sont réalisés de façon indépendante par des experts aptes à tirer parti de leur propre expérience et à appliquer leur jugement technique pour évaluer les analyses de sûreté. Les examinateurs peuvent être des consultants de l'extérieur ou des membres du même organisme qui travaillent dans des groupes autres que celui qui a effectué l'analyse. Cette révision par les pairs est exigée pour toutes les analyses de sûreté nucléaire et comprend une évaluation objective de l'exactitude générale et du niveau technique du travail effectué.

Les résultats des analyses de sûreté sont également soumis à une vérification. Selon la complexité de l'analyse, la vérification peut porter sur divers aspects, tels que :

- le respect de la méthodologie et des hypothèses précisées;
- l'évaluation comparative des résultats, qui sont ainsi mis en regard des résultats obtenus à l'aide de calculs manuels et d'autres données repères;
- le contrôle de la répétabilité des résultats au moyen de différents logiciels.

Les éléments suivants de l'analyse sont également vérifiés :

- l'utilisation appropriée des données d'entrée définissant les conditions initiales et les conditions limites;
- l'utilisation appropriée des données provenant d'autres sources;
- la documentation appropriée des résultats.

LIMITATION ET GESTION DES RISQUES

Des programmes sont établis, administrés et documentés en vue de gérer et de limiter efficacement les risques radiologiques auxquels l'exploitation des centrales nucléaires expose les travailleurs et les membres du public, ainsi que l'environnement. Ces programmes sont destinés à veiller à ce que :

- un risque supplémentaire ne soit sciemment encouru que s'il est compris et justifié et que sa probabilité est limitée;
- les risques auxquels la population est exposée soient faibles par rapport à ceux auxquels elle est normalement exposée en raison d'autres activités industrielles;
- les travailleurs ne soient exposés qu'à de faibles risques radiologiques, qui leur auront été expliqués et auxquels ils auront consenti;
- les risques soient abaissés à des niveaux qu'il est raisonnablement possible d'atteindre.

ÉVALUATION PAR LES PAIRS

L'évaluation par les pairs est une méthode qui consiste à revoir tous les processus touchant à la sûreté qui jouent un rôle important à l'égard de l'exploitation et de la maintenance des centrales nucléaires. Elle permet de déceler les domaines où des améliorations sont possibles ou ont déjà été réalisées :

- les domaines où la centrale examinée bénéficierait de certaines améliorations;
- les domaines où la centrale examinée bénéficie déjà d'une innovation qui pourrait être étendue avec profit à l'ensemble du secteur.

Mis au point par l'INPO, la méthode d'évaluation par les pairs a été adoptée par l'AIEA et par l'Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires (AMECN). Des méthodes similaires sont utilisés dans le secteur chimique. Au Canada, les entreprises de services publics qui exploitent des centrales nucléaires ont adopté cette approche pour évaluer leurs programmes.

Les objectifs de l'évaluation par les pairs s'énoncent de la façon suivante :

- évaluer dans quelle mesure la centrale fonctionne de façon sûre et fiable;
- promouvoir l'excellence dans l'exploitation, la maintenance et les fonctions de soutien de la centrale;
- évaluer :
  - les connaissances et le rendement du personnel de la centrale;
  - l'état et le rendement des systèmes et de l'équipement;
  - la qualité des programmes et des procédures;
  - l'efficacité de la gestion de la centrale.

En règle générale, l'équipe chargée de l'évaluation par les pairs s'acquitte de cette mission en examinant les programmes, politiques et procédures appropriés pour déterminer dans quelle mesure ils répondent aux besoins et en observant le personnel de la centrale dans son travail quotidien. Le plus souvent, l'équipe passe la majeure partie de son temps sur le terrain, en veillant à ce que sa présence n'aie pas d'effets sensibles sur le travail des employés. Les points suivants font l'objet d'une évaluation :

- l'organisation et l'administration;
- l'exploitation;
- la maintenance;
- le soutien technique;
- la radioprotection;
- les éléments chimiques;
- la formation et la qualification du personnel.

Les évaluateurs examinent les données récentes sur la centrale et les rapports sur le rendement. En outre, ils prennent connaissance des politiques et procédures en vigueur à la centrale. Il existe, pour chacun des points mentionnés plus haut, des normes générales, en fonction desquelles le rendement de la centrale est évalué. Ces normes englobent les politiques de l'entreprise, les lignes directrices du secteur, les données relatives au secteur et l'expérience de l'évaluateur.

L'équipe d'évaluation doit effectuer un examen complet du rendement de la centrale dans un laps de temps plutôt court (le plus souvent deux semaines) qui correspond à une période représentative de l'exploitation normale d'une centrale. Les activités et les résultats observés durant la période d'évaluation sont considérés comme un « instantané » de l'exploitation normale de la centrale. Les évaluateurs s'attachent tout particulièrement à observer les membres du personnel dans l'exécution de leurs fonctions.

La qualité de l'exécution des procédures et des politiques de la centrale sert, entre autres, à évaluer leur efficacité. L'équipe d'évaluation concentre son attention sur les aspects de l'organisation qui contribuent le plus à l'obtention de résultats de haut niveau. Pour répondre aux objectifs et aux critères de rendement, la centrale doit exécuter ses fonctions le plus efficacement possible et rechercher l'excellence dans chacun de ses domaines d'activité. C'est le comportement observé du personnel, plutôt que la description des activités programmées, qui constitue l'étalon en fonction duquel se mesure le chemin parcouru sur la voie de l'excellence.

ÉVALUATIONS EXTERNES

En marge des évaluations par les pairs, réalisées jusqu'à la fin de 1997, l'AMECN a été mandatée par les entreprises de services publics du secteur nucléaire canadien pour soumettre les centrales nucléaires à des évaluations externes et indépendantes.

L'évaluation de l'AMECN, tout comme la méthode d'évaluation par les pairs, repose sur la méthodologie mise au point par l'INPO. L'équipe d'évaluation, qui ne peut comprendre des membres du personnel de la centrale, se compose d'experts internationaux spécialisés dans l'exploitation des centrales nucléaires. On considère que leur savoir-faire est essentiel pour garantir l'indépendance de l'évaluation. Les résultats de l'évaluation finale sont remis au directeur général de l'entreprise.

ANNEXE 14.1
Questions clés concernant la remise en service de la centrale de Pickering-A

Au nombre des aspects clés du projet de remise en service de la centrale de Pickering-A, figuraient :

- l'amélioration du système d'arrêt d'urgence;
- l'examen systématique de la sûreté;
- l'examen de la conception de la centrale en fonction des documents d'application de la réglementation, codes et normes applicables;
- l'examen de l'Évaluation des risques pour Pickering-A (ERPA);
- l'évaluation environnementale.

Ces questions sont abordées de façon sommaire ci-dessous.

AMÉLIORATION DU SYSTÈME D'ARRÊT D'URGENCE

Lorsque la centrale de Pickering-A a obtenu son permis d'exploitation initial, en 1971, les exigences réglementaires ne prévoyaient pas, contrairement à aujourd'hui, l'installation de deux systèmes d'arrêt d'urgence totalement différents, indépendants l'un de l'autre et conformes au document d'application de la réglementation R-8, *Les normes des systèmes d'arrêt d'urgence des centrales nucléaires CANDU*. Seule la centrale de Darlington est tenue de se conformer aux exigences présentées dans le document R-8. La centrale de Pickering-A était dotée à l'origine de deux mécanismes d'arrêt : l'un permettait l'insertion rapide de barres d'arrêt, tandis que l'autre, relativement plus lent, servait à vidanger le modérateur. Ces deux mécanismes n'étaient pas indépendants : ils étaient déclenchés à l'aide des mêmes instruments. En outre, la vidange du modérateur ne permettait pas d'assurer la mise à l'arrêt du réacteur dans toutes les conditions d'accident.

Toutes les autres centrales nucléaires au Canada sont conformes aux exigences réglementaires. Elles sont dotées de deux systèmes d'arrêt différents et indépendants : l'un insère des barres d'arrêt dans le cœur, tandis que l'autre injecte un liquide absorbeur de neutrons dans le modérateur.

Ontario Hydro – remplacée depuis par Ontario Power Generation – (ci-après « l'entreprise de services publics ») a proposé d'accroître l'efficacité du système d'arrêt déjà en place grâce à l'ajout de paramètres de déclenchement différents et indépendants, liés à la surpuissance neutronique et au taux logarithmique élevé de variation du flux neutronique. La Commission de contrôle de l'énergie atomique – devenue depuis la Commission canadienne de sûreté nucléaire – (ci-après « la commission ») a accepté cette proposition en y ajoutant trois autres conditions, à savoir l'ajout de deux paramètres de déclenchement, l'ajout de deux barres d'arrêt et l'exigence d'assurer la conformité du système d'arrêt amélioré avec l'objectif d'indisponibilité de 10^{-3}. Une telle solution ne permet pas d'assurer une absolue conformité des systèmes d'arrêt avec les exigences du document R-8, mais elle accroît considérablement la fiabilité de la fonction d'arrêt. Le système d'arrêt d'urgence amélioré avait été installé dans la tranche 4, sans toutefois être mis en service, quand les tranches de la centrale de Pickering-A ont été mises à l'arrêt en 1997.

L'installation du système d'arrêt d'urgence amélioré donne à la centrale un degré de sûreté suffisant pour faire face à tout accident concevable. Par ailleurs, il ressort de l'ERPA que la probabilité d'endommagement du cœur par suite d'un accident de perte de régulation serait au plus de 10^{-6} par année. L'entreprise de

services publics a la ferme intention d'installer et de mettre en service le système d'arrêt d'urgence amélioré dans chacune des tranches, en conformité avec le permis d'exploitation en vigueur.

EXAMEN SYSTÉMATIQUE DE LA SÛRETÉ

La commission a confié à l'entreprise de services publics la tâche d'effectuer un examen systématique dans le cadre du projet de remise en service de la centrale de Pickering-A, afin de vérifier si cette dernière pouvait fonctionner en toute sûreté. Un tel examen était jugé nécessaire parce que la centrale de Pickering-A avait été conçue et construite en conformité avec les normes de sûreté en vigueur à la fin des années 60 et que ces normes avaient évolué depuis. La commission avait évalué de façon continuelle la sûreté de cette centrale et l'incidence des nouvelles normes d'exploitation, mais aucun examen systématique de la conception de la centrale n'avait été effectué depuis sa mise en service initiale. La commission et l'entreprise de services publics ont convenu de suivre un processus semblable à celui qui est prévu dans le guide de sûreté *Bilan périodique de la sûreté des centrales nucléaires en service* (collection « Sécurité AIEA », n° 50-SG-012) de l'Agence internationale de l'énergie atomique.

Après avoir comparé ses évaluations au guide de l'AIEA, l'entreprise de services publics a pu démontrer que certains des éléments clés d'un bilan périodique de la sûreté avaient été évalués dans le cadre du projet de remise en service ou des projets relevant du programme intégré d'améliorations. Comme la plupart des examens de sûreté de ce genre, l'examen systématique s'est reporté à des évaluations antérieures, telle l'évaluation des marges de sûreté parasismique de la centrale de Pickering-A, terminée en 1998.

Le projet de remise en service de la centrale de Pickering-A vise le même objectif que le bilan périodique de la sûreté prévu par l'AIEA : maintenir un degré élevé de sûreté pendant toute la durée de vie de la centrale. L'entreprise de services publics et les responsables du projet de remise en service de la centrale de Pickering-A prévoient la mise en œuvre de programmes et d'évaluations portant sur les domaines définis par l'AIEA pour un bilan périodique de la sûreté. Les onze facteurs de sûreté dont doit tenir compte un bilan périodique de la sûreté ont été abordés, ou sont en voie de l'être, dans le cadre du projet de remise en service de la centrale de Pickering-A. Le tableau A14.1 présente la liste des examens et évaluations effectués et des améliorations apportées, classés selon les facteurs de sûreté définis dans le document de l'AIEA n° 50-SG-012. La comparaison mentionnée plus haut permet de conclure que les principaux domaines d'activité sont abordés dans le cadre des examens réalisés ou projetés de la centrale de Pickering-A.

EXAMEN DE LA CONCEPTION DE LA CENTRALE EN FONCTION DES DISPOSITIONS DES DOCUMENTS D'APPLICATION DE LA RÉGLEMENTATION, CODES ET NORMES APPLICABLES

La centrale de Pickering-A a été conçue à la fin des années 60 et au début des années 70 en conformité avec les exigences réglementaires, codes et normes en vigueur à l'époque. D'autres exigences réglementaires, codes et normes s'appliquent toutefois aux centrales de construction plus récente. La différence fondamentale existant entre les anciennes et les nouvelles normes a amené l'entreprise de services publics à réévaluer la conception de la centrale de Pickering-A, et à définir les modifications susceptibles d'assurer une conformité raisonnable avec ces normes et présenter une justification des différences restantes.

Divers documents d'application de la réglementation et documents de consultation de la commission ont été examinés. La centrale de Pickering-A a été évaluée en fonction des documents de la commission ayant « une incidence directe et immédiate sur les caractéristiques nominales de la centrale », sauf pour le document d'application de la réglementation R-10, *L'utilisation de deux systèmes d'arrêt des réacteurs*. (L'installation d'un système d'arrêt d'urgence amélioré est l'aboutissement d'un long processus visant à déterminer comment la centrale de Pickering-A devait se conformer aux principes énoncés dans le document R-10. L'installation du système d'arrêt amélioré avant la remise en service de la centrale constitue une exigence du permis d'exploitation de la centrale de Pickering-A.)

TABLEAU A14.1 Comparaison entre les évaluations d'OPG et de bilan périodique de la sûreté de l'AIEA

Facteurs de sûreté	Examens et évaluations	Améliorations
État matériel	Évaluation de rendement indépendante et intégrée (ERII) Inspections fonctionnelles des systèmes de sûreté (IFSS) Évaluation de l'état des systèmes (EES) Essais et inspections de l'équipement Évaluation des marges de sûreté parasismique (EMSP) Évaluation de la protection contre les incendies Conformité avec les normes en vigueur Examen en fonction de la norme N293-95 de la CSA Rapports sur l'état des systèmes	N-OE-004 Gestion de la configuration N-EN-001 Direction d'études techniques N-0P-003 Contrôle de l'état de la centrale N-MA-006 Optimisation de la maintenance préventive N-EN-004 Programmes techniques N-EN-007 Inspection des générateurs de vapeur et des tubes de force Maintenance et remplacement des principaux équipements Réduction des arriérés de maintenance
Analyse de sûreté	Évaluation des risques pour Pickering-A (ERPA) Réduction de la fréquence des dommages au cœur Examen de confirmation des sections d'analyse des rapports de sûreté Analyse des accidents de perte de réfrigérant primaire importante Analyse du circuit du modérateur et des boucliers d'extrémité EMSP	Modifications permettant de réduire la probabilité de dommages importants au cœur Projet d'analyse préalable à la délivrance du permis
Qualification de l'équipement	Projet de qualification environnementale (QE)	N-EN-009 Qualification environnementale
Gestion du vieillissement	ERII Évaluation de l'état des systèmes Projet de QE Rapports sur l'état des systèmes Inspections	N-EN-004 Gestion de la configuration N-EN-007 Inspection des générateurs de vapeur et des tubes de force N-EN-009 Qualification environnementale N-EN-006 Optimisation de la maintenance préventive
Rendement en matière de sûreté	ERII IFSS Examen environnemental Évaluation environnementale	Programme intégré d'améliorations (PIA) N-OE-001 Contrôle du rendement N-EN-002 Détermination de l'exploitabilité Mesures de réduction des émissions
OPEX et recherche	ERII	N-PA-005 Gestion du projet OPEX

TABLEAU A14.1 Suite

Facteurs de sûreté	Examens et évaluations	Améliorations
Procédures	ERII Examen des méthodes de radioprotection Conduite des opérations Exécution des travaux de maintenance	N-OP-002 Conduite des opérations N-MA-002 Exécution des travaux de maintenance N-EN-006-3 Paramètres opérationnels de sûreté N-EN-001 Documents de référence sur l'ingénierie Uniformisation des méthodes de radioprotection Procédures d'urgence pour la salle de commande non habitable Actualisation du manuel sur les incidents anormaux
Organisation et administration	ERII	25 projets relevant du PIA
Facteurs humains	ERII Programme d'autoévaluation Examen des facteurs humains pour la salle de commande de la centrale de Pickering-A	N-OP-002 Conduite des opérations N-MA-001 Gestion de la maintenance N-MA-002 Exécution des travaux de maintenance N-EN-004 Systémique et programmes techniques N-EN-005 Gestion des ressources techniques N-RP-001 Gestion des ressources en radioprotection N-RA-005 Augmentation du personnel affecté aux affaires réglementaires N-OE-010 Programme d'encadrement dans le domaine nucléaire N-TR-001 Formation du personnel autorisé N-TR-002 « Non-Licenced Training Recovery Project » N-TR-003 Installations de formation et services de soutien N-TR-004 Procédés et méthodes de formation N-TR-005 « Building Management Leadership » SNPM FLM « Academy » SSPDS ESPDS MSPDS MARC
Planification des mesures d'urgence	ERII IFSS pour la protection contre les incendies	N-EP-001 Programme de planification des mesures d'urgence N-EN-008 Programme d'amélioration de la protection contre les incendies

TABLEAU A14.1 Suite e fin

Facteurs de sûreté	Examens et évaluations	Améliorations
Incidences environnementales	ERII Évaluation environnementale effectuée par l'entreprise de services publics Évaluation environnementale de l'exploitation de la centrale de Pickering-A (1998) Évaluation environnementale	N-EV-001 Système de gestion de l'environnement N-EV-005 Réduction des émissions de substances radioactives N-EV-006 Amélioration du contrôle des incidences environnementales N-EV-007 Entretien du réservoir de stockage de carburant classique N-EV-008 Stratégie de respect de la conformité avec MISA N-EV-009 Sols contaminés Nombreuses améliorations sur le plan environnemental dans le cadre du projet de remise en service de la centrale de Pickering

L'entreprise de services publics a en outre répertorié 41 codes et normes. La conception de la centrale de Pickering-A a été examinée en fonction des normes de la CSA qui étaient réputées avoir « une incidence directe et immédiate sur les caractéristiques nominales de la centrale », sauf pour les trois cas suivants :

- l'omission de l'examen en fonction de la norme CAN3-N289.1-80 de la CSA, car l'évaluation des marges de sûreté parasismique rendait un tel examen inutile;
- l'omission de l'examen en fonction de la norme CAN/CSA-N289.5-M91 de la CSA, car l'installation d'instruments sismographiques à l'emplacement de la centrale rendait un tel examen inutile;
- l'exécution de l'examen en fonction de la norme N293-95 de la CSA, portant sur la protection contre les incendies dans les centrales CANDU, dans le cadre d'un projet distinct.

Les documents d'application de la réglementation, codes et normes utilisés pour l'examen de la conception de la centrale de Pickering-A sont indiqués dans le tableau A14.2.

L'examen a permis de constater que certains éléments de la centrale de Pickering-A ne sont pas conformes aux nouvelles normes, y compris les systèmes d'arrêt d'urgence, la protection contre les incendies, la conception de la salle de commande principale et la protection contre les séismes. Comme l'entreprise de services publics s'était déjà engagée à apporter les améliorations nécessaires dans ces domaines, ceux-ci n'ont pas fait partie de l'examen systématique.

L'examen a révélé que la conception de la centrale de Pickering-A satisfait, dans la plupart des cas, aux exigences des documents d'application de la réglementation et normes, ou qu'elle permet d'atteindre les objectifs correspondants. Un nombre limité de recommandations découlant de l'examen sont en voie d'application par l'entreprise de services publics.

EXAMEN DE L'ERPA

L'ERPA a été effectuée et remise à la commission en 1995. Elle a ensuite été examinée afin d'y relever les améliorations à apporter avant la remise en service des réacteurs de la centrale. L'ERPA visait à :

- évaluer la sûreté de la conception et de l'exploitation de la centrale en fonction d'un modèle de risque;
- élaborer un modèle de risque qui puisse être utilisé à l'appui de certains aspects du processus décisionnel en matière de sûreté de la centrale.

L'ERPA s'appuyait sur 34 modèles d'arbres de défaillances applicables aux systèmes liés à la sûreté de la centrale. L'intégration de ces modèles, pour représenter un large éventail d'événements déclencheurs, combinée à une évaluation des conséquences, a permis de mesurer les risques quantifiables liés à l'exploitation de la centrale de Pickering-A.

L'ERPA comprenait une évaluation des pertes économiques et des dangers pour la santé publique pouvant découler d'éventuels rejets de substances radioactives provoqués par des événements déclencheurs attribuables à des défaillances (y compris une perte d'alimentation électrique à l'extérieur de la centrale) des systèmes de la centrale et pouvant endommager le combustible nucléaire dans le réacteur. Elle portait principalement sur les conséquences suivantes : la dose de rayonnement reçue par le public à l'extérieur de la zone d'exclusion de la centrale et les pertes économiques découlant des dommages causés à la centrale et des rejets de substances radioactives à l'extérieur de la zone d'exclusion de la centrale. Il s'agissait d'évaluer les dangers pour la santé publique et les pertes économiques tant à l'intérieur qu'à l'extérieur de la centrale. Afin d'évaluer la sûreté de la conception de la centrale, le risque calculé pour la santé publique a été comparé aux objectifs de sûreté fondés sur le risque couramment utilisés par l'entreprise de services publics.

TABLEAU A14.2 Documents d'application de la réglementation, codes et normes utilisés pour l'examen de la conception de la centrale de Pickering-A

Documents d'application de la réglementation de la CCSN	Normes de la CSA
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 cœur des centrales nucléaires CANDU* (1991) 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)	CSA-N285.0, *Exigences générales relatives aux systèmes et aux composants sous pression des centrales nucléaires CANDU* (1995) *CAN/CSA-N285.2, Exigences relatives aux composants sous pression des classes 1C, 2C et 3C des centrales nucléaires CANDU et à leurs supports* CAN/CSA-N285.3-88, *Exigences relatives aux composants des systèmes de confinement des centrales nucléaires CANDU* CAN/CSA-N285.6-Série-F88 (9 normes), *Normes sur les matériaux des composants des réacteurs des centrales nucléaires CANDU* CSA-N287.1-93, *General Requirements for Concrete Containment Structures for CANDU Nuclear Power Plants* CAN/CSA-N287.2-FM91, *Exigences relatives aux matériaux des enceintes de confinement en béton des centrales nucléaires CANDU* CSA-N287.3-93, *Design Requirements for Concrete Containment Structures for CANDU Nuclear Power Plants* CAN/CSA-N287.4-92, *Construction, Fabrication, and Installation Requirements for Concrete Containment Structures for CANDU Nuclear Power Plants* CAN3-N288.3.2-FM85, *Caissons de filtration de l'air à rendement élevé pour l'exploitation normale des centrales nucléaires* CAN3-N290.1-F80, *Exigences relatives aux systèmes d'arrêt des centrales nucléaires CANDU* CAN3-N290.4 -FM82, *Exigences relatives aux systèmes de régulation des réacteurs de centrales nucléaires CANDU* CAN/CSA-N290.5-M90, *Requirements for the Support Power Systems of CANDU Nuclear Power Plants*

Les principaux résultats de l'étude s'énoncent de la façon suivante :

- Les risques pour la santé et le bien-être de la population qui vit ou travaille près de la centrale de Pickering-A sont faibles si on les compare aux autres dangers auxquels ces gens sont normalement exposés.

- La probabilité d'un accident pouvant causer d'importants dommages au cœur du réacteur n'est pas plus élevée que pour les autres réacteurs modernes, mais elle est supérieure à la probabilité calculée pour les réacteurs CANDU plus récents, comme ceux de la centrale de Darlington. Cette situation est en bonne partie attribuable au manque d'indépendance entre le système de refroidissement d'urgence du cœur et le circuit du modérateur en sa qualité de source froide.

- La probabilité d'une défaillance catastrophique pouvant exposer la population à d'importantes doses de radioactivité est si faible qu'elle est jugée négligeable en pratique. Grâce à la conception particulière des tubes de force et de l'enceinte de confinement à pression négative des centrales CANDU à tranches multiples, les dangers pour la santé et le bien-être de la population sont très faibles.

- Les risques de nature économique liés à un rejet accidentel de substances radioactives dans l'atmosphère, à l'extérieur de la centrale, sont aussi très faibles. À l'interne, les risques économiques liés à un accident ayant endommagé le combustible sont comparables à ceux que courent les autres centrales, ces risques découlant surtout d'événements à conséquences limitées, jugés relativement plus probables.

- Aucun changement important visant la conception ou les procédures n'est exigé dans le rapport d'étude.

L'entreprise de services publics a modifié sa politique en matière de sûreté nucléaire depuis la publication de l'ERPA. Les objectifs et limites en matière de sûreté nucléaire, dont fait état la politique modifiée, sont présentés dans le tableau A14.3.

Un examen de l'évaluation des risques a été effectué afin de déterminer les améliorations qui devaient être apportées pour se conformer aux nouvelles limites avant la remise en service de la centrale de Pickering-A.

Bien que le processus de l'ERPA puisse être amélioré, ses résultats peuvent être utilisés pour remédier aux lacunes de la centrale de Pickering-A, et plus particulièrement pour modifier certaines interactions (notamment entre la fonction de source froide du circuit du modérateur et celle du SRUC) et pour réduire les vulnérabilités dues aux défaillances simples (c'est-à-dire un événement déclencheur suivi d'une défaillance mécanique simple ou de l'omission d'une seule intervention de l'opérateur).

Les mesures indiquées ci-dessous ont été prises en tenant compte des objectifs et limites établis dans le cadre de l'ERPA de l'entreprise de services publics et des préoccupations de la commission.

- Afin de déterminer les mesures les plus efficaces pour réduire la fréquence des incidents entraînant des dommages graves au cœur du réacteur, les événements ont été classés par ordre de priorité selon leur potentiel de réduction du risque et selon leur potentiel d'aggravation du risque. Un facteur de réduction du risque a été établi, qui indique quelle serait la diminution de la fréquence des dommages graves au cœur si on suppose que la probabilité qu'un événement se produise est égale à zéro (c'est-à-dire en posant comme hypothèse que l'événement ne se produira pas). Les événements auxquels est associé un facteur de réduction de risque supérieur à 1 % seront examinés plus en profondeur.

- De même, un facteur d'augmentation du risque a été établi, qui indique quelle serait l'augmentation de la fréquence des dommages graves au cœur si on suppose qu'un événement se produira. Les 50 activités les plus susceptibles d'entraîner une augmentation de risque ont été examinées afin de déterminer les domaines à réévaluer.

TABLEAU A14.3 Objectifs et limites en matière de sûreté nucléaire établis par l'entreprise de services publics

	Risque moyen	
	Objectif	**Limite**
Décès à court terme (par centrale)	1×10^{-6}	1×10^{-5}
Décès à long terme (par centrale)	1×10^{-5}	1×10^{-4}
Rejets importants (par tranche)	1×10^{-6}	1×10^{-5}
Rejets graves (par tranche)	1×10^{-7}	1×10^{-6}
Dommages graves au cœur (par tranche)	1×10^{-5}	1×10^{-4}

- Une liste des défaillances simples (composants ou interventions de l'opérateur) contribuant à une augmentation de la fréquence des dommages graves au cœur (catégories de ruptures de la gaine de combustible FDC1 et FDC2) a été préparée et examinée afin de déterminer les modifications pratiques pouvant être apportées à la conception.

- Une évaluation des options a permis de découvrir diverses façons d'améliorer la fiabilité à long terme du système de refroidissement d'urgence du cœur (SRUC). Cette évaluation a constitué le fondement des processus d'amélioration à long terme du SRUC, de réduction de la fréquence des événements entraînant des dommages graves au cœur et de réduction des interactions entre la fonction de source froide du circuit du modérateur et celle du SRUC.

On a déterminé dans quelle mesure chaque changement proposé pouvait contribuer à la réduction du risque, puis on a calculé la réduction globale de la fréquence des événements entraînant des dommages graves au cœur. Selon le rapport d'examen de l'ERPA, l'application des modifications retenues permettrait de réduire la fréquence de ces événements de $1{,}3 \times 10^{-4}$ à moins de 3×10^{-5} par année. De plus, ces modifications de la conception permettraient d'éliminer la plupart des vulnérabilités liées à des défaillances simples et d'atténuer les répercussions de performances humaines critiques. La centrale de Pickering-A sera remise en service lorsque la fréquence des événements entraînant des dommages graves au cœur sera conforme aux exigences de la politique de l'entreprise de services publics en matière de sûreté nucléaire.

ÉVALUATION ENVIRONNEMENTALE

Des renseignements tirés des programmes suivants ont été utilisés pour l'examen systématique de l'incidence de l'exploitation de la centrale de Pickering-A sur l'environnement :

- programme de surveillance des effluents radioactifs;
- programme de surveillance radiologique de l'environnement;
- programme d'estimation des doses de rayonnement au public;
- programme de surveillance des effluents classiques;
- programmes classiques de surveillance de l'environnement, de préservation de la biodiversité et d'utilisation des sols;
- programmes de prévention de la pollution;
- programme de gestion des déchets radioactifs;
- programme de gestion des déchets classiques.

Un examen plus poussé de ces programmes a été effectué en mettant l'accent sur l'utilisation de méthodes statistiques pour dégager les tendances et cerner les fluctuations annuelles inhabituelles.

Le rapport aborde diverses questions ayant trait à l'incidence éventuelle de l'exploitation de la centrale de Pickering-A sur l'environnement et présente une analyse préliminaire des principaux sujets de préoccupation. Bien que les programmes déjà en place ou projetés portent sur les incidences environnementales de la plupart des activités de la centrale de Pickering, plusieurs lacunes sur le plan de l'information empêchent de tirer des conclusions définitives quant à certains points. Le plan adopté portait sur les appréhensions des citoyens et sur diverses questions de nature scientifique ou technique. Le plan d'action environnemental fait état de 10 domaines où des améliorations pourraient être apportées afin de mieux protéger ou mettre en valeur l'écosystème entourant la centrale :

- la surveillance de l'environnement ou les systèmes de données;
- la limitation des rejets;
- la gestion des déchets;
- les mesures visant à mettre en valeur les éléments les plus importants de l'écosystème environnant;
- la mise au point de nouveaux outils de gestion des risques;
- l'information publique et la participation du public;
- la sensibilisation du personnel de la centrale aux questions environnementales;
- l'élaboration d'un plan quinquennal afin de régler les questions relatives à la préservation du milieu naturel;
- l'établissement d'un plan pour régler les problèmes non résolus;
- l'instauration d'un système de gestion environnementale.

Les mesures recommandées par suite de l'évaluation environnementale ont été intégrées à un système global de gestion environnementale. Le système de gestion environnementale de la centrale de Pickering, établi en 1998, reflète les questions soulevées dans le cadre de l'évaluation.

Comme condition préalable à l'approbation du projet de l'entreprise de services publics visant la remise en service de la centrale de Pickering-A au terme d'un programme de travaux déterminé, la commission a jugé nécessaire de soumettre la centrale à une évaluation environnementale en conformité avec la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* (*LCEE*). Les principaux motifs de cette décision sont indiqués ci-dessous.

- Il est peu probable que ce projet ait des incidences environnementales négatives, compte tenu des mesures d'atténuation proposées dans le rapport d'évaluation.

- En conséquence, en vertu de l'alinéa 20(1)*a*) de la *LCEE*, la commission peut procéder à l'examen de la demande de permis d'exploitation présentée par l'entreprise de services publics en conformité avec la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*. L'examen de la demande de permis par la commission se fera, comme d'habitude, dans le cadre d'audiences publiques.

Avant d'arrêter sa décision concernant l'évaluation environnementale, la commission avait défini un programme de suivi et de contrôle à appliquer en cas d'approbation de la demande de remise en service. Ce programme visait un double objectif, à savoir :

- participer au processus visant à déterminer si les incidences environnementales du projet correspondent aux prévisions présentées dans l'évaluation environnementale;
- évaluer l'efficacité des mesures d'atténuation des incidences environnementales.

Les exigences indiquées ci-dessous accompagnaient la décision de la commission.

- Les mesures d'atténuation proposées dans le cadre de l'évaluation environnementale doivent être appliquées.

- La commission a dit tenir pour acquis que, aux fins de l'évaluation environnementale, les améliorations nécessaires à la remise en service de la centrale avaient déjà été réalisées. Elle a en outre mentionné que le processus de délivrance de permis devra comprendre un mécanisme permettant de s'assurer que ces améliorations ont bel et bien été apportées, à défaut de quoi les conclusions de l'évaluation environnementale seraient jugées non valides aux fins de ce processus.

- Les améliorations en matière de sûreté et de protection de l'environnement qui étaient présumées avoir été mises en place aux fins de l'évaluation environnementale sont présentées dans l'annexe 14.2.

- Il faudra, dans le cadre d'un processus de consultation (prévu dans l'évaluation environnementale), détailler davantage le programme de suivi et de contrôle dont fait mention le rapport d'évaluation, et, sous réserve de l'approbation de la demande de remise en service de la centrale de Pickering-A par la commission, intégrer ce programme au processus de vérification de la conformité et de délivrance de permis de la commission. Le programme de suivi a pour objet de contrôler l'exactitude des prévisions relatives aux incidences environnementales et de déterminer l'efficacité des mesures d'atténuation.

- La commission reconnaît l'importance du maintien d'un dialogue soutenu, efficace et fructueux entre les exploitants des centrales et le public. Elle souligne également la volonté de l'entreprise de services publics de continuer à améliorer son programme de participation publique. Elle poursuivra le dialogue avec l'entreprise de services publics sur le sujet dans le cadre du processus de vérification de la conformité et de délivrance de permis.

ANNEXE 14.2
Améliorations et modifications à réaliser avant la remise en service de la centrale de Pickering-A

AMÉLIORATIONS ET MODIFICATIONS LIÉES À LA SÛRETÉ

La liste des améliorations et des modifications liées à la sûreté qui doivent être réalisées avant la remise en service des réacteurs de la centrale de Pickering-A est présentée ci-dessous. La Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) a indiqué que ces mesures doivent être prises ou que les renseignements pertinents doivent être fournis pour chaque tranche, avant sa remise en service, et présentés dans le rapport de contrôle de l'exécution, sauf pour les cas indiqués ci-dessous. Les mesures indiquées comprennent les activités de mise en service qu'il est possible ou pratique d'effectuer avant le redémarrage, les autres activités de mise en service devant être terminées avant la remise en service de la centrale :

- définir et effectuer les changements à l'exploitation des réacteurs qui sont jugés nécessaires pour se conformer à la nouvelle analyse des accidents de perte de réfrigérant primaire importante;
- confirmer l'intégrité des joints d'étanchéité et des pénétrations de l'enceinte de la calandre pour toute défectuosité de dimensionnement;
- effectuer l'installation du système d'arrêt d'urgence amélioré en conformité avec la condition 10.2 du permis d'exploitation (PROL 4.00/2003);
- apporter les améliorations aux systèmes de protection contre les séismes;
- améliorer les mesures d'atténuation des conséquences des accidents de perte de réfrigérant primaire;
- installer les filtres et les crépines sur le système de refroidissement d'urgence du cœur;
- remplacer les actionneurs des vannes d'isolement du système de refroidissement d'urgence du cœur;
- effectuer les travaux nécessaires sur les composants;
- apporter les améliorations nécessaires au circuit d'eau de service de catégorie III;
- modifier les vannes d'admission de la calandre;
- installer les automates programmables Chameleon;
- apporter les améliorations nécessaires au circuit de soutien d'eau d'alimentation;
- inspecter et réparer les vannes Velan d'isolement des générateurs de vapeur du circuit caloporteur;
- présenter un rapport sur les risques d'inondation (pour la tranche 4 seulement);
- apporter les améliorations nécessaires à la tuyauterie du circuit d'eau d'alimentation;
- apporter les modifications nécessaires au système d'éventage d'urgence du bâtiment de la turbine;
- présenter un rapport sur l'état du programme d'entretien, y compris l'état d'avancement des projets relevant du programme intégré d'améliorations;
- inspecter les tuyaux d'alimentation du réacteur afin de détecter les marques de corrosion par érosion, et les fissures dans les coudes de sortie, et présenter les résultats de l'inspection;
- mesurer l'élongation axiale des tubes de force, en conformité avec le plan et la stratégie de gestion du cycle de vie et du vieillissement des canaux de combustible nucléaire de l'entreprise de services publics N-PLAN-01060-10002;
- soumettre 20 canaux de combustible à l'inspection « CIGAR » et communiquer les résultats;
- inspecter les composants sous pression du circuit caloporteur primaire et les composants métalliques de l'enceinte de confinement;
- effectuer les essais sous pression du réacteur;
- préparer un rapport sur la réévaluation des contraintes thermiques subies par l'enceinte du réacteur;

- attester que toutes les vannes de sectionnement répondent aux exigences normales en matière de protection contre les surpressions;
- enregistrer les appareils sous pression dont l'enregistrement est périmé;
- effectuer les modifications permettant de réduire la fréquence des incidents entraînant des dommages au cœur;
- apporter les améliorations permettant de réduire l'indisponibilité calculée de l'enceinte de confinement et du système de refroidissement d'urgence du cœur;
- prendre les mesures et mettre en place les mécanismes permettant de limiter l'inhabitabilité ou l'indisponibilité de la salle de commande et fournir la documentation pertinente;
- installer les systèmes d'extinction d'incendie prévus (dans le bâtiment de la turbine, il suffit de réaliser ces travaux avant la remise en marche de la turbine);
- installer les systèmes indicateurs et d'alarmes incendie, y compris les systèmes de détection des incendies naissants (dans le bâtiment de la turbine, il suffit de réaliser ces travaux avant la remise en marche de la turbine);
- attester que des arrangements appropriés ont été pris avec le service des incendies de la municipalité de Pickering pour assurer une collaboration mutuelle et des interventions concertées, et tenir des exercices mixtes;
- mettre en place les programmes approuvés de protection contre les incendies d'OPG;
- apporter les améliorations indiquées dans le Rapport de vérification de la conformité au *Code de protection contre les incendies* et dans le Rapport d'évaluation des risques d'incendie;
- présenter une analyse de la survivabilité du bâtiment de la turbine en cas d'incendie;
- apporter les améliorations permettant de réduire au minimum la teneur en oxygène du condensat;
- mettre en place le plan de programme d'ingénierie des facteurs humains;
- mettre en œuvre le Plan de vérification et de validation des facteurs humains;
- établir la liste de contrôle du matériel de gestion de la configuration, les schémas de principe de l'exploitation, les schémas d'écoulement et les schémas de câblage électrique de tous les systèmes liés à la sûreté;
- effectuer une inspection complète des systèmes liés à la sûreté;
- corriger et mettre à jour les procédures de conduite et d'entretien, afin d'assurer leur exactitude technique et leur pertinence;
- attester que des employés qualifiés sont disponibles en nombre suffisant pour assurer la conduite des opérations de la centrale en toute sûreté, quelles que soient les conditions d'exploitation;
- attester que tous les employés ont suivi avec succès des stages de perfectionnement et de recyclage leur permettant de maintenir leurs connaissances à jour; cette attestation doit comprendre les résultats d'examens permettant de confirmer que les employés possèdent les connaissances et la compétence nécessaires à l'exercice de leurs fonctions, quelles que soient les conditions d'exploitation;
- appliquer le Programme de suivi et de contrôle de l'évaluation environnementale pour la partie précédant la remise en service de la centrale.

AMÉLIORATIONS ET MODIFICATIONS NÉCESSAIRES AUX FINS DE L'ÉVALUATION ENVIRONNEMENTALE

Aux fins de l'évaluation environnementale, on a supposé qu'un certain nombre d'améliorations et de modifications avaient déjà été réalisées. Pour maintenir la validité de l'évaluation environnementale, ces mesures correctives doivent d'ailleurs être prises avant la remise en service de la centrale. Les autres exigences sont indiquées ci-dessous. OPG a la ferme intention de se conformer à la plupart de ces exigences avant le redémarrage, sauf pour celles qui sont marquées d'un astérisque (*); ces mesures seront prises avant la remise en marche de la turbine :

- remise en état du matériel de protection contre les incendies;
- amélioration du circuit de recueil de vapeur;
- inspection périodique des joints d'expansion et des supports de tuyauterie;

- prévention et confinement des déversements;
- remplacement ou réparation de la tuyauterie du circuit de drainage radioactif;
- remplacement des tubes du condenseur;
- amélioration du système automatique d'injection intermittente et de déchloration, utilisé pour lutter contre les moules zébrées;
- amélioration du circuit du modérateur;
- remplacement des analyseurs à la cheminée;
- remplacement des composants contenant des BPC;
- remplacement des échangeurs de chaleur de la piscine de stockage du combustible nucléaire épuisé;
- réparation du revêtement de la piscine de stockage du combustible nucléaire épuisé;
- remise en état du circuit de refroidissement à l'arrêt;
- remplacement des échangeurs de chaleur des circuits d'huile de graissage et d'huile d'étanchéité de la turbine*;
- remplacement des petits échangeurs de chaleur aux interfaces huile-eau;
- échantillonnage de l'eau non radioactive évacuée par la pompe de puisard, afin de vérifier la présence de tritium dans l'eau souterraine;
- réduction des rejets de carbone-14 provenant des colonnes échangeuses d'ions;
- amélioration des bases de données sur les activités de maintenance tant préventive que corrective, afin de se conformer aux normes de qualité;
- modification de l'équipement permettant de réduire au minimum la teneur en oxygène du condensat et de l'eau d'alimentation;
- remise en état des générateurs de vapeur;
- remise en état des conditionneurs d'air essentiels dans le bâtiment du réacteur;
- inspection du réservoir et des dispositifs d'admission du circuit d'eau de circulation du condenseur;
- remise en état du circuit caloporteur;
- révision des appareils de chargement du combustible nucléaire;
- entretien général du turbo-alternateur*;
- amélioration du circuit de réchauffage de l'eau d'alimentation;
- accroissement de la disponibilité du circuit de soutien d'eau d'alimentation des générateurs de vapeur;
- entretien des circuits électriques;
- entretien des transformateurs;
- remplacement des ordinateurs de commande numérique;
- révision de la pompe du circuit d'eau de circulation du condenseur;
- remise en état du système de ventilation et de climatisation de la salle de commande.

ANNEXE 15.1
Doses reçues par le personnel des centrales nucléaires au Canada

Les données sur les doses reçues par le personnel constituent un élément important de l'évaluation de l'efficacité des programmes de radioprotection appliqués par les titulaires de permis d'exploitation. Ces données sont tirées du Fichier dosimétrique national (FDN), tenu par le Bureau de la radioprotection de Santé Canada. Les titulaires de permis de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) doivent transmettre au FDN, à intervalles réguliers, la dose de rayonnement reçue par chaque travailleur.

Les doses reçues par le personnel des centrales nucléaires au Canada sont largement inférieures au seuil de dose au-delà duquel des effets biologiques stochastiques ou déterministes ont été constatés. En règle générale, les études n'ont pas relevé un taux de maladies radio-induites plus élevé chez les travailleurs des centrales nucléaires que dans le reste de la population. Il est donc scientifiquement difficile d'établir un rapport avantages-inconvénients pour le personnel de ces centrales. Une façon classique de traiter la question consiste à calculer la dose collective en tenant pour acquis que les effets nuisibles nets sur la collectivité demeurent les mêmes si un travailleur reçoit, par exemple, 20 mSv ou si 10 travailleurs absorbent 2 mSv chacun. Cette méthode est très contestée parmi les spécialistes en radioprotection, qui sont d'avis qu'elle est trop prudente et qu'elle peut induire en erreur. Bien que la CCSN n'établisse aucune limite de dose collective, elle estime que les programmes de radioprotection devraient favoriser une réduction de cette dose. Le tableau A15.1 présente les tendances observées dans les centrales nucléaires au Canada relativement aux doses efficaces.

TABLEAU A15.1 Doses efficaces (personne-Sv)

	1996	1997	1998
Bruce-A	2,66	3,04	0,95
Bruce-B	1,27	1,46	2,74
Darlington	1,11	0,96	0,93
Gentilly-2	1,33	1,98	1,72
Pickering-A et Pickering-B	4,58	3,45	2,63
Point Lepreau	0,92	1,32	0,81

ANNEXE 15.2
Rejets de substances radioactives des centrales nucléaires au Canada

Toutes les centrales nucléaires rejettent, de façon contrôlée, de faibles quantités de substances radioactives dans l'atmosphère (sous forme d'effluents gazeux) et dans les cours d'eau environnants (sous forme d'effluents liquides). Le présent rapport fait état de l'ampleur de ces rejets pour chacune des centrales nucléaires au Canada et il indique dans quelle mesure ces données se conforment aux limites imposées par la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) dans le cadre de son programme de réglementation et de délivrance de permis. Il a été constaté que les rejets d'effluents gazeux et liquides de toutes les centrales nucléaires du Canada en service sont largement inférieurs aux limites établies par la CCSN. Depuis 1987, aucun rejet n'a dépassé 1 % de ces valeurs.

Les substances radioactives rejetées dans l'environnement sous forme d'effluents gazeux ou liquides par les centrales nucléaires peuvent être absorbées par les membres du public par irradiation directe, par inhalation d'air contaminé ou par ingestion de nourriture ou d'eau contaminée. Les doses auxquelles le public est exposé par suite des rejets normaux des centrales nucléaires sont si faibles qu'elles ne peuvent être mesurées directement. En conséquence, afin d'assurer que la limite de dose pour les membres du public n'est pas dépassée, le *Règlement sur la radioprotection* fixe la quantité maximale de substances radioactives pouvant être rejetée dans les effluents des centrales nucléaires. Les limites pour les effluents, fondées sur la limite de dose pour les membres du public, sont désignées sous l'appellation de « limites de rejets dérivées » (LRD). En outre, le secteur nucléaire établit des objectifs opérationnels qui représentent généralement un faible pourcentage des LRD. Ces objectifs sont fondés sur le principe selon lequel les doses doivent être maintenues au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA). Chaque centrale fixe ses objectifs en fonction de facteurs qui lui sont propres.

Pour l'approbation des LRD de chaque centrale nucléaire, la CCSN prend en considération les chaînes de pénétration dans l'environnement, c'est-à-dire les voies par lesquelles les rejets de substances radioactives provenant de la centrale peuvent atteindre les membres les plus exposés du public. Ces personnes les plus exposées, qui forment ce qu'il est convenu d'appeler le « groupe critique », sont susceptibles de recevoir les plus fortes doses de rayonnement en raison de facteurs tels que l'âge, le régime alimentaire, le mode de vie et le lieu de résidence.

Depuis 1987, le calcul des LRD est effectué à l'aide d'une méthode proposée par l'Association canadienne de normalisation dans le document CAN/CSA-N288.1-M87. Cette formule reflète un nombre beaucoup plus élevé de chaînes de pénétration dans l'environnement que les méthodes précédentes et elle est mieux adaptée à l'utilisation de données particulières à une centrale. En outre, des hypothèses plus réalistes, notamment en ce qui a trait au temps de séjour et aux facteurs d'atténuation due au blindage, ont été incorporées aux calculs, et les paramètres de transfert dans l'environnement des différents radionucléides ont été actualisés. En plus d'utiliser cette norme, la CCSN pourra imposer des exigences pour le calcul des LRD, notamment l'utilisation de certaines données particulières à la centrale visée, afin d'obtenir une évaluation plus juste du processus de transfert dans l'environnement.

La LRD et les données sur les rejets réels de chaque centrale nucléaire sont indiqués dans les tableaux A15.3 et A15.4. Le tableau A15.3 présente les données pour les rejets d'effluents gazeux, tandis que le tableau A15.4 porte sur les rejets d'effluents liquides. Il convient de noter que, dans chaque cas, les rejets réels sont largement inférieurs à la LRD.

TABLEAU A15.2 Rejets d'effluents gazeux des centrales nucléaires au Canada, 1999

		Bruce-A	Bruce-B	Darlington	Gentilly-2	Pickering-A	Pickering-B	Point Lepreau
Oxyde de tritium (TBq)	Rejets	$3{,}1 \times 10^{2}$	$3{,}1 \times 10^{2}$	218 24*	131	$2{,}0 \times 10^{2}$	$2{,}7 \times 10^{2}$	$1{,}1 \times 10^{2}$
	LRD	$3{,}8 \times 10^{5}$	$4{,}7 \times 10^{5}$	$2{,}1 \times 10^{5}$ $7{,}3 \times 10^{6}$*	$4{,}4 \times 10^{5}$	$3{,}4 \times 10^{5}$	$3{,}4 \times 10^{5}$	$4{,}3 \times 10^{5}$
Carbone-14 (TBq)	Rejets	0,2	***	3,5	0,25	0,32	***	0,28
	LRD	$2{,}8 \times 10^{3}$	$3{,}0 \times 10^{3}$	$1{,}4 \times 10^{3}$	$9{,}1 \times 10^{2}$	$8{,}8 \times 10^{3}$	$8{,}8 \times 10^{3}$	$3{,}3 \times 10^{3}$
Gaz nobles (TBq-MeV)	Rejets	12	79	344	3,8	$2{,}6 \times 10^{2}$	$2{,}1 \times 10^{2}$	3,8
	LRD	$2{,}5 \times 10^{5}$	$6{,}1 \times 10^{5}$	$2{,}1 \times 10^{5}$	$1{,}7 \times 10^{5}$	$8{,}3 \times 10^{4}$	$8{,}3 \times 10^{4}$	$7{,}3 \times 10^{4}$
Iode 131 (TBq)	Rejets	$7{,}2 \times 10^{-6}$	$3{,}5 \times 10^{-5}$	$3{,}2 \times 10^{-5}$	ND**	$7{,}2 \times 10^{-5}$	$9{,}6 \times 10^{-5}$	ND**
	LRD	1,2	1,3	0,6	1,3	2,4	2,4	9,9
Particules (TBq)	Rejets	$3{,}4 \times 10^{-6}$	$1{,}1 \times 10^{-4}$	$8{,}2 \times 10^{-5}$	$7{,}4 \times 10^{-6}$	$3{,}6 \times 10^{-4}$	$5{,}7 \times 10^{-5}$	$3{,}5 \times 10^{-6}$
	LRD	2,7	4,8	4,4	1,9	5,0	5,0	5,2

* Tritium élémentaire.
** Non détecté.
*** Rejets de carbone-14 déclarés seulement après 1999.

TABLEAU A15.3 Rejets d'effuents liquides de centrales nucléaires au Canada, 1999

		Bruce-A	Bruce-B	Darlington	Gentilly-2	Pickering-A	Pickering-B	Point Lepreau
Tritium (TBq)	Rejets	240 x 10^{1}	220 x 10^{2}	89	361	320 x 10^{2}	130	53 x 10^{1}
	LRD	1,7 x 10^{6}	3,0 x 10^{6}	5,3 x 10^{6}	1,2 x 10^{6}	8,3 x 10^{5}	8,3 x 10^{5}	1,6 x 10^{7}
Bêta-gamma brut (TBq)	Rejets	9,7 x 10^{-3}	1,4 x 10^{-3}	1,4 x 10^{-2}	1,6 x 10^{-3}	4,8 x 10^{-3}	1,2 x 10^{-2}	3,3 x 10^{-3}
	LRD	20,0	23,0	130,0	5,3	9,7	9,7	16,0
Carbone-14 (TBq)	Rejets	0,86	3,6 x 10^{-2}	5,7 x 10^{-4}	1,5 x 10^{-2}	ND*	1,1 x 10^{-2}	2,6 x 10^{-3}
	LRD	4,5 x 10^{2}	4,8 x 10^{2}	3,2 x 10^{3}	1,0 x 10^{2}	1,4 x 10^{2}	1,4 x 10^{2}	3,0 x 10^{2}

* Non disponible.

ANNEXE 17.1
Choix de l'emplacement

L'étape initiale du processus de délivrance de permis pour l'exploitation d'une centrale nucléaire au Canada consiste dans l'examen et l'acceptation de l'emplacement choisi (voir la section 7.3 et l'annexe 7.3). Les exigences réglementaires à cet égard peuvent se résumer comme suit.

- Le demandeur transmet à la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) une « lettre d'intention » dans laquelle sont décrits :
  - le genre, la taille et les principales caractéristiques de la centrale proposée;
  - l'emplacement choisi et sa situation géographique;
  - l'organisation de base de l'effectif, y compris les personnes-ressources avec lesquelles le personnel de la CCSN devra communiquer.

- Le demandeur prépare une évaluation détaillée des incidences environnementales de la centrale nucléaire et la soumet aux autorités fédérales et provinciales pertinentes, conformément à la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* (*LCEE*).

- Le demandeur soumet à l'approbation de la CCSN son « rapport d'évaluation de l'emplacement », lequel doit montrer que les caractéristiques de l'emplacement choisi pour la construction de la centrale conviennent sur les plans de la conception, de la construction, de la mise en service et de l'exploitation. Bien que le rapport doive mettre l'accent sur la définition et l'analyse des caractéristiques qui ont une incidence sur la sûreté, il doit aussi renfermer suffisamment de données sur la conception technique et l'exploitation de la centrale.

- Le demandeur doit organiser des séances d'information publique pour expliquer les retombées sociales et économiques de la centrale ainsi que ses incidences sur la sûreté et sur l'environnement. Ces séances ont aussi pour objet de permettre au public d'exprimer ses points de vue et d'obtenir réponse à ses questions.

CRITÈRES D'ÉVALUATION DES FACTEURS LIÉS À L'EMPLACEMENT AYANT TRAIT À LA SÛRETÉ

Les critères à appliquer dans ce domaine appartiennent à deux catégories.

La première catégorie touche aux aspects démographiques, à la facilité d'accès et de sortie de l'emplacement et aux zones habitées, à l'emplacement de la centrale par rapport aux réseaux de distribution d'électricité et à la sécurité des raccordements électriques. La facilité d'accès (c'est-à-dire l'existence de routes et de ponts) doit permettre le mouvement des ressources dans les cas suivants : urgences, rotation des équipes de quart, livraison du carburant pour le générateur d'urgence, intervention des services de sécurité ou d'incendie et évacuation d'urgence par mesure de précaution.

La deuxième catégorie est celle de l'incidence de l'emplacement sur la sûreté de la centrale nucléaire, ce qui 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.

Elle comprend également la proximité de la centrale par rapport à une ou plusieurs des installations suivantes :

- les voies de chemin de fer (risques de déraillement et de déversement de substances dangereuses);
- les 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);
- les bases de lancement militaires (risques présentés par des missiles perdus).

CRITÈRES D'ÉVALUATION DES INCIDENCES D'UNE CENTRALE SUR L'ENVIRONNEMENT ET SUR LA POPULATION DU POINT DE VUE DE LA SÛRETÉ

Les critères décrits ci-dessous concernent les incidences d'une centrale nucléaire sur l'environnement et sur la population du point de vue de la sûreté, dans le cours de son exploitation normale et dans des conditions d'accident. Les incidences environnementales comprennent les effets sur l'approvisionnement en eau, la qualité de l'air, la faune, les lacs et les cours d'eau. Ces facteurs sont évalués dans l'étude des incidences environnementales réalisée conformément aux lois provinciales et fédérales pertinentes.

L'incidence sur la population est mesurée d'après la dose totale reçue par une population en cas d'événements attribuables à une défaillance simple ou double. En supposant que la centrale fonctionnera comme prévu en cas d'accident, il importe de tenir compte des facteurs liés à la population afin de respecter les limites de dose de rayonnement réglementaires. Ces facteurs comprennent le nombre et la répartition des habitants autour de la centrale ainsi que d'autres aspects socio-démographiques (zone suburbaine, rurale ou industrielle, présence d'écoles ou d'hôpitaux, etc.).

MOYENS D'APPLICATION DES CRITÈRES

Les critères susmentionnés sont appliqués conformément aux exigences réglementaires concernant l'emplacement, résumées ci-dessus. Les documents suivants sont produits.

- La « lettre d'intention » et le rapport d'évaluation de l'emplacement : les données démographiques relatives à l'emplacement, la facilité d'accès, la probabilité d'une inondation, d'une secousse sismique, etc., sont autant d'aspects couverts dans la lettre d'intention et dans le rapport d'évaluation de l'emplacement que doit produire le demandeur.

- Le rapport d'évaluation environnementale : l'incidence de la centrale nucléaire sur l'environnement est traité dans le rapport d'évaluation environnementale.

- Le rapport de sûreté : le calcul des doses de rayonnement au public et la conformité de la conception technique de la centrale nucléaire avec les objectifs de sûreté.

Ces rapports sont analysés par le personnel de la CCSN ou par les organismes fédéraux et provinciaux chargés de l'environnement, selon le cas, afin d'assurer la conformité avec les règlements pertinents. Les séances d'information publique et les débats qui suivent permettent aussi d'établir dans quelle mesure l'emplacement choisi répond aux critères décrits plus haut.

ACTIVITÉS LIÉES AU MAINTIEN D'UN NIVEAU DE SÛRETÉ ACCEPTABLE, COMPTE TENU DES FACTEURS LIÉS À L'EMPLACEMENT DE LA CENTRALE

La validité des critères mentionnés précédemment fait l'objet d'une vérification périodique. Les changements éventuels au contexte démographique ou aux conditions de l'environnement local comprennent notamment l'un ou l'autre des éléments suivants :

- 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.

Des modifications de ce genre doivent être étudiées dans le cadre d'activités telles que les examens annuels des mesures d'intervention d'urgence et des mesures d'intervention de sécurité. Ces études s'inscrivent en complément de la mise à jour obligatoire du rapport de sûreté au moins une fois tous les trois ans. Ce dernier rapport renferme des sections consacrées aux aspects suivants :

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

Chacun des titulaires de permis a établi un programme de surveillance radiologique de l'environnement pour veiller à ce que le niveau de sûreté des centrales nucléaires canadiennes reste dans les limites acceptables. Ces programmes ont quatre grands objectifs :

- confirmer que les rejets de substances radioactives se situent à l'intérieur des limites de rejets dérivées pour l'émission de nucléides ou groupes de nucléides déterminés;
- confirmer la validité des hypothèses formulées au moment d'établir les limites de rejets de la centrale;
- permettre la tenue d'une évaluation indépendante des doses reçues par la population critique à la suite d'une radioexposition;
- produire des données pour contribuer à la préparation et à l'évaluation de modèles décrivant de façon appropriée le déplacement des radionucléides dans l'environnement.

Les conditions rattachées au permis d'exploitation de chaque centrale exigent que soient déposés 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 évaluations des doses de rayonnement au public par suite de l'exploitation des centrales. Les résultats de ces programmes permettent de veiller à ce que les limites de dose réglementaires ne soient pas dépassées.

La première étape d'un programme de surveillance radiologique de l'environnement efficace consiste à déterminer les niveaux naturels de radioactivité (rayons gamma, tritium présent dans l'atmosphère, activité du tritium et des rayonnements bêta à l'état brut dans les cours d'eau) dans des aires éloignées de la zone d'émission des centrales. Ces niveaux naturels sont déterminés par l'analyse d'échantillons prélevés un peu partout au Canada.

L'étape suivante consiste à quantifier les effets des rejets de la centrale. Des échantillons prélevés à la centrale même et dans ses environs immédiats sont analysés. À l'aide des résultats, on évalue l'effet de l'exploitation de la centrale sur la population en général ainsi que la dose à laquelle est exposé le groupe critique (c'est-à-dire la dose maximale que reçoit chaque membre du public). L'incidence de l'exploitation de la centrale est calculée à l'aide de données sur la consommation alimentaire et sur le métabolisme, ainsi que de facteurs de conversion de dose tirés de diverses sources scientifiques. Tous ces calculs sont faits à partir de valeurs surestimées, ce qui permet d'arriver à des doses estimatives dont la valeur est supérieure à la dose moyenne réelle reçue par les membres du groupe le plus exposé. Par exemple, les modèles employés partent souvent de l'hypothèse que la personne considérée vit vingt-quatre heures sur vingt-quatre dans son domicile situé juste à l'extérieur du périmètre de la centrale nucléaire, et qu'elle n'y boit que de l'eau du robinet et du lait produit localement et ne mange que des aliments – fruits, légumes et poisson – d'origine locale.

ACCORDS INTERNATIONAUX CONCLUS AVEC DES PAYS VOISINS SUSCEPTIBLES D'ÊTRE TOUCHÉS PAR LE PROGRAMME NUCLÉAIRE CANADIEN

Les paragraphes qui suivent font état du processus des consultations tenues avec les États-Unis au moment de choisir un emplacement pour une centrale nucléaire au Canada.

La loi et les procédures canadiennes et, plus particulièrement, la *LCEE* et ses règlements d'application, ainsi que le Processus fédéral d'évaluation et d'examen en matière d'environnement, n'obligent pas les entreprises d'électricité qui envisagent de construire une centrale nucléaire susceptible d'avoir des répercussions sur les États-Unis de consulter les États ou la population américaine relativement au choix de l'emplacement de la centrale.

Cependant, le Canada et les États-Unis sont signataires de la *Convention sur l'évaluation de l'impact sur l'environnement dans un contexte transfrontière* (signée à Espoo, en Finlande, le 25 février 1991). Si ces deux pays ratifient cette convention, ils seront liés par ses dispositions. La ratification de la convention contraindrait les deux parties ainsi que la « partie d'origine » à :

- prendre toutes mesures appropriées et efficaces pour prévenir, réduire et combattre l'incidence transfrontalière préjudiciable importante que des activités proposées pourraient avoir sur l'environnement, notamment pour ce qui est du choix de l'emplacement, de la construction et de l'exploitation des centrales nucléaires;
- veiller à ce que les parties touchées soient avisées du projet;
- offrir au public des zones susceptibles d'être touchées la possibilité de participer aux procédures pertinentes d'évaluation de l'incidence sur l'environnement des activités proposées et veiller à ce que la possibilité offerte au public de la partie touchée soit équivalente à celle qui est offerte à son propre public;
- inclure dans la notification des renseignements sur l'activité proposée, y compris tout renseignement disponible sur son éventuel incidence transfrontalière.

Les gouvernements du Canada et des États-Unis, en collaboration avec ceux des États et des provinces, doivent également 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 matières radioactives dans le bassin des Grands Lacs, en vertu de l'Accord de 1978 relatif à la qualité de l'eau dans les Grands Lacs, modifié par le Protocole du 18 novembre 1987[*].

La CCSN et son équivalent américain (la United States Nuclear Regulatory Commission) sont tous deux rompus aux pratiques de la coopération et de la consultation en leur qualité d'organismes nationaux de réglementation depuis les années 50. Le 15 août 1996, les deux organismes ont conclu un accord administratif bilatéral portant sur la coopération et l'échange d'information concernant divers aspects de 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 déclassement de toute installation nucléaire désignée au Canada et aux États-Unis.

[*] Voir le document de la Commission mixte internationale (CMI) de février 1994.

ANNEXE 18.1
Conception et construction

En matière de sûreté, l'objectif du modèle CANDU consiste à protéger le public et le personnel des centrales nucléaires contre les incidences négatives éventuelles sur la santé des rejets de substances radioactives produites dans le cours de son exploitation normale et dans des conditions d'accident. Cet objectif peut être atteint en prévenant les accidents ou, si un accident se produit, en atténuant ses incidences.

La doctrine suivante préside à la conception des centrales nucléaires CANDU :

- la notion de la défense en profondeur;
- la séparation des systèmes spéciaux de sûreté et des systèmes fonctionnels;
- le maintien de la sûreté de fonctionnement en cas de défaillance d'un composant ou d'un système (sûreté en cas de défaillance).

Pour éviter que les centrales nucléaires ne présentent des risques inacceptables pour le public, la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) établit des exigences destinées à en assurer la sûreté. Les documents d'application de la réglementation R-7, R-8 et R-9 précisent les normes qui s'appliquent aux systèmes spéciaux de sûreté (soit les deux systèmes d'arrêt d'urgence, l'enceinte de confinement et le système de refroidissement d'urgence du cœur).

À l'étape de la conception, les titulaires de permis réalisent des analyses de sûreté visant à démontrer que les limites de dose de référence à l'égard d'événement particuliers, lesquelles sont précisées dans des documents de la CCSN, ne sont pas dépassées. La conception de la centrale doit également être passée en revue d'une manière systématique et vérifiable pour faire ressortir tout autre événement susceptible de susciter des inquiétudes.

LA NOTION DE LA DÉFENSE EN PROFONDEUR

L'application du principe de la défense en profondeur à la conception de la sûreté des réacteurs CANDU a déjà été examinée à l'article 6. Du point de vue de la conception, l'adoption de la notion de la défense en profondeur a pour but de faire en sorte que la probabilité de défaillances ou de combinaisons de défaillances ayant des conséquences radiologiques importantes soit faible. Cette approche prévoit notamment :

- une conception prudente et un niveau élevé de qualité de la construction de la centrale afin de réduire au minimum l'éventualité d'un fonctionnement anormal ou de défaillances;
- l'interposition de multiples barrières physiques contre le rejet de substances radioactives dans l'environnement;
- plusieurs moyens d'accomplir les fonctions de sûreté de base (notamment le contrôle de la réactivité, l'évacuation de la chaleur et le confinement de la réactivité);
- 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 d'un dispositif de déclenchement automatique des systèmes de sûreté ou de l'intervention directe de l'opérateur;
- l'adjonction d'équipements et de procédures pour soutenir les mesures de prévention des accidents afin de contrôler le déroulement des accidents et d'en limiter les conséquences.

BARRIÈRES CONTRE LE REJET DE SUBSTANCES RADIOACTIVES

Les centrales nucléaires renferment des matières radioactives qui peuvent constituer une menace pour le public. La majeure partie de ces matières se trouvent dans les éléments de combustible et on a mis en place plusieurs barrières entre ces matières et le public.

- Combustible d'oxyde d'uranium : la matière radioactive est produite et emmagasinée dans le combustible solide. Plus de 99 % de cette matière subsiste dans le combustible et n'est jamais libérée, dans les conditions normales. Seulement une fraction de 1 % de la matière radioactive, produite pendant la fission nucléaire, s'échappe de l'oxyde d'uranium et est contenue au sein de l'élément de combustible grâce à la gaine de combustible.

- Gaine de combustible : la gaine retient la petite quantité de produits de fission volatils qui s'échappent de la matrice du combustible.

- Circuit caloporteur : le combustible est contenu dans le circuit caloporteur. Un circuit intact retient les produits de fission même lorsqu'une rupture de la gaine de combustible se produit et que les petites quantités de produits de fission qui se trouvent entre le combustible et la gaine sont dégagées.

- Enceinte de confinement : la barrière suivante (contre les rejets) est l'enceinte de confinement, qui contient la radioactivité en cas de rupture de la gaine de combustible et du circuit caloporteur.

- 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.

PRÉVENTION DES ACCIDENTS

L'objectif fondamental du modèle CANDU en matière de sûreté est de faire en sorte que le risque pour la santé du public soit limité. La matière radioactive contenue dans le combustible nucléaire ne peut être libérée et atteindre le public que si les barrières décrites précédemment sont endommagées ou subissent une défaillance. Le premier moyen de défense consiste évidemment à éviter les accidents – un objectif poursuivi, dans le modèle CANDU, au moyen de divers éléments.

ENGAGEMENT ENVERS LA QUALITÉ

- Maintenir un niveau élevé de qualité à toutes les étapes du projet;
- effectuer un contrôle rigoureux de la qualité pendant la fabrication et l'installation;
- utiliser des composants dont la qualité a été démontrée;
- avoir un personnel bien formé;
- soumettre les composants et systèmes à des inspections et essais périodiques;
- assurer une exploitation sûre et efficace dans le cadre des paramètres d'exploitation;
- maintenir un niveau élevé d'automatisation pour réduire les risques d'erreurs humaines chez les opérateurs.

REDONDANCE

La redondance est l'utilisation de deux ou plusieurs composants ou systèmes dont chacun est capable d'accomplir les fonctions nécessaires. La redondance des systèmes est obtenue en mettant en place des systèmes indépendants (deux systèmes d'arrêt d'urgence, par exemple) qui peuvent accomplir des fonctions équivalentes et en concrétisant le modèle des « deux groupes » : deux groupes de systèmes liés à la sûreté sont établis dans la centrale, chacun d'eux pouvant maintenir la sûreté de cette dernière si l'autre groupe subit une défaillance. La séparation de ces deux groupes constitue donc une protection intrinsèque contre les

défaillances résultant d'effets de cause commune (un incendie ou un acte commis par des tiers, par exemple) qui peuvent avoir des répercussions dans une aire limitée de la centrale.

Les systèmes de la centrale sont classés en deux grands groupes :

- **Les systèmes du groupe 1 :** ces systèmes accomplissent des fonctions de sûreté pour atténuer les effets d'un événement, et ils accomplissent aussi des fonctions de production de puissance dans le cours normal de l'exploitation de la centrale. Ce groupe comprend :
  - les systèmes de production d'électricité;
  - la première série de systèmes spéciaux de sûreté;
  - la première série de systèmes de soutien à la sûreté.

- **Les systèmes du groupe 2 :** ces systèmes accomplissent une fonction de sûreté pour atténuer les effets d'un événement, mais ils n'accomplissent aucune fonction dans le cours normal de l'exploitation de la centrale. Ce groupe comprend :
  - la seconde série de systèmes spéciaux de sûreté;
  - la seconde série de systèmes de soutien à la sûreté.

La redondance des composants est un élément inhérent des systèmes spéciaux de sûreté (les deux systèmes d'arrêt d'urgence, le système de refroidissement d'urgence du cœur et l'enceinte de confinement) et 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 tous les composants essentiels. La disponibilité de ces systèmes est vérifiée pendant l'exploitation au moyen d'essais courants des composants des systèmes de sûreté.

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 des systèmes fonctionnels.

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 commune de conception ou de maintenance, par exemple).

L'intégration de deux systèmes d'arrêt d'urgence dans les réacteurs 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 en électricité conformément à l'approche à deux groupes, selon laquelle des services de soutien sont assurés. En outre, les centrales nucléaires CANDU doivent prévoir, dès la conception, les défaillances doubles (c'est-à-dire un événement déclencheur de référence accompagné de l'indisponibilité d'un système de sûreté). Cela signifie que la centrale est conçue, par exemple, de façon à pouvoir atténuer les effets d'un accident de perte de réfrigérant primaire conjugué à une perte de réfrigérant d'urgence du cœur, et que le circuit du modérateur représente un moyen approprié de refroidir le combustible nucléaire dans une telle éventualité.

SÉPARATION

On entend par séparation l'interposition de barrières ou la distanciation pour séparer les composants 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'un composant, il est peu probable que la défaillance ou l'événement se répercute sur l'autre système ou composant. La séparation

offre une protection contre les conséquences de défaillances résultant indirectement d'effets de cause commune (un incendie ou un projectile, par exemple).

La séparation physique et fonctionnelle des systèmes est prévue dans la construction des centrales CANDU pour concrétiser la notion des deux groupes distincts. Les éléments des systèmes spéciaux de sûreté qui accomplissent des fonctions similaires sont séparés dans toute la mesure du possible. Les composants redondants à l'intérieur des systèmes sont séparés sur le plan physique suivant leur vulnérabilité aux risques communs. Des exigences particulières s'appliquent aux câbles triples des instruments et aux câbles doubles d'alimentation et de commande des systèmes liés à la sûreté. Le principe de la désignation paire et impaire des matériels est appliqué 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.

Les systèmes liés à la sûreté sont séparés suivant le principe de la séparation en deux groupes. Selon ce principe, les systèmes liés à la sûreté choisis sont divisés en deux groupes, qui sont tous deux en mesure d'assurer les fonctions de sûreté essentielles en cas d'arrêt de la centrale. Si l'un des groupes devient indisponible par suite d'un événement localisé qui se produit à l'extérieur du bâtiment du réacteur, l'autre groupe assurera les fonctions de sûreté.

La séparation des systèmes spéciaux de sûreté et des systèmes fonctionnels – employés pour la production d'électricité – constitue l'un des principes fondamentaux en matière de sûreté, qui est devenu une exigence réglementaire au Canada. La séparation a pour but d'éviter que les événements qui touchent une aire déterminée de la centrale et les liens fonctionnels entre les systèmes ne compromettent la capacité de la centrale à assurer les fonctions de sûreté requises en cas d'accident.

ATTÉNUATION DES EFFETS DES ACCIDENTS

Les mécanismes destinés à atténuer les effets des accidents sont incorporés dans la conception de la centrale et dans les procédures d'exploitation. Ils comprennent notamment des mesures visant à prévenir les ruptures de la gaine de combustible nucléaire en cas de défaillance grave d'un système fonctionnel, de même que des dispositions visant à contenir les matières radioactives dans le cas où surviendraient des ruptures de la gaine. L'atténuation des conséquences des accidents est également assurée par l'intégration de systèmes spéciaux de sûreté à la fois fiables et efficaces, et capables :

- de limiter les effets des accidents;
- d'intégrer des barrières multiples, suivant la description fournie précédemment;
- d'intégrer des mesures visant à protéger ces barrières contre les dommages causés par des accidents.

Les méthodes d'atténuation des accidents font également intervenir les principes de la redondance et de la diversification, afin qu'il soit possible de maintenir diverses fonctions de sûreté importantes, comme l'alimentation en électricité et l'évacuation de la chaleur, même à la suite de la défaillance de certains composants attribuable à un accident.

MESURES VISANT À S'ASSURER QUE LES TECHNIQUES APPLIQUÉES ONT ÉTÉ ÉPROUVÉES OU QU'ELLES ONT ÉTÉ VALIDÉES AU MOYEN D'ESSAIS OU D'ANALYSES

Tel que mentionné à l'article 6 (tableau 6.1), les critères et principes de sûreté relatifs aux réacteurs CANDU établissent que la conception et la construction de tous les systèmes, structures et composants qui sont essentiels au réacteur, ou qui lui sont associés, doivent être conformes aux codes, normes ou pratiques les plus pertinents et que cette conformité doit être confirmée par un mécanisme de vérification indépendant.

Les mesures destinées à assurer l'application de techniques de pointe éprouvées, qui s'inscrivent dans le processus de délivrance de permis, sont décrites dans la section 7.3 et dans l'annexe 7.3 (nouvelles centrales

nucléaires) et dans la section 7.4 (renouvellement de permis). À chaque étape de ce processus, des documents décrivant la technique employée doivent être présentés aux fins de vérification et de validation. Ces documents comprennent le rapport de sûreté et le programme d'assurance de la qualité.

Les outils et les méthodes utilisés aux fins de l'établissement 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. L'acceptation de l'emplacement choisi, étape initiale du processus de délivrance de permis pour une nouvelle centrale, ne pourra avoir lieu que si le rapport de sûreté préliminaire satisfait à ces exigences. Il faut ensuite mettre la dernière main au rapport et mettre à jour les méthodes aussi bien pour le permis de construction que pour le permis d'exploitation.

Au Canada, une des exigences du permis prévoit que le rapport de sûreté soit actualisé au moins une fois tous les trois ans dans le cas d'une centrale en exploitation. Les éléments suivants doivent être utilisés aux fins de l'établissement du rapport de sûreté actualisé et y être mentionnés le cas échéant :

- les nouvelles méthodes;
- les programmes informatiques;
- les données expérimentales;
- les résultats des activités de recherche-développement.

Aussi arrive-t-il souvent que plusieurs des événements traités dans le rapport de sûreté antérieur soient analysés de nouveau dans la version actualisée. Le document de consultation C-6, *Analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU*, fait état des critères relatifs à la qualité et à la validation de l'analyse et des programmes informatiques qui doivent être appliqués pour veiller à ce que les normes en vigueur soient respectées.

EXIGENCES DESTINÉES À FAVORISER UNE EXPLOITATION FIABLE, STABLE ET FACILE À GÉRER EN TENANT COMPTE DES FACTEURS HUMAINS ET DE L'INTERFACE HOMME-MACHINE

La redondance et la diversification des composants et systèmes visent à faciliter l'exploitation fiable, stable et facile à gérer des centrales nucléaires CANDU. Grâce aux fonctions de chevauchement des systèmes de régulation et de sûreté, il est plus facile d'exploiter la centrale en respectant ses paramètres d'exploitation.

La CCSN exige du titulaire de permis qu'il définisse les règles de base de l'exploitation, y compris celles qui sont liées à la gestion et à la fiabilité. Ces règles figurent dans la Ligne de conduite pour l'exploitation (LCE) préparée par le titulaire de permis. La LCE fait état des responsabilités, des paramètres d'exploitation et des principes à appliquer pour assurer une exploitation sûre, facile et bien gérée.

La CCSN doit examiner et approuver la LCE avant d'accorder le permis d'exploitation. Le non-respect par le personnel du titulaire de permis des exigences précisées dans la LCE constitue une violation des conditions de délivrance du permis.

Une attention particulière est accordée aux facteurs humains et à l'interface homme-machine pendant toute la durée de vie de la centrale afin de la rendre tolérante aux erreurs humaines. Les exemples qui suivent illustrent cette vigilance.

- Un mécanisme de déclenchement automatique des commandes ou des systèmes de protection a 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 opérationnelles normales ou de court-circuiter 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 service de la centrale et pour déterminer et exécuter les manœuvres nécessaires.

- La salle de commande a été 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 ayant été accordée au regroupement, à la disposition, à l'étiquetage et au choix des dispositifs.

  Les facteurs humains et l'interface homme-machine ont été pris en compte afin de faire en sorte qu'il y ait, dans la salle de commande, toute l'information nécessaire pour diagnostiquer les événements prévus ou les transitoires et pour évaluer les conséquences de toute mesure prise par les opérateurs de la centrale.

- Des moyens de communication fiables ont été établis entre la salle de commande et le personnel d'exploitation qui se trouve dans des endroits éloignés en centrale pour faciliter l'exécution d'interventions manuelles. Le risque d'erreurs humaines a été réduit en utilisant efficacement les protocoles de communication et en familiarisant le personnel d'exploitation avec le fonctionnement normal et l'emplacement des commandes des systèmes.

- Les procédures d'exploitation (en situation normale ou anormale) et les procédures de maintenance renferment des instructions détaillées concernant l'exécution des tâches assignées. L'exactitude des procédures et leur observation permettent de réduire au minimum le risque d'erreurs humaines et facilitent l'interface homme-machine.

- Des services de formation sont offerts relativement à l'exploitation et à la maintenance pour assurer et maintenir la qualité d'exécution des tâches. Ces activités de formation comprennent habituellement des cours structurés, des classes-ateliers, une formation en cours d'emploi, un encadrement par un surveillant et des séances d'information informelles.

  La formation est conçue de manière à ce que les employés puissent accomplir efficacement les tâches liées à leur poste soit individuellement, soit en équipe. 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 la concordance des systèmes et des essais après maintenance sont couramment effectuées pour détecter et corriger les erreurs humaines qui pourraient se produire pendant l'utilisation et la maintenance des systèmes.