



Gouvernement
du Canada

Government
of Canada



Rapport national du Canada pour la Convention sur la sûreté nucléaire

Rapport national du Canada pour la Convention sur la sûreté nucléaire

© Ministre des Travaux publics et Services gouvernementaux Canada 1998
Numéro de catalogue CC2-0690F
ISBN 0-662-83211-6

Publié par la Commission de contrôle de l'énergie atomique
Numéro de catalogue de la CCEA INFO-0690-F

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 de contrôle de l'énergie atomique.

Commission de contrôle de l'énergie atomique
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
Courrier électronique : info@atomcon.gc.ca
Site web : www.gc.ca/aecb

This document is also available in English.

**RAPPORT NATIONAL DU CANADA
POUR
LA CONVENTION
SUR LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE**

Septembre 1998

PRÉFACE

Le Canada a préparé le présent rapport en exécution de ses obligations à titre de signataire de la *Convention sur la sûreté nucléaire* coordonnée par l'Agence internationale de l'énergie atomique. Le rapport a pour but de démontrer comment le Canada remplit ses obligations dans le cadre de la Convention.

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 comprend deux sections consacrées aux caractéristiques de base du réacteur CANDU et aux principes et démarches adoptés par le Canada en ce qui concerne la sûreté dans les centrales nucléaires. Ces sections donnent un aperçu du développement de l'industrie nucléaire au Canada ainsi que du caractère singulier du modèle CANDU.

Le présent rapport est produit par la Commission de contrôle de l'énergie atomique pour le compte du gouvernement du Canada. Énergie atomique du Canada limitée, le Secteur nucléaire d'Ontario Hydro, la Société d'énergie du Nouveau-Brunswick, Hydro-Québec, le Groupe de propriétaires de CANDU, Santé Canada, Ressources naturelles Canada et le ministère des Affaires étrangères et du Commerce international ont participé à la préparation du rapport.

TABLE DES MATIÈRES

INTRODUCTION	1
1. POLITIQUE ET INSTITUTIONS NUCLÉAIRES DU CANADA	1
2. PROGRAMMES NUCLÉAIRES NATIONAUX VISANT LES CENTRALES NUCLÉAIRES	2
2.1 EACL et son rôle dans les programmes nucléaires nationaux	2
2.2 Recherche et développement	3
3. CARACTÉRISTIQUES DE BASE DU RÉACTEUR CANDU	4
3.1 Description du réacteur	4
3.2 Caractéristiques de sûreté propres au réacteur CANDU	11
4. PRINCIPES ET APPROCHE DU CANADA EN MATIÈRE DE SÛRETÉ DANS LES CENTRALES NUCLÉAIRES	14
5. SURVOL DES PRINCIPAUX THÈMES ET QUESTIONS DE SÛRETÉ TRAITÉS DANS LE RAPPORT	25
5.1 Principaux thèmes	25
5.2 Principales questions en matière de sûreté	26
6. LISTE DES CENTRALES NUCLÉAIRES CANADIENNES	26
ARTICLE 6 - LES CENTRALES NUCLÉAIRES EXISTANTES	29
6.1 LISTE DES CENTRALES NUCLÉAIRES EXISTANTES	29
6.2 ANALYSES DE SÛRETÉ ET PRINCIPAUX RÉSULTATS	29
6.2.1 Analyses de sûreté réalisées à la suite d'accidents graves	29
6.2.2 Analyses de sûreté relatives aux incidents en cours d'exploitation	30
6.2.3 Autres analyses de sûreté	34
6.3 CENTRALES NÉCESSITANT DES MESURES CORRECTIVES OU DES PROGRAMMES D'AMÉLIORATION DE LA SÛRETÉ	43
6.3.1 Centrale nucléaire Darlington	43
6.3.2 Centrale nucléaire Bruce	44
6.3.3 Centrale nucléaire Pickering	45
6.3.4 Centrales nucléaires de Gentilly-2 et Point Lepreau	46
6.3.5 Toutes les centrales nucléaires	47
6.4 POSITION DU CANADA RELATIVEMENT À L'EXPLOITATION CONTINUE DES CENTRALES NUCLÉAIRES	48
ARTICLE 7 - CADRE LÉGISLATIF ET RÉGLEMENTAIRE	51
7.1 DESCRIPTION GÉNÉRALE DU CADRE LÉGISLATIF ET RÉGLEMENTAIRE CANADIEN	51
7.2 RÉSUMÉ DES LOIS, RÈGLEMENTS ET EXIGENCES RÉGISSANT LA SÛRETÉ DANS LES CENTRALES NUCLÉAIRES AU CANADA	53
7.2.1 La nouvelle loi	54
7.2.2 Loi sur la responsabilité nucléaire	56
7.2.3 Loi canadienne sur l'évaluation environnementale	56

7.2.4	Documents d'application de la réglementation	57
7.3	DESCRIPTION DU RÉGIME DE PERMIS POUR LES CENTRALES NUCLÉAIRES AU CANADA	59
7.3.1	Approbation du site	59
7.3.2	Approbation de construire	61
7.3.3	Mise en service	63
7.3.4	Permis d'exploitation	63
7.4	SYSTÈMES D'INSPECTION ET D'ÉVALUATION DE LA CONFORMITÉ DES CENTRALES NUCLÉAIRES AUX RÈGLEMENTS ET PERMIS PERTINENTS	64
7.5	MISE EN APPLICATION DES RÈGLEMENTS ET DES CONDITIONS DE PERMIS	68
ARTICLE 8 - L'ORGANISME DE RÉGLEMENTATION		71
8.1	DESCRIPTION DU MANDAT ET DES ACTIVITÉS DE LA CCEA	71
8.1.1	Renouvellement du permis d'exploitation	71
8.1.2	Activités de conformité	73
8.1.3	Approbation des modifications	74
8.2	DESCRIPTION DES POUVOIRS ET DES RESPONSABILITÉS DE LA CCEA	75
8.3	STRUCTURE DE LA CCEA, RESSOURCES HUMAINES ET FINANCIÈRES	77
8.4	POSITION DE LA CCEA AU SEIN DE LA STRUCTURE GOUVERNEMENTALE	80
8.5	LIENS ENTRE LA CCEA ET LES ORGANISMES RESPONSABLES DE LA PROMOTION ET DE L'UTILISATION DE L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE	81
8.5.1	Association nucléaire canadienne	81
8.5.2	La Société nucléaire canadienne	82
ARTICLE 9 - RESPONSABILITÉS DU TITULAIRE DE PERMIS		85
9.1	PRINCIPALES RESPONSABILITÉS ET ACTIVITÉS DU TITULAIRE DE PERMIS LIÉES À L'AMÉLIORATION DE LA SÛRETÉ	85
9.1.1	Principales responsabilités	85
9.1.2	Principales activités	87
9.2	MÉCANISME APPLIQUÉ PAR LA CCEA POUR S'ASSURER QUE LE TITULAIRE DE PERMIS S'ACQUITTE DE SA RESPONSABILITÉ PREMIÈRE EN MATIÈRE DE SÛRETÉ	93
ARTICLE 10 - PRIORITÉ À LA SÛRETÉ		97
10.1	PRINCIPES METTANT EN ÉVIDENCE LE CARACTÈRE PRIORITAIRE DE LA SÛRETÉ, ET LEUR MISE EN ŒUVRE	97
10.1.1	Procédures de sûreté chez le concepteur (EACL)	97
10.1.2	Procédures de sûreté chez les services publics	98
10.2	PRINCIPES DIRECTEMENT LIÉS À LA SÛRETÉ	98
10.2.1	Principes de sûreté à l'étape de la conception	99
10.2.2	Principes de sûreté à l'étape de l'exploitation	99
10.2.3	Principes du contrôle réglementaire de la sûreté	102

ARTICLE 11 - RESSOURCES FINANCIÈRES ET HUMAINES	103
11.1 RESSOURCES FINANCIÈRES ET HUMAINES DONT LE TITULAIRE DE PERMIS DISPOSE POUR SOUTENIR LA CENTRALE NUCLÉAIRE PENDANT TOUTE SA VIE UTILE	103
11.2 FINANCEMENT DES AMÉLIORATIONS À LA SÛRETÉ DES CENTRALES NUCLÉAIRES DURANT LEUR VIE UTILE	104
11.3 RESSOURCES FINANCIÈRES ET HUMAINES PRÉVUES POUR LE DÉCLASSEMENT DE LA CENTRALE ET LA GESTION DES DÉCHETS RADIOACTIFS	105
11.4 QUALIFICATION, FORMATION ET PERFECTIONNEMENT DU PERSONNEL	107
ARTICLE 12 - FACTEURS HUMAINS	111
12.1 MÉTHODES UTILISÉES POUR PRÉVENIR, DÉCELER ET CORRIGER LES ERREURS HUMAINES	111
12.1.1 Activités d'exploitation	112
12.1.2 Activités de conception	113
12.2 QUESTIONS DE GESTION ET D'ORGANISATION	115
12.2.1 La responsabilité première en matière de performance humaine revient à chaque personne	116
12.2.2 Les responsabilités des cadres subalternes à l'égard des questions de performance humaine	116
12.2.3 Les rôles et responsabilités de la direction	116
12.2.4 Les organisations non engagées dans les opérations qui assurent une surveillance indépendante de la performance humaine	117
12.3 RÔLES RESPECTIFS DE L'ORGANISME DE RÉGLEMENTATION ET DE L'EXPLOITANT	118
12.3.1 Rôle de l'organisme de réglementation	118
12.3.2 Activités récentes de la CCEA en matière de facteurs humains	119
12.3.3 Rôle de l'exploitant	121
ARTICLE 13 - ASSURANCE DE LA QUALITÉ	123
13.1 POLITIQUES D'ASSURANCE DE LA QUALITÉ	123
13.2 APPLICATION DES PROGRAMMES D'ASSURANCE DE LA QUALITÉ AU CYCLE DE VIE	125
13.3 MÉTHODES UTILISÉES POUR APPLIQUER ET ÉVALUER LES PROGRAMMES D'ASSURANCE DE LA QUALITÉ	127
13.4 ACTIVITÉS DE CONTRÔLE RÉGLEMENTAIRE LIÉES À L'ASSURANCE DE LA QUALITÉ	128
ARTICLE 14 - ÉVALUATION ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ	131
14.1 PROCESSUS DE DÉLIVRANCE DE PERMIS ET RAPPORTS D'ANALYSE DE SÛRETÉ RELATIFS AUX DIFFÉRENTES ÉTAPES DE LA VIE D'UNE CENTRALE NUCLÉAIRE	131
14.2 RÉSULTATS GÉNÉRIQUES ESSENTIELS DE LA SURVEILLANCE CONTINUE ET DES ÉVALUATIONS PÉRIODIQUES DE LA SÛRETÉ DES CENTRALES NUCLÉAIRES	132
14.3 PROGRAMMES DE VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ EN VIGUEUR	134

14.3.1	Programmes d'inspection et de maintenance	134
14.3.2	Évaluation et gestion du vieillissement	135
14.4	ACTIVITÉS DE CONTRÔLE RÉGLEMENTAIRE LIÉES À L'ÉVALUATION ET À LA VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ	137
ARTICLE 15 - RADIOPROTECTION		139
15.1	LOIS, RÈGLEMENTS ET EXIGENCES RÉGISSANT LA RADIOPROTECTION DANS LES CENTRALES NUCLÉAIRES	139
15.2	MISE EN APPLICATION DES LOIS, EXIGENCES ET RÈGLEMENTS NATIONAUX RELATIFS À LA RADIOPROTECTION	140
15.2.1	Limites de dose	140
15.2.2	Respect des conditions relatives aux rejets radioactifs	140
15.2.3	Mesures visant à maintenir la radioexposition au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre	141
15.2.4	Surveillance radiologique de l'environnement	141
15.3	ACTIVITÉS DE CONTRÔLE RÉGLEMENTAIRE LIÉES À LA RADIOPROTECTION	144
ARTICLE 16 - PLANIFICATION D'URGENCE		147
16.1	LOIS, RÈGLEMENTS ET EXIGENCES RÉGISSANT LA PLANIFICATION DES MESURES D'URGENCE SUR LE SITE ET HORS SITE	147
16.1.1	Le Plan fédéral pour les urgences nucléaires et les mesures d'urgence	148
16.1.2	Types d'événements constituant une urgence nucléaire	149
16.1.3	Situations d'urgence dans le cadre du Plan fédéral pour les urgences nucléaires	150
16.2	LA MISE EN ŒUVRE DES MESURES D'URGENCE ET LE RÔLE DE L'ORGANISME DE RÉGLEMENTATION ET D'AUTRES ORGANISMES	152
16.2.1	Information du public durant une urgence nucléaire nationale	152
16.2.2	Plans d'intervention provinciaux visant les installations nucléaires	153
16.2.3	Rôle de l'organisme de réglementation	153
16.3	FORMATION ET EXERCICES	154
16.4	ACCORDS INTERNATIONAUX, Y COMPRIS LES DISPOSITIONS PRISES AVEC LES PAYS VOISINS	154
ARTICLE 17 - CHOIX DU SITE		157
17.1	LOIS, RÈGLEMENTS ET EXIGENCES RÉGISSANT LE CHOIX DU SITE DES CENTRALES NUCLÉAIRES	157
17.1.1	Critères d'évaluation des facteurs liés au site qui concernent la sûreté	158
17.1.2	Critères d'évaluation de l'incidence d'une centrale sur l'environnement et la population du point de vue de la sûreté nucléaire	158
17.2	MOYENS D'APPLICATION DES CRITÈRES	159
17.3	ACTIVITÉS LIÉES AU MAINTIEN D'UN NIVEAU DE SÛRETÉ ACCEPTABLE, EN REGARD DES FACTEURS LIÉS AU SITE DE LA CENTRALE	160
17.4	ACCORDS INTERNATIONAUX CONCLUS AVEC DES PAYS VOISINS SUSCEPTIBLES D'ÊTRE TOUCHÉS PAR LES PROGRAMMES NUCLÉAIRES CANADIENS	161

ARTICLE 18 - CONCEPTION ET CONSTRUCTION	163
18.1 LOIS, RÈGLEMENTS ET EXIGENCES RÉGISSANT LA CONCEPTION ET LA CONSTRUCTION DES CENTRALES NUCLÉAIRES	163
18.2 MISE EN ŒUVRE DU CONCEPT DE LA DÉFENSE EN PROFONDEUR	164
18.2.1 Le concept de la défense en profondeur	164
18.2.2 Barrières contre les émissions radioactives	164
18.3 PRÉVENTION ET ATTÉNUATION DES ACCIDENTS	165
18.3.1 Prévention des accidents	165
18.3.2 Atténuation des accidents	167
18.4 MESURES VISANT À S'ASSURER QUE LES TECHNOLOGIES APPLIQUÉES ONT FAIT LEURS PREUVES OU QU'ELLES SONT QUALIFIÉES PAR DES ESSAIS OU DES ANALYSES	168
18.5 EXIGENCES DESTINÉES À FAVORISER UNE EXPLOITATION FIABLE, STABLE ET FACILE À GÉRER EN TENANT COMPTE DES FACTEURS HUMAINS ET DE L'INTERFACE HOMME-MACHINE	169
ARTICLE 19 - EXPLOITATION	171
19.1 LOIS, RÈGLEMENTS ET EXIGENCES RÉGISSANT L'EXPLOITATION DES CENTRALES NUCLÉAIRES	171
19.2 MESURES PRISES PAR LE CANADA POUR S'ACQUITTER DE SES OBLIGATIONS EN VERTU DE L'ARTICLE 19 DE LA CONVENTION	171
19.2.1 Autorisation initiale pour l'exploitation d'une centrale nucléaire	171
19.2.2 Limites et conditions d'exploitation	173
19.2.3 Exploitation, maintenance, inspection et essais	175
19.2.4 Mise au place des procédures d'intervention	177
19.2.5 Soutien technique nécessaire dans tous les domaines liés à la sûreté	178
19.2.6 Notification des incidents importants du point de vue de la sûreté	179
19.2.7 Cueillette et analyse des données sur l'expérience opérationnelle	180
19.2.8 Production minimale de déchets radioactifs	184

ANNEXES

ANNEXE 1.1	PROGRAMMES DE RECHERCHE ET DE DÉVELOPPEMENT DU GROUPE DE PROPRIÉTAIRES DE CANDU
ANNEXE 6.1	SUJETS GÉNÉRIQUES DE LA COMMISSION DE CONTRÔLE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE
ANNEXE 7.1	MODÈLE DE PERMIS D'EXPLOITATION DE RÉACTEUR DE PUISSANCE
ANNEXE 7.2	RÉSUMÉ DES PRINCIPALES MODIFICATIONS APPORTÉES À LA CONCEPTION ET À L'EXPLOITATION DES CENTRALES À LA SUITE D' ACTIONS DE LA COMMISSION DE CONTRÔLE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE
ANNEXE 8.1	STRUCTURE ORGANISATIONNELLE DE LA COMMISSION DE CONTRÔLE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE
ANNEXE 16.1	PLANS D'INTERVENTION EN CAS D'URGENCE NUCLÉAIRE AU CANADA

LISTE DES APPENDICES

(sous couvert séparé)

- 7.1 *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* (S.R.C. 1985, ch. A-16; et C-125, 1993)
- 7.2 *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique* (Consolidation administrative, incorporant les modifications jusqu'au 27 août 1992)
- 7.3 *Règlement sur la sécurité matérielle* (DORS/83-77, 1983, et ses modifications jusqu'au 10 octobre 1991)
- 7.4 *Règlement sur l'emballage des matières radioactives destinées au transport* (Consolidation administrative, incorporant les modifications jusqu'au 27 février 1992)
- 7.5 *Règlement de 1996 sur les droits pour le recouvrement des coûts de la CCEA* (DORS/96-412, 1996)
- 7.6 *Loi sur la responsabilité nucléaire* (S.R.C. 1985, ch. N-28)
- 7.7 *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (L.C., 1997, ch. 9)
- 7.8 *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* (L.C., 1992, ch. 37)
- 7.9 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-90 : *Déclassement des installations nucléaires* (1988)
 - R-99 : *Centrales nucléaires en exploitation : Rapports à soumettre à la CCEA* (1995)
- 7.10 Document de consultation C-6, *L'analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU* (1980)
- 15.1 Norme d'application de la réglementation S-106, *Normes techniques et d'assurance de la qualité des services de dosimétrie au Canada* (1998)

LISTE DES SIGLES ET ACRONYMES

ACN	Association canadienne de normalisation
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
ANC	Association nucléaire canadienne
AQ	assurance de la qualité
ASME	American Society of Mechanical Engineers
CANATEX	Exercices nationaux canadiens
CANDU	réacteur canadien à deutérium-uranium
CANNET	réseau CANDU
CANUTEC	Centre canadien d'urgence transport
CCEA	Commission de contrôle de l'énergie atomique
CCSN	Commission canadienne de sûreté nucléaire
CEO	Commission de l'énergie de l'Ontario
CIPR	Commission internationale de protection radiologique
CIUHS	Centre d'intervention en cas d'urgence hors site
CPIU	Comité provincial d'intervention en cas d'urgence
CSN	Comité de surveillance nucléaire
EACL	Énergie atomique du Canada limitée
EET	évaluation de l'exploitabilité technique
FCC	flux de chaleur critique
GAP	Groupe des affaires publiques
GCRM	Groupe Communications et relations avec le milieu
GPC	Groupe de propriétaires de CANDU
IIPA	Independent Integrated Performance Assessments ou évaluations de rendement indépendantes et intégrées
INEX	exercices nucléaires internationaux
INPO	Institute of Nuclear Power Operations
LOD	limite opérationnelle dérivée
MACSTOR	<i>Modular Air-Cooled STORAGE</i>
mSv	millisievert
NPAG	Nuclear Performance Advisory Group
OCDE	Organisation de coopération et de développement économiques
OMUNB	Organisation des mesures d'urgence du Nouveau-Brunswick
OSCQ	Organisation de la sécurité civile du Québec
PAR	programme d'amélioration du rendement
PCC	puissance critique de canal
PFUN	Plan fédéral pour les urgences nucléaires
POBPN	Plan d'optimisation des biens de production nucléaire
PR	perte de régulation
PSO	paramètres de sûreté opérationnels
R-D	recherche et développement
SAU1	système d'arrêt d'urgence n° 1
SAU2	système d'arrêt d'urgence n° 2

SNC	Société nucléaire canadienne
SNOH	Secteur nucléaire d'Ontario Hydro
SRUC	système de refroidissement d'urgence du cœur
SSFI	Safety System Functional Inspections ou inspections fonctionnelles des systèmes de sûreté
USNRC	United States Nuclear Regulatory Commission

INTRODUCTION

1. POLITIQUE ET INSTITUTIONS NUCLÉAIRES DU CANADA

Le gouvernement canadien considère la sûreté et la protection de la population et de l'environnement comme des objectifs prioritaires de l'exploitation des centrales nucléaires. Aussi l'industrie nucléaire est-elle parmi celles qui sont assujetties à la réglementation la plus rigoureuse au pays. La *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique*, qui a été adoptée par le Parlement en 1946 et sera bientôt remplacée par la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, ainsi que la *Loi sur la responsabilité nucléaire*, sont au cœur du régime législatif et réglementaire (voir l'article 7). Le Canada a révisé les prescriptions 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 deux organismes gouvernementaux qui jouent un rôle directeur dans le secteur nucléaire au Canada sont :

- Énergie atomique du Canada limitée (EACL), responsable de la conception, de la commercialisation et de la construction des réacteurs de puissance CANDU;
- la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA), responsable de l'élaboration et de la mise en application des exigences législatives et réglementaires qui s'adressent à l'industrie nucléaire. C'est par l'entremise de la CCEA que le gouvernement fédéral réglemente le développement, l'application et l'utilisation de l'énergie nucléaire au Canada.

Depuis plusieurs décennies, 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. Les sommes consacrées aux activités de recherche et de développement associées à la technologie CANDU s'élèvent environ à 100 millions de dollars. Trois services publics (Ontario Hydro, Hydro-Québec et Énergie Nouveau-Brunswick) participent également au financement des programmes.

Les Canadiens bénéficient de ces investissements de plusieurs façons :

- L'énergie nucléaire représente en moyenne environ 16 % de la production d'électricité au Canada. Pour la province de l'Ontario, elle fournit la charge de base en électricité à des coûts concurrentiels.
 - Dans le secteur médical, l'énergie nucléaire a permis d'améliorer les thérapies contre le cancer et les méthodes de diagnostic.
 - L'apport de l'industrie nucléaire au produit intérieur brut du Canada se chiffre à plusieurs milliards de dollars par année (chiffre qui comprend la production d'électricité). On trouve par ailleurs dans ce secteur plus de 26 000 emplois hautement spécialisés, qui se concentrent notamment dans l'industrie de l'uranium, dans les trois services publics provinciaux et dans environ
-

150 cabinets d'ingénieurs et autres firmes privées fournissant du matériel et des services pour les réacteurs CANDU.

- L'uranium compte encore aujourd'hui parmi les dix premiers métaux au Canada du point de vue de la valeur de la production.

2. PROGRAMMES NUCLÉAIRES NATIONAUX VISANT LES CENTRALES NUCLÉAIRES

2.1 EACL et son rôle dans les programmes nucléaires nationaux

Créée en 1952, EACL est une société d'État qui rend compte de son activité au Parlement du Canada par l'entremise du ministre des Ressources naturelles. Elle met au point, commercialise et gère la construction des réacteurs de puissance CANDU et des réacteurs de recherche MAPLE. Elle joue également un rôle de premier plan au sein d'une industrie nucléaire canadienne particulièrement dynamique. Le succès du programme CANDU, qui contribue à la création d'emplois et de richesse au Canada, est le fruit d'une étroite collaboration entre les services publics et le secteur privé.

EACL et ses partenaires commerciaux du Canada et de l'étranger ont conçu et mis au point des 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 faire avancer la recherche et les techniques relatives à ses produits. Ses activités comprennent notamment :

- des services de recherche et de développement (R-D), ainsi que des services techniques et des services de consultation offerts aux centrales CANDU au Canada et à l'étranger;
- divers produits et services pour la gestion des déchets radioactifs;
- des travaux de recherche fondamentale relativement aux réacteurs;
- des services de soutien pour les réacteurs CANDU et les réacteurs à eau ordinaire.

EACL accorde une grande importance à l'amélioration continue et au développement durable, principalement dans le cadre de la promotion des réacteurs CANDU. Cette société compte plus de 3 500 employés dans des centrales et bureaux situés partout dans le monde :

- dans les provinces canadiennes de l'Ontario, du Manitoba et du Québec;
- à Séoul (République de Corée);
- à Beijing (Chine);
- à Bucarest (Roumanie);
- à Ankara (Turquie);
- à Jakarta (Indonésie);
- à Moscou (Russie);
- à Buenos Aires (Argentine);
- aux Pays-Bas;
- au Caire (Égypte).

SERVICES OFFERTS PAR EACL AUX SERVICES PUBLICS

EACL offre aux services publics exploitant des centrales CANDU toute une gamme de services (services techniques, R-D, services sur place) afin d'assurer à chacune les meilleures conditions propices à une exploitation hautement efficace tout en l'aidant à abaisser ses coûts d'exploitation et de maintenance. Les services de maintenance préventive d'EACL aident les services publics à déterminer l'état actuel et la durée de vie probable des systèmes et des composants de leurs réacteurs. EACL se spécialise notamment dans les techniques d'analyse de la corrosion et de l'encrassement et dans les examens en cellules chaudes des matériaux et des composants.

Les services d'études techniques et de consultation d'EACL sont une ressource utile pour les centrales CANDU dans le monde entier. Ses experts assurent des services de soutien technique et de résolution de problèmes, souvent en faisant équipe avec le personnel de l'exploitant. EACL offre aussi de nouvelles technologies permettant d'améliorer les pratiques de maintenance des réacteurs CANDU en place. Elle offre enfin un approvisionnement sûr en eau lourde.

PRODUITS ET SERVICES DE GESTION DES DÉCHETS OFFERTS PAR EACL

Les services spécialisés offerts par EACL comprennent notamment :

- la gestion des déchets radioactifs de faible et de haute activité;
- la décontamination et le déclassé;
- la radioprotection;
- la technologie de décontamination du tritium.

Le laboratoire de recherches souterrain d'EACL au Manitoba est utilisé par divers organismes — américains, français, japonais et autres — pour des travaux à contrat ou en collaboration.

EACL a développé et commercialisé le système MACSTOR (*Modular Air-Cooled STORAGE*), destiné au stockage à sec en surface du combustible épuisé. Ce système offre un rendement supérieur en matière de refroidissement et de blindage. Il permet de récupérer le combustible facilement, et ses coûts de construction et d'exploitation sont très peu élevés. Le système MACSTOR exploité par la centrale de Gentilly-2 d'Hydro-Québec donne de bons résultats.

2.2 Recherche et développement

Les activités de recherche et de développement destinées à soutenir les centrales en exploitation au Canada ainsi que la technologie CANDU sont administrées par le Groupe de propriétaires de CANDU (GPC). Le GPC est financé conjointement par les trois services publics et par EACL.

La structure organisationnelle du programme du GPC se compose des éléments suivants :

- le comité de direction;
- les Opérations du GPC;
- des comités techniques;
- des groupes de travail.

Le mandat du comité de direction, composé de représentants des partenaires du GPC, comprend les tâches suivantes :

- fixer les objectifs du programme;
- évaluer les progrès réalisés;
- administrer le budget du programme.

Les Opérations du GPC forment une entité distincte qui administre et surveille le programme technique. Sept comités techniques gèrent les travaux de recherche dans divers domaines techniques. Le travail de certains de ces comités est réparti entre des groupes de travail distincts, responsables de disciplines particulières. Les groupes de travail collaborent directement avec les chercheurs, fournissent des données aux comités techniques et au comité de direction, et leur adressent des recommandations. Tous les partenaires du GPC sont représentés au sein des comités techniques et des groupes de travail. Les travaux de recherche se déroulent principalement aux endroits suivants :

- les laboratoires d'EACL à Chalk River et à Mississauga (Ontario), ainsi qu'à Pinawa (Manitoba);
- les laboratoires du Secteur nucléaire d'Ontario Hydro (SNOH) à Toronto (Ontario);
- le laboratoire Stern à Hamilton (Ontario);
- les locaux de divers sous-traitants, y compris certaines universités canadiennes.

Le budget du programme du GPC pour l'exercice 1997-1998 s'élève à 92,7 millions de dollars. Le personnel du GPC comprend 126 employés affectés aux comités techniques et aux groupes de travail, et 380 agents à contrat chargés d'administrer un ou plusieurs projets de recherche.

On trouvera à l'annexe 1.1 une description de la structure organisationnelle du GPC et des travaux de recherche menés dans le cadre du programme.

3. CARACTÉRISTIQUES DE BASE DU RÉACTEUR CANDU

3.1 Description du réacteur

Le réacteur CANDU recourt à la fission contrôlée comme source de chaleur dans le cœur du réacteur pour produire de la vapeur et de l'énergie électrique. Contrairement à d'autres réacteurs, cependant, le CANDU utilise l'uranium naturel comme combustible et le distribue dans plusieurs centaines de canaux. Chaque canal de combustible, d'une longueur de six mètres, renferme 12 ou 13 grappes de combustible. Les canaux de combustible sont logés dans la calandre, une cuve cylindrique placée horizontalement qui contient de l'eau lourde (D_2O) refroidie servant de modérateur à basse pression.

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 une grappe de combustible défectueuse en cas de défaillance du combustible. Les réacteurs CANDU sont dotés de systèmes qui détectent et localisent ces défaillances.

Le circuit caloporteur du réacteur CANDU est représenté de façon schématique à la figure 1.1. L'eau lourde pressurisée, utilisée comme fluide de refroidissement, circule en boucle fermée dans les canaux de combustible et les générateurs de vapeur. La chaleur produite par fission dans le combustible est transférée à ce fluide, qui circule dans les canaux de combustible et qui transporte la chaleur vers les générateurs de vapeur, où elle est transférée à l'eau ordinaire pour produire de la vapeur. Celle-ci sert à alimenter le turbo-alternateur en vue de produire de l'électricité.

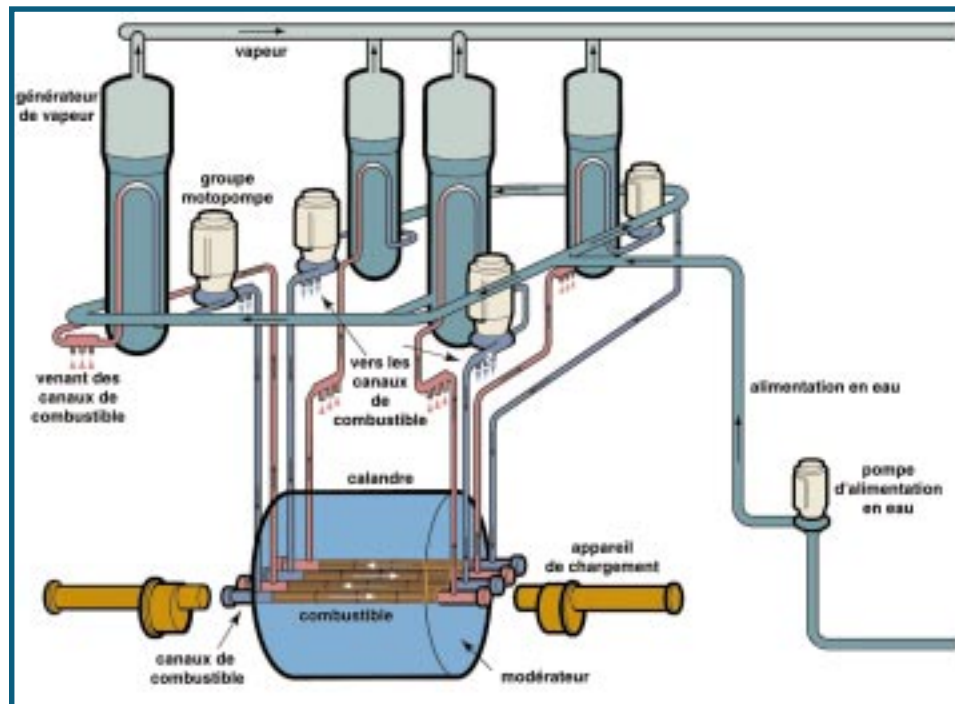


Illustration : EACL

Figure 1.1 : Le circuit caloporteur du réacteur CANDU.

Les principaux systèmes du réacteur, y compris le système de chargement et de déchargement du combustible, sont décrits ci-après.

RÉACTEUR

Le réacteur comprend une cuve cylindrique en acier inoxydable, placée à l'horizontale, la calandre. Cette cuve est fermée à chaque extrémité par des boucliers qui supportent les canaux de combustible horizontaux (lesquels s'étendent sur toute la longueur de la calandre) et assurent le blindage. La calandre est logée dans une enceinte en béton revêtue d'acier (la voûte du réacteur) et remplie d'eau ordinaire qui sert d'écran thermique. Elle contient de l'eau lourde (modérateur) à basse température et à basse pression, des mécanismes de contrôle de la réactivité et plusieurs centaines de canaux de combustible.

MANUTENTION DU COMBUSTIBLE

Le système de manutention du combustible permet de recharger le réacteur à l'aide de nouvelles grappes de combustible sans en interrompre le fonctionnement normal; il est conçu de manière à fonctionner à tous les niveaux de puissance du réacteur. Il permet aussi d'assurer des conditions de sûreté pour la manutention et le stockage temporaire du nouveau combustible et du combustible irradié.

CIRCUIT CALOPORTEUR

Le circuit caloporteur fait circuler l'eau lourde pressurisée servant de fluide de refroidissement dans les canaux de combustible du réacteur afin d'évacuer la chaleur produite par fission dans le combustible (uranium). La chaleur est transportée par ce fluide 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 fluide de refroidissement retourne à l'entrée des canaux de combustible.

CIRCUIT DU MODÉRATEUR

Les neutrons produits par la fission nucléaire sont ralentis par l'eau lourde (agissant comme modérateur) dans la calandre. L'eau lourde (modérateur) passe dans des circuits qui la refroidissent et la purifient, et qui contrôlent les concentrations d'agents solubles absorbant les neutrons servant à rajuster la réactivité.

GÉNÉRATEURS DE VAPEUR

Les générateurs de vapeur transfèrent la chaleur présente dans le fluide de refroidissement (eau lourde) à de l'eau ordinaire (H_2O) pour produire la vapeur qui alimente le turbo-alternateur. La vapeur produite par la turbine à basse pression est condensée par l'écoulement d'eau de circulation dans les condenseurs. Le système d'eau d'alimentation traite la vapeur condensée provenant des condenseurs et la retourne aux générateurs de vapeur au moyen de pompes et d'une série de réchauffeurs.

SYSTÈME DE RÉGULATION DU RÉACTEUR

Le système de régulation maintient la puissance du réacteur en deçà de limites déterminées et veille à ce que la demande de charge de la centrale soit satisfaite. En outre, il surveille et contrôle la distribution de la puissance dans le cœur du réacteur afin d'optimiser la puissance des grappes et des canaux de combustible conformément aux spécifications de conception.

SYSTÈMES DE SÛRETÉ

Le réacteur comporte quatre systèmes spéciaux de sûreté — le système d'arrêt d'urgence n° 1 et le système d'arrêt d'urgence n° 2 (SAU1 et SAU2), les systèmes de refroidissement d'urgence du cœur et le système de confinement — qui ont pour but de réduire et d'atténuer les effets de toute défaillance concevable des principaux systèmes de vapeur de la centrale nucléaire. Des systèmes de sûreté auxiliaires appuient au besoin les systèmes spéciaux de sûreté (alimentation électrique, eau de refroidissement et air comprimé). La figure 1.2 illustre les deux systèmes d'arrêt d'urgence de façon schématique. Le premier (SAU1) utilise des barres d'arrêt alors que le second (SAU2) a recours à l'injection de « poison ».

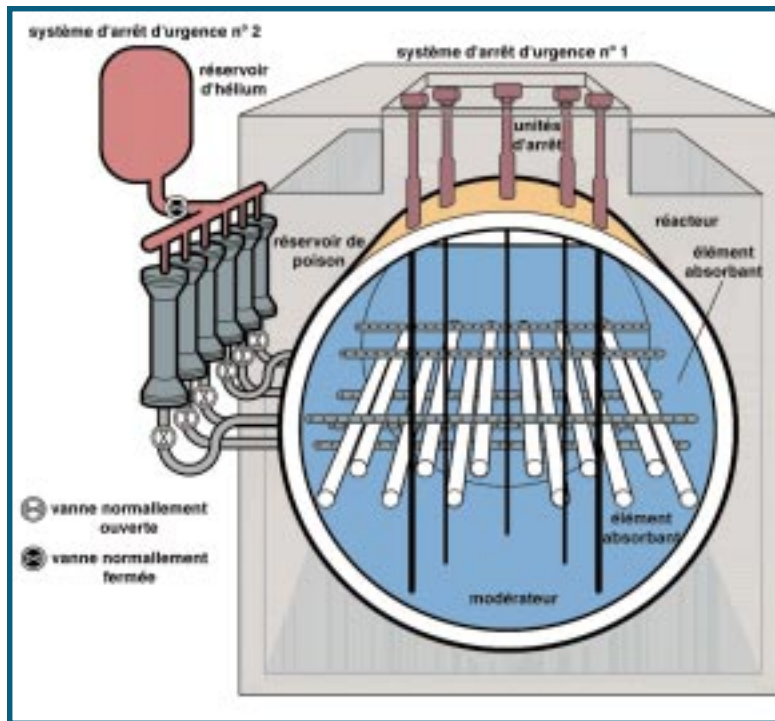


Figure 1.2 : Les deux systèmes d'arrêt d'urgence du CANDU.

ASSEMBLAGE DU RÉACTEUR

Le réacteur CANDU (figure 1.3) comporte plusieurs centaines de canaux dans la calandre, une cuve cylindrique placée horizontalement, qui les supporte. La figure 1.4 montre la face du réacteur pendant la construction. La calandre est fermée à chaque extrémité par des boucliers qui la soutiennent (dits boucliers d'extrémité). Chaque bouclier comporte, à l'intérieur et à l'extérieur, deux plaques tubulaires reliées par des tubes de réseau à chaque canal de combustible, ainsi qu'une enveloppe périphérique. L'espace intérieur des boucliers est rempli de billes d'acier et d'eau et il est refroidi à l'eau. Les canaux de combustible, qui sont supportés par les boucliers, se trouvent dans un réseau carré. La calandre, qui est remplie d'eau lourde (modérateur) à basse température et basse pression, est contenue dans un réservoir de protection rempli d'eau ordinaire. Dans le réacteur CANDU 6, ce réservoir est construit en béton avec revêtement d'acier, tandis que dans le réacteur CANDU 9 et dans la plupart des autres modèles CANDU, le réservoir est fait en acier.

Des dispositifs horizontaux et verticaux de mesure et de contrôle de la réactivité se trouvent entre les rangées et les colonnes formées par les canaux de combustible et sont en position perpendiculaire par rapport à ces derniers.

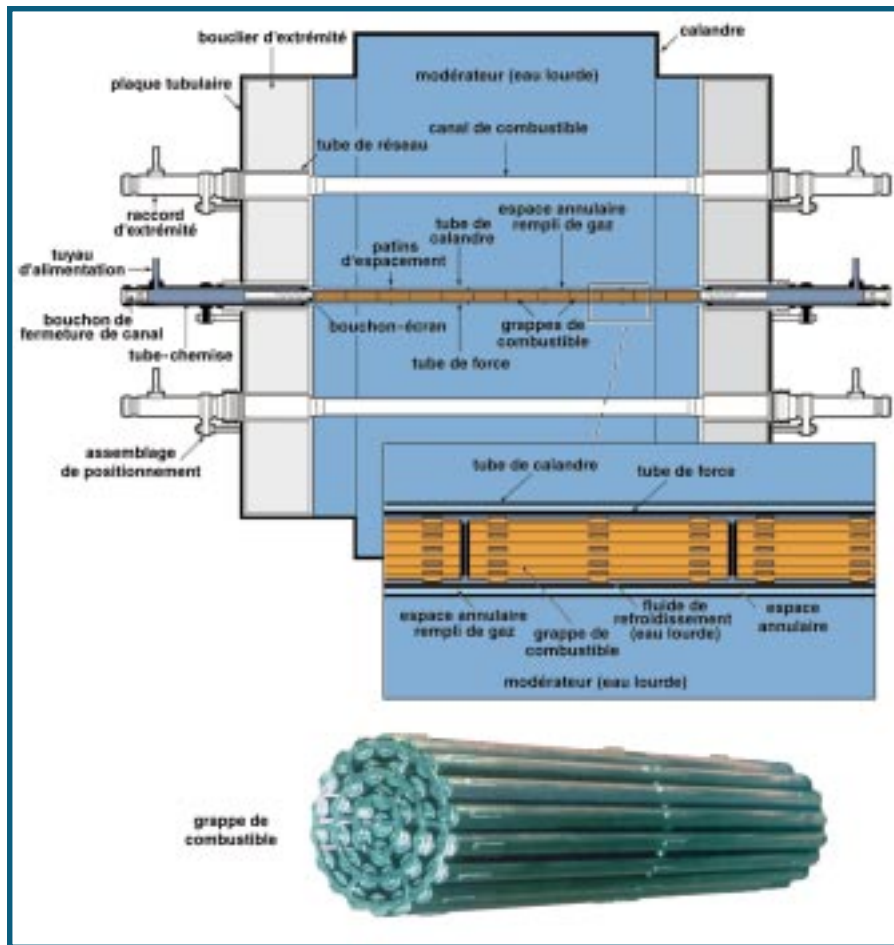


Illustration : EAEL

Figure 1.3 : L'assemblage du réacteur CANDU.

On peut voir également à la figure 1.3 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 alliage de zirconium et niobium;
- un tube de calandre en zirconium;
- des raccords d'extrémité en acier inoxydable, à chaque extrémité;
- quatre bagues d'écartement 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.

Chaque raccord d'extrémité comprend un dispositif d'alimentation par lequel passe l'eau lourde lorsqu'elle pénètre dans le canal de combustible ou en sort. L'eau lourde pressurisée circule autour des grappes de combustible et à travers celles-ci à l'intérieur des canaux de combustible, entraînant avec elle la chaleur générée dans le combustible

par la fission nucléaire. La direction du fluide de refroidissement alterne d'un canal à l'autre. Pendant le rechargement en mache d'un réacteur, les appareils de chargement accèdent aux canaux de combustible en retirant le bouchon de fermeture et le bouchon du bouclier des deux raccords d'extrémité.

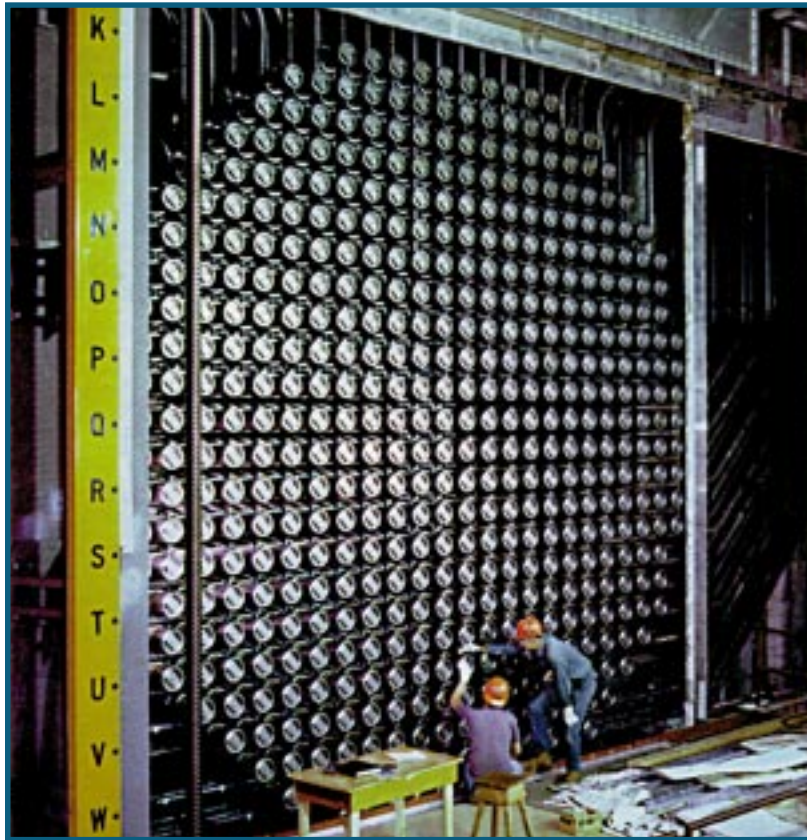


Photo : EACL

Figure 1.4 : La face du réacteur (pendant la construction).

COMBUSTIBLE

La grappe de combustible utilisée dans le réacteur CANDU est constituée de 37 éléments disposés de manière à former des cercles concentriques, comme le montre la figure 1.3. Chacun des éléments combustibles se présente sous la forme de pastilles cylindriques de dioxyde d'uranium fritté, enfermées dans une gaine en alliage de zircaloy 4 close à chaque extrémité par un bouchon de fermeture. Les 37 éléments sont maintenus en place par des plaques d'extrémité pour former une grappe de combustible. La séparation nécessaire entre les éléments combustibles est assurée par des bagues d'écartement soudées aux éléments combustibles dans le plan médian transversal. Les éléments extérieurs comportent des patins de support soudés à la surface extérieure pour supporter la grappe de combustible dans le tube de force.

Le système de manutention du combustible :

- comporte des installations pour le stockage et la manutention du combustible neuf;
- permet de recharger à distance le réacteur en marche, quel que soit son niveau de puissance;
- permet de transférer à distance le combustible irradié depuis le réacteur jusqu'à la piscine de stockage.

REMPACEMENT DU COMBUSTIBLE

Le remplacement du combustible se fait par l'utilisation combinée de deux appareils de chargement télécommandés, chacun étant placé à l'une des deux extrémités du canal de combustible (voir figure 1.5). Les nouvelles grappes de combustible sont insérées par un des deux appareils dans le canal de combustible, tandis que les grappes de combustible irradié ainsi déplacées sont déposées dans le deuxième appareil à l'autre extrémité du canal. En règle générale, une opération de rechargement vise quatre ou huit grappes de combustible comprises dans un canal. Dans le réacteur CANDU 6, qui comprend 380 canaux de combustible, environ 10 canaux sont rechargés à toutes les semaines.

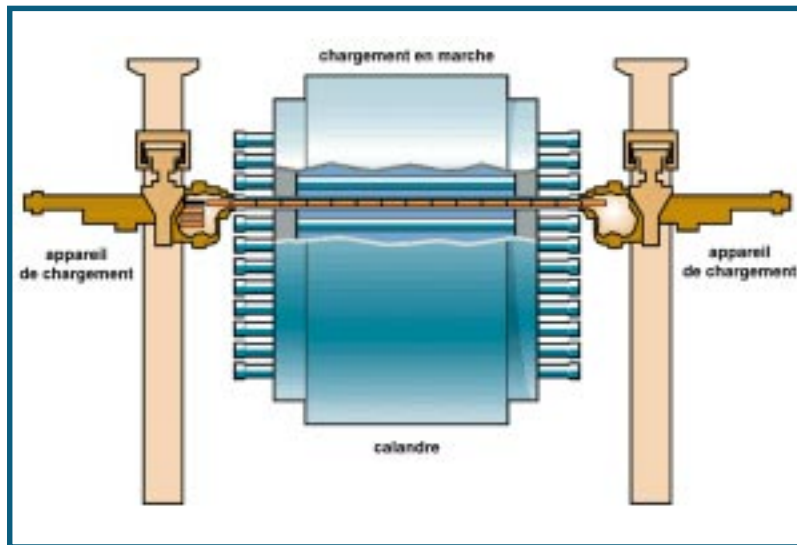


Illustration : EAEL

Figure 1.5 : Le chargement en marche du combustible dans le réacteur CANDU.

Chacun des deux appareils peut charger ou décharger le combustible. La direction du chargement dépend de celle de l'écoulement du fluide de refroidissement dans le canal de combustible qui doit être rechargé; l'orientation du fluide alterne d'un canal à l'autre.

Les appareils de chargement reçoivent le combustible neuf lorsqu'ils sont raccordés à l'ouverture prévue pour celui-ci et déchargent le combustible irradié dans le cas contraire. L'appareil de chargement du combustible est illustré à la figure 1.6.

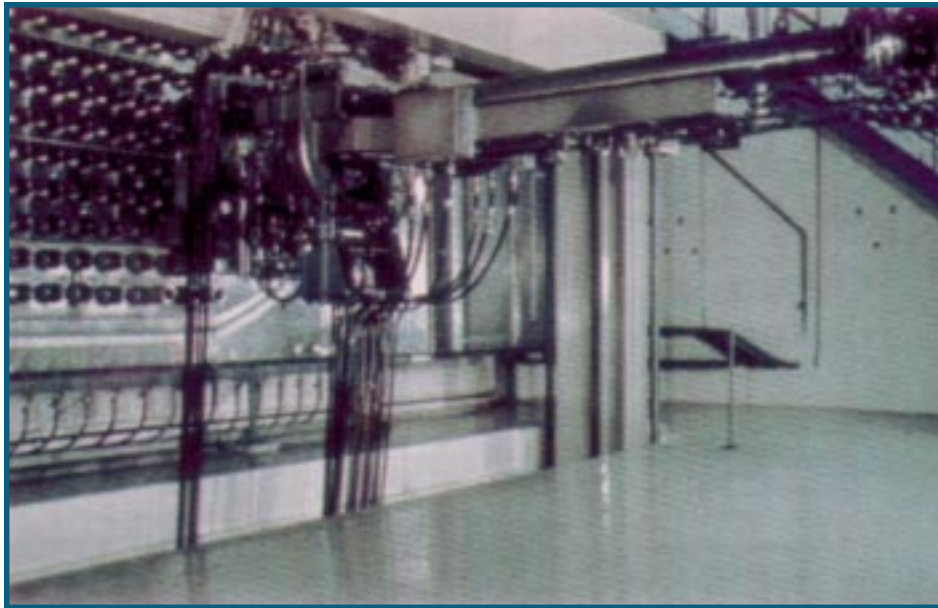


Photo : EAEL

Figure 1.6 : L'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. Le système de commande produit un état imprimé de toutes les opérations et permet à l'opérateur d'intervenir manuellement au besoin.

3.2 Caractéristiques de sûreté propres au réacteur CANDU

Les caractéristiques de sûreté propres au réacteur CANDU peuvent se résumer comme suit :

- Les dispositifs de contrôle de la réactivité sont activés dans le modérateur à basse pression mais non dans le fluide de refroidissement à haute pression et haute température, de sorte qu'ils ne risquent pas d'être éjectés sous pression.
- Il est impossible aux grappes de combustible du réacteur d'atteindre un niveau de criticité dans l'eau ordinaire, ce qui élimine une éventuelle source d'inquiétude en cas d'accident grave. En fait, la géométrie du cœur du réacteur se rapproche de l'optimum en ce qui concerne la réactivité, de sorte que tout accident causant des dommages graves au cœur et risquant d'en modifier la structure entraîne généralement l'arrêt du réacteur.
- Comme le chargement du combustible se fait en marche, la distribution de la puissance dans le cœur atteint un point d'équilibre en moins d'un an, puis reste pratiquement inchangée pendant le reste de la vie utile du réacteur. Il est donc relativement facile d'analyser le comportement éventuel du cœur du réacteur advenant un accident concevable.

- Le recours au concept des tubes de force permet de localiser le combustible défectueux, et comme le rechargement peut se faire en marche, cela permet de retirer le combustible défectueux du cœur du réacteur dès qu'on en a déterminé l'emplacement ou dès qu'il est possible de le faire. Ainsi, le circuit caloporteur demeure essentiellement libre de toute activité dégagée par les produits de fission. Un circuit caloporteur propre facilite les travaux de maintenance sans exposer indûment le personnel aux rayonnements.
- Les effets de toute modification apportée aux paramètres d'exploitation sur la puissance du réacteur 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 commande à action lente, qui peuvent à eux seuls contrôler le fonctionnement du réacteur sur 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 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 survient lors d'un accident dû à une grosse perte de fluide de refroidissement, 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 basse pression offre un environnement idéal pour effectuer des mesures neutroniques;
- Le modérateur à basse pression, maintenu froid à environ 1 cm du combustible dans les canaux, peut servir de source froide d'urgence en cas de fuite de fluide de refroidissement, même si 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 désintégration.
- La taille des tubes de force est relativement petite (10 cm de diamètre). En cas d'accident grave — une importante perte de fluide de refroidissement conjuguée à une perte d'injection de refroidissement d'urgence, par exemple —, les tubes de force pourront ployer ou prendre 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 défaillance du canal (en raison, par exemple, d'une indisponibilité additionnelle de l'équipement qui entraînerait une perte de la capacité du modérateur à évacuer la chaleur), une telle défaillance sera répartie

dans le temps, ce qui « ralentira » les effets sur le système de confinement. Le système est configuré de façon à empêcher le confinement d'être réchauffé ou endommagé 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 si 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 causant des dommages graves au cœur du réacteur, le réservoir absorbe également la chaleur de désintégration 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 réacteur CANDU est doté de systèmes techniques visant à accroître la sûreté du réacteur. Ceux-ci comprennent notamment :

- deux systèmes de mise à l'arrêt identiques mais indépendants et distincts, qu'on peut mettre à l'essai lorsque le réacteur est en cours d'exploitation pour démontrer une indisponibilité inférieure à 10^{-3} . Ils ne possèdent aucun dispositif en commun avec le système de commande ni entre eux. Cette triple 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'analyse probabiliste de la sûreté;
- un circuit de refroidissement à l'arrêt, qui évacue la chaleur de désintégration dans les conditions nominales de température et de pression, éliminant ainsi la nécessité de dépressuriser après une perte de source froide;
- outre les deux générateurs diesel de secours compris dans les systèmes de sûreté du Groupe 1, il existe dans les systèmes du Groupe 2 deux générateurs diesel d'urgence indépendants qui se trouvent dans des lieux distincts, de sorte que la fréquence des pannes d'alimentation totales (courant alternatif) est faible;
- deux salles de commande — la salle de commande principale et la salle de commande d'urgence —, chacune pouvant assurer de façon indépendante les fonctions de sûreté associées à une mise à l'arrêt du réacteur, évacuer la chaleur de désintégration et surveiller l'état de la centrale.

Le rendement de ces systèmes est évalué dans le cadre de l'analyse de sûreté exigée par la réglementation et compris dans le rapport d'analyse de sûreté et dans les documents de l'évaluation probabiliste de la sûreté.

4. PRINCIPES ET APPROCHE DU CANADA EN MATIÈRE DE SÛRETÉ DANS LES CENTRALES NUCLÉAIRES

Au Canada, la responsabilité première en matière de sûreté revient au propriétaire (le titulaire de permis) de la centrale nucléaire. Celui-ci doit démontrer à la satisfaction de l'organisme de réglementation que la centrale peut être exploitée en toute sûreté. Le titulaire de permis doit démontrer que la conception de la centrale satisfait à toutes les normes de rendement applicables et qu'elle y satisfera tout au long de la durée de vie nominale. C'est pour cette raison que la CCEA, à titre d'organisme de réglementation, n'a établi que des normes très générales pour les centrales nucléaires. Il incombe au titulaire de permis de traduire ces normes en exigences liées à la conception plus détaillées et de les présenter à la CCEA afin de les faire approuver. Une fois acceptés par la CCEA, les documents renfermant ces exigences font partie intégrante des modalités sur lesquelles repose la délivrance du permis pour la centrale et constituent le fondement pour les activités de réglementation futures (les inspections et les approbations relatives aux modifications, par exemple).

HISTORIQUE

L'élaboration des principes et de l'approche du Canada en matière de sûreté dans les centrales nucléaires a été grandement influencée par un accident grave survenu dans un réacteur de recherche canadien en 1952. Les principes de base qui ont été adoptés par la suite reposent sur le constat que même les systèmes bien conçus et bien construits peuvent connaître des défaillances. Il faut par conséquent disposer de systèmes de sûreté distincts et indépendants qui peuvent être testés périodiquement pour montrer qu'ils restent capables de remplir les fonctions pour lesquelles ils ont été conçus.

Au milieu des années 60, ces concepts ont été officialisés par la CCEA sous la forme d'un ensemble de critères auxquels on donnait communément le nom de « Siting Guide (guide du choix d'un site) ». Ces critères étaient fondés sur la répartition de l'équipement de la centrale en trois catégories établies suivant la fonction qu'il remplissait à l'égard de la sûreté :

- 1) l'équipement fonctionnel ou équipement courant;
- 2) l'équipement de protection, conçu pour éviter la rupture de la gaine de combustible en cas de défaillance de l'équipement fonctionnel;
- 3) l'équipement destiné à contenir les émissions de matières radioactives en cas de rupture de la gaine de combustible.

Par la suite, les systèmes d'arrêt de protection, le système de refroidissement d'urgence du cœur (SRUC) et le système de confinement ont été groupés en une seule catégorie, les « systèmes spéciaux de sûreté ».

Les critères imposent des limites quant à la fréquence maximale admissible des défaillances graves de système fonctionnel et quant à la durée maximale de la période pendant laquelle les systèmes spéciaux de sûreté peuvent se trouver dans l'incapacité

de remplir leur fonction. On exige¹ également que les systèmes spéciaux de sûreté soient vérifiables et qu'ils soient effectivement vérifiés à intervalles réguliers lorsque la centrale est en cours d'exploitation normale afin de démontrer que le niveau d'indisponibilité des systèmes lors des essais est inférieur au maximum fixé. Les limites prescrites (soit un maximum d'un accident grave de système fonctionnel tous les trois ans et un niveau d'indisponibilité de 10^{-3} pour les systèmes spéciaux de sûreté) ont été choisies de manière à pouvoir démontrer, pendant une période d'exploitation assez courte, que ces exigences minimales ont été respectées. Des critères plus rigoureux ont toutefois été imposés au besoin pour refléter l'importance de systèmes déterminés en matière de sûreté. Par exemple, on a exigé et on exige toujours que le système de régulation du réacteur soit conçu de telle manière que la fréquence des accidents attribuables à la perte de contrôle de la réactivité (un exemple spécifique de défaillance grave de système fonctionnel) soit inférieure à 10^{-2} par réacteur-année.

Les critères précisent les doses maximales de référence hors site à considérer dans les analyses de sûreté relatives à :

- toute défaillance grave d'un système fonctionnel (défaillance simple);
- toute combinaison d'une défaillance grave d'un système fonctionnel et d'une défaillance d'un système spécial de sûreté (défaillance double).

Les critères exigent également que les systèmes spéciaux de sûreté soient distincts et indépendants des systèmes fonctionnels ainsi que les uns des autres.

Les doses maximales de référence (voir le tableau 1.1) ont été déterminées d'après la fréquence maximale des événements. Comme la fréquence maximale des défaillances simples des systèmes fonctionnels est d'une défaillance par trois réacteurs-années, on a établi que la dose maximale de référence pour une personne au sein de la population en général serait égale à la limite de dose réglementaire correspondante pour une année. Dans le cas des défaillances doubles, où l'on suppose une fréquence maximale d'une défaillance pour 3 000 réacteurs-années, la dose maximale 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 de leur vie.

La dose maximale de référence pour les personnes en cas de défaillance double a été choisie de manière à avoir une incidence relativement faible. D'après les données disponibles à l'époque, on estimait que l'exposition à une telle dose pourrait entraîner une augmentation d'environ 0,1 % de l'incidence à vie d'un cancer dans une population d'un million de personnes.

1. Dans le présent rapport, l'expression « exigence réglementaire » s'entend au sens décrit dans le premier paragraphe de la présente section 4. De façon générale, les documents d'application de la réglementation de la CCEA renferment les normes et les lignes directrices que la CCEA s'attend de voir respecter par les titulaires de permis.

TABLEAU 1.1*

**LIMITES DE DOSE DE RÉFÉRENCE
EN COURS D'EXPLOITATION NORMALE ET EN CAS D'ACCIDENT**

Situation	Fréquence maximale présumée	Météorologie devant servir aux calculs	Limites de dose pour une personne	Limites de dose pour l'ensemble de la population
Exploitation normale	100 %	Indice pondéré selon l'effet, en multipliant la fréquence par la dose pour obtenir le rejet unitaire	5 mSv/a au corps entier	100 personnes-Sv/a
Défaillance de l'équipement fonctionnel	1/3 par année	Comme ci-haut	30 mSv/a à la thyroïde**	100 personnes-Sv/a
Défaillance de l'équipement fonctionnel et de l'équipement de protection	1/1000 par année	Soit les pires conditions météorologiques prévalant au plus 10 % du temps ou la condition F de Pasquill si les données locales sont incomplètes	250 mSv au corps entier 2,5 Sv à la thyroïde***	10 ⁴ personnes-Sv 10 ⁴ thyroïde-Sv

* Source : D.G. Hurst et F.C. Boyd, « L'autorisation des réacteurs nucléaires, exigences de sécurité, » CCEA-1059, 1972, et *Reactor Siting and Design Guide*, 1964.

** Pour les autres organes, prendre le 1/10 des valeurs professionnelles selon la CIPR.

*** Pour les autres organes, prendre 5 fois la dose professionnelle annuelle selon la CIPR (provisoire).

Il était implicite dans l'application de ces critères que les demandeurs devaient analyser tout un éventail de défaillances doubles comportant une défaillance grave d'un système fonctionnel et une défaillance du système de mise à l'arrêt 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. Aussi en est-on venu à exiger la mise en place de deux systèmes de mise à l'arrêt. Ceux-ci devaient être différents dans leur conception et suffisamment distincts et indépendants l'un de l'autre pour que l'on puisse prédire avec un degré raisonnable de certitude qu'ils ne feraient pas défaut simultanément. Il fallait également montrer que chacun des deux systèmes pouvait jouer son rôle dans tous les cas de défaillance grave de système fonctionnel de référence. Les analyses visant à démontrer l'efficacité de l'un des deux systèmes de mise à l'arrêt ne pouvaient servir à démontrer l'efficacité de l'autre système (sauf lorsqu'il fallait montrer que la mise en marche partielle d'un système ne pourrait d'aucune façon compromettre l'efficacité de l'autre).

L'éventail des défaillances doubles possibles permet de circonscrire les critères de rendement auxquels doivent satisfaire les systèmes spéciaux de sûreté. Par exemple, un accident dû à la perte de fluide de refroidissement accompagné d'une défaillance du SRUC entraînera des émissions de produits de fission provenant du combustible, qui

doivent être retenues par le système de confinement. De même, un accident dû à la perte de fluide de refroidissement accompagné d'une détérioration du système de confinement détermine les exigences d'efficacité auxquelles doit répondre le SRUC.

Bien que le duo défaillance simple/défaillance double ait permis de définir les critères d'efficacité auxquels devaient satisfaire les systèmes spéciaux de sûreté, divers problèmes ne tardèrent pas à se manifester. En particulier,

- cette approche ne tenait compte ni des variations de fréquence des incidents ni des conséquences de différents scénarios de défaillance simple/défaillance double;
- elle ne tenait pas suffisamment compte des défaillances des systèmes de sûreté auxiliaires (alimentation électrique, air comprimé ou approvisionnement en eau de service), qui risquaient, dans certains cas, d'entraîner la défaillance simultanée d'un système fonctionnel et d'un système de sûreté;
- elle ne tenait pas suffisamment compte du fait que les systèmes de sûreté devaient rester disponibles après un accident;
- elle ne tenait pas suffisamment compte de la nécessité de prévoir des « événements de cause commune » possibles (tremblement de terre, écrasement d'avion, etc.), susceptibles de causer des dommages aux systèmes fonctionnels et aux systèmes de sûreté, et d'analyser adéquatement les conséquences de tels accidents.

Ces préoccupations mettaient en lumière la nécessité d'élaborer une approche plus globale des questions de sûreté, constat qui venait non seulement du personnel de la CCEA et des services publics mais aussi des groupes consultatifs indépendants établis par la CCEA. On a pris les mesures suivantes pour s'attaquer à ces problèmes :

- On a d'abord modifié les critères régissant l'analyse de sûreté pour établir cinq classes d'accident (ces classes sont précisées dans le document de consultation C-6, dont il est question plus loin à l'article 7.2.4 et qui est fourni, sous couvert séparé, à titre d'appendice 7.10).
- On a adopté une approche plus probabiliste (une « étude matricielle sur la sûreté ») pour évaluer les systèmes auxiliaires et les erreurs humaines.
- On a également utilisé cette formule (étude matricielle) pour évaluer la fiabilité des systèmes après un accident.
- On a adopté une approche reposant sur la séparation des deux groupes de systèmes de sûreté pour assurer une certaine protection contre les accidents de cause commune. Pour ce qui concerne les accidents d'origine locale (incendies, inondations d'origine interne, etc.), cette formule prévoit la séparation des deux groupes des systèmes de sûreté et des systèmes auxiliaires, 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 du site

(séismes, tornades, inondations d'origine externe), la nouvelle approche prévoit la qualification ou la protection d'au moins un des deux groupes. En outre, les nouvelles règles relatives à l'analyse de sûreté énoncées dans le document C-6 exigent une analyse expresse des conséquences éventuelles de divers incidents et catastrophes de ce genre.

CONCEPT DE LA DÉFENSE EN PROFONDEUR

Le concept de la « défense en profondeur » est un élément clé de l'approche adoptée par le Canada à l'égard de la sûreté des réacteurs nucléaires. Ce concept, qui doit s'appliquer à tous les aspects de la conception, de la construction et de l'exploitation des centrales nucléaires, comprend trois volets :

- la prévention des accidents;
- l'atténuation des accidents;
- la gestion des accidents.

Au Canada, on a intégré ces éléments en exigeant que :

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

Le plus important de ces éléments est la prévention des accidents. On peut atteindre cet objectif en prenant les mesures nécessaires pour que le risque d'une défaillance d'un système ou d'un composant de la centrale en cours d'exploitation reste faible. Pour ce faire, on doit :

- faire appel aux saines pratiques d'ingénierie dans le choix du site, la conception, la construction et l'exploitation de la centrale;
- faire appel à des technologies éprouvées;
- appliquer des codes et normes acceptés dans la conception, la construction et la maintenance de la centrale;
- veiller à ce que le personnel de la centrale possède la formation voulue;
- faire appel à des méthodes de contrôle et d'assurance de la qualité à toutes les étapes de la conception, de la construction et de l'exploitation;
- suivre de près les incidents qui se produisent dans d'autres installations semblables afin de prévoir les problèmes avant qu'ils ne surviennent.

Au Canada, le critère choisi était un maximum d'une défaillance grave d'un système fonctionnel pour trois réacteurs-années. (Une défaillance grave d'un système

fonctionnel est une défaillance qui, en l'absence de toute intervention des systèmes de protection, pourrait causer une rupture de la gaine de combustible.) Le critère choisi devait permettre de se rendre compte facilement du non-respect de la limite en une période d'exploitation relativement courte. On admettait toutefois que, dans le cas de certains accidents plus graves (la perte de fluide de refroidissement ou la perte de contrôle de la réactivité, par exemple), il fallait des degrés de fréquence beaucoup plus faibles. Les centrales nucléaires canadiennes sont habituellement dotées d'équipement de protection additionnel, qui est distinct et indépendant des systèmes spéciaux de sûreté et qui leur permet de maintenir une fréquence peu élevée et acceptable pour ce qui est des incidents relatifs aux systèmes de sûreté. Les dispositifs de réduction lente ou rapide de la puissance du système de régulation du réacteur comptent parmi les exemples d'équipement axé sur la protection des systèmes fonctionnels. Ces dispositifs sont conçus pour réagir à certaines pertes de contrôle du réacteur sans qu'une intervention des systèmes d'arrêt d'urgence soit nécessaire.

Le concept de la défense en profondeur exige aussi qu'on mette en place des dispositions et des procédures pour atténuer les conséquences des accidents. Pour atténuer ces conséquences, on doit :

- intégrer à la conception des systèmes spéciaux de sûreté fiables et efficaces (SAU1, SAU2, SRUC et système de confinement), capables de limiter les conséquences des accidents;
- incorporer des barrières multiples contre l'émission de matières 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;
 - ▶ le système de confinement;
 - ▶ la zone d'exclusion.
- incorporer des systèmes redondants afin qu'il existe d'autres moyens d'atteindre l'objectif de sûreté; ces systèmes redondants comprennent notamment :
 - ▶ les pompes auxiliaires d'eau d'alimentation des générateurs de vapeur, le système de refroidissement pour la mise à l'arrêt et les systèmes d'alimentation en eau 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 pas disponible pour une raison quelconque;
 - ▶ des systèmes d'alimentation électrique redondants et des systèmes d'alimentation en eau de service pour l'équipement essentiel.

L'approche adoptée par le Canada exige également que, dans le cas où une défaillance grave d'un système fonctionnel est combinée à une défaillance totale d'un des systèmes

spéciaux de sûreté, les systèmes de sûreté qui restent en fonction soient assez efficaces pour éviter que surviennent des rejets hors site importants. 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.

Enfin, on reconnaît que les conséquences des accidents du réacteur peuvent également être atténuées par une saine gestion des accidents sur le site et hors site. La planification d'urgence est donc le dernier élément d'un programme efficace de défense en profondeur. Elle comprend les éléments suivants :

- l'élaboration de procédures propres à aider et à guider les opérateurs en cas d'accident :
 - ▶ procédures générales qui aideront les opérateurs s'ils ont de la difficulté à déterminer la nature de l'accident;
 - ▶ formation des opérateurs à l'utilisation de ces procédures à l'aide de simulateurs et d'autres techniques;
- l'élaboration de plans hors site efficaces pour réduire le plus possible les conséquences d'un rejet de matières radioactives dans l'environnement. Les mesures hors site pourraient comprendre les mesures suivantes :
 - ▶ mise à l'abri;
 - ▶ interdiction de consommer certains aliments ou de l'eau;
 - ▶ distribution de comprimés d'iodure de potassium;
 - ▶ évacuation.

TECHNIQUE D'ANALYSE

Comme on l'a mentionné plus tôt, l'approche des défaillances simples et doubles a dû être amplifiée pour tenir compte de questions comme la fiabilité des systèmes de sûreté principaux et auxiliaires après un accident et les interventions à prendre auprès de la population en cas d'accident. En 1975, les chercheurs d'EACL ont proposé « l'étude matricielle sur la sûreté » comme technique d'analyse pour examiner les questions suivantes :

- les aspects de l'interdépendance;
- l'exploitation de la centrale après un accident;
- les mesures nécessitant l'intervention d'un opérateur.

L'étude matricielle sur la sûreté comportait des arbres de défaillances et des arbres d'événements. L'analyste choisissait un événement susceptible de poser des problèmes de sûreté et les causes possibles de cet événement étaient déterminées par une analyse des arbres de défaillances. Différentes conséquences possibles étaient représentées par des diagrammes illustrant des séquences d'événements qui pourraient se produire, les diagrammes étant accompagnés d'explications. Cette technique a été utilisée pour déterminer si les barrières étaient suffisamment indépendantes de la défaillance et si les fonctions de sûreté pouvaient être maintenues avec un degré de confiance suffisamment élevé.

Les études matricielles sur la sûreté ont permis de mieux comprendre le comportement et les interactions des systèmes dans des conditions anormales en cours d'exploitation; elles ont servi à déterminer quelles mesures devaient être prises par les opérateurs et quelles modifications devaient être apportées aux différents systèmes. Le succès de cette technique reposait sur l'aptitude de l'analyste à repérer les liens d'interdépendance entre les systèmes. Par ailleurs, il s'est avéré difficile de démontrer la validité de l'analyse de façon systématique. L'étude matricielle sur la sûreté a néanmoins été l'un des outils les plus fructueux dans l'évaluation des réacteurs qui ont été conçus et construits à la fin des années 70. Elle a en effet montré la nécessité d'incorporer aux exigences liées à la conception des centrales des notions comme celle de la redondance et de la séparation des systèmes liés à la sûreté. Elle a également permis de déterminer quelles mesures les opérateurs devaient prendre en cas de défaillance ou d'accident.

On a largement abandonné l'étude matricielle sur la sûreté pour la remplacer aujourd'hui par les techniques de l'analyse probabiliste de la sûreté. Dans le cas des nouveaux réacteurs canadiens (comme le CANDU 9), on effectue une analyse préliminaire pour définir les critères de fiabilité des systèmes, puis une analyse détaillée qui sert à vérifier la conformité du réacteur à ces exigences.

On a en outre apporté des modifications aux critères de base devant présider à l'analyse de sûreté suivant la formule des défaillances simples et doubles afin de refléter les résultats obtenus au Canada au moyen de cette approche. En juin 1980, le document de consultation C-6, qui précisait les exigences s'appliquant aux analyses de sûreté des réacteurs CANDU, était diffusé dans le but de recueillir des commentaires. En 1983, on a convenu, à titre d'essai, d'appliquer les règles énoncées dans ce document à la centrale nucléaire Darlington, dont la demande de permis était alors à l'étude.

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

- la tenue d'un examen systématique de tous les systèmes afin de déterminer les événements déclencheurs concevables;
- la ventilation des événements en cinq classes (remplaçant les deux catégories antérieures, défaillances simples et défaillances doubles);
- un examen plus explicite d'une combinaison d'événements déclencheurs concevables, suivie d'une défaillance des systèmes d'atténuation (et non plus seulement des défaillances doubles classiques);
- une attention plus grande aux critères de fiabilité et aux vérifications des systèmes d'atténuation;
- une meilleure prise en compte de l'état des centrales, de leurs modes d'exploitation et leur exploitation à divers niveaux de puissance;
- des analyses de sensibilité et d'erreur plus fréquentes;

- des données plus détaillées concernant les codes analytiques;
- une meilleure définition des actions que doivent prendre les opérateurs et des méthodes de repérage disponibles.

Bien que l'application expérimentale de ces exigences à la centrale Darlington ait été couronnée de succès dans l'ensemble, elle a été marquée par de longues discussions entre le personnel de la CCEA et le titulaire de permis pour en venir à une entente sur l'interprétation de certaines règles particulières. Il était devenu évident qu'un remaniement du document C-6 s'imposait. Le document C-6 (Révision 1), qui en est à l'étape d'ébauche finale, tient compte des leçons apprises au cours de cet essai.

Le tableau 1 du document C-6 renferme une liste des défaillances simples et doubles dont le titulaire de permis devrait analyser — en cherchant à les prévoir, par exemple — les conséquences afin de démontrer la sûreté de la centrale nucléaire. Cette liste n'est pas exhaustive, mais elle vise à énumérer les principales défaillances préoccupantes dans une centrale CANDU, en se fondant sur une expérience de plus de vingt ans. Il va de soi que des variantes dans la conception des centrales peuvent introduire de nouvelles sources de défaillance ou éliminer certaines de celles qui figurent dans ce tableau. C'est pourquoi le titulaire de permis doit effectuer un examen systématique de la centrale pour confirmer que toutes les défaillances graves pertinentes pour le type de centrale proposé ont été considérées et évaluées par le personnel de la CCEA. Si un nouveau mode de défaillance éventuelle est décelé, les séquences de défaillances figurant au tableau 1 du document C-6 servent de cadre de référence pour déterminer le risque que survienne effectivement une défaillance de ce genre.

Les exigences que renferme le document C-6 (Révision 1) auront une portée plus grande, et elles sont plus rigoureuses en ce qui concerne les accidents de dimensionnement. Les centrales qui ont obtenu leur permis d'exploitation avant la centrale Darlington devront étudier ces modifications. Les nouveaux critères n'ont pas été acceptés d'emblée par les titulaires de permis, qui ont proposé une approche par étapes pour déterminer la portée des accidents de dimensionnement.

CRITÈRES ET EXIGENCES RELATIFS À LA CONCEPTION

Le tableau 1.2 est tiré de *Power Reactor Safety Criteria and Principles*, document publié par la CCEA en 1972. Depuis lors, on traite autrement le problème des défaillances simples et doubles (voir le document C-6) pour refléter la gamme des possibilités dans chacune des deux classes d'accidents. En outre, l'application actuelle de ces critères met davantage l'accent sur les exigences liées aux programmes, notamment :

- les exigences relatives aux programmes d'assurance de la qualité;
- les exigences relatives aux programmes techniques liés aux facteurs humains.

À part ces exigences, les critères de base restent les mêmes. Il faut toutefois signaler que l'application du principe ALARA (niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre) a permis d'en arriver à des doses hors site pendant l'exploitation normale qui sont inférieures à 1 % des doses maximales admissibles précisées au paragraphe n° 5 du tableau 1.2.

TABLEAU 1.2

**CRITÈRES ET PRINCIPES DE SÛRETÉ POUR LES
RÉACTEURS DE PUISSANCE**

1. La conception et la construction de tous les composants, systèmes et structures qui sont essentiels au réacteur, ou qui lui sont associés, doivent tenir compte des codes, normes ou pratiques les plus pertinents, et leur conformité à ces codes, normes et pratiques doit être confirmée par une vérification indépendante.
2. La qualité et la nature des systèmes fonctionnels essentiels au réacteur doivent être telles qu'au total, le nombre de défaillances graves ne dépasse pas une défaillance tous les trois ans. Par défaillance grave d'un système fonctionnel on entend un accident qui, en l'absence d'une intervention des systèmes de protection, pourrait entraîner une importante rupture de la gaine de combustible.
3. Les systèmes de sûreté devront être séparés physiquement et opérationnellement des systèmes fonctionnels et devront aussi être séparés les uns des autres.
4. Chaque système de sûreté devra pouvoir être vérifié facilement dans son ensemble et devra l'être à une fréquence démontrant que son indisponibilité (temporelle) est inférieure à 10^{-3} .
5. Les effluents radioactifs provenant des opérations normales, y compris ceux découlant de défauts mineurs d'un système fonctionnel (voir le paragraphe n° 2) devront être tels que la dose reçue de toutes sources par toute personne du grand public exposée à ces effluents ne dépassera pas 1/10 de la dose admissible pour les employés du secteur nucléaire, et la dose totale pour la population ne dépassera pas 100 personnes-Sv/année.
6. L'efficacité des systèmes de sûreté devra être telle qu'en cas de défaillance grave d'un système fonctionnel, l'exposition d'une personne au sein de la population ne dépassera pas 5 mSv et celle de la population à risque, 100 personnes-Sv.
7. Dans le cas de toute combinaison éventuelle d'une défaillance d'un système fonctionnel (défaillance simple) et d'une défaillance d'un système de sûreté, la dose prévue pour toute personne ne devra pas dépasser 250 mSv au corps entier, 2,5 Sv à la thyroïde et, pour la population, 10^4 personnes-Sv.
8. Dans le calcul des doses indiquées aux paragraphes n°s 6 et 7, on supposera, à moins d'entente contraire :
 - (i) une dispersion météorologique équivalente à la catégorie F de Pasquill telle que modifiée par Bryant¹;
 - (ii) les facteurs de conversion tels qu'établis par Beattie².

1. Bryant, P.M., UKAEA, mémoire AHSB(RP)R42, 1964

2. Beattie, J.R., UKAEA, mémoire AHSB(S)R64, 1963

Il incombe au titulaire de permis de traduire ces critères de haut niveau en règles, codes et normes détaillés pour la conception des systèmes fonctionnels et des systèmes de sûreté. La demande de permis doit préciser quels systèmes ont un rôle important à jouer du point de vue de la sûreté et doit être accompagnée des documents qui définissent les exigences liées à la conception de ces systèmes. Une fois acceptés par la CCEA, ces documents font partie des conditions de base du permis de la centrale et constituent le fondement des activités de réglementation futures (inspections et approbations des modifications). Contrairement aux règlements, ces documents sont toutefois propres à chaque centrale et ne seront pas nécessairement imposés aux centrales construites ultérieurement (bien qu'au Canada on ait eu tendance à normaliser davantage à cet égard). Il s'agit ici d'établir des normes de rendement de base tout en laissant au concepteur et à l'exploitant une certaine souplesse leur permettant de déterminer la meilleure façon de satisfaire à ces exigences de base.

Par exemple, les concepteurs ont reconnu que, pour disposer de la défense en profondeur requise, il fallait protéger les systèmes qui accomplissent les fonctions de sûreté essentielles contre des « défaillances de cause commune ». L'approche proposée par les concepteurs et acceptée par la CCEA prévoit la séparation des deux groupes de systèmes en les disposant à distance l'un de l'autre, ou en interposant des barrières entre eux et en protégeant au moins un des deux groupes. Ces exigences relatives au regroupement et à la séparation des systèmes n'ont pas été prescrites par règlement mais sont définies dans les documents fournis par les titulaires de permis (les guides de conception relatifs à la sûreté, par exemple) qui ont été acceptés par la CCEA dans le cadre du processus de délivrance de permis.

Pour compléter les exigences générales, la CCEA a publié des énoncés de politique portant sur les exigences qui s'appliquent aux systèmes spéciaux de sûreté. La CCEA a également publié des énoncés de politique au sujet des exigences relatives à la protection contre les suppressions pour les circuits primaires de refroidissement du réacteur, ainsi qu'au déclassement et à la production de rapports. Les lois et exigences réglementaires qui régissent la sûreté des centrales nucléaires sont décrites en détail à l'article 7.2 du présent rapport.

Pour résumer, l'approche du Canada consiste à faire en sorte que les exigences de base en matière de sûreté soient respectées, tout en permettant une certaine souplesse pour faire face à la diversité des circonstances. Bien sûr, les caractéristiques du réacteur CANDU en matière de sûreté ont marqué les principes adoptés par la CCEA dans ce domaine, mais il est également vrai que ceux-ci ont, à leur tour, influé sur la conception du réacteur.

5. SURVOL DES PRINCIPAUX THÈMES ET QUESTIONS DE SÛRETÉ TRAITÉS DANS LE RAPPORT

5.1 Principaux thèmes

Les principaux thèmes traités dans le présent rapport sont les suivants :

- La démarche adoptée par le Canada en matière de réglementation, conjuguée aux pratiques des services publics, constitue un processus d'examen qui assure de façon continue la sûreté des centrales nucléaires. Ce processus satisfait aux exigences de la Convention concernant les examens de sûreté des centrales.
- Les principes et exigences adoptés par le Canada en matière de sûreté des réacteurs, qui sont mis en application dans le cadre du processus de réglementation, permettent de veiller à ce que le risque auquel sont exposés les travailleurs, le public et l'environnement associé à l'exploitation des centrales soit au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre. Le risque résultant est comparable à celui que présentent les modèles de réacteurs modernes.
- L'organisme de réglementation du Canada jouit d'une autonomie, d'une autorité législative et de ressources suffisantes pour faire appliquer et respecter les exigences réglementaires en matière de sûreté dans les centrales nucléaires.
- Les prescriptions de la loi sont actuellement en cours de révision au Canada (une nouvelle loi a déjà été adoptée par le Parlement et de nouveaux règlements devraient être approuvés au début de 1999). La nouvelle loi et ses règlements instaureront un régime de réglementation plus clair et plus efficace dans le domaine de l'énergie nucléaire au Canada (voir l'article 7.2.1 du présent rapport).
- La responsabilité première en matière de sûreté revient aux titulaires de permis. Au Canada, tous les titulaires de permis d'exploitation de centrales nucléaires sont des services publics qui doivent rendre compte de leur activité à un organisme gouvernemental. Tous prennent leurs responsabilités en matière de sûreté au sérieux et ils sont en mesure de réunir les fonds nécessaires pour soutenir l'exploitation sûre des centrales.
- Des examens de sûreté sont effectués périodiquement, ainsi que lors d'incidents particuliers, par le concepteur, les services publics et l'organisme de réglementation. Ce processus continu est un des éléments fondamentaux du régime de permis pour l'exploitation des centrales nucléaires au Canada.
- La planification des interventions en cas d'urgence nucléaire au Canada est bien établie et comprend des accords avec les pays étrangers et les organismes internationaux (voir l'article 16 du présent rapport).

5.2 Principales questions en matière de sûreté

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

- La direction de certains services publics n'a pas accordé assez d'attention à la gestion des centrales depuis une dizaine d'années. Cette négligence s'est traduite par une baisse des normes d'exploitation et de maintenance, à tel point que ces normes ont aujourd'hui atteint un niveau à peine acceptable. Le contrôle de la configuration est de moindre qualité. Jusqu'à maintenant, les programmes visant à compenser les effets de la détérioration causée par le vieillissement n'ont pas produit tous les résultats escomptés. On met actuellement en place d'importants programmes pour corriger ces carences et atteindre les normes d'excellence requises (voir les commentaires relatifs aux principales évaluations de sûreté aux articles 6.2 et 6.3 du présent rapport).
- Il reste un petit nombre de questions à résoudre en matière de sûreté (voir l'article 6.2.3 et l'annexe 6.1 du présent rapport). Dans certains cas, ces questions ont pour effet de limiter la production d'électricité à la centrale nucléaire.

6. LISTE DES CENTRALES NUCLÉAIRES CANADIENNES

Au total, 25 centrales nucléaires ont été construites au Canada, au nombre desquelles se trouvent les 14 réacteurs en exploitation. Les réacteurs suivants sont au nombre de ceux qui ont été mis à l'arrêt :

- quatre réacteurs (les tranches n^{os} 1, 2, 3 et 4 de la centrale Pickering A), mis en état d'arrêt garanti en 1997 parce qu'ils ne répondaient pas à l'exigence réglementaire relative au système d'arrêt d'urgence amélioré; également en 1997, le titulaire de permis a décidé, pour des raisons économiques, de décharger le combustible et de placer ces tranches en état d'inactivité;
- trois réacteurs (les tranches n^{os} 1, 3 et 4 de la centrale Bruce A) dont le combustible sera déchargé en 1998 et qui seront placés en état d'inactivité par le titulaire de permis, à la suite d'une décision prise en 1997 pour des raisons économiques.

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

Le tableau 1.3 donne la liste des réacteurs des centrales nucléaires canadiennes, indiquant aussi leur état de service; la figure 1.7 présente une carte des sites de ces centrales.

TABLEAU 1.3

**LISTE ET ÉTAT DES RÉACTEURS DES
CENTRALES NUCLÉAIRES CANADIENNES**

Réacteur	Type	Capacité de production en MW(e)	Début des travaux de construction	Date de criticité initiale	État de service
NPD	RELP ¹	25	1 ^{er} jan. 1958	11 avril 1962	Mis à l'arrêt le 1 ^{er} août 1987
Douglas Point	RELP	218	1 ^{er} fév. 1960	15 nov. 1966	Mis à l'arrêt le 4 mai 1984
Gentilly-1	REL/EO ²	266	1 ^{er} sep. 1966	12 nov. 1970	Mis à l'arrêt le 1 ^{er} avril 1979
Bruce A, tranche 2	RELP	904	1 ^{er} déc. 1970	27 juillet 1976	Mis à l'arrêt le 8 oct. 1995
Pickering A, tranche 1	RELP	542	1 ^{er} juin 1966	25 fév. 1971	Mis à l'arrêt le 31 déc. 1997 ³
Pickering A, tranche 2	RELP	542	1 ^{er} sep. 1966	15 sep. 1971	Mis à l'arrêt le 31 déc. 1997 ³
Pickering A, tranche 3	RELP	542	1 ^{er} déc. 1967	24 avril 1972	Mis à l'arrêt le 31 déc. 1997 ³
Pickering A, tranche 4	RELP	542	1 ^{er} mai 1968	16 mai 1973	Mis à l'arrêt le 31 déc. 1997 ³
Bruce A, tranche 1	RELP	904	1 ^{er} juin 1971	17 déc. 1976	Mis à l'arrêt le 4 avril 1997 ⁴
Bruce A, tranche 3	RELP	904	1 ^{er} juillet 1972	28 nov. 1977	Mis à l'arrêt le 9 avril 1998 ⁴
Bruce A, tranche 4	RELP	904	1 ^{er} sep. 1972	10 déc. 1978	Mis à l'arrêt le 19 jan. 1998 ⁴
Gentilly-2	RELP	675	1 ^{er} avril 1974	11 sep. 1982	En service
Pickering B, tranche 5	RELP	540	1 ^{er} nov. 1974	23 oct. 1982	En service
Pickering B, tranche 6	RELP	540	1 ^{er} oct. 1975	15 oct. 1983	En service
Pickering B, tranche 7	RELP	540	1 ^{er} mars 1976	22 oct. 1984	En service
Pickering B, tranche 8	RELP	540	1 ^{er} sep. 1976	17 déc. 1985	En service
Point Lepreau	RELP	680	1 ^{er} mai 1975	25 juillet 1982	En service
Bruce B, tranche 5	RELP	915	1 ^{er} juillet 1978	15 nov. 1984	En service
Bruce B, tranche 6	RELP	915	1 ^{er} jan. 1978	29 mai 1984	En service
Bruce B, tranche 7	RELP	915	1 ^{er} mai 1979	7 jan. 1988	En service
Bruce B, tranche 8	RELP	915	1 ^{er} août 1979	15 fév. 1987	En service
Darlington, tranche 1	RELP	935	1 ^{er} avril 1982	29 oct. 1990	En service
Darlington, tranche 2	RELP	935	1 ^{er} sep. 1981	5 nov. 1989	En service
Darlington, tranche 3	RELP	935	1 ^{er} sep. 1984	9 nov. 1992	En service
Darlington, tranche 4	RELP	935	1 ^{er} juillet 1985	13 mars 1993	En service

Notes :

1. Réacteur à eau lourde sous pression.
2. Réacteur à eau lourde et à eau ordinaire.
3. A été mis en état d'arrêt garanti parce qu'il ne répondait pas à l'exigence réglementaire relative au système d'arrêt d'urgence amélioré. Le titulaire de permis a décidé en 1997 de placer la tranche en état d'inactivité.
4. Mis en état d'inactivité par suite d'une décision prise par le titulaire de permis en 1997.

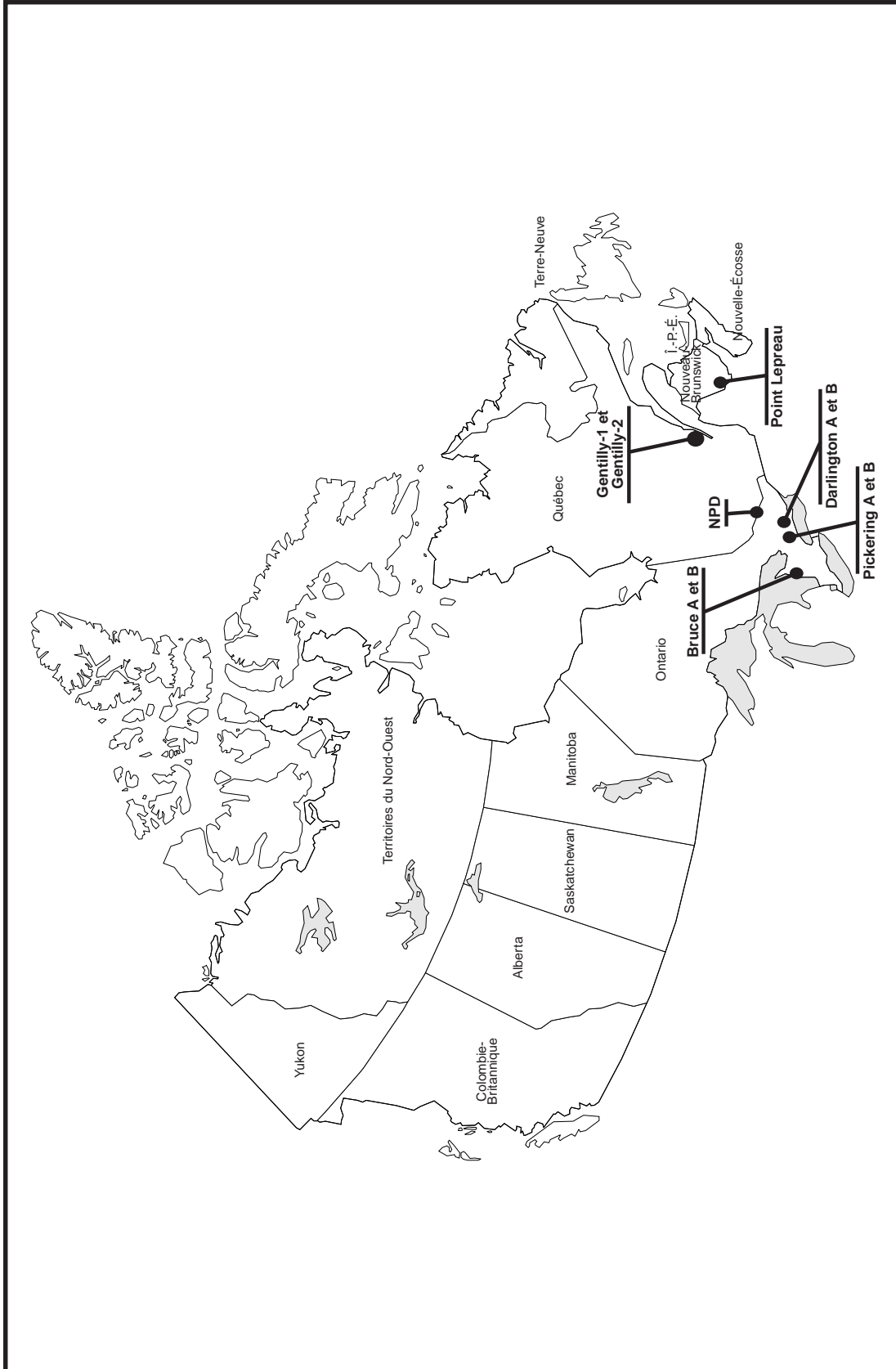


Figure 1.7 : Sites des centrales nucléaires canadiennes

ARTICLE 6

LES CENTRALES NUCLÉAIRES EXISTANTES

6.1 LISTE DES CENTRALES NUCLÉAIRES EXISTANTES

Une liste des centrales nucléaires canadiennes, indiquant l'état de service actuel des réacteurs, figure au tableau 1.3 du présent document. Toutes les centrales construites au Canada sont du type CANDU. Les caractéristiques de base du réacteur CANDU, sauf pour les centrales NPD et de Gentilly-1, sont décrites à la section 3 de l'Introduction.

6.2 ANALYSES DE SÛRETÉ ET PRINCIPAUX RÉSULTATS

Au Canada, la sûreté est au premier rang des priorités dans les centrales nucléaires. Il est de pratique au Canada d'effectuer des analyses de sûreté lorsqu'il se produit un incident ayant une importance du point de vue de la sûreté ou à la suite d'expériences significatives au Canada même ou à l'étranger. On trouvera dans les sections qui suivent une description de certaines des analyses les plus importantes, ainsi que leurs résultats et les mesures prises pour corriger la situation.

6.2.1 Analyses de sûreté réalisées à la suite d'accidents graves

Diverses analyses de sûreté ont été réalisées à la suite d'accidents graves survenus dans les centrales nucléaires. Ces accidents attirent souvent l'attention sur des aspects particuliers de la conception et de l'exploitation des centrales, même lorsqu'ils se produisent dans plusieurs types de réacteurs et dans des juridictions différentes.

NRX (RÉACTEUR NATIONAL DE RECHERCHE EXPÉRIMENTAL)

En 1952, le réacteur de recherche NRX à Chalk River a subi un accident causé par une perte de contrôle du système de régulation. Du point de vue technique, la leçon la plus importante qui s'est dégagée de l'étude approfondie du système de mise à l'arrêt menée à la suite de cet accident, c'est qu'un réacteur doit toujours être doté d'un mécanisme de mise à l'arrêt rapide et que ce mécanisme doit être indépendant de tout système de commande.

Le mécanisme de mise à l'arrêt doit toujours être disponible. Les manœuvres opérationnelles doivent être distinctes 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. L'analyse a également montré la nécessité d'élaborer une démarche officielle pour la sûreté de l'exploitation et d'établir une structure institutionnelle pour la soutenir.

THREE MILE ISLAND

L'accident survenu en 1979 à Three Mile Island (centrale nucléaire qui n'est pas du type CANDU, située à l'extérieur du Canada) était dû à une petite perte de fluide de refroidissement. Il a donné lieu à plusieurs évaluations visant à déterminer les leçons à tirer au sujet de la sûreté des réacteurs CANDU. Ces évaluations ont débouché sur diverses recommandations, touchant notamment à l'instauration des mesures suivantes :

- un examen des procédures d'urgence;
- un examen de la conception de la salle de commande pour veiller à ce qu'on y tienne suffisamment compte des facteurs humains;
- un examen des mécanismes de rétroaction relatifs au déroulement des opérations;
- une étude des exigences visant l'utilisation de simulateurs dans la formation des opérateurs.

La plupart de ces recommandations ont été mises en œuvre. Par exemple, la CCEA accorde des autorisations formelles aux opérateurs de salle de commande et à leurs superviseurs à partir des résultats d'examens écrits et de tests menés avec des simulateurs.

TCHERNOBYL

À la suite de l'accident survenu en 1986 à Tchernobyl (centrale d'un type autre que CANDU située à l'extérieur du Canada), des évaluations ont été effectuées pour déterminer quels enseignements on pouvait en tirer au sujet de la sûreté et de la régulation des réacteurs CANDU. L'une des principales leçons qui se sont dégagées de ces analyses est l'importance d'un basculement du flux comme état de fonctionnement initial.

La CCEA a par la suite demandé à tous les titulaires de permis d'analyser de nouveau l'efficacité de tous les systèmes de mise à l'arrêt des réacteurs CANDU lorsque le flux neutronique et la distribution de la puissance s'écartent sensiblement des valeurs nominales. En outre, elle a demandé au Secteur nucléaire d'Ontario Hydro (SNOH) de réexaminer la sûreté des réacteurs de la centrale Pickering A, en particulier du point de vue des accidents causés par une défaillance du système de commande du réacteur et par une perte de fluide de refroidissement, accompagnées de l'indisponibilité du système de mise à l'arrêt. Chacun des quatre réacteurs de la centrale Pickering A ne comporte qu'un seul dispositif de mise à l'arrêt, car les permis ont été délivrés avant que ne soit exigée l'installation de deux systèmes d'arrêt d'urgence indépendants. La CCEA a subséquemment exigé qu'un mécanisme de mise à l'arrêt amélioré soit installé dans chacun des réacteurs de la centrale Pickering A (voir l'article 6.3.3 du présent rapport).

6.2.2 Analyses de sûreté relatives aux incidents en cours d'exploitation

La plupart des analyses de sûreté ont lieu à la suite d'incidents ou d'événements qui se produisent pendant l'exploitation normale des centrales nucléaires. Nous passons en revue les plus importants d'entre eux.

PICKERING A : PERTE DE CONTRÔLE DU SYSTÈME DE RÉGULATION

Durant les premières années (1971-1975) d'exploitation des quatre tranches de la centrale Pickering A, plusieurs événements ont été causés par la défaillance du système de régulation du réacteur qui entraînait une hausse rapide de la puissance, à laquelle mettait fin une intervention réussie du mécanisme de mise à l'arrêt. Bien que ces événements n'aient pas eu de conséquences immédiates, la centrale s'était montrée incapable de respecter les exigences relatives à la limitation de la fréquence des

défaillances graves des systèmes fonctionnels. Il fallait donc de toute urgence améliorer la fiabilité du système de régulation. Une analyse détaillée de ces événements a recommandé une série d'améliorations (portant essentiellement sur la conception, l'équipement et les procédures opérationnelles), qui ont été appliquées à la centrale Pickering A et dans les centrales construites par la suite. La fréquence des événements de ce genre a diminué considérablement ces dernières années.

PICKERING A, TRANCHE N° 2 : RUPTURE D'UN TUBE DE FORCE

À la suite d'un événement attribuable à la rupture d'un tube de force, survenu à la tranche n° 2 de la centrale Pickering A en 1983, on a constaté un phénomène d'accumulation de deutérium dans le matériau constituant le tube de force (processus appelé hydruration), ce qui a amené à conclure qu'il fallait éviter tout contact entre le tube de calandre et le tube de force.

La rupture du tube de force avait été causée par la combinaison de deux phénomènes : d'abord l'hydruration du tube de force (fait de zirconium 2) et ensuite, l'entrée en contact du tube de force avec le tube de calandre qui l'entoure. Il en était résulté une concentration d'hydrures au point de contact avec le refroidisseur, ce qui avait mené à la boursouffure, puis à la rupture du tube de force. Bien que le tube de calandre n'eut pas été expressément conçu pour supporter toute la pression dégagée par le circuit caloporteur, il avait néanmoins résisté. Les opérateurs avaient réussi à mettre le réacteur en état d'arrêt et de sûreté, et il n'avait pas été nécessaire d'injecter le fluide de refroidissement d'urgence dans le cœur du réacteur.

En raison de l'hydruration et de la boursouffure prononcées qui ont marqué cet événement, il a fallu remplacer tous les tubes de force à la centrale 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.

Cet événement a également eu les résultats suivants :

- le déplacement des ressorts bracelets (espaceurs entre le tube de force et le tube de calandre) dans toutes les centrales sauf la centrale Darlington;
- la mise au point de nouveaux ressorts bracelets pour la centrale Darlington.

Les exigences fonctionnelles de la CCEA permettent d'éviter l'exploitation des réacteurs lorsque les conditions sont propices à la formation de boursouffures sur les tubes de force. Ces exigences ont mené à l'établissement, dans toutes les centrales, de programmes d'inspection technique pour vérifier l'état des tubes de force et la position des ressorts bracelets.

BRUCE A : PERTE DE CONTRÔLE DU SYSTÈME DE RÉGULATION À FAIBLE PUISSANCE

La CCEA a mené une enquête à la suite de deux défaillances successives du système de commande du réacteur pendant le redémarrage de la tranche n° 2 de la centrale Bruce A en 1992. Ce qui donnait à ces événements leur signification, c'est qu'ils mettaient en lumière la nécessité d'une intervention du système de mise à l'arrêt pour éviter une rupture de la gaine de combustible. Ces événements sont qualifiés de « défaillances

graves de systèmes fonctionnels »; leur fréquence devrait être limitée à moins d'un tous les trois ans.

À la suite de l'enquête, d'importants changements de procédure et de fonctionnement ont été apportés aux systèmes de régulation de toutes les tranches de la centrale Bruce.

DARLINGTON : LOGICIEL DU SYSTÈME DE MISE À L'ARRÊT

Les systèmes de mise à l'arrêt de la centrale Darlington font largement appel aux ordinateurs dans la logique de commande. Le système d'arrêt d'urgence n° 1 et le système d'arrêt d'urgence n° 2 utilisent tous deux neuf ordinateurs montés sur trois canaux. Les ordinateurs de déclenchement, qui reçoivent des signaux analogiques émis sur le terrain, comparent ces signaux aux seuils correspondants et exécutent la fonction de déclenchement au besoin. Ces ordinateurs transmettent aussi les signaux reçus du terrain, les données traitées et les données relatives à l'état du déclenchement à l'ordinateur d'affichage, qui présente ces données sur deux écrans cathodiques spécialisés. L'ordinateur d'affichage permet en outre de commander les dispositifs sur le terrain qui servent à vérifier le système pendant les tests de disponibilité périodiques. Le troisième ordinateur de chaque canal exécute diverses fonctions de surveillance :

- il vérifie la concordance des signaux d'entrée du système pour détecter les défaillances des instruments;
- il sert d'interface à l'opérateur lorsqu'il vérifie les systèmes;
- il transmet les programmes de vérification à l'ordinateur d'affichage pour que celui-ci les exécute;
- il sert d'interface à l'opérateur dans la transmission des données d'étalonnage du détecteur de flux neutronique vers l'ordinateur de déclenchement.

Le personnel de la CCEA a procédé à un examen approfondi de la conception (matériel et logiciel) de ces systèmes. L'élément le plus important à cet égard est le logiciel employé pour déterminer s'il faut déclencher le système de mise à l'arrêt et pour procéder à son déclenchement au besoin.

La CCEA a exigé qu'une vérification approfondie du logiciel de l'ordinateur de déclenchement ait lieu. Cet examen a montré qu'il n'était pas possible de garantir le déroulement sûr des programmes de déclenchement dans toutes les circonstances concevables, en raison principalement de la qualité inadéquate de la documentation, de la structure logicielle et des procédures de vérification du logiciel. Le SNOH a mis en place des mesures en vue de remanier et restructurer les logiciels et d'améliorer la documentation.

PICKERING A, TRANCHE N° 2 : PETITE PERTE DE FLUIDE DE REFROIDISSEMENT

En décembre 1994, un accident dû à une petite perte de fluide de refroidissement s'est produit dans la tranche n° 2 de la centrale Pickering A. Cet événement était attribuable, en partie tout au moins, à une conception inadéquate des dispositifs de protection contre la surpression, ce qui a causé des vibrations à la soupape de sûreté et la rupture subséquente d'une conduite adjacente. Des carences au chapitre de la maintenance avaient également contribué à l'événement. Ce dernier a pris fin grâce à la mise en

marche du système de refroidissement d'urgence du cœur (SRUC); on n'a constaté aucune rupture de la gaine de combustible ni aucun rejet important de matières radioactives.

La CCEA a décidé que toutes les tranches resteraient en état d'arrêt jusqu'à ce qu'on ait mis en place un éventail de mesures correctives et qu'on ait analysé et vérifié en profondeur le système modifié. Par conséquent, il a fallu apporter des modifications à la conception (notamment, en améliorant le système de protection contre la surpression du condenseur d'évacuation) et aux mécanismes de maintenance (en remplaçant les membranes de l'actionneur des soupapes de sûreté du liquide du circuit caloporteur primaire).

L'analyse de sûreté a également révélé des irrégularités similaires dans les systèmes de protection contre la surpression du circuit caloporteur primaire de tous les réacteurs CANDU (sauf ceux de la centrale Pickering B), ce qui a donné lieu à des modifications à la conception et aux procédures.

POINT LEPREAU : COUVRE-TUYAU EN BOIS LAISSÉ DANS LE CIRCUIT CALOPORTEUR PRIMAIRE

En 1995, un couvre-tuyau en bois oublié dans le circuit caloporteur primaire pendant les travaux de maintenance prévus du réacteur de la centrale Point Lepreau a provoqué un accident qui a endommagé un arbre de pompe dans le circuit caloporteur primaire et dispersé des débris de bois et de vis métalliques dans le système de refroidissement du réacteur. L'analyse de sûreté qui a suivi cet accident a notamment révélé qu'il y avait des irrégularités dans la gestion des travaux de maintenance et dans la vérification de ces travaux.

La Société d'énergie du Nouveau-Brunswick (Énergie Nouveau-Brunswick) a déployé d'importants efforts pour enlever les débris. Elle s'est servi de caméras robotisées pour en déterminer la nature et l'emplacement, puis elle a mis au point et testé des techniques en vue de retirer les débris les plus gros et de rincer chacun des canaux touchés au moyen de la méthode de la circulation inverse afin d'en évacuer les débris de bois et les vis. Des inspections subséquentes ont montré que ces efforts n'avaient pas été vains, ce qui a permis à la CCEA d'approuver le redémarrage du réacteur.

Énergie Nouveau-Brunswick a en outre institué un programme d'inspection du combustible déchargé du quadrant du réacteur où s'était produit l'accident. Les inspections visaient à vérifier si des débris ou des vis s'étaient glissés dans un canal de combustible. On n'a décelé que quelques marques mineures sur un petit nombre de grappes de combustible. On a inspecté certains des canaux desquels on avait déchargé du combustible marqué, pour vérifier si les tubes de force se trouvaient dans un état satisfaisant. L'un de ceux-ci a dû être remplacé en 1998 parce qu'il portait un défaut causé par une vis qui avait rayé le tube de force pendant la récupération des débris.

Énergie Nouveau-Brunswick a également amélioré les procédures visant à empêcher l'entrée de tout corps étranger dans tous les systèmes de la centrale. La direction de la centrale a par ailleurs reconnu que malgré qu'elle ait participé activement à la promotion de la culture de la sûreté, il se peut que les pressions quotidiennes du

calendrier de production aient contredit implicitement et tacitement le message principal de cette campagne.

GENTILLY-2 : RÉDUCTION DU DÉBIT DANS LE CIRCUIT CALOPORTEUR ET SON EFFET SUR LES SEUILS DE DÉCLENCHEMENT DU SYSTÈME DE DÉTECTION DES SURPUISSANCES LOCALES

Le bilan thermique mensuel effectué à la centrale de Gentilly-2 avait indiqué qu'une réduction du débit total du réacteur, de l'ordre de 3 à 4 %, s'était produite vers le milieu des années 90. On a évalué les conséquences de cette diminution, en attachant une importance particulière aux seuils de déclenchement du système de détection des surpuissances locales. À la suite de cette analyse, la centrale de Gentilly-2 a abaissé d'environ 7 % le seuil de déclenchement du système de détection des surpuissances locales, ce qui a donné lieu à une limitation de la puissance totale du réacteur à 97 % pendant la période qui s'est écoulée depuis l'arrêt annuel de 1997 jusqu'à celui de 1998. Différentes options ont été envisagées pour revenir à l'exploitation à pleine puissance, y compris la réduction de la pression du côté secondaire et le nettoyage des générateurs de vapeur.

Outre cette réévaluation, différentes analyses de perte de débit ont fait l'objet d'un nouvel examen à la lumière des données sur la réduction de débit observée.

6.2.3 Autres analyses de sûreté

SUJETS GÉNÉRIQUES À LA CCEA

La CCEA se sert de la méthode dite « des sujets génériques » pour s'attaquer à divers problèmes soulevés dans le cadre de l'évaluation continue de la sûreté et qui peuvent toucher plus d'une centrale. Voici la liste des sujets génériques :

- effets de l'hydrogène dans le confinement;
- refroidissement du cœur en l'absence de flux forcé;
- assurance de la sûreté continue dans les centrales nucléaires;
- efficacité des filtres post-accident;
- exploitation du réacteur avec basculement du flux;
- meilleure analyse possible de l'efficacité du SRUC;
- incidence de l'état de la grappe de combustible sur la sûreté du réacteur;
- interaction entre le combustible et le modérateur;
- rupture d'un tube de force et diminution consécutive d'inventaire du modérateur;
- conformité aux limites de la puissance de canal et de grappes;
- tolérance des incertitudes de la réactivité du vide dans les analyses des pertes de fluide de refroidissement;
- prévisions de la température du modérateur;
- protection contre l'incendie dans les centrales nucléaires CANDU;
- dégradation des tuyaux d'alimentation du réacteur.

On trouvera à l'annexe 6.1 les descriptions techniques de ces sujets génériques.

EXAMEN DE SÛRETÉ DU SNOH

De 1986 à 1988, une commission établie par le gouvernement a effectué un examen de la sûreté dans les centrales du Secteur nucléaire d'Ontario Hydro. On peut résumer de la façon suivante certaines des principales recommandations de la commission :

- il faut, en toute priorité, chercher des solutions au problème des tubes de force et améliorer la surveillance des réacteurs;
- on devrait effectuer une étude des facteurs qui influent sur les interventions humaines, en vue d'atteindre un niveau optimal d'efficacité et de maintenir des normes d'exploitation de haut niveau;
- il faut améliorer sensiblement les systèmes fonctionnels et les systèmes de sûreté de la centrale Pickering A pour assurer la sûreté de l'exploitation future;
- la CCEA devrait mettre en place une politique cohérente visant la mise à niveau des réacteurs existants.

PICKERING : ÉVALUATION PLUS POUSSÉE

En novembre 1996, le personnel de la CCEA a recommandé le renouvellement des permis d'exploitation pour les centrales Pickering A et B pour une période de six mois au lieu de la période normale de deux ans.

Selon le personnel de la CCEA, il était trop tôt pour juger de l'efficacité des nombreuses mesures prises par le SNOH pour améliorer la sûreté opérationnelle. Il estimait qu'une période d'évaluation était requise pour vérifier si le SNOH respectait ses engagements et mettait en œuvre les améliorations annoncées. Le personnel de la CCEA a effectué cette évaluation plus poussée de décembre 1996 à mars 1997.

Huit sujets d'évaluation ont été retenus :

- le suivi des rapports d'événements importants;
- le programme de maintenance;
- le respect des procédures;
- le programme de radioprotection;
- l'auto-évaluation;
- la formation;
- les essais de surveillance et le contrôle;
- la sûreté des réacteurs pendant les arrêts.

Les résultats ont été présentés à la Commission le 15 mai 1997 en vue de l'étude préliminaire des demandes de renouvellement de permis pour les centrales Pickering (voir la note 2 en bas de page à l'article 7.1 du présent rapport). Les résultats de l'évaluation étaient groupés en trois catégories.

Catégorie 1 – Les résultats de ces évaluations étaient très encourageants. Des progrès importants avaient été réalisés dans la mise en application de nouveaux programmes qui promettaient d'être à la fois efficaces et viables. Les sujets d'évaluation de la catégorie 1 comprenaient notamment les domaines suivants :

- la radioprotection;
- le suivi des rapports d'événements importants;
- la sûreté nucléaire pendant les arrêts.

Catégorie 2 – Dans cette catégorie, les résultats des évaluations étaient moins positifs. Même si des efforts considérables avaient été déployés pour améliorer le rendement dans les domaines concernés, on pouvait mettre en doute la viabilité et l'efficacité des mesures envisagées à moins que des modifications y soient apportées. Les sujets d'évaluation classés dans cette catégorie comprenaient notamment :

- l'auto-évaluation;
- la formation;
- les essais de surveillance et le contrôle.

Catégorie 3 – Dans cette catégorie, de grandes améliorations étaient encore requises, sans quoi il fallait s'attendre à un échec pour ce qui est de l'efficacité ou de la viabilité des programmes mis en œuvre. Les domaines suivants avaient été classés dans la catégorie 3 :

- le programme de maintenance;
- le respect des procédures.

ÉVALUATIONS DE RENDEMENT INDÉPENDANTES ET INTÉGRÉES (IIPA) DU SNOH

En janvier 1997, le SNOH a annoncé qu'il allait faire appel aux services d'une équipe d'experts de l'industrie nucléaire américaine, le Nuclear Performance Advisory Group (NPAG), pour l'aider à gérer son programme nucléaire et mettre en place les améliorations nécessaires. Au printemps de 1997, le NPAG a entrepris une série d'études détaillées des opérations du SNOH dans les centrales Pickering, Bruce et Darlington et dans les groupes du bureau central. Ces examens – dont il existe deux catégories, soit les Independent Integrated Performance Assessments (IIPA), ou évaluations de rendement indépendantes et intégrées, et les Safety System Functional Inspections (SSFI), ou inspections fonctionnelles des systèmes de sûreté – avaient pour but de mener à une « connaissance intégrée, exacte et globale du rendement du SNOH ». Ils ont été effectués en avril et mai 1997.

Les IIPA faisaient appel à des objectifs de rendement et à des critères qui avaient été élaborés suivant les critères de l'Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires (AMECN), de la U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC) et du SNOH. Leurs résultats ont été comparés aux normes de l'industrie, définies par le SNOH comme étant les principaux paramètres employés par l'institut des opérations électronucléaires (Institute of Nuclear Power Operations, ou INPO) et l'AMECN dans leur programme de surveillance du rendement. Ces paramètres comprennent notamment les aspects essentiels de la sûreté nucléaire et des aspects environnementaux de l'exploitation. En outre, le SNOH a appliqué des critères liés à la compétitivité des coûts, telles l'efficacité de l'exploitation des centrales, l'utilisation des ressources et la viabilité à long terme des actifs. De façon générale, le SNOH n'a pas comparé les résultats des IIPA aux prescriptions ou normes réglementaires canadiennes.

Les domaines de rendement évalués dans les IIPA portant sur les centrales nucléaires comprenaient notamment :

- les opérations;
- la maintenance;
- la formation;
- la qualité;
- les travaux techniques;
- la radioprotection;
- la chimie;
- la préparation aux situations d'urgence.

L'IIPA visant le groupe des services de soutien administratifs recouvrait les domaines suivants :

- les travaux techniques;
- la radioprotection;
- la chimie;
- la préparation aux situations d'urgence.

L'IIPA portant sur le groupe des affaires réglementaires et de l'assurance nucléaire portait sur les domaines suivants :

- l'importance accordée à la sûreté et à la culture de la sûreté;
- la résolution de problèmes et l'auto-évaluation;
- l'organisation et la gestion, les programmes et les procédés, et les rapports avec l'organisme de réglementation.

L'IIPA visant le groupe de l'efficacité organisationnelle s'intéressait aux questions suivantes :

- la mise en place des normes et la surveillance du rendement; les procédés et procédures;
- l'organisation du travail;
- l'utilisation des ressources;
- la technologie de l'information; la gestion matérielle;
- la gestion de la configuration;
- les systèmes organisationnels.

Le but d'une SSFI est de vérifier si le système ou la fonction examinés rempliront leur « mission de sûreté » et de veiller à ce qu'aucune lacune ne puisse présenter des risques pour les systèmes de sûreté. Ces inspections s'inspirent de la méthode de vérification à « tranche verticale » mise au point par l'USNRC et examinent la conception et la maintenance du système à l'étude en se penchant notamment sur les points suivants :

- le contrôle des changements;
- les opérations;
- la maintenance;
- la formation.

Le 12 août 1997, le conseil d'administration du SNOH a reçu les résultats des IIPA et SSFI ainsi qu'un rapport préparé par le SNOH, intitulé *Basis for Continued Operation*. Les conclusions de ces études adressent des critiques à l'endroit de la direction du SNOH. Elles relèvent notamment un certain nombre d'irrégularités dans l'exploitation et la maintenance des centrales nucléaires. Le SNOH affirme dans les rapports IIPA et SSFI que ceux-ci adoptent une attitude délibérément négative et mettent l'accent sur les carences plutôt que sur les points forts. Les rapports concluent que les centrales peuvent continuer à être exploitées de manière sûre pendant que des améliorations à court et à long terme sont mises en œuvre.

Dans le cadre de cet examen, le SNOH a également effectué des SSFI portant sur les systèmes suivants :

- les systèmes d'air comprimé de Darlington;
- la protection contre l'incendie (dans tous les sites du SNOH);
- le programme de qualification environnementale dès la mise en service (dans tous les sites du SNOH);
- le système d'injection d'urgence du fluide de refroidissement à la centrale Bruce A;
- le système de distribution électrique de Pickering;
- les systèmes d'eau de service de Bruce B.

Les rapports SSFI et IIPA du SNOH concluent que, dans la majorité de ces cas, on n'avait pas réussi à contrôler les changements et que la gestion de la configuration laissait à désirer. Le SNOH estime que c'est à cette situation qu'il faut attribuer l'absence de registres actualisés des changements et le caractère incomplet des évaluations de l'incidence de ces changements sur les risques présents dans les centrales. Les vérifications, évaluations et activités de surveillance du personnel de la CCEA ont abouti à des constats similaires, et leurs conclusions sont semblables à celles qu'on trouve dans les rapports IIPA et SSFI (voir ci-haut la section intitulée « Pickering : Évaluation plus poussée »).

La qualification environnementale a fait l'objet d'une SSFI du SNOH. On y a constaté que le programme de qualification environnementale du SNOH est caractérisé par l'inaction et la négligence de la direction.

Bon nombre des conclusions des IIPA et SSFI visent principalement des questions comme la maintenance, les essais, l'inspection et la surveillance. Elles font ressortir des problèmes généralisés, notamment les suivants :

- les carences des procédures;
- l'insuffisance de la planification et de l'affectation des ressources;
- le caractère inadéquat des mesures prises pour exclure les matières étrangères;
- la mauvaise qualité du travail;
- le caractère insuffisant des essais destinés à vérifier la qualité de la maintenance.

Certains problèmes sont propres à l'équipement tandis que d'autres sont liés aux programmes. Il est possible que la piètre qualité de la maintenance ait contribué de façon significative aux problèmes auxquels le SNOH fait face aujourd'hui. Ce dernier avait commencé à utiliser, avec un succès mitigé, des techniques modernes de maintenance telles que :

- les pratiques centrées sur la fiabilité en vue de déterminer quel équipement joue un rôle important du point de vue de la sûreté dans la maintenance préventive;
- la planification opérationnelle intégrée pour la gestion des ressources de maintenance;
- certaines pratiques axées sur l'exclusion des matières étrangères.

Certaines conclusions font état du manque de standardisation entre les centrales du SNOH, tandis que d'autres mettent en lumière le manque de ressources dont souffrent différentes activités liées à l'exploitation des centrales. On trouve également dans les rapports plusieurs observations au sujet des carences de la gestion et du manque de leadership. Il convient de noter que, en 1996, le SNOH a créé le département du leadership et de la formation à la gestion à l'intention du personnel des centrales nucléaires et a commencé à améliorer la formation dispensée aux cadres et aux superviseurs. Le personnel de la CCEA élabore actuellement des outils et des techniques destinés à évaluer l'efficacité des titulaires de permis en matière d'organisation et de gestion. Les conclusions des IIPA et SSFI soulignent également le degré insuffisant d'attention accordée à la sûreté. Dans le cadre de leurs activités de surveillance régulières, les membres du personnel de la CCEA ont pu constater que certains cadres hésitaient à mettre pleinement en œuvre les mesures de sûreté nucléaire.

Un certain nombre de conclusions des rapports IIPA et SSFI touchent aux procédures et au respect des procédures. Ontario Hydro estime que les procédures sont déficientes et que le respect de ces procédures laisse à désirer. Les rapports IIPA et SSFI ont également relevé des faiblesses quant au contenu et à la clarté des manuels d'exploitation et du manuel sur les incidents anormaux.

Les études font également état de déficiences relativement à l'auto-évaluation du rendement, à la détermination de la nature des problèmes, à l'application de mesures correctives et aux programmes d'assurance de la qualité en général. Le SNOH se montre raisonnablement apte à déceler des déficiences techniques spécifiques dans ses centrales nucléaires, mais il n'a pas toujours décelé les déficiences attribuables aux facteurs humains ni analysé les causes fondamentales de carences techniques déterminées. C'est pourquoi il était incapable de rectifier la situation. Même s'il avait déterminé la nature exacte des mesures à prendre, ces mesures n'auraient pas été prises à temps, dans bien des cas.

Près de 10 % des conclusions des rapports IIPA et SSFI portent sur divers aspects de la formation :

- l'absence de politiques de formation;
- le caractère inadéquat des manuels de formation;
- l'insuffisance des ressources consacrées à la formation;
- le manque de services de formation continue;
- le manque de formation en cours d'emploi.

Les évaluations effectuées jusqu'à maintenant par le personnel de la CCEA indiquent que le SNOH possède effectivement une politique de formation mais que la documentation pertinente est incomplète. Fait plus important, les programmes de formation du SNOH ne suivent pas ses propres politiques en la matière.

Le personnel de la CCEA a reçu du SNOH l'assurance formelle que les réacteurs peuvent être maintenus en activité en toute sûreté, conformément aux conclusions de l'IIPA. À l'aide d'une méthode appelée « évaluation de l'exploitabilité technique (EET) », le SNOH estime que, compte tenu d'études dont les résultats sont déjà connus et d'autres en voie de réalisation, le risque rattaché à la poursuite de l'exploitation est acceptable. Il a fait appel à des analyses probabilistes du risque pour confirmer les résultats obtenus à l'aide de l'EET. Le personnel de la CCEA a constaté que cette méthode respecte les formes et est rigoureuse, et qu'elle présente des aspects d'assurance de la qualité valables. Les résultats avaient été présentés en temps et les décisions prises étaient accompagnées d'explications instructives et probantes. La méthode de l'EET offre également l'avantage de reposer sur l'examen des décisions par un observateur extérieur. Elle se présente comme un processus officiel de documentation et de suivi des déficiences depuis leur identification jusqu'à leur résolution. Du fait qu'elle repose en bout de ligne sur la capacité de prise de décision du personnel de la centrale, l'EET accroît la participation du personnel supérieur dans l'exploitation de la centrale.

L'examen détaillé, par le personnel de la CCEA, des conclusions des rapports IIPA et SSFI, considérées individuellement ou collectivement, n'a pas révélé de problèmes qui exigeaient une intervention immédiate du titulaire de permis pour accroître la sûreté des centrales du SNOH. Le personnel de la CCEA convient avec le SNOH qu'on peut s'attendre à ce que les systèmes qui jouent un rôle important en matière de sûreté remplissent ce rôle lorsqu'ils seront sollicités. Il estime que le rendement antérieur des centrales justifie cette confiance. Cela est appuyé par les résultats d'une inspection en tranche verticale d'un système d'arrêt d'urgence de la centrale Pickering B (voir plus loin), effectuée par le personnel de la CCEA lui-même.

Bien qu'aucune observation ni aucune conclusion présentée dans les rapports IIPA et SSFI ne suscite à elle seule de graves préoccupations sur le plan de la sûreté nucléaire, le nombre et la diversité des observations et conclusions indiquent une certaine réduction des barrières qui constituent le fondement du concept de la défense en profondeur dans les centrales nucléaires. En réaction à ces résultats, le SNOH a mis sur pied un programme d'amélioration intensif visant à :

- restaurer les marges de sûreté nominales de départ;
- mettre à jour les données sur la conception du système;
- renforcer le processus de contrôle des modifications à la conception.

PICKERING : INSPECTION DE CONFORMITÉ PLUS POUSSÉE

En décembre 1997, une équipe d'experts de la CCEA a procédé à une inspection de conformité plus poussée du système d'arrêt d'urgence n° 1 de la centrale Pickering B. Cette inspection visait à déterminer si le système d'arrêt d'urgence n° 1 est capable de remplir les fonctions de sûreté prévues et si le SNOH dispose des ressources techniques et opérationnelles suffisantes pour appuyer ce système. L'inspection s'inspirait des méthodes mises au point par l'USNRC dans les SSFI. En plus d'assister à plusieurs essais courants déjà prévus, l'équipe a pu observer, entre autres, les activités suivantes :

- une vérification visuelle des systèmes par les ingénieurs en charge;
- les travaux de maintenance effectués par les techniciens de contrôle;
- les activités effectuées par le personnel autorisé par la CCEA dans la salle de commande.

Les membres de l'équipe ont également mené des entrevues avec le personnel du SNOH et révisé les documents et schémas liés à la conception et au fonctionnement du système. Ils ont pu observer des éléments positifs tels que :

- des vérifications en direct de la disponibilité des systèmes;
- un processus de prise de décisions marqué par la prudence;
- des données indiquant un niveau élevé de disponibilité des systèmes dans le passé et des prévisions favorables en ce sens pour l'avenir.

Le personnel de la CCEA a également décelé des points faibles qui indiquent que certaines des marges de sûreté rattachées à l'application du concept de la défense en profondeur sont en voie de diminution. Il a souligné, par exemple :

- des carences dans le programme d'étalonnage;
- des irrégularités dans la conception de l'interface homme-machine;
- des lacunes au niveau des limites de défaillance de certains paramètres de déclenchement, qui, ou bien sont mal définies, ou bien ne s'appuient pas sur une analyse de sûreté reflétant l'état actuel de l'équipement de la centrale.

Le personnel de la CCEA a conclu que le système d'arrêt d'urgence n° 1 de la centrale Pickering B avait été conçu de manière à jouer son rôle et que le SNOH lui avait offert un soutien technique et opérationnel approprié.

POINT LEPREAU : PROGRAMME D'AMÉLIORATION DU RENDEMENT

Par suite d'une détérioration du rendement sur le plan de la sûreté observée à la centrale Point Lepreau en 1996, la CCEA a ajouté au permis d'exploitation en vigueur une condition exigeant qu'Énergie Nouveau-Brunswick fasse rapport tous les six mois à la Commission (voir la note 2 en bas de page à l'article 7.1) des mesures prises pour améliorer ces résultats. En réponse à cette condition, Énergie Nouveau-Brunswick a mis en place un programme d'amélioration du rendement (PAR) et fait part des progrès réalisés lors des réunions d'avril 1997, d'octobre 1997 et d'avril 1998 de la Commission.

Énergie Nouveau-Brunswick a réalisé un certain nombre d'évaluations indépendantes de la centrale avec l'aide de l'AMECN et d'autres consultants externes. Les résultats de ces évaluations, ainsi que ceux des évaluations internes, ont permis de déterminer les domaines où des améliorations étaient nécessaires. En avril 1997, Énergie Nouveau-Brunswick avait déjà défini 43 projets à réaliser dans le cadre du programme d'amélioration du rendement. Elle en est également venue à la conclusion que la cause fondamentale des problèmes observés à la centrale Point Lepreau résidait dans l'incapacité de l'organisation à comprendre comment devait être gérée une centrale pendant toute sa durée de vie utile et à mettre au point un plan stratégique assorti des ressources nécessaires.

À l'été de 1997, Énergie Nouveau-Brunswick a décidé de se concentrer sur un nombre limité de projets PAR liés à l'amélioration du rendement des employés et à la promotion d'une culture de la sûreté. Elle estimait que les carences qui s'étaient manifestées dans ces domaines étaient à l'origine des événements qui s'étaient produits à la centrale en 1996. Les projets envisagés portaient sur les aspects suivants :

- l'efficacité de la gestion;
- l'exécution des travaux;
- l'amélioration des enquêtes à la suite d'événements.

La plupart de ces projets ont été complétés.

Énergie Nouveau-Brunswick a récemment ajouté à son programme d'amélioration du rendement trois nouveaux projets, qui portent sur les questions suivantes :

- les communications au sein de la centrale;
- l'auto-évaluation;
- la simplification du processus de contrôle des travaux.

Ces nouveaux projets ont été amorcés pour donner suite aux résultats des premiers projets du programme d'amélioration du rendement et en réponse aux questions soulevées par l'équipe de vérification d'assurance de la qualité de la CCEA.

Dans le cas des projets axés sur la promotion d'une culture de la sûreté, les experts de la CCEA étaient d'avis que la formation et les processus en voie d'élaboration, telles les directives concernant l'exécution des travaux au sein de la centrale, étaient une étape importante de l'élaboration d'une bonne culture de la sûreté. Ils ont pu constater certaines améliorations au niveau de la gestion, et les pressions de production ne sont plus apparentes pendant les arrêts. Certains problèmes de culture semblent toutefois persister. Les analyses d'événements effectuées par Énergie Nouveau-Brunswick indiquent que ce sont les facteurs humains qui contribuent le plus à ces événements.

GENTILLY-2 : AUTO-ÉVALUATION DE LA CULTURE DE LA SÛRETÉ

En septembre 1997, la direction de la centrale nucléaire de Gentilly-2 a entrepris une auto-évaluation de la culture de la sûreté, qui se déroule en trois étapes.

- Dans un premier temps, une enquête a été menée à l'aide d'un questionnaire remis à tous les employés. Le questionnaire comprenait 50 phrases décrivant les caractéristiques d'une bonne culture de la sûreté et demandait aux répondants d'indiquer s'ils jugeaient que la situation à Gentilly-2 correspondait à ces caractéristiques. On leur demandait également d'ajouter leurs commentaires sur d'autres questions qui les préoccupaient.
- Dans la deuxième étape, les cadres participent avec les employés à des entrevues au cours desquelles ils peuvent discuter de ces mêmes questions et débattre aussi des points forts et des points faibles de leur unité en considérant différents facteurs organisationnels. Les résultats obtenus pour leur unité lors de la première étape de l'enquête font également l'objet de discussions dans le but d'assurer une certaine uniformité. Cette partie de l'évaluation est encore en cours.
- Enfin, les résultats de cette évaluation seront utilisés dans un rapport qui sera présenté à la direction dans le but de mettre au point une stratégie propre à corriger toute faiblesse qui aurait pu être observée. En outre, on déterminera la nature de la formation à donner aux employés et aux cadres.

L'auto-évaluation devrait prendre fin à l'automne 1998.

6.3 CENTRALES NÉCESSITANT DES MESURES CORRECTIVES OU DES PROGRAMMES D'AMÉLIORATION DE LA SÛRETÉ

On trouvera ci-après une description des mesures et programmes correctifs adoptés dans des centrales déterminées à la suite d'analyses de sûreté. Ces mesures et programmes ont déjà pris fin ou prendront fin sous peu.

6.3.1 Centrale nucléaire Darlington

PERTE DE DÉBIT

Dans les conditions normales d'exploitation, le fluide de refroidissement du réacteur circule dans le circuit caloporteur primaire grâce aux pompes du circuit et refroidit le combustible à l'intérieur du réacteur. Si ces pompes tombent en panne, la gaine de combustible pourrait commencer à s'assécher et le combustible pourrait être surchauffé. Pour protéger le réacteur contre de tels accidents, les systèmes d'arrêt d'urgence du réacteur surveillent le débit et la pression du fluide de refroidissement 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 tout l'éventail des opérations 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 élevé.

6.3.2 Centrale nucléaire Bruce

BRUCE A ET B : RÉACTIVITÉ POSITIVE ATTRIBUABLE À UN DÉPLACEMENT DU COMBUSTIBLE À LA SUITE D'UNE PERTE DE FLUIDE DE REFROIDISSEMENT

L'évaluation menée par le SNOH en 1993 au sujet des effets de réactivité que pouvait produire le mouvement des grappes de combustible au cours d'un accident concevable dû à la perte de fluide de refroidissement a mené à une réduction de la puissance des réacteurs des centrales Bruce A et 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 s'il se produisait une rupture à l'une des extrémités, cela amènerait le combustible à se mouvoir et ferait croître la réactivité dans le cœur du réacteur. Le SNOH a depuis apporté un certain nombre de modifications à l'équipement et aux opérations, et il offre un meilleur soutien technique et analytique avant d'accroître la puissance. Les réacteurs fonctionnent toujours à un niveau réduit de 90 % de la pleine puissance.

BRUCE A : SYSTÈME DE REFROIDISSEMENT D'URGENCE DU CŒUR

Après avoir déterminé que le SRUC ne permettrait pas d'éviter la rupture de la gaine de combustible à la suite d'accidents graves dus à une perte de fluide de refroidissement, le personnel de la CCEA a demandé au SNOH de se pencher sur les effets que pourrait avoir cette défaillance sur l'ensemble des systèmes, ce qui a entraîné des modifications à la conception. La CCEA a également demandé d'accroître le blindage du SRUC de Bruce A. On a dû également procéder 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 indiqué que le SRUC alimenté par gravité, qui était la conception originale du SRUC de la centrale Bruce A, n'était pas en mesure de satisfaire aux exigences nominales initiales. À la demande de la CCEA, les réacteurs ont reçu un SRUC à haute pression et des échangeurs de chaleur. Des SRUC à haute pression et des échangeurs de chaleur ont été intégrés à tous les réacteurs construits par la suite.

BRUCE A : CONFINEMENT

Des essais demandés par la CCEA à la centrale Bruce A ont révélé que la conception des collecteurs des mécanismes d'aspersion n'était pas adéquate et qu'elle devait être considérablement remaniée. Ces essais ont également indiqué qu'il fallait apporter des modifications semblables à la centrale Pickering, ce qui a été fait. La CCEA a également exigé que des améliorations majeures soient apportées aux systèmes d'urgence d'évacuation d'air filtré à la centrale.

BRUCE A ET B : DÉTÉRIORATION DES TUBES DES GÉNÉRATEURS DE VAPEUR

On a constaté une détérioration des tubes des générateurs de vapeur aux centrales Bruce A et B, causée par la fissuration par corrosion sous contrainte et par le frottement. Après un examen des données pertinentes, la CCEA a exigé que soient accrues sensiblement les activités d'inspection et de soutien technique du SNOH.

Le SNOH a entrepris un programme de gestion de la durée de vie des tubes des générateurs de vapeur qui comprend l'inspection et le colmatage, et vise à maintenir le nombre de tubes présentant des risques de rupture en deçà de limites acceptables.

6.3.3 Centrale nucléaire Pickering

PICKERING A : FUIITE 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 de la CCEA visant à allonger la période durant laquelle il faut aérer la conduite de confinement à la suite d'un accident. La CCEA a également exigé des réparations importantes au dôme du bâtiment du réacteur de la tranche n° 1 pour veiller à ce que les marges de sûreté soient respectées.

PICKERING A : SYSTÈME D'ARRÊT D'URGENCE AMÉLIORÉ

La CCEA a délivré un permis d'exploitation pour les réacteurs de la centrale Pickering A avant que soit adoptée l'exigence prévoyant deux systèmes d'arrêt d'urgence totalement différents et indépendants l'un de l'autre, chacun étant capable de mettre le réacteur à l'arrêt. Aussi les réacteurs de la centrale Pickering A avaient-ils été conçus et construits de manière à ne comprendre qu'un seul système d'arrêt rapide, ce qui était considéré comme acceptable, compte tenu des analyses disponibles à l'époque. L'analyse de défaillances doubles comportant la perte de contrôle d'un système d'arrêt est une question de délivrance de permis discutée à la CCEA depuis 1975.

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 consistaient notamment à :

- augmenter de 11 à 21 le nombre de barres d'arrêt;
- relever le paramètre de déclenchement à haute pression de la salle des générateurs de vapeur;
- ajouter des paramètres de déclenchement en cas de bas niveau de générateur de vapeur, de basse pression du circuit caloporteur et de basse pression des conduites d'eau d'alimentation des générateurs de vapeur.

À la suite de l'accident survenu en 1986 à Tchernobyl, le personnel de la CCEA a demandé au SNOH de réévaluer la sûreté des réacteurs de la centrale Pickering A en postulant des défaillances doubles comportant une défaillance du système de mise à l'arrêt du réacteur. En 1987, le SNOH a présenté une analyse révisée des conséquences d'un accident grave dû à la perte de fluide de refroidissement accompagnée d'une défaillance du système d'arrêt. Selon cette analyse, l'intégrité structurale du confinement serait maintenue et les doses limites de référence seraient respectées. Le personnel de la CCEA estimait toutefois que cette analyse était spéculative et qu'on ne pouvait quantifier avec confiance les conséquences. Le SNOH estimait pour sa part que la vérification des résultats des analyses de défaillance du système d'arrêt pour répondre aux attentes de la CCEA nécessiterait des programmes de recherche coûteux et longs, qui n'auraient en eux-mêmes aucun effet sur la sûreté des réacteurs. Aussi

décida-t-il, à la suite de discussions avec les représentants de la CCEA, d'examiner la possibilité d'apporter au système d'arrêt des améliorations qui auraient pour effet de réduire la probabilité d'une défaillance et obvièrent ainsi à la nécessité d'effectuer les analyses de défaillance.

Le SNOH a fait part des résultats de cette étude et des améliorations proposées dans un certain nombre de documents soumis à la CCEA. Il y soulignait notamment que :

- les plans du système d'arrêt amélioré 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 nouveau système d'arrêt étaient la surpuissance neutronique, le taux logarithmique élevé du flux neutronique, la haute ou la basse pression du circuit caloporteur, et le déclenchement manuel;
- l'ajout de deux autres barres d'arrêt.

Le système d'arrêt déjà en place et le nouveau système d'arrêt sont tous deux indépendants l'un de l'autre 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 déjà présentes et les nouvelles logiques sont toutes 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 nouveau système, l'un ou l'autre forçant alors les vannes de vidange du modérateur à s'ouvrir et à mettre le réacteur à l'arrêt.

Le SNOH s'est engagé à installer ce système d'arrêt amélioré dans tous les réacteurs de Pickering A en exploitation avant la fin de 1997. Le permis d'exploitation de la centrale renferme une condition exigeant cette installation.

Après avoir été installé dans la tranche n° 4 de la centrale, le nouveau système d'arrêt a été mis en service et était prêt à être soumis aux tests en cours d'exploitation. Certaines installations secondaires ont été faites dans d'autres tranches. Le personnel de la CCEA était satisfait des progrès réalisés par le SNOH dans l'installation du nouveau système. En août 1997, le SNOH a toutefois annoncé que les quatre réacteurs de la centrale Pickering A seraient mis en état d'inactivité à la fin de l'année et que les travaux relatifs à l'installation du nouveau système d'arrêt seraient suspendus. Conformément aux exigences du permis d'exploitation, le SNOH a fermé les quatre réacteurs le 31 décembre 1997 et, pour des raisons économiques, a décidé de les rendre inactifs. Toute décision de redémarrer les réacteurs nécessitera l'approbation de la CCEA.

6.3.4 Centrales nucléaires de Gentilly-2 et Point Lepreau

Soucieux d'assurer la protection de la salle de commande principale, les experts de la CCEA ont demandé à Énergie Nouveau-Brunswick 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 qu'on peut réalistement apporter 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 exploitation et de détection des fuites de vapeur;
- définir et démontrer les procédures relatives à la salle de commande d'urgence.

Énergie Nouveau-Brunswick 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.

6.3.5 Toutes les centrales nucléaires

CONCEPTION DES SALLES ÉLECTRIQUES ET QUALIFICATION ENVIRONNEMENTALE

Les questions soulevées par la CCEA quant aux effets des ruptures des conduites à haute pression dans les salles électriques de Bruce A et Bruce B ont mené à diverses améliorations :

- un vaste programme de travaux a été entrepris dans toutes les centrales, y compris l'installation d'importants dispositifs de dégagement de la pression aux centrales Bruce, Pickering et Point Lepreau;
- un système d'alimentation électrique qualifiée a été installé à la centrale Bruce A;
- un important programme de qualification environnementale a été mis en place dans toutes les centrales du SNOH;
- des modifications ont été apportées à la conception de toutes les centrales en vue de protéger l'équipement de sûreté dans des conditions hostiles.

La qualification environnementale a pour but de confirmer que l'équipement essentiel pourra fonctionner dans les conditions hostiles propres à un accident.

QUARTS DE TRAVAIL DE DOUZE HEURES

La CCEA s'intéresse depuis 1989 à la situation des employés de centrales nucléaires qui travaillent pendant des quarts de travail de 12 heures. En 1989, seules les centrales du SNOH suivaient un tel horaire. Depuis 1992, toutefois, le personnel de la CCEA autorise des quarts de travail de 12 heures pour les équipes de la centrale Point Lepreau. En 1997, il accordé la même autorisation à la centrale de Gentilly-2 durant une période d'essai d'un an à partir du 1^{er} avril 1997. L'élaboration de cette politique de la CCEA est décrite ci-après.

Hydro-Québec ayant exprimé le souhait d'adopter des quarts de travail de 12 heures et de mieux répondre aux demandes de changement aux horaires de travail, le personnel de la CCEA a établi un contrat dans le but d'évaluer la demande de Gentilly-2 et de consolider l'ensemble des critères de la CCEA à cet égard. Ces critères visent six grandes catégories :

- les limites des heures de travail;
- l'enregistrement des heures de travail;
- la politique en matière d'heures supplémentaires;
- les dispositions relatives au repos et à la récupération;
- l'organisation du travail;
- le passage de quarts de travail de 8 et 9 heures à des quarts de travail de 12 heures.

Le personnel de la CCEA s'attend à ce que les titulaires de permis :

- surveillent les heures de travail des employés;
- fassent rapport des infractions aux politiques;
- aient une politique générale en matière de temps supplémentaire;
- maintiennent un effectif minimum pour les quarts;
- gèrent efficacement la transition des quarts de 8 et 9 heures aux quarts de 12 heures.

Le personnel de la CCEA a relevé un certain nombre de critères de base concernant les limites des heures de travail, y compris :

- des quarts normaux d'une durée de 12 heures, excluant les délais de déplacement et de remplacement d'une équipe;
- un horaire régulier conçu pour comporter au maximum 48 heures par semaine en moyenne;
- des limites quant à la quantité maximale de temps supplémentaire permise en une année;
- un maximum de 60 heures de travail en une période de sept jours, y compris une période de repos appropriée avant et après;
- un maximum de cinq quarts de jour consécutifs ou de quatre quarts de nuit consécutifs.

Les dispositions relatives au repos et à la récupération de la CCEA comprennent notamment les critères suivants :

- après trois quarts de nuit consécutifs ou plus, au moins 72 heures de repos;
- après trois quarts de jour ou deux quarts de nuit, au moins 48 heures de repos;
- après deux quarts de jour, au moins 24 heures de repos.

À l'heure actuelle, tous les horaires des postes dans les centrales nucléaires canadiennes respectent ces critères.

6.4 POSITION DU CANADA RELATIVEMENT À L'EXPLOITATION CONTINUE DES CENTRALES NUCLÉAIRES

Bien qu'il se soit produit une certaine réduction des marges de sûreté, des normes d'exploitation et des conditions matérielles dans les centrales nucléaires canadiennes depuis qu'elles ont reçu leur premier permis d'exploitation, le niveau de la défense en profondeur reste acceptable et les prescriptions de la réglementation canadienne continuent d'être respectées ou même dépassées. Par ailleurs, des améliorations importantes ont certes été apportées à la fois au fonctionnement et à la conception des réacteurs, mais on reconnaît généralement qu'il faudra apporter d'autres améliorations

aux normes d'exploitation et de maintenance pour freiner la détérioration des conditions matérielles, restaurer les marges de sûreté et renforcer la défense en profondeur.

L'industrie nucléaire a pris l'engagement de mettre au point des plans et des programmes en vue d'améliorer ces normes d'exploitation au moment voulu.

La CCEA 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 sont soutenues par la suite.

Elle pourrait décider que l'exploitation des centrales à plus long terme soit assujettie à la mise en place, dans des délais déterminés et en conformité avec ses exigences, de certaines améliorations liées à la sûreté.

ARTICLE 7

CADRE LÉGISLATIF ET RÉGLEMENTAIRE

7.1 DESCRIPTION GÉNÉRALE DU CADRE LÉGISLATIF ET RÉGLEMENTAIRE CANADIEN

Le Canada est une confédération formée de dix provinces ainsi que de deux territoires administrés par le gouvernement central ou fédéral. La Constitution canadienne est issue des lois constitutionnelles de 1867 et de 1982.

Les lois constitutionnelles confèrent un pouvoir législatif autonome aux provinces dans les domaines suivants :

- le commerce local;
- les conditions de travail;
- l'éducation;
- les soins de santé directs;
- les ressources en général.

Les lois constitutionnelles 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* (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 des recherches scientifiques et techniques sur l'énergie atomique;
- à la production, à l'affinage ou au traitement des substances réglementées (y compris le deutérium et les matières fissiles et radioactives).

Dans des jugements rendus récemment, la Cour suprême du Canada a confirmé le pouvoir législatif fédéral issu du pouvoir déclaratoire et du pouvoir de légiférer sur toute question à portée nationale en faveur de la paix, de l'ordre et du bon gouvernement au Canada.

La *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* a également constitué la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA) en organisme chargé d'administrer la loi. Celle-ci, modifiée en 1954, était un document de quelques pages qui constituait et définissait les pouvoirs de la Commission². La Commission se compose de cinq membres, dont l'un est nommé président et premier dirigeant de la CCEA. L'article 9 de la loi autorisait la Commission à prendre des règlements régissant tous les aspects liés au développement et aux applications de l'énergie atomique.

2. Dans le présent rapport, le terme « Commission » désigne les cinq membres nommés par le gouverneur en conseil. Le sigle « CCEA » désigne l'organisme et ses employés.

L'amendement de 1954 transférait la responsabilité de la recherche et de l'exploitation de l'énergie nucléaire de la CCEA à un ministre désigné par le gouvernement. Par suite de ce transfert de responsabilité, la société publique Énergie atomique du Canada limitée (EACL), qui avait été créée en 1952, fut placée sous la responsabilité directe du ministre désigné, et la CCEA était clairement établie comme l'organisme de réglementation.

Le 20 mars 1997, le projet de loi C-23, *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (voir l'article 7.2.1 du présent rapport) a obtenu la sanction royale. Cette nouvelle loi remplacera la *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* par un texte moderne permettant une réglementation plus explicite et plus efficace de l'énergie nucléaire.

La *Loi sur la responsabilité nucléaire* est le seul autre texte de loi portant spécifiquement sur l'énergie nucléaire. Entrée en vigueur en octobre 1976, cette loi fait assumer l'entière responsabilité de tout dommage nucléaire à l'exploitant de l'installation nucléaire.

La *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* a placé sous responsabilité fédérale des secteurs associés à des applications de l'énergie nucléaire qui normalement relèvent des provinces, notamment :

- la santé et la sécurité au travail;
- la réglementation des chaudières et des appareils sous pression;
- les mesures d'urgence hors site;
- 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, on a cherché à conclure des accords de coopération entre les ministères et organismes fédéraux et provinciaux visés afin d'éliminer tout recoupement. Ces accords ont réussi à faire en sorte que l'industrie nucléaire se conforme aux mesures établies, mais il leur manquait des assises juridiques plus solides. La nouvelle *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* autorise explicitement la Commission à incorporer par renvoi les lois provinciales ainsi qu'à déléguer aux provinces la responsabilité d'administrer et de faire respecter ces lois.

En vertu du pouvoir qui lui est conféré par la *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* et ses règlements d'application, la CCEA conserve un pouvoir 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 usines de fabrication de combustibles;
- les usines d'eau lourde;

- les accélérateurs de particules;
- les installations de gestion de déchets radioactifs;
- les substances et articles réglementés;
- les radio-isotopes.

Le régime de réglementation de la CCEA s'étend également au contrôle des matières nucléaires et autres articles nucléaires aux fins de l'application des garanties en matière de non-prolifération. Ce contrôle permet de veiller à ce que les politiques nationales et les engagements internationaux du Canada en matière de non-prolifération des armes et autres dispositifs nucléaires explosifs soient respectés. La CCEA exerce ce contrôle en collaboration avec d'autres ministères fédéraux et avec l'Agence internationale de l'énergie atomique.

La CCEA exerce son mandat de réglementation des centrales nucléaires et des matières nucléaires au moyen d'un régime complet de permis assortis de conditions auxquelles les titulaires de permis doivent se conformer. Le contrôle réglementaire comprend également la mise en place de normes que doivent observer les titulaires de permis. Certaines de ces normes sont établies par la CCEA — les exigences relatives aux systèmes spéciaux de sûreté dans les centrales nucléaires, par exemple —, tandis que d'autres normes émanent des instances provinciales ou des associations nationales de normalisation.

Le régime de permis de la CCEA est administré en collaboration avec les ministères et organismes fédéraux et provinciaux qui oeuvrent dans des domaines comme la santé, l'environnement, les transports et le travail. La CCEA tient compte des préoccupations et responsabilités de ces ministères et organismes avant de délivrer un permis, à la condition que les dispositions de la *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* et de ses règlements soient respectées.

Après délivrance du permis, la CCEA procède à des inspections de conformité pour veiller à ce que les exigences établies soient en tout temps respectées. Si les inspections de conformité et les évaluations révèlent des cas de non-conformité ou une tendance qui pourrait mener à des cas de non-conformité, la CCEA peut prendre diverses mesures. Elle peut se contenter de recommander au titulaire de permis des mesures correctives (si la situation ne constitue pas un cas de non-conformité en soi mais souligne la nécessité d'une amélioration), ou aller beaucoup plus loin et tenter des poursuites judiciaires (dans les cas les plus graves de non-conformité).

7.2 RÉSUMÉ DES LOIS, RÈGLEMENTS ET EXIGENCES RÉGISSANT LA SÛRETÉ DANS LES CENTRALES NUCLÉAIRES AU CANADA

À l'heure actuelle, et en attendant l'entrée en vigueur de la nouvelle *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, le contrôle réglementaire des centrales nucléaires au Canada émane principalement des lois et règlements suivants :

- la *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* (voir l'appendice 7.1, sous couvert séparé);
- les règlements établis en vertu de la *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique*, par exemple :

- ▶ le *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique* (voir l'appendice 7.2, sous couvert séparé);
- ▶ le *Règlement sur la sécurité matérielle* (voir l'appendice 7.3, sous couvert séparé);
- ▶ le *Règlement sur l'emballage des matières radioactives destinées au transport* (voir l'appendice 7.4, sous couvert séparé);
- ▶ le *Règlement sur les droits pour le recouvrement des coûts de la CCEA* (voir l'appendice 7.5, sous couvert séparé);
- la *Loi sur la responsabilité nucléaire* (voir l'appendice 7.6, sous couvert séparé).

La dernière refonte importante du *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique* remonte à juin 1974. Ce règlement décrit les conditions et exigences générales qui régissent la délivrance de permis relatifs aux substances réglementées et aux centrales nucléaires. D'autres amendements ont été apportés à ce règlement depuis lors, mais ils ne concernent pas la délivrance de permis pour les centrales nucléaires.

Les titulaires de permis sont tenus de respecter certaines prescriptions qui leur sont imposées par la *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique*, par ses règlements d'application et par les conditions que la CCEA peut, aux termes des règlements, inclure dans des permis donnés. Toute contravention à la loi, aux règlements d'application ou aux conditions exécutoires rattachées à un permis constitue une infraction à la loi. La CCEA a le pouvoir de sanctionner de telles infractions en intentant des poursuites judiciaires ou en révoquant, suspendant ou modifiant le permis.

Les règlements d'application exigent des centrales nucléaires qu'elles :

- obtiennent un permis d'exploitation auprès de la Commission (article 9), celle-ci devant au préalable approuver la construction ou l'acquisition de la centrale (article 10);
- respectent les prescriptions générales lorsqu'elles présentent une demande de permis (article 9);
- maintiennent des dossiers et fassent rapport des événements (article 11);
- veillent à ce que les doses et expositions aux rayonnements ne dépassent pas les limites établies à l'annexe II.

Comme dans la plupart des autres pays, les dispositions réglementaires en matière de radioprotection s'inspirent des recommandations de la Commission internationale de protection radiologique.

7.2.1 La nouvelle loi

Le 20 mars 1997, le projet de loi C-23, *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (voir l'appendice 7.7, sous couvert séparé) a obtenu la sanction royale. Cette nouvelle loi remplacera l'actuelle *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* par un texte moderne permettant une réglementation plus explicite et plus efficace de l'énergie nucléaire.

La loi actuelle englobe à la fois la réglementation et le développement des activités nucléaires, tandis que la nouvelle loi sépare les deux fonctions et donne une identité propre à l'organisme de réglementation. Elle remplace la CCEA par la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) et définit le rôle de cette dernière de façon à le distinguer nettement du rôle d'EACL, l'organisme fédéral de recherche, de développement et de commercialisation de l'énergie nucléaire.

Le mandat de l'organisme de réglementation a évolué sensiblement depuis l'adoption de la *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* en 1946. Alors qu'on accordait auparavant la priorité à la sécurité nationale, on s'attache aujourd'hui davantage à des questions telles que :

- la santé;
- la sûreté;
- les incidences sur l'environnement.

La nouvelle loi donne à la CCSN le mandat d'établir et de mettre en application des normes nationales dans ces domaines. En outre, elle établit des assises plus explicites pour la mise en oeuvre de la politique canadienne et le respect des obligations du Canada dans le domaine de la non-prolifération des armes nucléaires.

La nouvelle loi :

- porte de cinq à sept le nombre des commissaires afin d'élargir l'éventail des spécialisations et leur permet de se constituer en comités (formations);
- confère à la Commission les pouvoirs d'une cour d'archives autorisée à entendre des témoins, à recevoir des éléments de preuve et à contrôler ses travaux tout en ayant la souplesse de tenir des audiences informelles;
- 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;
- autorise la Commission à exiger des garanties financières, 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);
- adapte les pouvoirs des inspecteurs chargés de l'application de la loi et les sanctions pour les infractions aux pratiques législatives courantes;
- lie l'État fédéral et les provinces ainsi que le secteur privé;
- autorise la Commission à incorporer des lois provinciales par renvoi et à déléguer aux autorités provinciales des pouvoirs dans des secteurs où elles sont plus efficaces ou dans les cas où les titulaires de permis risqueraient d'être assujettis à un double régime de dispositions réglementaires;

- autorise explicitement la Commission à recouvrer les coûts des mesures de réglementation auprès des titulaires de permis.

La nouvelle loi entrera en vigueur lorsque de nouveaux règlements appropriés auront été rédigés. La CCEA a largement consulté le public, les groupes d'intérêt, les titulaires de permis et d'autres parties concernées au moment de préparer la nouvelle réglementation. Elle espère que ce nouveau texte de loi ainsi que tous les documents y afférents, y compris les règlements, seront en place d'ici la fin de 1998 ou le début de 1999.

7.2.2 Loi sur la responsabilité nucléaire

L'autre texte de loi traitant spécifiquement de l'énergie nucléaire est la *Loi sur la responsabilité nucléaire* (voir l'appendice 7.6, sous couvert séparé). Entrée en vigueur en octobre 1976, cette loi fait porter l'entière responsabilité de tout dommage nucléaire à l'exploitant d'une installation nucléaire et exige qu'il soit assuré à hauteur de 75 millions de dollars. Elle prévoit également la création d'une commission des réparations des dommages nucléaires. Cette commission sera chargée de traiter les demandes d'indemnisation lorsque le gouvernement fédéral estimera qu'un tribunal spécial est nécessaire, par exemple, si les demandes sont susceptibles de dépasser 75 millions de dollars. La loi reconnaît au Canada le pouvoir de conclure des arrangements internationaux portant responsabilité nucléaire mais, à l'heure actuelle, le Canada n'a pas signé d'arrangements de ce genre.

7.2.3 Loi canadienne sur l'évaluation environnementale

Avant 1984, la CCEA ne s'intéressait pas directement à la protection de l'environnement durant les travaux de préparation du site nucléaire et lors de la construction des centrales nucléaires, maintenant plutôt le contact avec les organismes provinciaux responsables de cette question. Ceux-ci pouvaient ainsi déterminer les questions environnementales qui devaient être résolues avant que la CCEA ne donne son approbation. La CCEA avait pour politique de n'autoriser aucune préparation de site ou construction tant que ces questions n'étaient pas réglées.

En 1984, le gouvernement fédéral a institué un processus d'examen environnemental qui s'appliquait aux projets où :

- un organisme fédéral était le promoteur du projet;
- des effets environnementaux touchaient un secteur de compétence fédérale;
- des engagements financiers du gouvernement fédéral étaient en jeu;
- le projet faisait usage de terres administrées par le gouvernement du Canada.

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

En 1995, ce processus a été remplacé par la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* (voir l'appendice 7.8, sous couvert séparé), qui définit les responsabilités et les procédures d'évaluation environnementale des projets à participation fédérale. La loi s'applique aux projets pour lesquels le pouvoir de décision revient au gouvernement fédéral 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 subiront soit un examen préalable, soit une étude approfondie. Ces deux types d'évaluation peuvent être considérés comme étant autogérés car l'autorité responsable – c'est-à-dire l'organisme fédéral responsable aux termes de la loi – détermine à la fois la portée de l'évaluation et l'ampleur des facteurs à considérer, administre directement le processus d'évaluation et veille à ce que le rapport de l'évaluation environnementale soit préparé. Aux termes de cette loi, la CCEA est l'autorité responsable des projets qu'elle réglemente.

Concrètement, le promoteur du projet peut effectuer l'évaluation environnementale, préparer le rapport et formuler et mettre en œuvre des mesures d'atténuation ainsi qu'un programme de suivi. Cependant, seule l'autorité responsable reste directement chargée de veiller à ce que l'examen préalable ou l'étude approfondie soient menés conformément à la loi et de décider des mesures à prendre après l'achèvement de cette étape.

La CCEA exige que, au début du projet, le promoteur effectue une évaluation intégrée des répercussions environnementales éventuelles à tous les stades du régime de permis avant qu'une décision irrévocable ne soit prise.

7.2.4 Documents d'application de la réglementation

Outre les divers règlements exécutoires établis en vertu de la *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique*, la CCEA publie des documents sur des questions qui relèvent de son mandat de réglementation. Ces documents visent à exposer les politiques et normes de la CCEA ou à aider les titulaires de permis à se conformer aux exigences réglementaires. Les documents d'application de la réglementation peuvent être incorporés aux dispositions réglementaires visant les centrales nucléaires sous la forme de conditions de permis exécutoires. Dans la plupart des cas, cependant, les titulaires de permis se servent de ces documents pour préparer leur propre documentation de référence sur la conception ou l'exploitation des centrales, et ce sont ces documents qui deviennent les conditions exécutoires de la délivrance du permis.

Parmi les documents d'application de la réglementation, citons :

- 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-90 : *Déclassement des installations nucléaires* (1988);
- R-99 : *Centrales nucléaires en exploitation : Rapports à soumettre à la CCEA* (1995).

Voir l'appendice 7.9, sous couvert séparé, pour consulter toute copie de ces documents.

Les documents R-7, R-8, R-9 et R-10 renferment les principales normes de sûreté que la CCEA conseille aux titulaires de permis de respecter eu égard aux systèmes spéciaux de sûreté, c'est-à-dire :

- le système de confinement;
- les systèmes d'arrêt d'urgence;
- le système de refroidissement d'urgence du cœur.

Le document R-77 renferme les normes relatives à la protection contre la surpression dans le circuit de refroidissement primaire des réacteurs CANDU munis de deux systèmes d'arrêt d'urgence. Il reconnaît que l'efficacité de la protection contre les surpressions dépend du fonctionnement des deux systèmes d'arrêt d'urgence ainsi que des soupapes de sûreté du système.

Le document R-90 énonce la politique de la CCEA relative au déclassement des réacteurs. Pour les nouveaux réacteurs, il conseille aux titulaires de permis de préparer un plan conceptuel de déclassement et de le joindre à la demande de permis de construction. Cette mesure a pour but de veiller à ce que le déclassement éventuel de l'installation soit considéré au moment de la conception de cette dernière. Le plan sert aussi à déterminer le montant des garanties financières éventuellement nécessaires pour assurer le déclassement.

Le document R-99 présente les règles générales relatives à la préparation des rapports que doivent soumettre les centrales nucléaires en exploitation. Les permis d'exploitation font référence à ce document et les règles qu'il renferme représentent les exigences minimales pour la rédaction des rapports. Il peut arriver que d'autres exigences soient imposées au titulaire de permis par voie de conditions de permis spécifiques.

Les documents de consultation C-6 (voir l'appendice 7.10, sous couvert séparé) et C-6 (Révision 1), en préparation, décrivent les normes qui s'appliquent aux analyses de sûreté des centrales CANDU. Ils établissent notamment les normes servant à déterminer les événements déclencheurs à analyser. Ainsi, le document C-6 (Révision 1) :

- déterminera environ 200 événements déclencheurs potentiels dont on estime qu'ils ont des incidences sur la sûreté des centrales nucléaires CANDU;
- recommandera 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 analysés dans le cadre du plan proposé.

La section 4 de l'Introduction du présent rapport renferme de plus amples renseignements sur les documents C-6 et C-6 (Révision 1) sous la rubrique intitulée « Technique d'analyse ».

7.3 DESCRIPTION DU RÉGIME DE PERMIS POUR LES CENTRALES NUCLÉAIRES AU CANADA

L'actuel *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique* prévoit deux étapes distinctes dans le processus de délivrance de permis pour les centrales nucléaires :

- l'approbation de construire (article 10);
- le permis d'exploitation (article 9).

Dans la pratique, le site fait également l'objet d'une approbation officielle. D'après les dispositions réglementaires établies en vertu de la nouvelle *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, les demandeurs devront aussi obtenir un permis de préparation du site.

Le régime de permis de la CCEA est administré avec la collaboration des ministères fédéraux et provinciaux dans des domaines comme :

- la santé;
- l'environnement;
- les transports;
- le travail.

Le contrôle réglementaire s'exerce également par la mise en place de normes et directives préparées à l'intention des titulaires de permis. Certaines émanent de la CCEA, tandis que d'autres viennent des instances provinciales ou des associations nationales de normalisation.

Pour toutes les centrales nucléaires, ce sont les cinq membres de la Commission qui décident de délivrer ou non le permis (ou de l'assortir de certaines conditions). Avant de décider d'attribuer ou de renouveler un permis d'exploitation, la Commission doit normalement se réunir au moins deux fois pour permettre au public de donner son avis. La demande est examinée lors de la première réunion et la décision est rendue à la deuxième réunion. Lorsqu'elle prend sa décision, la Commission tient compte du contenu de la demande, des recommandations du personnel de la CCEA ainsi que de toute intervention écrite ou verbale venant du public.

Les différentes étapes du processus d'autorisation sont les suivantes :

- approbation du site;
- approbation de construire;
- mise en service;
- permis d'exploitation.

7.3.1 Approbation du site

À ce stade, la CCEA doit avoir l'assurance qu'il est possible de concevoir, de construire et d'exploiter l'installation sur le site proposé et d'y respecter toutes les exigences de sûreté et de protection de l'environnement.

La CCEA n'accordera pas d'approbation du site ou de permis de préparation du site tant qu'une évaluation environnementale n'aura pas été effectuée en conformité de la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale*. Si l'évaluation environnementale conclut 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 sont nécessaires.

La CCEA devra également être convaincue que le site respecte toutes les exigences de sûreté. Les caractéristiques du site mettent en jeu la sûreté de deux manières :

- Elles peuvent modifier les répercussions des rejets radioactifs sur la population avoisinante. Elles peuvent en effet modifier la dilution prévue des rejets et influencer sur la concentration éventuelle des substances radioactives dans la chaîne alimentaire.
- Elles définissent le niveau de risque associé à des incidents externes qui peuvent influencer sur la sûreté de l'exploitation de la centrale – tremblements de terre, 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 site proposé, la CCEA exige du demandeur qu'il soumette un rapport d'évaluation du site comprenant une description du plan de l'établissement ainsi que des caractéristiques du site qui pourraient mettre la sûreté de l'établissement proposé en jeu. Les renseignements exigés comprennent notamment des données sur :

- l'utilisation des sols;
- la population actuelle et son expansion prévue;
- les sources d'alimentation en eau et le transport de l'eau;
- l'utilisation de l'eau;
- les conditions météorologiques;
- la sismologie;
- la géologie locale.

Au cours de cette phase, la CCEA 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 site donné puisse présenter certaines caractéristiques défavorables, comme une densité démographique anormalement élevée ou un risque de tremblement de terre plus élevé que la moyenne, cela ne signifie pas pour autant qu'il soit inacceptable. Il peut être acceptable si la conception de la centrale répond à des critères appropriés. Ainsi, la CCEA ne s'était pas opposée à la proximité d'une ligne de chemin de fer près de la centrale Darlington car le promoteur du projet avait, lors de la conception de la centrale, tenu compte des effets d'accidents ferroviaires concevables.

Le principal but de la CCEA lorsqu'elle est appelée à approuver un site consiste à veiller à ce que les caractéristiques du site qui pourraient mettre en jeu la sûreté de la centrale soient bien connues et que le promoteur du projet reconnaisse qu'il devra en tenir compte au moment de la conception de l'installation.

7.3.2 Approbation de construire

Avant d'accorder l'approbation de construire, la CCEA doit avoir l'assurance que l'aménagement du site respectera ses exigences de sûreté et que l'installation sera construite selon des normes de qualité appropriées. Les plans doivent donc être assez avancés pour que l'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'événements qui contraignent le plus les systèmes de sûreté. En général, cette opération repose sur le jugement, sur une bonne connaissance des analyses antérieures et sur des études de délimitation précises. Les événements déclencheurs choisis sont alors examinés de façon détaillée. Les résultats de ces analyses servent à définir les critères qui doivent présider à la conception des systèmes de sûreté.

Les principaux documents requis pour obtenir un permis de construction comprennent les suivants :

- un rapport préliminaire d'analyse de sûreté, qui renferme des données tirées du rapport d'évaluation du site, une description de la conception de référence, y compris les principales caractéristiques de sûreté, 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 importants pour la sûreté;
- un programme détaillé de mise en service;
- une description du programme intégré d'assurance de la qualité du projet ainsi que de programmes similaires pour :
 - la conception de la centrale;
 - les acquisitions;
 - la fabrication;
 - la construction et l'installation;
 - la mise en service;
- les plans préliminaires d'exploitation;
- le plan conceptuel de déclassement de la centrale.

La construction de la centrale ne sera autorisée que lorsque les analyses des plans et systèmes de sûreté auront progressé à un point tel que, de l'avis de la CCEA, aucune modification technique majeure ne sera requise après la délivrance du permis de construction. Pour ce qui concerne les systèmes dont les plans n'ont pas encore été préparés, on met l'accent sur la formulation des principales exigences nominales en matière de sûreté.

La CCEA examine l'analyse des accidents concevables qui aident à définir les principales exigences nominales visant les dispositifs de sûreté de la centrale. À l'étape du permis de construction, la CCEA exige des analyses détaillées d'un nombre suffisant d'accidents concevables pour que l'on puisse :

- veiller à ce que toutes les principales exigences nominales en matière de sûreté aient été définies;
- montrer que les limites de dose de référence peuvent être respectées.

En particulier, le demandeur doit pouvoir montrer que les normes relatives aux systèmes spéciaux de sûreté (mise à l'arrêt, refroidissement d'urgence du cœur et confinement) seront respectées, et ce, que les conditions d'exploitation soient normales ou anormales. Ces normes sont définies dans les documents R-7, R-8 et R-9 de la CCEA. En termes concrets, cela signifie que le demandeur doit considérer les effets de la plupart, sinon la totalité, des accidents concevables cités dans le document de consultation C-6. Il peut, dans certaines circonstances, expliquer pourquoi il n'est pas nécessaire d'analyser de façon détaillée un événement concevable donné avant que le permis de construction soit approuvé – par exemple, si l'analyse des autres événements considérés mène à des exigences plus strictes quant à la conception des systèmes de sûreté.

La CCEA analyse les données que renferment le rapport préliminaire d'analyse de sûreté et les documents d'appui. Cet examen se concentre sur des éléments qui jouent un rôle particulièrement important en matière de sûreté, afin de confirmer que le niveau de sûreté est adéquat pour donner l'approbation de construire. Lorsqu'elle porte ce jugement, la CCEA se fonde sur l'expérience acquise lors des examens antérieurs de demandes de permis. Par exemple, les membres du personnel s'en remettent à leur expérience pour déterminer quels scénarios d'accidents sont le plus susceptibles d'influer sur la définition des principales normes de sûreté de la centrale et, par conséquent, exigent une analyse détaillée.

La CCEA tient également compte de toute caractéristique de conception inusitée ou nouvelle lorsqu'elle choisit les éléments qui doivent être soumis à une analyse détaillée. Par exemple, dans les examens relatifs à la demande de permis de la centrale Darlington, la CCEA a examiné dans le détail les méthodes envisagées pour protéger les dispositifs de sûreté de tout dommage que pourrait causer le bris de grosses tuyauteries. La raison tenait au fait que ces méthodes différaient de celles qui avaient été acceptées dans les autres centrales. Les méthodes attachaient moins d'importance à la nécessité de construire des tuyauteries très résistantes. Le demandeur envisageait plutôt des tuyaux qui, s'ils devaient se dégrader, se fissureraient et commenceraient à produire des fuites bien avant de subir une rupture violente, grâce à la conception, à la sélection des matériaux et au procédé de fabrication employés. Après avoir terminé son examen, la CCEA a décidé d'accepter cet argument. Cette décision concernait la centrale Darlington mais elle pourrait vraisemblablement s'appliquer à toute autre centrale nucléaire à l'avenir si les mêmes conditions étaient respectées.

En plus d'examiner les plans et l'analyse de sûreté que renferme la demande, la CCEA vérifie les progrès accomplis par le demandeur dans la solution des questions laissées en suspens lors de l'étape de l'approbation du site. 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'approbation de construire.

Au cours de la construction de la centrale, la CCEA vérifie périodiquement les activités qui ont un rôle important à jouer du point de vue de la sûreté. Ces vérifications ont avant tout pour but de confirmer que le titulaire de permis respecte bien les normes et procédures d'assurance de la qualité formulées dans sa demande de permis. Ces vérifications se concentrent principalement sur des systèmes comme :

- le circuit de refroidissement primaire;
- les systèmes spéciaux de sûreté visant à prévenir ou à atténuer les effets d'accidents graves.

L'intérêt particulier accordé à ces systèmes tient à leur importance pour l'application du concept de la défense en profondeur. Les résultats des vérifications sont consignés dans les rapports d'évaluation de la CCEA. Celle-ci dispose d'un système documentaire officiel permettant de suivre les mesures prises par le titulaire de permis et l'issue finale des directives et actions découlant de ces vérifications.

7.3.3 Mise en service

Avant la mise en service de la centrale, au moins un membre du personnel de la CCEA observe sur place les processus de mise en service et de démarrage pour en faire rapport.

La CCEA n'essaie pas de participer à tous les essais 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'assurance de la qualité visant la mise en service. La participation directe de la CCEA à la mise en service se limite à quelques essais jugés particulièrement importants du point de vue de la sûreté. Une description détaillée du processus de mise en service figure à l'article 19.2.1 du présent rapport.

7.3.4 Permis d'exploitation

Avant de délivrer un permis d'exploitation, la CCEA doit avoir l'assurance que la construction de la centrale est en tous points conforme aux plans soumis et approuvés et que les plans d'exploitation sont satisfaisants. Les tâches suivantes doivent notamment être remplies :

- la présentation d'un rapport final de sûreté;
- l'achèvement d'un programme de mise en service préalablement approuvé;
- l'examen et l'accréditation par la CCEA des opérateurs de salle de commande et des chefs de quart;

- l'approbation par la CCEA des candidats nommés aux postes de directeur de la centrale, chef de la production et de radioprotectionniste principal;
- l'approbation par la CCEA de la Ligne de conduite pour l'exploitation;
- la préparation de plans et procédures en cas d'urgence radiologique;
- la préparation d'un programme spécifique d'assurance de la qualité de l'exploitation.

Le tableau 7.1 présente une liste partielle des conditions préalables que le demandeur doit remplir pour obtenir un permis d'exploitation.

Un permis provisoire est délivré pour permettre à la centrale de démarrer, de fonctionner à faible régime puis d'augmenter le régime jusqu'à ce que la puissance installée soit atteinte, sous réserve de l'approbation de la CCEA. Si tout se passe bien, un permis d'exploitation en bonne et due forme est alors délivré, en général pour une période de deux ans. Les conditions de délivrance du permis obligent le titulaire de permis à informer rapidement la CCEA de tout incident ou toute situation qui pourrait compromettre la sûreté de la centrale. Le document R-99 (voir l'appendice 7.9, sous couvert séparé) décrit les exigences relatives à la préparation de rapports par les exploitants des centrales nucléaires canadiennes. La Commission a aussi le pouvoir d'imposer toute autre condition lorsque les circonstances le justifient.

On trouvera à l'annexe 7.1 du présent rapport un modèle de permis d'exploitation de réacteur de puissance.

7.4 SYSTÈMES D'INSPECTION ET D'ÉVALUATION DE LA CONFORMITÉ DES CENTRALES NUCLÉAIRES AUX RÈGLEMENTS ET PERMIS PERTINENTS

Même s'il appartient avant tout au titulaire du permis d'assurer l'exploitation de la centrale en toute sûreté, les inspecteurs de la CCEA qui sont sur place assurent une surveillance constante. Conformément à l'article 12 du *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique*, les inspecteurs peuvent non seulement procéder à des inspections, mais également ordonner au titulaire du permis de prendre certaines mesures correctives. La CCEA attache également à ses permis d'exploitation une disposition exigeant que les opérations, rapports, essais, inspections, analyses, modifications et changements de procédure demandés par la Commission soient effectués dans les meilleurs délais.

En 1993, la CCEA a créé un programme d'inspection de conformité. Ce programme a pour but d'obtenir des renseignements et des données montrant que l'exploitation du réacteur est conforme aux dispositions du *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique* ainsi qu'au permis d'exploitation de l'installation. Bien que ce programme soit encore en cours de préparation, les inspecteurs en poste sur le site exécutent régulièrement une série d'activités d'inspection de base.

Ces inspections peuvent être divisées en quatre grandes catégories, par ordre croissant d'importance.

TABLE 7.1
LISTE PARTIELLE DES CONDITIONS PRÉALABLES À L'OBTENTION
D'UN PERMIS D'EXPLOITATION

Objet	Préalables
Analyse de sûreté	<ul style="list-style-type: none"> ▶ Rapport final de sûreté ▶ Documents d'analyse de sûreté ▶ Analyse probabiliste de la sûreté et étude matricielle sur la sûreté ▶ Analyse de fiabilité des systèmes spéciaux de sûreté ▶ Programmes informatiques utilisés dans les analyses de sûreté
Recherches liées à la sûreté	<ul style="list-style-type: none"> ▶ Résultats et rapports de recherche
Conception	<ul style="list-style-type: none"> ▶ Manuels et guides de conception
Exploitation	<ul style="list-style-type: none"> ▶ Manuels de formation et procédures d'exploitation pour les opérateurs ▶ Ligne de conduite pour l'exploitation ▶ Manuels et schémas d'exploitation des systèmes ▶ Manuels d'exploitation en cas d'incident ▶ Programme d'essais des systèmes de sûreté ▶ Programme de mise en service
Assurance de la qualité	<ul style="list-style-type: none"> ▶ Programme d'assurance de la qualité de la centrale, ainsi que de la mise en service et de l'exploitation de la centrale ▶ Programme intégré d'assurance de la qualité
Composants sous pression	<ul style="list-style-type: none"> ▶ Liste de classification des composants et systèmes ▶ Rapport sur la protection contre les surpressions ▶ Conditions initiales et programme d'inspection en service
Radioprotection	<ul style="list-style-type: none"> ▶ Directives de santé et normes de radioprotection ▶ Procédures de radioprotection ▶ Limites de rejets de substances radioactives ▶ Programme de surveillance de l'environnement
Mesures d'urgence	<ul style="list-style-type: none"> ▶ Mesures d'urgence sur le site ▶ Plan d'intervention en cas d'urgence provincial
Sécurité matérielle et garanties	<ul style="list-style-type: none"> ▶ Plans et procédures de sécurité de la centrale ▶ Plan de mise en œuvre des garanties ▶ Équipement de l'installation en matière de sécurité
Déclassement et gestion des déchets	<ul style="list-style-type: none"> ▶ Gestion et procédures d'élimination des déchets et des substances dangereuses
Assurance-responsabilité nucléaire	<ul style="list-style-type: none"> ▶ Certificat d'assurance requis par la <i>Loi sur la responsabilité nucléaire</i>

- Rondes : effectuées de façon systématique par les inspecteurs de la CCEA en poste sur le site. Ce genre d'inspection permet d'examiner l'état des systèmes et de l'équipement à l'échelle de toute la centrale, y compris, par exemple :
 - ▶ le bâtiment du réacteur, à des endroits bien précis;
 - ▶ le bâtiment de la turbine;
 - ▶ les salles des accumulateurs;
 - ▶ le salle des appareils de commande;
 - ▶ la salle de commande principale.

Ces rondes ont pour but d'obtenir une vue d'ensemble de l'état de la centrale dans chacun des secteurs examinés, en notant toute défaillance ou anomalie évidente. Elles sont effectuées avec, en main, des listes de vérification qui permettent à l'inspecteur de noter ses observations et ses recommandations de suivi. Une fois l'inspection terminée, les listes sont datées, signées et consignées dans les bureaux de site.

- Évaluation des pratiques d'exploitation : un examen d'aspects particuliers de l'exploitation d'une centrale, y compris, par exemple :
 - ▶ les mesures de sécurité;
 - ▶ les méthodes de surveillance des rejets d'effluents;
 - ▶ la manutention du combustible;
 - ▶ le démarrage d'un réacteur;
 - ▶ le contrôle de la configuration au cours des arrêts.

Les membres du personnel chargés de procéder à ces inspections sont choisis en fonction du secteur à évaluer. Les équipes sont formées soit de spécialistes de l'administration centrale, soit des inspecteurs en poste sur le site, ou encore des deux. Les évaluations des pratiques d'exploitation sont en général effectuées en s'inspirant des guides d'inspection préparés à l'avance pour cette occasion. Les résultats de ces inspections sont normalement consignés dans un rapport de la CCEA qui est ensuite adressé au titulaire de permis pour lui permettre de prendre les mesures recommandées, le cas échéant; il sera ensuite conservé dans les dossiers de la CCEA.

- Audit : un examen formel, approfondi et détaillé d'un ou de plusieurs secteurs portant sur un aspect précis de l'exploitation de la centrale, y compris, par exemple :
 - ▶ les programmes d'assurance de la qualité;
 - ▶ les programmes d'inspection périodique;
 - ▶ les programmes de radioprotection;
 - ▶ les programmes de contrôle des changements.

Ces inspections sont toujours planifiées dans les moindres détails, les critères d'approbation étant énoncés à l'avance. Le titulaire du permis est prévenu de l'inspection qui sera effectuée ainsi que du secteur visé. Des rencontres sont

prévues au début et à la fin de l'examen, de même que des séances quotidiennes d'information pour faire part des résultats provisoires des vérifications. Les résultats sont consignés dans un rapport de la CCEA adressé au titulaire de permis; les mesures de suivi sont notées et des dates cibles sont établies pour l'achèvement des travaux à effectuer.

- Inspection de système : un examen approfondi et détaillé de l'état d'un système donné, y compris, par exemple :
 - ▶ le système d'arrêt d'urgence n° 1;
 - ▶ le système de régulation du réacteur;
 - ▶ le système d'alimentation électrique de catégorie III;
 - ▶ le système de confinement.

Ces inspections sont normalement effectuées par les inspecteurs de la CCEA en poste sur le site en s'inspirant de listes de vérification préétablies. Les résultats sont généralement officiellement transmis au titulaire de permis dans une lettre qui, le cas échéant, fait état des mesures de suivi recommandées, accompagnées de dates cibles.

Les inspections, évaluations et vérifications effectuées par la CCEA s'inspirent des meilleures méthodes et normes nationales et internationales. Pour rendre ces examens plus rigoureux, la CCEA élabore depuis plusieurs années une série d'indicateurs de sûreté qui serviront à établir les seuils acceptables de sûreté opérationnelle. Ces indicateurs de sûreté 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 résumer le rendement des titulaires de permis en matière de sûreté et à en faire rapport. Les indicateurs sont en place depuis janvier 1998 et ce, pour une période d'essai d'un an. À la suite de cette période d'essai, ils seront codifiés dans une norme d'application de la réglementation.

Les indicateurs de rendement en matière de sûreté seront utilisés de concert avec d'autres données recueillies par la CCEA. Le processus global d'évaluation de la sûreté comprend les conclusions tirées des indicateurs de rendement, de l'analyse des événements et des inspections ou enquêtes. Ces conclusions pourraient elles-mêmes entraîner d'autres inspections réglementaires.

Le programme de conformité de la CCEA fait partie des activités de réglementation qui permettent d'évaluer la sûreté de l'exploitation. C'est cet aspect du programme de réglementation qui détermine si le titulaire de permis se conforme aux exigences de la CCEA, en faisant appel à :

- l'observation;
- l'examen et la vérification de l'état de la centrale;
- l'étude des méthodes d'exploitation de l'installation et de la gestion des programmes d'exploitation.

En outre, le programme de conformité informe les titulaires de permis des exigences qu'ils doivent respecter pour exploiter leurs centrales nucléaires en toute sûreté. Enfin, il permet à la CCEA de demander ou d'imposer des mesures correctives à un exploitant qui n'aurait pas respecté ces exigences.

La politique de conformité de la CCEA repose sur des programmes écrits qui :

- encouragent la conformité au moyen de la consultation, de la communication, de la prestation de conseils et de guides techniques;
- vérifient la conformité au moyen de programmes de surveillance, d'inspection et de vérification, ainsi que d'enquêtes;
- assurent l'application de la conformité au moyen de mesures dissuasives graduées, telles les mesures et directives imposées aux titulaires de permis ainsi que les poursuites judiciaires.

Pour vérifier si le titulaire de permis se conforme aux exigences réglementaires, la CCEA :

- 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 du permis pour déterminer si d'autres actions seraient de nature à prévenir la répétition d'incidents semblables.

L'objectif principal de ces activités est d'assurer l'efficacité du programme de conformité en veillant à ce que les titulaires de permis prennent les mesures nécessaires pour corriger toute infraction et pour éviter de la commettre à l'avenir. Le programme cherche également à prévenir que des infractions soient commises en détectant et en corrigeant toute tendance préjudiciable qui, si elle n'est pas rectifiée, risque de mener à une infraction. Les mesures prises par la CCEA en vue de respecter cet objectif visent à protéger l'environnement et la santé et la sécurité des travailleurs et du public.

7.5 MISE EN APPLICATION DES RÈGLEMENTS ET DES CONDITIONS DE PERMIS

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

- la recommandation de mesures au titulaire de permis;
- l'émission d'avis de mesures à prendre;
- l'émission d'une directive;
- la modification du permis;
- l'imposition de restriction quant à l'exploitation du réacteur ou sa mise à l'arrêt (si un arrêt du réacteur semble s'imposer, la CCEA s'attend à ce que le titulaire de permis y procède lui-même plutôt que d'attendre que la CCEA ne le lui ordonne);
- la révocation ou la suspension du permis;
- des poursuites judiciaires.

On trouvera à l'annexe 7.2 du présent rapport des exemples de certaines des principales modifications apportées à la conception et à l'exploitation des centrales à la suite d'actions de la CCEA.

Le titulaire de permis qui se voit imposer des mesures correctives par le personnel de la CCEA a le droit de demander à 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 de permis reçoit normalement un préavis et peut demander à être entendu par la Commission avant que ces mesures ne soient mises à exécution. Le *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique* autorise la Commission à suspendre un permis sans préavis lorsque la santé, la sûreté et la sécurité matérielle le justifient. Le titulaire du permis peut alors demander à la Commission de mener une enquête sur les raisons de la suspension.

Voici des exemples précis de cas de non-conformité dont la gravité entraînerait normalement des poursuites judiciaires :

- cas d'exposition du public ou des travailleurs qui dépasse les limites de dose ou d'exposition;
- refus de prendre toute mesure raisonnable pour se conformer à une directive donnée par un inspecteur.

Les sanctions recommandées par un inspecteur peuvent être imposées par la CCEA sans avoir recours à une instance judiciaire. Il importe de souligner que les sanctions visent à dissuader tout titulaire de permis de commettre d'autres infractions à l'avenir. On trouve plusieurs formes de sanctions.

- Permis de courte durée ou prorogation de courte durée. – Si la CCEA 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 CCEA peut recommander à la Commission que le permis soit délivré pour une durée plus courte. Une prorogation de courte durée peut également être accordée pour donner suffisamment de temps au titulaire de permis d'apporter les améliorations requises avant que la CCEA n'examine sa demande de renouvellement du permis.
- Modification du permis. – Le personnel de la CCEA peut recommander à la Commission qu'un permis soit modifié. Le titulaire de permis est informé par écrit de la mesure proposée et peut se faire entendre par la Commission. Les modifications apportées au permis peuvent prendre différentes formes et sont décidées au cas par cas. En voici certains exemples :
 - ▶ limites imposées à la production d'énergie;
 - ▶ obligation d'obtenir l'approbation de la CCEA avant de démarrer le réacteur;
 - ▶ obligation de comparaître périodiquement devant la Commission pour faire rapport des progrès et des améliorations apportées à l'exploitation et à la maintenance.

- Suspension, révocation ou non-renouvellement du permis. – Le personnel de la CCEA peut recommander à la Commission de suspendre, de révoquer ou de ne pas renouveler un permis. Le titulaire de permis est informé par écrit de la mesure proposée et peut être entendu par la Commission. Ces mesures peuvent être prises lorsque l'une des circonstances suivantes se produit :
 - ▶ le cas de non-conformité est considéré comme grave;
 - ▶ le titulaire de permis a été sanctionné par les tribunaux;
 - ▶ le titulaire de permis a des antécédents de non-conformité;
 - ▶ la CCEA n'est plus convaincue que le titulaire de permis est en mesure de respecter les exigences réglementaires.

Certaines des actions prises par la CCEA sont décrites à l'annexe 7.2 du présent rapport. Au-delà de ces actions, la CCEA a délivré un permis d'un an seulement à la centrale Bruce A en 1988 et en 1989, et des permis pour des périodes de six mois et de neuf mois seulement à la centrale Pickering en 1996 et 1997. Les deux centrales étaient tenues de faire rapport des progrès réalisés en vue d'améliorer le rendement de leur centrale. À la suite de ces mises en garde, les titulaires de permis ont affecté de nouvelles ressources (y compris en main-d'œuvre) aux centrales et instauré des programmes d'amélioration de la qualité.

ARTICLE 8

L'ORGANISME DE RÉGLEMENTATION

Il y a environ 50 ans qu'a été mis sur pied l'organisme de réglementation du secteur nucléaire au Canada. L'historique et l'évolution du cadre législatif et réglementaire, y compris la création de la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA), sont décrits à l'article 7.1 du présent rapport.

8.1 DESCRIPTION DU MANDAT ET DES ACTIVITÉS DE LA CCEA

La CCEA a pour mandat de réglementer le développement, la production et l'application de l'énergie nucléaire au Canada de manière à prévenir tout risque inacceptable pour :

- la santé;
- la sûreté;
- la sécurité;
- l'environnement.

Au fil des années, la CCEA a eu recours aux pouvoirs dont elle dispose pour compléter le cadre législatif et réglementaire. Ses principales activités de réglementation relativement à l'exploitation des centrales nucléaires comprennent notamment :

- le renouvellement des permis d'exploitation;
- la surveillance de la conformité;
- l'approbation des modifications.

Ces activités s'ajoutent au processus d'autorisation des nouvelles centrales, décrit à l'article 7.3 du présent rapport.

8.1.1 Renouvellement du permis d'exploitation

Le processus d'examen de sûreté de la CCEA vise avant tout à obtenir l'assurance que les risques pour la santé et la sécurité du public et des employés, ainsi que pour l'environnement, ne dépassent pas le cadre des limites établies au moment de la délivrance du permis initial. Ce processus d'examen s'intéresse à tous les aspects des exigences réglementaires de la CCEA et prévoit un cycle de renouvellement de permis tous les deux ans. Le personnel de la CCEA, sur place dans les centrales 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 de son permis.

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

- des prescriptions établies par le *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique*;
- des documents d'application de la réglementation appropriés;
- des codes et normes en vigueur dans l'industrie;
- du permis d'exploitation de l'installation;
- des politiques et procédures pertinentes de la centrale.

Le processus d'examen comprend les éléments suivants :

- l'examen annuel par le personnel de la CCEA du rendement de la centrale en matière de sûreté;
- le programme d'inspections de conformité;
- l'examen des événements importants signalés par le titulaire de permis;
- l'examen (et l'approbation éventuelle) des modifications provisoires et permanentes proposées;
- la gestion des questions générales de sûreté;
- l'examen des analyses de sûreté;
- l'examen des modifications de conception et du rendement de l'équipement;
- l'évaluation de la fiabilité et des risques;
- l'évaluation des facteurs humains;
- la surveillance et l'évaluation des composants sous pression;
- les examens d'assurance de la qualité;
- l'examen du programme de radioprotection et des études d'impact environnemental;
- l'évaluation du programme d'accréditation et de formation des opérateurs.

Bien que la CCEA examine et surveille continuellement l'exploitation des réacteurs, un examen en règle de l'exploitation des centrales doit être effectué périodiquement. Cet examen annuel porte sur les renseignements fournis dans le rapport annuel du titulaire de permis ainsi que dans les divers rapports d'événements présentés tout au long de l'année. Il tient également compte des réponses données par le titulaire de permis aux demandes de la CCEA concernant des questions de sûreté générales et les résultats du rapport de surveillance préparé par la CCEA.

Pour chaque centrale, un rapport annuel préparé pour la Commission et rendu public par la suite résume les résultats de l'examen de la CCEA. Ce rapport est un élément important du processus de renouvellement du permis (habituellement de deux ans). Il couvre notamment les domaines suivants :

- la radioprotection des employés et du public;
- le rendement des systèmes spéciaux de sûreté;
- l'exploitation et la maintenance;
- la gestion de la centrale;
- la formation;
- les mesures d'urgence;

- l'analyse de sûreté;
- l'assurance de la qualité;
- la non-prolifération et les garanties.

Ces rapports ont pour caractéristique de regrouper un certain nombre d'évaluations effectuées dans les domaines précités. Grâce à des indicateurs de rendement, la CCEA peut apprendre très tôt si l'exploitation de la centrale suscite des problèmes qui pourraient entraîner une détérioration de la marge de sûreté. C'est à la suite d'évaluations que la CCEA a accordé des permis restreints aux centrales Bruce A et Pickering A et B, en 1988 et 1996 respectivement.

Outre les rapports d'évaluation annuelle, le personnel de la CCEA prépare à l'intention des commissaires un document avant tout renouvellement de permis. Ce document passe en revue, de façon détaillée, toutes les questions importantes soulevées par cette demande et évalue le rendement du titulaire de permis dans les domaines précités au cours de la période précédente. Le public est invité à prendre part au processus de délivrance de permis et à faire connaître son opinion au sujet de ces questions entre le moment où la Commission entreprend l'étude préliminaire de la demande de permis et le moment où elle rend sa décision, ce qui représente environ deux mois.

Chaque année, la CCEA organise une réunion officielle avec le personnel de direction du titulaire de permis pour discuter de la « fiche de rendement » établie par la CCEA sur la centrale nucléaire ainsi que des progrès réalisés en ce qui concerne les questions de sûreté les plus importantes. Cette réunion vient s'ajouter aux nombreuses réunions, officielles ou non, tenues avec le personnel de l'exploitant sur des sujets donnés.

8.1.2 Activités de conformité

La CCEA affecte du personnel à chaque centrale nucléaire pour vérifier si le titulaire de permis se conforme aux dispositions du *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique* et de son permis d'exploitation. Au total, 27 ingénieurs et scientifiques sont postés à plein temps dans les centrales nucléaires pour effectuer des inspections et veiller à la sûreté au cours de la construction, de la mise en service, de l'exploitation et de la maintenance des réacteurs.

Ils font également enquête sur tout événement anormal survenant dans les centrales.

On trouvera à l'article 7.4 du présent rapport une description des inspections réglementaires et des autres activités accomplies par le personnel de la CCEA en poste dans les centrales.

La CCEA compte en outre un certain nombre de spécialistes à son administration centrale à Ottawa. En collaboration avec le personnel en poste dans les centrales, ces spécialistes examinent et vérifient la qualité et la fiabilité des principaux composants des réacteurs et les dispositions relatives aux centrales nucléaires visant :

- la conception;
- la construction;

- la mise en service;
- les analyses de sûreté;
- la radioprotection;
- le rendement;
- les procédures de sûreté;
- la gestion des installations.

Le personnel de l'administration centrale coordonne également l'examen et la résolution des problèmes génériques liés à la sûreté et codifie les exigences réglementaires de la CCEA.

Comme le précise l'article 7.4 du présent rapport, la CCEA a établi en 1993 un programme formel d'inspections de conformité. Ces inspections ont pour but de veiller à ce que l'exploitation des centrales soit conforme au *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique* et au permis d'exploitation de l'installation. Bien que la mise au point du programme soit toujours en cours, il comprend déjà 31 rubriques qui font l'objet d'une inspection systématique. Un code de procédure a été établi pour chaque type d'inspection, y compris l'examen périodique des résultats, et les listes de vérification ont été standardisées. On a établi une estimation des ressources requises dans les bureaux de centrale et dans ceux de l'administration centrale, et on a adopté une politique régissant la mise en œuvre du programme.

Même si le projet entrepris avait pour but de d'établir un programme d'inspection proactif pour vérifier systématiquement le degré de conformité de chaque centrale aux exigences réglementaires, la CCEA reconnaît toutefois que des inspections ponctuelles doivent aussi être effectuées après coup. Ces inspections sont déclenchées à la suite de découvertes faites lors d'inspections de base ou d'événements particuliers. Ces inspections ponctuelles sont de nature discrétionnaire mais revêtent un caractère important, car elles complètent le programme de base. Alors que les inspections de base sont de portée générale, les inspections ponctuelles sont habituellement plus pointues.

Ces dernières années, la CCEA a entrepris d'intégrer davantage les évaluations du rendement des titulaires de permis. En janvier 1998, elle a créé la Division de l'évaluation des centrales nucléaires, dont l'une des responsabilités est de formuler les normes et de définir les ressources requises à cette fin.

8.1.3 Approbation des modifications

Pour assurer la sûreté d'un réacteur, la centrale doit toujours poursuivre les objectifs de sûreté qui a présidé à sa conception. Pour y arriver, la CCEA exige du titulaire de permis qu'il mette en place des mécanismes qui lui permettent d'apporter des modifications provisoires ou permanentes à l'équipement, aux procédures et à la documentation. Ces mécanismes doivent prévoir un examen de sûreté pour toutes les modifications envisagées et l'approbation de ces dernières par un membre autorisé du personnel du titulaire de permis. Toute modification importante nécessite l'approbation expresse de la CCEA. Ces exigences sont établies dans les conditions du permis décrites ci-dessous.

- Documents relatifs au permis — L'approbation expresse de la CCEA est exigée pour les modifications apportées aux documents relatifs au permis (par exemple, la Ligne de conduite pour l'exploitation, et les programmes d'intervention en cas d'urgence radiologique). Cette prescription figure dans les conditions du permis, qui précisent l'exigence à l'égard de chaque document.
- Modifications apportées à l'équipement des systèmes spéciaux de sûreté — L'autorisation expresse de la CCEA est exigée pour toute modification apportée aux systèmes d'arrêt d'urgence, au système de confinement ou au système de refroidissement d'urgence du cœur; de plus, le titulaire de permis est tenu de maintenir les seuils de déclenchement des systèmes d'arrêt d'urgence aux valeurs approuvées par la CCEA.
- Modifications apportées à l'équipement ou aux procédures qui pourraient avoir des répercussions sur la sûreté de la centrale — L'autorisation expresse de la CCEA est exigée pour toute modification apportée aux réacteurs ou aux procédures de la centrale qui pourrait engendrer des risques différents de ceux qui sont expressément considérés dans le permis originellement délivré pour la centrale.

Dans la plupart des cas, les inspecteurs de la CCEA en poste dans les centrales peuvent autoriser les modifications considérées. Par exemple, on apporte souvent des modifications temporaires aux systèmes spéciaux de sûreté afin de procéder aux travaux de maintenance, en particulier pendant l'arrêt d'une tranche. La plupart des modifications techniques permanentes et les modifications majeures aux procédures sont examinées par un spécialiste de l'administration centrale de la CCEA avant qu'une autorisation ne soit accordée.

L'état de sûreté d'un réacteur évolue constamment. En raison des progrès des techniques qui servent aux analyses de sûreté, des résultats des travaux de recherche et des modifications apportées à l'équipement de la centrale et aux procédures d'exploitation, l'évaluation de la sûreté est un processus continu. C'est pourquoi la CCEA exige de tous les titulaires de permis qu'ils examinent et actualisent le rapport de sûreté de leur centrale au moins une fois tous les trois ans.

8.2 DESCRIPTION DES POUVOIRS ET DES RESPONSABILITÉS DE LA CCEA

Les pouvoirs conférés à la CCEA par la *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* et ses règlements sont décrits à l'article 7.1 du présent rapport. Les dispositions de la loi et des règlements sont décrites à l'article 7.2.

Le contrôle qu'exerce la CCEA sur les matières radioactives englobe l'importation et l'exportation d'articles nucléaires et s'étend à la sécurité nationale et internationale des substances, de l'équipement et des techniques nucléaires. Aussi la CCEA participe-t-elle aux activités de l'Agence internationale de l'énergie atomique afin de veiller à ce que le Canada respecte les dispositions du *Traité sur la non-prolifération des armes nucléaires* ainsi que d'autres accords bilatéraux et multilatéraux.

Dans un proche avenir, la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) deviendra une cour d'archives autorisée à entendre des témoins, à recevoir des éléments de preuve et à contrôler ses travaux tout en se réservant le droit de tenir des audiences non officielles. Elle sera autorisée à exiger des titulaires de permis qu'ils fournissent des garanties financières, que des mesures correctives soient prises lorsque se produit une situation dangereuse et que les parties responsables assument les coûts de la décontamination et des autres mesures correctives. L'article 9 de la nouvelle *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* 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 auxquelles adhère le Canada;
- 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 ci-dessus.

La nouvelle loi confère à la CCSN le pouvoir :

- d'établir et d'appliquer des normes nationales dans les domaines de la santé, 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.

De plus amples renseignements au sujet de la loi figurent à l'article 7.2.1 du présent rapport.

Malgré ces changements législatifs, d'ailleurs souhaitables, la CCEA n'a pas l'intention de changer les principes et méthodes qui président au contrôle des activités nucléaires lorsque la nouvelle loi et ses règlements d'application entreront en vigueur.

8.3 STRUCTURE DE LA CCEA, RESSOURCES HUMAINES ET FINANCIÈRES

La CCEA se compose d'un président, d'une commission nommée par le gouvernement fédéral et de membres du personnel embauchés par la Commission. Cette structure générale est définie par la loi actuelle suivante :

- La *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* crée une commission composée de cinq membres, soit le président du Conseil national de recherches du Canada et quatre membres nommés par le gouvernement en conseil (Cabinet).
- La *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* stipule également que le gouverneur en conseil nomme l'un des commissaires président et premier dirigeant de la Commission. Le paragraphe 5(2) prévoit que le président « en assure la direction et contrôle la gestion de son personnel ».

La Commission est un organe de décision réglementaire et quasi judiciaire. Elle prend des décisions relativement à la délivrance de permis visant les principales installations nucléaires et établit l'orientation des politiques relatives à la santé, à la sûreté, à la sécurité et à l'environnement dans la mesure où elles touchent l'industrie nucléaire et le public.

La Commission se réunit normalement neuf ou dix fois par an pour traiter de questions non déléguées à son personnel. Les réunions de la Commission se tiennent à l'administration centrale de la CCEA, à Ottawa, ou près d'installations ou d'activités autorisées.

La CCEA compte environ 400 employés, répartis dans diverses catégories professionnelles :

- administrateurs;
- agents des services financiers;
- vérificateurs;
- scientifiques;
- ingénieurs;
- chimistes;
- biologistes;
- mathématiciens;
- spécialistes en radioprotection et spécialistes de physique atomique ou de l'énergie nucléaire;
- comptables;
- techniciens;
- informaticiens;
- experts en garanties;
- spécialistes en questions de sécurité;
- spécialistes en traitement de l'information et en gestion;
- employés de bureau;

- personnel de soutien;
- autres spécialistes rattachés à un grand nombre de disciplines et de domaines et dont l'apport est essentiel pour aider la CCEA à s'acquitter de ses obligations et à assurer son fonctionnement quotidien.

On trouvera à l'annexe 8.1 l'organigramme de la CCEA.

La CCEA fait aussi appel à des contractuels lorsqu'elle doit avoir recours à un savoir-faire spécialisé, principalement par l'entremise du programme de recherche et de soutien. Ce programme donne accès à un réservoir de conseils, de connaissances, d'expériences, de données et d'autres ressources indépendantes dans le cadre de contrats signés avec des entreprises du secteur privé et d'ententes conclues avec d'autres organismes canadiens ou étrangers. Au cours de l'exercice financier 1997-1998, la somme totale de 2,109 millions de dollars a été consacrée aux travaux entrepris en vertu de ce programme. Des travaux ont été effectués dans le cadre de 117 projets recouvrant les domaines suivants :

- l'évaluation et la gestion des répercussions environnementales;
- les systèmes de contrôle et les systèmes électriques liés à la sûreté;
- les études sismologiques;
- l'intégrité de l'enveloppe sous pression;
- l'intégrité des structures de confinement et des structures liées à la sûreté;
- les facteurs humains;
- la dosimétrie interne;
- les effets sur la santé humaine;
- la physique nucléaire et les études sur le combustible;
- l'évaluation probabiliste de la sûreté;
- les mesures d'urgence;
- la radiobiologie et la dosimétrie externe.

Sous réserve des politiques fédérales et des textes de loi qui s'appliquent, les employés de la CCEA sont embauchés par la Commission pour exercer des fonctions déterminées. Sous la direction de la présidente, ils exécutent diverses tâches qui sont essentielles au bon fonctionnement de la CCEA et qui permettent à la Commission de s'acquitter de ses obligations en bonne et due forme.

Les tâches du personnel de la CCEA consistent à :

- évaluer et traiter les demandes de permis;
- formuler et préparer des recommandations pour donner suite aux demandes de permis;
- administrer les politiques et procédures de la CCEA;
- tenir des dossiers;
- surveiller, vérifier et inspecter les installations et activités nucléaires;
- préparer et administrer les permis;
- évaluer les compétences et le rendement des titulaires de permis et de leur personnel;
- préparer des documents et des rapports;

- examiner des rapports et des dossiers;
- élaborer des normes et exigences réglementaires et en assurer le respect par les titulaires de permis;
- aider la CCEA à s'acquitter de son mandat de diffuser des renseignements objectifs sur l'énergie nucléaire.

Le rendement au travail de tous les employés de la CCEA est évalué chaque année, conformément aux politiques et procédures administratives de la CCEA. Pour assurer leur emploi continu, les employés doivent posséder et maintenir les compétences requises et avoir un rendement satisfaisant.

Outre le soutien offert par le personnel de la CCEA et une aide de source externe, la présidente et la Commission sont appuyées par des comités consultatifs créés pour leur offrir des conseils spécialisés sur la radioprotection, sur la sûreté nucléaire et sur des questions d'ordre médical. Ils reçoivent aussi des avis juridiques d'avocats employés par le ministère fédéral de la Justice. De plus, les politiques fédérales régissant l'équité en matière de réglementation et la consultation publique, les dispositions des textes de loi relatifs à l'énergie nucléaire ainsi que les politiques de la Commission en ce qui concerne les appels et la représentation permettent aux titulaires de permis et au public d'être entendus sur toute question liée à l'énergie nucléaire.

Plusieurs groupes conseillent la présidente et la Commission.

- Le Groupe de la vérification et de l'évaluation, qui relève directement de la présidente, aide la direction à faire en sorte que la CCEA fonctionne dans les règles et avec efficacité. Il évalue les programmes, cadres et activités de gestion et de réglementation, vérifie les rendements et les résultats, et fait rapport de ses observations et conclusions.
- Le Service juridique est une unité du ministère fédéral de la Justice, chargée par celui-ci d'appuyer et de conseiller la CCEA en matière légale.
- Le Comité consultatif de la radioprotection conseille la présidente et la Commission sur toute question d'ordre général aux termes de son mandat.
- Le Comité consultatif de la sûreté nucléaire est aidé par un personnel de soutien embauché par la CCEA.
- Le Groupe des conseillers médicaux se compose de professionnels de la médecine qui ont été nommés conseillers médicaux auprès de la Commission en vertu du *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique*. Ces conseillers sont nommés par les provinces, Énergie atomique du Canada limitée (EACL), le ministère de la Défense nationale et Santé Canada. Ils bénéficient des services d'employés de soutien embauchés par la CCEA.

La CCEA est financée par des crédits parlementaires. Pour l'exercice financier clos le 31 mars 1997, ses dépenses totales s'élevaient à 49 774 188 \$. Au cours de cet exercice, la CCEA a recueilli 30 072 647 \$, soit approximativement 60 % de ses

dépenses totales, en droits de licence et permis. On trouvera à l'appendice 7.5, sous couvert séparé, une copie du *Règlement de 1996 sur les droits pour le recouvrement des coûts de la CCEA*. Les frais recouverts sont crédités directement au Trésor fédéral.

8.4 POSITION DE LA CCEA AU SEIN DE LA STRUCTURE GOUVERNEMENTALE

La CCEA est un organisme ministériel cité à l'Annexe II de la *Loi sur la gestion des finances publiques*. La *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* dispose que la CCEA fait rapport au Parlement du Canada par l'intermédiaire d'un membre du Conseil privé du Canada (Cabinet) désigné par le gouverneur en conseil comme étant le ministre pour les besoins de la loi. À l'heure actuelle, cette personne désignée est le ministre des Ressources naturelles.

La *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* exige que la Commission « se conforme aux instructions générales ou particulières du ministre en ce qui a trait à la réalisation de sa mission ». Toutefois, selon la tradition constitutionnelle au Canada, toute instruction politique donnée à des organismes comme la CCEA doit être de nature générale et ne saurait influencer sur les décisions prises par la Commission dans des cas particuliers.

Dans la pratique, la CCEA exerce ses activités quotidiennes en tant qu'organe de décision indépendant et quasi judiciaire. Elle prend des décisions sur la délivrance de permis pour les installations nucléaires et établit les orientations des politiques concernant les aspects de la santé, de la sûreté, de la sécurité et de l'environnement qui touchent tout particulièrement l'industrie nucléaire et le public.

La participation et le concours du ministre sont nécessaires dans le cas d'initiatives spéciales, telle l'introduction de nouvelles mesures législatives. Par exemple, la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* a été présentée au Parlement par le ministre des Ressources naturelles au nom de la Commission.

La CCEA ne fait pas partie du ministère des Ressources naturelles et n'a pas à rendre compte de son activité à d'autres personnes que le ministre lui-même. Le personnel de la CCEA s'entretient régulièrement avec la direction et le personnel de ce ministère sur des questions d'intérêt mutuel. Ce ministère s'intéresse à diverses questions liées à l'énergie nucléaire et aux ressources naturelles. Par exemple, le ministère finance la décontamination de certains déchets faiblement radioactifs au nom du gouvernement du Canada, et s'intéresse donc aux politiques et questions de réglementation de la CCEA qui s'y rapportent.

Conformément aux politiques fédérales sur la consultation publique et l'équité en matière de réglementation, la CCEA consulte régulièrement les groupes et organismes qui s'intéressent à ses activités de réglementation. Ce sont, entre autres :

- les titulaires de permis de la CCEA;
- l'industrie nucléaire;
- les ministères et organismes fédéraux, provinciaux et municipaux;

- les groupes d'intérêt spéciaux;
- le public.

Comme le veulent les politiques fédérales sur l'accès à l'information, les consultations officielles se font de manière ouverte et transparente.

La CCEA compte parmi ses titulaires de permis plusieurs institutions ou agents subventionnés par l'État ou les provinces, notamment :

- Énergie atomique du Canada limitée, une société publique fédérale de recherche et de développement en matière nucléaire;
- les centrales nucléaires des services publics suivants : Ontario Hydro, Énergie Nouveau-Brunswick et Hydro-Québec;
- diverses universités canadiennes;
- divers hôpitaux et établissements de recherche.

La CCEA régleme les activités nucléaires et délivre des permis à ces organismes publics de la même manière et selon les mêmes normes exigées des entreprises ou sociétés privées.

8.5 LIENS ENTRE LA CCEA ET LES ORGANISMES RESPONSABLES DE LA PROMOTION ET DE L'UTILISATION DE L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE

La CCEA et EACL relèvent toutes deux du ministre des Ressources naturelles du Canada. La *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* précise que certaines « personnes morales » ressortissant à la juridiction fédérale, dont EACL, sont liées par la loi et par ses règlements d'application. Il existe par conséquent un clivage juridique entre le rôle réglementaire de la CCEA et le rôle promotionnel d'EACL, ce dernier étant assujéti au premier. La nouvelle *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* donnera une identité distincte plus précise à l'organisme de réglementation national, en mettant l'accent sur la différence entre son mandat et celui d'EACL (voir l'article 7.2.1 du présent rapport, pour de plus amples renseignements sur la nouvelle loi).

L'Association nucléaire canadienne (ANC) et la Société nucléaire canadienne (SNC) sont deux organismes associés à l'utilisation de l'énergie nucléaire. La CCEA n'a aucun lien officiel de quelque sorte que ce soit avec ces organismes, dont les objectifs et la mission sont décrits ci-dessous.

8.5.1 Association nucléaire canadienne

Créée en 1960, l'ANC est un organisme sans but lucratif à adhésion bénévole qui encourage le développement ordonné et réfléchi de l'énergie nucléaire au Canada et à l'étranger pour tout besoin non associé à l'armement. L'ANC représente de nombreuses industries et entreprises qui partagent un intérêt commun pour le développement et l'utilisation de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques. Ses membres comprennent notamment :

- des producteurs d'uranium;
- des fabricants de réacteurs;
- des services publics;
- des sociétés d'ingénierie;
- des banques;
- des syndicats;
- des ministères fédéraux et provinciaux;
- des établissements d'enseignement.

L'ANC a été créée en vue :

- de créer et de favoriser un environnement favorable à la croissance saine d'applications rationnelles de l'énergie nucléaire et des radio-isotopes;
- d'encourager la collaboration entre les services publics, les établissements d'enseignement, les ministères et organismes gouvernementaux et d'autres organismes qui prônent la mise en valeur d'utilisations à des fins économiques de l'énergie nucléaire et des radio-isotopes;
- d'offrir une tribune pour la discussion et la résolution des problèmes qui préoccupent ses membres, l'industrie ou le public canadien en général;
- d'encourager la collaboration avec d'autres associations partageant les mêmes buts et objectifs.

Les principaux services offerts par l'ANC à ses membres consistent à :

- recueillir et distribuer des renseignements documentés et opportuns sur tous les aspects de l'énergie nucléaire;
- présenter le point de vue de ses membres devant des commissions publiques d'enquête ou de réglementation, les gouvernements, etc.;
- aider à faire mieux connaître au public les utilisations de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques;
- offrir une analyse des débouchés et problèmes relatifs au développement et à l'utilisation de l'énergie nucléaire;
- parrainer des activités favorisant la commercialisation des produits et services liés à l'énergie nucléaire au Canada et dans le monde;
- organiser des conférences, des séminaires et des cours sur divers aspects du développement et de l'utilisation de l'énergie nucléaire, de la production d'uranium, etc.;
- établir et maintenir des liens étroits avec d'autres associations partageant les mêmes intérêts.

8.5.2 La Société nucléaire canadienne

La SNC est principalement une organisation à caractère technique regroupant des personnes qui participent ou sont associées au programme nucléaire canadien. Créée en 1979, elle est devenue une société constituée aux termes de la législation fédérale en 1998. La SNC a pour principale activité l'échange de renseignements liés aux sciences et aux techniques nucléaires, cet échange se faisant au moyen de conférences, de réunions spécialisées et de publications. Les sujets débordent le simple cadre de

l'énergie nucléaire pour rejoindre des domaines comme la gestion des déchets, l'utilisation des radio-isotopes, la sensibilisation du public au nucléaire, etc.

La principale catégorie de membres de la SNC comprend des particuliers qui s'intéressent directement à l'utilisation ou au développement des techniques nucléaires dans les domaines précités ou qui, tout simplement, s'intéressent à la technologie nucléaire. La SNC comprend aussi une autre catégorie à laquelle appartiennent, par exemple, des établissements d'enseignement (écoles ou universités) et des bibliothèques publiques qui désirent offrir des renseignements opportuns sur la science et la technologie nucléaires à des étudiants ou au public en général. Les membres appartenant à cette catégorie jouissent de tous les privilèges conférés aux membres ordinaires sauf le droit de vote.

La SNC vise à :

- offrir une tribune pour l'échange de renseignements sur la science et la technologie nucléaires;
- favoriser le développement et l'utilisation bénéfique de la science et de la technologie nucléaires à des fins pacifiques;
- faire connaître la science et la technologie nucléaires;
- améliorer les compétences professionnelles et techniques des personnes qui sont liées à la science et à la technologie nucléaires au Canada.

ARTICLE 9

RESPONSABILITÉS DU TITULAIRE DE PERMIS

Comme on l'a mentionné précédemment, la responsabilité de la sûreté d'une centrale nucléaire canadienne incombe d'abord au titulaire de permis. Les sections qui suivent énoncent les principales responsabilités et activités du titulaire de permis dans ce domaine, ainsi que les mécanismes au moyen desquels la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA) veille à ce qu'il s'acquitte de cette responsabilité.

9.1 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 liées à l'amélioration de la sûreté de la centrale nucléaire peuvent s'énoncer comme suit :

- il doit s'assurer que les responsabilités de l'organisme d'exploitation sont définies et mises en œuvre;
- il doit établir et promouvoir une culture de la sûreté qui fait partie intégrante de la gestion globale de la centrale.

DÉFINITION ET MISE EN ŒUVRE DES RESPONSABILITÉS

Les responsabilités générales en matière de sûreté nucléaire sont définies dans les politiques et mises en œuvre par le biais de procédures. Le respect des procédures, imposé par l'organisation hiérarchique, est contrôlé par des examens et des évaluations internes.

La tâche d'assurer la sûreté nucléaire au jour le jour incombe à l'exploitant. Dans la phase exploitation, l'exploitant est entièrement responsable de la centrale, c'est-à-dire qu'il a toute l'autorité pour exécuter les activités autorisées servant à la production sûre d'électricité et qu'il doit en rendre compte. Dans la mesure où ces activités ont une incidence directe sur la sûreté nucléaire, l'exploitant doit :

- établir une politique relative au respect des exigences de sûreté;
- établir des procédures destinées à assurer un contrôle sûr de la centrale en toutes circonstances;
- veiller à ce qu'il y ait suffisamment de ressources et d'installations, tant pour les activités planifiées que pour les événements imprévus.

Les responsabilités fondamentales décrites précédemment sont mise en œuvre au moyen d'un ensemble de responsabilités spécifiques et explicites, y compris celles qui sont énumérées ci-dessous. Les activités qui s'y rapportent sont habituellement réalisées à l'aide d'un système hiérarchisé de procédures, de programmes de formation à l'intention des employés et de la promotion d'une culture de la sûreté au sein de l'organisation. Chaque exploitant doit :

- veiller à ce que l'activité autorisée soit exécutée conformément aux exigences des lois, règlements et permis pertinents;
- veiller à ce que la centrale nucléaire, les substances nucléaires et les équipements ou les renseignements réglementés visés par le permis répondent à toutes les exigences énoncées, y compris aux prescriptions des lois et règlements pertinents;
- veiller à compter un nombre suffisant de travailleurs qualifiés pour poursuivre l'activité autorisée en toute sécurité et conformément aux lois, règlements et autres exigences applicables;
- prendre toutes les précautions raisonnables pour protéger l'environnement ainsi que la santé et la sécurité des personnes, et pour maintenir la sécurité;
- fournir les appareils requis aux termes des lois, exigences et règlements pertinents, ou aux termes du permis, et en assurer l'entretien conformément aux spécifications du fabricant afin de détecter et mesurer les rayonnements, les substances nucléaires radioactives ou les substances dangereuses visées par le permis sur le site de l'activité autorisée;
- exiger que toute personne présente sur le site de l'activité autorisée utilise les dispositifs et l'équipement voulus, porte les vêtements requis et applique les procédures établies, en conformité avec les lois, exigences et règlements pertinents;
- prendre toutes les précautions raisonnables pour contrôler les rejets dans l'environnement de substances nucléaires radioactives ou dangereuses émanant du site de l'activité autorisée;
- mettre en place un mécanisme d'alerte pour détecter l'utilisation ou le déplacement illégal de substances nucléaires et d'équipement ou de renseignements réglementés, ou l'utilisation illégale d'une centrale nucléaire;
- mettre en place un mécanisme d'alerte pour détecter les actes ou les tentatives de sabotage commis n'importe où sur le site de l'activité autorisée;
- veiller à ce que les accords relatifs aux garanties soient respectés;
- informer ses travailleurs au sujet du programme de sécurité matérielle sur le site de l'activité autorisée et des obligations qui en découlent;
- assurer la radioprotection du public et des employés conformément aux directives de santé et normes de radioprotection; les rejets de matières radioactives doivent être maintenues en dessous des niveaux stipulés 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; cette prudence a pour but de promouvoir la sûreté nucléaire en maintenant l'exploitation en deçà des limites fixées dans les documents d'autorisation du réacteur (voir l'article 19.2.2 du présent rapport traitant de l'enveloppe d'exploitation sûre).

FAVORISER UNE CULTURE DE LA SÛRETÉ

L'expression « culture de la sûreté » évoque habituellement la conscience professionnelle et le sens des responsabilités de toutes les personnes prenant part à des activités qui ont une incidence sur la sûreté nucléaire. Cette culture doit émaner des plus hauts échelons de l'organisation et sa mise en œuvre exige :

- une définition claire des devoirs liés à l'exploitation d'une centrale nucléaire, devoirs qui doivent être exercés à tous les échelons de la hiérarchie grâce à une délégation ininterrompue des responsabilités, depuis le plus haut palier de l'organisation (titulaire de permis) jusqu'à celui de l'employé, en passant par les cadres intermédiaires;
- la prestation et le maintien des ressources nécessaires pour préserver la santé et la sécurité des travailleurs et du public et pour protéger l'environnement des risques de nature radiologique.

On trouvera à l'article 10.2.2 du présent rapport plus de détails sur l'établissement d'une culture de la sûreté nucléaire.

9.1.2 Principales activités

On trouvera ci-après une description des principales activités du titulaire de permis liées à l'amélioration de la sûreté.

CONTRÔLE DE LA CONFIGURATION DE LA CENTRALE

Le contrôle de la configuration de la centrale comprend :

- un processus d'audit de la conception (en tranche verticale ou horizontale);
- un processus de vérifications périodiques pour s'assurer que le système est conçu conformément aux normes pertinentes et n'a pas été modifié par inadvertance au point de ne plus correspondre à ses spécifications d'origine (par exemple, par suite de l'addition, de la suppression ou du remplacement de composants, ou d'autres modifications à son contexte d'exploitation);
- un processus de vérifications périodiques pour s'assurer que le système est maintenu, inspecté, mis à l'essai et exploité de manière à respecter les 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 désignation 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 en matière de sûreté nucléaire soient documentées, prises en compte et révisées; il doit aussi veiller au maintien des interfaces entre les différentes disciplines participant à la conception.

Pour veiller à ce que les problèmes de conception qui comportent l'amélioration de la sûreté soient examinés dans les meilleurs délais, les demandes de modification technique se voient attribuer un ordre de priorité en fonction de leurs effets éventuels sur la sûreté. Les changements techniques nécessitant des améliorations importantes du point de vue de la sûreté sont traités promptement et prudemment pour assurer la protection du personnel et de l'équipement de la centrale, ainsi que celle de la population, et pour assurer aussi le maintien du concept de la défense en profondeur.

Le processus de contrôle et de modification de la conception respecte en tout point la norme N286.2 de l'Association canadienne de normalisation (ACN), intitulée « Assurance de la qualité de la conception des centrales nucléaires ». Les documents régissant ce processus sont soumis à des vérifications périodiques pour s'assurer qu'ils sont conformes à la norme N286.2. On a également établi des programmes de vérification dans les centrales pour veiller à ce que les activités de conception, les fonctions et les résultats prévus soient conformes à la norme N286.2.4.

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'assurance de la qualité acceptables. Ces documents ont été élaborés de façon à incorporer les pratiques exemplaires de l'industrie dans le domaine de la conception nucléaire. Par exemple, au SNOH, les procédures régissant le processus de contrôle et de modification de la conception sont tout à fait conformes aux recommandations contenues dans les documents suivants :

- document TR103586 de l'Electric Power Research Institute, « Guidelines for Optimizing the Engineering Change Process for Nuclear Power Plants »;
- document NP6406, « Guidelines for the Technical Evaluation of Replacement Items in Nuclear Power Plants ».

Ces procédures sont aussi conformes aux recommandations suivantes de l'Institute for 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 ».

EXAMENS DES ANALYSES DE SÛRETÉ

Des examens des analyses de sûreté sont effectués régulièrement pour :

- tenir compte de l'expérience du service public en matière d'exploitation;
- tenir compte de l'amélioration des techniques d'analyse;
- prendre en compte de nouvelles données de recherche.

La pratique canadienne exige qu'au moins une fois tous les trois ans (ou à une autre fréquence convenue), l'analyse de sûreté dans chaque centrale soit examinée et mise à jour, et que le rapport de sûreté soit soumis à nouveau à l'organisme de réglementation.

Les analyses de sûreté sont régies par les procédures propres à chacun des services publics. Ces procédures ont pour but de s'assurer que :

- la probabilité d'erreurs ou d'omissions dans les analyses de sûreté est minime et constamment réduite;
- le travail d'analyse est assujéti à un examen et à une vérification;
- les résultats de l'analyse sont préparés de façon à pouvoir être examinés par un examinateur indépendant;
- les méthodes et les résultats de l'analyse puissent être repris de façon indépendante.

Les procédures régissant le programme d'analyses de sûreté prévoient la tenue d'un examen et d'une vérification 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 de la même organisation qui travaillent dans des groupes autres que celui qui a réalisé l'analyse. Cette révision par des pairs est exigée pour toutes les analyses de sûreté 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 spécifiées;
- l'évaluation des résultats en les comparant à des calculs manuels et à d'autres solutions de base;
- le contrôle de la « répétabilité » des résultats au moyen de différents programmes informatiques.

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.

ÉTUDES DE FIABILITÉ

Les systèmes de sûreté doivent être suffisamment fiables pour satisfaire aux exigences de rendement énoncées dans les analyses de sûreté. Les systèmes spéciaux de sûreté (systèmes d'arrêt d'urgence, système de refroidissement d'urgence du cœur et système de confinement) doivent tous faire l'objet d'une analyse de fiabilité. Celle-ci a pour but d'établir que le système étudié peut dépasser le seuil de fiabilité de 0,999 établi. Les essais doivent être effectués assez régulièrement pour montrer que les systèmes conservent leur niveau de fiabilité nominale.

À la fin de chaque année, le titulaire de permis de chaque centrale nucléaire doit soumettre un rapport de fiabilité. Celui-ci consiste en une évaluation de la fiabilité de chaque système spécial de sûreté et de tout autre système touchant à la sûreté qui doit répondre à des conditions de fiabilité. Cette exigence s'inscrit parmi les prescriptions contenues dans le document R-99 quant à la présentation des rapports à soumettre (voir l'appendice 7.9, sous couvert séparé, de même que l'article 9.2 du présent rapport). Le rapport annuel de fiabilité doit traiter des aspects suivants :

- l'achèvement de tous les essais requis;
- une évaluation de l'aptitude du système à satisfaire aux exigences de fiabilité lors des défaillances survenues en cours d'année;
- un examen des indices de la fiabilité effective du système;
- une évaluation de la fiabilité future.

L'évaluation annuelle de la fiabilité prévisionnelle doit comporter un examen des différences entre l'état effectif du système et les données utilisées dans l'analyse de fiabilité. Cet examen doit porter sur les aspects suivants :

- les différences entre le prototype réel et le modèle;
- les différences entre les procédures d'exploitation ou de maintenance réelles et celles qui sont postulées dans l'analyse;
- les différences entre le rendement réel des composants et systèmes, et le rendement qui est postulé dans l'analyse;
- toute constatation visant l'apparition d'un nouveau mode de défaillance ou une nouvelle tendance à la défaillance;
- toute différence constatée entre les taux de défaillance réels des composants et ceux qui sont utilisés dans le modèle.

Si l'examen fait ressortir des différences qui contredisent les résultats de l'analyse de fiabilité, celle-ci doit être reprise.

Si l'évaluation indique que la fiabilité prévue d'un système spécial de sûreté ou d'un système lié à la sûreté est inférieure au seuil établi, c'est que le système ne répond pas à ses spécifications techniques. Cependant, cet écart ne signifie pas forcément que le système en question n'est pas en mesure de remplir sa fonction. Le cas échéant, le rapport de fiabilité doit comprendre :

- une évaluation, assortie d'une discussion, de la signification des résultats;
- les mesures requises pour amener la fiabilité prévue du système à correspondre au seuil établi;
- un calendrier de mise en œuvre des mesures précitées.

CONTRÔLE ET GESTION DES RISQUES

Des programmes sont établis, administrés et documentés en vue de gérer et de contrôler efficacement les risques radiologiques auxquels l'exploitation des centrales nucléaires expose les travailleurs, la population et l'environnement. Ces programmes sont destinés à s'assurer :

- qu'un risque additionnel n'est sciemment encouru que s'il est compris, justifié et contrôlé;
- que les risques auxquels la population est exposée sont faibles par rapport à ceux qui découlent d'autres activités industrielles et auxquels elle est normalement exposée;
- que les travailleurs ne seront exposés qu'à de faibles risques radiologiques qu'on leur aura expliqués et auxquels ils auront consenti;
- que les risques seront abaissés à des niveaux aussi faibles qu'on peut raisonnablement atteindre.

PROCESSUS D'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 dans l'exploitation et 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 qu'on pourrait étendre avec profit à l'ensemble de l'industrie.

Le processus d'évaluation par les pairs, mis au point par l'INPO, a été adopté par l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) et par l'Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires (AMECN). On trouve des processus similaires dans l'industrie chimique. Au Canada, les installations nucléaires ont adopté cette approche pour l'évaluation de leurs programmes.

Les objectifs de l'évaluation par les pairs sont les suivants :

- 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 d'évaluation par les pairs s'acquitte de cette mission en examinant les programmes, politiques et procédures pertinents 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'ait d'effets sensibles sur le travail des employés.

Les évaluateurs, au nombre d'une vingtaine environ, sont dirigés par un chef d'équipe. Ensemble, les membres d'une équipe cumulent plus de 200 années d'expérience dans le secteur nucléaire. Ils considèrent les sujets suivants :

- 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. Chacun des domaines évalués obéit à des normes générales, qui régissent également l'évaluation. Ces normes englobent :

- les politiques de l'entreprise;
- les lignes directrices de l'industrie;
- les données relatives à l'industrie;
- l'expérience de l'évaluateur.

Au SNOH, le document intitulé « Performance Objectives and Criteria for Ontario Hydro Nuclear Generating Stations » sert à l'évaluation.

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 caractéristique 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 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 la réalisation 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 secteurs d'activité. C'est le comportement observé du personnel, plutôt que les plans de programmes documentés, 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 engagée à contrat par les services publics canadiens pour effectuer des évaluations, externes et indépendantes, des centrales nucléaires.

L'évaluation de l'AMECN, tout comme le processus d'évaluation par les pairs, repose sur la méthodologie mise au point par l'INPO. L'équipe d'évaluation ne peut comprendre des membres du personnel de la centrale, mais elle se compose d'experts internationaux spécialisés dans l'exploitation des centrales nucléaires. On considère que leur savoir-faire est essentiel pour garantir une évaluation indépendante. Les résultats de l'évaluation finale sont remis au premier dirigeant de l'entreprise.

Au Canada, outre les évaluations de type AMECN, le SNOH a récemment entrepris un vaste programme d'auto-évaluations indépendantes dans ses centrales. Ces évaluations, dites IIPA, (de l'anglais « Independent, Integrated Performance Assessments » ou évaluations du rendement intégrées et indépendantes), ont permis d'étudier divers aspects du rendement du SNOH, y compris le contrôle des activités touchant à la conception nucléaire. Les résultats de ces évaluations et les mesures prises par le SNOH sont décrits à l'article 6.2.3 du présent rapport.

9.2 MÉCANISME APPLIQUÉ PAR LA CCEA POUR S'ASSURER QUE LE TITULAIRE DE PERMIS S'ACQUITTE DE SA RESPONSABILITÉ PREMIÈRE EN MATIÈRE DE SÛRETÉ

La CCEA exige de tout titulaire de permis qu'il décrive et démontre son engagement envers 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. Ce dernier est préparé et soumis par le titulaire de permis à la CCEA, pour approbation (pour plus d'information sur ce document, voir l'article 10.1.2 du présent rapport). Tout manquement du personnel du titulaire de permis aux exigences énoncées dans la Ligne de conduite pour l'exploitation constitue une infraction au permis et doit être signalé à la CCEA.

Les exigences de la CCEA concernant la préparation des rapports sont décrites dans le document R-99 (voir l'appendice 7.9, sous couvert séparé); elles prévoient diverses catégories de rapports :

- Les rapports d'événements, qui font état, sans toutefois s'y limiter, des éléments suivants :
 - ▶ les événements imprévus;
 - ▶ les infractions aux conditions de permis;
 - ▶ les émissions de matières radioactives excessives ou non contrôlées, ou les voies d'émissions;
 - ▶ les doses de rayonnement à signaler;
 - ▶ les défaillances de systèmes fonctionnels;
 - ▶ le déclenchement des systèmes d'arrêt d'urgence, de refroidissement d'urgence du cœur ou de confinement.

Dans chaque cas, le titulaire de permis doit faire un rapport verbal de l'événement à la CCEA dans la journée de travail qui suit la découverte de l'événement à signaler. En outre, il doit produire un rapport écrit circonstancié dans la période précisée par le document R-99.

- Les rapports trimestriels, qui renferment des renseignements concernant :
 - ▶ les changements apportés au personnel de la centrale, aux procédures, à l'équipement ou aux exercices d'urgence;
 - ▶ les changements qui pourraient invalider les renseignements contenus dans le rapport de sûreté de la centrale;
 - ▶ les résultats des contrôles normaux ou ponctuels des effluents radioactifs;
 - ▶ les statistiques sur les doses.
- Les mises à jour du rapport de sûreté, qui tiennent compte des modifications à la conception ou aux procédures, ainsi que des résultats de nouvelles analyses. Celles-ci doivent rendre compte de nouveaux outils, de nouvelles méthodologies ou de nouveaux résultats de recherche utilisés par la centrale. Les mises à jour du rapport de sûreté doivent être présentées dans les trois ans qui suivent la mise à jour antérieure.
- Les rapports de surveillance radiologique de l'environnement, qui comprennent notamment :
 - ▶ les résultats du programme de surveillance radiologique de l'environnement hors site;
 - ▶ les données au sujet des doses individuelles qui ont été calculées comme des doses reçues par les groupes critiques;
 - ▶ un examen du programme d'assurance de la qualité de la surveillance radiologique de l'environnement;
 - ▶ tout résultat inusité observé pendant l'année civile.
- Les rapports annuels de recherche et de développement, qui font état des programmes de recherche en cours et de ceux qui sont prévus pour résoudre les problèmes de sûreté nucléaire toujours en suspens.
- Les rapports du programme d'inspection périodique, qui doivent être soumis dans les 90 jours suivant l'achèvement d'une inspection effectuée conformément aux exigences du programme d'inspections périodiques, énoncées dans les normes N285.4 et N285.5 de l'ACN.
- Les rapports annuels sur la fiabilité, qui renferment 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 précises en cette matière.
- Les rapports sur les matières fissiles et fertiles, qui décrivent l'inventaire ou le transfert de ces matières.

Outre l'examen des rapports susmentionnés, la CCEA vérifie régulièrement si le titulaire de permis respecte sa propre Ligne de conduite pour l'exploitation. De plus, la CCEA effectue des inspections réglementaires visant à confirmer le respect des procédures de la centrale (pour plus de détails sur les fonctions du personnel de la CCEA, voir les articles 7.4 et 8.1 du présent rapport).

ARTICLE 10

PRIORITÉ À LA SÛRETÉ

10.1 PRINCIPES METTANT EN ÉVIDENCE LE CARACTÈRE PRIORITAIRE DE LA SÛRETÉ, ET LEUR MISE EN ŒUVRE

Énergie atomique du Canada limitée (EACL) et les services publics canadiens ont adopté et mis en pratique des principes de sûreté ainsi que des procédures et mécanismes destinés à promouvoir ces principes et à leur accorder la priorité la plus élevée. EACL s'occupe de la conception des réacteurs et de la gestion des projets pour ses clients et se conforme à leurs exigences en matière de sûreté et de réglementation. C'est aux services publics qui exploitent des centrales nucléaires qu'il incombe au premier chef de veiller à la sûreté des installations. Chacune de ces entreprises considère la sûreté comme un élément intégral et essentiel de l'exploitation de ses centrales.

10.1.1 Procédures de sûreté chez le concepteur (EACL)

EACL accorde à la santé et à la sécurité des personnes ainsi qu'à la protection de l'environnement la plus haute priorité. Elle tient compte de cette priorité dans toutes ses activités et à tous les échelons. Les énoncés suivants, librement traduits du manuel de gestion d'EACL, en témoignent :

- respecter ou dépasser la lettre et l'esprit des prescriptions légales et réglementaires et, le cas échéant, des normes internationales relatives à la protection de la santé et de la sécurité des personnes ainsi qu'à la protection de l'environnement, notamment en :
 - ▶ s'engageant à établir une solide culture de la sûreté et à assurer la protection de la santé de tous les employés par le biais de programmes de santé et sécurité proactifs;
 - ▶ s'efforçant de mettre nos employés à l'abri de conditions dangereuses en milieu de travail et en veillant à ce que les situations à risque qui ne peuvent être éliminées soient maîtrisées pour maintenir le risque au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre;
 - ▶ veillant à ce que toute exposition au rayonnement ou à des émissions de matières radioactives attribuable à nos activités ou à nos produits et services, soit d'un niveau nettement inférieur aux niveaux admissibles et soit du niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA), compte tenu des facteurs sociaux et économiques;
- maintenir les émissions de nos installations, qui sont rejetées dans l'environnement, en dessous des limites définies dans les règlements pertinents, et chercher à les réduire davantage afin de les amener au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre, compte tenu des facteurs économiques et sociaux pertinents;

- chercher à améliorer sans cesse notre rendement environnemental et contribuer à l'amélioration du rendement environnemental dans l'industrie nucléaire;
- conduire des analyses indépendantes sur les répercussions de nos activités, installations, services et produits sur la santé, la sûreté et l'environnement afin d'avoir la certitude de nous conformer aux exigences établies et de demeurer dans des limites acceptables.

10.1.2 Procédures de sûreté chez les services publics

Comme l'exige la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA), il incombe au titulaire de permis au Canada de définir dans ses procédures d'exploitation de la centrale ses engagements envers la sûreté, et de montrer qu'il s'y conforme. Cette exigence, ainsi que les règles fondamentales régissant l'exploitation sûre du réacteur, sont énoncées dans la Ligne de conduite pour l'exploitation. Ce document, préparé par le titulaire de permis, doit comprendre :

- une définition des pouvoirs et responsabilités des gestionnaires et du personnel d'exploitation;
- les paramètres d'exploitation précis (limites chiffrées) à respecter pour s'assurer que la centrale est toujours exploitée dans les limites de l'enveloppe d'exploitation sûre;
- les principes à appliquer pour assurer le fonctionnement sûr de chacun des systèmes de la centrale; ces principes touchent aux aspects suivants :
 - ▶ maîtrise de la puissance du réacteur en tout temps;
 - ▶ refroidissement constant du combustible;
 - ▶ confinement de la radioactivité des produits de fission;
 - ▶ respect de l'intention de conception originelle;
 - ▶ adhésion aux limites d'exploitation ayant une incidence sur la sécurité du public;
 - ▶ disponibilité maximale des systèmes de sûreté;
 - ▶ connaissance de l'état de la tranche ou du système;
 - ▶ maintien d'une défense en profondeur;
 - ▶ établissement de mesures de repli et de contre-mesures;
 - ▶ prise de décisions empreinte de prudence.

La Ligne de conduite pour l'exploitation 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 CCEA. Comme pour tous les autres documents spécifiquement mentionnés dans le permis d'exploitation, toute infraction aux exigences énoncées dans la Ligne de conduite pour l'exploitation, commise par le personnel du titulaire de permis, constitue une violation du permis

10.2 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 :

- stratégies découlant du concept de la défense en profondeur;
- exposition au rayonnement au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA);
- instauration et promotion d'une culture de la sûreté;
- conception, exploitation et maintenance assurées par un personnel compétent;
- limites d'exploitation sûre fondées sur des analyses, sur les résultats de la recherche et du développement et sur l'expérience en matière d'exploitation;
- évaluations et comptes rendus périodiques du rendement;
- engagement à mettre en œuvre des programmes d'assurance de la qualité répondant aux normes nationales et internationales

10.2.1 Principes de sûreté à l'étape de la conception

La conception du réacteur CANDU repose sur le principe des barrières multiples aux émissions radioactives et sur les nombreuses façons de garantir chacune des fonctions de sûreté de base :

- les mesures de prévention des accidents;
- la redondance des équipements et des procédures;
- la diversité des moyens pour exécuter les fonctions de sûreté;
- la séparation physique et fonctionnelle des systèmes de sûreté.

On trouvera à l'article 18 du présent rapport plus d'informations sur les principes de sûreté intégrés dans la conception du réacteur CANDU.

10.2.2 Principes de sûreté à l'étape de l'exploitation

INSTAURATION D'UNE CULTURE DE LA SÛRETÉ

La mise en œuvre et le maintien d'une culture de la sûreté passent par le respect des principes suivants :

- la responsabilité en matière de sûreté incombe au service public qui exploite la centrale;
- la responsabilité ultime en matière de sûreté nucléaire incombe au conseil d'administration du service public et il importe que la délégation des responsabilités au sein de l'organisation suive des règles claires;
- le conseil d'administration du service public s'engage à appliquer des pratiques éprouvées en matière de sûreté nucléaire et il fournit les ressources nécessaires à cette fin;
- la structure organisationnelle et l'alignement 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, verticalement et latéralement;

- les gestionnaires sont tenus personnellement responsables de veiller à ce qu'eux-mêmes et tous les employés relevant d'eux soient conscients de la nécessité d'assurer une exploitation sûre et fiable de la centrale grâce à un rendement de haute qualité fondé sur des comportements et pratiques bien établis;
- les centrales nucléaires sont exploitées conformément aux méthodes les plus sûres mises en pratique au sein de la communauté nucléaire internationale;
- il faut prévoir et maintenir les ressources nécessaires à la protection de la santé et de la sécurité des employés et du public, ainsi qu'à la protection de l'environnement contre les risques radiologiques;
- il faut établir, mettre en application et documenter les programmes axés sur la gestion et le contrôle effectif des risques radiologiques;
- il convient de mettre au point et d'offrir une formation systématique aux employés.

Les exemples suivants sont des modèles de décisions empreintes de prudence prises pour améliorer globalement la sûreté dans les services publics canadiens. Ils illustrent de façon éclatante le fait que les marges et les limites de sûreté ne doivent pas passer au second plan derrière les critères de production d'électricité. Ils forment également la base d'une culture de la sûreté à tous les échelons de l'organisation.

- Au Secteur nucléaire d'Ontario Hydro (SNOH),
 - ▶ le directeur du nucléaire a émis une directive qui limite le niveau de puissance de huit réacteurs en attendant les résultats d'une évaluation exhaustive du processus d'analyse de sûreté et de l'enveloppe d'exploitation sûre;
 - ▶ une enquête proactive, prudente et exhaustive a été entreprise à la suite d'un problème de déclenchement de débit bas, et des mesures ont été prises pour corriger la situation;
 - ▶ un redémarrage autodéterminé est à présent exigé en réponse aux problèmes constatés lors des « Safety Systems Functional Inspections » (SSFI), ou inspections fonctionnelles des systèmes de sûreté.
- À Hydro-Québec, on a décidé d'abaisser la puissance du réacteur de la centrale de Gentilly-2 à 97 % de sa pleine puissance après qu'on eut constaté une réduction du débit total du réacteur (on trouvera plus de détails à l'article 6.2.2 du présent rapport).

POLITIQUES DE SÛRETÉ

La Ligne de conduite pour l'exploitation constitue le principal instrument de contrôle administratif de la mise en œuvre de la politique de sûreté nucléaire dans chaque centrale. La Ligne de conduite pour l'exploitation, qui est approuvée par le CCEA, explique en détail comment le titulaire de permis doit exploiter, assurer la maintenance et modifier les systèmes de la centrale afin d'optimiser la sûreté nucléaire et de réduire au plus bas niveau acceptable les risques à la population. On trouvera à l'article 10.1.2 du présent rapport plus de détails sur la Ligne de conduite pour l'exploitation.

Le principe directeur énoncé dans la Ligne de conduite pour l'exploitation établit que la centrale doit maintenir son exploitation à l'intérieur des limites définies pour

l'enveloppe d'exploitation sûre. En outre, pour prévenir, atténuer ou résorber les effets de tout incident ou accident nucléaire éventuel, la Ligne de conduite pour l'exploitation exige le respect des principes de sûreté nucléaire et de sûreté des réacteurs. Il est absolument interdit d'enfreindre ces principes directeurs de façon délibérée. En cas de constat de conditions dérogeant à ces principes, ou bien le système concerné sera mis en configuration normale ou ramené à un état de sûreté, ou bien la tranche sera placée en état de sûreté conformément aux procédures et pratiques approuvées par le directeur de l'exploitation.

ANALYSES DE SÛRETÉ

Les analyses de sûreté des centrales nucléaires sont effectuées à intervalles réguliers et aussi en cas d'accident ou d'événement imprévu, au Canada comme à l'étranger. Les événements imprévus font l'objet de suivis et d'analyses, et des mesures sont prises pour rectifier le problème. Les analyses de sûreté effectuées au Canada, leurs résultats et les mesures correctives adoptées sont décrites aux articles 6.2 et 6.3 du présent rapport. Les programmes de collecte et d'analyse des données d'exploitation, y compris dans le contexte des événements imprévus, sont décrits à l'article 19.2.7.

SAINES PRATIQUES VOLONTAIRES EN MATIÈRE DE SÛRETÉ

Outre le respect des exigences réglementaires, les services publics adoptent, de façon volontaire, de nombreuses initiatives destinées à améliorer la sûreté nucléaire. On peut citer, au nombre de ces initiatives, celles qui suivent :

- la formation de tous les cadres aux méthodes de leadership de base qui mettent en relief :
 - ▶ la rétroaction bilatérale efficace;
 - ▶ l'encadrement;
 - ▶ l'encouragement aux communications entre les cadres et leurs subordonnés au sujet des affectations, des échéances, de la qualité, des ressources et des préoccupations des employés;
- l'établissement d'indicateurs de rendement pour le service public et pour la centrale, afin d'instiller un comportement favorable à une exploitation sûre et fiable;
- la détermination de doses de rayonnement maximales pour les travailleurs qui sont inférieures aux limites réglementaires;
- au SNOH :
 - ▶ la création de rôles consultatifs inter-fonctions et inter-centrales pour le recensement et la mise en commun des leçons tirées et des pratiques les plus efficaces;
 - ▶ la mise sur pied de groupes d'auto-évaluation placés sous la responsabilité du premier vice-président, qui seront chargés d'effectuer en son nom des évaluations régulières et exhaustives à tous les sites;
 - ▶ la création d'une fonction d'examen de la sûreté sur le site et hors site relevant du vice-président de la centrale.

10.2.3 Principes du contrôle réglementaire de la sûreté

Les principes de sûreté intégrés à la fonction de contrôle de la CCEA découlent de l'aspect de son mandat qui l'enjoint de veiller à ce que l'utilisation de l'énergie nucléaire ne pose pas de risques indus à la santé, à la sûreté, à la sécurité matérielle et à l'environnement. Cela est illustré par plusieurs mécanismes, dont les suivants :

- l'instauration de différentes catégories de permis autorisant la construction et l'exploitation d'une installation nucléaire; chaque permis peut comprendre toute condition que le CCEA juge nécessaire d'imposer, dans l'intérêt de la santé, de la sûreté et de la sécurité matérielle;
- le maintien d'un agent principal et de personnel à chaque centrale, pour inspecter les lieux et contrôler les dossiers et les activités afin d'assurer la conformité aux règlements et au permis; un sommaire des résultats atteints par chaque centrale en regard des exigences légales, y compris les conditions énoncées dans le permis d'exploitation, est produit annuellement;
- l'attestation que le personnel occupant des postes autorisés répond aux normes de qualification pertinentes et qu'il a réussi au programme de formation et à l'examen pertinents;
- la tenue d'audiences spéciales et d'inspections au besoin; .
- l'instauration d'un mécanisme de renouvellement des permis pour deux ans, qui permet de vérifier si l'exploitant se conforme aux exigences et aussi de procéder à des examens périodiques des conditions de sûreté.

Dans un proche avenir, aux termes de la nouvelle *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) disposera d'un mandat clair pour instaurer et faire respecter des normes nationales relativement aux effets des activités nucléaires sur la santé et la sécurité des personnes et sur l'environnement. La *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* continuera de s'appliquer, et la pratique actuelle se poursuivra. Cela signifie que, dans le cadre des décisions qu'elle doit prendre en matière de délivrance de permis, la CCSN sera saisie des recommandations des commissions d'examen établies en vertu de la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale*, et qu'elle réglera toutes les étapes du développement, de la construction et de l'exploitation des installations nucléaires en collaboration avec d'autres organismes de réglementation, afin de garantir des niveaux appropriés de sûreté nucléaire. On trouvera à l'article 7.2.1 du présent rapport plus d'informations au sujet de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*.

ARTICLE 11

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

Chaque titulaire de permis au Canada est le principal responsable de la sûreté de la centrale nucléaire qu'il exploite. Cette responsabilité inclut l'utilisation de ressources appropriées, tant financières qu'humaines, pour assurer la sûreté de la centrale pendant toute sa vie utile. Par ressources humaines appropriées, on entend le recours à un nombre suffisant d'employés qualifiés pour exécuter toutes les activités normales sans stress ou retard indu, y compris la surveillance des travaux exécutés par les entrepreneurs externes.

Les exploitants des centrales nucléaires au Canada sont tous des services publics qui relèvent d'un organisme gouvernemental. Chacun de ces services publics a le pouvoir d'obtenir des recettes :

- en vendant des obligations sur les marchés financiers;
- en vendant 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) révisé et approuve les changements de tarifs proposés. Chaque service public détient actuellement les droits exclusifs de la vente d'électricité dans la zone qu'il dessert. D'ici à l'an 2000, toutes ces zones seront ouvertes à la concurrence.

Les services publics évaluent leurs besoins en ressources humaines et recrutent du personnel qualifié sur le marché du travail au Canada. En outre, chacun supplée à la formation que possèdent déjà ses employés au moyen de programmes de formation internes. Quand les besoins en ressources humaines sont supérieurs au nombre de candidats qualifiés disponibles sur le marché du travail au Canada, les services publics peuvent compléter temporairement leurs ressources humaines :

- en embauchant des consultants qualifiés au Canada ou à l'étranger;
- en élargissant leur horizon de recrutement pour chercher du personnel qualifié dans le monde entier.

Quand les besoins en ressources humaines dépassent ce réservoir plus vaste de candidats qualifiés, le service public peut réduire ses besoins soit en abaissant le niveau de ses activités opérationnelles, c'est-à-dire en mettant des tranches en état d'inactivité provisoire ou permanente, soit en redéployant le personnel qualifié qu'il possède déjà.

L'une des principales conclusions des IIPA (évaluations de rendement intégrées et indépendantes) effectuées par le Secteur nucléaire d'Ontario Hydro (SNOH; voir les détails à l'article 6.2.3 du présent rapport) soulignait que le service public ne possédait

pas assez d'employés qualifiés pour exploiter ses 20 tranches et en même temps mettre en œuvre ses programmes d'amélioration du rendement. Le SNOH a décidé de mettre certaines tranches en état d'inactivité, tout au moins provisoirement, et de réaffecter les employés visés afin qu'ils puissent aider à l'exécution des mesures d'amélioration.

Du point de vue du Plan d'optimisation des biens de production nucléaire (POBPN), ces programmes ont des incidences financières importantes. Le POBPN, qui est structuré de façon à déterminer quelles ressources humaines et financières sont nécessaires à la mise en place des améliorations de rendement, a été examiné et approuvé par le conseil d'administration du SNOH. Le conseil s'est engagé à fournir les ressources financières et humaines nécessaires à l'exploitation sûre de chacune des centrales nucléaires pendant toute leur vie utile.

11.2 FINANCEMENT DES AMÉLIORATIONS À LA SÛRETÉ DES CENTRALES NUCLÉAIRES DURANT LEUR VIE UTILE

Les services publics canadiens ont deux budgets distincts :

- le budget d'exploitation et de maintenance;
- le budget d'amélioration des immobilisations.

Le budget d'exploitation et de maintenance sert notamment à accroître la sûreté de la centrale nucléaire durant sa vie utile. Les modifications de plus grande envergure sont toutefois régies par le budget d'amélioration des immobilisations.

Dans le cas des améliorations de grande envergure, on étale le coût financier d'un article sur la durée estimative de la vie utile effective de la centrale. Si le service public reçoit l'autorisation d'aller de l'avant, le coût de l'article sera intégré au coût global d'exploitation au cours des années futures. Ce coût étalé sert à son tour à établir les tarifs futurs de la consommation d'électricité. Comme les organismes de réglementation provinciaux (qui sont les actionnaires des centrales) 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;
- n'aura aucune incidence négative sur les ressources financières disponibles à d'autres fins liées à la sûreté de la centrale.

Dans le cas du SNOH, qui est une société autoréglementée, les dépenses sont dictées par :

- la situation financière de l'entreprise;
- le rendement actuel et prévu;
- la demande en service (prévision de charge);
- les stratégies financières et commerciales.

Ces renseignements servent à déterminer l'enveloppe des dépenses d'exploitation courantes et celle des dépenses en immobilisations. De façon générale, les programmes courants liés à la sûreté sont financés à même les dépenses d'exploitation tandis que les projets d'amélioration de grande envergure, y compris ceux qui sont liés à la sûreté, sont financés à partir du budget d'immobilisations. Dans les deux cas, les coûts des programmes ou projets d'amélioration de la sûreté sont intégrés à l'échelle de tarification et sont recouverts à l'aide des tarifs chargés aux abonnés.

À l'intérieur de chaque enveloppe, les programmes et les projets sont classés selon des critères qui reflètent les objectifs de l'entreprise :

- objectifs opérationnels;
- objectifs commerciaux;
- objectifs financiers.

Le SNOH accorde une priorité élevée aux programmes et projets liés à la sûreté qui influent de façon importante sur la sûreté nucléaire. Cette priorité assure l'affectation de ressources financières appropriées aux programmes et projets d'amélioration de la sûreté pendant toute la vie utile de chaque centrale nucléaire.

11.3 RESSOURCES FINANCIÈRES ET HUMAINES PRÉVUES POUR LE DÉCLASSEMENT DE LA CENTRALE ET LA GESTION DES DÉCHETS RADIOACTIFS

La Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA) ne dispose à l'heure actuelle d'aucun pouvoir législatif qui lui permette d'exiger des titulaires de permis d'exploitation de centrales nucléaires qu'ils garantissent la disponibilité, au moment opportun, de ressources financières et humaines appropriées pour assurer :

- le déclassement des centrales nucléaires;
- la gestion des déchets radioactifs, y compris le combustible épuisé.

La nouvelle *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (voir l'appendice 7.7, sous couvert séparé) et le projet de *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* exigent que les titulaires de permis fournissent des garanties financières qui sont acceptables à la Commission. On prévoit que cette législation entrera en vigueur d'ici la fin de 1998 ou le début de 1999.

On trouvera ci-dessous un résumé des principes généraux qui serviront à élaborer un guide d'application de la réglementation au sujet de la prestation de garanties financières relatives aux activités de déclassement :

- Les promoteurs et les exploitants des centrales nucléaires doivent proposer des plans de déclassement, ainsi que des mesures de financement connexes.
- Les plans de déclassement doivent être assez détaillés pour :
 - ▶ démontrer qu'ils remédieront, d'une manière techniquement faisable, à toutes les incidences et tous les risques importants auxquels ils pourraient exposer les personnes et l'environnement;
 - ▶ assurer la conformité à 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.
- Les garanties financières doivent :
 - ▶ être suffisantes pour assurer le financement de toutes les activités de déclassement approuvées;
 - ▶ être indépendantes des ressources propres du titulaire de permis; la CCEA ou ses agents doivent, sur demande, pouvoir accéder à des mesures de financement appropriées si le titulaire de permis n'est pas disponible pour satisfaire à ses obligations en matière de déclassement.
- Le financement du déclassement peut faire intervenir divers types de garanties. Celles qui sont considérées acceptables comprennent notamment le numéraire, les lettres de crédit, les cautionnements, les assurances et des engagements entraînant des obligations juridiques pour un gouvernement (fédéral ou provincial).
- L'acceptabilité éventuelle des mesures précitées sera déterminée par la CCEA en fonction de divers critères généraux suivants :
 - ▶ Liquidité – Les mesures de financement proposées devraient être telles qu'on ne puisse utiliser l'instrument ou le véhicule qu'avec l'approbation de la CCEA et que le versement de fonds prévu à des fins de déclassement ne puisse être empêché, retardé de façon injustifiée ou compromis pour quelque raison que ce soit.
 - ▶ Certitude de la valeur – Le titulaire de permis devrait choisir un type de financement, des actes de garanties et des dispositions qui offrent une assurance complète quant à la valeur.
 - ▶ Niveau suffisant des garanties – Les mesures de financement devraient être suffisantes pour assurer, en tout temps ou à des moments prédéterminés dans le temps, le financement des plans de déclassement auxquels elles sont destinées.
 - ▶ Continuité – Les réserves financières exigées pour le déclassement devraient être tenues à jour en permanence. Cela pourra exiger le renouvellement, la révision ou le remplacement périodique des

garanties fournies ou émises pour une durée déterminée. Si cela s'avère nécessaire pour assurer la continuité de la couverture, les mesures de financement devraient inclure des dispositions relatives à un préavis de résiliation ou à une intention de non-renouvellement.

11.4 QUALIFICATION, FORMATION ET PERFECTIONNEMENT DU PERSONNEL

Au Canada, il existe une hiérarchie de lois, de règlements et de pratiques des services publics qui définissent les exigences relatives au personnel chargé d'exécuter des activités essentielles liées à la sûreté, notamment en ce qui concerne :

- le nombre d'employés;
- leurs qualifications;
- leur formation.

Premièrement, la *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* (voir l'appendice 7.1, sous couvert séparé) fournit la base législative en ce qui concerne la sûreté nucléaire.

Deuxièmement, le *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique* (voir l'appendice 7.2, sous couvert séparé) traite expressément des exigences en matière de personnel.

Troisièmement, chaque permis d'exploitation renferme des dispositions précises qui stipulent le nombre d'employés requis, ainsi qu'une description explicite des qualifications et de la formation exigées.

Quatrièmement, chaque titulaire de permis a adopté des pratiques en rapport avec ces questions de personnel.

Aux termes de la loi, la CCEA délivre un permis qui autorise le titulaire à construire, à exploiter, à modifier ou à déclasser une centrale nucléaire en conformité avec des objectifs de sûreté définis et des exigences de rendement établies en vertu des conditions dont le permis est assorti.

Le *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique* exige que chaque demandeur de permis fournisse des détails sur les qualifications, sur la formation et sur l'expérience de toute personne qui participe à l'exploitation de la centrale nucléaire.

Chaque permis d'exploitation contient des exigences précises qui stipulent que le titulaire de permis doit :

- s'assurer qu'il dispose d'un nombre suffisant de travailleurs qualifiés pour exécuter l'activité autorisée en toute sûreté et conformément aux dispositions réglementaires;
- former les travailleurs de façon à ce qu'ils puissent exécuter l'activité autorisée conformément aux dispositions réglementaires.

Chaque permis d'exploitation renferme également des exigences précises qui stipulent ce qui suit :

- La centrale doit disposer en tout temps d'un nombre suffisant d'employés qualifiés (soit l'effectif minimal d'un quart) pour assurer son exploitation dans des conditions de sûreté. L'effectif minimal d'une centrale est précisé dans des documents administratifs approuvés par la CCEA.
- À moins que la CCEA n'ait donné son approbation par écrit, une centrale à quatre tranches doit avoir en tout temps les éléments suivants :
 - ▶ quatre opérateurs nucléaires autorisés;
 - ▶ un superviseur de quart;
 - ▶ un deuxième superviseur autorisé par la CCEA.
- La centrale doit avoir dans la salle de commande deux personnes qui ont été autorisées par écrit par la CCEA et qui sont qualifiées pour manœuvrer les commandes, à moins que le responsable des opérations ne juge que le risque pour le personnel est trop grand.
- Tout changement important en matière de dotation et d'organisation doit être soumis à la CCEA au moins 30 jours ouvrables avant la date prévue de son entrée en vigueur. Ce changement ne pourra être effectué que si la CCEA a signifié son accord par écrit.
- Le titulaire de permis doit obtenir l'approbation écrite de la CCEA avant de procéder à la nomination de personnes à des postes déterminés. Les postes visés au SNOH (on trouve des postes équivalents à Énergie Nouveau-Brunswick et à Hydro-Québec) sont les suivants :
 - ▶ chef de l'exploitation;
 - ▶ surintendant de quart;
 - ▶ superviseur de quart;
 - ▶ opérateur nucléaire autorisé.

À ces postes autorisés sont rattachées des exigences en matière de qualification, de formation et de recyclage qui sont à la mesure des responsabilités et des pouvoirs qui les caractérisent. Lorsqu'il demande à la CCEA l'autorisation de nommer une personne à l'un de ces postes d'exploitation, le titulaire de permis doit fournir :

- la preuve que la personne a suivi avec succès les programmes de formation nécessaires;
- la preuve qu'elle a réussi les examens établis par la CCEA;
- la preuve qu'elle a reçu des périodes de copilottage pertinentes;
- une recommandation écrite du chef de l'exploitation.

Le processus de qualification des opérateurs nucléaires autorisés prévoit un entraînement sur simulateur et des tests qui mettent le stagiaire en contact avec une grande diversité de conditions — conditions normales ou anormales et accident. Les activités menées sur simulateur visent à recréer un environnement et des conditions les

plus réalistes possibles. Pour y parvenir, on multiplie les efforts pour faire en sorte que les réactions du simulateur et l'environnement correspondent à ceux d'une vraie centrale. Ces stages d'entraînement et d'essais sur simulateur sont également offerts régulièrement aux opérateurs déjà autorisés dans le cadre de la mise à jour de leur statut.

Les surintendants et superviseurs de quart, ainsi que les opérateurs nucléaires autorisés, doivent passer avec succès une évaluation complète de leur aptitude à faire face à une transitoire simulée, dans le cadre des tâches normales liées à leurs postes.

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

- la reconnaissance de toute menace à un niveau de défense (barrières) que peut représenter toute action ou tout changement proposé dans le matériel, les procédures ou la dotation;
- la surveillance, la mise en marche et la maintenance des systèmes liés à la sûreté (par exemple, étalonnage de boucles d'instruments, essais de systèmes de sûreté ou soudure);
- la détection des premiers stades d'une défaillance ou défectuosité de l'équipement, afin de prendre des mesures correctives avant que ne survienne un accident catastrophique;
- l'exécution correcte des procédures d'intervention d'urgence en vue d'atténuer et de résorber les conséquences d'accidents éventuels.

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 au soutien technique de la centrale;
- les préposés à la radioprotection;
- les employés 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 recyclage, qui sont à la mesure des responsabilités et pouvoirs rattachés aux postes.

ARTICLE 12

FACTEURS HUMAINS

12.1 MÉTHODES UTILISÉES POUR PRÉVENIR, DÉCELER ET CORRIGER LES ERREURS HUMAINES

Au Canada, les organisations responsables de l'exploitation, de la conception ou de la réglementation des centrales nucléaires reconnaissent le rôle important que joue la performance humaine dans la sûreté nucléaire.

Ces organisations font appel à divers moyens pour s'assurer qu'elles disposent d'une expertise en cette matière :

- en engageant des ergonomes et autres experts en facteurs humains;
- en faisant appel à des firmes externes de consultants en facteurs humains.

Les méthodes d'acquisition de ces connaissances spécialisées varient d'une organisation à l'autre, selon le niveau d'expertise requis, la disponibilité des ressources et les besoins relatifs à des projets déterminés.

Toutes les organisations reconnaissent que leurs employés doivent avoir un niveau élevé de connaissances, d'expérience et de compétence pour se décharger de leurs responsabilités et assurer une exploitation sûre des centrales. Toutes se sont engagées à déterminer les qualifications requises et à offrir à leurs employés la formation qui leur permettra de satisfaire aux exigences de leur emploi. Le personnel reçoit au besoin une formation en facteurs humains.

Les activités liées à la conception qui comportent un élément important d'interface humaine ou qui pourraient avoir une incidence quelconque sur les performances humaines sont assujetties à un programme ergonomique structuré et systématique. Ce programme est intégré au processus général d'étude de la conception.

La planification ergonomique est l'une des nombreuses facettes de la question des facteurs humains dans l'industrie nucléaire. Les autres facettes comprennent notamment :

- les programmes de santé et de sécurité;
- l'erreur humaine dans l'évaluation probabiliste des risques;
- l'élaboration de procédures;
- la formation.

L'objectif de l'ergonome consiste à réduire les erreurs dans l'exploitation et la maintenance en tenant compte des considérations en matière de facteurs humains tout au long du cycle de conception.

12.1.1 Activités d'exploitation

Les programmes sont adaptés aux besoins des projets, qui comprennent :

- la conception d'une nouvelle centrale;
- des modifications mineures à une centrale;
- des améliorations à une centrale;
- l'examen continu de l'expérience.

Lorsqu'il s'agit d'un projet qui comporte 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 du programme ergonomique. 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 doivent néanmoins être exécutés conformément aux guides de conception et aux recommandations formulées par les experts. Ces changements mineurs peuvent aussi être régis par un plan de programme ergonomique 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 minimisation du nombre d'erreurs humaines;
- la conception axée sur la cognition humaine;
- la conception axée sur les caractéristiques physiques humaines;
- la conception axée sur le contrôle de supervision et l'automatisation.

Les méthodes employées par le personnel œuvrant dans le domaine des facteurs humains comprennent :

- des entrevues avec des spécialistes (pour tirer des leçons de l'expérience opérationnelle);
- l'analyse des systèmes et des tâches (pour établir la séquence des événements, l'affectation des tâches et les procédures opérationnelles);
- l'évaluation de la conformité aux normes internationales;
- les maquettes;
- les prototypes (matériels et virtuels);
- la simulation dynamique, qui sert à la fois à la conception et à l'évaluation.

Au Canada, les exploitants de centrales nucléaires, de même 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 (CANDU et événements internationaux);

- les questions de nature réglementaire;
- les activités de recherche et de développement.

Les considérations relatives aux facteurs humains font partie du processus d'évaluation. Par exemple, les rapports d'événements importants et autres rapports d'incidents sont regroupés et catalogués, à la fois dans la base de données du service public et dans celle qui est utilisée par l'ensemble de l'industrie nucléaire. On recense les rapports qui comportent un élément d'erreur ou de performance humaine. Ces rapports sont contrôlés et distribués de façon continue pour permettre l'assimilation des leçons tirées de l'expérience. Durant la conception, la révision de ces rapports d'événements permet de déterminer dans quelle mesure ils s'appliquent au système ou au matériel en cours de modification.

Lorsque les modifications envisagées sont plus complexes, les concepteurs examinent l'expérience opérationnelle relative à des systèmes similaires. Cet examen peut comprendre plusieurs centrales et couvre habituellement aussi bien l'exploitation que la maintenance. La collecte des données peut se faire au moyen de sources documentées, tels les examens opérationnels antérieurs, ou au moyen d'entrevues avec des experts.

Les organisations nucléaires canadiennes possèdent des programmes de recherche et de développement actifs pour appuyer leurs besoins à court et à long terme en matière de conception, d'exploitation et de réglementation. Elles diffusent leurs résultats dans des séminaires, des rapports et des allocutions à des conférences. Parmi les sujets récents, on peut 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 facteurs humains dans la manutention du combustible et le ravitaillement du réacteur;
- 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 en ergonomie destiné au personnel chargé de la conception des procédés, commandes et instruments. L'entreprise encourage aussi la nomination de « chefs de file » en facteurs humains au sein de chacune des entités qui participent à ces activités.

12.1.2 Activités de conception

Les activités liées à la conception des centrales nucléaires canadiennes se classent en deux grandes catégories. La première se caractérise par une approche évolutive, suivant laquelle les activités relatives à la construction d'une nouvelle centrale s'inspirent d'un modèle déjà construit, qui repose à son tour sur une construction encore plus ancienne. C'est là l'approche utilisée dans le développement du réacteur CANDU 6. Mais la société EACL est également engagée dans la conception de nouvelles centrales en

utilisant comme point de départ un modèle existant qui a déjà fait ses preuves; les plans de la nouvelle centrale intègrent alors des améliorations qui se fondent sur l'expérience opérationnelle. C'est là l'approche utilisée dans le cas du réacteur CANDU 9. Dans les deux cas, les activités de conception qui présentent un élément important d'interface humaine ou qui pourraient influencer sur la performance humaine d'une façon quelconque sont assujetties à un programme ergonomique structuré et systématique, qui est intégré au processus global d'étude de conception. La portée exacte de ce programme diffère selon l'approche de conception utilisée, car le processus de conception de base diffère lui aussi en fonction de ce facteur.

La nature du programme ergonomique relatif à une conception donnée est décrite dans un plan de programme ergonomique. Un tel programme est mis au point et structuré de façon à respecter les procédés énoncés dans les documents suivants :

- NUREG 0711 – « Human Factors Engineering Program Review Model (modèle d'examen des programmes ergonomiques) »;
- 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'ergonomie aux systèmes, à l'équipement et aux installations des centrales nucléaires) »;
- IEC 964 – « Design of Control Rooms of Nuclear Power Stations (conception de salles de commande des centrales nucléaires) ».

Dans le cas de l'approche évolutive, il existe un plan de programme ergonomique générique qui décrit la façon d'évaluer les changements de conception proposés afin de déterminer dans quelle mesure il faut un plan plus détaillé. Un plan plus détaillé est ensuite produit pour être appliqué au nouveau projet de conception. Ce plan définit les éléments du programme et explique comment ils seront gérés. En termes plus précis, il décrit la structure organisationnelle et les responsabilités de l'équipe ergonomique, et il indique le niveau d'effort requis en rapport avec les divers éléments du programme. Le plan établit de façon détaillée les tâches de conception ergonomique prévues, notamment :

- l'analyse, la conception détaillée et les essais et évaluations destinés à veiller à ce que la conception de la centrale reflète les connaissances actuelles au sujet des aspects cognitifs et physiques de la performance humaine;
- les méthodologies de contrôle technique qui seront appliquées à la conception ergonomique;
- la définition de jalons et de résultats attendus, qui sont synchronisés avec le déroulement général des activités de conception et donnent l'occasion 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 de la performance humaine de la façon suivante :

- L'analyse des fonctions, effectuée le plus tôt possible durant le processus de conception, sert à déterminer et évaluer les fonctions que doivent exécuter les divers systèmes de la centrale pour atteindre l'objectif global, soit la production d'électricité dans des conditions sûres et fiables.
- On applique les principes et les critères de l'ergonomie pour déterminer la performance et le rendement nécessaires (employés, équipement, logiciels) au fonctionnement et à la maintenance des systèmes, et pour attribuer les fonctions relatives aux systèmes au personnel ou à l'automatisation, ou aux deux.

Pour mener cette analyse des fonctions, il faut connaître les besoins en ce qui concerne la transmission et le traitement des données durant l'exploitation et la maintenance, ainsi qu'en ce qui concerne les compétences et capacités que doivent posséder les opérateurs et les préposés à la maintenance. Lorsque la situation le justifie (par exemple, lorsque la performance humaine est jugée essentielle), l'analyse des fonctions mène à une analyse plus détaillée des tâches, dont les résultats sont 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 opérationnel de base qui :

- décrit les principes et les pratiques opérationnels qui régissent l'exploitation d'une centrale CANDU dans toutes les situations d'exploitation possibles;
- s'applique aussi bien au modèle évolutif qu'au modèle reposant sur l'innovation;
- fournit le cadre de référence servant à décrire les situations d'exploitation et les activités opérationnelles à soutenir;
- décrit sommairement le but opérationnel et la pratique privilégiée que toute proposition de modification de la conception doit intégrer et soutenir;
- constitue un plan de référence des pratiques opérationnelles de la centrale, destiné à favoriser la compréhension entre les concepteurs;
- aide à déterminer l'impact des changements proposés;
- aide à documenter la pertinence opérationnelle des caractéristiques de conception de la centrale;
- guide la mise en œuvre des modifications de conception.

Un document opérationnel de base distinct est produit pour chaque produit CANDU.

12.2 QUESTIONS DE GESTION ET D'ORGANISATION

Chaque titulaire de permis adopte envers l'organisation et la gestion de la centrale un ensemble de principes qui tiennent compte des possibilités et des limites de la performance humaine. Ces principes suivent l'ordre hiérarchique suivant :

- la responsabilité première en matière de performance humaine revient à chaque personne;
- la responsabilité de surveiller et de rectifier les problèmes liés à la performance humaine incombe aux cadres subalternes;
- la direction détermine les résultats attendus et fournit les installations et outils nécessaires pour favoriser la performance humaine;
- la performance humaine fait l'objet d'une surveillance indépendante de la part d'entités non engagées dans les opérations.

On trouvera ci-après les détails de chacun des niveaux de cette hiérarchie.

12.2.1 La responsabilité première en matière de performance humaine revient à chaque personne

On trouve au sein de l'organisation une filière hiérarchique et une filière de communication bien délimitées afin que chacun des employés soit conscient de ses responsabilités envers la sûreté nucléaire. L'une des principales responsabilités de gestion du titulaire de permis d'exploitation d'une centrale nucléaire consiste à créer une culture de la sûreté. Cette culture de la sûreté met 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 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 et à vérifier ses propres décisions.

12.2.2 Les responsabilités des cadres subalternes à l'égard des questions de performance humaine

La principale méthode utilisée pour détecter les erreurs humaines consiste à participer directement au travail effectué en observant et en vérifiant la performance 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 faut aussi encourager les employés à admettre leurs erreurs.

12.2.3 Les rôles et responsabilités de la direction

Les rôles et responsabilités de la direction en matière de performance humaine incluent :

- la communication claire des résultats attendus au moyen de réunions, de politiques et de procédures;
- la mise sur pied d'une organisation efficace, où les responsabilités et les pouvoirs sont bien définis et bien compris et où l'on compte 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'erreur humaine; on peut améliorer les procédures de façon continue en y incorporant les leçons tirées de l'expérience, qui viennent à la fois de l'utilisation des procédures par les employés et des examens portant sur l'expérience opérationnelle interne et externe effectués par diverses entités;

- la prestation de services de formation et d'enseignement nécessaires à chaque employé, pour faire ressortir les raisons justifiant les pratiques et procédures établies en matière de sûreté, en même temps que les conséquences que peuvent avoir les actions des travailleurs qui ne tiennent pas suffisamment compte de la sûreté;
- la fourniture d'installations, d'outils et d'équipement adéquats et appropriés, et de personnel de soutien;
- la tenue d'auto-évaluations.

En outre, chaque palier de la direction est investi d'un niveau d'autorité déterminé, suivant la Ligne de conduite pour l'exploitation de la centrale ou selon d'autres documents. Chaque cadre a une vision claire de ce qu'il peut approuver et de ce qu'il doit soumettre à un supérieur hiérarchique. On minimise les erreurs dans la prise de décision en exigeant de toute personne qui approuve un document ou une activité qu'il veille à ce que son geste soit adapté et conforme :

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

12.2.4 Les organisations non engagées dans les opérations qui assurent une surveillance indépendante de la performance humaine

On trouve aussi diverses activités de surveillance de la performance humaine qui se situent en dehors de l'organisation engagée dans les opérations.

Au sein du Secteur nucléaire d'Ontario Hydro (SNOH), un premier niveau de surveillance est assuré par le chef du maintien de la performance, qui relève directement de chaque vice-président de site. Ce cadre élabore et exécute un plan de vérification qui s'harmonise avec les règles du SNOH relatives au maintien de la performance ainsi qu'avec les exigences liées au permis d'exploitation et avec les engagements pris par le SNOH envers la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA). Les évaluations et la surveillance des fonctions des sites (en fonction de la performance) sont effectuées par le personnel affecté au maintien de la performance au site. Les résultats sont ensuite documentés, analysés pour en dégager les tendances, évalués et diffusés afin de faciliter la détection et la rectification de tout problème en cette matière.

Le deuxième niveau de surveillance est assuré par le directeur du maintien de la performance. Celui-ci :

- relève directement du premier vice-président et chef du secteur nucléaire, et est responsable d'évaluer la performance pour toutes les fonctions du SNOH;

- entreprend et coordonne des examens internes et externes de la sûreté nucléaire, des « Safety System Functional Inspections » (SSFI), ou inspections fonctionnelles des systèmes de sûreté, ainsi que des audits et des activités de surveillance compatibles avec les objectifs et les critères de performance du SNOH.

Le troisième niveau de surveillance, assuré par le Comité de surveillance nucléaire (CSN), consiste en un vaste examen systématique et indépendant de la sûreté nucléaire destiné à vérifier le respect des exigences de la politique de sûreté du SNOH.

Le CSN atteint son objectif en examinant :

- diverses activités de sûreté;
- les organisations;
- les programmes;
- les procédures;
- les exigences et résultats en matière d'efficacité;
- l'importance des incidents;
- les tendances susceptibles d'influer sur la sûreté nucléaire.

Le CSN relève directement du premier vice-président et chef du secteur nucléaire, ainsi que du président-directeur général.

Outre ces groupes indépendants de surveillance de la sûreté au sein du SNOH, le Groupe technique consultatif de la sûreté nucléaire et le Comité d'examen du secteur nucléaire relèvent directement du conseil d'administration du SNOH.

En résumé, on peut dire que la mise en place par la direction de l'entreprise d'une stratégie fondée sur la défense en profondeur est essentielle à la solution des problèmes liés à la performance humaine dans le contexte de la sûreté de l'énergie nucléaire. Cette stratégie est conçue de façon à neutraliser d'éventuelles erreurs humaines (ou défaillances mécaniques) au moyen de 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 RÔLES RESPECTIFS DE L'ORGANISME DE RÉGLEMENTATION ET DE L'EXPLOITANT

12.3.1 Rôle de l'organisme de réglementation

L'un des rôles de la CCEA consiste à s'assurer que les titulaires de permis tiennent compte des facteurs humains dans la conception, l'évaluation et l'exploitation des centrales nucléaires. Pour ce faire, la CCEA a recours à une interaction directe avec les titulaires de permis au sujet des questions suivantes :

- la conception et les modifications;
- les audits et les évaluations;
- les projets de recherche relatifs à l'application directe d'instruments de réglementation et à l'élaboration de nouveaux instruments.

L'application de principes axés sur les facteurs humains offre des avantages importants du fait qu'elle permet de réduire les erreurs humaines, d'accroître l'efficacité de l'exploitation et de prévenir les conditions non sécuritaires.

Chaque fois que le titulaire de permis entreprend un projet important relatif à la conception technique de la centrale, la CCEA surveille l'évolution des travaux à l'aide des éléments suivants :

- les plans relatifs aux facteurs humains soumis par le titulaire de permis;
- les guides de conception et autres documents;
- des réunions permettant de faire le point sur l'avancement des travaux.

Le processus se poursuit durant toute la phase de mise en service.

Durant la phase opérationnelle d'un projet, la CCEA se penche sur diverses questions liées au fonctionnement et à la maintenance du matériel, ainsi que sur les questions de personnel et d'organisation. Ces questions comprennent notamment :

- le niveau de dotation en personnel;
- l'organisation et la gestion;
- la performance des opérateurs;
- la maintenance;
- le contrôle du travail,
- l'analyse des résultats des événements;
- l'analyse des résultats de l'expérience opérationnelle;
- la formation.

12.3.2 Activités récentes de la CCEA en matière de facteurs humains

Au cours de la dernière année, la Section des facteurs humains de la CCEA a concentré ses efforts dans plusieurs domaines, examinés ci-après.

MANUTENTION DU COMBUSTIBLE

- Un contrat de recherche visant à déterminer les questions de facteurs humains liées au remplacement du système de chargement du combustible dans le sens contraire de l'écoulement par le système de chargement du combustible dans le sens de l'écoulement à la centrale Bruce A a été achevé en mars 1997. Les auteurs de l'étude ont relevé diverses questions liées à la performance humaine en rapport avec ce changement dans les réacteurs CANDU de cette centrale. Ils ont formulé à l'intention du titulaire de permis un certain nombre de recommandations concernant la période de transition ainsi que le fonctionnement et la maintenance à long terme des systèmes de manutention du combustible.

- La Section des facteurs humains a commandé une étude de suivi d'un projet de recherche effectué en 1994 au sujet des questions de facteurs humains liées à la manutention du combustible à la centrale Darlington. Les conclusions générales de cette évaluation ont indiqué que de nombreuses améliorations positives avaient été apportées depuis l'étude initiale, notamment :
 - ▶ l'amélioration des manuels d'exploitation;
 - ▶ un meilleur suivi des actions découlant des rapports d'événements importants.

On a recommandé que la CCEA continue de surveiller certains domaines précis, et on a relevé des problèmes non résolus auxquels le SNOH devait s'attaquer.

NOUVELLES INITIATIVES RELATIVES À LA CULTURE DE LA SÛRETÉ

Un des principaux objectifs de la CCEA consiste à mettre au point et à appliquer, d'ici à l'an 2000, une méthode systématique d'évaluation réglementaire de l'organisation des titulaires de permis et de leur gestion. Cet objectif vise aussi bien les centrales nucléaires que les autres installations nucléaires. Des progrès considérables ont été accomplis en vue de la réalisation de cet objectif en 1997.

En s'appuyant sur les résultats obtenus au cours des étapes antérieures du projet, on a mis au point un modèle des caractéristiques de l'organisation humaine d'une centrale nucléaire CANDU, qui s'inspire du modèle de l'appareil bureaucratique de Mintzberg³. On a toutefois découvert que le modèle ne décrivait pas de façon satisfaisante l'influence qu'exercent sur les centrales nucléaires canadiennes les procédés d'entreprise et les procédés dynamiques d'origine externe. On a contourné ce problème en intégrant au modèle de l'appareil bureaucratique certains aspects de deux autres modèles de Mintzberg, soit le modèle des structures ad hoc et le modèle de la bureaucratie professionnelle. On a donné à ce modèle hybride le nom de « Canadian Adaptive Machine Model, ou CAMM (modèle de l'appareil bureaucratique adaptatif canadien) », ou CAMM

Le modèle CAMM a servi à mettre au point diverses hypothèses qui ont ensuite été testées sur le terrain avec la collaboration d'une centrale nucléaire canadienne. Le nombre des hypothèses qui ont été corroborées était suffisant pour qu'on puisse adopter le modèle en vue de perfectionner la méthode d'évaluation de l'organisation et de la gestion. On met en place à l'heure actuelle des dispositions en vue d'affiner davantage les outils utilisés dans le prototype de méthodologie, tâche qui fera partie des travaux de recherche qui se dérouleront au cours de l'exercice 1998-1999.

Les résultats des travaux décrits plus haut ont été présentés lors d'un séminaire qui a eu lieu à Ottawa en décembre 1997. Le rapport final de cette phase du projet sera publié dans un proche avenir.

3. Mintzberg, H.T., *Structure in Fives: Designing effective organizations*, New Jersey, Prentice Hall, 1983.

ÉVALUATION DU PROGRAMME DE SIGNALEMENT DES ÉVÉNEMENTS IMPORTANTS

En août 1997, la Section des facteurs humains a évalué le procédé d'analyse de la cause fondamentale des problèmes opérationnels de la centrale Darlington. Cette évaluation faisait partie d'un effort soutenu de la part de la CCEA en vue d'évaluer ces programmes à chacune des centrales CANDU au Canada. On a constaté qu'à la suite d'initiatives récentes du SNOH, le procédé d'analyse était en cours de transition. Aussi a-t-il été décidé d'examiner la situation de nouveau lorsque le SNOH aura fait savoir que la mise en place du nouveau mécanisme de signalement des événements et d'enquête est complétée.

CONTRAT DE RECHERCHE SUR LES EFFETS PSYCHOLOGIQUES DES CHANGEMENTS ORGANISATIONNELS

Certains agents de centrale de la CCEA ont fait part de leurs préoccupations au sujet des effets psychologiques que peuvent avoir sur les employés du SNOH la mise hors service et le déclassement de certaines installations du SNOH. En réponse à ces préoccupations, la CCEA a passé un contrat de recherche de courte durée dans le but d'obtenir les renseignements les plus récents sur les principaux problèmes qui se manifestent dans de telles circonstances. Les résultats ont permis de définir plusieurs indicateurs de rendement dont la CCEA pourra se servir pour mesurer l'ampleur de tout changement de comportement provoqué par le stress au sein du SNOH.

12.3.3 Rôle de l'exploitant

L'exploitant joue un rôle important dans la détection et la correction des erreurs humaines. Les méthodes décrites ci-après sont au nombre de celles qui servent à déceler et à corriger les erreurs humaines avant que leurs effets ne se concrétisent :

- L'autovérification et les examens par les pairs ont été mis en œuvre dans le but de réduire la fréquence des erreurs humaines qui mettent en cause une mauvaise manipulation du matériel.
- Les vérifications indépendantes et les deuxièmes vérifications constituent un autre moyen de repérer les erreurs humaines qui mettent en cause une configuration erronée du matériel.
- L'exploitant joue un rôle important dans l'examen des leçons à tirer de son expérience. Il est en mesure de déceler les faiblesses des procédures qui sont susceptibles d'entraîner des erreurs humaines, ce qui permet d'apporter les améliorations nécessaires et de contribuer au programme d'évaluation de l'expérience opérationnelle.

ARTICLE 13

ASSURANCE DE LA QUALITÉ

13.1 POLITIQUES D'ASSURANCE DE LA QUALITÉ

En 1976, la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA) a proposé que soient élaborées des normes d'assurance de la qualité en matière nucléaire. On a mis sur pied un premier comité, composé de représentants de l'industrie et présidé par un membre du personnel de la CCEA. Le comité a élaboré et fait publié la série N286 des normes d'assurance de la qualité (AQ) de l'Association canadienne de normalisation (ACN), relatives aux activités liées aux diverses phases du cycle de vie d'une centrale nucléaire, y compris :

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

Deux normes supplémentaires, concernant la programmation des logiciels, ont récemment été publiées. Toutes les normes de la série N286 incorporent un ensemble de principes de gestion élaborés par le comité.

Au minimum, les politiques et programmes d'AQ que les titulaires de permis sont tenus de d'élaborer et d'appliquer doivent satisfaire aux normes N286. Comme celles-ci ont été établies par consensus, on rappelle aux utilisateurs que la CCEA peut leur imposer des exigences supplémentaires.

Le titulaire de permis est tenu d'élaborer des politiques visant deux niveaux d'application distincts.

- Les politiques du premier niveau visent les responsabilités du propriétaire en matière de surveillance à toutes les phases du cycle de vie de la centrale, depuis la conception jusqu'au déclassement.
- Les politiques du second niveau s'appliquent à chacune des phases considérées individuellement. Elles ont pour effet d'amener le propriétaire à déterminer lui-même les exigences et l'orientation applicables à sa propre organisation et aux organisations externes.

Ces exigences et cette orientation concernent des activités d'AQ propres à différentes étapes du cycle de vie d'une centrale nucléaire. Le propriétaire est alors responsable de veiller à ce que toutes ces activités soient menées à bien. Les organisations qui sont responsables du travail élaborent leurs propres politiques et pratiques à des fins de contrôle.

Le programme d'AQ de la société Énergie atomique du Canada limitée (EACL) repose lui aussi sur des principes incorporés dans la norme N286 de l'ACN. Ces principes s'accordent avec ceux qui servent de fondement à la série de normes de qualité ISO 9000. On vérifie chaque conception et les autres documents connexes afin de s'assurer que la conception est correcte et répond aux exigences. La vérification consiste en un certain nombre d'examens (examen de supervision, examen et commentaires, examen par un tiers indépendant et examen par voie d'audience) et en des essais. L'étendue de la vérification est déterminée notamment par les caractéristiques suivantes :

- la complexité;
- la nouveauté;
- le degré de standardisation;
- le degré d'intégration des techniques de pointe;
- les conséquences en matière de sûreté.

Les critères de vérification sont définis dans les plans de vérification de la conception et de contrôle technique de la qualité. Ces plans déterminent :

- les activités liées à la conception qui doivent être vérifiées;
- la nature et l'étendue de la vérification;
- les personnes participant aux activités de vérification;
- les méthodes de vérification;
- le point d'insertion des activités de vérification dans le cycle de conception.

Les méthodes et les critères relatifs à l'examen de la conception sont précisés dans la procédure de vérification de la conception d'EACL. Dans le cas des conceptions éprouvées utilisées dans à une nouvelle application, on recourt à un programme d'examens et d'essais visant à confirmer la validité de toutes les analyses déjà effectuées et l'exactitude de l'application de la conception.

Les travaux de conception qu'EACL confie à des consultants externes sont vérifiés comme on vient de le préciser, ou encore conformément au programme d'AQ du consultant, approuvé par EACL. Le fournisseur vérifie lui-même le travail dont il est responsable, tandis qu'EACL doit veiller à ce que l'entrepreneur a effectivement effectué les vérifications requises et que la conception tient compte des spécifications techniques appropriées.

Au besoin, on effectue la vérification ou la certification des rapports suivants, en conformité avec les normes, procédures et codes pertinents :

- les rapports de conception;
- les rapports de contraintes;
- les rapports de qualification sismique;
- les rapports de qualification environnementale;
- les rapports préparés par les fournisseurs.

On détermine les essais nécessaires à la validation de la conception des systèmes et des composants essentiels, puis les essais sont exécutés, soit par EACL, soit par un entrepreneur. Dans le premier cas, les critères, procédures, données, hypothèses et résultats sont documentés et classés. Les résultats des essais sont en outre évalués par rapport aux critères d'acceptation prescrits. Les conclusions des essais sont enregistrées et classées. La préparation des critères, procédures et rapports relatifs à ces essais est contrôlée au moyen des procédures pertinentes. Lorsque les essais doivent être effectués par un entrepreneur, les exigences pertinentes sont précisées dans les documents d'approvisionnement.

Les logiciels utilisés dans les applications suivantes sont vérifiés, validés et documentés :

- la conception;
- l'analyse du soutien à la conception;
- le contrôle de la centrale et des systèmes de sûreté;
- l'analyse de sûreté;
- la conception assistée par ordinateur;
- la préparation des plans.

La vérification, la validation et la documentation sont contrôlées au moyen des procédures et des plans pertinents.

Lorsqu'on choisit un produit courant d'un fabricant, avec ou sans modifications mineures, la conception de ce produit fait l'objet d'un examen ou d'essais visant à vérifier s'il répond aux attentes. On peut aussi évaluer les données de vérification fournies par le fabricant pour s'assurer du rendement satisfaisant du produit..

13.2 APPLICATION DES PROGRAMMES D'ASSURANCE DE LA QUALITÉ AU CYCLE DE VIE

La nouvelle *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* donnera à la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN), le nom que prendra la CCEA en vertu de cette loi, le pouvoir de prendre des règlements visant les installations nucléaires, ou une partie de ces installations, en ce qui concerne les activités liées aux diverses étapes du cycle de vie d'une centrale nucléaire (voir l'article 13.1 du présent rapport), en plus des activités suivantes :

- le choix du site;
- la maintenance;
- la modification;
- l'abandon;
- l'élimination ou l'évacuation.

La nouvelle loi et ses règlements d'application exigeront des titulaires de permis qu'ils préparent et mettent en œuvre des programmes d'assurance de la qualité pendant toute la vie utile de l'installation nucléaire.

La CCEA exige des titulaires de permis et des autres organisations qui participent aux activités liées à la sûreté nucléaire qu'ils établissent et mettent en œuvre des programmes d'AQ. Ces programmes sont appliqués durant toutes les phases du cycle de vie de l'installation, depuis la conception jusqu'au déclassé. Leur principale raison d'être est de faciliter, d'appuyer et de préserver les objectifs de sûreté dans ces activités. Les programmes d'AQ doivent se concentrer sur le rendement et mettre l'accent sur la responsabilité des personnes qui font le travail, soit :

- 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 organisations en cause doivent démontrer qu'ils respectent effectivement les exigences d'AQ à la satisfaction de la CCEA.

D'après les pratiques présentement en vigueur pour la délivrance de permis, lorsqu'un titulaire de permis prépare le rapport de sûreté préliminaire relatif à l'installation nucléaire, la CCEA examine le document pour déterminer quels engagements le titulaire de permis a pris en matière d'assurance de la qualité durant la vie utile de l'installation. On s'attend à ce qu'il s'engage à satisfaire aux normes d'AQ, mentionnées à l'article 13.1 du présent rapport, à l'égard des travaux qui seront exécutés à chacune de étapes du projet. Le rapport de sûreté doit indiquer si le titulaire de permis a l'intention de respecter ces normes. De cette façon, tout travail additionnel ayant rapport aux activités qui se déroulent à différentes étapes du cycle de vie de l'installation nucléaire sera régi par une norme correspondante. La CCEA veille à ce que ces engagements soient déterminés lorsque son personnel examine le rapport préliminaire d'évaluation de la sûreté. Par la suite, le personnel de la CCEA procède à divers examens et audits pour s'assurer que le titulaire de permis respecte ces engagements à chacune des phases d'application.

La sûreté nucléaire est le critère fondamental qui sert à déterminer les équipements, activités et procédés visés par les programmes d'AQ à chacune des étapes du cycle de vie de l'installation. Les normes d'AQ définissent ce qu'on entend par « lié à la sûreté ». La CCEA exige des titulaires de permis qu'ils identifient les équipements, activités et procédés reliés à la sûreté en accord avec la définition donnée dans les normes, et qu'ils examinent ceux-ci en vue de leur acceptation.

Le programme d'AQ inclut les contrôles et les détails relatifs à la façon dont les titulaires de permis géreront, exécuteront et évalueront le travail qu'ils doivent effectuer au cours de chacune des phases du cycle de vie de l'installation. C'est là un élément essentiel, car la vie des projets s'étend sur plusieurs générations et impose le recours à des procédés systématiques en ce qui concerne les décisions, les actions et les résultats. Le programme d'AQ informe toutes les personnes en cause relativement :

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

Ces renseignements sont utilisés par ceux qui gèrent et effectuent le travail, et en évaluent le rendement. Ils visent également des méthodes de gestion de contrôle telles que :

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

À mesure que le titulaire de permis passe d'une phase à une autre, son organisation et les méthodes qui doivent servir à traiter et contrôler l'exécution du travail évoluent. Le titulaire de permis doit alors décrire ces variations et modifier ses procédés de gestion en conséquence. En conformité avec le programme d'AQ applicable à l'ensemble de l'installation nucléaire, il doit surveiller les activités des diverses disciplines du projet et en demeurer responsable en toutes circonstances.

Le programme d'AQ garantit que, durant toutes les phases du cycle de vie de l'installation, le travail sera planifié, contrôlé et exécuté en conformité avec :

- les codes;
- les normes;
- les spécifications;
- les instructions.

Ce programme est obligatoire pour tout le personnel dont le travail sur le projet nucléaire peut influencer sur la sûreté nucléaire. Il régit aussi le travail effectué par des organisations extérieures à celle du titulaire de permis. Le programme garantit que la responsabilisation ultime du titulaire de permis en matière de sûreté se transmet dans la chaîne de commandement jusqu'au niveau opérationnel, en passant par les cadres supérieurs et les cadres hiérarchiques. Les responsabilités à chaque niveau sont élaborées, comprises et exercées de manière 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 projet, depuis la conception jusqu'au déclassement.

13.3 MÉTHODES UTILISÉES POUR APPLIQUER ET ÉVALUER LES PROGRAMMES D'ASSURANCE DE LA QUALITÉ

En plus des examens et vérifications internes effectués par les titulaires de permis, la CCEA examine en détail la documentation qui sert à faire connaître au personnel les exigences prescrites dans le programme d'AQ. Lorsque le programme est accepté, la CCEA planifie et exécute des audits en temps réel pour veiller à ce que le titulaire de permis et les autres organisations se conforment aux exigences. Ces audits sont basés sur le rendement. On évalue alors les éléments suivants à chacune des étapes du travail pour veiller à ce que la sûreté soit au premier rang des priorités :

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

Lorsqu'on décèle des carences, le titulaire de permis en est informé et est tenu de les corriger. La CCEA produit des rapports détaillés des résultats de la vérification et les fait parvenir au titulaire de permis, qui doit alors prendre les mesures appropriées et répondre à la CCEA. Il peut arriver que la CCEA décide de prendre des mesures d'application.

Les programmes d'AQ du titulaire de permis sont aussi assujettis à deux niveaux de vérification par la propre direction de ce dernier. Le premier niveau est délimité par les lignes organisationnelles qui décrivent la phase ou la discipline en cause. Par exemple, le secteur de l'organisation du titulaire de permis chargé de la conception de l'installation nucléaire effectue des vérifications pour s'assurer que cette dernière continue de satisfaire aux exigences techniques et que les procédés de gestion sont respectés. Un second niveau de vérification et d'examen assure la surveillance générale qui permet de veiller à ce que les politiques générales d'AQ sont effectivement mises en application. Ce genre de vérification s'impose tout particulièrement lorsqu'il faut créer des interfaces entre les disciplines techniques et définir les responsabilités et les transmettre d'une organisation à l'autre, à mesure que le travail passe d'une phase, d'une discipline ou d'une organisation à la suivante. Lorsqu'un titulaire de permis détecte une anomalie, il doit déterminer l'étendue du problème et les incidences sur la sûreté. Il doit déterminer le point de rupture dans le procédé de gestion qui a causé le problème et apporter les corrections nécessaires.

De même, lorsqu'un titulaire de permis doit compter sur d'autres organisations pour exécuter un travail quelconque, il doit veiller à ce qu'elles soient informées des exigences en matière d'AQ et qu'elles s'y conforment. Il s'assure également que ces organisations possèdent un programme d'AQ acceptable avant de leur confier le travail. Ensuite, à mesure que le travail avance, le titulaire de permis effectue des examens, des vérifications et des inspections en temps réel pour s'assurer que le travail en cours d'exécution satisfait aux exigences. La fréquence des activités de vérification est déterminée par des facteurs tels que l'importance du travail du point de vue de la sûreté et le rendement de l'entrepreneur.

13.4 ACTIVITÉS DE CONTRÔLE RÉGLEMENTAIRE LIÉES À L'ASSURANCE DE LA QUALITÉ

Les activités de la CCEA en matière d'assurance de la qualité sont décrites à l'article 13.2 du présent rapport.

Les règlements qui accompagneront la promulgation de la nouvelle *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* exigeront la mise en œuvre de programmes d'AQ durant le cycle de vie de l'installation nucléaire. Toute demande de construction d'une installation nucléaire devra inclure le programme d'AQ relatif à la conception de l'installation. Le titulaire de permis devra également présenter les programmes d'AQ ayant rapport aux activités liées à différentes étapes du cycle de vie de l'installation

nucléaire, avant que ces étapes débutent. Les documents doivent être présentés selon un calendrier qui permettra à l'organisme de réglementation nucléaire de procéder à un examen détaillé de la documentation soumise. Il est probable que l'organisme de réglementation exigera qu'on se conforme aux conditions de permis qui correspondront à chacune des phases mentionnées plus haut.

ARTICLE 14

ÉVALUATION ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ

14.1 PROCESSUS DE DÉLIVRANCE DE PERMIS ET RAPPORTS D'ANALYSE DE SÛRETÉ RELATIFS AUX DIFFÉRENTES ÉTAPES DE LA VIE D'UNE CENTRALE NUCLÉAIRE

L'article 7.3 du présent rapport décrit le processus de délivrance de permis de la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA), y compris les exigences relatives à la préparation de rapports à soumettre à la CCEA, pour ce qui est de l'approbation du site, de l'approbation de construire et du permis d'exploitation. L'article 8.1 décrit le processus de renouvellement du permis d'exploitation, ainsi que les activités du personnel de la CCEA en matière de conformité et le mécanisme d'approbation des modifications à l'installation.

Les rapports qui doivent être soumis à la CCEA sont énumérés dans le document R-99 (voir l'appendice 7.9, sous couvert séparé) et résumés à l'article 9.2 du présent rapport. Ils comprennent le rapport de sûreté préliminaire, exigé pour l'approbation de construire, et le rapport de sûreté final, exigé pour l'obtention du permis d'exploitation. Le rapport de sûreté comprend :

- une description de la conception de l'installation et de ses principaux dispositifs de sûreté;
- l'analyse de sûreté, destinée à démontrer l'efficacité des systèmes spéciaux de sûreté en cours d'exploitation normale et lors de conditions anormales.

Les systèmes spéciaux de sûreté sont décrits dans les documents R-7, R-8 et R-9 (voir l'appendice 7.9, sous couvert séparé). La plupart des accidents concevables énoncés dans le document C-6 (voir l'appendice 7.10, sous couvert séparé) doivent faire l'objet d'une analyse confirmant la conformité aux exigences prescrites. Il peut arriver qu'on dispense le demandeur d'analyser certains des accidents concevables énumérés dans le document C-6, en particulier s'il s'est imposé des critères encore plus stricts à l'égard des systèmes de sûreté après avoir analysé d'autres accidents possibles.

Le processus de délivrance de permis comprend diverses étapes, énumérées ci-après :

- Le processus est enclenché dès l'amorce du projet. L'évaluation de la conception de l'installation nucléaire débute bien avant la réception de la demande d'approbation du site.
- Les experts de la CCEA effectuent une évaluation exhaustive de la sûreté, à chaque étape du processus de délivrance de permis.
- Une fois que la CCEA a donné l'approbation de construire, elle met sur pied un bureau de projet (doté d'un personnel à temps plein) au site de la centrale 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 CCEA exige que le demandeur fasse largement connaître à la population toutes les activités envisagées et qu'il mette en place un programme d'information publique dans le cadre duquel il :
 - ▶ fera part de son intention de demander un permis;
 - ▶ diffusera des rapports à l'intention de la population;
 - ▶ tiendra des rencontres publiques pour permettre à la population de prendre part au processus d'examen.
- Le personnel de la CCEA ne recommandera qu'une demande de permis soit approuvée que lorsque toutes les prescriptions et exigences des organismes fédéraux, provinciaux et municipaux concernés auront été respectées. Ces exigences sont examinées de façon plus détaillée à l'article 7.3 du présent rapport.
- La CCEA assure de façon continue l'examen, l'évaluation et la surveillance du projet pour veiller au respect des normes de sûreté. Les activités du personnel de la CCEA à cet égard sont décrites aux articles 7.4 et 8.1 du présent rapport.

14.2 RÉSULTATS GÉNÉRIQUES ESSENTIELS DE LA SURVEILLANCE CONTINUE ET DES ÉVALUATIONS PÉRIODIQUES DE LA SÛRETÉ DES CENTRALES NUCLÉAIRES

La surveillance continue et les évaluations périodiques de la sûreté des centrales nucléaires canadiennes sont réalisées par les exploitants des centrales et par le personnel de la CCEA. L'article 6.2 du présent rapport traite des évaluations de la sûreté et de leurs principaux résultats. Il existe trois types d'évaluations :

- celles qui ont lieu à la suite d'incidents importants;
- celles qui sont effectuées dans le cadre de l'analyse de l'expérience opérationnelle;
- celles qui se déroulent dans le cadre des évaluations périodiques de la sûreté.

On trouvera aux articles 6.2 et 6.3 du présent rapport plus de renseignements sur les évaluations des centrales, leurs résultats et les mesures correctives.

Outre ces contrôles, le personnel de la CCEA sur le site effectue des inspections de routine (décrites à l'article 7.4 du présent rapport). Ces inspections comprennent :

- des rondes;
- l'évaluation des méthodes d'exploitation;
- des audits;
- l'inspection des systèmes.

De plus, le personnel de la CCEA examine périodiquement l'exploitation de la centrale dans le cadre du processus de renouvellement du permis d'exploitation. Cet examen comprend :

- une évaluation de la fiabilité et des risques;
- une évaluation des facteurs humains;
- la surveillance et l'évaluation des composants sous pression.

On trouvera aux articles 7.4 et 8.1 du présent rapport plus de détails au sujet des activités de la CCEA relativement à la surveillance et aux évaluations.

Les auto-évaluations réalisées par les services publics sont essentielles à l'amélioration continue de la sûreté et de la fiabilité de l'exploitation des centrales nucléaires. Ces auto-évaluations comprennent les volets suivants :

- évaluation par les travailleurs;
- évaluation par les cadres;
- évaluation indépendante.

L'évaluation par les travailleurs est une activité continue, qui se déroule quotidiennement. L'accumulation de ces évaluations au cours d'une période déterminée forme l'assise de l'évaluation périodique réalisée par les cadres, qui sert à promouvoir l'amélioration continue. Enfin, la direction doit savoir dans quelle mesure ces évaluations sont efficaces. Pour cela, elle demande de temps en temps la tenue d'évaluations indépendantes en vue de valider celles des employés et des cadres.

Le programme d'auto-évaluation est un processus continu qui permet de déterminer la qualité des initiatives prises par les propriétaires et exploitants des centrales pour se conformer aux exigences et aux attentes. Tous les paliers de la direction doivent participer à ces évaluations, l'accent étant mis sur l'affectation des ressources humaines et autres dans la poursuite des buts et objectifs de l'organisation.

L'auto-évaluation s'impose à l'échelon de la haute direction afin de déterminer si le rendement global est axée sur la réalisation des objectifs stratégiques, notamment en matière de sûreté.

Les rapports produits par les cadres intermédiaires, qui résument les résultats des évaluations et des analyses requises par les règlements, renferment des données sur le rendement global de l'organisation. Ils offrent également une base pour identifier les secteurs d'amélioration. En outre, les cadres intermédiaires attachent une grande importance à la surveillance et l'analyse du rendement des travailleurs. Leurs rapports font état des éléments suivants, entre autres :

- 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 de supervision, ils doivent régulièrement observer le travail effectué, notamment au moyen d'inspections et d'essais. L'organisation doit manifester les caractéristiques suivantes :

- le respect des procédures;
- une culture axée sur l'autocritique;
- une aptitude à remettre en question;
- la volonté de découvrir ses propres erreurs.

Sans ces attributs, les évaluations fondées sur le rendement et les programmes d'auto-évaluation ne pourront atteindre leur but.

Le Secteur nucléaire d'Ontario Hydro (SNOH) a commencé à élaborer des programmes d'auto-évaluation et à mettre en place ses propres normes dans ce domaine. Ses programmes sont destinés à répondre aux objectifs suivants :

- déterminer dans quelle mesure les normes et les programmes importants sont respectés;
- mesurer l'efficacité des mesures correctives;
- définir les domaines qui méritent une attention plus soutenue de la part de la direction.

La préparation et l'administration des guides d'auto-évaluation incombent aux cadres responsables de chaque programme. L'efficacité de ces guides doit être contrôlée annuellement par le service de vérification de la gestion et faire l'objet d'un rapport au directeur.

La CCEA a constaté que le SNOH n'a pas encore implanter une culture d'autocritique permettant de faire ressortir rapidement les problèmes et les erreurs. Il faut également que soient mis en place des mesures correctives efficaces et un mécanisme d'analyse des tendances pour déceler les signes avant-coureurs et prévenir la récurrence ou l'aggravation des problèmes.

Énergie Nouveau-Brunswick et Hydro-Québec ont également commencé à se doter de programmes d'auto-évaluation, qui s'inscrivent respectivement dans le cadre du programme d'amélioration du rendement de Point Lepreau et de l'auto-évaluation de la culture de sûreté à Gentilly-2, décrits à l'article 6.2.3 du présent rapport.

14.3 PROGRAMMES DE VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ EN VIGUEUR

14.3.1 Programmes d'inspection et de maintenance

Le permis d'exploitation de la CCEA exige que l'exploitant :

- soumettent régulièrement les systèmes, équipements et composants à des inspections et des essais afin d'en confirmer la disponibilité;

- effectuent des activités de maintenance d'un niveau de qualité tel que, de l'avis de la CCEA, la fiabilité et l'efficacité de tous les équipements et systèmes soient conformes au rapport de sûreté. Pour se plier à cette exigence, l'exploitant doit contrôler les effets de la dégradation due au vieillissement afin de ne pas compromettre la sûreté de la centrale et de faire en sorte que le contenu du rapport de sûreté reste valable pendant toute la durée de vie de la centrale.

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

- un calendrier de maintenance bien planifié et un mécanisme de suivi pour vérifier l'exécution des tâches de maintenance conformément au calendrier;
- un mécanisme pour consigner les défauts observés ou les tâches de maintenance prévues et pour déclencher et contrôler ces activités;
- un mécanisme pour enregistrer, contrôler et autoriser des modifications temporaires à l'équipement;
- un processus d'inspection des systèmes importants qui comportent des composants sous pression, tels :
 - ▶ le système calopoteur;
 - ▶ le système de confinement;
 - ▶ les systèmes secondaires.

Ces inspections sont régies par les normes de l'Association canadienne de normalisation (CSA) et prévoient que la CCEA doit examiner et approuver les résultats de toute inspection (effectuée dans le cadre du programme d'inspections périodiques ou du programme d'inspections en cours d'exploitation) faisant état d'une déféctuosité importante des composants sous pression.

Depuis le milieu des années 80, la CCEA accorde plus d'attention aux normes régissant l'exploitation et la maintenance dans les centrales nucléaires CANDU. Son personnel en poste dans les centrales a élaboré et mis à exécution un programme structuré d'inspections de la conformité prévoyant des visites périodiques de l'installation et des inspections détaillées des systèmes. Ce programme est en place depuis plusieurs années déjà.

14.3.2 Évaluation et gestion du vieillissement

Consciente des effets que peut avoir la dégradation due au vieillissement des systèmes, des structures et des composants essentiels – réduction des marges de sûreté nominales, invalidation des résultats des analyses de sûreté –, la CCEA a entrepris d'énoncer une position réglementaire précisant les exigences à respecter sur le plan de la gestion du vieillissement des équipements.

En 1990, la CCEA a demandé à chacun des titulaires de permis de lui soumettre un sommaire des moyens qui assurent le maintien de la sûreté de sa centrale à mesure qu'elle vieillit. L'avis émis par la CCEA invitait les titulaires de permis à considérer les aspects suivants :

- le degré de validité des analyses dynamiques et en état stationnaire de la centrale lorsque certaines caractéristiques (le taux de transfert de chaleur et le débit, 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 changements aux programmes de surveillance et d'essais;
- le maintien de la validité des évaluations de fiabilité des systèmes spéciaux de sûreté, des systèmes de soutien de la sûreté et des systèmes liés à la sûreté, compte tenu de l'évolution connue ou prévue des taux de défaillance des composants;
- la congruité du programme de maintenance envisagé.

À partir de communications ultérieures avec les titulaires de permis, la CCEA a conclu qu'aucun d'eux ne disposait des mécanismes de contrôle voulus pour garantir l'exploitation sûre de sa centrale à long terme.

En 1991-1992, la CCEA a émis un avant-projet de recommandations relativement aux normes qu'elle se proposait d'adopter pour la gestion du vieillissement des équipements. Sa proposition visait essentiellement à faire en sorte que la dégradation due au vieillissement des systèmes, des structures et des composants d'une centrale nucléaire soit gérée de façon à ce que le risque auquel l'exploitation de la centrale expose le public, les travailleurs et l'environnement reste en deçà des limites annoncées et acceptées au moment du dépôt de la demande de permis.

La CCEA recommandait que ce programme fasse l'objet de vérifications et qu'il soit axé sur la gestion des aspects suivants de la dégradation due au vieillissement :

- la dégradation de tout composant dans la mesure où elle pourrait accroître la probabilité ou aggraver les conséquences de défaillances de système fonctionnel;
- la dégradation de tout système de soutien de la sûreté ou de tout autre système lié à la sûreté dans la mesure où elle amoindrirait l'efficacité ou la fiabilité d'un système spécial de sûreté;
- tout processus de dégradation qui aurait pour effet de modifier les principaux paramètres des systèmes (débit, taux de transfert de chaleur, chutes de pression, etc.) à tel point qu'ils excèdent les limites postulées dans le rapport de sûreté.

Les propriétaires de centrales nucléaires canadiennes ont pris un bon départ dans l'élaboration de programmes pour la gestion du vieillissement des équipements, et certains ont déjà établi les mécanismes de contrôle exigés. Leurs programmes de

gestion visant toute la durée de vie utile des centrales n'accordent toutefois pas toute l'importance voulue à la sûreté en ce qui concerne la désignation des composants critiques et des normes de rendement requises pour répondre aux exigences réglementaires proposées.

À l'heure où les réacteurs nucléaires prennent de l'âge et où les composants critiques commencent à se dégrader, il s'impose de plus en plus que l'organisme de réglementation détermine les critères à partir desquels il sera décidé qu'une centrale peut ou non être maintenue en exploitation. Il faut également se pencher sur la question de l'évolution des normes de sûreté nucléaire dans le contexte des progrès de la technologie et des attentes accrues de la population. Grâce à ses règlements non normatifs et à son cycle bisannuel de renouvellement de permis, la CCEA dispose de la souplesse voulue pour s'adapter à ces transformations. Elle reconnaît néanmoins que l'actuel processus d'examen de la sûreté ne saurait offrir toutes les garanties nécessaires en ce qui concerne le maintien de la sûreté opérationnelle des centrales. En plus des modifications adoptées ces dernières années, on a commencé à apporter des changements plus profonds et plus systématiques au processus de réglementation. Ces changements comprennent la préparation de nouveaux documents d'application de la réglementation pour définir notamment les critères qui devraient s'appliquer à l'analyse probabiliste de la sûreté.

14.4 ACTIVITÉS DE CONTRÔLE RÉGLEMENTAIRE LIÉES À L'ÉVALUATION ET À LA VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ

Les activités et les fonctions du personnel de la CCEA en matière de réglementation sont examinées aux articles 7.4, 7.5, 8.1 et 14.3 du présent rapport. Les activités qui sont liées à l'évaluation et à la vérification de la sûreté incluent les éléments suivants :

- les inspections de conformité menées par le personnel sur le site (voir l'article 7.4 du présent rapport), ce qui comprend :
 - ▶ des rondes;
 - ▶ l'évaluation des méthodes d'exploitation;
 - ▶ des vérifications;
 - ▶ l'inspection des systèmes;
- l'autorisation des changements, conformément au programme de contrôle du titulaire de permis en ce qui concerne les changements temporaires ou permanents apportés :
 - ▶ à l'équipement;
 - ▶ aux procédures;
 - ▶ à la documentation;
- l'élaboration d'indicateurs de rendement destinés à signaler les symptômes avant-coureurs de détérioration;

- un examen annuel de l'exploitation de la centrale et la tenue de réunions annuelles d'examen avec la direction de la centrale;
- le renouvellement du permis d'exploitation et les évaluation et examens de la sûreté qui s'y rattachent, y compris :
 - ▶ l'examen annuel par la CCEA du rendement de la centrale sur le plan de la sûreté;
 - ▶ l'examen des événements importants signalés par le titulaire de permis;
 - ▶ l'évaluation de la fiabilité et des risques;
 - ▶ l'évaluation des facteurs humains;
 - ▶ l'évaluation et la surveillance des composants sous pression;
 - ▶ l'assurance de la qualité;
 - ▶ le programme de radioprotection;
 - ▶ les effets environnementaux;
 - ▶ l'accréditation des opérateurs;
 - ▶ le programme de formation;
- l'examen par le personnel de l'administration centrale des documents portant sur les activités suivantes, dans le but d'évaluer la qualité des systèmes et des procédures de la centrale aux fins de la sûreté :
 - ▶ la conception;
 - ▶ la construction;
 - ▶ la mise en service;
 - ▶ les analyses de sûreté;
 - ▶ les dispositions en matière de radioprotection;

Le personnel de l'administration centrale coordonne également l'examen et la résolution des problèmes génériques (voir l'appendice 6.1, sous couvert séparé);

- l'application de la réglementation par le truchement de diverses mesures qui vont de la simple recommandation à des poursuites (pour plus de détails, voir l'article 7.5 du présent rapport);
- l'élaboration de positions réglementaires relativement à la gestion du vieillissement des équipements et à l'application des analyses probabilistes de la sûreté (voir l'article 14.3 du présent rapport).

ARTICLE 15

RADIOPROTECTION

15.1 LOIS, RÉGLEMENTS ET EXIGENCES RÉGISSANT LA RADIOPROTECTION DANS LES CENTRALES NUCLÉAIRES

Au Canada, les centrales nucléaires sont réglementées par la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA) conformément aux dispositions du *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique*. En vertu de la *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique*, la CCEA est chargée de surveiller la mise en application du *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique* et de veiller à ce qu'il soit observé.

Les exigences en matière de radioprotection sont énoncées dans plusieurs articles du *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique*. Ces exigences s'inspirent des recommandations formulées par la Commission internationale de protection radiologique (CIPR) au début des années 50. Les limites de dose de rayonnement pour les employés des centrales et le grand public sont exprimées en fonction des doses maximales admissibles pour différents organes critiques :

- le corps entier;
- la gonade;
- la moelle épinière;
- la thyroïde;
- les poumons;
- la peau.

Par ailleurs, on a établi une limite d'exposition pour les produits de filiation du radon. La limite de dose admissible pour les travailleurs est de 50 mSv (millisievert) par année et elle est de 5 mSv pour le public. Le principe de « niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre » (principe ALARA) n'est pas explicitement compris dans ce règlement.

Un certain nombre de modifications ont été apportées au *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique* au cours des années, mais la limite de dose de rayonnement de base n'a guère vraiment changé. En 1978, on a apporté un amendement aux dispositions du règlement en matière de radioprotection pour modifier les expositions maximales admissibles aux produits de filiation du radon s'appliquant aux travailleurs et à la population en général. En 1985, un autre amendement a précisé que les doses maximales admissibles englobent les doses de rayonnement provenant de sources à l'intérieur et à l'extérieur du corps.

Lorsque la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* succédera à l'actuelle *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* (voir les articles 7.1 et 8.2 du présent rapport), plusieurs nouveaux règlements entreront également en vigueur, dont un consacré à la radioprotection. Celui-ci reprendra la majorité des recommandations contenues dans le document CIPR-60 (1991) pour les limites de dose, ainsi que des recommandations qu'on trouve dans le document CIPR-65 (1994) au sujet de la limite de dose en cas

d'exposition aux produits de filiation du radon. La notion d'organe critique sera remplacée par celle d'équivalent de dose effectif.

Les limites de dose destinées à contrôler les effets stochastiques seront exprimées en doses effectives et en millisieverts, tandis que les limites de dose destinées à contrôler les effets déterministes seront exprimées en équivalents de dose et en millisieverts.

Les limites de dose proposées pour les travailleurs correspondent à une dose effective de 100 mSv sur une période dosimétrique de cinq ans, la dose maximale admissible pour une année quelconque au cours de cette période étant de 50 mSv. Pour la population, la limite de dose correspondra à une dose effective annuelle de 1 mSv.

15.2 MISE EN APPLICATION DES LOIS, EXIGENCES ET RÈGLEMENTS NATIONAUX RELATIFS À LA RADIOPROTECTION

15.2.1 Limites de dose

La plupart des centrales nucléaires canadiennes ont adopté des politiques, règles et procédures qui leur sont propres pour concrétiser les prescriptions énoncées dans le *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique* (on trouvera plus de détails à ce sujet aux articles 7.2 et 7.3 du présent rapport). Les exploitants des centrales devront maintenant modifier ces dispositions pour les conformer à la nouvelle *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* ainsi qu'au règlement afférent concernant la radioprotection. Les cadres et les travailleurs de ces centrales doivent respecter les exigences énoncées dans les politiques, règles et procédures internes. En outre, les sociétés font faire à intervalles réguliers des examens internes et externes par les pairs pour veiller à ce que l'exploitation de leurs installations soit conforme aux lois nationales sur la radioprotection et la protection de l'environnement. Enfin, le rendement des centrales nucléaires fait l'objet d'une surveillance continue de la part du personnel de la CCEA.

Pour qu'aucun travailleur n'excède la limite de dose établie pour les travailleurs, les centrales nucléaires ont adopté des limites supérieures qui ne correspondent qu'à une fraction des limites de dose réglementaires. Elles ont en outre pris des mesures qui permettent de contrôler les doses des travailleurs (sous la forme, par exemple, de plans de travail et de procédures qui s'appliquent spécifiquement aux zones à risque élevé). Elles établissent des mécanismes pour estimer et contrôler les doses en fonction de chaque activité.

15.2.2 Respect des conditions relatives aux rejets radioactifs

Pour éviter que les rejets radioactifs n'entraînent des risques indus pour l'environnement, les centrales nucléaires ont adopté des mesures qui leur permettent de contrôler efficacement leurs effluents. Ces contrôles permettent de maintenir les rejets d'effluents à moins de 1 % des limites opérationnelles dérivées respectives. Une limite opérationnelle dérivée est une limite de rejets d'effluents pour une centrale particulière. Si la centrale dépasse cette limite, la population environnante pourrait absorber une dose supérieure à la limite de dose pour le public.

15.2.3 Mesures visant à maintenir la radioexposition au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre

Pour veiller à ce que la radioexposition soit maintenue au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre, les centrales nucléaires ont mis en place divers programmes, portant notamment sur les éléments suivants :

- le contrôle des procédures de travail;
- les qualifications et la formation du personnel;
- le contrôle de la radioexposition des employés et du grand public;
- la préparation aux situations inhabituelles.

15.2.4 Surveillance radiologique de l'environnement

Les centrales nucléaires ont établi divers programmes destinés à contrôler les effets de leur exploitation sur l'environnement. Le ministère fédéral de la Santé (Santé Canada) administre également des programmes de surveillance de l'environnement au voisinage des centrales nucléaires.

Santé Canada a commencé à mesurer la radioactivité de l'environnement en 1959. Au début, il s'agissait de contrôler les retombées des essais d'armes nucléaires dans l'atmosphère. Aujourd'hui, le programme s'articule autour de 25 stations de surveillance mesurant les rayons gamma, les aérosols radioactifs et la radioactivité dans les précipitations (voir la figure 15.1). À certains endroits, on effectuait également des prélèvements sur l'eau potable et le lait, mais la surveillance de ces stations a pratiquement cessé, bien que les mécanismes sont restés en place.

Santé Canada exploite un second réseau, le réseau de surveillance des réacteurs. En 1962, avec l'avènement du programme électronucléaire canadien, le ministère a mis ce réseau sur pied au laboratoire de Chalk River ainsi qu'à Rolphton, site du réacteur NPD du Secteur nucléaire d'Ontario Hydro (SNOH). À la suite de l'expansion du programme nucléaire, le réseau de surveillance des réacteurs a été porté à 13 stations qui mesurent les doses de rayonnement gamma (dosimétrie par thermoluminescence), la présence de tritium dans l'atmosphère et le niveau de radioactivité dans l'eau potable à proximité des installations nucléaires (voir la figure 15.2; noter qu'un point sur la carte peut indiquer plus d'une station de contrôle). L'effectif actuel qui exploite les deux réseaux est de six personnes-années et le budget de fonctionnement est d'environ 315 000 \$ par année.

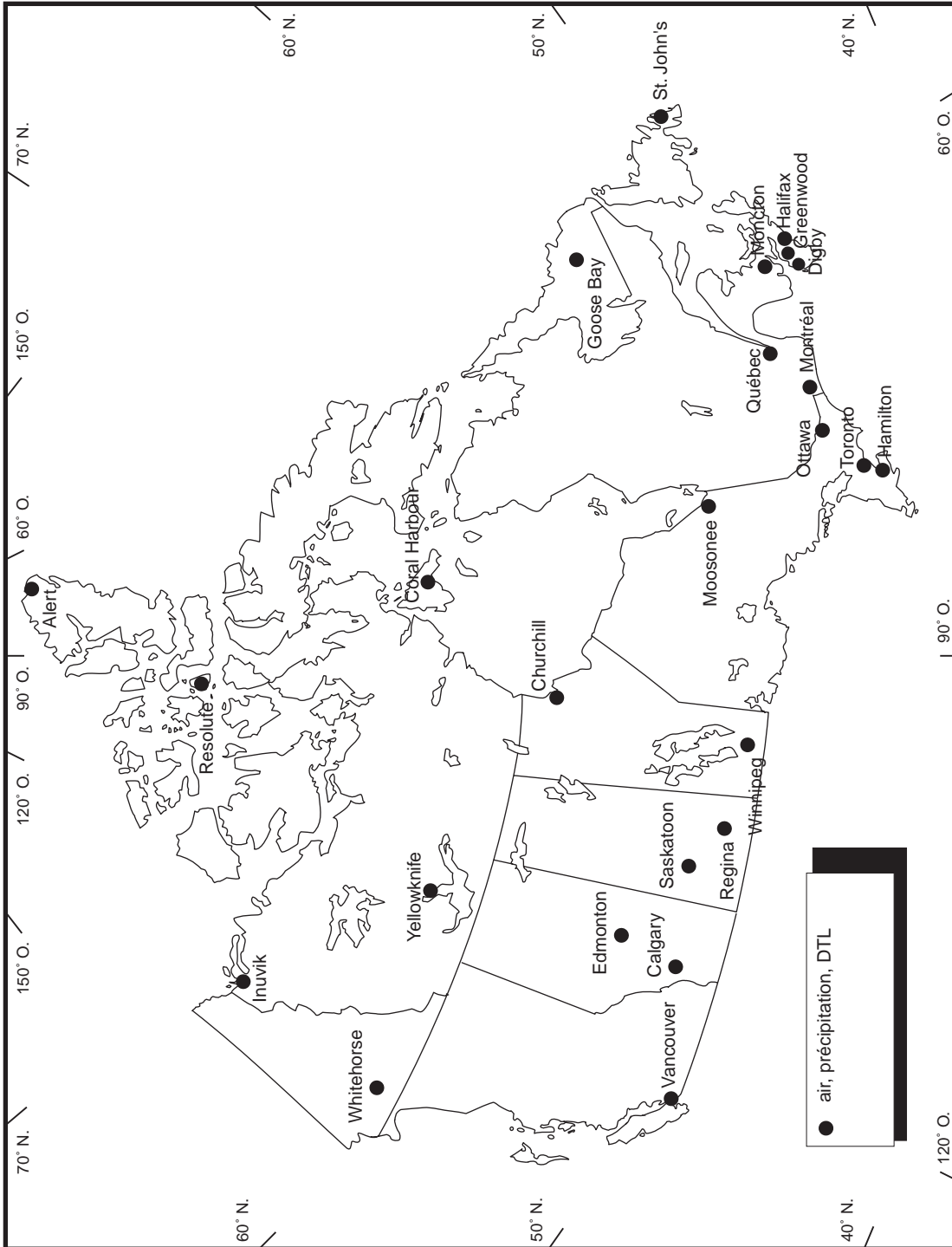


Figure 15.1 : Réseau national de surveillance de la radioactivité

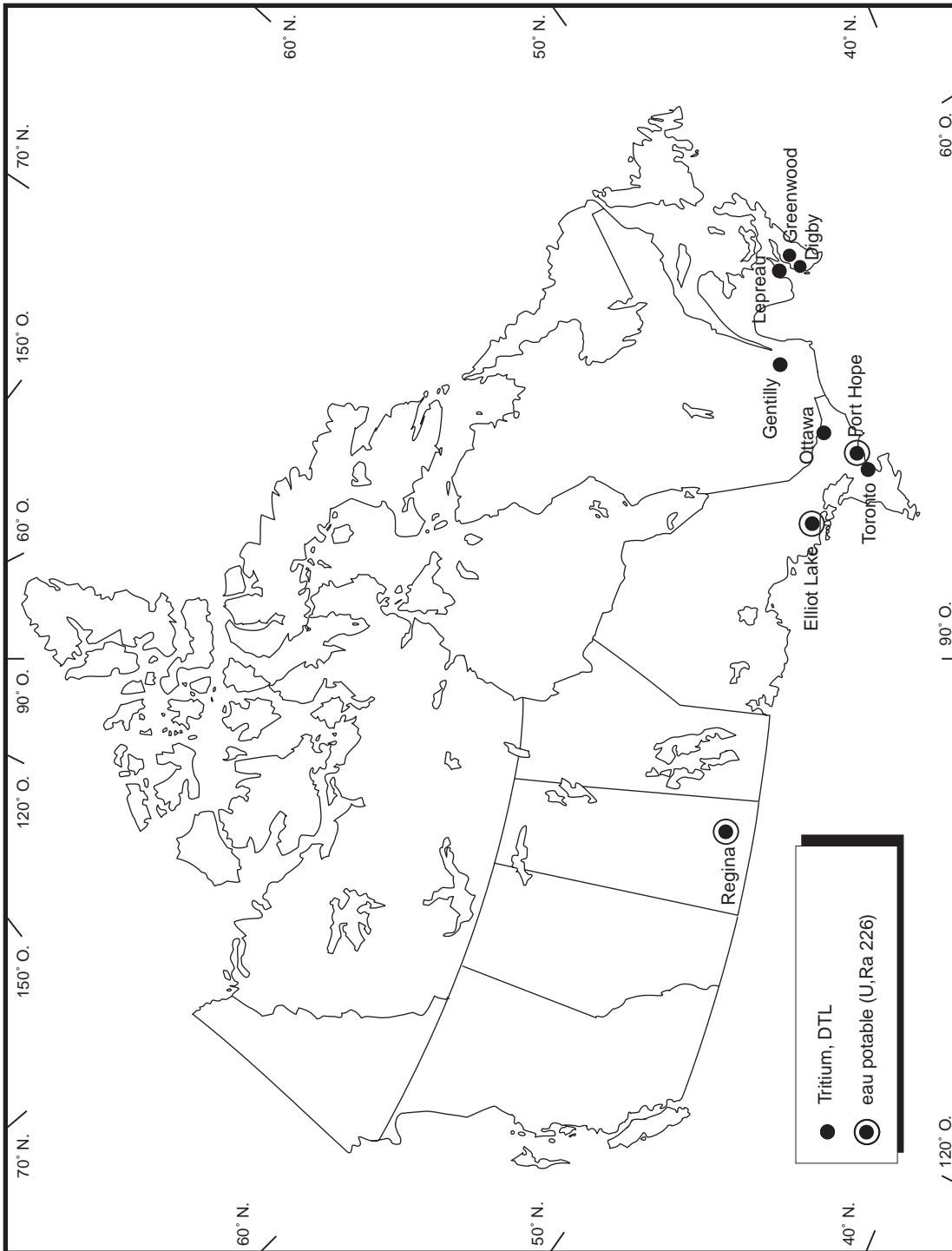


Figure 15.2 : Centrales nucléaires et sites de contrôle de l'eau potable

Les réseaux de surveillance actuels sont administrés en vertu des textes législatifs d'autorisation générale, c'est-à-dire la *Loi sur le ministère de la Santé* (1996). Les réseaux publient des données spécialisées au sujet des effets de la radioactivité de l'environnement sur la santé. En 1984, le Cabinet fédéral a confié à Santé Canada la tâche de coordonner les interventions du gouvernement en cas d'urgence nucléaire. Le réseau aide également le Canada à s'acquitter de ses obligations internationales en servant de mécanisme d'alerte rapide et de source de renseignements et d'aide en cas d'accident nucléaire.

Il y a eu plusieurs projets spéciaux destinés à évaluer les incidences sur la population canadienne de la radioactivité naturelle, de la radioactivité naturelle aggravée par la technologie et des rejets des installations nucléaires étrangères. Ces projets comprenaient notamment :

- la surveillance des niveaux de césium 137 chez l'être humain et chez le caribou dans le Nord canadien;
- le programme de surveillance du radon sur l'ensemble du territoire canadien;
- le contrôle de l'eau potable à Port Hope et Elliot Lake (Ontario), localités situées à proximité de mines et de centres de traitement de l'uranium;
- la surveillance des aliments importés et exportés.

15.3 ACTIVITÉS DE CONTRÔLE RÉGLEMENTAIRE LIÉES À LA RADIOPROTECTION

Le personnel de la CCEA s'acquitte d'un bon nombre d'activités réglementaires en matière de radioprotection tout au long de l'année. Il prépare des documents d'application de la réglementation et des programmes dans les domaines de la radioprotection, de la protection de l'environnement et de la planification des mesures d'urgence. Ces documents aident les titulaires de permis de centrales nucléaires à interpréter les exigences du *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique* (par exemple, la norme d'application de la réglementation S-106 (F), intitulée *Normes techniques et d'assurance de la qualité des services de dosimétrie au Canada*, publiée en 1998; voir l'appendice 15.1, sous couvert séparé).

Pour vérifier la conformité aux exigences se rattachant aux permis et au *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique*, le personnel de la CCEA :

- examine la documentation et les rapports opérationnels soumis par les titulaires de permis;
- effectue des évaluations de la radioprotection;
- évalue les programmes de radioprotection et de protection de l'environnement, les programmes d'intervention en cas d'urgence et les autres programmes au besoin.

En outre, le personnel de la CCEA :

- contrôle et évalue les effets environnementaux et radiologiques des activités autorisées;

- examine la documentation et les demandes soumises par les titulaires de permis et par les exploitants de services de dosimétrie;
- effectue des évaluations sur place des demandeurs de services de dosimétrie et prépare les rapports d'évaluation;
- recommande l'approbation des permis.

En cas d'incidents importants concernant la protection de l'environnement ou la radioprotection, le personnel effectue des évaluations et des enquêtes.

En vertu de son mandat législatif, Santé Canada établit des lignes directrices relatives à l'eau potable et aux aliments, tant pour les situations normales que pour les situations d'urgence. Étant donné que les politiques relatives à l'eau potable relèvent de la compétence des provinces, celles-ci sont libres d'adopter les lignes directrices de Santé Canada, avec ou sans modifications.

ARTICLE 16

PLANIFICATION D'URGENCE

16.1 LOIS, RÈGLEMENTS ET EXIGENCES RÉGISSANT LA PLANIFICATION DES MESURES D'URGENCE SUR LE SITE ET HORS SITE

La législation canadienne donne à la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA), grâce à un régime complet de permis et un programme d'inspections de conformité, le pouvoir d'imposer des conditions aux titulaires de permis visant à protéger la santé, la sûreté, la sécurité et l'environnement. En outre, la loi oblige l'industrie nucléaire à protéger ses travailleurs et le public contre tout niveau de rayonnement inacceptable. Avant de délivrer un permis, la CCEA exige du demandeur qu'il évalue les conséquences des activités proposées et qu'il fournisse un plan décrivant les mesures d'urgence qui lui permettront de faire face à tout accident éventuel. Une fois examiné et accepté par la CCEA, le plan acquiert une force exécutoire. Comme on l'a vu au tableau 7.1 (voir l'article 7.3 du présent rapport), le plan des mesures d'urgence sur le site et le plan provincial d'intervention en cas d'urgence font partie des exigences réglementaires qui accompagnent la délivrance du permis d'exploitation de la centrale.

Aussi, l'industrie nucléaire canadienne, y compris les titulaires de permis de réacteurs autres que les réacteurs de puissance, est-elle responsable au premier chef de la protection des travailleurs, du public et de l'environnement, tant durant les conditions d'exploitation normales qu'anormales que durant des situations d'urgence, et ce, conformément à la législation nationale et aux exigences liées aux permis délivrés par la CCEA. Cette responsabilité collective englobe un large éventail de mesures d'urgence et d'interventions visant à prévenir, corriger ou éliminer :

- les accidents;
- les déversements;
- les situations anormales;
- les situations d'urgence.

La planification des interventions en cas d'urgence nucléaire comprend les situations d'urgence sur le site et hors site.

- Les urgences nucléaires sur le site sont celles qui se produisent à l'intérieur des limites physiques d'une installation nucléaire canadienne autorisée par un permis délivré par la CCEA en vertu de la *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* et de ses règlements.
- Les urgences nucléaires hors site sont celles qui, conformément au Plan fédéral pour les urgences nucléaires (PFUN) de Santé Canada, exigent un soutien de la part du site et de tous les paliers de gouvernement à une province ou un territoire canadien à la suite d'un incident à l'intérieur du pays, d'un incident transfrontalier (par exemple, mettant en cause le Canada et les États-Unis) ou d'un incident international.

Les responsabilités du gouvernement fédéral recouvrent les domaines suivants :

- l'élaboration, le contrôle et la réglementation des utilisations pacifiques de l'énergie nucléaire;
- la gestion de la responsabilité nucléaire;
- la coordination avec les provinces des interventions en cas d'urgence nucléaire et la prestation d'aide à cette fin;
- 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 de l'intervention nationale en cas d'urgence nucléaire dans un pays étranger.

On voit donc que les mesures de planification, de préparation et d'intervention en cas d'urgence nucléaire hors site relèvent de la responsabilité conjointe de tous les paliers de gouvernement.

Dans la mesure du possible, les mesures de planification, de préparation et d'intervention du gouvernement fédéral reposent sur une approche « tous risques ». Vu la complexité et la nature technique des problèmes inhérents aux urgences nucléaires, il faut prendre des dispositions spécifiques pour chaque type de risque. Ces mesures spéciales, qui forment l'un des éléments du cadre plus général de la capacité d'intervention du gouvernement fédéral en cas d'urgence (décrit dans la Partie 1 de l'annexe D du Cadre national de planification des services d'appui), constituent le PFUN. Le PFUN décrit la planification d'urgence du gouvernement fédéral et permet de coordonner les interventions en cas d'urgence nucléaire.

En vertu du cadre administratif commun du PFUN du Canada, l'élaboration et l'exécution des plans et des interventions en cas d'urgence nucléaire hors site incombent d'abord aux gouvernements provinciaux. Cependant, l'administration locale, l'installation nucléaire et les ministères et organismes fédéraux concernés contribuent directement à ces activités. Cela permet aux diverses autorités compétentes et aux organisations responsables de certains aspects de l'état de préparation en cas d'urgence nucléaire de s'acquitter de leurs responsabilités dans un régime fondé sur la coopération, la complémentarité des fonctions et la coordination.

16.1.1 Le Plan fédéral pour les urgences nucléaires et les mesures d'urgence

Selon le Plan fédéral pour les urgences nucléaires (PFUN), une urgence nucléaire est un incident qui cause ou pourrait causer un danger radiologique pour la santé et la sécurité du public, les biens et l'environnement.

Le PFUN renferme notamment ce qui suit :

- une description générale des objectifs, des pouvoirs, de l'organisation des mesures d'urgence et du concept des opérations qui guideront le gouvernement fédéral dans ses interventions en cas d'urgence nucléaire;

- une description générale des politiques fédérales en matière de planification d'urgence, les principes de planification sur lesquels repose le PFUN et les liens avec d'autres documents déterminés ayant rapport à ce dernier;
- la description des rôles et responsabilités des organisations qui contribuent aux mesures de planification, de préparation ou d'intervention en cas d'urgence nucléaire;
- des annexes qui décrivent les liens opérationnels entre les organisations fédérales et provinciales de gestion des mesures d'urgence, ainsi que les dispositions permettant de coordonner les interventions et de fournir un soutien fédéral aux provinces touchées par une urgence nucléaire.

Le PFUN sert de complément aux plans d'urgence nucléaire des autres autorités compétentes au Canada et à l'étranger. Il décrit les mesures que le gouvernement du Canada doit prendre pour gérer et coordonner ses propres interventions dans les situations d'urgence nucléaire susceptibles de toucher le Canada. Le PFUN serait mis à exécution si une province ou un territoire canadien avait besoin de l'aide du gouvernement fédéral à la suite de tout incident nucléaire qui se serait produit à l'intérieur ou à l'extérieur du pays.

Le PFUN est publié sous l'autorité du ministre de la Santé. Cette autorité lui est conférée par le premier ministre du Canada, par la *Loi sur la protection civile* et par les politiques fédérales relatives aux situations d'urgence et à la planification des mesures d'urgence.

16.1.2 Types d'événements constituant une urgence nucléaire

Le PFUN régit quatre types d'événements considérés comme des urgences nucléaires :

- un événement qui se produit dans une centrale nucléaire canadienne ou dans une centrale américaine située près de la frontière canadienne;
- un événement mettant en cause un navire en visite au Canada ou en transit dans les eaux canadiennes;
- un événement mettant en cause une centrale nucléaire située dans le sud des États-Unis ou dans un pays étranger;
- tout autre incident radiologique sérieux.

Outre les événements énumérés ci-dessus, le PFUN comprend des annexes qui résument les classifications de notification d'urgence sur le site adoptées par les Laboratoires de Chalk River, toutes les centrales nucléaires au Canada et certaines centrales nucléaires aux États-Unis (Fermi-2, Washington NP) relativement aux rejets dans l'atmosphère et aux rejets liquides. L'annexe 5 du Plan est un fac-similé de l'Échelle internationale des événements nucléaires.

Le PFUN comprend certaines exclusions :

- les situations créées par la guerre, telle l'utilisation d'armes nucléaires contre l'Amérique du Nord;
- les événements susceptibles de poser un danger radiologique limité et dont les effets ne devraient pas excéder la capacité d'intervention des autorités locales ou provinciales, ou des autorités de réglementation;
- la gestion et la coordination des mesures prises par le gouvernement du Canada durant la phase de rétablissement; s'il faut prendre des mesures de rétablissement avec l'aide du gouvernement fédéral à la suite d'une urgence nucléaire, la responsabilité de ces mesures doit être confiée à un ministre fédéral durant ou immédiatement après la phase d'intervention.

16.1.3 Situations d'urgence dans le cadre du Plan fédéral pour les urgences nucléaires

Les urgences nucléaires qui justifieraient la mise à exécution du PFUN couvrent un large éventail de probabilité et de gravité. C'est pourquoi les autorités de réglementation du gouvernement fédéral et les autres autorités compétentes exigent des propriétaires et exploitants de centrales nucléaires qu'ils élaborent et tiennent à jour un plan d'intervention pour parer aux urgences sur le site.

Les provinces, en coopération avec les autorités locales, ont établi des procédures pour faire face aux conséquences graves qui pourraient se produire hors site. Ces plans provinciaux prévoient habituellement des mesures de protection d'urgence, au besoin, notamment :

- la restriction de l'accès à la zone touchée;
- la fourniture d'abris temporaires à la population touchée;
- le blocage de la fixation de l'iode radioactif dans la glande thyroïde;
- l'évacuation des bâtiments et d'autres locaux aux environs de la centrale.

Les plans reconnaissent aussi que des mesures de contrôle d'ingestion (par exemple, la mise en quarantaine des bestiaux, l'interdiction de la vente des aliments touchés ou l'imposition de restrictions concernant l'eau potable touchée) pourraient s'imposer dans une zone plus vaste.

Le Québec, l'Ontario, la Nouvelle-Écosse, le Nouveau-Brunswick et la Colombie-Britannique sont les provinces canadiennes les plus susceptibles d'être touchées par une urgence nucléaire correspondant à la définition donnée dans le PFUN. Cela tient au fait que ces provinces se trouvent plus près des centrales nucléaires américaines ou canadiennes, ainsi que, dans certains cas, à la présence de centrales au sein même de leur territoire ou de ports maritimes visités par des navires à propulsion nucléaire.

Une urgence nucléaire mettant en cause un navire à propulsion nucléaire en visite au Canada ou en transit dans les eaux canadiennes pourraient avoir des conséquences semblables à celles qui résulteraient d'une urgence à une centrale nucléaire, mais elles auraient une étendue beaucoup plus restreinte. Les réacteurs navals ont en effet une

puissance nominale très inférieure à celle d'une centrale nucléaire, contiennent moins de matières radioactives et fonctionnent à puissance faible ou nulle lors des manœuvres d'accostage ou à l'approche d'un port. Aussi, le ministère de la Défense nationale postule-t-il, aux fins de planification, que des mesures de protection d'urgence pourraient être nécessaires dans une zone de 1 à 5 km autour des ports canadiens visités par les navires à propulsion nucléaire. Bien qu'on n'ait pas cru nécessaire d'établir une zone de planification pour l'exposition des systèmes d'ingestion en cas d'urgence mettant en cause de tels navires, on pourrait exiger l'échantillonnage et l'analyse des aliments et du sol pour veiller à ce que les habitants du voisinage immédiat soient protégés, et prendre les mesures nécessaires pour parer aux éventualités. À l'heure actuelle, des navires à propulsion nucléaire visitent des ports de la Nouvelle-Écosse et de la Colombie-Britannique, et aucun navire n'est autorisé à transporter dans les eaux canadiennes des cargaisons comprenant des quantités importantes de substances fissiles provenant de combustible irradié. Dans le cas d'urgences nucléaires mettant en cause des navires visitant le Canada ou transitant par les eaux canadiennes, on pourrait donc activer le PFUN ou certains de ses éléments si l'organisme responsable de la coordination des interventions dans la province touchée demandait de l'aide.

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. Bien que ces matières pourraient alors exister en quantité décelable, il serait peu probable qu'elles représentent une menace directe (d'exposition aux retombées, par exemple) pour les habitants, les biens ou l'environnement au Canada. C'est pourquoi toute action prise par le Canada en vertu du PFUN à la suite d'un accident nucléaire survenu dans une installation située dans le sud des États-Unis ou dans un autre pays étranger comprendrait vraisemblablement les éléments suivants :

- le contrôle des aliments importés des zones situées à proximité du site de l'accident;
- l'évaluation des effets de l'accident sur les Canadiens qui habitent ou voyagent à proximité du site de l'accident;
- l'évaluation des incidences sur le Canada et l'information du public;
- la coordination des interventions ou de l'aide fournie aux gouvernements étrangers et aux organisations nationales et internationales à l'étranger.

La gravité éventuelle d'autres incidents radiologiques sérieux, tels qu'ils sont définis dans le PFUN, dépendra 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 appropriées en cas d'urgence éventuelle. 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 du risque radiologique, l'emplacement de la source de rayonnement, les incidences sur les infrastructures essentielles et la vitesse à laquelle les circonstances sont susceptibles d'évoluer.

Voici quelques exemples d'incidents radiologiques potentiellement sérieux qui seraient régis par la catégorie 4 du PFUN :

- des actes malveillants mettant en cause des dispositifs improvisés de dispersion des rayonnements;
- l'utilisation d'explosifs classiques dans une centrale reconnue pour utiliser ou stocker des sources de rayonnement;
- la rentrée dans l'atmosphère d'un satellite à l'énergie nucléaire (l'écrasement de COSMOS 954 en 1978, par exemple);
- un tremblement de terre grave qui pourrait endommager une source de rayonnement et mener à une émission de radioactivité.

16.2 LA MISE EN ŒUVRE DES MESURES D'URGENCE ET LE RÔLE DE L'ORGANISME DE RÉGLEMENTATION ET D'AUTRES ORGANISMES

Santé Canada, le ministère fédéral de la santé, est l'organisme responsable de toutes les questions liées au PFUN. Dans toute situation d'urgence nucléaire susceptible de toucher le Canada, le PFUN ou certains de ses éléments peuvent être mis à exécution. De façon générale, le PFUN sera activé pour appuyer une province ou pour appuyer un ministère ou un organisme fédéral qui dirige l'intervention du gouvernement fédéral visant à assurer la santé et la sécurité du public.

Dix-neuf organismes fédéraux participent au PFUN. Aux termes du PFUN, des politiques fédérales et de la législation canadienne, ces participants sont également chargés d'élaborer, de tenir à jour et de mettre en place leur propre plan de mesures en cas d'urgence nucléaire. La CCEA, à titre d'organisme national de réglementation de l'énergie nucléaire, possède son propre plan de mesures d'urgence. De même, Transports Canada administre le *Règlement sur le transport des marchandises dangereuses* et dirige le Centre canadien d'urgence transport (CANUTEC) dans le but de veiller à ce que les substances dangereuses soient transportées de façon sécuritaire et d'aider le personnel d'intervention à traiter les urgences connexes, y compris celles qui mettent en cause des matières radioactives. La CCEA et Transports Canada œuvrent de concert lorsqu'il se produit une urgence ou un incident mettant en cause des matières radioactives, en conformité avec le PFUN, la législation fédérale pertinente et les dispositions administratives officielles.

16.2.1 Information du public durant une urgence nucléaire nationale

Le PFUN décrit la façon dont doit se faire la coordination globale en cas d'urgence nucléaire nationale au Canada. Au niveau national, l'information doit être fournie aux médias et au public par l'entremise d'un point de contact central, le Groupe des affaires publiques (GAP). Sous la direction du coordonnateur national, le GAP sert de point de coordination fédéral pour la collecte, la production et la diffusion dans le public et les médias d'informations au sujet de l'urgence.

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 les organismes mentionnés dans le PFUN peuvent être représentés au sein

du GAP, en même temps que d'autres organisations et gouvernements concernés par une urgence nucléaire déterminée.

Le GAP collabore étroitement avec les membres de l'organisation régionale fédérale, les autres ministères et organismes fédéraux et les autorités provinciales pour coordonner et harmoniser les activités d'information du public. Durant une urgence nucléaire, par exemple, on pourra établir des centres d'information à des endroits stratégiques pour répondre aux besoins locaux. En accord avec l'esprit de coopération prévu dans le PFUN et les plans d'intervention provinciaux et territoriaux, les personnes travaillant dans ces centres pourraient être des représentants de tous les échelons de gouvernement et de l'industrie.

16.2.2 Plans d'intervention provinciaux visant les installations nucléaires

Les gouvernements des provinces et des territoires canadiens ont élaborés leurs propres plans et les ont adapté à leurs besoins spécifiques. De façon générale, la structure administrative comprend une organisation des 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 définis. En outre, les provinces qui abritent des installations nucléaires importantes, telles que des centrales nucléaires, ont mis en place des plans d'intervention pour les urgences nucléaires.

Les plans de protection civile provinciaux et territoriaux prévoient la coordination avec les autres autorités et organisations pertinentes, y compris la participation et le soutien du gouvernement fédéral au niveau national et des autorités municipales et civiques à l'échelon local, ainsi que la participation à grande échelle de ministères et d'agents de tous les paliers de gouvernement.

Les centrales nucléaires sont situées dans trois provinces, soit l'Ontario, le Québec et le Nouveau-Brunswick, la majorité d'entre elles se trouvant en Ontario. Chacune de ces provinces possède un plan d'intervention en cas d'urgence hors site, qui permettra de faire face aux urgences susceptibles de se produire à n'importe laquelle des centrales nucléaires situées sur son territoire. On trouvera à l'annexe 16.1 du présent rapport un bref résumé des plans provinciaux.

16.2.3 Rôle de l'organisme de réglementation

La CCEA participe aux activités de planification, de préparation et d'intervention en cas d'urgence nucléaire, dans le cadre des responsabilités qui lui sont dévolues par la législation canadienne.

Au cours d'une urgence nucléaire au Canada, la CCEA continuerait de jouer son rôle d'organisme de réglementation, comme le prévoient le PFUN et son propre plan de mesures d'urgence. Le rôle qu'elle doit jouer dans le contexte du PFUN est défini en termes clairs. Par exemple, la CCEA est un membre de base 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 de base du PFUN.

Comme les responsabilités de la CCEA en matière de réglementation recouvrent un large éventail de circonstances, d'installations, d'activités et de matières, elle doit établir des plans prévoyant une gamme tout aussi variée de scénarios d'urgence.

En accord avec la politique nationale et nonobstant sa participation au PFUN, la CCEA a élaboré son Plan de mesures d'urgence, qui sera entièrement mis en place d'ici la fin de 1998. À l'appui de cette initiative, la CCEA a construit 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 est maintenant entièrement opérationnel et sert aux exercices de simulation et de formation du PFUN et de la CCEA pour vérifier et confirmer l'état de préparation en cas d'urgence nucléaire.

La CCEA a élaboré divers mécanismes techniques et administratifs aux fins de l'état de préparation en cas d'urgence qui font partie de son plan de mesures d'urgence. Ces dispositions comprennent des accords de coopération bilatérale avec d'autres autorités à l'intérieur et à l'extérieur du pays, de même qu'un programme d'agent de service, qui permet à n'importe qui de demander des renseignements, des conseils ou de l'aide 24 heures sur 24 en cas d'incident réel ou possible mettant en cause des matières nucléaires ou des rayonnements.

On trouvera à l'annexe 16.1 du présent rapport la description du Plan des mesures d'urgence de la CCEA et les détails de sa participation aux tests et exercices.

16.3 FORMATION ET EXERCICES

Le Canada tient des exercices sans attribution de responsabilité à l'échelle nationale à tous les trois ou quatre ans dans le but de tester et d'évaluer les plans nationaux conçus pour prendre des mesures à l'égard d'urgences éventuelles. Ces tests font partie d'un ensemble d'exercices appelé les Exercices nationaux canadiens (CANATEX). Le troisième exercice de la série, CANATEX-3, est prévu pour le début de 1999. Il permettra de tester la réaction du Canada à un accident majeur (simulé) dans une centrale nucléaire.

Le Canada participe aussi à des 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). L'exercice CANATEX-3 aura également lieu à titre d'exercice INEX afin de tester les systèmes de mesures d'urgence des pays participants.

16.4 ACCORDS INTERNATIONAUX, Y COMPRIS LES DISPOSITIONS PRISES AVEC LES PAYS VOISINS

Le Canada est l'un des signataires des trois accords internationaux sur l'intervention en cas d'urgence.

PLAN CONJOINT CANADA/ÉTATS-UNIS D'INTERVENTION EN CAS D'URGENCE RADIOLOGIQUE (1996)

Le plan conjoint porte principalement 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 ou les États-Unis, ou les deux pays à la fois. Les mesures de coopération prévues dans le PFUN sont compatibles avec celles du plan conjoint.

CONVENTION SUR L'ASSISTANCE EN CAS D'ACCIDENT NUCLÉAIRE OU DE SITUATION D'URGENCE RADIOLOGIQUE (1986)

Le Canada est l'un des signataires de cette entente d'assistance internationale élaborée sous les auspices de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA). L'entente vise à assurer entre les signataires la coopération qui leur permettra de s'entraider plus rapidement en cas d'accident nucléaire ou d'urgence radiologique afin d'en minimiser les conséquences et de protéger la vie, les biens et l'environnement contre les effets des rejets de matières radioactives. L'entente énonce les modalités relatives aux demandes d'aide et à la façon dont elle est accordée, dirigée et contrôlée, ainsi qu'à la façon dont elle prend fin. La convention doit être ratifiée après l'examen de la législation nationale d'application.

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. La convention établit le moment et la façon dont l'AIEA doit être informée d'un événement susceptible d'avoir des incidences transfrontalières, ou le moment et la façon dont l'AIEA informerait les signataires d'un événement de portée internationale qui pourrait avoir une incidence sur leurs pays respectifs.

ARTICLE 17

CHOIX DU SITE

17.1 LOIS, RÈGLEMENTS ET EXIGENCES RÉGISSANT LE CHOIX DU SITE DES CENTRALES NUCLÉAIRES

La phase initiale du processus de délivrance de permis au Canada consiste dans l'examen et l'approbation du site choisi (voir l'article 7.3 du présent rapport). Les exigences réglementaires à cet égard peuvent se résumer comme suit.

- Le demandeur transmet à la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA) une « lettre d'intention » dans laquelle sont décrits :
 - ▶ le type, la taille et les principales caractéristiques de la centrale nucléaire proposée;
 - ▶ le site choisi et sa situation géographique;
 - ▶ l'organisation de base de l'effectif, y compris les personnes-ressources avec qui le personnel de la CCEA communiquera.
- Le demandeur prépare une évaluation détaillée des effets environnementaux de la centrale nucléaire et la soumet aux autorités fédérales et provinciales pertinentes, conformément à la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale*.
- Le demandeur soumet à l'approbation de la CCEA son « rapport d'évaluation du site », lequel doit montrer que les caractéristiques du site choisi pour la construction de la centrale conviennent sur les plans suivants :
 - ▶ la conception;
 - ▶ la construction;
 - ▶ la mise en service;
 - ▶ l'exploitation.

Bien que le rapport doive mettre l'accent sur la définition et l'analyse des caractéristiques du site 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 les plans de la sûreté et de 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.

17.1.1 Critères d'évaluation des facteurs liés au site qui concernent 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 du site et des 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 :

- les urgences;
- la rotation des équipes de quart;
- la livraison du carburant pour la génératrice de secours;
- l'intervention des services de sécurité ou d'incendie;
- l'évacuation d'urgence par mesure de précaution.

La deuxième catégorie est celle de l'incidence du site sur la sûreté de la centrale nucléaire, ce qui comprend la susceptibilité du site :

- aux inondations (raz de marée, rupture de barrage, etc.);
- aux ouragans;
- aux tornades;
- aux tempêtes de verglas ou autres phénomènes météorologiques violents;
- aux tremblements de terre.

Elle comprend également la proximité du site par rapport à une ou plusieurs des installations suivantes :

- les voies de chemin de fer (risques de déraillement et de déversement de matières dangereuses);
- les grands aéroports (risques d'écrasement d'avion dans les axes d'atterrissage et de décollage);
- les usines de produits chimiques toxiques (risques d'émissions 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 fous).

17.1.2 Critères d'évaluation de l'incidence d'une centrale sur l'environnement et la population du point de vue de la sûreté nucléaire

Les critères décrits ci-dessous concernent l'incidence d'une centrale nucléaire sur l'environnement et sur la population du point de vue de la sûreté, en cours d'exploitation normale et en cas d'accident. Les incidences sur l'environnement comprennent les effets sur :

- l'approvisionnement en eau;
- la qualité de l'air;
- la faune;
- les lacs;
- 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 correspond à 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 de facteurs liés à la population afin de respecter les limites de dose de rayonnement prévues dans le règlement. Ces facteurs comprennent le nombre et la répartition des habitants autour de l'installation ainsi que d'autres aspects socio-démographiques (zone suburbaine, rurale ou industrielle, présence d'écoles ou d'hôpitaux, etc.).

17.2 MOYENS D'APPLICATION DES CRITÈRES

Les critères susmentionnés sont appliqués conformément aux exigences réglementaires concernant le site, résumées à l'article 17.1 ci-dessus. Les documents suivants sont produits.

- La « lettre d'intention » et le rapport d'évaluation du site : les données démographiques relatives au site, la facilité d'accès, la susceptibilité des lieux aux inondations, aux tremblements de terre, etc., sont autant d'aspects couverts dans la lettre d'intention et dans le rapport d'évaluation du site que doit produire le demandeur.
- Le rapport d'évaluation environnementale : l'impact de la centrale nucléaire sur l'environnement est traité dans le rapport d'évaluation environnementale.
- Le rapport de sûreté : celui-ci présente le calcul des doses auxquelles la population est exposée et établit la conformité de la conception de la centrale nucléaire aux objectifs de sûreté.

Ces rapports sont examinés par le personnel de la CCEA ou par les organismes fédéraux et provinciaux chargés de l'environnement, selon le cas, afin d'assurer leur conformité aux règlements pertinents. Les séances d'information publique et les débats qui suivent permettent aussi d'établir dans quelle mesure le site choisi répond aux critères décrits plus haut.

17.3 ACTIVITÉS LIÉES AU MAINTIEN D'UN NIVEAU DE SÛRETÉ ACCEPTABLE, EN REGARD DES FACTEURS LIÉS AU SITE DE LA CENTRALE

La validité des critères mentionnés à l'article 17.1 ci-dessus fait l'objet d'une vérification périodique. Les changements éventuels au contexte démographique ou aux conditions de l'environnement local comprennent notamment :

- 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;
 - ▶ 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.

Chacun des titulaires de permis a établi des programmes 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 obéissent à quatre grands objectifs :

- confirmer que les rejets de matières radioactives se situent dans les limites opérationnelles dérivées pour les émissions de nucléides ou de groupes de nucléides déterminés;
- confirmer la validité des hypothèses formulées au moment d'établir les limites opérationnelles dérivées de la centrale;
- permettre la tenue d'une évaluation indépendante des doses reçues par les groupes critiques à la suite de rejets d'effluents;
- produire des données pour contribuer à la préparation et à l'évaluation de modèles décrivant adéquatement les déplacements des radionucléides dans l'environnement.

Le permis d'exploitation de chaque centrale nucléaire exige que soient déposés auprès de la CCEA un rapport annuel faisant état des résultats des programmes de surveillance radiologique de l'environnement, ainsi qu'une interprétation des résultats et des estimations des doses de rayonnement reçues par le public attribuables à l'exploitation de la centrale. 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 efficace de surveillance de l'environnemental consiste à déterminer les niveaux de rayonnement naturel (rayons gamma, présence de tritium dans l'atmosphère, activité du tritium et des rayonnements bêta à l'état brut dans les cours d'eau) dans des secteurs éloignés de la zone d'émission des centrales. Les niveaux de rayonnement naturel sont déterminés par l'analyse d'échantillons prélevés un peu partout au Canada.

L'étape suivante consiste à quantifier les effets des émissions 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 postulent que la personne considérée :

- réside juste à l'extérieur des limites de la centrale;
- reste chez elle 24 heures sur 24;
- ne boit que de l'eau du robinet et du lait produit localement;
- ne mange que des fruits et légumes et des poissons locaux.

Les évaluations de 1996 (données les plus récentes) indiquent que les doses reçues par le groupe critique attribuables à l'exploitation des centrales nucléaires oscillent entre 4 et 11 μSv par année, ce qui n'est qu'une infime proportion de la limite légale de 5 000 $\mu\text{Sv}/\text{an}$ ⁴ et du niveau total moyen de rayonnement naturel de 2 100 $\mu\text{Sv}/\text{an}$.

17.4 ACCORDS INTERNATIONAUX CONCLUS AVEC DES PAYS VOISINS SUSCEPTIBLES D'ÊTRE TOUCHÉS PAR LES PROGRAMMES NUCLÉAIRES CANADIENS

La présente section décrit le processus de consultations tenues avec les États-Unis au moment de choisir un site pour une centrale nucléaire au Canada.

La loi et les procédures canadiennes et, plus particulièrement, la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* et ses règlements d'application, ainsi que le Processus fédéral d'évaluation et d'examen en matière d'environnement, n'obligent pas les promoteurs qui envisagent de construire une centrale nucléaire au Canada susceptible d'avoir des répercussions sur les États-Unis de consulter les autorités américaines ou la population américaine relativement au choix du site de la centrale.

4. La limite légale établie pour la population au Canada, pour une dose effective attribuable à l'exploitation de centrales nucléaires, est de 5 000 $\mu\text{Sv}/\text{an}$ (voir également le tableau 1.1 de l'Introduction). La CCEA est en train d'abaisser cette limite légale pour aligner le Canada sur la valeur de 1 000 $\mu\text{Sv}/\text{an}$ recommandée par la Commission internationale de protection radiologique (Publication 60 de la CIPR).

Cependant, le Canada et les États-Unis sont signataires de la Convention sur l'évaluation de l'impact sur l'environnement dans un contexte transfrontalier (signée à Espoo, 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'impact transfrontalier préjudiciable important que des activités proposées pourraient avoir sur l'environnement, notamment pour ce qui est du choix du site, de la construction et de l'exploitation des installations des centrales nucléaires;
- veiller à ce que l'installation projetée soit notifiée aux parties touchées;
- offrir au public des zones susceptibles d'être touchées la possibilité de participer aux procédures pertinentes d'évaluation de l'impact 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 impact transfrontalier.

En plus de leur participation à cette convention, le Canada, les États-Unis et le Mexique tiennent actuellement des discussions portant sur la préparation et la mise en application d'un accord tripartite similaire concernant les effets transfrontaliers.

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, maîtriser et éviter la pollution émanant de sources industrielles. Ces programmes comportent des mesures de contrôle 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 1987⁵.

La CCEA et son équivalent américain (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 environnementale en ce qui concerne le choix du site, la construction, la mise en service, l'exploitation et le déclassement de toute installation nucléaire désignée au Canada et aux États.

5. Voir le document de la Commission mixte internationale (CMI) de février 1994.

ARTICLE 18

CONCEPTION ET CONSTRUCTION

18.1 LOIS, RÈGLEMENTS ET EXIGENCES RÉGISSANT LA CONCEPTION ET LA CONSTRUCTION DES CENTRALES NUCLÉAIRES

En matière de sûreté, l'objectif du modèle CANDU consiste à protéger le public et le personnel des centrales nucléaires contre les effets néfastes que peuvent avoir sur la santé les émissions radioactives produites pendant l'exploitation normale et dans des conditions d'accident. On peut réaliser cet objectif en prévenant les accidents ou, si un accident se produit, en atténuant ses effets.

Les principes suivants président à la conception des centrales nucléaires CANDU :

- la défense en profondeur;
- la séparation des systèmes spéciaux de sûreté et des systèmes fonctionnels;
- un mode « d'exploitation sûre en cas de défaillance » qui se maintient si un composant ou un système fait défaut.

Pour éviter que les centrales nucléaires ne présentent des risques inacceptables pour le public, la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA) établit des exigences destinées à en assurer la sûreté. Les documents R-7, R-8 et R-9 (voir l'appendice 7.9, sous couvert séparé) précisent les normes de conception en matière de sûreté qui s'appliquent aux systèmes spéciaux de sûreté, notamment :

- deux systèmes d'arrêt d'urgence;
- le système de confinement;
- le système de refroidissement d'urgence du cœur (SRUC).

Le document de consultation C-6 (voir l'appendice 7.10, sous couvert séparé), pour sa part, établit :

- des limites de dose de référence à l'égard d'une grande variété d'événements;
- des normes relatives aux analyses de sûreté que doit effectuer le propriétaire de la centrale afin de montrer que les conséquences ne dépassent pas les niveaux acceptables;
- des normes que doit suivre le propriétaire de la centrale visant l'examen systématique et vérifiable de la conception de la centrale pour déterminer tout autre événement susceptible de causer des inquiétudes.

On trouvera aux articles 7.2 et 7.3 du présent rapport la description détaillée du processus de délivrance de permis, y compris un résumé des lois nationales, règlements et exigences régissant la conception et la construction des centrales nucléaires.

18.2 MISE EN ŒUVRE DU CONCEPT DE LA DÉFENSE EN PROFONDEUR

18.2.1 Le concept de la défense en profondeur

L'application du concept de la défense en profondeur à la conception de la sûreté des réacteurs CANDU a déjà été examinée dans l'Introduction (section 4) du présent rapport. Du point de vue de la conception, l'adoption du concept 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 comprend notamment :

- une conception prudente et un niveau élevé de qualité de la construction afin de réduire au minimum l'éventualité d'un fonctionnement anormal ou de défaillances;
- l'interposition de plusieurs barrières physiques pour faire obstacle à l'émission de matières 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;
 - ▶ le confinement de la radioactivité;
- le recours à des dispositifs de protection fiables, s'ajoutant aux caractéristiques de sûreté intrinsèques;
- l'adjonction au système de contrôle 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.

18.2.2 Barrières contre les émissions 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 combustibles 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, s'échappe de l'oxyde d'uranium et est contenue dans l'élément 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 système 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 (souvent appelées « inventaire d'espace libre ») sont dégagées.
- Système de confinement : la barrière suivante (contre les émissions) est le système de confinement, qui contient la radioactivité en cas de rupture de la gaine de combustible et de défaillance du circuit caloporteur.
- Zone d'exclusion : la zone d'exclusion permet une dilution atmosphérique de toute émission de produit de fission s'échappant de la zone de confinement si toutes les barrières antérieures sont franchies.

18.3 PRÉVENTION ET ATTÉNUATION DES ACCIDENTS

18.3.1 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 ne peut être libérée et atteindre le public que si les barrières décrites ci-haut sont endommagées ou subissent une défaillance. Le premier moyen de défense consiste évidemment à éviter les accidents, 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;
- mener des inspections et essais périodiques des composants et des systèmes;
- 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 une défaillance survient dans l'autre groupe. La séparation de ces deux groupes constitue donc une protection intrinsèque contre les défaillances de cause commune causées par des perturbations, telles qu'un incendie ou un acte commis par des tiers qui peut se répercuter dans un secteur limité de la centrale.

Les systèmes de la centrale sont classés en deux groupes principaux :

- Les systèmes du Groupe 1 accomplissent des fonctions de sûreté pour atténuer les effets d'un événement, et ils accomplissent aussi des fonctions de production de puissance pendant le cours normal de l'exploitation. Ce groupe comprend notamment :
 - ▶ les systèmes de production d'énergie;
 - ▶ un premier groupe de systèmes spéciaux de sûreté;
 - ▶ un ensemble de systèmes d'appui à la sûreté.
- Les systèmes du Groupe 2 accomplissent une fonction de sûreté pour atténuer les effets d'un événement mais ils n'accomplissent aucune fonction pendant l'exploitation normale de la centrale. Les systèmes du Groupe 2 comprennent notamment :
 - ▶ le deuxième groupe de systèmes spéciaux de sûreté;
 - ▶ un deuxième ensemble de systèmes d'appui 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 le système de confinement) et leur permet de respecter le critère établi pour les événements simples. Le seuil de non-disponibilité des systèmes spéciaux de sûreté est établi à 10^{-3} , ce qui, à toutes fins utiles, nécessite la redondance de tous les composants critiques. 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 pour produire de l'électricité. Cette redondance réduit au minimum la fréquence des défaillances graves des systèmes fonctionnels.

DIVERSITÉ

On entend par diversité le recours à deux moyens qui diffèrent du point de vue physique ou fonctionnel pour accomplir la même fonction. La diversité offre une protection contre certains types de défaillances de mode commun, comme celles qui sont causées par des erreurs de conception ou de maintenance.

L'intégration de deux systèmes d'arrêt d'urgence dans les réacteurs CANDU est un bon exemple de diversité. La notion de diversité des systèmes est également utilisée dans la conception de systèmes indépendants de refroidissement d'urgence et d'alimentation en électricité prévus dans 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 la non-disponibilité d'un système de sûreté). Cela signifie que la centrale est conçue, par exemple, de façon à pouvoir atténuer les effets d'un accident dû à une perte de fluide de refroidissement combiné à une perte d'injection du SRUC, et que le système du modérateur représente un moyen adéquat de refroidir le combustible 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 cela ait une incidence sur l'autre système ou composant. La séparation offre une protection contre les effets des événements de mode commun et contre les effets indirects causés par un incendie ou un projectile, par exemple.

La séparation physique et fonctionnelle des systèmes est prévue dans la conception des centrales CANDU pour concrétiser la notion des deux groupes distincts. Les composants 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 physiquement séparés suivant leur susceptibilité et les risques communs qu'ils présentent. 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. La notion de parité de la distribution d'énergie sur le site est appliquée à l'équipement, au système de canalisations et aux boîtes de dérivation afin de maintenir une séparation physique entre les systèmes de parité. On obtient ainsi un maximum de fiabilité dans des conditions anormales aussi bien que normales.

La séparation des systèmes spéciaux de sûreté et des systèmes employés pour la production d'énergie (les systèmes fonctionnels) est l'un des principes fondamentaux en matière de sûreté et on en a fait une exigence réglementaire au Canada. La séparation a pour but d'éviter que les événements qui touchent un secteur déterminé de la centrale, ainsi que les interconnexions fonctionnelles entre les systèmes, ne compromettent la capacité de la centrale à accomplir les fonctions de sûreté requises dans des conditions d'accident.

18.3.2 Atténuation des accidents

Les mécanismes destinés à atténuer les effets des accidents sont incorporés dans la conception de la centrale et dans les procédures opérationnelles. Ils comprennent notamment :

- des mesures visant à éviter la rupture de la gaine de combustible à la suite d'une défaillance grave d'un système fonctionnel;
- des dispositions visant à contenir les matières radioactives dans le cas où surviendrait une rupture de la gaine de combustible.

L'atténuation des accidents est également assurée par l'intégration de systèmes spéciaux de sûreté à la fois fiables et efficaces, et capables de :

- limiter les conséquences des accidents;
- intégrer des barrières multiples telles que décrites à l'article 18.2.2 du présent rapport;
- intégrer des mesures visant à protéger ces barrières contre les dommages causés par les accidents.

Les méthodes d'atténuation des accidents comprennent également la redondance et la diversité, décrites à l'article 18.3.1 du présent rapport, qui permettent de maintenir diverses fonctions de sûreté importantes, comme l'alimentation en électricité et l'évacuation de la chaleur, même après que certains composants aient connu une défaillance par suite d'un accident.

18.4 MESURES VISANT À S'ASSURER QUE LES TECHNOLOGIES APPLIQUÉES ONT FAIT LEURS PREUVES OU QU'ELLES SONT QUALIFIÉES PAR DES ESSAIS OU DES ANALYSES

On a fait état à l'article 18.3.1 du présent rapport que l'engagement envers la qualité, dans la conception des réacteurs CANDU, s'inscrivait dans la prévention des accidents. Comme on l'a également vu dans l'Introduction (section 4), les critères et exigences applicables à la conception des réacteurs prévoient que la conception et la construction de tous les composants, systèmes et structures appliquent les meilleurs codes, normes ou pratiques et soient confirmés 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 à l'article 7.3 (nouvelles centrales nucléaires) et à l'article 8.1.1 (renouvellement de permis) du présent rapport. À chaque étape de ce processus, des documents décrivant la technologie 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 dans le 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'approbation du site choisi, étape initiale du processus de délivrance du permis d'une nouvelle centrale, ne pourra avoir lieu que si le rapport de sûreté préliminaire satisfait à ces exigences. Le rapport de sûreté doit ensuite être finalisé et les méthodes mises à jour, tant 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 ou intégrés au rapport de sûreté actualisé :

- les nouvelles méthodes employées;
- les codes informatisés;
- les données expérimentales;
- les résultats des activités de recherche et de 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 (voir appendice 7.10, sous couvert séparé) décrit les critères relatifs à la qualité et à la validation de l'analyse et des codes informatisés qui doivent être appliqués pour veiller à ce que les normes en vigueur soient respectées.

18.5 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 diversité des composants et des systèmes, décrites à l'article 18.3 du présent rapport, visent à faciliter l'exploitation fiable, stable et facile à gérer des centrales nucléaires de type CANDU. Grâce aux fonctions de chevauchement des systèmes de contrôle et de sûreté, il est plus facile d'exploiter la centrale en respectant ses paramètres d'exploitation.

La CCEA 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 préparée par le titulaire de permis (voir l'article 10.1.2 du présent rapport). La Ligne de conduite pour l'exploitation définit :

- les responsabilités;
- les paramètres d'exploitation;
- les principes à appliquer pour une exploitation sûre, facile et bien contrôlée.

La CCEA doit examiner et approuver la Ligne de conduite pour l'exploitation avant d'accorder le permis d'exploitation. Tout manquement du personnel du titulaire de permis à suivre les exigences prévues par la Ligne de conduite pour l'exploitation constitue une infraction au permis.

On prête attention aux facteurs humains et à l'interface homme-machine pendant toute la durée de vie de la centrale, afin d'assurer qu'elle puisse tolérer les erreurs humaines. Les exemples qui suivent illustrent cette vigilance.

- On a mis au point un mécanisme de déclenchement automatique des commandes ou des systèmes de protection pour pallier les défaillances de l'équipement ou les erreurs humaines susceptibles de forcer 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 fonctionnement de la centrale et pour déterminer et exécuter les mesures 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. On a accordé une attention toute particulière aux éléments suivants :
 - ▶ le regroupement des dispositifs;
 - ▶ la disposition;
 - ▶ l'étiquetage;
 - ▶ le choix des dispositifs.

On a accordé l'attention nécessaire aux facteurs humains et à l'interface homme-machine pour permettre de disposer dans la salle de commande de l'information nécessaire pour diagnostiquer les événements prévus ou les transitoires et pour évaluer les effets de toute mesure prise par les opérateurs de la centrale.

- On a établi des moyens de communication fiables entre la salle de commande et le personnel d'exploitation qui se trouve dans des endroits éloignés de la centrale pour faciliter l'exécution d'interventions manuelles. On a réduit le risque d'erreurs humaines 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 opérationnelles (normales et anormales) et les procédures de maintenance renferment des instructions détaillées concernant l'achèvement des tâches assignées. L'exactitude des procédures et leur observation réduisent au minimum le risque d'erreurs humaines et facilitent l'interface homme-machine.
- On offre des services de formation relativement aux opérations 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;
 - ▶ 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, on établit un élément de protection supplémentaire qui réduit au minimum le risque d'erreurs humaines.

- On effectue couramment des vérifications de la concordance des systèmes et des essais après maintenance pour détecter et corriger les erreurs humaines qui pourraient se produire pendant l'utilisation et la maintenance des systèmes.

On trouvera à l'article 12 du présent rapport des renseignements plus détaillés au sujet des facteurs humains, des questions de gestion et d'organisation, et du rôle de la CCEA.

ARTICLE 19

EXPLOITATION

19.1 LOIS, RÈGLEMENTS ET EXIGENCES RÉGISSANT L'EXPLOITATION DES CENTRALES NUCLÉAIRES

Les lois nationales et exigences réglementaires pertinentes sont décrites en détail à l'article 7.2 du présent rapport, tandis que le processus de délivrance de permis est décrit à l'article 7.3 et que les préalables requis pour obtenir un permis d'exploitation relativement à une nouvelle centrale nucléaire sont résumées au tableau 7.1. Les procédures et exigences liées au renouvellement du permis d'exploitation et à l'exploitation continue sont décrites à l'article 8.1 du présent rapport.

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

Pour recevoir l'autorisation initiale d'exploiter une centrale nucléaire, le demandeur doit préparer et soumettre une analyse de sûreté appropriée et un programme de mise en service. Il doit démontrer dans ces documents qu'une fois construite, la centrale répondra aux exigences en matière de conception et de sûreté.

Comme on l'a vu à l'article 7.3 du présent rapport, la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA) doit veiller à ce que les conditions suivantes soient satisfaites avant d'accorder un permis d'exploitation :

- la construction de la centrale est conforme à la conception présentée et approuvée;
- l'analyse de sûreté est terminée;
- les plans d'exploitation sont satisfaisants.

Avant la mise en service d'une centrale, au moins un agent de la CCEA est affecté à la centrale pour observer les processus de mise en service et de mise en marche et pour en faire rapport.

Le personnel de la CCEA ne cherche pas à prendre part à tous les aspects du programme de mise en service du titulaire de permis. La CCEA doit s'en remettre au processus d'examen interne de ce dernier, qui est exigé par le plan d'assurance de la qualité 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 d'un composant particulier soient approuvées par les concepteurs. Les spécifications définissent les critères d'acceptation qui président aux inspections et aux essais réalisés dans le cadre du programme de mise en service. Si l'approbation des concepteurs est si importante, c'est pour veiller à ce que le programme de mise en service soit conforme aux exigences suivantes :

- le programme d'inspections et d'essais vérifie les éléments appropriés;
- les critères d'acceptation servent effectivement à démontrer que l'équipement peut assurer les fonctions de sûreté prévues par la conception.

Le plan d'assurance de la qualité exige également que soit documenté le processus d'approbation des spécifications et des résultats et que tout écart par rapport aux critères d'acceptation soit soumis à l'organisme responsable de la conception afin qu'il puisse, le cas échéant, déterminer les modifications qui s'imposent. Ceci permet au personnel de la CCEA de réaliser en tout temps des vérifications visant à déterminer :

- si les normes relatives aux précédés sont respectées;
- si les décisions prises sont appropriées.

Les experts de la CCEA qui participent directement à la mise en service se concentrent sur certains essais importants, tels ceux qui ont pour but de vérifier le comportement général de la centrale lors d'événements particuliers. Par exemple, un des essais porte sur le comportement de la centrale en cas de simple panne de courant. Le personnel de la CCEA assiste aux principaux essais de mise en service des systèmes spéciaux de sûreté, y compris les essais fonctionnels des systèmes d'arrêt au cours desquels le réacteur est effectivement arrêté d'urgence et le taux de réduction de puissance est mesuré (et comparé au taux postulé dans les analyses de sûreté).

Quand on ne peut effectuer un essai complet, on procède à des essais partiels. C'est ce qui arrive dans le cas des essais de mise en service des systèmes de refroidissement d'urgence du cœur. Par exemple, même s'il existe des essais de mise en service pour étudier l'injection du fluide de refroidissement dans le cœur du réacteur, aucun essai n'a pour objet d'étudier les cas où de l'eau froide est injectée dans un cœur chaud, car cela pourrait engendrer des contraintes très élevées dans les composants du système de refroidissement primaire. Ces composants sont conçus pour supporter des contraintes en cas d'urgence, car on a postulé qu'ils y seront effectivement exposés durant de leur durée de vie utile, mais en des circonstances limitées. On ne saurait toutefois justifier d'exposer les composants à de telles contraintes pour effectuer un essai.

L'examen de la mise en service effectué par le personnel de la CCEA porte essentiellement sur ces principaux essais, car on estime que ceux-ci jouent un rôle particulièrement important du point de vue de la sûreté. Ils ont pour but de vérifier le rendement global des caractéristiques de sûreté de la centrale et de permettre de déceler des problèmes que ne révéleraient pas les essais effectués sur des composants pris individuellement. L'observation menée par le personnel de la CCEA comprend l'examen des essais proposés. Cet examen englobe les spécifications détaillées de la mise en service pour déterminer si les critères d'acceptation des résultats des essais concordent avec les normes de sûreté du système, définies dans la demande de permis. Lorsque les essais sont terminés, les experts de la CCEA examinent les résultats des essais et les rapports de mise en service qui ont été produits.

La CCEA exige du titulaire de permis qu'il offre des garanties que la mise en service est terminée avant de procéder au démarrage du réacteur. Cette garantie prend la forme d'attestations écrites qui indiquent que :

- la mise en service a été complétée 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 permet de confirmer que la mise en service a été réalisée et que les résultats sont acceptables. Ce mécanisme fait partie du plan d'assurance de la qualité de la mise en service. Le plus souvent, il consiste en une série de rencontres au cours desquelles sont passés en revue les travaux réalisés relativement à des systèmes particuliers. Le personnel du bureau de la CCEA à la centrale assistent à certaines de ces réunions. Il doit être en possession des attestations appropriées avant le premier chargement du combustible et de l'eau lourde dans le réacteur et avant que le réacteur ne puisse atteindre sa première criticité.

Les attestations de l'achèvement de la mise en service peuvent énumérer certaines tâches qui n'ont pas encore été complétées, telle la préparation de rapports de mise en service qui ne sont pas exigés avant que soit accordée l'approbation souhaitée. L'utilité de la liste tient au fait qu'elle peut servir plus tard à vérifier 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 essais et de l'expérience opérationnelle, sont définies et révisées au besoin pour déterminer les limites de sûreté pour l'exploitation.

L'exploitation et la maintenance de la centrale, conformément aux principes qui ont présidé à sa conception technique et à la délivrance du permis — c'est-à-dire, conformément aux paramètres de sûreté opérationnels (PSO) — représentent une exigence fondamentale en matière de sûreté nucléaire.

Les PSO sont définis par 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, de même qu'à l'équipement ou aux fonctions de réserve liés à la sûreté, par exemple :
 - ▶ les seuils et autres limites des paramètres;
 - ▶ les critères de disponibilité;

- les exigences relatives aux systèmes fonctionnels, par exemple :
 - les limites des paramètres;
 - les principes et spécifications relatifs aux essais et à la surveillance;
 - les exigences relatives au rendement dans des conditions anormales;
- les conditions qu'il faut respecter avant de mettre hors service des systèmes spéciaux de sûreté et de l'équipement de réserve fonctionnel ou lié à la sûreté.

Ces exigences et conditions préalables émanent des éléments suivants :

- les exigences réglementaires, qui sont des exigences 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;
- d'autres analyses de sûreté;
- d'autres types d'analyse, telle l'évaluation probabiliste des risques.

En principe, l'analyse doit considérer tous les états admissibles pour la centrale. En pratique, toutefois, il est impossible d'analyser à l'avance tous les états possibles pouvant se présenter pendant toute la durée de vie de la centrale. Aussi l'analyse vise-t-elle plutôt à considérer un nombre de situations suffisant pour permettre de définir des PSO qui tiennent compte des variations prévues de l'état de la centrale à un niveau de détail raisonnable pour ce qui concerne le rendement des systèmes et de l'équipement. Les états définis par les PSO se limitent aux états analysés, dont la sûreté a été démontrée et qui ont été approuvés par la CCEA. On procède continuellement au perfectionnement et à l'actualisation des analyses pour refléter les progrès technologiques.

Les PSO analysés doivent satisfaire aux exigences réglementaires, normes et lignes directrices, ainsi qu'aux principes de la défense en profondeur en ce qui concerne la conception et l'exploitation de la centrale. Les autres limites considérées sont associées à l'équipement et aux matériaux, aux besoins de la production, au vieillissement de l'équipement, etc. Les modes de défaillance et les analyses des conséquences peuvent également contribuer à la définition des PSO.

Les fondements techniques des PSO figurent dans le rapport de sûreté. Ce dernier renferme une description de l'analyse de sûreté qui examine le comportement de la centrale dans les cas suivants :

- un processus fonctionnel fait défaut;
- un système subit une défaillance;
- un composant subit une défaillance;
- il se produit une erreur humaine.

L'analyse de sûreté prévoit les conséquences des accidents de dimensionnement et les compare aux normes établies (voir le document de consultation C-6, appendice 7.10, sous couvert séparé). Les PSO tiennent compte des incertitudes liées à l'instrumentation et aux analyses.

Les PSO sont précisés dans les documents suivants que l'on trouve dans les centrales:

- la Ligne de conduite pour l'exploitation (voir l'article 10.1.2 du présent rapport);
- les manuels d'exploitation;
- le manuel sur les incidents anormaux (ou manuel sur les défaillances).

Le manuel sur les incidents anormaux précise les mesures à prendre lorsque certaines indications laissent supposer que le fonctionnement de la centrale se rapproche des PSO ou les dépasse.

À la centrale nucléaire Point Lepreau, on a effectué un examen systématique de chaque système spécial de sûreté pour vérifier la concordance de la conception, de l'exploitation et de l'analyse de la centrale. Ce projet (auquel on a donné le nom de « Determination of Allowable Operating Envelope (détermination des paramètres opérationnels admissibles) » permet en outre de déterminer les paramètres de la centrale qui définissent les PSO admissibles. On a examiné les éléments suivants de façon détaillée et les résultats de cet examen sont documentés et révisés périodiquement :

- les exigences relatives au système;
- la conception technique originale et actuelle;
- l'historique de l'exploitation;
- le vieillissement des composants;
- les postulats et méthodes de l'analyse de sûreté.

19.2.3 Exploitation, maintenance, inspection et essais

Les activités d'exploitation, de maintenance, d'inspection et d'essais des centrales nucléaires sont effectuées conformément à des procédures approuvées.

Les permis d'exploitation de réacteurs de puissance délivrés par la CCEA renferment une série de conditions qui visent à faire en sorte que :

- le titulaire de permis respecte les exigences de la CCEA;
- le personnel de la CCEA est autorisé à obtenir des renseignements et, au besoin, à imposer des exigences particulières.

Les sections qui suivent examinent certaines des conditions précisées dans les permis d'exploitation des centrales nucléaires. On trouvera à l'annexe 7.1 du présent rapport un exemple représentatif de permis (celui de la centrale Pickering B).

Le titulaire de permis doit exploiter la centrale conformément à la Ligne de conduite pour l'exploitation, qui énonce les règles fondamentales régissant la sûreté de l'exploitation. Le document, préparé par le titulaire de permis, doit être approuvé par la CCEA. Il doit renfermer :

- une définition de l'autorité et des responsabilités des cadres et du personnel d'exploitation;
- les principes à appliquer pour assurer la sûreté de fonctionnement de chacun des systèmes de la centrale;
- les paramètres d'exploitation (limites chiffrées) qui doivent être respectés pour que la centrale soit toujours exploitée en deçà des limites établies dans l'analyse de sûreté.

Comme dans le cas des autres documents cités en référence dans le permis d'exploitation, tout manquement du personnel du titulaire de permis à respecter les exigences énoncées dans la Ligne de conduite pour l'exploitation constitue une infraction au permis.

Le permis précise également l'effectif minimal qui doit être présent dans la centrale en tout temps. La CCEA précise cette exigence pour s'assurer qu'il y a toujours un nombre suffisant d'employés qualifiés sur les lieux pour intervenir en cas d'urgence.

Le titulaire de permis doit effectuer régulièrement des essais et des inspections des systèmes, de l'équipement et des composants pour confirmer leur disponibilité; en outre, les activités de maintenance doivent respecter des normes acceptables par la CCEA. Plus particulièrement, le titulaire de permis doit veiller à ce que l'équipement et les systèmes continuent à respecter les normes de fiabilité et d'efficacité établies dans le rapport de sûreté et dans les documents présentés dans le cadre de sa demande de permis d'exploitation (voir également les articles 7.3.4, 8.1.1 et 14.1 du présent rapport).

La maintenance et les essais des systèmes spéciaux de sûreté doivent être réalisés de manière à respecter les procédures spéciales établies dans la Ligne de conduite pour l'exploitation. Ces procédures sont conçues de façon à ce qu'aucune fonction de sûreté ne soit compromise par les activités de maintenance.

On doit effectuer des essais des systèmes de sûreté à intervalles réguliers pour vérifier que chacune des fonctions de sûreté se déroule normalement. La CCEA exige que chacun des systèmes soit en mesure de fonctionner sans défaillance 99,9 % du temps pour se conformer aux normes de sûreté. Chaque composant des systèmes spéciaux de sûreté est régulièrement soumis à des essais fonctionnels. La fréquence des essais est déterminée d'après l'analyse de fiabilité, suivant laquelle la fiabilité prévue d'un système est fonction de la connaissance que l'on a de la fiabilité de ses composants.

Dans l'exploitation d'une installation, l'assurance de la qualité est un aspect essentiel de la bonne gestion car elle contribue à la réalisation des objectifs en matière de qualité et, par là, à la sûreté. C'est pourquoi la CCEA exige que le titulaire de permis prépare et maintienne un programme d'assurance de la qualité fondé sur une approche disciplinée de toutes les activités qui touchent à la sûreté des opérations, notamment les activités suivantes, s'il y a lieu :

- une vérification visant à confirmer que les tâches ont été effectuées correctement;
- la preuve documentaire établissant que le niveau de qualité requis a été atteint.

Le programme d'assurance de la qualité renferme également des procédures pour veiller à ce que toute mesure palliative ou corrective nécessaire a été prise.

19.2.4 Mise au place des procédures d'intervention

Des procédures sont établies pour répondre aux incidents et accidents prévisibles en cours d'exploitation. Ce mécanisme est contrôlé au moyen d'un système hiérarchisé de procédures. Bien qu'il existe des variantes dans les procédures suivies par les différentes centrales, la structure générale est la suivante :

- les manuels d'exploitation;
- les manuel d'alerte;
- le manuel sur les incidents anormaux (ou 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 auxiliaires figurent dans le manuel d'exploitation. Elles sont généralement regroupées en deux catégories :

- les procédures relatives aux systèmes, qui contrôlent l'activité des systèmes de la centrale pendant :
 - ▶ l'exploitation normale;
 - ▶ la mise en marche et la mise à l'arrêt d'un système;
 - ▶ la défaillance du système;
- les procédures intégrées qui servent à coordonner les grands changements d'état, telles la mise en marche et la mise à l'arrêt de la centrale.

Les procédures du manuel d'alerte donnent au personnel d'exploitation des renseignements quant aux fonctions liées aux alertes. Ces procédures précisent notamment les éléments suivants :

- les seuils de déclenchement;
- la cause probable de l'alerte;
- les données pertinentes;
- les points de référence;
- l'intervention de l'opérateur.

Les procédures qui figurent dans le manuel sur les incidents anormaux ont pour but de guider le personnel d'exploitation à la suite d'une défaillance d'un système de sûreté ou d'un système fonctionnel, ou d'un événement de mode commun. Au Secteur nucléaire d'Ontario Hydro (SNOH), on dénombre trois catégories de procédures dans le manuel sur les incidents anormaux :

- les procédures relatives aux systèmes de sûreté dans des conditions anormales;
- les procédures opérationnelles d'urgence;
- les procédures de surveillance des paramètres de sûreté critiques.

Dans d'autres centrales, les procédures s'appliquant à l'exploitation dans des conditions anormales et les procédures d'urgence font l'objet de manuels distincts.

Les procédures relatives aux systèmes de sûreté dans des conditions anormales indiquent les mesures compensatoires à prendre lorsqu'un système de sûreté connaît une défaillance ou est non disponible. Les procédures d'urgence indiquent quelles mesures il faut prendre lorsqu'un accident se produit; elles ont pour but de rétablir la centrale dans un état sûr et de protéger la santé et la sécurité des employés et du grand public. Les procédures relatives aux paramètres de sûreté critiques permettent de surveiller ces paramètres de plus près dans des conditions d'accident et constituent un dispositif d'appoint pour les procédures d'exploitation d'urgence. On trouve à l'article 16 du présent rapport plus de détails sur les procédures à suivre sur le site en cas d'urgence.

Les procédures énoncées dans le manuel de radioprotection visent à assurer la sécurité des opérateurs et du grand public lorsqu'il se produit un incident radiologique important. Ces procédures ont pour but de :

- déterminer la classification et la catégorisation des événements;
- déterminer les dispositions relatives à la notification hors site;
- préciser les mesures de protection et de surveillance lorsqu'un accident se produit.

19.2.5 Soutien technique nécessaire dans tous les domaines liés à la sûreté

Les centrales nucléaires disposent de services d'ingénierie et de soutien technique dans tous les domaines liés à la sûreté et ce, pendant toute leur durée de vie.

La question des ressources financières et humaines des titulaires de permis est examinée à l'article 11 du présent rapport. Ces ressources sont planifiées tout au long de la durée de vie de la centrale et tiennent compte des améliorations requises ainsi que du déclassement. Des budgets sont également prévus pour les services externes et pour des contrats de service destinés à assurer des services de soutien dans les domaines qui se situent hors des connaissances spécialisées des ingénieurs et du personnel technique de la centrale. En raison du caractère limité des ressources de leurs centrales à l'égard de diverses fonctions de soutien, la Société d'énergie du Nouveau-Brunswick et Hydro-Québec ont des contrats de service avec Énergie atomique du Canada limitée, le SNOH et de nombreuses autres entreprises canadiennes dans des domaines comme :

- la recherche;
- l'ingénierie;
- l'analyse;
- l'évaluation;

- la maintenance;
- les inspections;
- le soutien à la conception technique.

Au SNOH, on a pris des initiatives pour assurer la disponibilité des services d'ingénierie et de soutien technique liés à la sûreté des centrales pendant toute la durée de vie des installations. Un modèle de programme de travail de base a été préparé par un conseiller de l'extérieur en vue de déterminer les besoins en personnel. Le modèle, qui a examiné des données de l'industrie provenant de plus de 50 centrales nucléaires, sert à déterminer les niveaux de personnel cibles au SNOH. En plus d'établir les besoins précis pour chaque centrale, des cibles sont également définies en fonction du type d'emploi, du département et du programme de travail. À la suite de l'évaluation de rendement indépendante et intégrée (voir l'article 6.2.3 du présent rapport), la direction a décidé d'augmenter le nombre d'employés et a intégré cette hausse dans son plan d'entreprise.

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.

Les exigences en matière de production de rapports sont décrites dans le document R-99 (voir l'appendice 7.9, sous couvert séparé). Ce document renferme les exigences concernant les rapports que les exploitants de centrales nucléaires doivent soumettre à l'organisme de réglementation. Chaque titulaire de permis comprend l'importance de tenir la CCEA au courant 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 CCEA conformément aux exigences du document R-99 :

- rapports d'événements;
- rapports trimestriels;
- mises à jour du rapport de sûreté;
- rapports de surveillance environnementale et radiologique
- rapports de recherche et de développement;
- rapports d'inspections périodiques;
- rapports de fiabilité.

Ces rapports sont décrits à l'article 9.2 du présent rapport.

Les incidents importants du point de vue de la sûreté sont principalement signalés dans les rapports d'événements, ainsi que dans un certain nombre d'autres rapports, selon la nature de l'événement. Les rapports d'événements renferment une description des événements non prévus et de toute infraction à des conditions de permis. Ils renferment également des données sur la réponse des systèmes de sûreté par suite de l'événement et sur les émissions et les doses de rayonnement qui auraient pu en résulter.

Dans chaque cas, le titulaire de permis doit faire un rapport oral de l'événement à la CCEA dès le premier jour ouvrable qui suit la découverte de la situation à signaler. En outre, il doit par la suite présenter un rapport écrit détaillé dans les délais précisés dans le document R-99.

En plus de ces rapports obligatoires, les services publics préparent de leur propre chef des rapports, qui ne sont pas exigés expressément dans le document R-99, au sujet de toute situation susceptible d'avoir des répercussions importantes soit en général, soit du point de vue de la sûreté (par exemple, un défaut de fabrication du combustible).

19.2.7 Cueillette et analyse des données sur l'expérience opérationnelle

On a mis en place des programmes visant à recueillir et à analyser les données au sujet de l'expérience opérationnelle. Les résultats servent à établir des conclusions appropriées et à prendre les mesures qui s'imposent. Il existe également des mécanismes qui permettent de partager les résultats les plus importants avec des organismes internationaux et avec d'autres organismes de réglementation et d'exploitation.

ANALYSE RÉTROSPECTIVE DE L'EXPÉRIENCE OPÉRATIONNELLE

L'analyse rétrospective des données sur l'expérience opérationnelle consiste à recueillir et analyser les données sur l'exploitation des centrales et à diffuser les leçons tirées des résultats. Les mécanismes d'analyse rétrospective (ou de retour d'expérience) établis par les services publics au Canada font habituellement partie de leur système d'assurance de la qualité ou de celui de leurs centrales. Outre les services publics, la CCEA, le Groupe de propriétaires de CANDU (GPC) et d'autres organismes participent à ces mécanismes de retour d'expérience.

EXIGENCES ET OBLIGATIONS

Les mécanismes de retour d'expérience qui sont établis dans les centrales nucléaires canadiennes sont assujettis à des exigences relatives à l'assurance de la qualité. La norme canadienne CAN/CSA-N286.5, article 3.7 (Retour d'expérience), prévoit des mesures visant à s'assurer que l'expérience opérationnelle est documentée, évaluée et intégrée à l'exploitation de la centrale ou aux programmes d'assurance de la qualité, selon le cas. Elle prescrit également que ces renseignements doivent être mis à la disposition du personnel qui est associé à d'autres étapes du cycle de vie de la centrale. En vertu de cette disposition, la CCEA effectue des vérifications dans les centrales et aux sièges sociaux des services publics pour s'assurer que les mécanismes d'analyse rétrospective atteignent leurs objectifs.

Comme les permis d'exploitation stipulent des exigences relatives à la notification d'incidents spécifiques à la CCEA et comme la notification de ces incidents est un élément essentiel du mécanisme de retour d'expérience, ce dernier est assujetti en partie aux exigences prescrites dans le permis. Les titulaires de permis doivent signaler certains incidents ou événements à la CCEA. Le permis d'exploitation d'une centrale nucléaire stipule des exigences relatives à la notification de ces incidents et événements conformément au document R-99.

Par ailleurs, la CCEA est 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 aux systèmes de notification des incidents (Incident Reporting Systems) de l'AIEA et de l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE lorsque surviennent des événements importants dans ses centrales. Il s'acquitte de cette obligation en nommant un membre du personnel de la CCEA au poste de coordonnateur national chargé de recueillir et d'analyser les données relatives aux événements qui se produisent au Canada et de les transmettre à l'AEN et à l'AIEA.

Le Canada participe également au système de notification de l'Échelle internationale des événements nucléaires, administré par l'AIEA. Les pays membres se servent de cette échelle, 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 du point de vue de la sûreté. Le système vise à donner aux médias et au public une bonne idée des incidents et accidents signalés. Pour accélérer la transmission des renseignements venant du Canada, la coordination, l'échange de rapports et la classification des événements selon leur gravité sont confiés au GPC.

SOURCES D'INFORMATION

La première source d'information est les rapports d'événements ou les rapports d'événements importants, rédigés par les responsables de la centrale. Ces rapports renferment des renseignements sur les événements non souhaitables qui sont considérés comme étant importants dans l'exploitation des centrales nucléaires et des installations connexes.

Un certain nombre de critères déterminent les incidents dont il faut faire rapport. De façon générale, les incidents visés sont ceux qui ont eu, ou qui pourraient avoir, des répercussions sur la sûreté de la centrale, la sécurité du personnel et l'environnement, ou encore sur la production des tranches ou qui entraînent d'autres pertes économiques. Ces incidents comprennent notamment :

- les défaillances de l'équipement de sûreté ou de l'équipement fonctionnel;
- les émissions radioactives;
- les rejets de produits chimiques dangereux dans l'environnement;
- les pertes importantes d'eau lourde;
- les mises à l'arrêt non planifiées;
- les quasi-défaillances de l'équipement ou les lésions corporelles;
- les erreurs humaines;
- d'autres événements signalés par la direction de la centrale.

Parmi les autres rapports se trouvent les rapports trimestriels des titulaires de permis, les rapports de mise en service et les rapports de vérification interne. La CCEA publie aussi des rapports portant sur l'évaluation de l'exploitation des centrales nucléaires. Ces rapports renferment les résultats des études des équipes de la CCEA et indiquent les carences que le titulaire de permis doit corriger.

Les sources internationales comprennent les rapports du système de notification des incidents de l'AIEA et de l'OCDE, ainsi que les avis et bulletins de la commission américaine de réglementation nucléaire (la U.S. Nuclear Regulatory Commission). Ces rapports sont régulièrement diffusés par la CCEA à tous les titulaires de permis canadiens. Lorsque ceux-ci les reçoivent, ils les intègrent à leurs mécanismes de retour d'expérience et ils devraient être étudiés afin d'en tirer des leçons pour leurs propres centrales.

RÉSEAUX DE RÉTROACTION

On trouve un certain nombre de réseaux et systèmes de rétroaction à la fois parmi les services publics et au sein de la CCEA.

- **Rétroaction au sein des services publics**
Les systèmes de rétroaction au sein des services publics visent à améliorer à la fois la fiabilité de la production d'électricité et la sûreté des centrales nucléaires. Dans le cas des services publics qui possèdent des centrales à tranche unique, le système de rétroaction ne vise que la centrale. S'il existe un siège social, comme dans le cas du SNOH, on aura plusieurs mécanismes de rétroaction, dont l'un se trouvera au siège social et les autres dans chacune des centrales.
- **Rétroaction entre les services publics**
On trouve également un réseau de rétroaction reliant les centrales CANDU. Le GPC coordonne des échanges directs d'information sur l'exploitation entre les centrales CANDU. Les rapports sont habituellement transmis par l'entremise du réseau CANDU (CANNET). CANNET est un système de communication électronique informatisé à l'intention des membres du GPC qui leur permet d'échanger des renseignements au sujet des aspects suivants des centrales CANDU :
 - ▶ la conception;
 - ▶ la construction;
 - ▶ la délivrance de permis;
 - ▶ la sûreté;
 - ▶ l'exploitaion;
 - ▶ la maintenance.

Les rapports sont affichés sur le CANNET par les services publics qui appartiennent au réseau pour permettre aux autres centrales de déterminer si des situations semblables à celles qui y sont décrites sont susceptibles de se produire chez elles.

Dans une lettre adressée à tous les directeurs de centrale en 1991, la CCEA indiquait qu'il lui paraissait essentiel que les services publics s'échangent directement des rapports au sujet des événements considérés comme ayant des répercussions sur la sûreté afin d'éviter que ces événements se répètent. La CCEA priait instamment les titulaires de permis de veiller à ce que ces rapports

soient transmis aux autres centrales en temps opportun. En plus de cette démarche, la CCEA a pris une autre initiative en demandant d'avoir accès au CANNET afin d'observer la circulation des informations entre les centrales concernant la sûreté.

- **Rétroaction au sein de la CCEA**
Au sein de la CCEA, le système de rétroaction s'intéresse plutôt à la sécurité des travailleurs et du public et à la protection de l'environnement. En 1983, la CCEA a mis sur pied le système de traitement des événements inhabituels. Il s'agit d'une approche unifiée de l'évaluation des événements qui se produisent dans les centrales nucléaires. Des employés appartenant à divers groupes spécialisés participent à ces évaluations.

Dans le cadre du système de traitement des événements inhabituels, on effectue des examens détaillés de l'expérience opérationnelle des centrales afin de pouvoir en discerner les aspects susceptibles de susciter des préoccupations du point de vue de la sûreté, d'améliorer la diffusion de ces renseignements et de les intégrer au processus de délivrance de permis, à la réglementation et à l'exploitation.

Pour cueillir, trier, stocker et récupérer les données opérationnelles de manière plus efficace, elles sont actualisées et gérées dans une base de données informatisée. On y a répertorié plus de 12 000 événements consignés, englobant aussi bien des incidents qui doivent être signalés que des situations qui n'ont pas à l'être. Ce n'est pas seulement la nécessité de stocker de grandes quantités de données qui justifie le recours à une base informatisée pour traiter les données opérationnelles, mais aussi la nécessité d'effectuer des analyses paramétriques des tendances des indicateurs de rendement ainsi que des examens périodiques, car certains problèmes ne sont pas révélés par un seul événement mais par un certain nombre d'événements sur une période de temps.

CONCLUSIONS ET MESURES DÉCOULANT DES ANALYSES RÉTROSPECTIVES DE L'EXPÉRIENCE OPÉRATIONNELLE

Les résultats des analyses d'événements effectuées par la CCEA sont diffusés à ses employés, aux services publics canadiens et à certaines autorités provinciales. Les problèmes et les sujets d'inquiétude qui pourraient s'appliquer à d'autres centrales sont portés à l'attention des agents de centrale de la CCEA et de différents groupes d'experts au sein de la CCEA. Ils se servent des renseignements qui leur sont transmis pour évaluer les demandes faites par les titulaires de permis.

Les agents de centrale de la CCEA incorporent les résultats des analyses d'événements dans leurs examens et évaluations des mesures correctives prises par les titulaires de permis en réaction à un événement déterminé. Si ces mesures sont jugées inadéquates, d'autres mesures sont alors requises. En outre, les agents de centrale surveillent l'exécution des mesures correctives pour s'assurer qu'elle se fait diligemment.

Les équipes d'audit de la CCEA consultent les données relatives à l'expérience opérationnelle dans la base de données lorsqu'elles préparent leurs programmes de

d'audit et cherchent à déterminer la nature des problèmes qui se posent dans l'exploitation ou la maintenance des centrales, par exemple :

- le non-respect des procédures;
- les carences des procédures;
- l'utilisation de composants irréguliers.

De même, les évaluations réalisées par les experts de la CCEA font souvent appel aux données sur l'expérience opérationnelle enregistrées dans la base de données de la CCEA.

Le Groupe de coordination des projets de réacteur est une équipe de la CCEA composée d'agents de centrale principaux et de cadres supérieurs. Les membres de l'équipe se rencontrent périodiquement pour discuter des questions de sûreté importantes. Lors de ces réunions, les résultats des analyses rétrospectives de l'expérience opérationnelle relatives à une centrale déterminée sont communiqués aux autres centrales. Cette pratique permet à la CCEA de veiller à ce que chaque centrale puisse tirer parti de l'expérience opérationnelle acquise par les autres centrales.

CONTRÔLE DES ACTIVITÉS DE RÉTROACTION

La CCEA procède à des vérifications dans les centrales nucléaires pour contrôler les éléments du processus de rétroaction qui englobent à la fois les données produites à l'interne, comme les rapports d'événements, et des renseignements provenant de l'extérieur, c'est-à-dire d'autres centrales nucléaires au Canada ou à l'étranger.

La CCEA surveille également les mécanismes de rétroaction entre les services publics par l'entremise du réseau CANNET, comme on l'a mentionné plus tôt.

19.2.8 Production minimale de déchets radioactifs

La production de déchets radioactifs qui résulte de l'exploitation d'une centrale nucléaire est maintenue au minimum réalisable pour la fonction considérée, tant du point de vue de l'activité que du volume. Le traitement et le stockage, sur le site même de la centrale, du combustible épuisé et des déchets liés directement à l'exploitation, comprennent le conditionnement et l'évacuation.

Les méthodes utilisées au Canada par les exploitants de centrales nucléaires pour gérer les déchets radioactifs de faible et de moyenne activité et le combustible irradié sont semblables à celles utilisées par d'autres pays. L'accent est d'abord mis sur la réduction des déchets au minimum, sur la réduction du volume et le stockage des déchets à long terme puisqu'à l'heure actuelle, on ne dispose pas encore d'installations d'évacuation.

RESPONSABILITÉ

Le gouvernement fédéral a établi une politique nationale globale et intégrée en vue d'assurer l'efficacité de la gestion et de l'évacuation de tous les types de déchets radioactifs. Cependant, la responsabilité de la gestion et du stockage à long terme des déchets radioactifs et du combustible épuisé incombe d'abord aux exploitants.

ACTIVITÉS

Tous les déchets produits par les centrales nucléaires sont séparés au point d'origine en déchets contaminés et non contaminés. Les déchets contaminés de faible ou moyenne activité sont par la suite divisés en plusieurs catégories :

- déchets incinérables;
- déchets compactables;
- déchets qui ne peuvent être traités.

Le tri plus détaillé des déchets en facilite la manutention, le traitement et le 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.

TRAITEMENT DES DÉCHETS

Le volume des déchets radioactifs est habituellement diminué par compactage ou par incinération afin de réduire au minimum la manutention et la dimension des aires de stockage. Les techniques utilisées actuellement au Canada permettent de réduire d'environ 60 % le volume des déchets avant le stockage.

STOCKAGE

Au Canada, le stockage est la principale activité de surveillance des déchets radioactifs produits par les centrales nucléaires. Les déchets radioactifs de faible ou moyenne activité sont stockés soit sur le site ou hors site dans des structures construites en surface ou souterraines. Le volume de certains déchets est d'abord réduit par compactage ou incinération. Le combustible épuisé est placé en stockage par immersion à la centrale nucléaire pendant une période déterminée, après laquelle il peut être transféré vers des installations de stockage à sec aménagées en surface en vue du stockage à long terme. Tous les déchets radioactifs sont stockés de manière à pouvoir être récupérés.

Les exploitants ont adopté des méthodes visant à récupérer l'espace de stockage en étageant les déchets après une désintégration radioactive suffisante, en compactant davantage les déchets (supercompactage) ou en procédant à un tri.

INITIATIVES EN MATIÈRE D'ÉVACUATION

Divers projets visant à développer et mettre en place des systèmes d'évacuation des déchets radioactifs au Canada (déchets radioactifs de faible ou moyenne activité et combustible épuisé) sont présentement en cours.

ANNEXE 1.1

PROGRAMMES DE RECHERCHE ET DE DÉVELOPPEMENT DU GROUPE DE PROPRIÉTAIRES DE CANDU

Au Canada, les activités de recherche et de développement (R-D) destinées à soutenir les centrales CANDU en exploitation sont administrées et gérées par l'entremise du Groupe des propriétaires de CANDU (GPC), qui est formé de trois services publics — le Secteur nucléaire d'Ontario Hydro (SNOH), Hydro-Québec et la Société d'énergie du Nouveau-Brunswick (Énergie Nouveau-Brunswick) —, ainsi que de la société Énergie atomique du Canada limitée (EACL). Les projets de R-D faisant l'objet d'un financement mixte relèvent de divers domaines techniques, à savoir :

- la sûreté nucléaire et la délivrance de permis;
- la radioprotection et la santé;
- la technologie des canaux de combustible;
- les techniques et processus chimiques;
- les systèmes fonctionnels et le matériel;
- les instruments et les commandes;
- la technologie des générateurs de vapeur.

La structure organisationnelle du programme du GPC (illustrée à la figure 1A.1) se compose des éléments suivants :

- le comité de direction, qui fixe les objectifs du programme, évalue les progrès réalisés et décide de l'affectation des budgets;
 - les Opérations du GPC, qui administrent et surveillent le programme technique;
 - les comités techniques, qui gèrent les travaux de recherche dans les domaines techniques susmentionnés;
 - les groupes de travail, qui orientent les recherches dans des disciplines bien précises pour chacun des domaines techniques et qui travaillent en étroite collaboration avec les chercheurs.
-

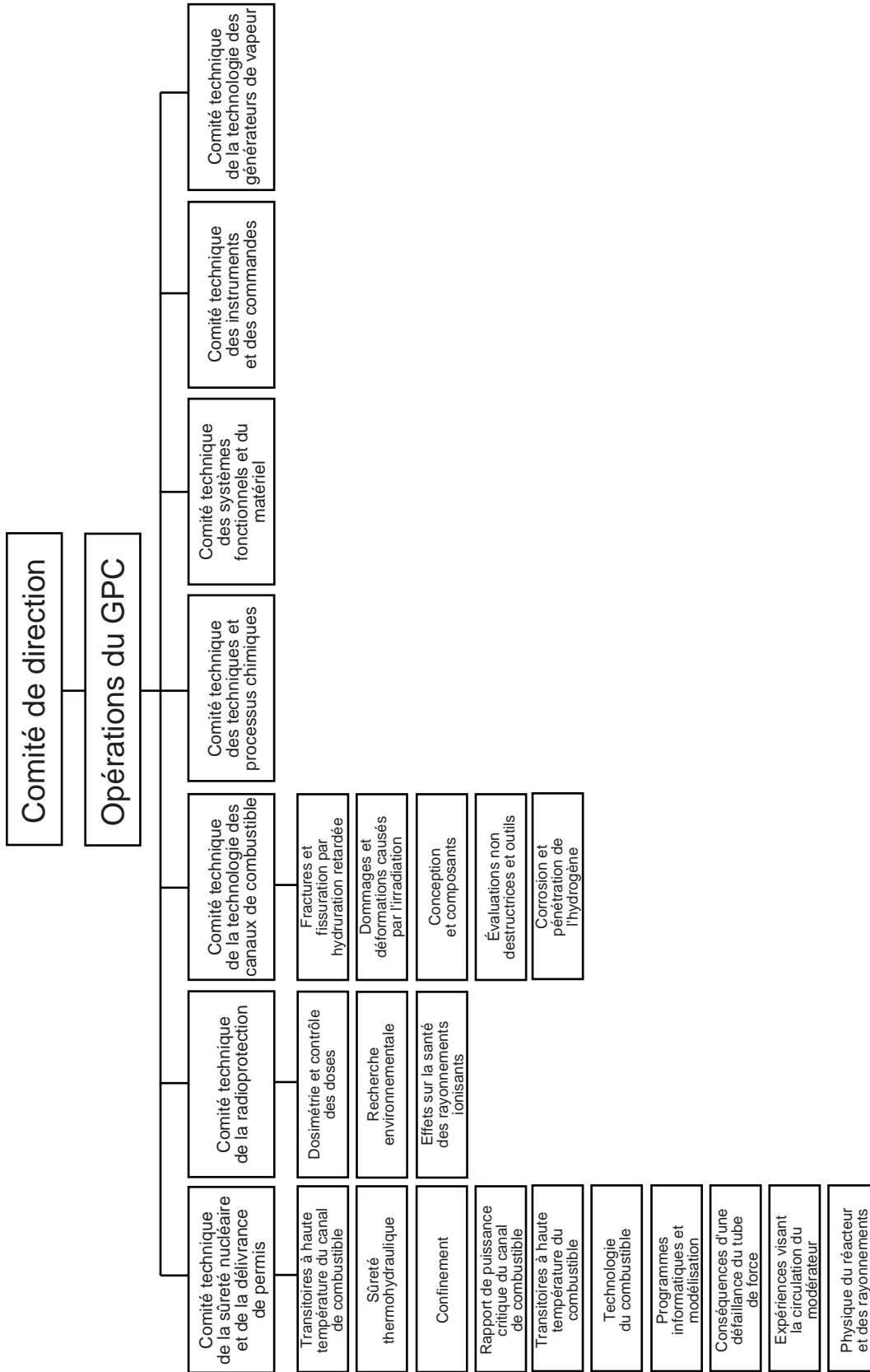


Figure 1A.1 : Structure organisationnelle des programmes de recherche et de développement et des domaines techniques du Groupe de propriétaires de CANDU

Les programmes de R-D du GPC servent à produire les données et renseignements nouveaux qui seront nécessaires pour assurer le soutien technique des centrales nucléaires CANDU. Ces programmes sont décrits dans les sections suivantes.

1. PROGRAMME SUR LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE ET SUR LA DÉLIVRANCE DE PERMIS

Le programme sur la sûreté nucléaire et sur la délivrance de permis contribue à l'avancement de technologies essentielles pour la résolution des problèmes liés à la sûreté nucléaire. Il comporte des programmes expérimentaux qui permettent de produire des données et outils de prévision particulièrement utiles pour quantifier, voire réduire, les incertitudes inhérentes aux analyses de sûreté visant les centrales nucléaires. Ce programme, qui contribue en outre à maintenir la sûreté nucléaire en permettant de mieux comprendre les phénomènes qui influent sur elle, poursuit les objectifs suivants :

- soutenir la vérification des exigences de conception des systèmes de sûreté et des paramètres de sûreté des centrales nucléaires en exploitation;
- contribuer au règlement des questions de sûreté en suspens touchant la délivrance de permis;
- maintenir les ressources de base, les connaissances scientifiques et les infrastructures nécessaires pour assurer le soutien d'un programme de recherche en sûreté nucléaire.

Les sous-éléments du programme de R-D sur la sûreté nucléaire sont décrits dans les sections suivantes.

1.1 Transitoires à haute température du canal de combustible

Le programme sur les transitoires à haute température du canal de combustible vise les phénomènes physiques associés au comportement thermique, mécanique et chimique des canaux de combustible du réacteur CANDU dans les conditions de température élevée caractéristiques d'accidents où se produit, par exemple, une perte de fluide de refroidissement suivie d'une perte du système de refroidissement d'urgence du cœur. Les travaux entrepris dans ce domaine de la technologie visent à mettre au point des données expérimentales et des modèles servant à :

- caractériser le comportement de la déformation du tube de force lorsqu'il est exposé à des conditions de température élevée qui menacent l'intégrité du canal de combustible;
- caractériser le comportement thermochimique du canal de combustible dans des conditions de température élevée caractéristiques d'accidents où se produit une perte de fluide de refroidissement suivie d'une perte du système de refroidissement d'urgence du cœur;
- quantifier le transfert thermique des canaux de combustible au modérateur dans des conditions de température élevée et confirmer l'efficacité du modérateur à titre de source froide;
- caractériser les effets du vieillissement sur les conséquences d'un accident.

1.2 Sûreté thermohydraulique

Les programmes de sûreté thermohydraulique visent à mettre au point des données expérimentales servant à l'analyse des aspects thermohydrauliques du comportement du système CANDU dans des conditions hypothétiques de perturbation et d'accident. Les modèles sont élaborés et validés en misant sur :

- une meilleure compréhension, fondée sur des expériences et des analyses de données, du comportement des composants du système CANDU;
- une meilleure compréhension du comportement thermohydraulique d'une boucle intégrale en forme de huit possédant plusieurs des caractéristiques géométriques et physiques du circuit caloporteur d'un réacteur CANDU;
- la mise au point d'une instrumentation améliorée pour faciliter l'analyse tant qualitative que quantitative des installations servant aux essais thermohydrauliques;
- la mise au point d'outils logiciels pour faciliter l'analyse et la documentation.

1.3 Confinement

Le programme de confinement s'articule autour de quatre grands thèmes, à savoir le comportement de l'hydrogène dans le système de confinement, le comportement des produits de fission, le comportement des aérosols et le rendement du matériel.

En termes plus précis, il vise à mettre au point des technologies servant à :

- appuyer la recherche de solutions qui répondent aux préoccupations de sûreté entourant le comportement de l'hydrogène après un accident;
- obtenir l'information et les instruments nécessaires pour évaluer et réduire au minimum les rejets d'aérosols de produits de fission hors du système de confinement à la suite d'un accident touchant le réacteur;
- obtenir l'information et les instruments nécessaires pour évaluer et réduire au minimum les rejets d'iode radioactif et d'autres produits de fission gazeux hors du système de confinement à la suite d'un accident touchant le réacteur;
- obtenir une meilleure compréhension, appuyée d'une démonstration, du rendement du matériel particulier utilisé dans le système de confinement, et ce, tant dans des conditions normales que dans des conditions d'accident.

1.4 Rapport de puissance critique du canal de combustible

Le programme du rapport de puissance critique (RPC) du canal de combustible vise à fournir des méthodes de prévision fiables du comportement thermohydraulique lors d'un accident où se produit une perte de régulation (PR) et dans des conditions résultant d'un accident caractérisé par une perte de fluide de refroidissement, et ce, en mettant l'accent sur la prévision de la puissance critique de canal (PCC) dans des conditions tant normales qu'anormales. Il cherche en outre à prévoir les conséquences d'un dépassement du flux de chaleur critique (FCC).

Les objectifs précis poursuivis dans ce domaine de la technologie s'énoncent de la façon suivante :

- mettre au point des techniques permettant d'accroître la PCC et d'abaisser les températures après assèchement;
- obtenir une meilleure compréhension des mécanismes régissant le FCC, la modélisation du FCC, le début du remouillage des gaines sèches, la caléfaction, la migration du vide et la chute de pression dans un liquide diphasique;
- mettre au point, valider et soutenir le programme informatique ASSERT, qui permet de prévoir les conditions thermohydrauliques locales dans les canaux de combustible;
- assembler et mettre à jour un ensemble de méthodes de prévision du comportement thermohydraulique qui puissent s'appliquer aux canaux de combustible et aux autres composants du réacteur CANDU;
- produire des données sur le FCC et sur la chute de pression, ainsi que des méthodes de prévision, qui puissent s'appliquer à la conception des grappes de combustible CANDU en prenant en compte toute une gamme de conditions d'exploitation des grappes et de divers modes de circulation du fluide de refroidissement;
- procéder à des essais distincts sur les effets du FCC et effectuer des expériences de modélisation du FCC.

1.5 Transitoires à haute température du combustible

Le programme sur les transitoires à haute température du combustible vise à fournir les données expérimentales permettant de quantifier le comportement chimique et physique du combustible du réacteur CANDU dans les conditions de température élevée caractéristiques d'accidents où se produit une perte de fluide de refroidissement suivie d'une perte du système de refroidissement d'urgence du cœur.

Les objectifs précis poursuivis dans ce domaine de la technologie s'énoncent de la façon suivante :

- procéder à des études distinctes sur les effets du rejet, du transport et du dépôt, dans le circuit caloporteur primaire, de produits de fission;
- effectuer des expériences en réacteur portant sur l'ensemble de ces effets, afin de déterminer le comportement des produits de fission et du combustible dans des conditions d'accident;
- effectuer des études hors réacteur portant sur le comportement chimique et physique du combustible CANDU dans des conditions de température élevée;
- intégrer les résultats de la recherche internationale en matière de sûreté à la base de connaissances permettant de mieux comprendre les phénomènes résultant d'accidents graves dans les réacteurs CANDU;
- mettre au point une série de programmes informatiques mécanistes vérifiés et portables, dont la qualité est éprouvée, permettant de simuler le comportement du réacteur dans des conditions d'accident hypothétiques et de température élevée à très élevée.

1.6 Technologie du combustible

Le programme sur la technologie du combustible vise à fournir les données expérimentales permettant d'établir les limites d'exploitation du combustible, de définir le comportement des rejets à la suite d'une défaillance et d'interpréter la modélisation des interactions du combustible avec les canaux de combustible dans des conditions d'exploitation normales.

Les objectifs précis poursuivis dans ce domaine de la technologie s'énoncent de la façon suivante :

- obtenir une meilleure compréhension des particularités du combustible CANDU en évaluant ses limites de rendement et rassembler des données sur les matériaux qui permettront d'utiliser et de valider les modèles;
- obtenir, grâce à l'examen du combustible des réacteurs, des données permettant d'améliorer la conception du combustible;
- caractériser le comportement du combustible durant les transitoires de puissance du réacteur en exploitation.

1.7 Conséquences d'une défaillance du tube de force

Le programme sur les conséquences d'une défaillance du tube de force porte sur les questions de sûreté liées à la dislocation du cœur et à la perte de contrôle de la puissance pour l'accident de dimensionnement. Dans le cadre de ce programme, les mécanismes susceptibles de conduire à la perte éventuelle du modérateur, qui constitue l'ultime source froide dans des conditions d'accident grave, sont examinées. Les résultats de tels travaux contribuent à confirmer les postulats de base des analyses de sûreté et fournissent des données qui permettront de valider les programmes informatiques utilisés dans les évaluations de la sûreté.

Les objectifs précis poursuivis dans ce domaine de la technologie s'énoncent de la façon suivante :

- obtenir les données nécessaires pour évaluer la possibilité que des dommages structuraux soient causés au cœur du réacteur par suite d'une défaillance de canal de combustible, et pour déterminer l'étendue de tels dommages éventuels;
- préciser la gamme des géométries prévisibles de la défaillance du tube de force dans le réacteur et quantifier la marge existante, en regard de la défaillance du tube de calandre, pour toute la gamme de modes de défaillance possibles, pour les tubes de force;
- fournir des données sur les variables importantes utilisées dans les programmes informatiques d'analyse de sûreté.

1.8 Circulation du modérateur

Le programme sur la circulation du modérateur vise entre autres, en fournissant des prévisions détaillées sur la répartition de la température du modérateur dans la calandre

avant et durant un accident, à permettre aux analyses de sûreté de démontrer la disponibilité d'un sous-refroidissement adéquat. Ces prévisions sont faites en utilisant des programmes informatiques fondés sur la dynamique des fluides computationnelle (DFC) se situant à la fine pointe de la technique. Pour améliorer la modélisation numérique et pour s'assurer de la validité des résultats obtenus, il est essentiel que l'on dispose non seulement d'une bonne connaissance, fondée sur des expériences, des facteurs qui influent sur le débit du modérateur et sur la répartition thermique dans la calandre, mais encore d'une base de données expérimentales qui permette de valider les programmes informatiques fondés sur la DFC. Le sujet est générique et affecte tout le parc CANDU.

Les objectifs précis poursuivis dans ce domaine de la technologie s'énoncent de la façon suivante :

- constituer une base de données expérimentales qui sera utile pour modéliser les programmes informatiques fondés sur la DFC utilisés à cette fin;
- appuyer la vérification de la base conceptuelle et de l'enveloppe d'exploitation établies, à des fins de sûreté, pour les centrales en exploitation.

1.9 Physique du réacteur et des rayonnements

Le programme sur la physique du réacteur et des rayonnements vise à fournir des mesures qui permettront de valider les calculs de la réactivité due au vide créé par une perte de fluide de refroidissement utilisés dans les analyses de ce genre de perte, d'une part, et à élaborer et mettre à jour, d'autre part, les programmes informatiques et les bases de données qui serviront à analyser tout aussi bien la physique du réacteur CANDU et la physique des rayonnements que le blindage du réacteur.

Les objectifs précis poursuivis dans ce domaine de la technologie s'énoncent de la façon suivante :

- fournir des mesures qui permettront de valider les calculs de la réactivité due au vide créé par une perte de fluide de refroidissement utilisés dans les analyses de ce genre de perte;
- élaborer et mettre à jour les programmes informatiques et les bases de données qui serviront à analyser tout aussi bien la physique du réacteur CANDU et la physique des rayonnements que le blindage du réacteur.

1.10 Programmes informatiques et modélisation

Le programme sur les programmes informatiques sur la modélisation permet de documenter la connaissance des phénomènes physiques et d'intégrer les données à des instruments qui peuvent servir à concevoir les réacteurs et à effectuer des analyses de sûreté. Les modèles mathématiques de divers phénomènes sont intégrés à des programmes informatiques qui sont ensuite validés, grâce à des expériences, pour veiller à ce que les exigences en matière d'assurance de la qualité utilisées dans l'analyse des réacteurs soient respectées.

Les objectifs précis poursuivis dans ce domaine de la technologie s'énoncent de la façon suivante :

- assurer l'efficacité des systèmes de refroidissement d'urgence du cœur (SRUC);
- obtenir de l'information sur le refroidissement du cœur en l'absence de circulation forcée;
- obtenir des analyses sur le comportement du combustible et des canaux de combustible à des températures élevées;
- obtenir des données sur les critères servant à mesurer l'efficacité du déclenchement et sur le comportement après assèchement;
- obtenir une meilleure compréhension des interactions entre le modérateur et le combustible en fusion.

2.0 PROGRAMME SUR LA RADIOPROTECTION

Le programme sur la radioprotection vise à améliorer les techniques qui permettent d'évaluer l'exposition aux rayonnements subie par les travailleurs, par le public et par l'environnement. Il contribue en outre à l'avancement des connaissances requises pour prévoir les effets des rayonnements sur la santé humaine et sur l'environnement, tout en fournissant les moyens nécessaires pour améliorer la radioprotection dans les centrales CANDU en exploitation.

2.1 Dosimétrie et contrôle des doses

Le programme sur la dosimétrie et sur le contrôle des doses vise à fournir des systèmes de dosimétrie externe améliorés dans les centrales CANDU et des modèles validés pour la dosimétrie interne du tritium et du carbone 14, ainsi que des méthodes d'analyse des concentrations de plutonium 239 dans les échantillons d'urine des travailleurs des centrales CANDU et de détection radiochimique du tritium et du carbone 14 organiquement liés. Il appuie en outre les programmes que mettent en œuvre les universités canadiennes dans les domaines de la physique des rayonnements et de la dosimétrie.

Les objectifs précis poursuivis dans le cadre de ce programme s'énoncent de la façon suivante :

- fournir des systèmes et des méthodes économiques de dosimétrie et de contrôle des doses visant, en particulier le tritium et le carbone 14;
- définir ou mettre au point des instruments et des techniques appropriés pour caractériser et surveiller les champs de rayonnement et la contamination radioactive;
- mettre au point et transférer les instruments et les techniques nécessaires pour améliorer l'efficacité et l'efficacité de la radioprotection opérationnelle.

2.2 Émissions environnementales et évaluation des doses

Le programme sur les émissions environnementales et sur l'évaluation des doses vise notamment à élaborer des techniques permettant de mesurer les concentrations de tritium dans l'eau et dans les matériaux des centrales et à effectuer des études comparatives des estimations de doses de tritium. Il contribue de plus à la mise au point des techniques analytiques utilisées dans les modèles du carbone 14 et de dispersion atmosphérique servant à l'évaluation des doses. Il appuie enfin les programmes que mettent en œuvre les universités canadiennes dans le domaines de la radioprotection de l'environnement.

Les objectifs précis poursuivis dans le cadre de ce programme s'énoncent de la façon suivante :

- obtenir des techniques fiables et économiques qui permettront d'évaluer les effets radiologiques des rejets de carbone 14 et de tritium sur l'environnement;
- valider les modèles conformément aux normes d'assurance de la qualité qui serviront aux calculs de la limite opérationnelle dérivée pour les rejets, aux analyses des accidents ou de leurs conséquences et aux évaluations des doses pour les interventions d'urgence;
- obtenir des techniques fiables et économiques qui permettront de surveiller les rejets et les concentrations de radionucléides et de faire ainsi la démonstration que les installations CANDU sont conformes aux exigences du permis et aux contraintes d'exploitation pertinentes.

2.3 Effets sur la santé des rayonnements ionisants

Le programme sur les effets sur la santé des rayonnements ionisants vise à :

- obtenir des données qui permettront de définir les effets de l'exposition aux rayonnements dans des situations de travail et d'accident;
- contribuer à la validation des données du Fichier dosimétrique national;
- obtenir des données sur le statut socio-économique des travailleurs du secteur nucléaire canadien;
- définir les effets de doses faibles sur la carcinogénèse;
- contribuer à l'analyse qualitative des dommages causés à l'ADN par les particules bêta du tritium.

Les objectifs précis poursuivis dans le cadre de ce programme s'énoncent de la façon suivante :

- définir et quantifier les indicateurs biologiques relatifs aux doses (tritium et rayons X) et à leur qualité qui permettront de prévoir les effets éventuels sur la santé et de mesurer les risques individuels;
- définir les effets et les risques associés aux doses et aux débits de dose faibles en cherchant à mieux comprendre les mécanismes de la carcinogénèse, et à obtenir ainsi les éléments qui permettront d'adopter des pratiques de radioprotection plus économiques.

3. PROGRAMME SUR LA TECHNOLOGIE DES CANAUX DE COMBUSTIBLE

Le programme sur la technologie des canaux de combustible vise à fournir la capacité de prévision nécessaire pour éviter toute rupture des tubes de force instables. Le programme de R-D porte sur la corrosion et la pénétration de l'hydrogène, sur les fractures et la fissuration par hydratation retardée et sur les dommages et déformations causés par l'irradiation.

Les objectifs précis poursuivis, en matière de sûreté, dans ce domaine de la technologie s'énoncent de la façon suivante :

- valider des spécifications de conception des composants du canal de combustible qui permettront d'éviter la rupture des tubes de force;
- développer une capacité qui permette non seulement de prévoir, en ce qui a trait aux tubes de force, la progression de l'écaillage, l'apparition et la progression des fissures et l'importance des fuites résultant de l'agrandissement des fissures, mais encore d'évaluer la taille des fissures critiques jusqu'à la fin du cycle de vie utile;
- mettre au point un modèle de prévision de la déformation qui permette d'évaluer les contraintes qui s'exercent sur les points faibles des tube de force;
- améliorer la détection et la caractérisation des défauts;
- développer une capacité qui permette de prévoir la pénétration du deutérium.

Les lignes directrices définissant l'aptitude au service des tubes de force du CANDU traitent notamment des critères d'acceptation, des procédures d'évaluation, des propriétés matérielles et des valeurs dérivées servant à confirmer, lors des examens et évaluations, l'acceptabilité des tubes de force destinés à une exploitation continue en réacteur. Ces lignes directrices normalisent les méthodes et les valeurs des propriétés matérielles utilisées dans ces examens et évaluations. Les travaux de R-D permettent de créer les bases de données qui seront utilisées pour établir les valeurs des propriétés matérielles et de mieux comprendre les mécanismes qui président à la dégradation des tubes de force.

Ces lignes directrices comprennent les éléments suivants :

Section I : Critères d'acceptation et procédures d'évaluation

Section II : Propriétés matérielles et valeurs dérivées

Actuellement, la méthodologie de l'évaluation des faiblesses et les critères d'acceptation précisés à la section XI du *Boiler and Pressure Vessel Code* de l'American Society of Mechanical Engineers (ASME) ne peuvent être appliqués directement aux tubes de force en alliage de zirconium utilisés dans les réacteurs CANDU. Une équipe de travail technique a été formée par le GPC pour élaborer des lignes directrices définissant l'aptitude au service des tubes de force utilisés dans les réacteurs CANDU. Ces lignes directrices, qui établissent des procédures d'évaluation des faiblesses de ces tubes et des critères président à leur acceptation, ont été élaborées en tenant compte tout aussi bien des règles pertinentes de la section XI du code de

l'ASME que de celles qui ont été précisément définies pour corriger la fissuration par hydruration retardée dans les tubes de force du CANDU.

L'article 12 de la norme CAN/CSA-N285.4-94 précise les exigences applicables à l'inspection périodique et à la surveillance des tubes de force en cours d'exploitation des réacteurs de puissance CANDU. Les exigences relatives aux faiblesses décelées sont les suivantes :

- lorsque les résultats de l'inspection révèlent une faiblesse qui dépasse les critères d'acceptation de la norme, une évaluation de cette faiblesse doit être faite pour déterminer si le tube de force est acceptable à des fins de service continu;
- lorsque les résultats de l'inspection révèlent qu'un tube de force est en contact avec son tube de calandre, une évaluation doit être faite pour déterminer si l'intégrité du tube de force sera affectée;
- la ténacité des tubes faisant l'objet d'une surveillance doit être évaluée pour déterminer s'ils sont acceptables à des fins de service continu.

La section I précise les critères d'acceptation et les procédures d'évaluation qui permettront de :

- déterminer si les tubes de force pour lesquels des faiblesses ont été décelées sont acceptables à des fins de service continu;
- déterminer si les tubes de force qui sont en contact avec leurs tubes de calandre sont acceptables à des fins de service continu;
- évaluer les changements génériques touchant les propriétés de fracture des tubes de force en exploitation pour déterminer si ces tubes sont toujours acceptables à des fins de service continu.

Les annexes A à E de la section I précisent les procédures à suivre pour évaluer les facteurs suivants :

- les faiblesses prenant la forme d'une fissure bien définie;
- les faiblesses prenant la forme d'une coche large;
- tout contact entre le tube de force et le tube de calandre;
- toute fuite avant rupture et la stabilité de la faiblesse.

La section II précise les données sur les propriétés matérielles et les valeurs dérivées requises pour procéder aux évaluations définies à la section I.

4. PROGRAMME SUR LES TECHNIQUES ET PROCESSUS CHIMIQUES

Le programme de R-D sur les techniques et processus chimiques vise à appuyer la sûreté de l'exploitation grâce à un contrôle approprié des éléments chimiques et du choix des matériaux.

Les objectifs précis poursuivis dans ce domaine de la technologie s'énoncent de la façon suivante :

- réduire au minimum les champs de rayonnement et les doses en milieu de travail dans les centrales CANDU en élaborant des spécifications et procédés chimiques qui permettront d'atténuer au minimum le transport des activités et la gestion du tritium; améliorer et mettre au point des solutions de décontamination qui seront utilisées dans les systèmes et les sous-systèmes des réacteurs;
- réduire au minimum la dégradation et les défaillances causées par la corrosion (sur les tubes de force, sur les échangeurs de chaleur et sur les systèmes du modérateur, par exemple) dans les composants et systèmes du réacteur en cherchant à mieux comprendre les mécanismes de la corrosion et en mettant au point des spécifications, des procédures et des techniques de surveillance;
- réduire au minimum les rejets de produits chimiques et radiochimiques ainsi que la production de déchets radioactifs en modifiant les procédés et en remplaçant la technologie courante par des technologies plus avancées.

5.0 PROGRAMME SUR LES SYSTÈMES FONCTIONNELS ET SUR LE MATÉRIEL

Le programme de R-D sur les systèmes fonctionnels et sur le matériel vise à résoudre des problèmes d'exploitation génériques et à améliorer la sûreté et la fiabilité du matériel et des systèmes utilisés dans les centrales CANDU en exploitation. Il tend vers cet objectif en cherchant à optimiser les conditions d'exploitation, à atténuer la dégradation due au vieillissement des installations et à prolonger la durée de vie utile des composants clés du CANDU.

Les objectifs précis poursuivis dans ce domaine de la technologie s'énoncent de la façon suivante :

- renforcer la sûreté en matière de conception, d'exploitation et de réglementation en mettant au point de nouveaux matériaux et de nouvelles lignes directrices visant des composants bien précis, à savoir les clapets de classe nucléaire, les structures de confinement de béton, les machines de chargement de combustible, les câbles de contrôle et les pompes du circuit caloporteur primaire;
- élaborer un logiciel de conception et d'analyse qui permettra d'améliorer le rendement de l'exploitation et les marges de sûreté, tout particulièrement en ce qui a trait à la vibration du combustible, à l'usure par frottement et au coup de bélier;
- développer une capacité qui permette de prévoir la dégradation due au vieillissement des câbles, des structures de confinement, des élastomères et des garnitures d'étanchéité;
- mettre au point des exigences en matière de qualification environnementale qui permettront d'atténuer le vieillissement des centrales CANDU;
- mettre au point des outils d'inspection et de réparation fiables qui, pouvant être utilisés rapidement, permettront de réduire au minimum les arrêts de réacteur et l'exposition aux rayonnements.

6. PROGRAMME SUR LES INSTRUMENTS ET COMMANDES

Le programme de R-D sur les instruments et commandes vise à renforcer la sûreté des centrales CANDU en exploitation grâce à la mise en application de techniques améliorées en ces matières et en faisant appel à la technologie de l'information et à l'ergonomie.

Les objectifs précis poursuivis dans ce domaine de la technologie s'énoncent de la façon suivante :

- prévenir les déclenchements de réacteur intempestifs et les défaillances du système de sûreté par l'amélioration de la maintenance, de la surveillance et du diagnostic;
- mettre au point de meilleurs systèmes d'instrumentation et de commande pour l'exploitation des centrales CANDU dans des conditions tant normales qu'anormales, et ce, notamment en prenant en compte les facteurs humains dans les processus de changement de logiciel et en mettant au point des mécanismes qui permettront d'assurer l'immunité des systèmes de contrôle de la sûreté des centrales CANDU contre toute interférence électromagnétique.

7. TECHNOLOGIE DES GÉNÉRATEURS DE VAPEUR

Le programme de R-D sur la technologie des générateurs de vapeur vise à fournir la technologie nécessaire pour assurer une exploitation sûre et fiable des générateurs de vapeur et des systèmes auxiliaires durant tout le cycle d'exploitation de la centrale.

Les objectifs précis poursuivis dans ce domaine de la technologie s'énoncent de la façon suivante :

- réduire la dégradation des tubes de générateurs de vapeur attribuable à la corrosion, à la fissuration et à la piqûration en cherchant à mieux comprendre les aspects chimiques de la corrosion et en mettant en application des mécanismes de surveillance électrochimique des températures élevées;
- réduire la dégradation des tubes de générateurs de vapeur attribuable aux dommages mécaniques en effectuant des analyses de l'usure causée par la fatigue, par les vibrations et par frottement;
- élaborer des lignes directrices définissant l'aptitude au service des générateurs de vapeur du CANDU;
- élaborer des techniques d'inspection et de maintenance fiables pouvant être utilisés rapidement.

ANNEXE 6.1

SUJETS GÉNÉRIQUES DE LA COMMISSION DE CONTRÔLE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE

La Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA) se sert notamment de la méthode dite « des sujets génériques » pour s'attaquer aux problèmes qui peuvent toucher plus d'une centrale. À la fin de 1997, les 14 sujets génériques décrits brièvement dans les sections suivantes demeuraient ouverts.

1. EFFETS DE L'HYDROGÈNE DANS LE CONFINEMENT

À la suite d'une perte de fluide de refroidissement importante, il pourrait y avoir un risque de combustion d'hydrogène dans le confinement. La CCEA a exigé des titulaires de permis qu'ils démontrent que, dans une telle éventualité, la combustion de l'hydrogène n'endommagera pas le confinement ou tout autre système important lié à la sûreté.

En se fondant sur leurs analyses de sûreté actuelles, Hydro-Québec et la Société d'énergie du Nouveau-Brunswick (Énergie Nouveau-Brunswick) prévoient qu'il n'y aura pas de combustion d'hydrogène parce que les concentrations d'hydrogène moyennes calculées n'atteindront pas les niveaux limites de l'inflammabilité. Ces deux services publics prévoient soutenir les analyses unidimensionnelles courantes avec des calculs tridimensionnels plus détaillés. Ils notent également que la radiolyse pourrait générer plus d'hydrogène à long terme, à la suite d'un accident dû à une perte de fluide de refroidissement. Pour maintenir une faible concentration dans le confinement, tant Hydro-Québec qu'Énergie Nouveau-Brunswick envisagent d'installer des recombineurs catalytiques passifs.

Les centrales du Secteur nucléaire d'Ontario Hydro (SNOH) sont dotées d'igniteurs d'hydrogène qui doivent brûler l'hydrogène avant que les concentrations n'atteignent des niveaux dangereux. Elles estiment que la faible combustion d'énergie résultante causerait peu de dommages, si dommages il y a. L'efficacité de ces igniteurs dépend toutefois d'un bon mélange. Le SNOH se propose par ailleurs notamment d'effectuer des calculs plus détaillés pour mieux étayer sa position, et il précise que, compte tenu des caractéristiques de ventilation de ses systèmes de confinement, il n'est pas nécessaire d'installer des convertisseurs catalytiques.

2. REFROIDISSEMENT DU CŒUR EN L'ABSENCE DE CIRCULATION FORCÉE

Il est possible que se produise, dans certaines séquences d'accident, une défaillance des pompes du circuit caloporteur primaire, qui font circuler le fluide servant à refroidir le combustible. Et les titulaires de permis misent alors sur la circulation naturelle du fluide de refroidissement pour extraire la chaleur résiduelle du combustible. Le personnel de la CCEA est d'avis que, lorsque le circuit caloporteur primaire est plein, une telle circulation naturelle sera efficace. Mais des expériences menées aux

laboratoires de Whiteshell ont révélé qu'une dégradation du refroidissement se produit dans certains canaux lorsque le circuit n'est que partiellement rempli. Ces résultats semblaient contredire les hypothèses des analyses de sûreté concernant l'efficacité de la circulation naturelle dans de telles conditions. La CCEA a dès lors exigé des titulaires de permis qu'ils déterminent les causes de cette dégradation des conditions de refroidissement et qu'ils renvoient au besoin leur analyse de sûreté ou procèdent aux changements qui s'imposent sur le plan de la conception.

En décembre 1994, Hydro-Québec a proposé une correction de conception qui permettrait au système d'alimentation de fournir de l'eau au circuit caloporteur primaire après un accident comportant une perte de circulation forcée. Cette eau devrait combler partiellement le vide et, ainsi, optimiser l'efficacité de la circulation naturelle. L'examen de la CCEA a permis de conclure que cette modification permettrait de résoudre le problème. Ce sujet générique demeure ouvert pour les autres titulaires de permis.

3. ASSURANCE DE LA SÛRETÉ CONTINUE DANS LES CENTRALES NUCLÉAIRES

Les fonctions liées à la sûreté dans une centrale nucléaire doivent demeurer efficaces tout au long de son cycle de vie. La CCEA s'attend à ce que les titulaires de permis appliquent un programme pour prévenir, détecter et corriger toute dégradation significative de l'efficacité des fonctions importantes liées à la sûreté. La CCEA exige que tous les titulaires de permis prouvent qu'ils pourraient garantir la sûreté continue dans la centrale nucléaire. Après avoir examiné leurs réponses, la CCEA a conclu que les titulaires de permis ne disposaient pas d'une démarche systématique et intégrée en cette matière. Et, puisqu'elle ne pouvait conclure, en l'absence d'une telle démarche, que leurs activités à cet égard étaient suffisantes, ils devront poursuivre leurs travaux pour atténuer les préoccupations exprimées par la CCEA.

4. EFFICACITÉ DES FILTRES À LA SUITE D'UN ACCIDENT

Il peut s'avérer nécessaire, à la suite d'un accident, d'assurer la ventilation du confinement pour réduire le risque d'un rejet incontrôlé de matières radioactives. Toutes les centrales nucléaires en exploitation au Canada disposent, à l'intérieur même de leurs systèmes de ventilation, de filtres qui permettent de limiter le rejet de matières radioactives lorsqu'elles procèdent à la ventilation de l'atmosphère du confinement. La CCEA a exigé de tous les titulaires de permis qu'ils démontrent que ces filtres possèdent effectivement les caractéristiques nécessaires pour remplir leur rôle et que ces systèmes sont soumis à des mesures appropriées de surveillance et de maintenance.

5. EXPLOITATION DU RÉACTEUR AVEC BASCULEMENT DU FLUX

Le personnel de la CCEA a précisé que l'efficacité du système de détection des surpuissances locales n'avait pas fait l'objet d'une analyse pour tout l'éventail des conditions d'exploitation autorisées. Le calcul des seuils de déclenchement du système de détection des surpuissances locales suppose une distribution initiale nominale du flux. La Ligne de conduite pour l'exploitation des titulaires de permis permet toutefois

l'exploitation des réacteurs avec un basculement de flux durant de longues périodes. La CCEA a exigé que les titulaires de permis démontrent l'efficacité du système de détection des surpuissances locales pour toute la gamme des basculements de flux autorisés lors de l'exploitation.

Tous les titulaires de permis ont présenté des analyses et mis en place des contraintes d'exploitation pour solutionner le problème que pose l'exploitation avec un basculement de flux. Hydro-Québec et Énergie Nouveau-Brunswick ont modifié leurs analyses courantes qui comportaient des distributions de flux très perturbées, et elles ont conclu qu'elles pouvaient continuer de faire confiance à la couverture du système de détection des surpuissances locales en appliquant un seuil de déclenchement fondé sur la mesure de déviation des flux zonaux. Les deux entreprises ont intégré ce critère à leurs procédés. Le SNOH a, pour sa part, fait des analyses supplémentaires en appliquant une méthodologie différente, pour conclure que les méthodes d'exploitation sont suffisantes pour assurer une couverture de déclenchement en présence d'un basculement de flux. Ces procédures ont pour effet de limiter l'étalonnage du détecteur du système de détection des surpuissances locales.

6. MEILLEURE ANALYSE POSSIBLE DE L'EFFICACITÉ DU SYSTÈME DE REFROIDISSEMENT D'URGENCE DU CŒUR

L'efficacité du système de refroidissement d'urgence du cœur (SRUC) n'a pas été pleinement démontrée, à la satisfaction de la CCEA, pour l'une ou l'autre des centrales nucléaires CANDU. Les programmes informatiques n'étaient peut-être pas assez raffinés pour prévoir tous les phénomènes pertinents qui peuvent se produire lors d'une perte de fluide de refroidissement. De surcroît, la base de données expérimentales disponible ne permettait pas de démontrer de façon appropriée que le système serait pleinement efficace. Au début des années 80, la CCEA a demandé aux titulaires de permis de mettre au point de meilleurs programmes informatiques pour prévoir, avec assez de précision, l'efficacité du SRUC lors d'une perte de fluide de refroidissement importante. En 1993, les titulaires de permis ont présenté leur meilleure analyse, qui était fondée sur des programmes informatiques améliorés. Ce sujet générique a exigé une démonstration de la validation adéquate de ces méthodes et de ces programmes.

Au départ, les titulaires de permis ont concentré leurs efforts de validation sur les quelques premières secondes d'une perte de fluide de refroidissement importante. Ils ont présenté un certain nombre de rapports de validation portant sur les phénomènes qui se produisent au cours de ces premières secondes. Et ils feront porter leurs efforts ultérieurs sur la validation des programmes informatiques pour la suite d'un tel événement.

7. INCIDENCE DE L'ÉTAT DES GRAPPES DE COMBUSTIBLE SUR LA SÛRETÉ DU RÉACTEUR

Les inspections des tubes de force et des canaux de combustible effectuées vers la fin des années 80 et au début des années 90 dans les centrales nucléaires du SNOH semblaient indiquer que la dégradation des grappes de combustible dépassait les

hypothèses énoncées au moment de la conception. Les dégradations observées concernaient divers facteurs, dont la fissuration de la plaque d'extrémité des grappes, l'usure du coussin d'écartement et l'effort positif de la gaine. La CCEA a demandé à tous les titulaires de permis d'examiner la situation et de démontrer qu'ils disposaient d'un mécanisme de gestion approprié pour veiller à ce que les composants de combustible (les grappes, les crayons, les coussins d'écartement, etc., par exemple) demeurent conformes tant aux exigences nominales qu'aux normes prescrites en matière de rendement sécuritaire.

8. INTERACTION ENTRE LE MODÉRATEUR ET LE COMBUSTIBLE EN FUSION

La réduction du débit dans un canal de combustible, en cours d'exploitation à pleine puissance, est un événement de dimensionnement. Une telle éventualité entraînera une dégradation des conditions de refroidissement dans le canal. La température du combustible montera rapidement, ce qui pourrait faire fondre le combustible. Il y aura éventuellement défaillance du canal, de sorte que la matière très chaude sera éjectée à l'intérieur de la calandre, et que la calandre elle-même et les composants internes du cœur pourraient être endommagés. Les analyses de sûreté devraient permettre de démontrer qu'un tel événement de dimensionnement ne compromettra pas la capacité des systèmes d'arrêt d'interrompre le fonctionnement du réacteur, et ne menacera aucunement l'intégrité des autres canaux et de la calandre. Des analyses de sûreté actuelles retiennent l'hypothèse conservatrice que, après la défaillance du canal, tout le combustible dans le canal fondrait et interagirait avec le modérateur. Toutefois, comme les modèles analytiques ayant servi à établir cette hypothèse n'avaient pas l'objet d'une validation appropriée, la CCEA a exigé que tant les méthodes que les programmes informatiques utilisés soient validés.

En 1995, compte tenu des difficultés inhérentes à la démonstration de prévisions liées à ce genre de conditions extrêmes, les titulaires de permis ont décidé de remplacer cette hypothèse conservatrice par une démarche plus réaliste. Et, en 1996, ils ont présenté un rapport décrivant leur nouvelle démarche, en faisant état des résultats qu'ils avaient obtenus. Ils ont alors conclu qu'il n'y aurait qu'une petite quantité (15 kg) de matière en fusion au moment de la défaillance du canal de combustible, et que l'interaction entre cette matière et le modérateur ne se traduirait pas par des dommages significatifs aux structures ou aux composants des systèmes du réacteur qui se situeraient au-delà de ce qui avait déjà été établi dans les rapports de sûreté.

9. RUPTURE D'UN TUBE DE FORCE AVEC DIMINUTION CONSÉCUTIVE D'INVENTAIRE DU MODÉRATEUR

La rupture soudaine d'un tube de force peut mener à une rupture de type guillotine. Dans un tel cas, le raccord d'extrémité pourrait être déplacé ou éjecté. Si le système de refroidissement d'urgence du cœur n'était pas disponible, le modérateur devrait alors être utilisé comme source froide pour maintenir l'intégrité du cœur du réacteur. Toutefois, le liquide du modérateur s'écoulerait en partie par le raccord d'extrémité éjecté, ce qui laisserait certains canaux de combustible sans refroidissement. Les

conséquences pourraient être aussi sérieuses qu'un endommagement généralisé du cœur du réacteur. Cet événement n'a pas été inclus dans le rapport de sûreté parce que les titulaires de permis estiment qu'un tel événement est très peu probable.

Les expériences portant sur la rupture du canal de combustible menées par les titulaires de permis et l'examen des résultats effectuée par un expert-conseil pour le compte de la CCEA, de même que les événements réels enregistrés en centrale, ont révélé que la possibilité d'une rupture guillotine d'un tube de force est plus élevée que ce que l'on avait d'abord cru. Et la CCEA a dès lors exigé des titulaires de permis qu'ils procèdent à une analyse appropriée de cet événement de défaillance double.

Pour étayer leur affirmation à l'effet que l'éjection du raccord d'extrémité suivie de la perte du modérateur est un événement fort peu probable, les titulaires de permis procèdent actuellement à des expériences sur les forces nécessaires pour déplacer un raccord d'extrémité. Ils croient que les charges des tuyaux d'alimentation, la friction de roulement et les soufflets de canal gêneraient suffisamment le déplacement du raccord d'extrémité pour empêcher son éjection. Le secteur continue également d'étudier le comportement de la rupture du canal de combustible, et plus particulièrement les conditions susceptibles de conduire à la défaillance du tube de calandre et à la rupture guillotine du tube de force.

10. CONFORMITÉ AUX LIMITES DE LA PUISSANCE DE CANAL ET DE GRAPPES

Le permis d'exploitation de toute centrale nucléaire précise les limites de la puissance maximale admises pour le canal et les grappes, lesquelles sont fondées sur une enveloppe d'exploitation définie. Le personnel de la CCEA a revu les processus qu'utilisent les titulaires de permis pour démontrer qu'ils se conforment aux limites de puissance de canal et de grappes. L'examen de la CCEA a permis de définir divers sujets de préoccupation en ce qui a trait à l'uniformité et à l'exactitude des analyses et procédures de conformité. La CCEA a demandé à tous les titulaires de permis de répondre à ses préoccupations. Tous les titulaires de permis prévoient réévaluer les incertitudes associées aux calculs de la puissance de canal et de grappes et modifier les procédures de conformité.

11. TOLÉRANCE DES INCERTITUDES DE LA RÉACTIVITÉ DU VIDE DANS LES ANALYSES DE PERTES DE FLUIDE DE REFROIDISSEMENT

Au début d'une grosse perte de fluide de refroidissement, la puissance du réacteur s'accroîtra par suite du vide créé par la fuite du fluide. Cet accroissement de puissance doit être freiné et réduit au minimum pour limiter les conséquences de l'événement. Les analyses de sûreté utilisent une valeur calculée pour préciser la quantité de vide créée par l'accident. Un examen par le personnel de la CCEA a permis de définir un certain nombre de sujets de préoccupation en ce qui a trait aux incertitudes associées aux prévisions relatives à ce vide. La CCEA a demandé aux titulaires de permis de se pencher sur ces sujets de préoccupation et d'accroître, entretemps, les marges de sûreté

du coefficient d'incertitude de la réactivité du vide. Un programme de recherche et de développement du secteur CANDU a été entrepris pour valider les calculs de la réactivité du vide.

12. PRÉVISIONS DE LA TEMPÉRATURE DU MODÉRATEUR

Lors de certains accidents causés par une perte de fluide de refroidissement, l'intégrité des canaux de combustible dépend de la capacité du modérateur à servir de source froide ultime. Un canal subira vraisemblablement une défaillance si un assèchement extérieur se produit à la surface du tube de calandre. Les calculs effectués pour démontrer que l'intégrité du tube de force sera maintenue dépendent d'un certain nombre de programmes informatiques. Selon la CCEA, les prévisions de la température du modérateur n'ont pas, compte tenu des marges de sûreté étroites qui sont actuellement mises en application, fait l'objet d'une validation appropriée. Estimant que des expériences tridimensionnelles portant sur la circulation du modérateur doivent être menées pour valider les instruments analytiques actuellement utilisés, elle a demandé aux titulaires de permis de procéder à de telles expériences.

13. PROTECTION CONTRE L'INCENDIE DANS LES CENTRALES NUCLÉAIRES CANDU

La CCEA s'attend à ce que les centrales CANDU soient exploitées de manière à réduire au minimum le risque d'incendie, puisqu'un tel événement peut constituer un facteur de risque majeur pour la sûreté de la centrale. En 1996, l'Association canadienne de normalisation a publié la norme CAN/CSA N293-95, *Protection contre l'incendie dans les centrales nucléaires CANDU*. Le personnel de la CCEA, qui croit que le secteur nucléaire devrait appliquer les dispositions pertinentes de cette norme, a exigé des titulaires de permis qu'ils évaluent leur programme de protection contre l'incendie en fonction de ce document.

14. DÉGRADATION DES TUYAUX D'ALIMENTATION DU RÉACTEUR

Les inspections faites dans plusieurs réacteurs CANDU ont révélé une diminution inattendue de l'épaisseur de la paroi de certains tuyaux d'alimentation de sortie. Le taux de cette dégradation s'écartent des taux prévus au moment de la conception. Lorsque ces constatations ont été faites, l'épaisseur de la paroi des tuyaux était encore suffisante, et l'on estimait qu'il en serait ainsi pendant plusieurs années. Toutefois, compte tenu du taux actuel de dégradation, il se pourrait que la durée de vie utile prévue de certains tuyaux d'alimentation doive être abrégée. La CCEA a demandé aux titulaires de permis de démontrer que leurs tuyaux d'alimentation sont adéquats et qu'ils comprennent suffisamment le phénomène de l'amincissement des parois pour l'empêcher de constituer une menace pour l'intégrité des tuyaux. Les titulaires de permis ont réagi à ces constatations en formant une équipe de travail qui mise sur la participation de divers services.

ANNEXE 7.1

MODÈLE DE PERMIS D'EXPLOITATION DE RÉACTEUR DE PUISSANCE

26-1-8-1-0
26-1-8-1-6

Ontario Hydro
700, avenue University
Toronto (Ontario)
M5G 1X6

MODIFICATION N° 1 au PERMIS D'EXPLOITATION DE RÉACTEUR DE PUISSANCE 8/98 CENTRALE NUCLÉAIRE PICKERING « B »

En vertu des paragraphes 27 (1) et (2) du *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique*, le permis d'exploitation de réacteur de puissance 8/98, Centrale nucléaire Pickering « B », est modifié par les présentes, conformément à la demande jointe à titre d'appendice A, comme suit :

1. La condition A.A.4 est supprimée et remplacée par ce qui suit :

« A.A.4 Les procédures de l'installation nucléaire en cas d'urgence radiologique doivent être régies par et en conformité avec le document intitulé « Consolidated OHN Emergency Plan (Plan d'urgence consolidé du SNOH) », daté du 15 avril 1998 et préparé par Ontario Hydro. Toute modification de ce document doit être approuvée par écrit au préalable par la Commission. »

La modification qui précède est intégrée au permis révisé, Permis d'exploitation de réacteur de puissance 8.1/98, joint aux présentes à titre d'appendice B, qui se substitue en bonne et due forme au Permis d'exploitation de réacteur de puissance 8/98.

DATÉ à OTTAWA, ce ____^e jour d'avril 1998.

COMMISSION DE CONTRÔLE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE

par : _____
J. D. Harvie
Directeur général
Direction de la réglementation des réacteurs

Modification N° 1
Appendice B

26-1-8-1-0
26-1-8-1-6

Ontario Hydro
700, avenue University
Toronto (Ontario)
M5G 1X6

**PERMIS D'EXPLOITATION DE RÉACTEUR DE PUISSANCE 8.1/98
CENTRALE NUCLÉAIRE PICKERING « B »**

La Commission de contrôle de l'énergie atomique autorise par les présentes Ontario Hydro à exploiter la centrale nucléaire Pickering « B » (ci-après « l'installation nucléaire »), située dans la ville de Pickering, dans la municipalité régionale de Durham, dans la province de l'Ontario. La centrale est décrite sur le dessin numéro NK30-DOA-10200-00001, Rev. 7, daté de septembre 1992 et intitulé « Pickering N.G.S. Site Plan », et sur le dessin numéro 8690-DOH-14100-1003, Rev. 5, daté de septembre 1992 et intitulé « Pickering GS Site Security Taut-Wire Fence Layout and Survey », accompagnant la lettre de M. R. O. Schuelke à M. G. R. Schwarz, datée du 30 septembre 1992; la centrale est décrite de façon plus détaillée dans les pièces suivantes :

- a) le rapport d'Ontario Hydro, intitulé « Pickering Generating Station 'B' Safety Report (Rapport de sûreté de la centrale Pickering B) » et daté de février 1974, tel qu'il a été révisé en octobre 1997 (vol. 1) et en juin 1997 (vol. 2) (ci-après « le Rapport de sûreté »);
- b) les documents mentionnés dans la demande d'Ontario Hydro relative au présent permis, dans la lettre de G. C. Andognini à J. D. Harvie intitulée « Renewal of Pickering NGS A & B Power Reactor Operating licences (Renouvellement des permis d'exploitation des centrales nucléaires Pickering A et B) » et datée du 21 novembre 1997.

L'exploitation de l'installation nucléaire est assujettie aux conditions prescrites dans les annexes « A.A. », « A.B » et « A.C » au présent permis, auxquelles Ontario Hydro doit se conformer.

La Commission autorise en outre Ontario Hydro à posséder, dans l'installation nucléaire, les substances fissiles décrites dans l'appendice 1 de l'annexe « B » du présent permis et les substances réglementées autres que les substances fissiles dans la mesure où elles sont nécessaires et conformes à l'exploitation autorisée par le présent permis. La possession des substances fissiles et des substances réglementées est assujettie aux conditions prescrites dans les annexes « A.A », « A.B. » et « B » au présent permis, auxquelles Ontario Hydro doit se conformer.

.../2

-2-

PERP 8.1/98

Le présent permis entre en vigueur le 1^{er} jour d'avril 1998 et expire le 31^e jour de mars 1999, à moins d'être suspendu ou révoqué plus tôt.

DATÉ à OTTAWA, ce _____^e jour d'avril 1998.

COMMISSION DE CONTRÔLE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE

Par :

J. D. Harvie
Directeur général
Réglementation des réacteurs

ANNEXE « A.A » AU PERP 8.1/98

CENTRALE NUCLÉAIRE PICKERING « B »

CONDITIONS RÉGISSANT L'EXPLOITATION DE L'INSTALLATION NUCLÉAIRE

EXIGENCES GÉNÉRALES

A.A.1 L'exploitation de l'installation nucléaire doit être régie par et en conformité avec le document intitulé « Pickering Nuclear Generating Station 'B', Operating Policies and Principles (Ligne de conduite pour l'exploitation de la centrale nucléaire Pickering B) », daté de février 1982, tel qu'il a été révisé (R10) en décembre 1997, et préparé par Ontario Hydro, et les documents intitulés « Radiation Protection Policies and Principles (Politiques et principes de radioprotection) », daté de juillet 1993 et préparé par Ontario Hydro, et « Radiation Protection Regulations Part 1, Nuclear Facilities (Partie 1 du Règlement de radioprotection : installations nucléaires) », Rev. 2, publié en avril 1995 et préparé par Ontario Hydro; ces documents ne doivent pas être modifiés, sauf sur instructions écrites de la Commission de contrôle de l'énergie atomique (ci-après « la Commission ») ou avec son approbation écrite préalable.

A.A.2 Les mesures visant à assurer la sécurité matérielle des substances fissiles et autres substances réglementées, et celle de l'installation nucléaire, doivent être maintenues à la satisfaction de la Commission.

A.A.3 i) La nomination de toute personne par le titulaire du permis au poste de directeur de l'exploitation à l'installation nucléaire est assujettie à l'approbation écrite préalable de la Commission.

Toute personne nommée à ce poste déléguera les pouvoirs ou les responsabilités du poste, tels qu'ils sont énoncés dans la Ligne de conduite pour l'exploitation mentionnée dans la condition A.A.1, uniquement à une autre personne que la Commission aura préalablement approuvée par écrit.

La nomination de toute personne par le titulaire du permis à l'un ou l'autre des postes d'exploitation à l'installation nucléaire énumérés ci-après est assujettie à l'autorisation écrite préalable de la Commission :

- a) surintendant de quart;
- b) chef de quart;
- c) superviseur des opérateurs de salle de commande;
- d) opérateur de salle de commande.

Au moment de demander à la Commission l'autorisation de nommer une personne à un poste d'exploitation, le titulaire du permis doit présenter la preuve que la personne visée a suivi avec succès les programmes de formation, réussi les examens établis par la Commission et suivi les périodes de copilottage pertinentes au poste; il doit aussi présenter une recommandation écrite du directeur de l'exploitation.

- ii) Conformément à l'article 2.2.2 des « Radiation Protection Regulations (Règlement de radioprotection) » mentionnés dans la condition A.A.1, aucune personne ne doit être nommée au poste de responsable de la radioprotection à l'installation nucléaire ou autorisée à exercer les pouvoirs liés à ce poste sans l'approbation écrite préalable de la Commission, sauf dans le cas où les « Radiation Protection Regulations (Règlement de radioprotection) » permettent à un délégué d'exercer ces pouvoirs.
- iii) Il doit y avoir en tout temps un nombre suffisant d'employés qualifiés pour assurer la sûreté de l'exploitation de l'installation nucléaire. L'effectif minimal de la centrale doit être celui prescrit dans les appendices 1 et 2 de la procédure P-ODP-2-1 de la Division de l'exploitation de Pickering, intitulée « Station Shift Complement (Effectif minimal de quart) », datée du 18 avril 1994 et préparée par Ontario Hydro. À moins d'approbation écrite contraire de la Commission, il doit y avoir en tout temps au moins quatre opérateurs de salle de commande, un superviseur des opérateurs de salle de commande et un surintendant de quart (ou chef de quart) dans l'installation nucléaire. Il doit y avoir en tout temps dans la salle de commande principale de la centrale au moins deux personnes qui ont été autorisées par écrit par la Commission et qui possèdent les compétences nécessaires pour manoeuvrer les commandes, à moins que, de l'avis du principal responsable de l'exploitation présent à l'installation nucléaire, le risque pour le personnel soit injustifié, auquel cas les réacteurs doivent être placés dans un état d'arrêt assuré et sécuritaire.
- iv) Sous réserve des sous-conditions A.A.3 i), ii) et iii), la dotation en personnel et l'organisation de l'installation nucléaire doivent s'effectuer conformément à l'instruction de la centrale de Pickering P-SI 0.6-8, intitulée « Station Organization and Responsibilities (Organisation et responsabilités de la centrale) », datée de mai 1997 et préparée par Ontario Hydro. Toute modification importante visant la dotation en personnel et l'organisation de la centrale doit être signalée à la Commission au moins trente jours ouvrables avant son entrée en vigueur et approuvée par écrit au préalable par celle-ci.

A.A.4 Les procédures de l'installation nucléaire en cas d'urgence radiologique doivent être régies par et en conformité avec le document intitulé « Consolidated OHN Emergency Plan (Plan d'urgence consolidé du SNOH) », daté du 15 avril 1998 et préparé par Ontario Hydro. Toute modification à ce document doit être approuvée par écrit au préalable par la Commission.

- A.A.5
 - i) La puissance totale produite par toute grappe de combustible ne doit pas dépasser 750 kilowatts.
 - ii) La puissance totale produite dans tout canal de combustible ne doit pas dépasser 6 100 kilowatts dans des conditions normales d'exploitation en état d'équilibre.
 - iii) La puissance thermique totale provenant du combustible nucléaire ne doit pas dépasser 1 744 mégawatts dans des conditions normales d'exploitation en état d'équilibre.

- A.A.6 Les points de consigne de déclenchement des systèmes d'arrêt d'urgence n^{os} 1 et 2 doivent être maintenus à une valeur approuvée par écrit par la Commission.
- A.A.7 Le taux de rejets de substances réglementées provenant de l'installation nucléaire doit être surveillé et contrôlé, et ces rejets ne doivent pas dépasser les limites définies dans le document HSD-HP-91-07, intitulé « The Derived Emission Limits for Radionuclides in the Airborne and Liquid Effluents from Pickering Nuclear Generating Station 'B' (Limites opérationnelles dérivées de rejet de radionucléides dans les effluents liquides et en suspension dans l'air de la centrale nucléaire Pickering « B ») », daté de mai 1992 et préparé par Ontario Hydro. Toute modification à ce document doit être approuvée par écrit au préalable par la Commission.
- A.A.8 Les droits de propriété et de contrôle doivent être maintenus par Ontario Hydro et aucune utilisation ne doit être faite, sans l'approbation écrite préalable de la Commission, de tout terrain se trouvant à l'intérieur de la zone d'exclusion mentionnée dans le rapport de sûreté et appartenant à Ontario Hydro à la date du présent permis, et à moins de 914 mètres de tout bâtiment du réacteur.
- A.A.9 Les personnes nommées en vertu de l'article 12 du *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique* doivent avoir accès à tout moment raisonnable à l'installation nucléaire et à tous les plans, dessins, documents et dossiers se rapportant à la conception, à la construction, aux essais et à l'exploitation de l'installation.
- A.A.10
- i) Les travaux de maintenance effectués à l'installation nucléaire doivent être d'un niveau de qualité tel que, de l'avis de la Commission, la fiabilité et l'efficacité de tout le matériel et de tous les systèmes seront assurées conformément aux énoncés figurant tant dans le rapport de sûreté que dans les documents énumérés dans la demande de permis.
 - ii) Nonobstant i) ci-dessus, la maintenance doit s'effectuer conformément aux exigences figurant dans le document intitulé « Pickering Nuclear Division Maintenance Program Execution Plan for 1997 and 1998 (Plan d'exécution du programme de maintenance de la Division nucléaire de Pickering pour 1998 et 1999) », daté de septembre 1996 et préparé par Ontario Hydro. Le titulaire du permis peut apporter des révisions à ce document pendant la période de validité du permis mais, avant de les mettre en oeuvre, il doit aviser la Commission par écrit et lui fournir la justification de ces révisions.
- A.A.11 Les opérations, les rapports, les essais, les inspections, les analyses, les modifications ou les changements de procédure demandés par la Commission doivent être mis en oeuvre dans les plus brefs délais.
- A.A.12 À moins de directive écrite contraire de la Commission, tous les systèmes doivent, à une fréquence jugée suffisante par la Commission, faire l'objet de tests qui permettront d'établir que la fiabilité est assurée conformément à ce qui est énoncé ou suggéré dans le rapport de sûreté ou dans les documents énumérés dans la demande de permis.

EXIGENCES RELATIVES À L'APPROBATION PRÉALABLE DES MODIFICATIONS DE CONCEPTION ET DES CHANGEMENTS LIÉS À L'EXPLOITATION

- A.A.13 À moins d'approbation écrite préalable de la Commission, aucun changement ne doit être apporté aux systèmes d'arrêt d'urgence n^{os} 1 et 2 du réacteur, au système de confinement, au système de refroidissement d'urgence du coeur ou aux systèmes connexes nécessaires au bon fonctionnement de ces systèmes s'il peut avoir pour effet de rendre inexacts les descriptions et analyses figurant dans le rapport de sûreté ou dans les documents énumérés dans la demande de permis.
- A.A.14 À moins d'approbation écrite préalable de la Commission, aucun changement ne doit être apporté à toute pièce de matériel ou procédure s'il peut avoir pour effet de modifier la nature des risques éventuels énoncés ou soulevés dans le rapport de sûreté et dans les documents énumérés dans la demande de permis, ou encore d'élever leur niveau de probabilité ou d'accroître leur ampleur.
- A.A.15
- i) Des mesures d'application de garanties en conformité avec le Traité sur la non-prolifération des armes nucléaires doivent être mises sur pied et maintenues, à la satisfaction de la Commission, à l'installation nucléaire.
 - ii) À moins d'approbation écrite préalable de la Commission, aucune mesure ne doit être prise si elle peut avoir pour effet d'interférer avec l'exploitation de matériel mis en place à l'intention ou pour le compte de l'Agence internationale de l'énergie atomique pour assurer le respect des garanties mentionnées dans la condition A.A.15i).
 - iii) À moins d'approbation écrite préalable de la Commission, aucun changement ne doit être apporté à tout aspect du stockage et de la manutention du combustible, ou à tout matériel ou procédure s'y rapportant, s'il peut avoir pour effet de modifier les garanties mentionnées dans la condition A.A.15i).
- A.A.16 Aucun combustible dont la conception n'a pas été approuvée par la Commission ne doit être chargé dans le réacteur.

EXIGENCES RELATIVES À LA PRODUCTION DE RAPPORTS

- A.A.17 La production de rapports doit s'effectuer en conformité avec le document R-99 de la Commission, intitulé *Centrales nucléaires en exploitation : Rapports à soumettre à la CCEA*, entré en vigueur le 1^{er} janvier 1995 et modifié à l'occasion.

EXIGENCES RELATIVES À LA TENUE DE DOSSIERS

- A.A.18 Le titulaire du permis doit tenir des dossiers appropriés en ce qui a trait à l'exploitation, à la maintenance, aux résultats de tests, aux inspections de routine, à tout incident ayant augmenté ou ayant pu augmenter les risques pour les personnes, à l'exposition du personnel aux rayonnements, aux rejets de substances réglementées par l'installation nucléaire et à l'élimination de substances réglementées, afin d'être en mesure de démontrer qu'il se conforme aux exigences énoncées dans le *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique* et dans le présent permis.

- A.A.19 Ontario Hydro doit créer et tenir à jour, à la satisfaction de la Commission, un registre de toute la documentation courante pertinente relative au permis d'exploitation de l'installation nucléaire.

EXIGENCES RELATIVES AU PERSONNEL DE LA COMMISSION

- A.A.20 Le titulaire du permis doit fournir, dans l'installation visée par le présent permis et sans frais pour la Commission, des bureaux qui seront à l'usage des employés de la Commission qui s'acquittent habituellement de leurs fonctions sur les lieux mêmes de l'installation (le personnel sur place de la Commission). Les bureaux destinés au personnel sur place de la Commission doivent être séparés — grâce à des murs, à des cloisons ou à tout autre ouvrage jugé approprié — du reste du bâtiment dans lequel ils sont situés.

ANNEXE « A.B » AU PERP 8.1/98

CENTRALE NUCLÉAIRE PICKERING « B »

EXIGENCES RELATIVES AUX ESSAIS EN COURS D'EXPLOITATION

A.B.1 Des essais en cours d'exploitation, servant à mesurer le débit des fuites provenant des bâtiments lorsque les réacteurs qui s'y trouvent sont soumis à la pleine pression nominale, doivent être effectués :

avant le 31 décembre 2000, dans le cas de la tranche 7;
avant le 30 juin 1999, dans le cas de la tranche 6;
avant le 31 décembre 1999, dans le cas de la tranche 8;
avant le 30 juin 2000, dans le cas de la tranche 5;

à moins d'approbation écrite contraire de la Commission.

A.B.2 Les structures internes et les éléments du bâtiment sous vide doivent être inspectés au moins une fois au cours de toute période de dix ans. La prochaine inspection doit avoir lieu avant le 31 décembre 2000, à moins d'approbation écrite contraire de la Commission.

EXIGENCES RELATIVES AUX RAPPORTS D'ÉTAPE

A.B.3 À moins d'approbation contraire écrite de la Commission, le titulaire du permis doit faire, le ou avant le 1^{er} octobre 1998, un exposé à la Commission dans laquelle il démontrera qu'il continue à exploiter l'installation nucléaire de façon sécuritaire et qu'il accomplit des progrès au titre de l'exécution des programmes d'amélioration du travail.

EXIGENCES RELATIVES À LA FIABILITÉ DU RÉSEAU ÉLECTRIQUE DU SITE

A.B.4 À moins d'approbation contraire écrite de la Commission, le titulaire du permis doit présenter, le ou avant le 30 avril 1998, des renseignements permettant de démontrer que, lorsque les réacteurs de Pickering « A » sont arrêtés, le réseau électrique du site est en mesure de satisfaire aux exigences relatives à la fiabilité de l'alimentation électrique des pompes d'injection à haute pression du système de refroidissement d'urgence du coeur de la centrale Pickering « B ».

A.B.5 Si la fiabilité requise qui est précisée dans la condition A.B.4 ne peut être assurée lorsque moins de trois tranches sont en exploitation, le titulaire du permis devra placer le ou les réacteurs en exploitation dans un état d'arrêt approuvé par écrit par la Commission.

EXIGENCES EN MATIÈRE D'INFORMATION SUR LES POLITIQUES ET LES PROGRAMMES DE PROTECTION ENVIRONNEMENTALE

- A.B.6 À moins d'approbation contraire écrite de la Commission, dans l'intérêt de la santé et de la sécurité, le titulaire du permis doit présenter, le ou avant le 30 juin 1998, un rapport dans lequel il fera sommairement état des politiques et programmes de protection environnementale déjà en place visant l'exploitation de l'installation nucléaire, ainsi que des résultats obtenus dans le cadre de tels programmes. Ce rapport devra prendre en compte les aspects tant radiologiques que non radiologiques de la protection environnementale, et comporter, sans pour autant s'y limiter, les renseignements suivants :
- i) un résumé des exigences légales et réglementaires fédérales, provinciales et municipales pertinentes à l'installation nucléaire;
 - ii) une définition et un résumé des politiques et programmes de protection environnementale déjà en place se rapportant à l'exploitation de l'installation nucléaire;
 - iii) une définition et une description sommaire des programmes d'information et de consultation du public — y compris toute recommandation concernant des changements à apporter à ces programmes — et des activités connexes exigeant la participation d'experts indépendants;
 - iv) un examen sommaire des performances environnementales passées et actuelles de l'installation, lequel fera état, sans pour autant s'y limiter, des éléments suivants :
 - les résultats du programme de surveillance des rejets;
 - les résultats du programme de surveillance environnementale;
 - une estimation des doses au public;
 - une description des contraintes environnementales prises en compte dans l'examen;
 - les critères de performance et les éléments estimés de l'écosystème ayant servi dans l'analyse et dans l'interprétation des incidences sur l'environnement biophysique;
 - la nature et l'importance des incidences sur l'environnement biophysique recensées;
 - v) un examen sommaire de questions environnementales déterminées découlant de l'exploitation de l'installation nucléaire durant les périodes antérieures — y compris celles ayant exigé des évaluations particulières et la mise en place de mesures correctives — et la description d'incidences éventuelles sur l'environnement biophysique;
 - vi) des recommandations quant aux autres études d'évaluation et améliorations aux programmes environnementaux déjà en place auxquels on pourrait avoir recours pour s'attaquer aux questions de performance environnementale soulevées lors de l'examen et y apporter des mesures correctives.

ANNEXE « A.C » AU PERP 8.1/98

CENTRALE NUCLÉAIRE PICKERING « B »

EXIGENCES RELATIVES AUX COMPOSANTS SOUS PRESSION

Aux fins de la présente annexe, les termes « enregistré », « accepté » et « approuvé » sous-entendent soit « par la Commission », soit « par une autorité définie par la Commission à cette fin ».

- A.C.1 Le titulaire du permis doit concevoir, fabriquer, acquérir, mettre en place, modifier, réparer, tester, examiner, inspecter ou effectuer tout autre travail lié aux cuves, aux chaudières, aux systèmes, aux tuyaux, aux raccords, aux pièces, aux composants et aux supports en se conformant aux exigences techniques précisées dans les normes CSA N285.0-95 et B51-95. Dans les cas où ces normes le précisent, le titulaire du permis doit obtenir pour ces travaux les approbations réglementaires se rapportant aux éléments suivants :
- a) les devis de conception enregistrés;
 - b) les rapports de protection contre la surpression acceptés;
 - c) l'approbation des normes pertinentes et de la classification des codes;
 - d) les procédés de soudage et de brasage enregistrés;
 - e) les soudeurs, conducteurs de machines à souder, braseurs et personnel d'examen qualifiés;
 - f) les programmes d'assurance de la qualité acceptés;
 - g) les plans et procédures acceptés.
- A.C.2 Le titulaire du permis doit faire un usage sécuritaire des cuves, des chaudières, des systèmes, des tuyaux, des raccords, des pièces, des composants et des supports de façon sécuritaire, et les maintenir dans un état de sûreté. Il doit :
- a) suivre les plans et procédures de travail acceptés au moment de tester ou de modifier les dispositifs de protection contre la surpression ou d'en faire la maintenance;
 - b) respecter les limites de fonctionnement prescrites dans les certificats, les commandes, les devis de conception, les rapports de protection contre la surpression et les normes et codes pertinents;
 - c) inspecter et effectuer la surveillance des matériaux en conformité avec les exigences techniques des normes CSA N285.4-94 et N285.5-M90, ainsi qu'avec les nomenclatures, plans et procédures acceptés;
 - d) faire inspecter et certifier par un inspecteur autorisé selon une nomenclature acceptée toute cuve ou chaudière certifiée qui est en exploitation ou en utilisation;
 - e) veiller à ce que les cuves, les chaudières, les systèmes, les tuyaux, les raccords, les pièces, les composants et les supports soient identifiés de la façon prescrite dans les normes pertinentes.
- A.C.3 Le titulaire du permis doit tenir des dossiers des approbations réglementaires et des autres documents exigés en vertu des paragraphes A.C.1 et A.C.2, ainsi que des normes pertinentes au travail ou au matériel.
- A.C.4 Outre les exigences relatives à la production de rapports mentionnées au paragraphe A.A.17, le titulaire du permis doit signaler promptement à la Commission, dès

qu'il en prend connaissance, tout bris d'enveloppe de pression qui a causé des blessures, des décès ou des dommages aux biens.

ANNEXE « B » AU PERP 8.1/98

CENTRALE NUCLÉAIRE PICKERING « B »

CONDITIONS RÉGISSANT L'ACQUISITION, LA POSSESSION ET L'UTILISATION

DE SUBSTANCES RÉGLEMENTÉES

EXIGENCES GÉNÉRALES

- B.1 La possession de substances fissiles est limitée aux organismes mentionnés dans l'appendice 1 ci-jointe.
- B.2 Le personnel qui supervise les opérations mettant en cause des substances fissiles doit avoir reçu une formation qui lui a permis de se familiariser avec les rudiments de la radioprotection et du contrôle de la criticité.

EXIGENCES RELATIVES À LA SÉCURITÉ MATÉRIELLE

- B.3 L'accès aux substances fissiles doit être contrôlé et restreint aux seules personnes autorisées par Ontario Hydro.

EXIGENCES EN MATIÈRE DE TRANSFERT

- B.4 Les substances réglementées au Canada ne peuvent être transférées qu'à des personnes qui ont accepté le transfert au préalable et qui sont autorisées à posséder de telles substances en vertu du *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique*.

APPENDICE 1 DE L'ANNEXE « B » DU PERP 8.1/98

CENTRALE NUCLÉAIRE PICKERING « B »

POSSESSION DE SUBSTANCES FISSILES

ARTICLE N°	SUBSTANCE FISSILE	QUANTITÉ PERMISE
1 l'exploitation	grappes de combustible naturel et appauvri	selon les besoins de
2	uranium appauvri	selon les besoins de protection
3	uranium enrichi	selon les besoins liés à la possession et à l'utilisation de chambres de fission pour les systèmes SDS-E de la centrale nucléaire Pickering « A » (y compris les pièces de rechange)

ANNEXE 7.2

RÉSUMÉ DES PRINCIPALES MODIFICATIONS APPORTÉES À LA CONCEPTION ET À L'EXPLOITATION DES CENTRALES À LA SUITE D' ACTIONS DE LA COMMISSION DE CONTRÔLE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE

La présente annexe contient des exemples d'actions importantes de la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA) en matière d'application de la réglementation, qui font état tant de directives émises par la CCEA à l'intention des titulaires de permis que d'initiatives importantes prises par ces derniers en réponse aux pressions ou demandes de la CCEA. Cette liste d'exemples, qui n'est pas exhaustive, vise à illustrer le genre d'actions prises par la CCEA qui ont permis soit d'améliorer la sûreté, soit d'éviter que les conditions relatives à la sûreté ne se détériorent. Dans la plupart des cas, ces actions ont soit obligé les titulaires de permis à exécuter des travaux élaborés, soit entraîné d'importantes pénalités opérationnelles.

Cette liste ne fournit donc qu'un petit échantillon de l'ensemble des actions de la CCEA en matière d'application de la réglementation eu égard aux titulaires de permis, et elle se limite aux cas où la centrale visée était toujours en exploitation lorsque l'action a été prise. Ses nombreuses actions visant des centrales en cours de conception ou de construction, y compris celles qui étaient destinées à être utilisées à l'étranger, n'y sont dès lors pas prises en compte.

1. ANNÉE 1997

- **Bruce B — Limitation de la puissance**
La puissance des réacteurs de Bruce B a été abaissée — de 94 % qu'elle était —, à 90 % de sa pleine puissance après que des questions posées par la CCEA eurent permis de révéler une erreur dans la simulation d'une corrélation empirique dans l'un des programmes informatiques d'analyse de la sûreté.
 - **Bruce A — Ré-arrangement en combustible**
Les inspections effectuées par la CCEA ayant permis de constater que les procédures relatives à la physique des réacteurs n'étaient pas prises en considération, une suspension de la commande de combustible (nécessaire pour remettre Bruce A en état de fonctionner à grande puissance) a été ordonnée, qui demeurera en vigueur jusqu'à ce que des mesures correctives aient été prises.
 - **Darlington — État d'arrêt garanti**
L'examen de la CCEA ayant permis de montrer que la concentration de gadolinium dans le système du modérateur, qui maintient le réacteur en état d'arrêt garanti, était non conservatrice, le Secteur nucléaire d'Ontario Hydro (SNOH) a reçu instruction d'augmenter substantiellement la quantité de ce produit dans le système.
-

- Pickering — Système de refroidissement d'urgence du cœur
Après examen de l'analyse probabiliste des risques de Pickering, la CCEA a demandé une évaluation portant tout à la fois sur les changements au matériel et sur les améliorations des facteurs humains qui pourraient être apportés pour augmenter la fiabilité du système. Selon le SNOH, les risques étaient acceptables et aucun changement n'était requis.
- Gentilly-2 — Inspection des tubes de force
À la lumière d'une nouvelle analyse indiquant que les tubes de force risquaient de ne plus satisfaire aux exigences énoncées dans les lignes directrices définissant l'aptitude au service de tels tubes, la CCEA a rejeté une demande visant à permettre la poursuite de l'exploitation de la centrale.

2. ANNÉES 1992 À 1996

- Bruce A et Bruce B — Limitation de la puissance
Les questions posées par la CCEA en 1993 au sujet des effets de réactivité du mouvement des grappes de combustible durant un accident dû à une perte de fluide de refroidissement postulée ont entraîné une diminution de la puissance des réacteurs de Bruce, qui ont dès lors dû ne fonctionner qu'à 60 % de leur pleine puissance. Depuis lors, le SNOH a été tenu d'apporter un certain nombre de modifications à son matériel et à son exploitation et d'améliorer ses services de soutien technique et d'analyse pour pouvoir faire fonctionner ses réacteurs à pleine puissance. Ces réacteurs ne fonctionnent toujours qu'à 90 % de leur pleine puissance, bien qu'on ait brièvement permis à Bruce B de fonctionner à 94 % de sa pleine puissance (voir ci-dessus).
- Bruce A — Mise hors service de la tranche 2
Après qu'on eut découvert que les tubes des générateurs de vapeur se détérioraient, la CCEA a imposé des critères pour veiller à ce que l'exploitation de la tranche 2 puisse se poursuivre en toute sécurité. Le SNOH a pris la décision de procéder à la mise à l'arrêt de la tranche 2 après que la CCEA eut soulevé un certain nombre de questions à ce sujet.
- Bruce A — Préchauffeurs de la tranche 4
Après qu'on eut découvert des débris dans les préchauffeurs, la CCEA a rejeté la demande de remise en service de la tranche 4 présentée par le SNOH jusqu'à ce que des travaux d'inspection et d'analyse beaucoup plus élaborés soient achevés. La CCEA a en outre imposé, à la suite de l'incident, des contraintes d'exploitation portant sur le chargement en combustible.
- Bruce B — Générateurs de vapeur
À la suite de l'examen des renseignements se rapportant à l'usure par le frottement des tubes des générateurs de vapeur, la CCEA a exigé que les activités d'inspection et de soutien technique du SNOH soient sensiblement accrues.

- Bruce A — Incidents de perte de régulation
À la suite de deux défaillances successives du système de commande du réacteur à la centrale Bruce A, la CCEA a institué une enquête qui a mené à d'importantes modifications aux opérations et procédures touchant les systèmes de régulation des réacteurs de toutes les tranches de la centrale.
- Gentilly-2 — Transferts de combustible épuisé
La CCEA a ordonné l'interruption des transferts de combustible de la piscine de stockage du combustible épuisé à l'aire de stockage à sec jusqu'à la mise en œuvre de mesures correctives dans la gestion des activités de transfert.
- Pickering A — Accident dû à une perte de fluide de refroidissement à la tranche 2
La CCEA a demandé de maintenir à l'arrêt toutes les tranches jusqu'à ce qu'aient été achevées des mesures correctives élaborées, lesquelles englobaient des analyses et tests visant à confirmer l'intégrité des soupapes de sûreté et des tuyaux connexes du circuit caloporteur primaire. Par la suite, la Commission a exigé des modifications à la conception de tous les réacteurs CANDU et une amélioration de leur maintenance.
- Pickering A — Fuite dans un bâtiment du réacteur
En 1992, la CCEA a exigé des réparations importantes au dôme du bâtiment du réacteur de la tranche 1 pour veiller à ce que les marges de sûreté soient maintenues.
- Pickering A — Marges sismiques
En 1993, la CCEA a exigé du SNOH qu'il instaure un programme d'évaluation des marges sismiques et qu'il effectue toutes les modifications qui s'imposaient à la centrale.
- Point Lepreau — Générateurs de vapeur
À la suite d'un déclenchement inattendu du système d'arrêt, la CCEA a rejeté une demande visant une augmentation de la puissance du réacteur. Une inspection subséquente a révélé d'importants dommages aux composants internes des générateurs de vapeur. La mise en œuvre de mesures correctives s'est échelonnée sur plusieurs mois.
- Point Lepreau — Tests de confinement
La CCEA a rejeté une demande visant à faire passer de trois à cinq ans l'intervalle entre les tests de confinement à Point Lepreau.
- Normes d'analyse de la sûreté
Les examens de la CCEA ont confirmé que les normes servant à l'analyse de sûreté et à la validation des programmes étaient insatisfaisantes (ce qui contredisait les résultats d'un examen interne effectué, à la demande de la CCEA, par le SNOH), ce qui tendait à indiquer que le contrôle exercé par la haute direction à cet égard n'était pas suffisant. Ces constatations ont mené à

l'adoption, par le SNOH, de meilleures mesures d'assurance de la qualité et, par l'ensemble du secteur nucléaire, d'un programme élaboré de validation des programmes informatiques.

- **Facteurs humains**
La CCEA a exigé la mise en place de nombreuses mesures qui, liées aux facteurs humains, visent à améliorer tant la conception des centrales nucléaires que leur exploitation. À cet égard, elle a notamment considéré les questions suivantes :
 - ▶ l'analyse, visant la cause fondamentale, qui doit s'effectuer à la suite d'événements;
 - ▶ la prise en compte des facteurs humains dans la conception (projet de restauration de Bruce, amélioration du système d'arrêt d'urgence de Pickering A, calculateurs numériques des déclenchements de Pickering B et reprise de la conception du logiciel du système d'arrêt d'urgence de Darlington);
 - ▶ les modifications à la manutention du combustible aux centrales Bruce A et Bruce B;
 - ▶ l'introduction de quarts de travail de douze heures (voir ci-dessous).
- **Protection contre l'incendie**
Un examen détaillé de plusieurs centrales nucléaires CANDU ayant révélé des carences liées tout autant à la protection contre l'incendie ainsi qu'à la détection et à l'atténuation des incendies, la CCEA a (en 1996) donné instruction à tous les titulaire de permis d'évaluer et d'améliorer le programme de protection contre l'incendie de leurs centrales.

3. ANNÉES 1987 À 1991

- **Bruce A — Ordonnance de mise à l'arrêt**
En 1988, la CCEA a ordonné la mise à l'arrêt de la centrale Bruce A parce que le SNOH avait omis de se conformer à une condition du permis prévoyant la mise en place d'un dispositif de déclenchement de la pompe du circuit de refroidissement primaire. Les réacteurs n'ont été remis en marche que lorsque le SNOH s'est engagé à mener à terme, avant une date désignée, les modifications nécessaires.
- **Bruce A — Évaluation des pratiques d'exploitation**
Un examen de la CCEA a mené à l'introduction d'inspections courantes (rondes) de la centrale, effectuées par le personnel d'exploitation, tant à Bruce A qu'à Bruce B. Des modifications ont été apportées aux responsabilités de certains opérateurs pour améliorer la supervision sur le terrain.
- **Bruce A — Complexité de l'exploitation**
La CCEA a exigé que des mesures soient prises pour réduire la complexité de l'exploitation des réacteurs. Une étude importante effectuée par un consultant indépendant pour le compte du SNOH a entraîné de nombreuses modifications à la conception et aux procédures.

- **Bruce A — Mise à l'arrêt**
Le SNOH a mis à l'arrêt la tranche 1 après que la CCEA eut indiqué qu'il était inacceptable de la faire fonctionner alors qu'il y avait une fuite de vapeur dans le dégazeur. On a par la suite découvert et réparé une soudure fissurée, et la tranche a été remise en service.
- **Darlington — Logiciel des systèmes d'arrêt**
La CCEA a exigé une vérification approfondie, ce qui a retardé de cinq mois la mise en marche de la première tranche. Le SNOH a dû par la suite réécrire le logiciel.
- **Pickering A — Amélioration des systèmes d'arrêt**
Ayant rejeté l'analyse effectuée par le SNOH en 1990 au sujet de Pickering A, la CCEA a ordonné, en 1993, que des améliorations importantes soient apportées aux systèmes d'arrêt des réacteurs. Ces modifications devaient être achevées au plus tard le 31 décembre 1997 pour éviter la mise à l'arrêt des réacteurs.
- **Pickering — Joints d'étanchéité des conduites de détente**
Des tests effectués sur des joints d'étanchéité élastomériques, à la demande de la CCEA, ont mené à l'utilisation d'un matériau amélioré. La CCEA a également demandé qu'un joint d'étanchéité de secours soit installé.
- **Pickering — Incident de surexposition en 1990**
Sur la foi d'une enquête menée à la suite d'une surexposition aux rayonnements durant l'enlèvement de barres de compensation au cobalt, la CCEA a poursuivi le SNOH en justice avec succès.
- **Tubes de force**
La CCEA a donné instruction aux titulaires de permis d'éviter de faire fonctionner leurs réacteurs dans des conditions susceptibles de causer l'apparition de boursoufflures causées par l'hydruration sur les tubes de force. Cette mesure a mené à la mise sur pied d'un important programme d'inspection des tubes de force et de vérification des bagues d'écartement prévues pour maintenir un espace approprié entre ces tubes et les tubes de calandre.
- **Quarts de travail de douze heures dans les centrales du SNOH**
L'introduction de quarts de travail de douze heures a connu un retard important parce que la CCEA a exigé que l'on procède d'abord à des tests approfondis, dont les résultats ont mené à la modification des horaires.

4. AVANT 1987

- **Systèmes d'arrêt d'urgence**
La CCEA a donné instruction que Bruce A et tous les réacteurs fabriqués subséquentment soient équipés de deux systèmes d'arrêt d'urgence pleinement efficaces. Par la suite, la CCEA a en outre demandé que les systèmes d'arrêt d'urgence de Pickering A fassent l'objet d'améliorations (voir ci-dessus).
- **Systèmes de refroidissement d'urgence du cœur**
À la demande de la CCEA, les réacteurs de la centrale Bruce A ont été mis en conformité grâce à l'intégration d'un système de refroidissement d'urgence du cœur (SRUC) à haute pression et d'échangeurs de chaleur. Ces éléments ont par la suite été intégrés à tous les nouveaux réacteurs.

La CCEA a en outre demandé qu'un important blindage soit ajouté au SRUC de la centrale Bruce A, ce qui a mené à une révision de la conception du SRUC de la centrale Bruce B, qui était alors en construction.

- **Systèmes de confinement**
Des essais ordonnés par la CCEA à la centrale Bruce A ont révélé que la conception des collecteurs des mécanismes d'aspersion n'étaient pas appropriés et qu'elle devait être révisée en profondeur. Ces essais ont en outre permis de constater que des modifications s'imposaient à la centrale Pickering, où les adaptations nécessaires ont été effectuées.

La CCEA a exigé que des améliorations importantes soient apportées aux systèmes d'urgence d'évacuation d'air filtré aux centrales Pickering et Bruce.

Il fallait enfin améliorer les dispositifs servant à isoler les tranches de Pickering A du conduit de l'enceinte de confinement, et ce, afin que la centrale puisse se conformer à la demande de la Commission de prolonger la durée de la ventilation du système de confinement de Pickering à la suite d'un accident.

- **Tubes de force**
La CCEA a rejeté les arguments avancés par le SNOH pour remettre en marche les tranches 1 et 2 de la centrale Pickering à la suite de la défaillance de tubes de force survenue en 1983. Les réacteurs sont donc demeurés à l'arrêt jusqu'à ce que leurs tubes de force aient été remplacés plusieurs années plus tard.

La CCEA a imposé, en matière de surveillance et d'inspection des tubes de force vieillissants, des exigences qui allaient bien au-delà de celles proposées par l'industrie nucléaire. L'expérience a démontré que ces exigences avaient imposé une lourde charge de travail aux titulaires de permis, mais qu'elles étaient tout à fait justifiées.

- Conception des salles électriques et qualification environnementale
Les questions soulevées par la CCEA quant aux effets des ruptures des conduites à haute pression dans les salles électriques de Bruce A et de Bruce B ont entraîné :
 - ▶ l'instauration d'un vaste programme de travaux dans toutes les centrales, y compris la mise en place de gros dispositifs de décompression dans les centrales Bruce, Pickering et Point Lepreau;
 - ▶ la mise en place d'un système d'alimentation électrique qualifiée à la centrale Bruce A;
 - ▶ l'instauration d'un important programme de qualification environnementale dans toutes les centrales du SNOH.

- Gentilly-2 — Mise en marche du réacteur
La CCEA a retardé de plusieurs mois la mise en marche du réacteur de Gentilly-2 en 1983 à cause d'une pénurie d'opérateurs qualifiés.

ANNEXE 8.1

STRUCTURE ORGANISATIONNELLE DE LA COMMISSION DE CONTRÔLE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE

La Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA) est formée des principales divisions suivantes :

- le Bureau de la présidente;
- le Secrétariat;
- la Direction des services de gestion;
- la Direction de la réglementation du cycle du combustible et des matières nucléaires;
- la Direction de la réglementation des réacteurs;
- la Direction de l'évaluation des facteurs environnementaux et humains.

L'organigramme du personnel de la CCEA est reproduit à la figure 8A.1.

1. LE BUREAU DE LA PRÉSIDENTE

Le Bureau de la présidente fournit directement des services de soutien administratif à la présidente.

2. LE SECRÉTARIAT

Le Secrétariat est constitué du Groupe de la mise en œuvre de la nouvelle loi, du Groupe des services à la Commission, de la Division des relations extérieures et de la documentation, de la Division de la non-prolifération, des garanties et de la sécurité et de la Division des communications.

- Le Groupe de la mise en œuvre de la nouvelle loi est responsable de la mise en œuvre de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* et de ses règlements d'application.
 - Le Groupe des services à la Commission veille à ce que les cinq 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 de 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 aux comités consultatifs et au Groupe des conseillers médicaux;
 - ▶ la rédaction des politiques, procédures et règles visant les activités de la Commission.
- La Division des relations extérieures et de la documentation est investie des fonctions suivantes :
 - ▶ la gestion des interactions de la CCEA avec le Bureau du ministre;
 - ▶ la gestion des relations, ententes et activités de coopération existant entre la CCEA et divers ministères et organismes gouvernementaux étrangers ou organisations internationales, ainsi que des activités auxquelles la CCEA participe dans un tel cadre.

La division administre :

- ▶ le plan d'intervention de la CCEA en cas d'urgence nucléaire, en collaboration avec les organismes fédéraux, provinciaux et municipaux;
- ▶ les activités que la CCEA 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.

Au-delà de la conception et de la mise en œuvre des plans et méthodes de travail présidant à la production et à la gestion des documents d'application de la réglementation de la Commission, elle coordonne la préparation et la gestion des documents généraux de la CCEA.

- La Division de la non-prolifération, des garanties et de la sécurité :
 - ▶ veille à ce que la CCEA respecte ses obligations, tant à l'intérieur qu'à l'extérieur du pays, en ce qui a trait à la non-prolifération nucléaire, aux garanties et à la sécurité matérielle des substances et de la technologie 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 des politiques de non-prolifération et de contrôle des exportations nucléaires du Canada;
 - ▶ administre les accords bilatéraux du Canada en matière de coopération nucléaire;
 - ▶ met en œuvre l'accord régissant l'application des garanties au pays conclu entre le Canada et l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA);
 - ▶ 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 matérielle* soit respecté.

- La Division des communications :
 - ▶ fournit des services d'information et d'édition pour le compte de la CCEA;
 - ▶ répond selon les besoins aux demandes de renseignements et aux demandes verbales et écrites des employés de la CCEA, du public et des médias d'information;
 - ▶ fait paraître de nouvelles publications 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 technologie nucléaire, la nature et les effets des rayonnements, l'organisation, le mandat et les activités de la CCEA, les politiques et les décisions de la Commission, les résultats de travaux de recherche financés par la CCEA, les conclusions et les recommandations des comités consultatifs de la CCEA, la législation nucléaire et les exigences et attentes de la CCEA en matière de réglementation.

3. LA DIRECTION DES SERVICES DE GESTION

La Direction des services de gestion gère les ressources humaines, financières, matérielles et d'information de la CCEA. 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 CCEA et le *Code régissant les conflits d'intérêts et l'après-mandat*.

La Direction des services de gestion est constituée de la Division des ressources humaines, de la Division des finances et de la Division de la gestion de l'information.

- La Division des ressources humaines fournit à la CCEA 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;
 - ▶ les relations de travail.

Elle représente également la CCEA 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 les divers services, liés aux besoins en formation non technique du personnel de la CCEA, suivants :

- ▶ l'évaluation des besoins en formation du personnel 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 CCEA;
 - ▶ l'administration du budget global affecté à la formation non technique;
 - ▶ la coordination de l'exécution des programmes de formation non technique;
 - ▶ la tenue à jour de la liste des formateurs et des dossiers de formation des employés.
- Au sein de la Direction des services de gestion, la Division des finances offre des services financiers à tous les employés et à toutes les entités dans des domaines tels que :
 - ▶ la planification;
 - ▶ l'établissement des budgets;
 - ▶ les achats;
 - ▶ le suivi et le contrôle des dépenses;
 - ▶ les comptes clients;
 - ▶ les comptes fournisseurs;
 - ▶ l'administration des contrats;
 - ▶ la planification et la comptabilité des déplacements;
 - ▶ les locaux à bureaux;
 - ▶ les approvisionnements et les services;
 - ▶ le recouvrement des coûts.

Elle participe en outre à l'élaboration ou à la révision des politiques financières et à la production de rapports destinés au personnel et à la direction de la CCEA, tout en maintenant des échanges avec les organismes centraux — le Conseil du Trésor, par exemple — en matière de questions financières.

En outre, la Division des finances :

- ▶ administre le programme de sécurité général de la Commission au nom de la présidente;
 - ▶ obtient les attestations de sécurité des employés de la CCEA en conformité avec les politiques du gouvernement fédéral;
 - ▶ veille à l'élaboration et à la maintenance des systèmes de sécurité matérielle destinés à protéger les biens et systèmes d'information de la CCEA;
 - ▶ enquête sur les atteintes, réelles ou éventuelles, à la sécurité au sein de la CCEA.
- La Division de la gestion de l'information :
 - ▶ est responsable du service des dossiers et de la bibliothèque de la CCEA;
 - ▶ veille à l'administration et à la maintenance des systèmes électroniques de gestion et d'échange d'information de la CCEA;
 - ▶ fournit des services de soutien technique au personnel et aux unités de travail de la CCEA en ce qui a trait au matériel et systèmes connexes.

4. LA 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 de déchets radioactifs. La direction offre des services de conformité et de laboratoire axés sur les diverses activités de la CCEA, et elle réglemente les accélérateurs, la production et l'utilisation de radio-isotopes et les installations de recherche et d'essais. 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, définies dans le *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique*.

La Direction de la réglementation du cycle du combustible et des matières nucléaires 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 d'uranium, les principes de sûreté soient respectés eu égard aux aspects suivants :
 - ▶ la conception;
 - ▶ la mise au point;
 - ▶ la construction,
 - ▶ l'exploitation;
 - ▶ la maintenance;
 - ▶ le déclassement.

Pour promouvoir le respect des lois, permis et normes pertinents, le personnel de la division :

- ▶ évalue les demandes, les rapports et autres documents soumis;
- ▶ effectue des sondages, des inspections, des vérifications, des examens et des enquêtes;
- ▶ recommande des mesures appropriées en matière de délivrance de permis et d'application de la réglementation.

Le directeur et la Section des mines d'uranium de la Division des installations d'uranium se trouvent dans un bureau régional de la CCEA à Saskatoon (Saskatchewan).

- 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, le personnel de la division :

- ▶ évalue les demandes, les rapports et autres documents soumis;
- ▶ effectue des sondages, des inspections, des vérifications, des examens et des enquêtes, ou y participe;
- ▶ recommande des mesures appropriées en matière de délivrance de permis et d'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 garantir la santé et la sécurité des travailleurs et du public, et la protection de l'environnement. Le personnel de la division :

- ▶ évalue les demandes de permis;
- ▶ prépare et délivre les permis;
- ▶ effectue des inspections portant sur l'utilisation des matières radioactives;
- ▶ rédige les normes d'application de la réglementation.

Les services d'inspection et de conformité sont assurés par des employés situés à :

- ▶ Ottawa (Ontario);
- ▶ Laval (Québec);
- ▶ Mississauga (Ontario);
- ▶ Calgary (Alberta).

- La Division des installations de recherche et de production fournit les services de laboratoire axés sur les diverses activités de la CCEA. 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. De plus, le personnel de la division :

- ▶ évalue les documents soumis;
- ▶ effectue des vérifications, des inspections et des enquêtes, ou y participe;
- ▶ formule des recommandations en matière de rendement, de délivrance de permis ou d'application de la réglementation;
- ▶ rédige des normes d'application de la réglementation.

5. LA DIRECTION DE LA RÉGLEMENTATION DES RÉACTEURS

La Direction de la réglementation des réacteurs évalue et réglemente la sûreté des réacteurs 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, le personnel :
 - ▶ évalue les demandes, les rapports et autres documents soumis;
 - ▶ effectue des sondages, des inspections, des vérifications, des examens et des enquêtes, ou y participe;
 - ▶ recommande des mesures appropriées en matière de délivrance de permis et d'application de la réglementation.

- La Division de l'évaluation des centrales nucléaires évalue le rendement des installations des centrales nucléaires au Canada. Le personnel :
 - ▶ gère les examens techniques portant sur des questions de sûreté que la CCEA 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, rapporte leurs conclusions et 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 CCEA. Elle fournit une expertise technique dans les domaines suivants :
 - ▶ la thermohydraulique;
 - ▶ la physique des réacteurs;
 - ▶ la protection des réacteurs;
 - ▶ le comportement des centrales.

Les membres du personnel effectuent, dans leurs propres domaines d'expertise, des évaluations, des examens, des inspections et des vérifications, ou y participe.

- 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 CCEA. Elle fournit une expertise technique dans les domaines suivants :
 - ▶ l'évaluation de la fiabilité et des risques;
 - ▶ les instruments et les commandes;
 - ▶ les systèmes électriques;
 - ▶ le génie civil;
 - ▶ les composants et systèmes sous pression.

Les membres du personnel effectuent, dans leurs propres domaines d'expertise, des évaluations, des examens, des inspections et des vérifications, ou y participent.

6. LA 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 environnementale proposées par les demandeurs et titulaires de permis de la CCEA. Elle effectue également des vérifications portant sur les programmes de formation en radioprotection en vigueur dans les installations régies par un permis de la CCEA, elle accrédite le personnel d'exploitation clé des installations de centrales nucléaires, elle administre le programme de recherche à l'appui du mandat de la CCEA et elle exécute son programme de formation technique.

La Direction de l'évaluation des facteurs environnementaux et humains 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, du Groupe de la recherche et du soutien et du Groupe de la formation technique.

- À la demande de la Commission ou des divisions de la CCEA 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 de radioprotection et de protection environnementale. La division :
 - ▶ entreprend, organise et gère des vérifications des mesures de radioprotection et de protection environnementale;
 - ▶ gère la délivrance de permis aux entreprises qui offrent des services de dosimétrie aux titulaires de permis de la CCEA, ainsi que l'inspection de ces entreprises;
 - ▶ évalue les plans de mesures d'urgence des titulaires de permis de la CCEA;
 - ▶ 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 environnementale 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 CCEA occupant des postes clés et la pertinence des normes d'embauche rattachées à ces postes, de même que les programmes de formation. Et, en collaboration avec les autres entités de la CCEA, 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 opérations et des activités régies par un permis délivré par la CCEA 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 et à la sûreté, elle évalue leurs incidences et elle recommande des actions de suivi appropriées. En collaboration avec les autres entités de la CCEA, elle élabore des documents en matière de réglementation concernant :
 - ▶ les politiques et programmes liés aux facteurs humains;
 - ▶ les méthodes et procédés opérationnels;
 - ▶ les systèmes de gestion du personnel.

- Le Groupe de la recherche et du soutien administre le programme de recherche à l'appui du mandat de la CCEA. Le personnel du groupe :
 - ▶ planifie et élabore le programme en fonction des besoins de la CCEA;
 - ▶ gère le budget du programme;
 - ▶ surveille et oriente l'évolution de chaque projet de recherche;
 - ▶ coordonne les apports des promoteurs et des clients internes.

- Le Groupe de la formation technique élabore et exécute les programmes de formation destinés à répondre aux besoins techniques du personnel de la CCEA et à ceux des autres organismes de réglementation de l'énergie nucléaire, et il produit des rapports au sujet de ces programmes.

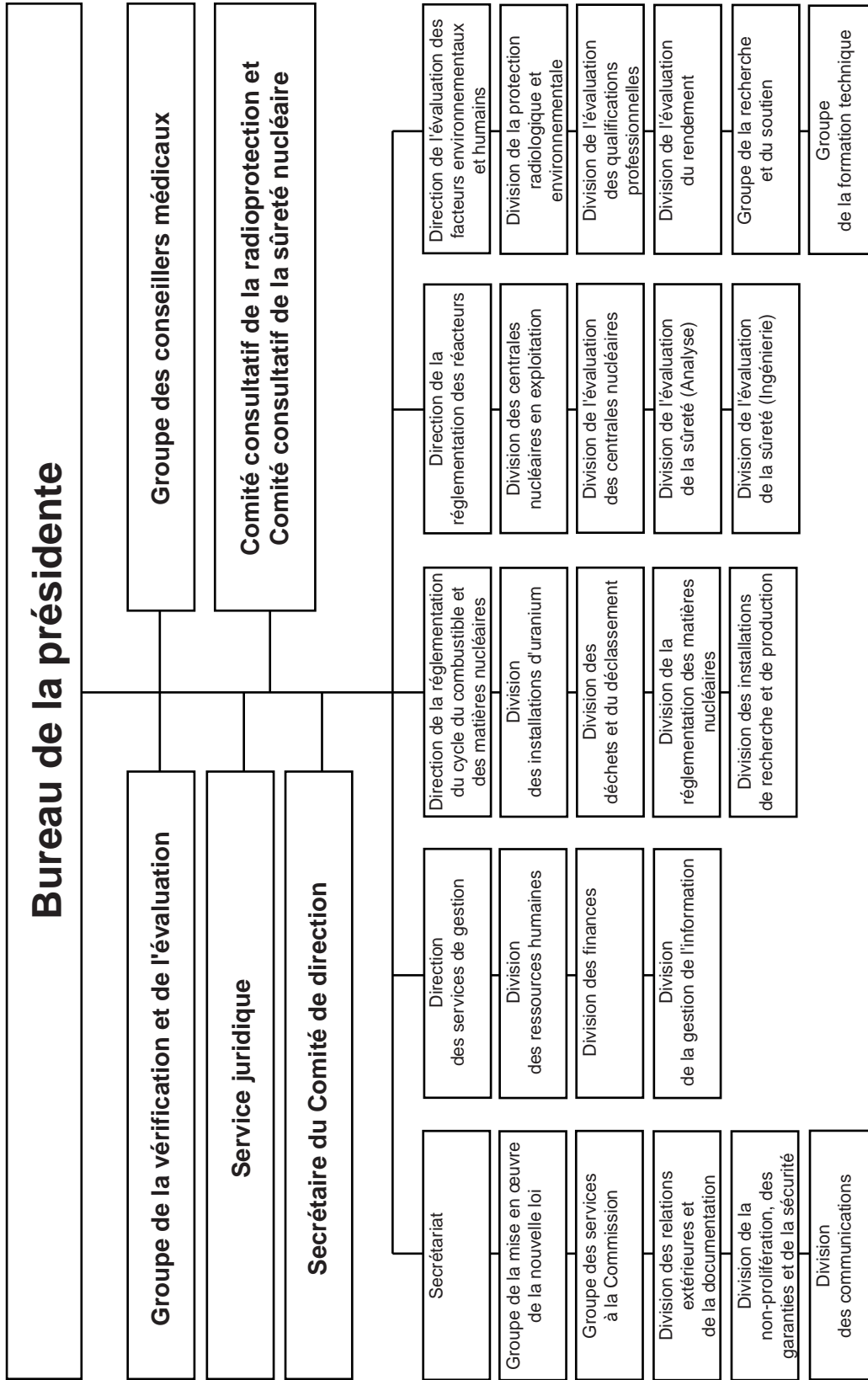


Figure 8A.1 Organigramme du personnel de la CCEA

ANNEXE 16.1

PLANS D'INTERVENTION EN CAS D'URGENCE NUCLÉAIRE AU CANADA

La présente annexe offre de brefs résumés des plans de préparation et d'intervention en cas d'urgence sur site aux centrales nucléaires, des plans d'intervention en cas d'urgence hors site des provinces et du Plan des mesures d'urgence de la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA).

1. PLANS DE PRÉPARATION ET D'INTERVENTION EN CAS D'URGENCE AUX CENTRALES NUCLÉAIRES

1.1 Plan d'intervention en cas d'urgence nucléaire des centrales d'Ontario Hydro

Le plan d'intervention en cas d'urgence nucléaire du Secteur nucléaire d'Ontario Hydro (SNOH) est un plan général qui sert de base commune à l'élaboration de mesures de préparation et d'intervention en cas d'urgence nucléaire sur le site à ses centrales Bruce, Darlington et Pickering. Il décrit les concepts, les structures, les rôles et les processus présidant à l'instauration et à l'actualisation d'un mécanisme qui permettra au SNOH 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 plan d'intervention en cas d'urgence nucléaire de la province de l'Ontario.

Le plan d'intervention du SNOH définit une urgence à une centrale nucléaire comme étant l'occurrence soudaine et imprévue de conditions radiologiques inhabituelles susceptibles d'exposer le personnel ou le public à des rayonnements qui dépassent les limites réglementaires.

Le plan du SNOH porte surtout sur le rejet de matières radioactives par des installations fixes et sur ses liens avec le plan d'intervention en cas d'urgence nucléaire de la province de l'Ontario. Les incidents résultant d'actes hostiles (sécurité) aux centrales nucléaires du SNOH sont expressément exclus de la portée du plan puisque le SNOH traite en détail de ce genre d'incidents dans d'autres documents, bien que les dispositions du plan visant d'éventuels rejets de matières radioactives s'appliquent aussi 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 de tout rejet radioactif.

Pour ajouter à son plan d'intervention général, le SNOH a mis au point des dispositions de préparation et d'intervention en cas d'urgence nucléaire propres à chaque site pour ses centrales Bruce, Darlington et Pickering. Ces plans de mesures d'urgence sont en accord avec les analyses et rapports de sûreté nucléaire que le SNOH a soumis à la CCEA à l'appui des demandes de permis de construction et d'exploitation visant chacune de ces centrales.

Dans l'éventualité d'une urgence nucléaire à une centrale du SNOH, le personnel du SNOH classerait immédiatement l'urgence d'après les critères précisés dans le plan d'intervention de la centrale. Si l'urgence risquait d'avoir des répercussions hors site, le personnel procéderait à une classification plus poussée en se fondant sur les critères contenus dans le plan d'intervention en cas d'urgence nucléaire de la province de l'Ontario. Pour simplifier l'exécution de cette étape, les événements mentionnés dans le manuel des incidents anormaux des centrales nucléaires du SNOH ont été classés en prenant en compte les désignations figurant dans les notifications de la province de l'Ontario. L'appendice D (Matrice des critères de notification) du plan d'intervention général du SNOH constitue le résultat de ce travail de classification. Et les plans d'intervention d'urgence propres à chacun des sites des centrales Bruce, Pickering et Darlington comprennent des extraits inspirés de l'appendice D du plan d'intervention général du SNOH.

Les exercices d'urgence font partie du processus global du SNOH visant l'évaluation du programme, tel que mentionné aux articles 7.0 et 9.0 de son plan d'intervention général. Ces exercices, qui ont lieu périodiquement à toutes les installations nucléaires du SNOH, s'effectuent en collaboration avec les autres organisations et autorités qui s'intéressent à l'état de préparation et aux interventions en cas d'urgence nucléaire.

En cas d'urgence nucléaire, le SNOH a la capacité d'intervenir auprès du public en faisant appel à son propre Service des affaires publiques et au Service des affaires générales d'Ontario Hydro. Les principales cibles du programme d'information publique en cas d'urgence nucléaire du SNOH 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. Dans le cas d'une urgence nucléaire mettant en cause l'une de ses installations, le SNOH est tenu, suivant les procédures et les ententes auxquelles il a souscrit en matière d'intervention d'urgence, de coordonner ses efforts et activités d'information du public avec ceux des autres autorités ou organisations participantes — les organismes provinciaux œuvrant dans le cadre du plan d'intervention en cas d'urgence nucléaire de la province de l'Ontario.

La nature de l'intervention du SNOH en matière d'affaires publiques sera adaptée aux circonstances de l'urgence.

Dans le cas d'événements qui ne sont pas suffisamment graves pour justifier l'activation du plan d'intervention en cas d'urgence nucléaire de la province de l'Ontario, mais qui pourraient intéresser les gens vivant à proximité et d'autres parties intéressées, le SNOH organise des points de presse à l'intention des médias locaux ou publie des communiqués de presse, dont il fait parvenir copie aux fonctionnaires provinciaux et municipaux. Quand la situation le justifie, le SNOH peut faire appel au Centre de consultation d'Ontario Hydro sur le site ou à proximité du site pour tenir des points de presse ou des interviews.

Les événements plus graves peuvent exiger l'activation du plan d'intervention en cas d'urgence nucléaire de la province de l'Ontario et la mise en place du Centre mixte d'information. Toutefois, tant que ce centre n'aura pas été mis en place et qu'il ne sera

pas entré en fonction, l'organisation d'intervention en cas d'urgence du SNOH verra provisoirement à communiquer l'information pertinente au public et aux médias. Et, lorsque le centre entrera en fonction, le gouvernement provincial prendra le contrôle des services d'information visant l'incident.

Le SNOH fournira au Centre mixte d'information une assistance en matière de formation, de finances et de personnel.

1.2 Plan d'intervention en cas d'urgence nucléaire de la centrale de Gently-2

La publication d'Hydro-Québec *Plan des mesures d'urgence* décrit les dispositions prises par l'entreprise pour faire face à des urgences nucléaires réelles ou éventuelles à sa centrale nucléaire de Gently-2. Cette publication, de même que ses divers documents d'accompagnement, définit en détail le plan de préparation et d'intervention en cas d'urgence nucléaire à Gently-2, y compris les critères d'application, les rôles et les responsabilités, les exigences en matière de coordination, la classification des alertes, les communications avec les médias et le public, les procédures d'urgence, la logistique des interventions et le soutien technique et matériel, ainsi que la formation en matière d'opérations d'urgence et les exercices d'urgence.

Ce plan stipule que les événements anormaux qui, survenant sur le site, ont pour effet d'augmenter les risques radiologiques auxquels sont exposés les employés, le public ou l'environnement doivent être annoncés en faisant état, de façon appropriée, du niveau de l'alerte de rayonnement et de la gravité réelle 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 de deux à dix fois les niveaux normaux, ou lorsque ces risques augmentent à un rythme anormalement rapide.

Une alerte de site doit être déclarée lorsque les conditions radiologiques présentent un risque important généralisé pour le personnel sur le site de la centrale.

Une alerte générale doit être déclarée lorsque se produisent des rejets qui dépassent les limites réglementaires ou qui pourraient entraîner une exposition aux rayonnements dépassant les limites de dose.

Si des événements ou des conditions anormales à Gently-2 devaient mener à une urgence nucléaire hors site éventuelle ou réelle, le directeur du Comité de gestion du centre d'urgence d'Hydro-Québec¹ serait alors responsable d'aviser l'Organisation de la sécurité civile du Québec (OSCCQ) de la menace ou de l'urgence. L'OSCCQ dirigerait alors, tel que mentionné ci-dessus, toute intervention en cas d'urgence nucléaire hors site jugée nécessaire.

1. Centrale nucléaire de Gently-2, document de référence DR-32/Rév. 4, *Plan des mesures d'urgence* (Plan de base), octobre 1997.

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'urgence radiologique au moins une fois par année, comme l'exigent les Directives de santé et normes de radioprotection de la centrale. Elle 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, un enseignement de base ou spécialisé dans le domaine de la préparation et des interventions en cas d'urgence nucléaire.

1.3 Plan d'intervention en cas d'urgence nucléaire de la centrale Point Lepreau

La Société d'énergie du Nouveau-Brunswick (Énergie Nouveau-Brunswick) a intégré ses dispositions en matière d'intervention en cas d'urgence nucléaire sur le site à la centrale nucléaire Point Lepreau au groupe de documents qui constituent le plan des mesures d'urgence sur le site qu'elle a mis sur pied pour cette centrale. Ces documents décrivent les interventions prévues par Énergie Nouveau-Brunswick pour des genres bien précis d'urgences à cette centrale nucléaire et à ses installations connexes, ainsi que les responsabilités, ententes, mesures de formation et procédures qui s'y rattachent.

Le plan des mesures d'urgence sur le site a pour objectif global de contrôler et atténuer les répercussions d'événements anormaux survenant sur le site de la centrale Point Lepreau, afin de protéger le personnel, le public et les biens de la centrale. Ce plan est constitué d'un plan général et de plans de mesures d'urgence déterminés qui sont intimement liés et qui sont conçus pour être mis en œuvre de façon concertée avec le plan d'intervention en cas d'urgence nucléaire hors site de la province.

Le plan général, un document de coordination, présente une vue d'ensemble de quatre genres d'urgences, auxquelles seraient respectivement associés des rayonnements, un incendie ou des facteurs d'ordre médical ou chimique. Il décrit l'organisation, les responsabilités et les mesures préparatoires générales qui s'appliquent à toutes les situations.

Les plans de mesures d'urgence déterminés consistent en quatre plans distincts qui décrivent les dispositions détaillées, de même que les actions et dispositions précises nécessaires, se situant 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 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 Point Lepreau.

Le plan des mesures d'urgence radiologique de la centrale nucléaire Point Lepreau traite des répercussions éventuelles ou réelles en matière de rayonnements d'un événement anormal qui se produirait à la centrale. Il est conçu pour être mis en œuvre de façon concertée avec le plan d'intervention en cas d'urgence nucléaire hors site de la province, qui ne traite, pour sa part, que des mesures à prendre à l'extérieur des limites de la centrale Point Lepreau. Le plan des mesures d'urgence sur le site de la centrale énonce les mesures à prendre pour faire face à des incidents comportant des rayonnements sur le site, et pour atténuer les répercussions de ces rayonnements hors site. Ce plan et celui de la province doivent donc pouvoir être mis à exécution indépendamment l'un de l'autre, mais aussi, le cas échéant, en harmonie grâce à un niveau élevé de liaison et de collaboration. Il incombe ainsi, par exemple, au personnel de Point Lepreau de fournir l'information qui pourrait mener au déclenchement du plan d'intervention de la province.

Le plan des mesures d'urgence radiologique de la centrale nucléaire Point Lepreau définit deux niveaux d'intervention, à savoir l'alerte et l'urgence. Les événements imprévus mineurs qui ne sont pas assez importants pour justifier une intervention d'alerte ou d'urgence sont réglés en ayant recours aux procédures d'exploitation normales de la centrale.

Une intervention d'alerte est mise en œuvre lorsque se produit un événement qui ne présente aucune menace générale immédiate sur le site ou hors site, mais qui justifie une intervention rapide à laquelle participeront les ressources sur le site, voire éventuellement des ressources hors site. Tel serait le cas, par exemple, s'il se produisait un déversement ou un rejet mineur de matières radioactives.

2. PLANS D'INTERVENTION EN CAS D'URGENCE NUCLÉAIRE HORS SITE DES PROVINCES

2.1 Province de l'Ontario

Le plan d'intervention en cas d'urgence nucléaire de la province de l'Ontario recouvre toutes les situations qui présentent, pour la santé publique, pour les biens ou pour l'environnement, un risque réel ou éventuel lié aux rayonnements ionisants ou à l'exploitation d'une installation nucléaire. Par définition, ces situations englobent :

- les accidents survenant à une installation² nucléaire;
- les accidents survenant à un établissement³ nucléaire;
- les accidents survenant durant le transport de matières radioactives;
- les pertes de contrôle de matières radioactives;
- les actions hostiles visant une installation ou un établissement nucléaire, ou mettant en cause des matières radioactives.

2. Une installation ou un véhicule contenant un réacteur à fission ou à fusion nucléaire.

3. Une installation qui utilise, produit, traite ou évacue des matières nucléaires, ou un véhicule qui transporte de telles matières sans pour autant être doté d'un dispositif nucléaire.

Le plan d'intervention en cas d'urgence nucléaire de la province de l'Ontario ne traite généralement pas des événements suivants :

- les accidents dont on prévoit que les répercussions, réelles ou éventuelles, seront confinées à l'intérieur des limites de l'installation nucléaire;
- les accident dont les répercussions sont si localisées qu'elles peuvent être contrôlées de façon satisfaisante en ayant recours au personnel local d'intervention en cas d'urgence (la police et les pompiers), avec ou sans aide technique extérieure.

Au Canada, les enceintes de confinement des centrales nucléaires à plusieurs tranches sont raccordées à un bâtiment sous vide commun. Cette caractéristique technique ne trouve son application qu'en Ontario, ce qui a une incidence fondamentale sur la façon dont la province aborde ses dispositions touchant la préparation et les interventions en cas d'urgence nucléaire.

2.2 Province de Québec

Au Québec, l'Organisation de la sécurité civile du Québec (OSCQ) est le principal responsable de la planification de la préparation et des interventions dans le cas d'une urgence à la centrale nucléaire de Gentilly-2 qui aurait des répercussions hors site. Les mesures que l'OSCQ prévoit mettre en œuvre pour faire face à de telles urgences sont décrites dans le document *Plan des mesures d'urgence nucléaire externe à la centrale nucléaire de 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 plan PMUNE-G2 vise à préparer les organismes gouvernementaux à faire face à une situation d'urgence au site de la centrale de Gentilly-2, et à leur permettre ainsi d'atténuer les répercussions d'un accident, de protéger et aider le public et de fournir de l'aide aux municipalités touchées.

S'il se produit, à la centrale nucléaire de Gentilly-2, un accident ayant d'importantes répercussions hors site, Hydro-Québec et l'OSCQ ont des responsabilités distinctes mais complémentaires à assumer en matière de planification de la préparation et des interventions en cas d'urgence. Par exemple, le superviseur de quart de Gentilly-2 doit établir et déclarer, de façon appropriée, le niveau de l'alerte de rayonnement. Et, s'il s'agit d'une alerte de site ou d'une alerte générale (voir l'article 1.2 ci-dessus), il en informera la Direction de la sécurité civile du ministère de la Sécurité publique du Québec. Selon le niveau de l'urgence, l'OSCQ restera en état d'alerte ou amorcera une intervention en cas d'urgence hors site conformément au plan PMUNE-G2.

Dans le cadre de son intervention en cas d'urgence hors site, l'OSCQ mettrait sur pied un centre chargé de la coordination des divers éléments de l'intervention, dont les communications et les relations publiques. Généralement, ce centre émettrait tous les avis au public pertinents en matière de sécurité (prévoyant un confinement ou une évacuation, par exemple), répondrait aux demandes de renseignements des médias et coordonnerait l'administration des mesures de précaution.

2.3 Province du Nouveau-Brunswick

En vertu de la *Loi sur les mesures d'urgence*, l'Organisation des mesures d'urgence du Nouveau-Brunswick (OMUNB) du ministère des Affaires municipales est le principal responsable de l'élaboration des plans d'urgence pour la province, une responsabilité à laquelle s'ajoutent les fonctions de diriger, de gérer et de coordonner les interventions en cas d'urgence.

Aux termes du plan d'intervention en cas d'urgence du Nouveau-Brunswick préparé par l'OMUNB, une urgence est une situation anormale qui exige une intervention 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.

Ce plan définit les attributions du principal responsable des interventions en cas d'urgence, à savoir le ministère des Affaires municipales, et les rôles de soutien qu'auront alors à assumer quelque 23 ministères ou organismes et 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 prend en compte deux états de préparation, à savoir l'état d'alerte et l'état d'urgence, lesquels se définissent comme suit :

- l'état d'alerte correspond à un état où les représentants des ministères doivent demeurer disponibles sur appel;
- l'état d'urgence correspond à un état où l'OMUNB 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'OMUNB, 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 des Affaires municipales, 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 de ressources provinciales pour régler des situations d'urgence dans les zones rurales et les municipalités urbaines, et des comités de mesures d'urgence de district, qui s'inspirent du modèle des comités d'intervention provinciaux, ont été 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 suivants :

- le ministère des Affaires municipales;
- le ministère de l'Environnement;
- le ministère de la Santé;
- le ministère de la Justice (Gendarmerie royale du Canada);
- le ministère des Ressources naturelles;
- le ministère des Services sociaux;
- le ministère des Transports;

Les autorités locales sont responsables de la planification de la préparation et des interventions en cas d'urgence 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 pour laquelle les ressources d'une collectivité ou d'un groupe de collectivités sont insuffisantes, la province verra à fournir de l'aide par l'entremise du comité des mesures d'urgence du district.

Au besoin et si possible, des centres des opérations d'urgence de district sont mis sur pied au sein du bureau régional du ministère des Transports. En outre, Énergie Nouveau-Brunswick, le propriétaire et exploitant de la centrale nucléaire Point Lepreau, garde en service un Centre d'intervention en cas d'urgence hors site (CIUHS) qui, advenant un incident mettant en cause des rejets radioactifs anormaux dans l'environnement hors site, sera occupé par du personnel de l'entreprise. Dans un tel cas, le CIUHS servira de centre de communications et il sera utilisé pour diriger les programmes de surveillance des rayonnements.

Le plan d'intervention en cas d'urgence hors site de la centrale nucléaire Point Lepreau a été élaboré par l'OMUNB conformément aux principes énoncés ci-dessus. Il définit les rôles et les responsabilités des personnes qui seront appelées à intervenir s'il survient à la centrale un incident ayant des répercussions hors site, tout en précisant les mesures immédiates qu'elles devront alors prendre.

La section A du plan énumère les organismes provinciaux et fédéraux susceptibles d'intervenir dans une telle éventualité, et elle fait état de leurs responsabilités respectives. Les représentants de ces organismes formeront alors le Groupe de contrôle qui, sous la direction du ministère de l'Énergie du Nouveau-Brunswick, assurera la coordination de la mise en œuvre du plan.

Le plan d'intervention en cas d'urgence hors site de la centrale nucléaire Point Lepreau classe les urgences éventuelles dans l'une ou l'autre des deux catégories suivantes :

- un incident de type A, défini comme une urgence qui peut être traitée en faisant appel aux ressources présentes sur le site et qui ne pose aucun danger pour le grand public;
- un incident de type B, défini comme une urgence qui pose un danger pour le grand public.

S'il devient nécessaire d'alerter le public au sujet d'un incident ayant des répercussions hors site, des sirènes, placées à des endroits stratégiques, seront actionnées à cette fin.

Et, en guise de complément, les services de police pourront alors utiliser les sirènes de leurs voitures et des installations de sonorisation pour alerter la population. Des gardes civils surveilleront en outre les zones désignées et veilleront à ce que les gens comprennent bien 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 faire en sorte que l'on puisse secourir les personnes qui pourraient avoir besoin d'aide en cas d'évacuation. Tous les détails pertinents se trouvent dans le volume 2 du plan du Nouveau-Brunswick.

3. PLANIFICATION DE LA PRÉPARATION ET DES INTERVENTIONS D'URGENCE À LA CCEA

3.1 Description du Plan des mesures d'urgence de la CCEA

Le Plan des mesures d'urgence de la CCEA est le document qui décrit les stratégies et les lignes directrices que la CCEA suivra pour faire face à une urgence nucléaire. Ce document précise :

- les situations d'urgence susceptibles d'exiger une intervention de la CCEA;
- le rôle de la CCEA en cas d'urgence nucléaire;
- le rôle des parties interlocutrices;
- l'organisation des mesures d'urgence de la CCEA;
- le concept des opérations;
- l'infrastructure matérielle de la CCEA;
- les exigences en matière d'état de préparation et de formation, et les exercices connexes.

Le plan est publié avec l'autorisation de la présidente de la CCEA et conformément aux objectifs de la *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* et de ses règlements d'application, ainsi que de ceux de la *Loi sur la protection civile* fédérale. Il est conçu de façon à être compatible et à s'harmoniser avec les plans et procédures en cas d'urgence des titulaires de permis de la CCEA, des gouvernements provinciaux, du gouvernement fédéral et des organisations internationales. S'inspirant des dispositions du *Règlement sur l'emballage des matières radioactives destinées au transport* et de la *Loi sur le transport des marchandises dangereuses* et de ses règlements d'application, il intègre en outre des accords officiels conclus avec diverses organisations et instances.

La mise en œuvre du Plan des mesures d'urgence de la CCEA en cas d'urgence déclarée pourrait éventuellement mettre en cause :

- l'organisation de mesures d'urgence de la CCEA illustrée au tableau 16A.1;
- le personnel de la CCEA;
- les titulaires de permis de la CCEA;
- les transporteurs, les expéditeurs et les autres entités ou personnes qui interviennent dans le transport de matières radioactives ou qui sont mis en cause de toute autre façon;
- les ministères et organismes du gouvernement national;

- les ministères et les organismes des gouvernements provinciaux;
- les organisations des médias d'information;
- la United States Regulatory Commission;
- l'Agence internationale de l'énergie atomique.

Le plan de la CCEA s'applique à tous les cas d'urgence nucléaire, réelle ou éventuelle, susceptibles d'exiger une intervention d'ordre réglementaire ou technique de la CCEA. Il est en vigueur en tout temps, en l'un de quatre modes de fonctionnement suivants : mode normal, mode d'attente, mode d'intervention ou mode de retour à la normale.

- En mode normal, la CCEA procède à des activités de planification et de formation, ainsi qu'à des exercices, en vue de maintenir son état de préparation. C'est également dans ce mode, que la CCEA réagit aux événements qui ne justifient pas l'activation de l'organisation de mesures d'urgence.
- En mode d'attente, la CCEA prévient les intervenants et surveille les situations susceptibles d'exiger une intervention d'urgence à une étape quelconque.
- En mode d'intervention, la CCEA, ayant décidé qu'il y a lieu d'intervenir d'urgence, active les préparatifs en vue de l'intervention.
- En mode de retour à la normale, subséquent à un mode d'intervention, la CCEA procède à un certain nombre d'activités qui visent à revenir à un état autre que d'urgence, correspondant au mode d'attente ou au mode normal.

Aux termes du Plan des mesures d'urgence de la CCEA, une urgence nucléaire est une situation anormale, liée à une activité radiologique ou à une activité ou installation autorisée en vertu d'un permis délivré par la CCEA, qui pourrait exiger une intervention prompte, se situant au-delà des procédures normales, pour limiter les dommages aux personnes, aux biens ou à l'environnement. Il pourrait s'agir d'une urgence nucléaire sur le site ou hors site.

Par exemple, une urgence nucléaire pourrait résulter d'un événement lié à l'un ou l'autre des facteurs suivants :

- le rejet, réel ou éventuel, de contaminants radioactifs provenant d'une centrale nucléaire canadienne ou étrangère, ou de toute autre installation ou activité autorisée en vertu d'un permis délivré par la CCEA;
- le rejet, réel ou éventuel, de toute substance réglementée figurant dans le *Règlement sur le contrôle de l'énergie atomique*;
- la perte, le vol, la découverte ou le transport de matières radioactives, à l'intérieur ou à l'extérieur du Canada.

La nature de la participation de la CCEA mentionnée ci-dessus pourrait prendre diverses formes; elle pourrait ainsi tout aussi bien échanger des idées et de l'informations 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. L'énoncé de politique de la CCEA sur les mesures d'urgence fournit les lignes directrices générales relatives à la participation des employés au sein de l'organisme. Et les procédures d'urgence indiquent les rôles et responsabilités des divers participants dans les situations d'urgence.

La place qu'occupe la CCEA 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 de la CCEA 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 CCEA, peut être affecté à l'exécution de tâches particulières. Les membres du personnel de la CCEA qui font partie de l'organisation des mesures d'urgence font leur apprentissage et apportent leur contribution en participant aux séances internes de planification et de formation, et aux exercices d'urgence. L'ensemble du personnel peut consulter, en tout temps, le Plan des mesures d'urgence de la CCEA.

S'il survient une urgence à une centrale nucléaire, l'organisation des mesures d'urgence de la CCEA sera formé, comme le montre le tableau 16A.1, de membres du personnel de la CCEA qui font déjà partie, dans le cours de son fonctionnement normal, de son organisation.

TABLEAU 16A.1
ORGANISATION DES MESURES D'URGENCE DE LA CCEA

Rôle en mode de fonctionnement normal	Rôle en mode de fonctionnement d'urgence
<ul style="list-style-type: none"> la présidente de la CCEA les directeurs généraux de la CCEA des membres du personnel administratif choisis 	l'Équipe de direction
<ul style="list-style-type: none"> le directeur général de la Réglementation des réacteurs 	le directeur des mesures d'urgence
<ul style="list-style-type: none"> le coordonnateur du Plan des mesures d'urgence de la CCEA des membres du personnel administratif choisis 	l'Équipe de soutien du Centre des mesures d'urgence
<ul style="list-style-type: none"> la Division de l'évaluation des centrales nucléaires et la Division des centrales nucléaires en exploitation la Division de la réglementation des matières nucléaires la Division de la non-prolifération, des garanties et de la sécurité 	l'Équipe de surveillance des mesures sur le site
<ul style="list-style-type: none"> la Division de la protection radiologique et environnementale les agents de site 	l'Équipe de surveillance des mesures hors site
<ul style="list-style-type: none"> la Division des communications 	l'Équipe d'information publique
<ul style="list-style-type: none"> la Direction des services de gestion 	l'Équipe de soutien logistique

3.2 Participation de la CCEA à des tests et exercices

En mode de fonctionnement normal, la CCEA effectue des tests périodiques qui lui permettent d'évaluer non seulement sa capacité de mettre en œuvre des mesures d'urgence mais encore les dispositions connexes. Ces tests peuvent être menés indépendamment ou en parallèle avec d'autres organismes. La CCEA participe ainsi, par exemple, aux exercices nationaux canadiens (CANATEX), aux exercices nucléaires internationaux (INEX) et aux exercices de la United States Nuclear Regulatory Commission, ainsi qu'aux exercices mis en œuvre dans les centrales nucléaires canadiennes.

Durant l'exercice 1996-1997, l'agent de service de la CCEA a reçu des appels concernant 165 cas distincts :

- 53 appels relatifs à des incidents réels ou éventuels;
- 23 appels relatifs à des incidents simulés (dans le cadre d'exercices);
- 25 appels relatifs à des demandes d'aide administrative;
- 64 appels relatifs à des sujets qui n'avaient aucun caractère urgence.

Au cours de cette période, le personnel de la CCEA a participé à un exercice exclusif de la Commission, à un exercice international organisé par l'Agence pour l'énergie nucléaire, à 23 vérifications du système de communications de l'agent de service de la CCEA et à plusieurs exercices d'urgence à chacune des installations des sept centrales nucléaires au Canada.

