



Convention sur la sûreté nucléaire Deuxième réunion d'examen – avril 2002

Réponses aux questions présentées au Canada



Juillet 2002

CONVENTION SUR LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE

DEUXIÈME RÉUNION D'EXAMEN – AVRIL 2002

RÉPONSES AUX QUESTIONS PRÉSENTÉES AU CANADA

Q#	Article CSN	Question	Réponse
RÉGIME LÉGISLATIF ET RÉGLEMENTAIRE			
1	7	Quelles étaient les principales lacunes de l'ancien cadre législatif et réglementaire, lequel a dû être modifié ou amélioré dans la nouvelle <i>Loi sur la sûreté nucléaire et ses règlements</i> ?	<p>La <i>Loi sur le contrôle de l'énergie atomique</i>, en vertu de laquelle a été instituée la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA), est entrée en vigueur en 1946. Cette loi portait essentiellement sur la sécurité et la radioprotection. De plus, elle n'était pas compatible avec les pratiques administratives modernes en matière de législation, dans la mesure où elle ne prévoyait pas de procédure d'appel ni de pénalités en cas de non-conformité. Ce n'était pas tant le fait que la Loi comportait des lacunes, mais qu'une mise à jour s'imposait pour asseoir sur un fondement législatif plus clair des pouvoirs définis, comme ceux conférés aux inspecteurs.</p>
2	7	Quels étaient les principaux facteurs qui ont justifié l'apport de modifications à la structure de l'organe canadien de réglementation, et quelles grandes caractéristiques distinguent la CCSN de l'ancienne CCEA?	<p>Les pratiques modernes en matière de réglementation, d'une part, et les changements aux préoccupations du public, d'autre part, ont contribué à l'élaboration et à la mise en œuvre de la <i>Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i>, au titre de laquelle a été instituée la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN). Dans une large mesure, la nouvelle loi a permis de codifier les pratiques que la CCEA avait adoptées pendant plus d'un demi-siècle, soit depuis la promulgation de l'ancienne loi. De plus, la Loi :</p> <ul style="list-style-type: none"> • identifie clairement la CCSN comme principal organisme responsable des questions environnementales ayant rapport avec son mandat; • prévoit l'actualisation des pénalités; • confère des pouvoirs définis aux inspecteurs; • établit les exigences de notification des décisions et les mécanismes d'appel; • prévoit le recouvrement de coûts (désormais imposé selon la politique du gouvernement fédéral); • établit les exigences concernant les fonds pour le déclassement. <p>À part une variation mineure dans l'application des mesures susmentionnées, la structure de l'organisme est demeurée essentiellement identique à celle de la CCEA. Au cours de l'année écoulée, des changements plus importants ont été apportés, mais ils étaient davantage liés à des questions d'efficacité et d'efficience qu'à l'adoption de la nouvelle Loi.</p>

Q#	Article CSN	Question	Réponse
3	8	À la page 51 du rapport, on mentionne que la CCSN doit faire rapport au Parlement par l'entremise du ministre des Ressources naturelles du Canada et que ce ministère élabore la politique du gouvernement fédéral en ce qui touche l'énergie nucléaire. Le Canada pourrait-il donner des éclaircissements sur « les mesures appropriées pour assurer une séparation effective des fonctions de l'organisme de réglementation et de celles de tout autre organisme ou organisation chargé de la promotion ou de l'utilisation de l'énergie nucléaire », en ce qui a trait à l'application de l'article 8?	<p>La CCSN est un organisme indépendant du gouvernement du Canada. Elle gère ses activités en toute transparence et les soumet à l'examen du public.</p> <p>La CCSN fonctionne comme un tribunal. Elle prend des décisions de manière indépendante concernant la délivrance de permis pour les activités liées à l'énergie nucléaire au Canada. Elle prend des règlements ayant force exécutoire et établit l'orientation stratégique de la réglementation relativement aux questions liées à la santé et à la sécurité des personnes, à l'environnement et à la sécurité nucléaire qui touchent l'industrie nucléaire canadienne. La CCSN rend compte au Parlement par l'entremise du ministre de Ressources naturelles du Canada, mais elle n'a pas à rendre compte au ministre de ses décisions réglementaires.</p> <p>En ce qui concerne l'article 8, il est important de prendre note que les exploitants d'installations nucléaires au Canada sont soit des services publics appartenant aux gouvernements provinciaux, soit des entreprises privées. Dans un cas comme dans l'autre, ces entités ne rendent pas de compte au ministre fédéral.</p>
4	7	<i>La Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i> prévoit que la Commission canadienne de sûreté nucléaire fasse rapport au Parlement du Canada par l'entremise d'un membre du Conseil privé du Canada (Cabinet). Ce membre est désigné par le gouverneur en conseil comme ministre responsable de la Loi. Actuellement, le membre désigné est le ministre des Ressources naturelles. Ce ministre exerce aussi un rôle de supervision auprès du principal exploitant des centrales nucléaires canadiennes, Énergie atomique du Canada limitée (EACL). Quelles mesures appropriées le Canada a-t-il pris pour assurer une séparation effective entre les fonctions de l'organisme de réglementation et celles ayant trait à l'utilisation de l'énergie nucléaire?	<p>Voir la réponse à la question 3.</p> <p>À noter qu'Énergie atomique du Canada limitée (EACL) est le principal concepteur de centrales nucléaires CANDU, mais qu'elle n'est pas titulaire de permis d'exploitation de réacteurs de puissance.</p>
5	7 et 10	On mentionne à la section 7.4 que le rendement du titulaire de permis en matière de sûreté est	Les renseignements sur les périodes d'autorisation figurent dans l'annexe 1.

Q#	Article CSN	Question	Réponse
		<p>évalué principalement au moyen de trois types de mécanismes, à savoir les activités de vérification de la conformité, les indicateurs de rendement en matière de sûreté et l'analyse des événements significatifs du point de vue de la sûreté; on précise que les renseignements recueillis font partie intégrante du processus de renouvellement du permis d'exploitation. Par ailleurs, on mentionne à la section 10.1.4 que l'un des mécanismes utilisés pour appliquer les principes de sûreté qui président au contrôle réglementaire exercé par la CCSN consiste à mettre en place un système de renouvellement des permis qui permet de vérifier le respect des règlements et de procéder à des examens de sûreté périodiques. On mentionne aussi que le permis est ordinairement délivré pour deux ans, mais que la Commission peut en délivrer pour des périodes plus courtes ou plus longues. 1) La CCSN établit-elle des critères pour la délivrance des permis de plus ou de moins de deux ans?</p>	
6	10	<p>Les principes de sûreté prévoient notamment : ...- de mettre en place un système de renouvellement des permis qui permet de vérifier le respect des règlements et de procéder à des examens de sûreté périodiques. On explique que le permis est délivré pour une période de deux ans, mais que la Commission délivre parfois des permis pour une période plus courte ou plus longue. La période d'autorisation dépend-elle du rendement de certaines installations? Sachant que les permis sont généralement délivrés pour des périodes bien plus longues, selon votre expérience, quels sont les avantages d'une période d'autorisation relativement brève, soit de deux ans?</p>	<p>Les renseignements sur les périodes d'autorisation figurent dans l'annexe 1.</p>
7	14	<p>En dépit des progrès réalisés dans l'élaboration de</p>	<p>Au cours des dernières années, la CCSN s'est engagée à documenter de façon plus</p>

Q#	Article CSN	Question	Réponse
		<p>programmes de gestion du vieillissement des installations autorisées, la CCSN juge nécessaire d'améliorer le processus d'examen de la sûreté en ce qui a trait à l'évaluation et à la gestion du vieillissement. Cela veut-il dire que la CCSN a l'intention de modifier sa politique de réglementation non prescriptive et son cycle de renouvellement de permis?</p>	<p>complète ses attentes en matière de réglementation. Cette initiative a été prise en réaction aux attentes de l'industrie et du public, qui souhaitent que les normes d'application de la réglementation nucléaire soient prévisibles et faciles à comprendre. Elle vise à assurer le plus haut degré possible d'ouverture et de transparence et à rendre la réglementation plus équitable. Dans certains cas, cette initiative entraîne un éloignement par rapport à l'approche non prescriptive longtemps maintenue par la CCSN; toutefois, le degré de prescription dans toute situation de réglementation dépend de nombreux facteurs, dont le risque présenté par les activités proposées, la compétence du secteur de l'industrie réglementée et les antécédents de ce secteur en matière de conformité.</p> <p>On a reconnu que le recours par la CCSN à des permis de courte durée ne constitue pas nécessairement l'usage le plus efficace des ressources de réglementation, ni que cette pratique cadre avec les pratiques exemplaires d'autres régimes de réglementation. Le personnel de la CCSN a récemment recommandé à la Commission de passer graduellement à des périodes d'autorisation plus longues et a déclaré que, dans le cas des réacteurs de puissance, un programme permanent d'examen périodique de la sûreté serait mis en œuvre parallèlement au prolongement de la période d'autorisation.</p>
8	7.2 (i)	<p>Les exigences liées aux permis comprennent notamment « ... des propositions par le titulaire de permis concernant les procédures, les mesures, les programmes, etc. ». Ces exigences reposent-elles sur les lignes directrices de réglementation présentées au tableau 7.1? Concernant le dernier alinéa de la page 11 « ... une réglementation plus normative », l'objectif est-il d'appliquer des règlements plus prescriptifs à l'avenir?</p>	<p>Les exigences relatives aux programmes dans le cadre d'une demande de permis sont énoncées dans les règlements pris en vertu de la LSRN (article 7.2.1 du rapport). Dans certains domaines, les documents mentionnés au tableau 7.1 fournissent plus de renseignements ou de spécifications sur des programmes particuliers. Dans d'autres domaines, la CCSN s'appuie sur des normes nationales, comme celles de la CSA en matière d'assurance de la qualité.</p> <p>En ce qui concerne les aspects non prescriptifs des règlements canadiens en matière nucléaire, voir le premier paragraphe de la réponse à la question 7.</p>
9	8	<p>On rapporte que la CCSN compte environ 450 employés. L'effectif actuel de la CCSN est plus important que celui de la CCEA, décrit dans un rapport antérieur, au moment où la CCSN succédait à la CCEA. 1) Quels aspects de la réglementation la CCSN vient-elle renforcer?</p>	<p>La différence dans le nombre d'employés d'un rapport à l'autre est inconspicue. Elle s'explique simplement par les variations normales dans les effectifs en fonction des départs des employés et de leur remplacement. Le nombre de conseillers en sécurité a augmenté à la suite des événements du 11 septembre 2001. On ne prévoit pas actuellement accroître l'effectif à l'avenir.</p>

Q#	Article CSN	Question	Réponse
		2) L'effectif de la CCSN augmentera-t-il davantage à l'avenir?	Voir la réponse à la question 2 concernant les aspects de la réglementation qui ont été renforcés suite à l'adoption de la nouvelle Loi.
10	10	On ne semble pas parler dans le rapport de la façon dont sont traitées les allégations liées aux préoccupations en matière de sûreté. Comment l'organisme de réglementation les traite-t-il?	La CCSN prend très au sérieux toutes les allégations, qu'elles proviennent du public ou de travailleurs inquiets, et mène une enquête dans chaque cas. L'ampleur de l'enquête dépend des renseignements reçus et de la gravité de l'allégation. La <i>Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i> renferme une disposition interdisant aux employeurs de prendre des mesures disciplinaires contre les personnes qui, dans le cadre de leurs fonctions, donnent des renseignements à la Commission ou à son personnel.
11	7.2 (ii)	Les personnes touchées peuvent-elles tenter des procédures judiciaires à l'encontre de permis délivrés par la CCSN?	La situation ne s'est présentée qu'à quelques reprises jusqu'ici; les poursuites portaient pratiquement à chaque fois sur le processus, en particulier sur les examens environnementaux.
12	10	Les entreprises de services publics doivent présenter un document appelé Ligne de conduite pour l'exploitation aux fins d'approbation par la CCSN, puis doivent s'y conformer afin que leurs installations respectent les paramètres d'exploitation sûre. Des violations des lignes de conduite pour l'exploitation ont-elles déjà été observées et quelles en ont été les conséquences?	Des cas de non-respect du document Ligne de conduite pour l'exploitation sont survenus pendant la période couverte par le rapport. Le personnel de la CCSN a évalué chacun des cas afin de déterminer leur gravité et leurs répercussions en matière de sûreté, et les mesures de réglementation appropriées ont été prises.
13	7	On mentionne que le projet de loi appelé <i>Loi concernant la gestion à long terme des déchets de combustible nucléaire</i> exigera que les entreprises de services publics nucléaires mettent sur pied une société de gestion des déchets à titre d'entité légale distincte. 1) Nous aimerions avoir plus de renseignements concernant le but et les fonctions de l'organisation en question. 2) Les entreprises de services publics n'assumeront-ils plus de responsabilité concernant la gestion des déchets une fois que cette entité sera en place?	Des renseignements sur le projet de loi appelé <i>Loi concernant la gestion à long terme des déchets de combustible nucléaire</i> sont fournis à l'annexe 2.

Q#	Article CSN	Question	Réponse
MAINTIEN DE LA CAPACITÉ TECHNIQUE			
14	Introduction	On mentionne dans le rapport que le gouvernement fédéral finance les activités de recherche et de développement portant sur la technologie CANDU à hauteur de 100 millions de dollars par année. Est-il prévu de garder ce financement à un niveau constant dans les années à venir?	Le crédit annuel de 100 millions de dollars attribué à Énergie atomique du Canada limitée est soumis à un examen continu et au processus d'approbation du gouvernement du Canada. Il est donc impossible de prévoir le niveau des crédits dans les années futures.
15	Introduction et 11	Existe-t-il un programme de R-D distinct pour la réglementation? Dans l'affirmative, quelles en sont les sources de financement? Comment la CCSN peut-elle utiliser les résultats du programme de R-D parrainé par le Groupe de propriétaires de CANDU (GPC)?	La CCSN dispose d'un budget de recherche distinct d'une valeur annuelle d'environ 2,5 millions de dollars canadiens. La CCSN a accès aux résultats de tous les rapports de R-D du GPC; bon nombre de ces rapports traitent de travaux effectués suite à des mesures qu'elle a imposées. Elle utilise ces résultats pour formuler des positions de principe en matière de réglementation.
16	11	On mentionne que l'industrie propose la mise sur pied de centres d'excellence uniquement axés sur le CANDU, et que les entreprises de services publics envisagent de collaborer avec l'organisation de R-D pour bien planifier la relève. Pourriez-vous nous fournir d'autres renseignements sur l'organisation proposée, concernant par exemple son budget, l'importance de son effectif et sa durée de vie afin de nous aider à mieux en apprécier la nature?	Le concept des centres d'excellence continue d'évoluer. On a demandé au Groupe de propriétaires de CANDU (GPC) de développer le concept de la mise en œuvre d'un programme de R-D qu'il financerait à part égale. Le modèle actuellement envisagé prévoit la création d'une équipe de gestion pour chaque centre d'excellence. Cette équipe comprendrait des représentants du GPC et des organismes qui participent au programme de R-D. Les fournisseurs de R-D et les universités contribueraient au processus par leurs commentaires, notamment sur les questions liées à l'amoindrissement de la capacité et sur les moyens d'assurer qu'un nombre suffisant de diplômés soient qualifiés pour l'industrie nucléaire. L'équipe de gestion veillerait à la mise en place d'un plan stratégique pour le secteur technique, afin de répondre aux besoins des membres et de maintenir les niveaux essentiels de capacité.
17	11	On mentionne que les entreprises de services publics du secteur nucléaire canadien ont proposé que soit établi, dans les universités canadiennes, un réseau d'excellence en génie nucléaire. Ce réseau s'attaquerait à la difficulté du maintien de la capacité à long terme. La CCSN participe	La CCSN fournit une modeste contribution financière au Réseau des universités canadiennes pour l'excellence en génie nucléaire. Elle aura un représentant au comité directeur du réseau. La CCSN s'intéresse à ce programme pour deux grandes raisons. Premièrement, elle a besoin d'ingénieurs et de chercheurs ayant une formation très poussée; le réseau répond partiellement à ce besoin (la CCSN recrutera parmi les diplômés du programme). Deuxièmement, le réseau fournira aux

Q#	Article CSN	Question	Réponse
		également à ce programme. Pourriez-vous nous fournir plus de renseignements afin que nous puissions apprécier le rôle de la CCSN en ce qui regarde d'attirer des personnes jeunes?	membres du personnel actuel de la CCSN un moyen de parfaire leurs connaissances. En plus de ces avantages directs, il bénéficiera considérablement à l'industrie, non seulement au chapitre de la formation du personnel, mais aussi en améliorant la capacité de recherche dans les universités canadiennes. Pour ces raisons, la CCSN a choisi de contribuer activement à ce programme.
18	Introduction	La CCSN a demandé qu'une évaluation soit menée sur l'état des activités de R-D. Quel type de mesures a-t-on recommandé pour éviter que « la viabilité du programme ne soit compromise »?	<p>Le rapport du Groupe de propriétaires de CANDU comportait plusieurs recommandations stratégiques, comme suit :</p> <ul style="list-style-type: none"> • L'industrie prendra des mesures pour s'assurer que le gouvernement fédéral continue de soutenir le laboratoire nucléaire canadien. • Les organisations de prestation de R-D et les entreprises de services publics devraient veiller au maintien d'une capacité minimale en R-D dans les domaines essentiels; elles devraient également voir à ce que des stratégies soient définies et que des programmes soient ajoutés selon les besoins afin d'assurer la viabilité de cette capacité. • Dans les domaines essentiels, un financement supplémentaire devrait être fourni pour assurer l'augmentation des effectifs et ainsi permettre le transfert de connaissances et le perfectionnement du personnel. • Le budget global des dépenses en R-D devrait être augmenté et stabilisé de manière à créer un environnement attrayant pour le personnel de R-D existant et potentiel. <p>De plus, la CCSN a imposé aux titulaires de permis des exigences plus strictes pour l'établissement de rapports R-D afin de pouvoir exercer une surveillance réglementaire plus étroite à l'égard des changements apportés dans les programmes et le financement R-D.</p> <p>Malgré toutes ces mesures, maintenir la capacité à long terme demeure un défi.</p>
ÉVALUATION ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ – ANALYSE DE LA SÛRETÉ			
19	14	Quelles dispositions sont prises pour assurer la mise à jour du rapport d'analyse de sûreté après que des modifications aient été apportées à une centrale nucléaire?	Selon les conditions des permis, les titulaires de permis doivent mettre à jour leur rapport de sûreté à intervalles réguliers. Il est entendu que ces mises à jour doivent comprendre l'incidence des modifications apportées aux centrales.

Q#	Article CSN	Question	Réponse
20	6	On mentionne que les exigences énoncées dans le document C-006, rév. 1, ont été rehaussées tant au point de vue de la portée que de la rigueur en ce qui concerne les accidents de dimensionnement, et que ces nouvelles exigences n'ont pas été acceptées d'emblée par les titulaires de permis, qui ont proposé d'avoir une approche plus graduelle relativement à la portée des accidents de dimensionnement. Comment la CCSN et les titulaires de permis parviennent-ils à un compromis sur cette différence?	Lors d'un exercice de remise en service de la centrale Pickering-A, on a pu vérifier qu'il est possible de respecter les exigences énoncées dans le document C-006, rév. 1. On a découvert qu'il était possible de concilier les différences entre la CCSN et les titulaires de permis.
21	18	Est-ce que certains ou tous les paramètres d'exploitation sûre sont maintenus dans les limites requises de commande automatique (quelle période est jugée suffisante)? Existe-t-il des dispositions spéciales pour tenir les opérateurs informés des mesures déclenchées par le système automatique?	Toutes les limites ne sont pas sous commande automatique. À titre d'exemple, les limites de puissance des canaux et des grappes sont contrôlés par l'opération appropriée du système d'alimentation et du réacteur. De nombreuses limites sont soumises à la commande automatique à l'intérieur des limites de l'analyse de sûreté. Il est normal que la plage de commande soit plus restreinte et que les alarmes automatiques soient réglées de manière à se déclencher avant que les seuils de cette plage ne soient atteints.
22	Introduction	En cas d'accident grave, un APRPI conjugué à une défaillance du système de refroidissement d'urgence par injection dans le coeur, par exemple, les tubes de force ploieront ou se déformeront jusqu'au contact avec le tube de calandre, et le refroidissement causé par le circuit du modérateur aura pour effet de mettre fin à la déformation des tubes de force. En cas de défaillances d'un canal (par suite de l'indisponibilité d'une autre pièce d'équipement entraînant une perte de la capacité du modérateur à évacuer la chaleur, par exemple), de telles défaillances seront réparties dans le temps, ralentissant d'autant tout effet sur l'enceinte de confinement. Ce scénario est-il extrapolé à partir d'expériences intégrales ou au moyen d'analyses?	La plus grande partie de l'évaluation des scénarios d'accident grave est fondée sur des modèles analytiques; il existe peu de données d'expérience intégrales menées sur la séquence des événements dans les cas de risque de dislocation à grande échelle du coeur. Si on ne craint pas les dommages à l'enceinte qui résulteraient d'une grave défaillance de la cuve sous pression, on doit se pencher sur la possibilité d'une explosion de vapeur et son impact sur l'enveloppe de l'enceinte, à mesure que les canaux de combustibles endommagés tombent graduellement dans le modérateur liquide restant.

Q#	Article CSN	Question	Réponse
23	14	Les défaillances multiples des tuyaux d'alimentation sont-elles prises en compte dans les analyses correspondantes?	Dans l'analyse de sûreté, on tient compte du scénario de perte accidentelle de réfrigérant en évaluant le spectre complet des bris, des minuscules fractures à la rupture complète des gros tuyaux (comme les collecteurs d'entrée et de sortie du réacteur) dans le circuit caloporteur. L'analyse du bris d'un seul tuyau d'alimentation est explicitement comprise dans ce spectre. Les multiples ruptures de tuyaux d'alimentation ne sont pas explicitement comprises dans ce spectre en raison de la faible probabilité d'une telle situation.
24	18	Les centrales nucléaires de conception canadienne ont-elles des caractéristiques particulières permettant la gestion des accidents graves en vue de réduire la probabilité d'importants rejets à l'extérieur nécessitant une intervention de l'extérieur de courte durée (tel qu'il est indiqué dans INSAG 12)?	Cette situation est comparable à celle rencontrée dans le cas des réacteurs à eau ordinaire (les centrales canadiennes évaluent actuellement le besoin de dispositifs de recombinaison de l'hydrogène). Par contre, l'avantage des réacteurs CANDU est que, dans la plupart des cas, la succession d'événements conduisant à la dislocation du cœur s'étend sur une longue période. Au Canada, les titulaires de permis d'exploitation de réacteurs de puissance sont en train de mettre en oeuvre des lignes directrices sur la gestion des accidents graves.
25	17	Les critères se rapportant aux sites comprennent « les grands aéroports (risques d'écrasement d'avion dans les axes d'atterrissage et de décollage) ». S'agit-il de la seule instance où on envisage la probabilité d'un écrasement d'avion, ou les centrales nucléaires sont-elles conçues de manière à résister à un tel accident? Dans l'affirmative, quel type de facteurs de charge a-t-on appliqué?	Dans les guides de conception technique consacrés à la structure de confinement de certains réacteurs, on a tenu compte de l'impact d'un missile. La conception technique des réacteurs construits auparavant a également été évaluée. Les exigences en matière de conception étaient fondées sur des probabilités quant à la masse et à la vitesse du missile. L'évaluation tenait ensuite compte des variables suivantes : la distance de la centrale par rapport à l'aéroport et aux axes d'atterrissage et de décollage, l'achalandage aérien et la gamme de dimensions des avions survolant la centrale. Un examen de la pertinence de ces exigences est en cours.
26	14	On mentionne que les exigences auxquelles doivent satisfaire les systèmes spéciaux de sûreté énoncés dans les guides d'application de la réglementation (R-7, R-8 et R-9) font l'objet d'un renvoi spécifique uniquement dans le permis d'exploitation de la centrale nucléaire de Darlington. Est-ce que les objectifs d'indisponibilité applicables à ces systèmes spéciaux de sûreté et à d'autres sont différents pour d'autres centrales? Dans l'affirmative, ces	Toutes les centrales nucléaires utilisent l'objectif de fiabilité contenu dans les guides d'application de la réglementation R-7, R-8 et R-9. Une certaine latitude est accordée (p. ex., $2 * 10^{-3}$ pour les SRUC) pour atteindre cet objectif dans le cas des centrales plus anciennes, notamment celle de Pickering-A.

Q#	Article CSN	Question	Réponse
		objectifs seront-ils harmonisés au titre de la norme en cours de préparation (Programmes de fiabilité des centrales nucléaires)?	
ÉVALUATION ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ - EXAMEN DE SÛRETÉ PÉRIODIQUE			
27	6	Selon le rapport, il semble que les exigences relatives à l'analyse de sûreté dans les centrales nucléaires CANDU ont constamment évolué depuis la parution du document précédent, en septembre 1999. Le Canada pourrait-il indiquer, en ce qui a trait aux examens de sûreté périodiques menés dans de vieilles centrales, si les nouvelles exigences applicables à l'analyse de sûreté sont utilisées pour cerner les améliorations techniques réalisables?	L'examen de sûreté périodique n'est pas encore obligatoire au Canada. Toutefois, un examen équivalent à l'ESP a été mené pour la remise en service de la centrale Pickering-A. Cet examen a révélé plusieurs mesures de modernisation nécessaires qui sont maintenant en cours de mise en œuvre (voir annexe 14.2 du rapport du Canada).
28	14	Quel lien existe-t-il entre les exigences de l'examen de sûreté périodique et les exigences réglementaires applicables au prolongement de la durée de vie? Quel type de guides d'application de la réglementation a-t-on publié ou prévu de publier sur le prolongement de la durée de vie et le renouvellement du permis d'exploitation?	La CCSN n'a pas d'exigences réglementaires officielles au sujet du prolongement de la durée de vie. Par contre, elle a exigé que soit mené l'équivalent d'un ESP pour la remise en service des centrales Pickering-A et Bruce-A ainsi que pour le projet de remise à neuf de la centrale de Point Lepreau.
29	14	Concernant l'examen de sûreté périodique qui serait requis... Pouvez-vous expliciter la position de la CCSN à l'égard des ESP? Cet examen est-il seulement mené à titre exceptionnel du fait que son champ d'application est censé être adéquatement couvert par d'autres exigences réglementaires, ou devrait-il plutôt être mené sur une base régulière?	Les ESP ne font pas encore partie des exigences réglementaires. Une bonne partie de l'information requise lors d'un ESP est toutefois couverte par le processus de renouvellement du permis, et des renseignements supplémentaires ont été demandés relativement aux réacteurs remis en service après arrêt.
30	14	Comment la Commission canadienne de sûreté nucléaire a-t-elle mené l'examen de sûreté périodique (ESP) dans le cas des centrales nucléaires en exploitation? Veuillez fournir un exemple.	Voir les réponses aux questions 28 et 29.

Q#	Article CSN	Question	Réponse
ÉVALUATION ET VÉRIFICATION DE SÛRETÉ – ÉTUDE PROBABILISTE DE SÛRETÉ			
31	14	Quelle étendue de l'ÉPS a-t-elle été couverte par les analyses actuelles et celles en cours de préparation? La conduite à intervalles réguliers d'ÉPS intégrales et spécifiques à chaque centrale est-elle appelée à faire partie des exigences réglementaires? Si c'est le cas, est-ce que ces ÉPS incluront les états de faible puissance et d'arrêt ainsi qu'une nouvelle évaluation des effets spécifiques aux sites, des dangers externes et des taux de combustion plus élevés?	Il existe des ÉPS pour les centrales Pickering-A (ERPA) et Bruce-B (ERBB), et d'autres sont en cours de préparation pour la centrale Pickering-B (ERPB) et la centrale de Darlington (ERDA). Il s'agit essentiellement d'ÉPS de niveau III, lesquelles comprennent les événements internes et les noyages ainsi que tous les états d'exploitation et d'arrêt. Selon une politique d'application de la réglementation actuellement en préparation, chaque centrale nucléaire devra avoir passé avec succès une ÉPS de niveau II à jour. En plus d'avoir mené des ÉPS sur les nouveaux modèles de conception présentés à la CCSN pour fin d'examen (p. ex., CANDU 9), on a mené une ÉPS au stade de la conception.
32	17	Le Canada pourrait-il donner plus de renseignements au sujet des critères utilisés pour cerner les différents événements externes (naturels et artificiels)? En particulier, le Canada a-t-il recours à un objectif probabiliste?	La CCSN cerne les événements externes à considérer pour une centrale donnée selon l'emplacement physique de l'installation. Tout événement externe qui est crédible est considéré, sans considération formelle de sa probabilité. À titre d'exemple, du fait que la centrale de Darlington est située près d'une voie ferrée, les conséquences de l'explosion d'un convoi ferroviaire sont comprises dans les événements externes considérés pour cette centrale.
33	18	Le Canada a indiqué qu'un objectif d'indisponibilité de 10^{-3} par année pendant une année a été fixé pour les systèmes de sûreté. Cet objectif s'applique-t-il aux deux systèmes d'arrêt ou à la fonction d'arrêt dans son ensemble? Ces deux systèmes sont-ils diversifiés ou identiques?	L'objectif d'indisponibilité s'applique de manière distincte à chaque système spécial de sûreté (système d'arrêt n° 1, système d'arrêt n° 2, système d'arrêt d'urgence - SAU, enceinte de confinement). Ainsi, chaque système d'arrêt doit avoir une indisponibilité démontrée de $< 10^{-3}$ par année pour une année sans dépendre de tout autre moyen pour l'arrêt des réacteurs, pas même du système de commande ni de ses dispositifs séparés. Les deux systèmes d'arrêt diffèrent sur plusieurs points : séparation spatiale, instrumentation indépendante, mécanisme de contrôle de la réactivité (barres d'arrêt dans un cas, injection de « poison » dans l'autre); ils utilisent différents circuits électriques, différents concepts de fabrication et différents paramètres de déclenchement dans les cas qui s'y prêtent au point de vue pratique, et font appel à des équipes de conception et d'entretien différentes, etc.
ÉVALUATION ET VÉRIFICATION DE SÛRETÉ – INGÉNIERIE DES COMPOSANTES			
34	Introduction	Dans la description des programmes de R-D (annexe 1.1), on peut lire que « les réacteurs CANDU ont été parmi les premiers à faire	L'utilisation des systèmes de commande numérique et les leçons apprises sont abordées à l'annexe 3.

Q#	Article CSN	Question	Réponse
		largement appel aux systèmes de commande numérique ». L'application et la qualification des systèmes de commande numérique et de leurs logiciels étant des sujets d'intérêt général, quelles leçons peut-on tirer de l'expérience acquise au Canada?	
35	14	« ... Le comportement des tuyaux a été conforme aux prévisions, et qu'ils ont donc, avant de se rompre, commencé à fuir. » Comme tous les organismes de réglementation n'acceptent pas encore la méthode de la fuite avant rupture, il serait intéressant si vous pouviez expliquer ce point plus en détail (comparaison du comportement des tuyaux par rapport à l'analyse des prévisions de fuite avant rupture...).	<p>Pour la première fois au cours des 20 années et plus d'exploitation des réacteurs CANDU, et avec 20 000 tuyaux en service, des tuyaux d'alimentation ont fui, à un rendement de 600 mW, dans le canal S08 à la centrale nucléaire de Point Lepreau, vers la fin de novembre 1996, puis une deuxième fois dans le canal K16, vers la fin de janvier 2001, à la même centrale. Dans les deux cas il s'agit de coudes de sortie à faible rayon ayant un diamètre de 63 mm (2,5 po) et des parois de 6,15 mm (0,242 po) d'épaisseur; ces coudes sont formés par cintrage à froid.</p> <p>Les travaux d'investigation menés en laboratoire à EACL Chalk River ont démontré que la cause la plus plausible de la rupture était la fissuration favorisée par l'action d'agents environnementaux (fissuration par corrosion sous contrainte) créée par les fortes contraintes résiduelles liées au cintrage à froid.</p> <p>L'évaluation de la fuite avant rupture a révélé les faits suivants :</p> <ul style="list-style-type: none"> - les marges de sûreté concernant la charge appliquée et la taille des fissures sont suffisantes; - il existe d'importantes marges entre le débit de fuite à partir duquel il devient nécessaire selon les procédures d'exploitation de procéder à la mise en arrêt et le débit de fuite qui présente une menace pour l'intégrité structurelle d'un tuyau d'alimentation donné. La limite estimative du débit de fuite au-delà de laquelle la tranche doit être mise en arrêt est de 500 kg/h environ. Cette valeur est plus de 15 fois inférieure au niveau prévu de fuite à partir duquel les fissures axiales atteignent la longueur « critique » de 90 mm, soit 8 500 kg/h, et plus de 10 fois supérieure au débit de fuite du tube S08 qui a causé la mise en arrêt du réacteur; - il faudrait compter 20 jours avant qu'une fissure laissant échapper 30 kg/h atteigne un débit de fuite de 500 kg/h. <p>Des preuves matérielles confirment les prévisions théoriques concernant les fuites</p>

Q#	Article CSN	Question	Réponse
			avant rupture : <ul style="list-style-type: none"> - la longueur maximale prévue d'une fissure axiale qui pourrait se former sous l'effet de la contrainte résiduelle dans un coude de faible diamètre (2,5 po), compte tenu également de l'effet de raidissement de la collerette et du tuyau attaché à ce coude, est de 70 mm. Au moment où le réacteur a été arrêté, la fissure du tuyau S08 avait atteint 63 mm sur la paroi intérieure (35 mm sur la paroi extérieure), tandis que la fissure du tuyau K16 avait atteint 55,1 mm sur la paroi intérieure et 20,2 mm à l'extérieur; - la fuite prévue d'un tuyau d'alimentation de 63 mm (2,5 po) de diamètre et d'épaisseur uniforme de 6,15 mm (0,242 po) se situe entre 40 et 60 kg/h. Cette plage est très proche du débit de fuite de 45 kg/h observé au moment de la mise en arrêt du réacteur suite à la défaillance du tuyau S08.
36	14	On mentionne au point 14.3.6 que « au fil des ans, le processus de qualification environnementale (QE) n'a pas été documenté de façon appropriée et on a relevé un manque d'uniformité quant au degré de qualification qui était assuré ». On mentionne également qu'« il a été demandé aux titulaires de permis d'élaborer des programmes de QE et d'apporter les modifications nécessaires à la conception et à l'équipement lui-même, ainsi que d'élaborer des programmes qui permettront de maintenir la QE à leurs centrales ». Quelles sont les exigences réglementaires concernant la QE des composantes et des matériaux touchant la sûreté et quels types de programmes ont été et seront élaborés par les titulaires de permis en fait de QE?	Les exigences portant sur la qualification environnementale (QE) sont tirées des documents d'application de la réglementation R-7, R-8 et R-9. Collectivement, ces exigences prévoient que la qualification est requise pour tout l'équipement visé par les SAU, le SRUC, ainsi que pour l'enceinte de confinement qui pourrait devoir fonctionner ou continuer de fonctionner après une exposition à des conditions environnementales difficiles suite à certains des événements concevables cités dans les règlements. Les programmes de QE élaborés par les entreprises de services publics s'appuient sur les normes et les méthodes reconnues par l'industrie pour établir et maintenir la QE. Le programme de QE s'appuie, au point de vue technique, sur la norme IEEE 323 en ce qui a trait à l'équipement courant des installations nucléaires devant satisfaire aux normes de la catégorie 1E, sur les normes affiliées (portant sur un type d'équipement précis) et sur la norme CSA N290.13 provisoire (exigences en matière de QE applicables à l'équipement des centrales nucléaires CANDU). Le modèle de mise en œuvre des programmes QE comprend essentiellement les étapes suivantes : dimensionnement ou données de conception, vérification de la conception, mise en œuvre et maintien. Ces éléments sont intégrés aux processus pertinents qui servent à établir et à maintenir des preuves vérifiables de la qualification pendant toute la durée de vie de

Q#	Article CSN	Question	Réponse
			<p>la centrale.</p> <p>L'exécution du programme de QE est une condition de l'obtention du permis d'exploitation de chaque centrale, comme suit : le titulaire de permis doit établir que tous les systèmes, les équipements, les composants, les écrans de protection et les ouvrages de la centrale peuvent remplir leurs fonctions de sûreté dans des conditions environnementales définies par les accidents de dimensionnement de la centrale.</p>
37	Annexe 14.2	<p>À l'annexe 14.2, « Améliorations et modifications à réaliser avant la remise en service de la centrale Pickering-A », on mentionne que le remplacement des vannes d'isolement du système de refroidissement d'urgence est l'une des conditions à remplir avant de remettre en service les réacteurs. Pourquoi ce remplacement est-il nécessaire, et s'agit-il d'un problème confiné aux réacteurs de Pickering-A?</p>	<p>L'expérience acquise dans le cadre de l'exploitation des centrales nucléaires au cours des années 1980 et 1990 a mis en évidence plusieurs faiblesses susceptibles d'entraver le bon fonctionnement des vannes motorisées. Un défaut courant dans la conception des premières vannes motorisées faisait qu'il était difficile de prédire le montant d'effort requis pour ouvrir et fermer les vannes en cas d'accident. Les programmes de recherche menés tant par les organismes de réglementation que par les membres de l'industrie ont depuis lors permis de confirmer que les premiers calculs liés à la conception sous-estimaient la charge dynamique exercée lorsque les vannes étaient actionnées en position ouverte. Les essais en cours d'exploitation, qui consistent à mesurer le nombre d'activations des vannes à l'état statique, ne permettent pas de déceler de telles faiblesses en raison de l'absence de charge. Face à cette situation, la USNRC a publié une lettre générique (GL89-10) afin d'assurer le bon fonctionnement, dans les conditions d'utilisation auxquelles elles sont destinées, des vannes motorisées faisant partie des systèmes liés à la sûreté.</p> <p>Les titulaires de permis qui exploitent des centrales canadiennes ont récemment commencé à résoudre les problèmes de fonctionnement des vannes motorisées en mettant en œuvre des programmes à cet effet. Le projet d'amélioration intégré (Integrated Improvement Plan - IIP) d'Ontario Power Generation (OPG) en particulier comprenait un programme complet consacré aux vannes, d'après les conseils et les pratiques exemplaires de l'industrie. Les titulaires de permis d'exploitation de toutes les centrales nucléaires canadiennes ont passé en revue le fonctionnement des vannes d'injection de réfrigérant d'urgence, lesquelles doivent pouvoir s'ouvrir en dépit d'une forte différence de pression en cas d'APRPI de grande envergure. L'examen du dimensionnement et les calculs sur les seuils de fonctionnement des vannes ont révélé que les commandes de vanne installées à l'origine dans les premières centrales n'étaient pas du tout de la bonne taille. La</p>

Q#	Article CSN	Question	Réponse
			modification des activateurs des vannes du projet pilote relatif au système de refroidissement d'urgence (SRU) a permis de corriger ce problème. Il a fallu remplacer les activateurs tant pour les besoins de QE que pour améliorer la marge du mécanisme d'ouverture des vannes SRU à Pickering, de sorte que cette modification était prévue dans les exigences de remise en service de la centrale de Pickering-A.
ÉVALUATION ET VÉRIFICATION DE SÛRETÉ – GESTION DU VIEILLISSEMENT			
38	14	Les « <i>recommandations envisagées en vue de définir la position de la CCSN sur le plan réglementaire quant aux exigences relatives à la gestion du vieillissement</i> » ont-elles été entérinées?	La gestion du vieillissement est maintenant comprise dans la norme provisoire d'entretien (C-210) de la CCSN.
39	7 et 10	On mentionne à la section 7.4 que le rendement du titulaire de permis en matière de sûreté est évalué principalement au moyen de trois types de mécanismes, à savoir les activités de vérification de la conformité, les indicateurs de rendement en matière de sûreté et l'analyse des événements significatifs sur le plan de la sûreté; on précise que les renseignements ainsi recueillis font partie intégrante du processus de renouvellement du permis d'exploitation. Par ailleurs, on mentionne à la section 10.1.4 que l'un des mécanismes utilisés pour appliquer les principes de sûreté qui président au contrôle réglementaire exercé par la CCSN consiste à mettre en place un système de renouvellement de permis qui permet de vérifier le respect des règlements et de procéder à des examens de sûreté périodiques. On mentionne aussi que le permis est ordinairement délivré pour deux ans, mais que la Commission peut en délivrer pour des périodes plus courtes ou plus longues. 1) Selon quel mécanisme du processus	L'état de l'équipement utilisé (y compris son vieillissement) est abordé au moment du renouvellement de permis. Le processus comprend des évaluations du programme de vieillissement mis en œuvre par le titulaire de permis ainsi que de l'incidence des activités de vérification de la conformité sur la mise en œuvre de ce programme. Les conditions de permis prévoient également que les résultats des inspections de l'équipement menées par les titulaires de permis soient présentés à la CCSN.

Q#	Article CSN	Question	Réponse
		de renouvellement du permis d'exploitation les entreprises de services publics et la CCSN évaluent-elles l'effet du vieillissement sur les composantes et les systèmes significatifs de sûreté?	
40	19	Un vaste examen systématique des systèmes spéciaux de sûreté mené à la centrale de Point Lepreau portait notamment sur les antécédents en matière d'exploitation et sur le vieillissement des composantes. L'étude des antécédents en matière d'exploitation a-t-elle été suffisamment détaillée pour permettre de comparer les effets de vieillissement observés aux modèles analytiques? Prévoit-on de mener des examens similaires à d'autres centrales?	La réponse à cette question dépend largement du système propre à chaque centrale et des composantes utilisées. En ce qui concerne bon nombre de fonctions du système spécial de sûreté, de vastes essais de mise en service et l'enregistrement de données opérationnelles ont permis de mener des essais de rendement répétés par rapport aux paramètres des tendances, de sorte que les centrales ont pu prendre les mesures correctives lorsqu'il y avait lieu. À titre d'exemple, les essais de pression dans l'enceinte de confinement ont démontré les tendances de l'effet de vieillissement sur le revêtement en résine époxyde de l'enceinte et ont mené à un programme de remplacement du revêtement. Il n'est pas possible de recouvrer dans le moindre détail tous les éléments des antécédents en matière d'exploitation à partir du lancement des activités en 1982. De nombreux paramètres, comme les profils d'épaisseur des coudes de tuyaux, ne sont pas assortis de données de références remontant à 1982, de sorte que les tendances en matière de vieillissement ne peuvent reposer que sur des données recueillies et des tendances dégagées plus tard dans la période d'exploitation des centrales. Depuis 1992, le personnel de la centrale de Point Lepreau a davantage accès aux données de systèmes de cette centrale. Avant cela, on pouvait seulement avoir accès aux données des systèmes par le biais des ordinateurs de commande de la centrale, des dispositifs de surveillance dans la salle de commande principale et de divers indices sur le terrain. En 1992, on a commencé à utiliser du matériel et des logiciels permettant d'extraire les données des ordinateurs de commande et de les transmettre à un ordinateur de données autonome qui a été aménagé (PLGS IR-05000-02, octobre 1994), de sorte que les employés de la centrale peuvent désormais surveiller le rendement du système à partir de leur ordinateur de bureau. Cela a permis de récupérer et d'analyser les données provenant d'événements d'ordre opérationnel, comme celles portant sur le déroulement des activités de mise en arrêt, et a permis de dégager les tendances à un niveau de précision qui aurait uniquement été possible par le biais d'essais de rendement précis menés pendant les rares périodes de mise hors service. Des programmes beaucoup plus vastes de surveillance de la santé des systèmes ont été mis en œuvre à la centrale de Point Lepreau (SI-01365-T54) afin de permettre d'observer les effets du vieillissement.

Q#	Article CSN	Question	Réponse
ÉVALUATION ET VÉRIFICATION DE SÛRETÉ - PROGRAMMES D'AMÉLIORATION DE LA SÛRETÉ, REMISE EN SERVICE ET REMISE À NEUF DES CENTRALES			
41	14	Quelles sont les exigences actuelles à respecter à la centrale Pickering-A en ce qui a trait à un système d'arrêt amélioré?	L'exigence applicable aux réacteurs modernes vise deux systèmes d'arrêt différents et indépendants. Le système d'arrêt amélioré de Pickering-A ne satisfait pas intégralement à cette exigence. Ce système comporte une certaine indépendance dans la détection des défaillances et l'origine du déclenchement, mais les deux systèmes (SAU-A et SAU-E) laissent tomber les mêmes barres d'arrêt. D'autres réacteurs de puissance utilisés au Canada ont recours à l'injection de « poison », par mesure d'indépendance et de diversité. Le système d'arrêt d'urgence amélioré (SAU-E) couvre toutes les défaillances qui nécessitent le déclenchement rapide de l'arrêt ou une protection contre la surpression; il ne comporte pas de mécanisme de déclenchement double pour toutes les défaillances. L'arrêt par vidange du modérateur peut être utilisé pour les défaillances plus lentes. La CCSN a accepté que le coût en fait de dose reçue par les travailleurs et de dépenses supplémentaires ne justifiait pas les avantages potentiels, au cours de la durée de vie résiduelle de la centrale, de rendre le SAU-A et le SAU-E complètement indépendants.
42	14	OPG a constitué le Groupe consultatif d'évaluation de la performance des opérations nucléaires (GCEPON) afin de mener une évaluation de rendement indépendante et intégrée (ERII). Le Canada pourrait-il préciser la composition de ce groupe consultatif?	<p>Le GCEPON n'existe plus. Ce groupe était composé de sept experts de l'industrie nucléaire américaine possédant, collectivement, près de 200 ans d'expérience dans la gestion, l'exploitation et l'évaluation des centrales nucléaires, surtout acquise aux États-Unis. Ces experts ont acquis une grande partie de leur expérience dans des postes de cadres supérieurs. Leurs domaines d'expertise comprenaient la mise en service des centrales et la reprise de la production, l'exploitation, l'entretien, la conception, la gestion de la qualité et l'évaluation du rendement. Après avoir pris la direction de la division nucléaire d'OPG (qui faisait alors partie d'Ontario Hydro), les membres du groupe ont assumé des rôles de vice-présidence dans chacun des domaines d'activités du secteur nucléaire. Le GCEPON a établi des critères d'évaluation pour la conduite de l'évaluation de rendement indépendante et intégrée (ERII), en vue d'obtenir une compréhension aussi précise qu'approfondie des forces et des faiblesses de l'entreprise nucléaire.</p> <p>Les critères d'évaluation provenaient d'une évaluation des performances menée dans les centrales américaines considérées exemplaires. Les résultats de l'ERII ont permis d'établir une série de programmes d'amélioration du rendement classés par</p>

Q#	Article CSN	Question	Réponse
			ordre de priorité. Ces programmes ont été intégrés au Plan d'optimisation des biens de production nucléaire (POBPN), qui a servi à son tour de fondement pour les programmes d'amélioration.
43	13	On mentionne dans le rapport que le GCEPON a élaboré le Plan d'optimisation des biens de production nucléaire afin de relancer le rendement du programme nucléaire d'OPG, ce qui a conduit à la définition du Programme intégré d'améliorations (PIA). L'assurance de la qualité est une des composantes de ce programme, et la CCSN a été amenée à assortir le permis d'une condition à cet égard. Le Canada pourrait-il donner plus de renseignements sur les faiblesses des programmes d'assurance de la qualité qui ont été appliqués dans les centrales nucléaires, et pourrait-il indiquer quelles mesures ont été prises pour pallier ces faiblesses?	Au coeur du Programme intégré d'améliorations figurait la mise sur pied d'un programme efficace d'assurance de la qualité. OPG a regroupé les nombreuses politiques et procédures élaborées aux différentes centrales en un seul programme de gestion assorti de procédures normalisées. La principale faiblesse tenait à la difficulté de faire une mise en œuvre efficace des programmes. Le respect de la conformité était facultatif et déterminé par chaque centrale, sans vision d'ensemble de la part des sites. Mentionnons parmi les faiblesses 1) l'absence de responsable du système administratif ou de gestion; il y a désormais un vice-président des systèmes gérés et un directeur de l'assurance du rendement qui confirme la mise en œuvre du programme; 2) l'absence de mesures pour cerner les lacunes et l'absence d'un programme de redressement; il existe maintenant un programme efficace pour l'établissement de rapports, l'analyse, la prise de mesures correctives et l'acquisition de l'expérience acquise en cours d'exploitation; 3) le manque de gestion efficace de la configuration; il existe désormais un processus renforcé pour le contrôle des modifications techniques.
44	10	On mentionne dans le rapport que l'examen a permis de constater que certains éléments de la centrale Pickering-A ne sont pas conformes aux nouvelles normes, notamment les systèmes d'arrêt d'urgence, la protection contre les incendies, la conception de la salle de commande principale et la protection sismique. Quelle est la nouvelle documentation sur la délivrance de permis devant être approuvée au préalable par la CCSN, et quelles mesures précises concernant la préparation de cette nouvelle documentation restent à être adoptées, et dans quels délais?	Cette question a besoin d'être clarifiée. Les détails des travaux à effectuer pour la remise en service de Pickering-A sont présentés à l'annexe 14.2.
45	14	Programme de remise en service et de remise à neuf des centrales. On ne sait pas précisément si un critère quantitatif de sûreté générale a déjà été établi avant la conduite de l'analyse détaillée de	Aucun critère quantitatif de sûreté générale n'a été établi pour les centrales remises en service. Un vaste examen est mené par rapport aux exigences actuelles; l'organisme de réglementation et le titulaire de permis parviennent à une entente concernant les exigences applicables à la remise en service des centrales.

Q#	Article CSN	Question	Réponse
		remise en service des centrales. Pourriez-vous fournir des précisions sur le critère quantitatif de sûreté générale (exigences réglementaires) applicable aux centrales qui sont remises en service?	
ASSURANCE DE LA QUALITÉ			
46	13	On mentionne dans le rapport que l'organisme de réglementation nucléaire peut imposer des exigences allant au-delà des normes élaborées par l'Association canadienne de normalisation. Le Canada prévoit-il de publier un guide d'application de la réglementation qui couvrirait toutes les exigences de qualité imposées par l'organisme de réglementation nucléaire?	La CCSN ne prévoit pas pour le moment de publier de guide d'application de la réglementation. L'Association canadienne de normalisation prépare des normes par voie de consensus en consultation avec des comités composés de représentants de l'industrie et de l'organisme de réglementation. Les normes de la CSA concernant les achats, la conception, les opérations, etc. ont récemment été regroupées en une seule norme qui sera assortie d'un guide. La CCSN évaluera le guide une fois terminé pour vérifier s'il convient.
47	13	Il est écrit dans le rapport que les normes d'assurance de la qualité définissent ce que l'on entend par « lié à la sûreté » et que l'organisme de réglementation exige des titulaires de permis qu'ils fassent état des éléments, activités et procédés liés à la sûreté répondant à cette définition. Quelle a été votre expérience quant au classement des exigences en matière d'assurance de qualité d'après l'importance du facteur de sûreté?	<p>Le classement des exigences en matière d'assurance de qualité d'après l'importance du facteur de sûreté s'est avéré relativement efficace dans le secteur de la fabrication. Un entrepreneur pourrait obtenir un contrat CSA Z 299.1 (cote la plus haute) pour la conception, l'assemblage et la mise à l'essai d'une pompe et attribuer ensuite différents niveaux de qualité à des sous-traitants (p. ex., la cote CSA Z299.3 pour un moteur de pompe et la cote CSA Z299.2 pour les pièces de limitation de la pression de la pompe, et n'attribuer aucune cote commerciale pour les pièces n'ayant pas d'incidence notable sur la sûreté).</p> <p>Cette approche n'a pas donné entière satisfaction dans le domaine de l'exploitation des centrales nucléaires. Tel que requis, les exploitants ont identifié les systèmes de sûreté et les systèmes auxiliaires connexes et ont veillé à appliquer les mesures d'assurance de qualité appropriées, mais cette approche s'avère moins efficace que le recours à un seul système de gestion intégrée. La transformation de l'assurance de qualité en gestion de la qualité a donné naissance à une approche plus large. On obtient des résultats supérieurs en mettant en œuvre un programme intégré applicable à tous les systèmes et à toutes les composantes. La CCSN examine actuellement le système de gestion dans son ensemble afin d'assurer que les exploitants disposent d'une méthode qui leur permettent de cerner et d'appliquer efficacement les exigences d'assurance de qualité pour toutes les composantes. À</p>

Q#	Article CSN	Question	Réponse
			titre d'exemple, l'exploitant peut décider d'appliquer des exigences d'assurance de qualité à une composante donnée pour prévenir un risque financier. En résumé, la CCSN prévoit que les exigences d'assurance de la qualité seront déterminées au cas par cas dans le cadre d'un processus intégré plutôt que simplement être appliquées aux éléments d'une liste donnée.
48	13	Existe-t-il un système permettant de recueillir et d'analyser les données relatives aux événements ayant rapport avec la qualité, et ce afin de mettre en œuvre un système d'amélioration continue de l'assurance de la qualité?	Oui. Par exemple, OPG a mis sur pied un programme de mesures correctives et d'expérience acquise en cours d'exploitation qui permet de relever les événements mineurs, de les classer et de dégager des tendances, et d'en attribuer l'origine fondamentale; OPG dispose aussi d'un programme de mesures correctives rendant possible l'amélioration continue.
49	14	Les programmes d'auto-évaluation sont-ils en place depuis l'entrée en service des différentes centrales, ou ont-ils été adoptés plus tard?	Ces programmes n'étaient pas en place à l'entrée en service des centrales. À titre d'exemple, l'exploitation a débuté en 1982 à Point Lepreau. L'auto-évaluation a été adoptée à titre non officiel par certains groupes de travail au cours des années 1980 et au début des années 1990, mais leur incidence était faible en raison du très haut taux de réussite de la centrale au chapitre de la production de 1983 à 1994. À la suite d'une série d'incidents pendant l'interruption survenue en 1995, il est devenu évident que de nombreux programmes en place à Point Lepreau comportaient de graves problèmes, si bien qu'Énergie NB a entrepris un vaste examen de l'approche concernant la gestion des activités nucléaires (CCEA BMD 97-54, avril 1997). Il s'agissait essentiellement d'une auto-évaluation globale de la gestion visant à améliorer le rendement en matière de sûreté à Point Lepreau. Suite aux recommandations de l'AMECN, un programme officiel visant l'auto-évaluation globale de la centrale a été mis en œuvre en 1998 et au début de 1999 (PLGS SI-01365-A62, janvier 1999).
FACTEURS HUMAINS			
50	12	« Les organismes du secteur nucléaire au Canada mettent en œuvre des programmes de R-D qui appuient leurs besoins à court et à long terme en matière de conception, d'exploitation et de réglementation. Ils diffusent leurs résultats au moyen de colloques, de rapports et de	Une description complète de ce processus est fournie dans le rapport RSP 0060 « Development of a Regulatory Organizational and Management Review Method » publié par la CCEA. Ce document peut être consulté à la bibliothèque de la CCSN. L'annexe 4 fournit de l'information sur ce sujet.

Q#	Article CSN	Question	Réponse
		présentations lors de conférences. Parmi les sujets récemment étudiés, il convient de citer : ... la mise au point d'une méthode systématique d'évaluation réglementaire de l'organisation des titulaires de permis et de leur gestion. » Pourriez-vous nous donner un peu plus de renseignements sur ce sujet fort intéressant, notamment sur les objectifs, le champ d'application, les grands éléments de l'organisation des titulaires de permis et de l'évaluation de la gestion, etc.?	
51	12	Les activités de la CCSN dans le domaine de la gestion des facteurs humains consistent entre autres : • à effectuer un examen des modifications importantes apportées à la conception et à l'organisation; • à réaliser des audits et évaluations des programmes du titulaire de permis ayant une incidence sur le rendement humain (les mesures correctives et l'expérience acquise en cours d'exploitation ou le contrôle des modifications techniques, par exemple); • à élaborer des documents d'application de la réglementation sur les facteurs humains. Ces activités comprennent-elles également l'approbation de la CCSN? Pourriez-vous expliquer quels critères et quelles méthodes/procédures servent à des fins d'évaluation?	Il n'existe actuellement aucun processus d'approbation officielle par la CCSN. Toutefois, celle-ci a publié le document d'application de la réglementation P-119, <i>Politique sur les facteurs humains</i> . Elle a aussi publié, à des fins de consultation, les documents C-276, <i>Plan de programme d'ingénierie des facteurs humains</i> , et C-278, <i>Plan de vérification et de validation des facteurs humains</i> .
52	12	Quels sont les points abordés dans l'évaluation et les facteurs opérationnels du Modèle canadien de machine adaptative (MCMA) qui déterminent l'intégrité de la culture axée sur la sûreté?	Voir la réponse à la question 50.
53	18	Utilise-t-on des systèmes tels que les simulateurs de formation en vraie grandeur et les outils de réalité virtuelle à des fins de formation, ou envisage-t-on de le faire? Procède-t-on à un examen systématique des procédures pour cerner	On utilise les simulateurs de formation en grandeur réelle dans les centrales nucléaires canadiennes. Par contre les outils de réalité virtuels ne sont pas utilisés. Tous les titulaires de permis d'exploitation de centrale nucléaire disposent de méthodes d'analyse systématique des causes fondamentales, qui comprennent l'identification des influences liées aux facteurs humains.

Q#	Article CSN	Question	Réponse
		les influences liées aux facteurs humains lors de l'analyse des événements anormaux?	
54	12	Le Canada pourrait-il fournir de l'information au sujet des procédures opérationnelles d'urgence suivies aux différentes centrales? Ces procédures sont-elles axées sur les événements ou sur les symptômes? Les résultats des ÉPS servent-ils à définir la formation des opérateurs (identification des mesures critiques)?	Les procédures opérationnelles d'urgence en vigueur aux différentes centrales sont surtout axées sur les événements. Certaines centrales ont adopté un nombre restreint de procédures axées sur les symptômes. Les résultats des ÉPS sont pris en compte dans ces procédures.
55	10	Le Canada pourrait-il indiquer si des organisations internationales ont mené des examens externes afin d'évaluer la culture axée sur la sûreté?	L'AMECN a mené des examens externes dans les centrales nucléaires canadiennes. Ces examens portaient sur certains éléments de la culture axée sur la sûreté.
56	12	Quel est la méthode opérationnelle des « champions » en matière de facteurs humains (FH) chez EACL, et quels en sont les effets?	<p>Nous présumons que cette question porte sur les champions des facteurs humains (FH) des différentes directions de l'AECL. Cette désignation, qui a été utilisée uniquement pour le réacteur CANDU 9, émane de la plus récente mise en œuvre de FH au stade de la conception. Les champions des directions travaillaient à titre de concepteurs dans chacun des grands aspects de la conception (procédés, génie civil, Instrumentation et commande, etc.). La formation en matière de FH qu'ils ont reçue leur a permis d'aider les autres concepteurs de leur direction à cerner et à résoudre de nombreuses difficultés de conception se rapportant aux FH. Les champions ont également rapidement cerné le besoin du soutien d'un spécialiste en matière de FH. Leur rôle était donc de donner suite aux difficultés liées aux FH qui se présentaient, en s'appuyant sur leurs connaissances, et ce sur une base journalière et à la grandeur du projet de réacteur CANDU 9. Il n'est pas possible que les spécialistes en FH fournissent un tel niveau de couverture et de soutien à la grandeur du projet. Des guides de conception en matière de FH propres à chaque projet ont été préparés aux fins du projet, à l'appui des travaux des champions.</p> <p>L'intégration globale des FH à la conception est déterminée par un Plan de programme d'ingénierie des facteurs humains (PPIFH) propre au projet. Ce plan fournit un schéma de l'approche intégrée adoptée à travers toute la conception. Les renseignements sur le niveau de programmation pour les programmes liés aux FH proviennent des documents IEEE 1023 et NUREG 0711.</p>
57	14	Comment vous assurez-vous que le personnel	Afin d'assurer que les employés qui surveillent la sûreté ne sont pas influencés par

Q#	Article CSN	Question	Réponse
		chargé de surveiller la sûreté ne soit pas influencé par les impératifs de production?	<p>les impératifs de production, le système de gestion doit permettre d'établir et de maintenir une culture axée sur la sûreté dans toute la centrale et prenant au sérieux les exigences de sécurité propres au cœur. Une fois que ces valeurs sont établies, il est important de veiller à ce que le personnel perçoive que les mesures prises par l'équipe de gestion vont dans le sens de ce système de valeurs, et non à contre-courant. De plus, il faut s'assurer que le système de récompenses destiné au personnel chargé de la surveillance de la sûreté (et cela devrait inclure TOUT le personnel de la centrale) serve à encourager les attitudes, les caractéristiques et les mesures appropriées ayant trait à la sûreté, et non celles qui tendent à favoriser la production. Le système de récompenses n'inclut pas seulement les incitatifs monétaires. Si on offre de l'argent à titre de récompense, cela doit être dans un but favorisant la culture axée sur la sûreté. À titre d'exemple, l'arrêt survenu en 2000 à la centrale de Point Lepreau devait durer 77 jours. Une prime a été offerte à tous les employés de cette centrale, à l'exception des membres de la direction, pour terminer les travaux jusqu'à trois jours plus tôt que prévu. Afin d'offrir cette prime dans le contexte culturel approprié, l'argent devait être payé 30 jours après la fin des travaux, sous réserve du respect des conditions suivantes :</p> <ul style="list-style-type: none"> • <i>Sûreté personnelle</i> : Au plus deux accidents entraînant une perte de temps (impossibilité de travailler pendant le quart suivant prévu à l'horaire) pendant la période d'arrêt; • <i>Sûreté nucléaire</i> : Au plus deux incidents de niveau 1 selon l'Échelle internationale des événements nucléaires pendant la période d'arrêt; • <i>Qualité</i> : La centrale doit fonctionner sans panne ni déclenchement d'arrêt pendant 30 jours d'activité ininterrompue après la remise en service. <p>À Point Lepreau, les responsables de la centrale ont jugé que ce projet de prime incitative a été une réussite, et qu'il a été possible d'obtenir les trois journées de production supplémentaires dans le contexte d'une plus grande sûreté générale, au prix d'un travail d'équipe et d'une coopération accrue parmi les différents groupes de la centrale; tous ont été récompensés pour s'être aidés mutuellement à atteindre leurs objectifs de manière plus sûre. La perspective de la centrale de Point Lepreau a été confirmée par une évaluation de la prime incitative menée par le personnel de la Section des facteurs humains de la CCSN.</p>

Q#	Article CSN	Question	Réponse
DOTATION ET FORMATION			
58	19	Le nombre minimal requis d'employés est également précisé dans le permis d'exploitation. Ce nombre minimal diffère-t-il selon les centrales, et quels en sont les facteurs déterminants? Ce nombre a-t-il été modifié dans les procédures de renouvellement du permis?	L'effectif minimal est le même pour toutes les centrales possédant le même nombre de réacteurs, à savoir celles à quatre réacteurs et celles à un seul réacteur. À l'exception de quelques postes traités séparément dans les permis, l'effectif minimal est précisé dans les documents administratifs des centrales, lesquels sont approuvés par l'organisme de réglementation. L'effectif minimal correspond au nombre minimum de personnes requises pour assurer l'exploitation efficace et sûre de la centrale, tout en maintenant une capacité d'intervention suffisante pour tous les cas d'urgence envisagés. Ce nombre doit être suffisant pour permettre de gérer les activités de la centrale et les mesures d'intervention à l'intérieur, dans la zone d'exclusion et à l'extérieur de la centrale, ainsi que les mesures de sécurité à la centrale. L'effectif minimal n'a pas beaucoup changé au fil des années.
59	11	Une exigence de réglementation prévoit-elle la formation du personnel excédentaire afin d'assurer l'exploitation sûre de la centrale? Si oui, quel est le nombre d'employés excédentaires?	Nous interprétons cette question comme suit : Existe-t-il une exigence réglementaire pour que chaque centrale dispose, en plus d'effectif requis pour accomplir les tâches requises, d'employés qui seraient en formation et qui seraient préparés en vue de remplacer les personnes qualifiées, en cas de départ de ces personnes? Il n'existe aucune exigence au sujet de la formation de type préventif.
OPÉRATIONS ET ANALYSE DES ÉVÉNEMENTS			
60	19	On mentionne que la base de données de la CCSN compte actuellement quelque 18 000 entrées. Est-il possible d'accéder à ces données de l'extérieur? Si oui, comment peut-on obtenir l'information?	Non, pas pour le moment. La base de données deviendra peut-être accessible à l'avenir, sur une base réciproque.
61	19	On mentionne que la CCSN a établi en 1998 le Programme réglementaire d'évaluation des événements. Existe-t-il des éléments de rétroaction obligatoires ayant trait à la réglementation? Si oui, lesquels?	La norme CSA sur l'assurance de qualité exige que les titulaires de permis disposent de programmes en matière d'expérience acquise en cours d'exploitation. Cette norme est une des conditions d'obtention du permis d'exploitation du réacteur de puissance.
62	19	Le Programme réglementaire d'évaluation des événements comprend-il une analyse	Non.

Q#	Article CSN	Question	Réponse
		préliminaire?	
63	6	Dans l'évaluation de l'influence du Programme d'amélioration du rendement (PAR) de la centrale de Point Lepreau, on voit figurer des indicateurs de rendement différents de ceux utilisés pour OPG. Le but est-il d'établir une série d'indicateurs de rendement à utiliser par toutes les centrales? Le taux de gravité des accidents, qui a « diminué considérablement » à Point Lepreau de 1996 à 2000, a-t-il été calculé pour d'autres centrales?	La CCSN a adopté un ensemble d'indicateurs de rendement en 1999 pour tous les titulaires de permis. Le taux de gravité des accidents fait partie de ces indicateurs. La CCSN n'utilise pas les indicateurs de rendement en vase clos, mais en combinaison avec les examens des événements et des évaluations. Le taux de gravité des accidents a été utilisé à titre d'indicateur de rendement afin d'affecter certaines ressources à la conduite d'enquêtes complémentaires aux différentes centrales.
64	6	A-t-on déterminé les raisons du nombre systématiquement élevé d'« événements à déclarer » à la centrale de Darlington comparativement aux autres centrales?	<p>La grande majorité des événements à déclarer à Darlington ont trait aux défaillances des portes de protection contre la vapeur. Les portes, les joints, les purgeurs de vapeur, les registres et les systèmes de ventilation et de climatisation forment une barrière protectrice intégrale. Cette barrière protège l'équipement sensible lié à la sûreté contre les conditions difficiles qui pourraient survenir en cas d'accident dû à la conception, comme la rupture d'une conduite de vapeur ou d'alimentation en eau. Le principe des barrières multiples appliqué à Darlington est tel que la moindre défaillance dans l'enveloppe protectrice, comme la fermeture ou l'étanchéification incorrecte d'une porte de protection contre la vapeur, est considérée comme une défaillance dans le système, et doit donc être signalée à l'organisme de réglementation. Dans la grande majorité des cas, ces événements se produisent lorsque des employés ne ferment pas correctement les portes d'arrêt de la vapeur lorsqu'ils sortent ou qu'ils entrent dans les pièces comportant ce type de porte. En ce qui regarde les données statistiques sur les événements signalés, le nombre d'événements à déclarer à Darlington se comparerait favorablement à ceux des autres centrales d'OPG si on faisait abstraction de la catégorie des événements dus aux portes en question.</p> <p>La direction de cette centrale a pris plusieurs mesures pour régler ce problème. Un ingénieur responsable de la centrale s'est vu confier le contrôle de la conception des portes de vapeur et l'entretien de l'étanchéité de la barrière. Le dispositif de fermeture de la plupart des portes a été remplacé, et on a rappelé au personnel de la centrale qu'il est important de maintenir l'intégrité de l'enveloppe de protection contre la vapeur. Des inspections et des essais sont menés régulièrement. Grâce à ces initiatives, le nombre de défaillances à déclarer dans la fermeture des portes de protection contre la vapeur est passé de 29 en 2000 à 6 en 2001.</p>

Q#	Article CSN	Question	Réponse
65	6	Tableau 6.4 – Événements à déclarer en 2000 : à Darlington, 3,5, à Bruce, 3, à Pickering, 4. De quelle nature sont les événements à rapporter signalés à la centrale de Darlington?	<p>Comme il a été mentionné dans la réponse à la question 64, la majorité des événements à déclarer qui ont été signalés à Darlington étaient attribuables à la mauvaise fermeture des portes de protection contre la vapeur, causant des défaillances dans l'enveloppe protectrice de la centrale.</p> <p>En 2000, 29 événements de ce type ont été déclarés pour la centrale de Darlington. Ce nombre a été réduit à 6 en 2001 grâce aux mesures correctives décrites dans la réponse précédente.</p> <p>Les 35 événements survenus à Darlington en 2000 se répartissent comme suit :</p> <p>29 événements étaient attribuables à la défaillance des portes de protection contre la vapeur.</p> <p>Un événement était causé par un déclenchement de type SAU1/SAU2 à la tranche 4.</p> <p>Un événement provenait d'une interférence entre les dispositifs de verrouillage manuel de la chaudière et les vis Allen du collier extérieur de l'activateur.</p> <p>Un événement était dû à la mauvaise installation des conduites 67210-TCV14-2 de la tranche 2.</p> <p>Un événement avait pour cause le manque possible de fiabilité du clapet d'admission de l'hélium à faible concentration ionique.</p> <p>Deux événements distincts étaient dus à des perforations dans des poutrelles de la colonne d'escalier sismique.</p>
66	6 et 9	Au tableau 6-6 sont présentés les facteurs de capacité de 1998 à 2000. Quelle est la durée moyenne, en jours, des arrêts par réacteur? L'arrêt des centrales à des fins d'entretien est-il exigé par la réglementation? Si oui, à quelle fréquence?	<p>Voir les renseignements sur la durée des arrêts par réacteur à l'annexe 5.</p> <p>Il n'y a aucune exigence de réglementation précise concernant la gestion des arrêts des centrales ni leur fréquence. La CCSN exige, par le biais du permis d'exploitation, que le titulaire de permis maintienne la centrale dans un état tel que la fiabilité et l'efficacité de toutes les structures et composantes et de tous les systèmes correspondent à la description et à l'analyse fournies dans le rapport de sûreté.</p> <p>Le programme d'entretien régulier de la centrale, qui comprend des essais et des</p>

Q#	Article CSN	Question	Réponse
			<p>inspections, permet de parvenir à ce but. Certains travaux d'entretien menés sur les systèmes liés à la sûreté sont menés pendant les interruptions de service. Ces dernières sont gérées et menées conformément aux procédures, afin de maintenir des marges de sûreté suffisantes pendant le déroulement des travaux d'entretien. Les activités approfondies de planification et d'application des procédures sont requises uniquement afin d'assurer le déroulement efficace des interruptions de service.</p> <p>La CCSN surveille et examine comment les titulaires de permis gèrent les arrêts pour entretien, dans le cadre de l'évaluation de leur rendement. Elle évalue en particulier les dépenses liées à la radioprotection et l'efficacité de la gestion de la sûreté des réacteurs pendant les arrêts.</p>
PLANIFICATION DES MESURES D'URGENCE ET RADIOPROTECTION			
67	18	<p>Parmi les barrières aux rejets de substances radioactives figure la zone d'exclusion, qui permet de diluer par voie atmosphérique tout rejet de produits de fission s'échappant de la zone de confinement. Quelle est la grandeur typique de ces « zones d'exclusion »? Les analyses de sûreté tiennent-elles compte de ces zones? Prennent-elles en compte les conditions météorologiques?</p>	<p>Au Canada, la zone d'exclusion est depuis longtemps constituée des espaces compris dans un rayon de 914 mètres (1 000 verges) par rapport à l'enceinte de confinement. Aucune habitation permanente ne peut y être construite. L'analyse de sûreté permet de calculer les doses d'exposition les plus limites par personne à la périphérie du site (et non à la périphérie de la zone d'exclusion). Le taux d'exposition applicable au public est calculé d'après la distribution exacte de la population à l'extérieur de la limite d'exclusion. Toutes les analyses tiennent compte des mauvaises conditions météorologiques (Pasquill F).</p>
68	15	<p>La limite de dose mentionnée, soit 1 mSv par année, s'applique-t-elle à la population vivant à proximité d'une centrale, et aux adultes ou aux jeunes enfants? Cette limite constituerait-elle un total si les limites opérationnelles dérivées (LOD) de tous les groupes de nuclides mentionnés s'appliquaient?</p>	<p>Dans le cas de la population, la LOD représente une dose efficace annuelle de 1 mSv, sans distinction entre adultes et enfants. Cette limite n'a rien à voir avec une situation d'urgence; elle représente la dose permise pour une personne autre qu'un travailleur du secteur nucléaire. Les limites pour ces derniers sont de 50 mSv par période de dosimétrie d'un an et de 100 mSv par période de dosimétrie de 5 ans.</p> <p>Pour chaque type de rejet (p. ex., HTO, gaz rares, iode et autres), la LOD est fixée de manière à ce que la dose résultante que peuvent supporter les membres les plus exposés de la population ne dépasse pas 1 mSv (1 LOD ↔ 1 mSv). Comme les centrales fonctionnent à des niveaux largement inférieurs aux LOD, soit à 5 % habituellement de la LOD de chaque radionuclide, le rejet d'un mélange de radionuclides ne pourrait pas dépasser le seuil de 1 mSv fixé pour la LOD.</p>

Q#	Article CSN	Question	Réponse
			<p>Pendant la maîtrise d'une urgence et au cours des travaux correctifs effectués immédiatement après une urgence, la dose effective et la dose équivalente peuvent dépasser les limites réglementaires applicables aux travailleurs d'urgence, mais la dose effective ne doit jamais dépasser 500 mSv, et la dose équivalente reçue par voie cutanée ne peut dépasser 5000 mSV.</p>
69	15	<p>Existe-t-il un mécanisme de contrôle (prise de mesures par un laboratoire indépendant) pour les données provenant des mesures d'émissions relevées par les services publics qui exploitent les centrales? Comment s'effectue le contrôle de qualité dans le cas du prélèvement de mesures d'émissions/immissions?</p>	<p>Ni la CCSN ni aucun autre organisme de réglementation n'effectue de prélèvements indépendants de mesures. Par contre, la CCSN effectue un contrôle de qualité de la surveillance des rejets par le biais d'évaluations des programmes de protection de l'environnement mis en œuvre par les titulaires de permis. De plus, les différentes entreprises de services publics ont recours à un service commun d'étalonnage des instruments.</p>
70	16	<p>Dans le rapport, trois plans d'intervention d'urgence sur les lieux et à l'extérieur des installations sont présentés, mais leurs descriptions diffèrent considérablement. (a) Des lignes directrices, soit publiées par la CCSN ou tirées de documents internationaux, ont-elles été utilisées pour les élaborer?</p>	<p>Il existe une ébauche de lignes directrices réglementaires, dans laquelle sont présentés les critères d'évaluation des plans et des programmes d'urgence internes. Ces lignes directrices proposées ont pour but d'établir un niveau de référence par rapport auquel pourront être évaluées les mesures de planification et d'intervention d'urgence externes, et de fournir un fondement général pour harmoniser les plans provinciaux. Santé Canada publie d'autres lignes directrices applicables au Canada, comme celles visant à interdire la consommation d'aliments et d'eau irradiés à la suite d'une catastrophe nucléaire, ainsi que le document provisoire sur les mesures d'intervention en cas d'urgence nucléaire.</p>
71	16	<p>Dans le rapport, trois plans d'intervention d'urgence sur les lieux et à l'extérieur des installations sont présentés, mais leurs descriptions diffèrent considérablement. (b) Le Canada pourrait-il fournir plus de renseignements sur les critères utilisés pour entrer en situation d'urgence?</p>	<p>Au Canada, il n'existe pas de système généralement reconnu qui permettrait de classer catégoriquement le niveau de gravité des accidents et de diffuser l'information parmi les organisations d'urgence. Habituellement, le mécanisme de classement des accidents prend en compte l'état des installations nucléaires et des systèmes de sûreté, les possibilités de rejets dans l'environnement, les rejets mesurés dans l'environnement et les résultats de la surveillance du rayonnement. Toutefois, à l'intérieur d'une province, les différentes autorités responsables des activités internes et externes utilisent le même système de classement pour le déclenchement automatique des notifications ou, dans certains cas, des mesures de protection préventives.</p> <p>Les organisations de mesures d'urgence fédérales, provinciales et locales sont</p>

Q#	Article CSN	Question	Réponse
			responsables, à divers degrés, de la protection de la population. Les critères utilisés pour définir les différentes mesures de protection de la population varient d'une province à l'autre. Afin d'harmoniser les mesures d'urgence, Santé Canada a préparé des lignes directrices au sujet des interventions requises en cas de catastrophe nucléaire, comme suit : CONTRE-MESURES et seuils d'intervention (dose évitée) Évacuation : 50 mSv en 7 jours Réinstallation : 50 mSv en 1 an; retour lorsque la dose atteint ≤ 10 mSv en 1 mois Hébergement : 5 mSv en une journée Traitement à l'iode stable : 100 mSv à la glande thyroïde Aliments : 1 mSv pour chacun des trois groupes alimentaires
72	16 (1)	Quels niveaux de référence en matière d'urgence sont définis pour la mise en œuvre des mesures de protection en cas d'urgence?	Voir réponse à la question 71.
73	16	Dans le rapport, trois plans d'intervention d'urgence sur les lieux et à l'extérieur des centrales sont présentés, mais les descriptions diffèrent considérablement. (f) Les personnes qui habitent dans le voisinage des centrales sont-elles au courant des mesures de protection applicables au public en cas d'urgence?	L'une des exigences du plan d'intervention d'urgence externe pour les centrales nucléaires est qu'elles mettent en œuvre un programme de sensibilisation de la population afin que les personnes sachent comment participer et collaborer efficacement aux activités déployées en cas d'urgence.
74	16	Quelle est la stratégie de distribution des comprimés d'iode?	La stratégie varie d'une province à l'autre selon les besoins propres. La province du Nouveau-Brunswick a pris des dispositions pour effectuer la distribution préalable de l'iode stable parce que la population vivant dans le voisinage de la centrale de Point Lepreau est dispersée et se limite à quelques centaines de personnes. Dans la province du Québec, les plans d'urgence exigent que l'iode stable soit distribué d'avance aux travailleurs des équipes d'urgence et aux travailleurs internes du parc industriel de Gentilly et du chantier maritime de Bécancour. En Ontario, on ne distribue pas de comprimés d'iode à l'avance.
75	16 (1)	Au Canada, les plans d'urgence en vigueur à l'échelon régional sont-ils harmonisés pour ce qui est du contenu et de la structure? A-t-on fixé des distances à l'intérieur desquelles il faudrait	Voir les réponses aux questions 67 et 71.

Q#	Article CSN	Question	Réponse
		envisager ou planifier des contre-mesures?	
76	16	Dans le rapport, trois plans d'intervention d'urgence sur les lieux et à l'extérieur des centrales sont présentés, mais les descriptions diffèrent considérablement. (d) Existe-t-il des systèmes informatisés permettant de prédire l'évolution des accidents et les doses d'exposition à différents points de la centrale?	Oui, plusieurs centrales se servent d'un modèle de dispersion du panache et de données météorologiques, et font appel à des équipes de reconnaissance externes qui suivent l'évolution de la situation et qui évaluent les doses d'exposition dans les installations.
77	16	Dans le rapport, trois plans d'intervention d'urgence sur les lieux et à l'extérieur des centrales sont présentés, mais les descriptions diffèrent considérablement. (g) Quels sont les critères utilisés pour définir les différentes mesures de protection du public?	Voir réponse à la question 71.
78	16	Dans le rapport, trois plans d'intervention d'urgence sur les lieux et à l'extérieur des centrales sont présentés, mais les descriptions diffèrent considérablement. (h) La distribution d'iode fait-elle partie des mesures de protection appliquées?	Voir réponse à la question 74.
79	16	Dans le rapport, trois plans d'intervention d'urgence sur les lieux et à l'extérieur des centrales sont présentés, mais les descriptions diffèrent considérablement. (e) Dans les plans d'intervention externes, est-il prévu d'utiliser un bâtiment d'urgence pour rassembler tous les renseignements relatifs à l'accident?	Toutes les organisations qui prennent part aux mesures d'intervention en cas d'urgence nucléaire ont leur propre centre des opérations d'urgence, sur les lieux de l'accident ainsi qu'à l'échelon de la municipalité, de la province et du gouvernement fédéral. Pour le moment, il n'existe aucune procédure pour la transmission automatisée des renseignements à ces centres.
80	16	Dans le rapport, trois plans d'intervention d'urgence sur les lieux et à l'extérieur des centrales sont présentés, mais les descriptions diffèrent considérablement. (c) Les centrales nucléaires sont-elles pourvues d'un bâtiment d'urgence?	Voir réponse à la question 79.

ANNEXE 1 Complément d'information en réponse à la question 5

Par le passé au Canada, les permis d'exploitation d'installations nucléaires ont été délivrés pour une période de deux ans. Cette approche permet à la Commission de mener un examen détaillé du rendement des titulaires de permis et fournit au public de fréquentes occasions d'intervenir. La Commission a fait des exceptions en accordant des permis de différentes durées, allant de quelques mois seulement à des périodes indéfinies. Dans les cas de rendement moins que satisfaisant, la période d'autorisation était plus courte. Dans d'autres cas, en tenant compte du risque, les permis étaient accordés pour des périodes plus longues.

La période de deux ans a facilité l'examen détaillé du rendement des titulaires de permis par la Commission et a fourni au public de fréquentes occasions de se renseigner et d'intervenir. Cette approche ouverte et transparente en matière de réglementation donne aux Canadiens l'assurance que les installations réglementées sont exploitées en toute sûreté.

Toutefois, la période courante d'autorisation de deux ans est souvent trop brève pour permettre au personnel de mener un examen complet des activités du titulaire de permis. En outre, comme le processus de délivrance des permis est onéreux en ressources, il mobilise du personnel normalement affecté aux inspections, aux activités de vérification de la conformité et aux audits sur le rendement. La courte période d'autorisation a également contraint les titulaires de permis à mobiliser des ressources ailleurs que dans des activités qui pourraient avoir une plus grande incidence sur le maintien de la sûreté de leurs installations. Il est devenu évident qu'avec une période d'autorisation plus longue, il serait possible d'intensifier les activités de vérification de la conformité sur toute la période couverte par le permis. Cela faciliterait la tâche du personnel de la Commission pour ce qui est de présenter des évaluations complètes du rendement des titulaires de permis et de la sûreté des installations, aux fins du renouvellement des permis. Plus particulièrement, le prolongement de la durée des permis de réacteurs de puissance, ainsi que la conduite périodique d'évaluations de sûreté pendant la période d'autorisation, accroîtraient la compatibilité entre le régime de réglementation de la CCSN et ceux des autres pays.

Ainsi, l'approche établie de longue date au Canada, qui est caractérisée par une période d'autorisation relativement inflexible de deux ans, ne cadre pas avec une réglementation axée sur le risque, et nuit à l'utilisation optimale des ressources consacrées aux activités de réglementation. Le personnel de la CCSN a donc proposé une série de critères qui fournit le fondement systématique requis pour recommander des périodes d'autorisation qui réduiront le fardeau de réglementation tout en maintenant un niveau de contrôle élevé.

On compte au nombre de ces critères :

- La période d'autorisation recommandée devra correspondre à l'activité autorisée.
- Une période d'autorisation plus longue pourra être recommandée si les risques relatifs à l'activité autorisée sont bien caractérisés, si leurs répercussions sont adéquatement définies et si ces risques entrent dans la portée considérée dans le dossier de sûreté environnementale.
- Une période d'autorisation plus longue pourra être recommandée si le titulaire de permis dispose d'un système de gestion, tel qu'un programme d'assurance de la qualité, lui permettant d'assurer que ses activités liées à la sûreté sont efficaces et soutenues.

- Une période d'autorisation plus longue pourra être recommandée dès lors que le demandeur ou le titulaire de permis et la CCSN disposeront de part et d'autre de programmes de conformité efficaces.
- Une période d'autorisation plus longue pourra être recommandée pour les titulaires de permis dont les antécédents en matière d'exploitation et de conformité sont satisfaisants et uniformes.
- La période d'autorisation devrait tenir compte du cycle de planification de la centrale et des modifications techniques que le titulaire de permis prévoit apporter aux installations réglementées.

Comme par le passé, le personnel de la Commission aurait le choix de recommander une période d'autorisation de deux ans ou moins si le rendement général du titulaire de permis est insatisfaisant.

Afin que la Commission et le public canadien soient pleinement au fait du rendement courant du titulaire de permis, la procédure de renouvellement du permis de deux ans serait remplacée par la publication régulière de rapports sur le rendement du titulaire de permis, de sorte que le régime de réglementation nucléaire resterait ouvert, transparent et comptable. En outre, afin de maintenir un haut degré de transparence, des rapports de conformité seraient présentés régulièrement à la Commission et au public canadien au cours de la période d'autorisation.

ANNEXE 2 Complément d'information en réponse à la question 13

Le 25 avril 2001, le gouvernement fédéral a déposé le projet de loi C-27 (*Loi sur les déchets de combustible nucléaire*), dont le but est d'assurer la gestion à long terme des déchets de combustible nucléaire au Canada. Le projet de loi prévoit que les sociétés d'énergie nucléaire (Ontario Power Generation Inc., Hydro-Québec et Énergie Nouveau-Brunswick) forment une société de gestion des déchets nucléaires (SGDN) qui serait constituée en personne morale distincte. La SGDN aurait pour objectif de :

- formuler des propositions de gestion des déchets de combustible nucléaire à l'intention du gouvernement du Canada;
- mettre en œuvre l'approche retenue par le gouverneur en conseil.

Le projet de loi C-27 prévoit que, dans les trois ans suivant la promulgation de la Loi, la SGDN remettra au gouvernement un exposé de ses propositions de gestion des déchets nucléaires et ses recommandations sur l'approche privilégiée. La Loi proposée exigera que la SGDN tienne des consultations publiques dans le cadre de son étude d'options. Le projet de loi C-27 précise que cette étude doit comprendre les options suivantes :

- l'évacuation des déchets en couches géologiques profondes dans le Bouclier canadien;
- le stockage des déchets aux sites des réacteurs nucléaires;
- le stockage centralisé des déchets, en surface ou sous terre.

Le projet de loi C-27 prévoit que le gouverneur en conseil, sur recommandation du ministre des Ressources naturelles, retienne une des approches présentées dans l'exposé. La SGDN serait alors tenue de mettre en œuvre l'option retenue.

Le projet de loi C-27 exige que les sociétés de services publics du secteur nucléaire et Énergie atomique du Canada limitée (EACL) établissent un fonds en fiducie et qu'elles effectuent des versements annuels dans ce fonds afin de financer les activités de gestion à long terme des déchets de combustible nucléaire. Ce faisant, les sociétés de services publics et EACL continueraient d'assurer la gestion des déchets d'une manière financièrement responsable. Le projet de loi C-27 précise que la SGDN pourra faire des retraits du fonds de fiducie, mais uniquement dans le but de mettre en œuvre l'approche retenue par le gouverneur en conseil.

ANNEXE 3 Complément d'information en réponse à la question 34

Systèmes de commande numérique dans les réacteurs CANDU

Plusieurs facteurs justifient l'utilisation d'ordinateurs dans les systèmes d'arrêt : économies dans les coûts d'équipement, utilisation plus rationnelle de l'espace, capacité d'utiliser des dispositifs de déclenchement complexes (variation des seuils en fonction du niveau de puissance), réduction de la charge de travail des opérateurs (essais et étalonnage) et fiabilité accrue de la sûreté grâce à des fonctions de surveillance permettant le dépistage précoce des défaillances.

Deux ordinateurs de commande numériques redondants sont affectés au contrôle normal des principales fonctions des réacteurs CANDU (p. ex., réglage de la réactivité, régulation de la pression des chaudières). Ces ordinateurs se sont avérés d'une grande fiabilité, de telle sorte qu'une double défaillance d'ordinateur ne constitue pas un facteur significatif d'interruption de service dans les centrales. Les aspects de la conception qui contribuent à une haute fiabilité sont les suivants :

- la commande par ordinateurs redondants, soit un ordinateur maître et un ordinateur auxiliaire qui tourne en permanence pour traiter en parallèle les mêmes intrants et produire les mêmes signaux (non utilisés);
- une autovérification interne continue, de sorte que, lorsqu'une défaillance de programme est détectée, le programme touché est transféré à l'ordinateur auxiliaire;
- une minuterie de garde, pour que, en cas de blocage d'ordinateur, le contrôle global puisse être transféré à l'ordinateur auxiliaire;
- des fonctions distinctes de réduction rapide et lente de la puissance, moins tributaires des boucles de régulation principales, et qui entrent en action dès que des indices anormaux surviennent et qui réduisent la puissance du réacteur ou l'arrêtent.

D'un point de vue de sûreté, en cas de blocage des deux ordinateurs, des dispositifs de commande prennent en charge l'arrêt du réacteur; cette procédure est évidemment appuyée par les deux systèmes d'arrêt d'urgence. Dans les systèmes de conception récente, la fonction d'affichage est désormais séparée de la fonction de commande. Deux ordinateurs sont également utilisés pour commander en ligne le rechargement du combustible.

Les réacteurs Bruce-A et Bruce-B ont été dotés d'ordinateurs de surveillance afin de moderniser l'interface opérateur. Ces ordinateurs génèrent des diagrammes à barres horizontales pouvant être affichés sur un terminal à écran cathodique. Ils avertissent l'opérateur s'ils détectent des variables trop proches des seuils prédéterminés, des signaux fautifs ou des conflits entre les signaux dans les trois canaux. Les ordinateurs de déclenchement et les comparateurs numériques programmables ont remplacé les comparateurs analogues ainsi que les conditionnements connexes dans les centrales équipées de réacteurs CANDU 6. Les progrès mentionnés ci-après ont été accomplis dans les réacteurs de la centrale de Darlington. Des ordinateurs équipés de terminaux ont remplacé les écrans d'affichage classiques dans les centrales CANDU 6. Les commandes d'essai ont été remplacées par des ordinateurs qui servent à lancer des essais programmés à l'avance. L'ordinateur de surveillance permet de télécharger les facteurs de gain et d'éliminer ainsi les procédures de réglage manuel des gains d'amplificateur. Les ordinateurs de déclenchement traitent toute la logique et le conditionnement du déclenchement (qui comprennent les fonctions informatisées de la centrale de Bruce et des réacteurs CANDU 6). Les ordinateurs de déclenchement ont aussi permis d'éliminer les ennuis rencontrés dans les activités d'essai et d'étalonnage à la centrale de Bruce.

Les leçons tirées de l'utilisation des systèmes d'exploitation des réacteurs CANDU sont résumées ci-dessous :

1. Exigences liées à l'interface d'exploitation

- L'interface opérateur devrait être normalisée par rapport au reste du centre de commande (c.-à-d. usage d'écrans cathodiques et de claviers).
- Le système doit avertir l'opérateur qu'il doit prendre les mesures nécessaires en cas de conditions anormales.
- Les essais devraient être automatisés de manière à éviter les tâches répétitives.

2. Exigences concernant la séparation

- Les deux systèmes d'arrêt d'urgence devraient être dotés d'ordinateurs et de logiciels différents, dans la mesure du possible, afin d'éviter les défaillances dues à des causes communes.
- Les branchements entre l'ordinateur de surveillance et les ordinateurs d'affichage et d'essais à canaux en parallèle devraient être électriquement isolés (p. ex., couplage optique).
- Les branchements devraient aussi être isolés, afin d'éviter qu'une panne de l'ordinateur de surveillance ne perturbe les trois canaux.

3. Exigences en matière de rendement

- Les ordinateurs de déclenchement doivent réagir rapidement (en moins de 100 millisecondes environ) afin de pouvoir accomplir leur tâche dans les accidents les plus graves.
- Les affichages à canaux parallèles des signaux de déclenchement et les seuils prédéterminés doivent se renouveler environ à chaque seconde.
- Les ordinateurs de surveillance doivent être réglés de manière à pouvoir garder en mémoire l'équivalent de 12 heures de données environ.
- Les ordinateurs de déclenchement doivent pouvoir procéder par logique majoritaire de déclenchement à coïncidence locale.

4. Exigences de fiabilité

- Les ordinateurs de déclenchement doivent satisfaire aux exigences de fiabilité suivantes :
- les systèmes d'arrêt ne peuvent être hors service plus de 10^{-3} du temps, et cette capacité doit être confirmée par des essais réguliers. L'objectif est de recenser moins de 0,1 déclenchement intempestif par année dans chaque système d'arrêt.
- Le matériel et les logiciels de déclenchement doivent rester aussi simples que possible, afin de maintenir une fiabilité maximale.
- Les ordinateurs de déclenchement doivent être à l'épreuve des défaillances, dans la mesure du possible, et devraient être réglés de manière à pouvoir effectuer une autovérification complète, et ainsi garantir que toutes les composantes essentielles fonctionnent correctement.

5. Exigences de vérification et de validation des logiciels

- Des membres de personnel autre que les programmeurs d'ordinateurs de déclenchement doivent planifier et mener des essais de validation.
- Le processus de génie logiciel comprend les étapes et les composantes suivantes : documentation des intrants de conception, définition des exigences, spécifications minimales des logiciels, conception, description de la conception des logiciels, application des codes, codes source, codes exécutables, bases de données.
- Ce processus comprend également l'analyse des risques et les essais de fiabilité.

ANNEXE 4 Complément d'information en réponse à la question 50

RÉGLEMENTATION DE L'ORGANISATION ET DE LA GESTION DES CENTRALES NUCLÉAIRES CANADIENNES

À la Commission canadienne de sûreté nucléaire, nous avons mis au point une méthode et un processus d'évaluation des effets de l'organisation et de la gestion sur la sûreté nucléaire. Notre objectif à plus long terme est d'utiliser ces outils pour prédire à quel moment la sûreté des installations nucléaires risque de commencer à être compromise. Il s'agit d'une tâche ambitieuse, compte tenu de la masse de données requise pour mener ce type d'analyses prévisionnelles. Nous ne sommes pas encore prêts à entreprendre ces analyses, mais nous sommes en bonne voie. Nous dressons actuellement un plan d'ensemble qui nous permettra d'examiner quelles étapes devront être suivies pour élaborer une série de prédicteurs utilisables en toute confiance.

La première étape de nos travaux en vue de ces objectifs a consisté à mettre au point une méthode d'évaluation applicable aux centrales nucléaires canadiennes. La méthode, connue sous le nom de *Méthode d'examen de l'organisation et de la gestion* [1], comprend un modèle de l'organisation, appelé Modèle canadien de machine adaptative (MCMA), et examine les caractéristiques organisationnelles humaines qui influent sur la sûreté des installations nucléaires canadiennes. Ce modèle, qui est fondé sur les travaux de Henry Mintzberg [2], établit que les organisations nucléaires peuvent être configurées en cinq composantes : le sommet stratégique (qui détermine la vision, les objectifs et les politiques d'ensemble et à les traduire en objectifs spécifiques et en politiques), la ligne hiérarchique (qui surveille les activités liées aux opérations, à l'entretien et au service), la technostructure (qui normalise les procédures de travail, les extrants et les compétences des spécialistes de l'exploitation), le centre opérationnel (qui accomplit les travaux de l'organisation) et le support logistique (qui facilite le déroulement des travaux et tente de réduire toutes les sources d'interruption dans la marche de travail). Les hypothèses sur les fonctions d'organisation et de gestion relatives à la sûreté pourront alors être posées et mesurées.

Les facteurs organisationnels (vue d'ensemble de la gestion, clarté de l'organisation, communication, culture organisationnelle et gestion des ressources humaines), qui comprennent 19 dimensions, sont les caractéristiques qui influencent l'organisation. Ces facteurs peuvent être mesurés de manière tant qualitative que quantitative. On effectue d'abord une analyse fonctionnelle de l'organisation, puis on tient des entrevues structurées. On procède alors à l'inventaire de la culture de l'organisation et à l'observation des comportements. Ces comportements sont alors classés par rapport à des échelles de notation basées sur le comportement (ENBC). Cela permet d'établir un profil descriptif de la centrale et de faire ressortir les procédés qui fonctionnent bien ainsi que les aspects nécessitant des améliorations.

Après avoir mis au point et validé la méthode d'évaluation, nous avons mené une évaluation de l'O et G dans toutes les centrales nucléaires canadiennes et dans plusieurs autres installations nucléaires, comme les réacteurs de recherche, les mines et les usines de concentration d'uranium, les accélérateurs de particules, etc. Les données commencent à se dégager et confirment que les centrales nucléaires établies au Canada appartiennent à un petit groupe d'entités qualifiées d'organisations à « haute fiabilité » comme il est décrit dans la documentation scientifique [3]. Les comportements que l'on s'attend à observer dans de telles organisations ont été groupés selon un style de culture qui a été qualifié de constructif-affiliatif. Ces comportements se caractérisent par des valeurs constructives, un désir de perfection, l'engagement envers l'organisation, la cohésion des groupes de travail, la coordination du travail, la satisfaction professionnelle, la communication ouverte et efficace et la priorité à la sûreté. Les organisations de ce type tendent à viser la perfection; elles se démarquent des organisations non nucléaires par une orientation plus marquée vers une culture axée sur la sûreté. À l'inverse, on s'attend à ce que les organisations à haute fiabilité soient relativement exemptes de la plupart des caractéristiques des cultures de style passif-défensif (par rapport aux échelles des conventions, des dépendances, de

l'approbation et de l'évitement) et de style agressif-défensif (par rapport aux échelles de l'opposition, du pouvoir, de la compétition et du perfectionnisme) et des comportements correspondants. Toutes les installations nucléaires canadiennes qui ont été évaluées jusqu'ici démontrent des caractéristiques de haute fiabilité.

La CCSN n'est pas encore parvenue au point où, d'après ces quelques évaluations de l'O et G, elle peut déterminer les mesures nécessaires pour empêcher la baisse des normes de sûreté. Néanmoins, l'utilisation de toutes les données d'évaluation, en combinaison avec d'autres renseignements obtenus par le biais des inspections et des audits, lui permet de dresser un profil utilisable des organisations, et dont elle se sert déjà pour surveiller le respect de conformité chez les titulaires de permis. Les caractéristiques de haute fiabilité observées jusqu'ici dans le cadre de l'évaluation des centrales nucléaires ont été prises en compte dans les décisions en matière de réglementation. Cela ne veut pas dire qu'il n'y a plus matière à amélioration. La CCSN a cependant adopté le point de vue que, si d'autres aspects essentiels des résultats s'avèrent acceptables, elle pourra alors conclure que les profils d'organisation et de gestion ont de bonnes chances d'être acceptables aussi. Les autres aspects essentiels sont décrits dans les 18 volets techniques du programme de conformité de la CCSN, et comprennent, à titre d'exemple, la criticité, les mesures d'urgence, la radioprotection, les facteurs humains, la protection environnementale, la sécurité-incendie, la gestion de la qualité et l'évaluation des programmes de formation.

À la fin de 2001, on avait terminé les évaluations de référence pour la plupart des principaux titulaires de permis. La surveillance continue de tous les titulaires de permis se poursuivra à l'avenir dans le cadre du programme de conformité. La CCSN a donc l'intention de réévaluer périodiquement les installations nucléaires afin de rester au fait des éventuels changements survenus dans leur profil. Il est important de noter que les changements au chapitre de l'organisation peuvent être subtils et se produire sur une longue période, sous l'influence de processus spontanés, ainsi que par le biais de mesures de changement planifiées et voulues. La CCSN estime donc qu'elle a le mandat impératif, à titre d'organisme de réglementation, de surveiller de manière continue les questions d'O et G. Si le profil d'O et G d'une installation nucléaire s'écarte des caractéristiques théoriques propres aux organisations à haute fiabilité, au point où cela risque de compromettre la marge de sûreté, d'autres données techniques seront alors examinées afin d'éclairer les causes de ces changements. Des mesures d'application de la réglementation seront alors prises, d'après l'analyse objective de toutes ces données.

En cernant les indicateurs de rendement de l'O et G tirés des évaluations mentionnées plus tôt, et en les mettant en corrélation avec d'autres indicateurs de rendement existants ou en cours d'élaboration, la CCSN entrevoit que ces données permettront de prévoir à l'avenir les situations relativement difficiles à repérer en ce qui a trait au rendement en matière de sûreté.

Références

- [1] Haber, S. B. et Barrier, M. T. (1998), Development of a Regulatory Organization and Management Review Method, rapport de recherche de la CCEA n° RSP-0060, CCSN, Ottawa.
- [2] Mintzberg, H. T. (1983), Structure in Fives: Designing Effective Organizations, New Jersey, Prentice-Hall.
- [3] Haber, S. B. et Shurberg, D. A. (1996), Safety Culture in the Nuclear Versus Non-Nuclear Organization, Proceedings of the 1996 Probabilistic Safety Assessment Meeting, Seattle (Washington) É.-U.

ANNEXE 5 Complément d'information en réponse à la question 66

Dans le tableau ci-dessous sont présentés le nombre d'arrêts des réacteurs d'Ontario Power Generation (OPG) de 1998 à 2001, et leur durée moyenne, en jours.

Durée moyenne des arrêts par réacteur (en jours)

Réacteur	1998		1999		2000		2001	
	Nombre d'arrêts	Durée moyenne	Nombre d'arrêts	Durée moyenne	Nombre d'arrêts	Durée moyenne	Nombre d'arrêts	Durée moyenne
Bruce – 1	-	-	-	-	-	-	-	-
Bruce – 2	-	-	-	-	-	-	-	-
Bruce – 3	1	1,9 ⁽¹⁾	-	-	-	-	-	-
Bruce – 4	2	36,6	-	-	-	-	-	-
Bruce – 5	6	10,1	1	85	2	1,4 ⁽²⁾	0	0
Bruce – 6	3	36,5	0	0	2	59,8	1	2 ⁽³⁾
Bruce – 7	7	13,6	3	7,7	2	39,2	0	0
Bruce – 8	2	70,7	7	19,9	2	10,2	1	66,3
Darlington - 1	4	10,9	1	2,3 ⁽⁴⁾	1	48,7	2	5,4
Darlington - 2	3	17,6	2	19,5	3	7,8	4	18
Darlington - 3	2	3,5	2	38,2	4	10	5	7,2
Darlington - 4	1	44,2	4	13,9	2	11,8	1	30,1
Pickering - 5	3	20,3	2	72	4	34,7	3	38,5
Pickering - 6	2	49,5	2	39,5	3	32,4	3	48,3
Pickering - 7	3	31,5	0	0	2	90,4	6	5,5
Pickering - 8	5	14,6	2	35,1	2	68,3	3	24,5

Remarque : Les données provenant de la centrale de Bruce sont disponibles jusqu'en mai 2001 seulement.

(1) Interruption forcée à cause d'une commande défaillante; remise en service après une phase d'injection de « poison ».

(2) Interruption forcée à cause d'un problème de contrôle du niveau de la chaudière.

(3) Interruption forcée à cause d'une défaillance de la commande des ordinateurs.

(4) Interruptions forcées à cause d'une défaillance des barres absorbantes de réglage.