

La technologie CANDU réévaluée suite à Fukushima

Michel Duguay, Université Laval, Québec, 7 juillet 2011

Département de génie électrique et de génie informatique

Bureau : 418.656.3557 cellulaire : 418.802.2740

Courriel : Michel.Duguay@gel.ulaval.ca

N.B. Quelques notes biographiques sur l'auteur sont incluses à la fin.

Sommaire

La série d'accidents graves à la centrale nucléaire de Fukushima au Japon a entraîné un important changement dans la perception des risques accompagnant l'énergie nucléaire. Cet article réexamine la technologie CANDU et la trouve vulnérable à la fois à la possibilité d'un accident grave et à une perception négative de la part du public. L'article inclut une interprétation de la décision de la Commission canadienne de sûreté nucléaire d'accorder le permis de réfection de Gentilly-2 et une évaluation de la vente de la division CANDU de EACL à SNC-Lavalin de Montréal. Bénéficiant d'un vaste territoire, le Canada agirait avec sagesse en préparant sa sortie du nucléaire et en investissant massivement dans les énergies renouvelables et l'efficacité énergétique.

-1. Introduction

La série d'accidents graves à la centrale nucléaire de Fukushima à partir du 11 mars 2011 a eu des conséquences importantes dans le monde entier. À la mi-mars, l'Allemagne a fermé 7 de ses 18 réacteurs nucléaires. En juin, le Parlement allemand a voté de sortir le pays du nucléaire d'ici 2022 et d'investir massivement dans les énergies renouvelables et l'efficacité énergétique.

La Suisse a également annoncé sa sortie du nucléaire d'ici 2034, et en juin le public italien lors d'un référendum a rejeté massivement une proposition de retour au nucléaire. Aux dernières nouvelles, un sondage publié le 19 juin 2011 dans le journal Tokyo Shimbun montrait que 82% des japonais souhaitent une sortie graduelle du nucléaire.

Au Canada, deux événements importants ont eu lieu le 29 juin 2011 qui affecteront l'évolution du nucléaire. Le premier a été l'annonce par la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) qu'elle accordait à Hydro-Québec un permis d'exploitation de la centrale Gentilly-2 jusqu'au 30 juin 2016, ce qui inclut le permis de procéder à la réfection du réacteur CANDU. Un aspect inquiétant de la décision de la CCSN est révélé dans le document intitulé «*Compte rendu des délibérations, y compris les motifs de décision*» rendu public le 29 juin 2011. Ce compte-rendu informe le public que le *Rapport d'analyse de sûreté* qu'Hydro-Québec devait soumettre à la CCSN au 31 décembre 2010, est maintenant reporté au 31 décembre 2011.

Afin de soustraire Hydro-Québec à la norme de sûreté canadienne exigeant ce rapport et son acceptation par la CCSN *avant l'octroi d'un renouvellement de permis*, la CCSN invoque

l'application de l'article 7 de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires de 1997*. Cet article permet à la CCSN de ne pas appliquer cette loi dans des cas d'exception. La CCSN, dont le mandat a été défini par cette loi sur le nucléaire, a donc décidé de ne pas appliquer intégralement la loi dans le cas de la réfection de Gentilly-2. On peut donc poser les deux questions reliées : pourquoi la firme Hydro-Québec n'arrive-t-elle pas à fournir ce rapport à temps (rapport qui à l'origine était dû le 31 décembre 2008), et pourquoi la CCSN a-t-elle décidé de suspendre l'application de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* pour approuver la réfection de Gentilly-2?

Le deuxième événement a été la vente de la division CANDU d'*Énergie Atomique Canada, Limitée* (EACL, en anglais AECL, pour *Atomic Energy Canada, Limited*) à la firme de génie-conseil SNC-Lavalin dont la maison-mère est à Montréal. Comme EACL a été déficitaire pendant de nombreuses années, le gouvernement fédéral a déclaré à l'occasion de cette vente de ne plus vouloir renflouer les déficits de EACL. Pourtant, le syndicat des travailleurs de EACL avait prévenu le gouvernement et le public, en octobre 2009, que la vente de la division CANDU signalerait la fin de cette technologie.

Tous ces événements semblent confirmer une opinion qui a fait le tour de la planète suite à la catastrophe de Tchernobyl à l'effet qu'un autre accident nucléaire de cette importance signalerait la fin de l'énergie nucléaire dans le monde. Le présent article soutient l'idée que le Canada serait bien avisé de suivre l'exemple de l'Allemagne. Avec un territoire qui est 28 fois plus grand que celui de l'Allemagne et avec une population qui est moins que la moitié de celle de ce pays, le Canada se trouve dans une position extrêmement avantageuse pour développer les énergies éoliennes, solaires, géothermiques et de biomasse.

Une façon très simple et économique de préparer la sortie du nucléaire au Canada serait de convertir les projets de réfection aux centrales nucléaires de Point Lepreau et de Gentilly-2 en projets de déclassement et de transformer ces centrales en laboratoires de gestion des déchets radioactifs et de mesure de la radioactivité dans l'environnement. De plus, un bon nombre des emplois pourraient être convertis en activités touchant les énergies renouvelables.

-2. Réaction canadienne à Fukushima

Dès le début de la série d'accidents nucléaires graves à Fukushima, la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) a réagi en mettant sur pied un comité spécial de travail sous la direction de Greg Rzentkowski, Directeur Général à la CCSN. Le comité va tirer des leçons de Fukushima et étudier les moyens de réduire la probabilité d'accidents graves et d'améliorer l'état de préparation au Canada pour faire face à ces accidents.

Le 7 juin 2011, durant une conférence invitée au congrès annuel de la *Canadian Nuclear Society* à Niagara Falls, le président de la CCSN, M. Michael Binder, a noté les points suivants sur sa diapositive intitulée « *Canadian Lessons Learned* »:

- *il y a des domaines qui pourraient bénéficier d'amélioration continue;*
- *il y a une opportunité de réévaluer les hypothèses.*

Au bas de la diapositive, M. Michael Binder avait écrit en lettres rouges :

« *Challenging Long-held Assumptions* »

Traduction : «*Remettre en question des hypothèses adoptées depuis longtemps*»

Une *hypothèse adoptée depuis longtemps* dans certains milieux au Canada est que les réacteurs nucléaires sont sécuritaires et qu'ils satisfont un besoin. Ci-dessous, je vais m'appuyer sur des centaines de pages de la documentation technique de la CCSN pour expliquer clairement les faiblesses et les dangers présentés par les réacteurs nucléaires CANDU.

Parce qu'un réacteur CANDU peut s'arrêter soudainement de façon imprévisible et demeurer en arrêt pour des raisons de sûreté pendant plusieurs jours, ou plusieurs semaines, ou même plusieurs mois, il est clair que ce réacteur est mal adapté à un réseau électrique moderne dit «*intelligent*». Ces réseaux modernes intelligents fonctionnent très bien avec des sources d'énergie renouvelable tout en utilisant soit un stockage hydro-électrique ou autre, soit des génératrices d'appoint au gaz naturel. Les sources d'énergie renouvelable, éolienne ou solaire photovoltaïque (PV), sont réparties, ou distribuées, sur de grands territoires d'où l'appellation anglaise «*distributed generation (DG)* ».

-3. L'échec de Gentilly-1

Le domaine de l'énergie nucléaire a été caractérisé par de nombreuses défaillances au niveau des composants physiques et au niveau de la compréhension théorique. Cette compréhension se concrétise dans deux outils intellectuels : un premier outil est le modèle de la physique d'un réacteur, le deuxième outil est un logiciel pour simuler le comportement d'un réacteur. Ces deux outils jouent un rôle dominant dans la conception et dans l'opération d'un réacteur nucléaire.

Jusqu'à l'an 2000 une *hypothèse adoptée depuis longtemps* était que ces deux outils étaient suffisamment adaptés à leur mission. Un indice que tel n'était pas le cas aurait pu être observé dans le fait que la combinaison de ces deux outils intellectuels avaient fait défaut dans le cas du réacteur nucléaire Gentilly-1 à Bécancour, le premier réacteur nucléaire au Québec. Mis en opération en 1971 Gentilly-1 avait affiché un comportement dangereusement instable. En 1979, il avait été fermé de façon permanente. Durant la période de temps de 1971 à 1979, Gentilly-1 avait fonctionné seulement 180 jours.

Dans sa revue de l'histoire de 50 ans d'énergie nucléaire au Canada (voir le site web http://www.cna.ca/curriculum/cna_can_nuc_hist/nuclear_canada-eng.asp?bc=Nuclear%20Power%20in%20Canada&pid=Nuclear%20Power%20in%20Canada) la *Canadian Nuclear Association* a écrit le bref paragraphe suivant sur Gentilly-1:

«*In 1971, the 250 MW Gentilly-1, a prototype reactor, came into operation near Trois-Rivières on the south shore of the St. Lawrence River. Built and owned by AECL and operated by Hydro-Québec staff, the reactor had design and operational problems and was not economical. It was taken out of service in 1979.* »

Traduction: «*En 1971, le réacteur Gentilly-1 de 250 MW, un prototype, a été mis en opération près de Trois-Rivières sur la rive sud du fleuve Saint Laurent. Construit par EACL et sous sa propriété, le réacteur était opéré par le personnel d'Hydro-Québec. Le réacteur avait des problèmes de conception et d'opération, et il n'était pas rentable. Le réacteur a été retiré de sa fonction en 1979.* »

En plus de remettre en question la sagesse de construire et d'opérer un prototype de réacteur nucléaire dans une région fortement peuplée, il faut noter que durant cette même période toutes

les centrales suivantes étaient dans leur phase de conception et/ou de construction : Gentilly-2, Point Lepreau, Pickering B, Bruce A et Bruce B, ces trois dernières comprenant chacune quatre réacteurs CANDU. Gentilly-1 était handicapé par une dangereuse faiblesse de conception que j'expliquerai ci-dessous et qui s'appelle *le coefficient positif de réactivité nucléaire dû au vide* (en anglais c'est le *positive coolant void reactivity coefficient*). Tous les réacteurs CANDU sont affectés par cette dangereuse faiblesse de conception.

Étant donné la faiblesse inquiétante des modèles de la physique des réacteurs et des logiciels de simulation utilisés par le secteur nucléaire dans les années '60 et '70, on peut en toute légitimité poser la question à savoir si les réacteurs CANDU ont été adéquatement optimisés du point de vue de la sûreté ?

La CCSN a reconnu dans sa documentation technique les faiblesses des modèles de la physique et des logiciels utilisés avant l'an 2000 (voir le document de la CCSN identifié par E-DOCS # 3232348 / 2.01 qui sera cité en détail ci-dessous).

-4- Le nouveau contexte post-Fukushima

Dans la lignée des nombreux communiqués et documents du monde entier depuis le début des événements à Fukushima, je retiens que la principale leçon à tirer de cette catastrophe, est qu'il est urgent de réévaluer de façon critique la technologie CANDU, et ce, du point de vue d'une prudence accrue. *Idéalement cette réévaluation devrait se faire de façon indépendante de l'industrie nucléaire, et elle devrait être fondée en bonne partie sur une interprétation critique et prudente de la documentation technique considérable créée par la CCSN depuis une décennie.*

L'urgence d'une telle réévaluation provient du fait qu'en plus des projets de réfection de Point Lepreau et de Gentilly-2, une nouvelle menace va bientôt peser sur la région de Toronto en provenance de la centrale nucléaire Pickering B. En effet, dans un documentaire de Radio-Canada mis en onde le 15 mai 2011 et portant sur la réfection de Gentilly-2, le directeur de la division nucléaire d'Hydro-Québec, M. Mario Désilets, a affirmé que les réacteurs CANDU deviennent trop dangereux pour prolonger leur opération au-delà de 30 ans. Cependant, le président de la CCSN M. Michael Binder, durant sa conférence au congrès annuel de la Canadian Nuclear Society à Niagara Falls le 7 Juin 2011, a affirmé que la firme parapublique Ontario Power Generation (OPG) va investir 300 M\$ à la centrale Pickering B afin de prolonger sa vie utile 10 ans de plus, c'est-à-dire au-delà de la limite de 30 ans évoquée par M. Mario Désilets.

À ce sujet, la CCSN a mis en juin l'annonce suivante sur son site web (www.suretenucleaire.gc.ca):

« Le président de la CCSN, Michael Binder, a fait une présentation à l'occasion de la [conférence annuelle 2011 de la Société nucléaire canadienne](#) (en anglais seulement) qui a eu lieu du 5 au 8 juin à l'hôtel Sheraton on the Falls à Niagara Falls (Ontario).

M. Binder a donné un aperçu du récent incident au Japon et a communiqué au public le rôle qu'a joué la CCSN dans la réponse du Canada, l'incidence de l'événement sur la réglementation nucléaire dans l'avenir ainsi que les leçons apprises tant pour les titulaires de permis que pour les organismes de réglementation. Malgré les récents événements internationaux, M. Binder a réitéré l'engagement de la CCSN à l'égard de l'industrie nucléaire nationale et a donné un aperçu de certains des grands projets que réalisera bientôt la CCSN. Il a conclu en mentionnant

le 65e anniversaire de la CCSN, invitant les participants à la conférence à contribuer à l'historique interactif. »

Remarquez l'affirmation suivante: « M. Binder a réitéré l'engagement de la CCSN à l'égard de l'industrie nucléaire nationale ... ». Comme la CCSN s'annonce officiellement comme étant «un tribunal administratif quasi-judiciaire», on peut se poser des questions sur l'indépendance de la CCSN envers l'industrie nucléaire qu'elle a la mission de réglementer en vertu de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires de 1997* (révisée en 2007).

Tandis que le premier alinéa a) de cette loi confie à la CCSN la mission de réglementer tout ce qui est nucléaire, il est important de noter que le deuxième alinéa b) de cette loi confie à la CCSN la mission :

« d'informer objectivement le public — sur les plans scientifique ou technique ou en ce qui concerne la réglementation du domaine de l'énergie nucléaire — sur ses activités et sur les conséquences, pour la santé et la sécurité des personnes et pour l'environnement, des activités mentionnées à l'alinéa a) ».

Dans le cas des projets de réfection de Point Lepreau et de Gentilly-2, la CCSN n'a pas informé le public canadien de façon objective des nombreuses questions problématiques (en anglais *safety issues*) qui affligent les réacteurs nucléaires CANDU. Dans une lettre que j'ai adressée le 6 décembre 2010 au président Michael Binder et au Directeur général Greg Rzentkowski de la CCSN, lettre cosignée par 35 personnalités au Québec, j'ai souligné ce non-respect de la loi canadienne par la CCSN. Cette lettre n'a pas encore eu de réponse de la part de ces deux gestionnaires de haut niveau à la CCSN.

-5. Fukushima a enseigné que l'arrêt d'un réacteur peut être suivi par sa fusion

La CCSN a souvent affirmé que deux systèmes d'arrêt d'urgence indépendants et différents assurent l'arrêt d'un réacteur nucléaire CANDU dans le cas d'un accident. Ne respectant pas l'exigence de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires de 1997* concernant l'objectivité scientifique des informations à disséminer dans le public, la CCSN n'a pas fait un bon travail d'informer le public à savoir que l'arrêt du réacteur en fait n'est pas complet. Après le début d'un accident, comme l'éclatement soudain d'un tuyau sous haute pression (comme cela s'est produit en août 1983 dans le cœur du réacteur Pickering 2 près de Toronto), le système de contrôle informatisé du réacteur va normalement détecter l'anomalie environ une demi-seconde après son début. En deux secondes, les deux systèmes d'arrêt d'urgence vont mettre en place des absorbeurs de neutrons afin d'arrêter les réactions de fission nucléaire.

Cependant, le fait de arrêter la fission nucléaire n'empêche pas la radioactivité des produits de fission de générer une chaleur gigantesque. Immédiatement après l'arrêt de la fission, la chaleur dégagée par la radioactivité est environ 7% de la puissance thermique du réacteur avant son arrêt. Pour un réacteur CANDU typique, cette puissance thermique, cette chaleur, est environ 100 mégawatts, ce qui est assez de puissance pour théoriquement chauffer 10 000 maisons en plein hiver. Après un jour, la décroissance radioactive fait baisser cette puissance thermique à environ 10 mégawatts. En l'absence d'une forte circulation d'eau de refroidissement, cette énorme puissance thermique fait chauffer les grappes de combustibles d'oxyde d'uranium jusqu'au point de fusion. C'est ce qui s'est produit à Fukushima en mars 2011 dans trois réacteurs.

À Fukushima le 11 mars 2011, les vibrations du tremblement de terre avaient déclenché l'arrêt automatique du réacteur. Mais les dommages causés par le tremblement de terre, suivis trente minutes plus tard par l'effet destructeur du tsunami, avaient mis hors de combat les génératrices Diesel. En l'absence d'électricité, les pompes de refroidissement ne fonctionnaient plus et la plupart des valves à commande électrique ne pouvaient plus être activées.

Je crois qu'une raison pour laquelle la confiance envers l'énergie nucléaire a été grandement diminuée par Fukushima dans la communauté internationale est que les faits suivants ont été bien éclairés par les médias :

-1. Un réacteur nucléaire ne peut pas être complètement arrêté; seulement le temps fait diminuer graduellement la puissance thermique due à la radioactivité.

-2. Le manque de refroidissement entraîne la fusion du coeur, et potentiellement la descente du corium à travers le fond du réacteur. Le corium est une grande masse de métaux en fusion comprenant le combustible d'oxyde d'uranium, l'alliage de zirconium-niobium et les produits de fission. Il semble qu'à Tchernobyl et à Fukushima le corium a fait fondre et a traversé plusieurs couches de métal et de béton au fond et sous le fond de la cuve du réacteur.

-3. Trois mois après le début des accidents à Fukushima, un refroidissement adéquat du coeur de trois réacteurs n'a pas encore été obtenu dans ce pays, le Japon, qui est très avancé dans la haute technologie.

-6. Le 7 avril 2008, la CCSN refuse un rapport de sûreté de OPG et critique la technologie CANDU

Le 7 avril 2008, T.E. Schaubel, qui est à la CCSN le Directeur de la *Pickering Regulatory program Division*, a adressé une lettre au vice-président de OPG, M. Patrick McNeil, dans laquelle il expliquait que le personnel de la CCSN ne pouvait pas à ce moment recommander l'acceptation du *Safety Analysis Safety Factors Report* soumis plus tôt par la firme OPG. Ce rapport fait partie du très important *Examen de sûreté intégré (EIS)*, en anglais *Integrated Safety Review (ISR)*, dont l'acceptation par la CCSN est normalement obligatoire avant que la réfection d'un réacteur soit approuvée. À cette époque, OPG se préparait à aller de l'avant avec la réfection des quatre réacteurs de la centrale Pickering B.

Par contre, plus tard en février 2010, OPG annonçait leur décision de ne pas reconstruire les quatre réacteurs de Pickering B, jugeant que l'opération ne serait pas rentable. OPG déclarait en même temps vouloir investir des fonds dans Pickering B afin de prolonger son opération pour quelques années.

La lettre du directeur T.E. Schaubel est identifiée à la CCSN par E-DOCS # 3232348 / 2.01. Cette lettre inclut une annexe de 48 pages qui critique le manque de maîtrise chez OPG de la technologie CANDU et qui décrit en détail de nombreuses faiblesses de conception et d'opération des réacteurs CANDU. L'annexe fait aussi le constat de faiblesses dans le modèle de la physique du réacteur CANDU et dans les logiciels de simulation. Plusieurs autres rapports de la CCSN ont décrit de nombreuses questions problématiques de sûreté (en anglais *safety issues*) qui affligent la technologie CANDU.

Un important rapport de 268 pages, complété en août 2009, est celui intitulé « *Application of the CNSC Risk-informed Decision Making process to Category 3 CANDU Safety Issues* » et identifié par E-Doc # 3413831. Les questions problématiques de sûreté de catégorie 3 sont considérées comme significatives du point de vue du risque. Par le biais de la Loi d'accès à l'information, plusieurs autres rapports techniques de centaines de pages ont été obtenus par le journaliste investigateur Gilles Provost, co-auteur de deux documentaires de Radio-Canada concernant la réfection de Gentilly-2 et mis en ondes le premier novembre 2009 et le 15 mai 2011, respectivement.

-7. Difficultés du contrôle informatisé du nuage de neutrons

Plusieurs auteurs de livres de référence en génie nucléaire ont reconnu que les réacteurs nucléaires sont très complexes dans leur opération. Ce qui alimente la réaction en chaîne de fission nucléaire est un nuage de neutrons qui est réparti partout dans le cœur du réacteur. Ce nuage de neutrons est sujet à des fluctuations de densité sur les échelles de l'espace et du temps ; le nuage doit être contrôlé avec précision par un logiciel sophistiqué qui commande les moyens physiques d'absorption de neutrons répartis dans tout le cœur du réacteur. Les neutrons interagissent différemment et de façon complexe avec l'uranium-235, qui est fissile, avec l'uranium-238 qui n'est pas fissile, avec le plutonium-239 qui est fissile et qui provient de la transmutation neutronique de l'uranium-238. Les neutrons interagissent aussi avec des dizaines de produits de fission accumulés dans le combustible. Le logiciel de contrôle du réacteur est informé par des capteurs de flux de neutrons et des capteurs de température répartis en des endroits stratégiques dans tout le cœur du réacteur.

La documentation de la CCSN donne quelques indications sur la difficulté de contrôler précisément la densité de neutrons. Un des problèmes est l'accumulation de dommage neutronique causé au combustible nucléaire (ce sujet est abordé à la section 9 ci-dessous), dommage qui vient altérer la géométrie de refroidissement, parfois de façon négative. Un autre problème est l'accumulation de dommage neutronique sur les capteurs, ce qui change graduellement leur calibration. Un autre changement important avec le temps est la diminution de l'uranium-235 et l'augmentation du plutonium-239, ainsi que des nombreux produits de fission. Finalement, le bombardement neutronique affecte de manière très marquée l'alliage de zirconium-niobium, en le rendant plus fragile avec le temps et en altérant ses dimensions, ce qui cause d'autres problèmes.

Le logiciel de contrôle doit donc faire face à une situation changeante tout en disposant d'informations qui ne sont pas sûres à 100%. À Gentilly-2 le 25 janvier 2007 et à Point Lepreau le 24 septembre 2007, des problèmes de capteurs ont entraîné l'arrêt manuel à Gentilly-2, et l'arrêt automatique d'urgence à Point Lepreau (voir la section 10 ci-dessous).

Dans le domaine de l'aviation il y a eu des exemples où de mauvaises informations fournies à un système informatisé de contrôle, i.e. le pilote automatique, ont contribué à l'écrasement d'un avion. Un exemple récent est l'écrasement d'un Airbus 330 au-dessus de l'Atlantique le premier juin 2009. À 37 000 pieds d'altitude, pendant que l'avion était sur son pilote automatique des sondes de vitesse de type Pitot étaient devenues défectueuses et avaient fourni au pilote automatique des données contradictoires. Le pilote automatique avait mis l'avion en décrochage (vitesse insuffisante), retourné le contrôle aux deux pilotes (humains) et déclenché l'alerte de décrochage.

Malheureusement les deux pilotes aux commandes n'ont pas pu récupérer la situation et l'avion s'est écrasé après environ trois minutes de chute. Ce genre d'accident remet fondamentalement en question l'idée de confier en plus grande partie le contrôle d'un système complexe, avion ou réacteur nucléaire, à un système informatique. Dans le cas du réacteur CANDU, comme un accident peut survenir en une seconde, c'est un système informatisé qui contrôle le réacteur en tout temps, un opérateur humain ne pouvant pas juger une situation et intervenir en une seconde. Mais, qui n'a jamais été témoin d'une défaillance d'un système informatique ? Je reviendrai à cette question à la section 11.

-8. La grosse perte de caloporteur (PERCA), les faibles marges de sûreté

Dans un réacteur CANDU, au moins deux conditions physiques menacent l'opération sécuritaire du système très complexe. La première condition inquiétante est une brèche ou rupture soudaine dans un des centaines de tuyaux sous haute pression en alliage de zirconium-niobium, tuyaux qui confinent les grappes de combustible d'oxyde d'uranium et qui traversent le cœur du réacteur. Une brèche ou rupture peut aussi se produire dans un des centaines de tuyaux d'accès en acier qui font circuler l'eau de refroidissement dans le système primaire sous haute pression. Une brèche ou rupture d'un tuyau sous haute pression déclenche ce qu'on appelle une PERCA pour perte de caloporteur, celui-ci étant de l'eau lourde dans le CANDU. Il faut noter que la longueur totale des tuyaux sous haute pression est environ 6 kilomètres dans un CANDU.

La CCSN et l'industrie nucléaire canadienne ont réalisé des recherches considérables sur ce qu'on appelle *la grosse PERCA*, c'est-à-dire une rupture soudaine dans le système primaire sous haute pression. La physique des neutrons dans le réacteur CANDU est comme la grosse PERCA déclencherait l'apparition d'une impulsion de surpuissance nucléaire thermique. L'amplitude de cette impulsion pourrait atteindre 10 fois la puissance nucléaire thermique normale et durer environ deux secondes.

Cette impulsion de surpuissance est le résultat de la faiblesse de conception fondamentale du réacteur CANDU, c'est-à-dire le coefficient positif de réactivité nucléaire dû au vide, en anglais « *the positive coolant void reactivity coefficient (positive CVR)* ». En présence d'une grosse perte de caloporteur, c'est-à-dire d'eau lourde de refroidissement, suffisamment d'énergie thermique peut être déposée dans le cœur du réacteur pour commencer à faire fondre les tuyaux de zirconium-niobium. Une fois que les tuyaux commencent à fondre la fonction de refroidissement est compromise et un accident grave peut s'ensuivre.

Dans le langage technique de la CCSN, des «*marges de sûreté*» empêcheront, espère-t-on, une grosse PERCA de causer un accident grave avec fusion du cœur. En mars 2011, j'ai soumis au nom du *Mouvement vert Mauricie* un article au *Joint Review Panel* concernant la proposition de deux nouveaux réacteurs nucléaires à Darlington. Dans cet article, j'ai cité le verbatim de nombreux extraits de plusieurs rapports de la CCSN touchant la question des marges de sûreté. Ces extraits montrent que les marges de sûreté pour l'opération sécuritaire d'un réacteur CANDU sont faibles, presque au point d'être inacceptables.

Voici un exemple de ce que j'ai écrit dans mon article concernant Darlington, cette fois traduit de mon anglais original.

Un autre rapport de la CCSN, identifié par E-DOCS # 3336957, daté août 2009 et intitulé « *Information and Recommendations from Canadian Nuclear safety Commission Staff regarding*

Bruce Power, Approval to Reload Fuel for Bruce A Units 1 and 2, in preparation for its one-day public hearing to be held on October 1st 2009. » Dans la citation ci-dessous le mot « derated » se réfère au fait que la puissance du réacteur a été diminuée à 93% de sa puissance nominale par ordre de la CCSN. Ma traduction en français suit l'anglais original de la CCSN.

Citation: *« Since the mid 1990's, Bruce A and B reactors have been derated because of issues related to the large Loss of Coolant design basis accident (LLOCA). Current predictions of energy depositions (power pulse) in the fuel during the first two seconds of this postulated event are far greater than the predictions of the early 1990s. Furthermore rates of power increases typical of prompt critical regimes are now being predicted. While the regulatory requirements continue to be met for this event, this situation has led to a reduction in large LOCA safety margins and thus to a vulnerability of the predicted consequences to discovery issues, and to concerns regarding validation of physics codes in the prompt critical regime ».*

Traduction: *« Depuis le milieu des années '90, les réacteurs des centrales Bruce A et Bruce B ont été soumis à une réduction de puissance à cause des problèmes reliés aux accidents prévisibles dans le cas d'une grosse PERCA. Les prédictions courantes de déposition d'énergie (l'impulsion de puissance) dans le combustible durant les deux premières secondes d'un tel événement postulé sont beaucoup plus importantes que les prédictions des années 1990. De plus, le taux d'augmentation de la puissance est maintenant prédit comme étant typique du régime prompt critique. Bien que les exigences de la réglementation soient satisfaites pour ce genre d'événement, cette situation a comme conséquence une réduction des marges de sûreté dans le cas de la grosse PERCA et à une vulnérabilité envers les conséquences de nouveaux problèmes qui pourraient être découverts. Autre conséquence : des inquiétudes concernant la validation des logiciels modélisant la physique du réacteur dans le régime prompt critique. »*

Le lecteur peut observer à nouveau le rôle important joué par les logiciels pour simuler la physique des réacteurs nucléaires. Dans ses nombreux rapports, la CCSN a souvent incité les propriétaires de réacteurs CANDU à réaliser des mesures expérimentales afin de valider les logiciels de simulation utilisés. Des citoyens prudents partageront avec les experts de la CCSN les «*inquiétudes concernant la validation des logiciels la physique du réacteur dans le régime prompt critique.*»

-9- Dangereuse accumulation de dommages subis par le combustible nucléaire

Une deuxième condition physique inquiétante est l'accumulation de dommages subis par le combustible nucléaire, l'oxyde d'uranium confiné par des tuyaux en alliage de zirconium-niobium. Étant donné la complexité du contrôle du nuage de neutrons dans un réacteur CANDU, la question suivante peut en toute légitimité être posée : dans l'opération quotidienne d'un réacteur CANDU est-ce que le logiciel de contrôle contribue à la préparation d'un accident grave ? Cette question est justifiée par le fait que les fluctuations temporelles et spatiales de la densité neutronique peuvent causer des excès de température dans certaines parties du cœur, ce qui endommage le combustible nucléaire. L'accumulation de dommages infligés aux grappes de combustible dans un tuyau sous haute pression peut nuire au refroidissement, ce qui vient exacerber le problème de l'endommagement. On peut poser la question : est-ce que ce phénomène peut faire boule de neige et causer un accident grave ?

Ce problème de dommage aux grappes de combustible a été traité dans un article intitulé « *CNSC Fuel Oversight Programme* » et présenté par les chercheurs de la CCSN A. El-Jaby, K.

Conlon, W. Grant et M. Couture à la 11th International Conference on CANDU Fuel à Niagara Falls, les 17-20 Octobre 2010

(voir http://media.cns-snc.ca/uploads/event_data/candu_fuel_2010/proceedings_updates/W2_-_Ali_EL-JABY-revised-.pdf).

Les deux premiers paragraphes de l'article affirment ceci (ma traduction suit):

« The safety issue which triggered Generic Action Item 94G02 – Impact of Fuel Bundle Condition on Reactor Safety (hereafter referred to as GAI-94G02) stems from the fact that, in some instances, the condition and degree of degradation of fuel bundles discharged from CANDU reactors was not what was expected and accounted for in the design, operation, and safety analysis of these reactors [1].

Excessive (or unexpected) bundle degradation typically manifests in the form of end-plate cracking, end-cap separation, extensive bundle deformation, sheath strain, as well as abnormally high degrees of wear in the spacer pads, bearing pads, and sheath material. Moreover, increased occurrences of defective fuel lead to higher than expected quantities of oxidized fuel and fission products released into the primary heat transport system (PHTS). Lastly, fuel bundle degradation is often associated with fretting and scratching of pressure tubes, the effects of which are compounded by other factors such as pressure tube diametric and axial creep. »

Traduction: *«La question problématique qui a déclenché le Generic Action Item 94G02 – Impact of Fuel Bundle Condition on Reactor Safety (à laquelle on se réfère ci-dessous par GAI-94G02) provient du fait, dans certains cas, que la condition et le niveau de dégradation des grappes de combustible retirées des réacteurs CANDU n'étaient pas ce qui était attendu et calculé dans la conception, l'opération, et l'analyse de sûreté de ces réacteurs [1].*

La dégradation excessive (ou inattendue) des grappes de combustible se manifeste sous la forme de fissures dans les embouts, de séparation des embouts, de déformation considérable des grappes, d'étirement des gaines, et en plus par un niveau élevé d'usure dans les blocs d'espacement, les blocs de soutien, et les gaines. De plus, la fréquence plus élevée de combustible défectueux a comme résultat l'introduction de quantités plus grandes que prévu de combustible oxydé et de produits de fission dans le système primaire de refroidissement (en anglais primary heat transport system, acronyme PHTS). Finalement, la déformation des grappes de combustible est souvent associée avec de la corrosion et des égratignures dans les tuyaux sous haute pression, dont les effets viennent s'ajouter à d'autres facteurs comme le fluage transverse et axial.»

Il est important de noter que la corrosion et les égratignures des tuyaux sous haute pression augmentent leur vulnérabilité envers une rupture. Dans les réacteurs CANDU, les tuyaux d'alliage de zirconium-niobium ont une épaisseur de paroi de seulement 6 millimètres. L'intense bombardement neutronique et les effets de corrosion dus au caloporteur fragilisent graduellement les tuyaux sous haute pression ; c'est pourquoi il faut les remplacer après 30 ans, ou avant. Dans la très grande majorité des réacteurs nucléaires dans le monde, le système à haute pression hébergeant le cœur est une grande cuve constituée d'acier spécial très fort. Les parois de cette cuve ont typiquement 20 centimètres d'épaisseur.

Au mois d'août 1983 un des tuyaux sous haute pression du réacteur Pickering 2 près de Toronto a subi une rupture soudaine sur deux mètres de longueur. Les opérateurs ont improvisé et ont réussi à empêcher qu'un accident grave se produise. Néanmoins, à cause de cet accident, le réacteur a été mis en arrêt pendant cinq ans afin que l'on puisse remplacer tous ses tuyaux sous haute pression. Les parois relativement minces des réacteurs CANDU les rendent beaucoup plus vulnérables à la rupture que les parois relativement épaisses des réacteurs à grande cuve.

-10. Vieillesse des équipements et des structures

L'accumulation de dommage dans les grappes de combustible d'oxyde d'uranium est un sujet d'inquiétude. À cause de ce phénomène d'endommagement la CCSN a mis en place un programme d'examen périodique du combustible irradié (en anglais, on dit souvent « *the spent fuel* »). Mais ce n'est pas toutes les grappes de combustible qui peuvent être examinées en tout temps, de sorte qu'il est légitime de poser cette question à la CCSN : est-ce qu'un endommagement avec effet de boule de neige dans une partie du cœur pourrait déclencher un accident grave dans un réacteur CANDU? Autrement dit, est-ce que ce phénomène d'endommagement des grappes de combustible peut être interprété comme une démonstration de la faiblesse des logiciels de modélisation et de contrôle des réacteurs CANDU? En permettant des fluctuations temporelles et spatiales importantes de la densité de neutrons, ces logiciels non-perfectionnés ne contribuent-ils pas à la préparation d'un accident grave dans un CANDU?

Une réponse partielle à ces questions a peut-être été déjà donnée par la CCSN dans l'important rapport de 268 pages du mois d'août 2009. Les pages 95 à 124 de ce rapport ont été consacrées à l'impact du vieillissement sur la sûreté de l'opération. Sous l'effet du bombardement neutronique les tuyaux sous haute pression en alliage de zirconium-niobium deviennent fragiles, s'allongent dans les directions axiale et transverse, ce qui diminue l'efficacité du refroidissement.

Un sujet de vive inquiétude est le problème de l'accumulation de dommage aux grappes de combustible, ce qui peut causer un blocage de la circulation d'eau de refroidissement. Ce blocage peut entraîner la fonte du combustible et des tuyaux. Voici ce que la CCSN a écrit à la section 7.9 du rapport d'août 2009, cette section étant intitulée « *Molten Fuel/Moderator Interaction* ». Après la citation originale en anglais ma traduction suivra. Dès le début on peut lire à la page 21:

« *Severe flow blockage in a fuel channel, or flow stagnation, could potentially lead to fuel melting and ejection of molten fuel into the moderator. The primary concerns of GAI 95G01 are the ejection mechanism, and the subsequent interaction of the molten fuel with the moderator. There are uncertainties in the nature of the interaction between the molten material and the D2O in the moderator (forced interaction vs free interaction). The extent of the damage to the shutdown rods, fuel channels, other core internal and the calandria itself depends on the nature of this interaction.* »

Traduction : « *Le blocage prononcé de la circulation d'eau dans un tuyau contenant du combustible, ou son ralentissement, pourrait potentiellement causer la fusion du combustible et l'éjection de combustible fondu dans l'eau du modérateur. Les inquiétudes principales de ce Generic Action Item (GAI) sont le mécanisme d'éjection et l'interaction subséquente du combustible fondu avec l'eau du modérateur. Il y a des incertitudes dans la nature de l'interaction entre les matériaux fondus et l'eau lourde (D₂O) du modérateur (interaction dite*

«forcée» ou interaction dite «libre»). L'étendue du dommage qui serait infligé aux barreaux d'arrêt du réacteur, aux tuyaux de combustible, à d'autres éléments internes du cœur du réacteur, ainsi qu'à la calandre elle-même, dépend de la nature de cette interaction.»

Dans un réacteur CANDU la calandre est une grande cuve contenant de l'eau lourde qui sert à modérer les neutrons de fission, ce qui augmente leur efficacité à fissionner l'uranium-235 et le plutonium-239. Les tuyaux de pression, qui sont horizontaux dans les CANDU en fonction (ils étaient verticaux dans le réacteur Gentilly-1) traversent la calandre et baignent dans l'eau lourde. La CCSN a écrit de plus à la page 22:

« High-pressure ejection of molten fuel into the subcooled moderator may occur during an in-core Loss of Coolant Accident (LOCA) that follows a stagnation feeder break or severe flow blockage, possibly leading to a steam explosion. The additional loads due to molten fuel/metal interaction may cause impairment of the shutdown function (failure of Special Shutdown System SDS-1 rods guide tubes). In addition, the fuel cooling function may be impaired if several channels consequentially fail due to loads generated during the molten fuel/metal interaction.

The issue is that there are uncertainties in the nature of the interaction between molten material and the moderator fluid. Therefore the primary risk area related to this issue is « Negative Impact on Safety ». If the shutdown function or the cooling function fails, there is a significant likelihood that design basis accidents may propagate to severe core damage. As the containment integrity is not expected to be challenged, the public doses are not expected to be significant ».

Traduction : « L'éjection à haute pression de combustible fondu dans l'eau tiède du modérateur peut survenir durant un accident avec perte de caloporteur (PERCA) qui arrive à la suite du bris d'un tuyau d'accès en stagnation ou en blocage prononcé, ce qui pourrait potentiellement causer une explosion de vapeur. Les forces supplémentaires générées par cette interaction avec le combustible et les métaux fondus peuvent empêcher la fonction d'arrêt d'urgence SDS-1 (défaillance des tuyaux contenant les barreaux du Special Shutdown System SDS-1). De plus, la fonction de refroidissement peut être empêchée si plusieurs tuyaux sous haute pression sont endommagés par les forces provenant de l'interaction avec le combustible et les métaux fondus.

Le problème c'est qu'il y a des incertitudes concernant la nature de l'interaction entre les matériaux fondus et l'eau du modérateur. Il s'ensuit que le domaine principal de risque relié à cette question est décrit par l'expression « Negative Impact on Safety » (impact négatif sur la sûreté). Si la fonction d'arrêt d'urgence ou la fonction de refroidissement fait défaut, il y a une probabilité appréciable que des accidents prévisibles dégénèrent en accidents impliquant des dommages graves au cœur du réacteur. Comme on s'attend à ce que le confinement physique tienne le coup, on calcule que les doses radiologiques de dommage biologique imposées au public ne seront pas significatives.»

La dernière phrase de la CCSN exprime l'espoir que l'explosion de vapeur dont on parle ne serait pas assez forte pour faire une brèche dans le confinement physique du réacteur, lequel est constitué par un mètre de béton armé. Ainsi, la quantité d'éléments radioactifs relâchés dans l'environnement serait beaucoup moindre qu'à Fukushima.

À la page 115 de la section traitant la *RIDM Issue Definition PF 18* la CCSN écrit ceci:

« Concerns during post-dryout operation of fuel arise from:

-1- Fuel cooling deterioration leading to fuel element and fuel bundle deformation that could aggravate the fuel cooling deterioration;

-2- Potential for pressure tube rupture as a result of severe fuel bundle deformation in which hot outer ring elements contact the pressure tube.

Existing safety analysis predictions of no fuel failure or no pressure tube failure lack confidence, since the models do not account for fuel bundle deformation that could affect heat transfer from fuel elements or cause fuel-element/pressure-tube contact that might lead to consequential pressure tube rupture or for feedback between thermal-hydraulics and fuel bundle behaviour. »

Ce qu'on appelle «post-dryout» (en français *post-assèchement*) se réfère à une condition où les grappes de combustible sont tellement chaudes que l'eau de refroidissement se vaporise et devient inefficace à refroidir le combustible.

Traduction : «Les inquiétudes durant l'opération post-assèchement (post-dryout) du combustible ont les origines suivantes :

-1- La détérioration du refroidissement du combustible qui cause une déformation du combustible et des grappes de combustible, ce qui à son tour vient aggraver la détérioration du refroidissement;

-2- La rupture potentielle d'un tuyau sous haute pression qui serait causée par une déformation prononcée d'une grappe de combustible qui aurait pour effet le contact des éléments très chauds en périphérie avec le tuyau à haute pression.

À la page 121 la CCSN fait preuve de rigueur quand elle écrit en caractères gras :

« *The knowledge base for post-dryout fuel, fuel bundle and pressure tube behaviour, in support of the current safety case may be inadequate. »*

Traduction: «*La base de connaissances pour le cas du combustible en condition après-assèchement (post-dryout), pour le comportement des grappes de combustible et des tuyaux à haute pression, n'est peut-être pas adéquate pour soutenir des affirmations courantes quant à la sûreté.*»

Finalement à la page 122 le CCSN écrit ceci:

« Consequential pressure tube failure may lead to loss of a barrier to fission product release (if not already breached due to the initiating event), lead to severe core damage and loss of coolable geometry. Maintenance of a coolable geometry is a fundamental safety principle. »

Traduction : *« La conséquence d'une défaillance d'un tuyau à haute pression peut causer la perte de la barrière empêchant l'émission d'éléments radioactifs (à moins que cette barrière ait déjà été rompue par l'événement initiateur de l'accident) ; cette défaillance peut causer un dommage grave au cœur du réacteur et la perte d'une géométrie permettant le refroidissement. Le maintien d'une géométrie permettant le refroidissement est un principe fondamental de sûreté.»*

Cette brève conclusion écrite par les experts nucléaires de la CCSN souligne bien le sérieux de l'accumulation de dommage aux grappes de combustible nucléaire.

-11. Problèmes de logiciels

Il y a de nombreuses références aux incertitudes qui affectent les logiciels de simulation et de contrôle des réacteurs CANDU. Voici un exemple pris de la page 136 du rapport annuel sur le rendement intitulé «*Évaluation intégrée en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada par le personnel de la CCSN : 2009*» et identifié par INFO-0809 à la CCSN :

« Les questions relatives aux grosses PERCA

Quatre des questions de sûreté liées aux réacteurs CANDU ont rapport aux grosses PERCA : deux d'entre elles ont trait au comportement du combustible et les deux autres ont trait à la réactivité positive due au vide entraînée par les conditions qui prévalent suite à de grosses PERCA. La grosse PERCA servant d'accident de dimensionnement est l'un des accidents les plus difficiles à analyser dans le cas des réacteurs CANDU parce qu'il existe toujours d'importantes incertitudes concernant plusieurs aspects du fonctionnement du réacteur en conditions d'accident et sa modélisation informatique. Un groupe de travail conjoint CCSN/secteur nucléaire a été établi pour résoudre ces questions et il a préparé en 2009 un document qui expose les grandes lignes de deux méthodes possibles pour en arriver à une solution.»

Le lecteur prudent notera les «*importantes incertitudes*» concernant le fonctionnement du réacteur et sa modélisation informatique. Plus loin sur la page 136 la CCSN écrit :

« Méthode d'analyse des surpuissances neutroniques et locales

Les paramètres de protection contre les surpuissances neutroniques et de protection contre les surpuissances locales ont pour objet de déclencher un arrêt du réacteur, pour des états analysés du réacteur, avant l'assèchement du combustible. Ces paramètres sont établis de sorte à prévenir tout dommage possible au combustible, principalement en cas de pertes de régulation lentes. Un fonctionnement inadéquat de ces paramètres peut entraîner des ruptures de gaines du combustible dans un nombre important de canaux de combustible avant que le réacteur ne soit arrêté par l'action d'autres paramètres de déclenchement. »

On peut voir dans ces deux paragraphes la difficulté de développer des logiciels de simulation et de contrôle qui peuvent accomplir à un très haut niveau de confiance les deux tâches suivantes : -1- informer les opérateurs de réacteurs CANDU de ce qui peut arriver dans des conditions d'accident -2- très bien contrôler le nuage de neutrons pour éviter l'accumulation de dommage aux grappes de combustible par le biais des fluctuations de la densité de neutrons.

Le premier avril 2011, l'ingénieur en systèmes informatiques Louis Bertrand, de Bowmanville en Ontario, a présenté un mémoire sur le projet de construction de deux nouveaux réacteurs CANDU à la centrale de Darlington près de Toronto. Louis Bertrand a expliqué les difficultés sournoises qui accompagnent les systèmes complexes où l'instrumentation de mesures et de contrôle comporte des logiciels. Ce domaine de la technologie a connu de nombreux accidents causés par des problèmes de logiciels, accidents qui ont parfois causé des morts. Louis Bertrand a aussi souligné que l'électronique est endommagée par le rayonnement, en particulier

dans l'environnement très radioactif qui prévaut à l'intérieur de l'édifice abritant un réacteur nucléaire.

Le rapport annuel de la CCSN pour 2007 sur le rendement des réacteurs canadiens a rapporté un exemple de problème de contrôle informatisé concernant l'opération du réacteur Gentilly-2 à Bécancour. À la section E.7.1, page 157, du rapport identifié par la CCSN comme étant INFO-0770 on peut lire ceci :

«E.6 Rapports des faits saillants à Gentilly-2

E.6.1 Arrêt manuel d'un système d'arrêt d'urgence à Gentilly-2

E.6.1.1 Description initiale (CMD 07-M10)

Le personnel de la CCSN a été avisé vers 8 h, le 25 janvier 2007, de l'arrêt du réacteur à la suite du déclenchement manuel du système d'arrêt d'urgence 1.

Le matin du 25 janvier, aux environs de 5 h 30, l'ordinateur X a affiché des valeurs irrationnelles de la puissance du réacteur et exhibé un fonctionnement erratique de plusieurs programmes de contrôle. Le transfert automatique des programmes de contrôle à l'ordinateur Y ayant échoué, le chef de quart a pris la décision de déclencher manuellement le système d'arrêt d'urgence 1. À la suite de l'échec du redémarrage de l'ordinateur X, un transfert manuel à l'ordinateur Y de tous les programmes de contrôle de la centrale a été effectué.

L'enquête menée par le titulaire de permis a révélé qu'une carte analogique défectueuse était la raison du fonctionnement anormal de l'ordinateur X. La carte a été remplacée et les programmes de contrôle ont été redémarrés. Le fonctionnement de l'ordinateur X est redevenu normal et celui-ci était à nouveau disponible pour toutes les fonctions de contrôle et d'affichage. Une fois toutes les vérifications effectuées, le réacteur a été rétabli à pleine puissance le 27 janvier 2007.

La CCSN estime que cet incident n'a pas eu d'effets négatifs sur la centrale, les employés, le public ou l'environnement. Le personnel de la CCSN s'est dit satisfait de la démarche suivie par le titulaire de permis ainsi que de l'analyse de l'événement et de la mise en oeuvre des mesures correctives.»

Dans l'analyse de cet incident, Hydro-Québec et la CCSN ne semblent pas s'être inquiétés du fait que le transfert automatique de programmes (i.e. logiciels) a échoué. Pour ce qui est du commentaire où «le personnel de la CCSN s'est dit satisfait de la démarche suivie ...» on peut se demander s'il ne dénote pas une certaine complaisance de la part de la CCSN ? Il me semble que dans le domaine de la sécurité aérienne les autorités réglementaires auraient été beaucoup plus exigeantes par rapport aux démarches à prendre pour mieux comprendre en profondeur les problèmes informatiques et les mesures à prendre pour les corriger.

Voici un autre exemple de défaillances inquiétantes des moyens physiques à Point Lepreau.

«E.7 Rapports des faits saillants à Point Lepreau

E.7.1 Déclenchement des deux systèmes d'arrêt d'urgence à Point Lepreau

E.7.1.1 Description initiale (CMD 07-M38)

Le 24 septembre 2007, aux environs de 22 h, alors que le réacteur fonctionnait à puissance élevée (90 % de la pleine puissance), un arrêt imprévu de la centrale s'est produit lorsque le système d'arrêt d'urgence 1 et le système d'arrêt d'urgence 2 ont été déclenchés à la suite de la détection de surpuissances locales dans le coeur du réacteur. L'événement s'est produit lorsqu'une anomalie dans l'indication de niveau du système des barres liquides (indication erronée) a entraîné le retrait du coeur du réacteur d'un ensemble de barres de compensation. Le retrait a été activé par le système de régulation du réacteur lorsque l'indication du niveau moyen des barres liquides (indication erronée) a baissé en deçà de 20 %. Le changement à la configuration des mécanismes de réactivité a entraîné des augmentations localisées dans la puissance du réacteur qui ont été détectées par le système d'arrêt d'urgence 1 et le système d'arrêt d'urgence 2 qui y ont mis fin.

Le personnel d'Énergie nucléaire Nouveau-Brunswick a attribué la cause de l'anomalie à un manque de stabilité de la pression dans le collecteur d'équilibrage du système des barres liquides, ce qui a causé l'instrumentation du système des barres liquides à générer des indications de bas niveau erronées.

E.7.1.2 Suivi (CMD 08-M21.D)

En se fondant sur le fait que le contrôle global de la puissance du réacteur continuait d'être assuré par le système de régulation au moyen des organes de commande des barres liquides et du mouvement des barres de compensation, le personnel d'Énergie nucléaire Nouveau-Brunswick a conclu que l'événement ne constituait pas une défaillance grave de système fonctionnel. D'autres mécanismes de réactivité, comme les barres d'absorption, étaient également disponibles pour limiter la puissance du réacteur. Le personnel de la CCSN est d'accord avec cette évaluation. Il s'est dit également satisfait de la démarche suivie par le titulaire de permis pour mettre en oeuvre toute mesure corrective requise.»

On voit clairement dans cet événement à Point Lepreau la défaillance de certains équipements et l'entrée en jeu des systèmes d'arrêt d'urgence, cette fois avec succès. Mais en sera-t-il toujours ainsi?

Ces deux épisodes soutiennent la thèse de Louis Bertrand évoquée ci-dessus. C'est une expérience très souvent vécue dans le monde de la haute technologie que les opérateurs, et les superviseurs, développent un très haut niveau de confiance envers la technologie électronique, informatique et mécanique, confiance qui est ébranlée de temps en temps par des événements genre Three Mile Island, Chernobyl et Fukushima.

-12. Interprétation de la décision de juin 2011 de la CCSN

Je vais donner maintenant mon interprétation de la décision de la CCSN annoncée le 29 juin 2011 que la Commission accorde à Hydro-Québec un permis d'exploitation du réacteur Gentilly-2 valable jusqu'au 30 juin 2016, ce qui inclut le permis d'entreprendre les travaux de réfection de ce réacteur. Je donne d'abord les éléments essentiels du document de décision de la CCSN, puis j'ajoute certains détails historiques, et je donne mon interprétation de la décision.

Le document de la CCSN (disponible sur le site www.nuclearsafety.gc.ca sous la date 29 juin 2011) intitulé «Compte rendu des délibérations, y compris les motifs de décision» annonce dans un encadré à la section 14 ceci :

« Par conséquent, conformément à l'article 24 de la Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires, la Commission renouvelle et fusionne les permis d'exploitation d'un réacteur nucléaire de puissance d'Hydro-Québec PERP 10.00/2011 pour l'exploitation de la centrale nucléaire de Gentilly-2, et PEIDW4-319.00/2011 pour l'exploitation d'une installation de déchets radioactifs. Le permis fusionné, PERP 10.00/2016, est valide du 1er juillet 2011 au 30 juin 2016. »

À la section 15 la CCSN ajoute la précision suivante :

« En renouvelant ce permis, la Commission autorise également les activités reliées à la réfection de la centrale nucléaire de Gentilly-2. »

À la section 1 qui constitue le premier paragraphe de l'introduction, la CCSN écrit à la fin de ce paragraphe :

« En outre, Hydro-Québec a demandé de continuer de se soustraire jusqu'au 31 décembre 2011 à la clause 6.4.4 de la norme S-99, Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires² permettant ainsi le report de la soumission de son rapport d'analyse de sûreté révisé pour le réacteur nucléaire de Gentilly-2. »

Il faut savoir que le *Rapport d'analyse de sûreté* révisé est normalement une exigence de la CCSN avant d'accorder un renouvellement de permis. Ces *Rapports d'analyse de sûreté* sont normalement fournis tous les trois ans. Ayant soumis son dernier rapport en 2005, Hydro-Québec devait normalement soumettre ce rapport en décembre 2008 mais l'avait fait reporter au 31 décembre 2010. Au début de 2011 Hydro-Québec a obtenu de la CCSN la permission de retarder ce rapport jusqu'au 31 décembre 2011.

Comme la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires de 1997* n'est pas respectée par une décision de la CCSN d'approuver la réfection sans avoir *au préalable* reçu, et encore moins avoir analysé, le *Rapport d'analyse de sûreté* d'Hydro-Québec, la CCSN invoque le recours à l'article 7 de la *Loi*, qui dit ceci :

« 7. La Commission peut, en conformité avec les règlements, soustraire, de façon temporaire ou permanente, à l'application de la totalité ou d'une partie de la présente loi ou de ses règlements une activité, une personne, une catégorie de personnes ou une quantité déterminée de substance nucléaire. »

La CCSN nous a donc fait découvrir le 29 juin 2011 que la loi qui l'a constituée lui donne le privilège de ne pas appliquer cette loi ! Les lecteurs et lectrices doivent réaliser quel pouvoir énorme a été inscrit dans l'Article 7. En ayant recours à cet article 7, qui devrait s'appliquer à des circonstances bien spéciales, peut-on penser, la CCSN se met en contradiction totale avec sa mission qui est définie par cette *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires de 1997*.

Un autre élément qui vient ajouter du piquant à cette histoire est la phrase suivante à la section 8 :

«La Commission s'attend fortement qu'Hydro-Québec commence les activités de réfection aussitôt que possible, si elle est décidée à s'engager dans cette voie.»

L'ancienne présidente de la CCSN, Mme Linda Keen, avait souvent exprimé une attitude différente en déclarant que ce n'était pas la mission de cet organisme de vendre des réacteurs nucléaires.

On peut se demander pourquoi Hydro-Québec éprouve tant de difficulté à rédiger son Rapport d'analyse de sûreté révisé ? La raison remonte à l'époque où Linda Keen était présidente de la CCSN. Mme Keen avait beaucoup insisté, et pris des mesures, pour que les normes de sûreté nucléaire canadiennes soient rehaussées au meilleur niveau international. Suite aux efforts de Linda Keen et de son équipe à la CCSN, des nouvelles normes ont été formellement adoptées par la CCSN en juin 2008. Depuis juin 2008 les nombreux documents de réglementation de la CCSN contiennent des clauses obligeant les firmes propriétaires de réacteurs CANDU à prévoir des modifications pour améliorer la sûreté, pour les nouveaux réacteurs et pour les réacteurs en réfection.

Les réacteurs CANDU avaient encore en décembre 2010 au moins cinq problèmes de sûreté en cours, et en attente de solution. Comme j'ai expliqué ci-dessus, les dangereuses faiblesses de conception des réacteurs CANDU rend très difficile le travail de les modifier pour rehausser leur niveau de sûreté au niveau des meilleures normes internationales. Le fait est que la CCSN a eu recours à l'Article 7, ce qui signifie essentiellement «ignorez la Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires», afin de permettre la réfection de Gentilly-2. Ce fait inquiétant confirme le mauvais état dans lequel se trouve la technologie CANDU.

Mon interprétation. On peut d'abord faire appel à la logique suivante. Quand la CCSN invoque l'Article 7, elle annule automatiquement l'effet de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*. La sûreté n'étant plus, ou étant moins, la base de la décision en faveur de la réfection de Gentilly-2, on peut se demander quel autre élément prend sa place ?

Une réponse assez évidente a été maintes fois donnée par les promoteurs du nucléaire : les emplois. Au Québec on parle de 800 emplois à Gentilly-2, mais en Ontario le lobby nucléaire a avancé le chiffre de 20 000 emplois. C'est peut-être le hasard qui a fait coïncider l'annonce de la décision de la CCSN avec l'annonce de la vente de EACL à SNC-Lavalin, mais il est bien connu que cette firme s'est prononcée en faveur de la réfection de Gentilly-2.

L'ironie de cette histoire est que la CCSN a toujours refusé d'accepter des arguments de nature économique dirigés contre les projets nucléaires. En mettant de côté la sûreté par son recours à l'Article 7, la CCSN semble maintenant fonder sur des facteurs économiques sa décision de permettre la réfection de Gentilly-2, un réacteur conçu dans les années '60 et '70 à une époque où la science nucléaire canadienne n'était pas suffisamment mature pour faire fonctionner correctement le réacteur Gentilly-1.

Avec cette décision, la CCSN annonce malheureusement au public canadien qu'elle ne fait pas toujours de la sûreté sa priorité, contrairement à ses affirmations. Cette situation augmente le niveau de crainte qu'un public bien informé pourrait entretenir contre le projet de réfection. Il est inquiétant de constater que le «chien de garde nucléaire» canadien n'écoute plus Linda Keen.

Conclusion

En guise de conclusion que l'on peut tirer de cet aperçu des problèmes de sûreté des réacteurs CANDU, on peut citer le premier paragraphe du sommaire exécutif du rapport d'août 2009 de 268 pages de la CCSN. Les auteurs ont écrit:

« Regulatory and industry experience with operating CANDU reactors has led to the identification of several generic Safety Issues. Despite continuing efforts directed at ensuring and enhancing safety of operating plants, these Safety Issues remain at various stages of resolution. »

Traduction: *« L'expérience du régulateur et de l'industrie avec les réacteurs CANDU a permis d'identifier plusieurs questions problématiques de sûreté. En dépit des efforts prolongés consacrés à assurer et à améliorer la sûreté des réacteurs en opération, ces questions problématiques de sûreté demeurent à divers stades de résolution. »*

À la suite de la catastrophe de Fukushima, il est très clair dans l'esprit de la majorité des gens dans les pays technologiquement avancés, y inclus au Canada, que les réacteurs nucléaires sont dangereux, en fait très dangereux. Si Point Lepreau et Gentilly-2 sont reconstruits, une menace nucléaire bien connue et effrayante serait suspendue sur cinq provinces canadiennes et sur plusieurs états voisins américains. Les pertes financières associées à la catastrophe de Fukushima sont maintenant estimées à 200 milliards de dollars, ce qui n'est pas une somme que même le gouvernement du Canada pourrait facilement absorber. De plus le niveau de souffrance humaine infligée par un accident grave de CANDU, maintenant reconnu par la CCSN comme étant possible, serait incalculable. La probabilité d'un tel accident est sujette à de l'incertitude, mais ce qui est certain c'est qu'au moins la moitié des gens habitant une région qui héberge un réacteur nucléaire ont des craintes à son égard.

Puisque c'est maintenant les facteurs économiques qui semblent jouer un rôle dominant pour les décisions touchant la réfection d'un CANDU, que chaque canadien et canadienne considère attentivement ce que l'Association of Major Power Consumers of Ontario (AMPCO) a dit au sujet des réacteurs CANDU de OPG lors de leur témoignage devant le Ontario Energy Board le 21 juillet 2008. Je cite :

« OPG's nuclear generation facilities constitute the second, sad part of the story. The nuclear tale is a tragedy featuring a long, sorry litany of technological and operational failures characterized by prolonged inferior performance at exorbitant and rapidly escalating costs - all of which fall upon Ontario ratepayers. This dismal situation has led AMPCO to conclude that OPG's nuclear business is a story that is more akin to an exercise in palliative care of uneconomic and unsustainable CANDU technology as opposed to reflecting a business unit characterized and driven by economic sustainability and renewal. »

Traduction: *« La génération nucléaire d'électricité par OPG constitue la deuxième et triste partie de l'histoire. L'histoire nucléaire est une tragédie qui est une longue et décevante litanie de défaillances techniques et opérationnelles, lesquelles ont donné lieu à une performance médiocre sur de longues périodes et à des coûts exorbitants et en augmentation rapide – ce qui alourdit le fardeau financier des clients d'OPG. Cette triste situation a conduit AMPCO à conclure que la partie nucléaire d'OPG est plutôt l'histoire de soins palliatifs prodigués à une technologie CANDU non-rentable et sans avenir, et non pas l'histoire d'une technologie rentable et en renouvellement. »*

La citation (en anglais) provient du paragraphe 3 du document identifié par le OEB sous le numéro de fichier EB-2007-0905, daté du 21 July 2008, corrigé le 25 July 2008.

Les alternatives. Le danger nucléaire au Canada pourrait être mis de côté par le développement des énergies renouvelables. C'est la forte tendance dans le monde en ce moment. La puissance éolienne installée dans le monde a dépassé en 2010 le cap des 200 gigawatts (GW) en termes de puissance crête. Le taux annuel d'augmentation est environ 20%. En 2010, la production éolienne d'électricité a été de 65 terawatt-heures (TWh) ce qui est 3% du total électrique mondial.

Encore plus prometteur à cause de sa flexibilité et de son étendue géographique est l'électricité solaire photovoltaïque (PV). La puissance crête PV a dépassé le cap de 15 GW cette année 2011 et son taux annuel de croissance est plus de 30%. Comme le prix de l'électricité PV décroît depuis des décennies, tandis que le prix de l'électricité nucléaire n'a cessé d'augmenter, il avait été prévu par plusieurs économistes que les deux atteindraient la parité en 2010-2011. Cette parité de prix milite en faveur du solaire PV et contre le nucléaire.

Le grand avantage du solaire PV est qu'il peut être installé sur les toits des maisons et édifices, sur les façades des édifices, au-dessus des terrains de stationnement et sur les terrains vagues dans ou près des villes. Les réseaux électriques se transforment de plus en plus en réseaux dits «*intelligents*». Un réseau électrique intelligent peut s'adapter à des sources fluctuantes d'énergie électriques comme l'éolien et le solaire.

Il est important de noter que les panneaux solaires PV produisent de l'électricité au maximum sous le soleil, mais, sous les nuages, la puissance électrique PV est encore présente, quoique cinq fois moindre environ. Avec les batteries à haute capacité qui ont été développées pour les autos électriques il sera possible à l'avenir de stocker dans les maisons et édifices assez d'énergie électrique pour satisfaire les besoins essentiels comme les services Internet, le téléphone et la télévision, les signaux lumineux, les systèmes de sécurité, les hôpitaux et les usines de traitement d'eau.

Quelques notes biographiques sur Michel A. Duguay

Michel A. Duguay a étudié la physique à l'Université de Montréal où il a obtenu le baccalauréat en sciences en 1961. Un de ses professeurs était Hubert Reeves, lequel lui avait conseillé d'aller poursuivre ses études aux États-Unis. M. Duguay a suivi un programme d'études doctorales en physique à l'Université Yale dans l'État du Connecticut avec spécialité en physique nucléaire. Ayant obtenu son doctorat en 1966, Michel Duguay fut engagé par les Bell Telephone Laboratories à Murray Hill dans le New Jersey, oeuvrant dans le département de *Solid State Electronics Research*.

En 1974 Michel Duguay fut invité à aller travailler sur un projet de laser à rayons X aux Sandia National Laboratories à Albuquerque au Nouveau Mexique. Après un an sans succès dans ce projet, il entreprit un projet d'optique solaire qui obtint rapidement un bon succès. Après trois ans à Sandia, il revint aux Bell Telephone Labs en 1977, cette fois à Holmdel dans le New Jersey. Il y effectua des recherches en lasers semi-conducteurs et en photonique jusqu'en 1987.

Depuis mars 1988 M. Duguay est professeur dans le Département de génie électrique et de génie informatique à l'Université Laval. Il a réalisé des recherches sur les communications

optiques, sur la relativité restreinte (approche dite «diachronique») et l'optique quantique, et sur les bateaux solaires électriques. Michel Duguay est codétenteur de 30 brevets américains.

Depuis 2004 Michel Duguay travaille avec le *Mouvement vert Mauricie* au sein du *Mouvement Sortir le Québec du nucléaire (MSQN)* dont il est le coordonnateur.