
Gestion du cycle de combustible à la Centrale Nucléaire Gentilly-2

G. Hotte

Hydro-Québec, Service technique, Gentilly-2
6600 Côte-des-Neiges, suite 210
Montréal, Québec
H3S 2A9

G. Parent, L. Cloutier, A. Aubin, and N. Macici

Hydro-Québec, Service technique, Gentilly-2
C.P. 360
Gentilly, Québec
G0X 1G0

Résumé

Hydro-Québec, la principale compagnie responsable de la production et de la distribution d'énergie électrique au Québec (Canada), exploite un seul réacteur nucléaire sur un réseau essentiellement hydro-électrique d'une puissance d'environ 25,000 MWe. La centrale nucléaire Gentilly-2, un réacteur à tubes de force pressurisés et modéré à l'eau lourde de la série CANDU-600, ne produit que 685 MWe de la capacité totale du réseau. Cet article fait une revue générale des principales activités de gestion du combustible nucléaire et présente les particularités de leurs applications à Gentilly-2. Les sujets suivants sont traités:

- le contrôle et l'assurance de la qualité du processus de fabrication du combustible;
- l'approvisionnement en combustible;
- la gestion du combustible en pile, incluant le suivi du cœur et la stratégie de rechargement;
- la détection et le remplacement du combustible défectueux;
- la gestion du combustible usé.

Abstract

Hydro-Québec, a major electrical public utility in Canada, operates a single nuclear reactor on a grid which is mainly composed of hydroelectric plants. The Gentilly-2 pressurized heavy water reactor of the CANDU-600 series produces 685 MWe of Hydro-Québec's 25,000 MWe total capacity. The organization of nuclear-related activities is greatly conditioned by the small fraction of nuclear power on the grid. This paper

gives an overview of the Gentilly-2 experience in managing the CANDU nuclear fuel cycle in an efficient and secure manner. The following areas of fuel management are covered:

- quality assurance in fuel design and fabrication;
- fuel supply;
- in-core fuel management including core follow-up and fuel replacement strategies;
- detection and replacement of defective fuel;
- spent fuel storage.

Introduction

La centrale nucléaire Gentilly-2 est dotée d'un réacteur à tubes de force pressurisés, modéré à l'eau lourde de la série CANDU-600. Sa puissance (685 MWe) ne représente que 2.7% des 25,000 MWe installés sur le réseau de Hydro-Québec, composé essentiellement de centrales hydro-électriques situées à grande distance des centres de consommation. Bien que conçu comme centrale de base, sa production est présentement limitée pour suivre les fortes variations saisonnières de production et de consommation. Ainsi Gentilly-2 est actuellement maintenue à pleine puissance au cours d'une période hivernale d'environ 5 mois pour satisfaire les besoins du réseau. La puissance doit toutefois être réduite à 50% de sa capacité (50% PP) lorsque les crues printanières augmentent le potentiel de production du réseau hydro-électrique.

Dans ce contexte, Hydro-Québec traite dans ses services internes les principaux aspects techniques et commerciaux de la gestion du combustible nucléaire, soit:

- l'approvisionnement en concentré d'uranium;
- l'achat de services pour le traitement du concentré et la fabrication des grappes;
- la gestion du combustible en pile (le rechargement du réacteur);
- le développement de logiciels informatisés, incluant les modèles mathématiques et physiques utilisés;
- les activités spécifiques à l'exploitation du réacteur, incluant la production de cobalt, les études de sûreté ainsi

Mots-clés: réacteurs nucléaires, physique du réacteur, gestion du combustible, stratégie de rechargement, assurance qualité.

que l'analyse de la performance du réacteur et de ses systèmes de régulation.

Description du combustible

L'utilisation d'uranium naturel et le rechargement en marche déterminent deux caractéristiques importantes de la filière CANDU: un haut niveau d'économie de neutrons et un assemblage de combustible dépourvu d'éléments de contrôle ou de mesure. La grappe de combustible des CANDU-600 est constituée, tel qu'illustré à la figure 1, de 37 crayons contenant des pastilles de bioxyde d'uranium naturel enfermées dans une gaine mince de ZIRCALLOY-4 (un alliage de zirconium, étain, fer et chrome utilisé pour ses faibles propriétés d'absorption neutronique). La gaine est séparée de la pastille par une interface lubrifiante à base de graphite (CANLUB) introduite pour augmenter les tolérances mécaniques du crayon aux interactions entre les éléments. La fiche technique de la grappe utilisée à Gentilly-2 est donnée au tableau 1.

La pastille de bioxyde d'uranium et la gaine de combustible constituent les deux premières barrières de confinement des produits de fissions radioactifs. Chaque étape de fabrication d'une grappe de combustible, soit l'affinage du concentré d'uranium en poudre de UO_2 , la fabrication de la pastille, des crayons de combustible et l'assemblage en une grappe, est soumise aux normes d'assurance et de contrôle de la qualité régissant les systèmes et articles reliés à la sûreté. Le détail des procédés utilisés est bien documenté [9]. Mentionnons simplement que pour maintenir l'intégrité du confinement assuré par la gaine, la grappe de combustible doit résister aux contraintes neutroniques, mécaniques et thermiques qu'elle subit à partir de son introduction dans le réacteur jusqu'à son transfert à l'aire de stockage permanent du combustible usé.

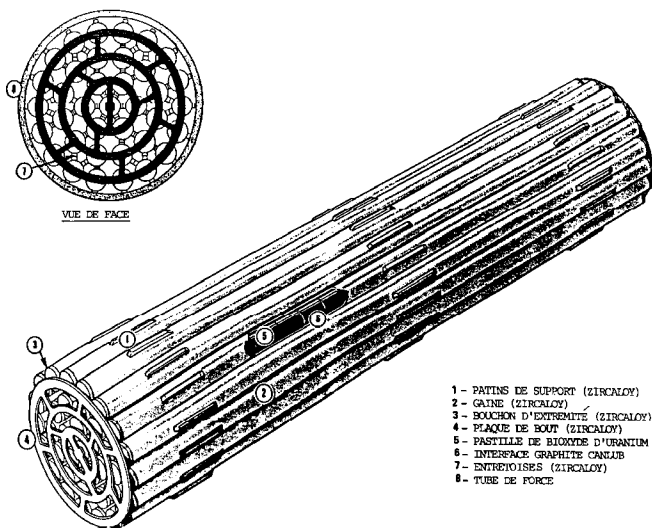


Figure 1 Grappe de Combustible à 37 Éléments

Tableau 1: Fiche Technique de la Grappe de Combustible Utilisée à la Centrale nucléaire Gentilly-2

<i>Grappe</i>	
-Longueur	495.30 + 0.75 mm
-Diamètre (maximum)	102.50 mm
-Grappes par canal	12
-Poids de la grappe	24.08 kg
-Poids d'uranium par grappe (minimum)	19.25 kg
<i>Éléments</i>	
-Nombre d'éléments par grappe	37
-Matériau de la grappe	Zircaloy 4
-Diamètre extérieur (maximum)	13.10 mm
-Diamètre intérieur (minimum)	11.45 mm
-Épaisseur de la gaine (minimum)	0.38 mm
<i>Pastilles (UO_2 fritte)</i>	
-Densité	10.50 ... 10.80 Mg/m ³
-Rapport O/U	1.995 ... 2.015
-Rapport longueur / diamètre (maximum)	1.41
-Espace libre pastille-gaine (maximum)	0.15 mm

La performance du combustible à Gentilly-2 se compare à celle observée dans les autres réacteurs CANDU. Les taux de combustion (burnup) moyen à la décharge des grappes de combustible se maintient couramment au-delà de 170 MWh/kgU (7083 MWj/tonne U), résultant en un taux de rechargement d'environ 15 grappes par jour équivalent de fonctionnement à pleine puissance (JEPP). Certaines grappes de combustible atteignent régulièrement un taux de combustion de 260 MWh/kgU (10833 MWj/Tonne U). Si ces valeurs peuvent sembler faibles par rapport à celles obtenues dans les réacteurs pressurisés à eau légère des filières américaine ou française (PWR), il est important de noter que le coût de l'élément CANDU est de trois à quatre fois inférieur à celui du combustible PWR. Les études indiquent que la grappe de combustible actuelle pourrait atteindre, si le combustible était enrichi, un taux de combustion substantiellement plus élevé (600 MWh/kgU-25,000 MWj/tonne U) sans modification majeure à sa conception [2].

Le taux de défektivité du combustible à Gentilly-2 résume bien la performance du combustible CANLUB. Des 14,618 grappes irradiées à la fin juin 1986, seulement 11 grappes se sont avérées défectueuses. Les défektivités ont toutes été attribuées [5, 6] soit à des vices de fabrication ou à l'usure causée par la présence de débris dans le circuit caloporteur. Ces résultats ne sont pas étrangers au suivi des programmes d'assurance qualité implantés à chaque étape du processus de fabrication du combustible jusqu'à sa réception en centrale. À Hydro-Québec, le programme d'assurance qualité et les plans d'inspection et d'essai d'un fournisseur sont évalués avant l'adjudication du contrat ou avant le début de la fabrication et révisés lors de modifications aux procédures ou à une fréquence dépendant du rendement du fournisseur. L'application du programme d'assurance qualité soumis pour satisfaire nos clauses contractuelles est vérifiée en

Tableau 2: Performance du Combustible A G-2 (en date du 1^{er} Juillet 1986)

Nombre de Grappes Irradiées	Nombre de Défectuosités			Total
	Fabrication	Usure par Débris	Rampe de Puissance	
14,618	8	3	0	11

usine chez le fournisseur et ses sous-traitants. Hydro-Québec participe aussi aux activités du groupe conjoint des producteurs d'électricité canadiens (Joint Audit Group) qui effectue des vérifications régulières auprès des affineurs de UO₂ et des fabricants de grappes. Finalement, sur réception du combustible en centrale, un échantillonnage représentatif est mis à l'épreuve dans des conditions typiques d'exploitation afin de prévenir tout problème systématique de fabrication avant que le combustible soit chargé dans le réacteur.

Gestion du combustible en pile

Le principal objectif de la gestion du combustible en pile d'un réacteur CANDU est de déterminer les rechargements qui minimisent le coût unitaire de l'énergie produite tout en respectant les limites dictées par la sûreté du réacteur et l'intégrité du combustible. Ce but général se traduit par les objectifs opérationnels suivants:

- maximiser le taux de combustion du combustible;
- maintenir les puissances de grappe et de canal ainsi que les pics de puissance à un niveau qui assure une marge de manœuvre suffisante pour garantir le fonctionnement de la centrale à pleine puissance;
- s'assurer que le combustible n'est soumis à aucune rampe de puissance qui puisse causer des ruptures de gaines.

On distingue trois phases à la gestion du combustible d'un réacteur CANDU: la détermination de la charge initiale, l'approche à l'équilibre et le maintien de l'équilibre du rechargement. La charge initiale doit être choisie pour satisfaire les objectifs et contraintes tout au long de la période d'environ 100 JEP qui précédera le premier rechargement. L'accumulation simultanée de plutonium fissile dans le combustible produira, au cours de cette période, une augmentation substantielle des puissances dans la région à haut flux neutronique. L'aplatissement de la distribution de puissance à cet important pic de plutonium est obtenu en introduisant du combustible appauvri en U-235 (160 des 4,560 grappes de la première charge), dans cette région du cœur. La période d'approche à l'équilibre débute avec le premier rechargement. L'introduction du combustible neuf produit alors d'importantes variations des puissances zonales et locales causées par le changement non-uniforme de la composition du combustible. Ces distorsions auront tendance à s'atténuer au fur et à

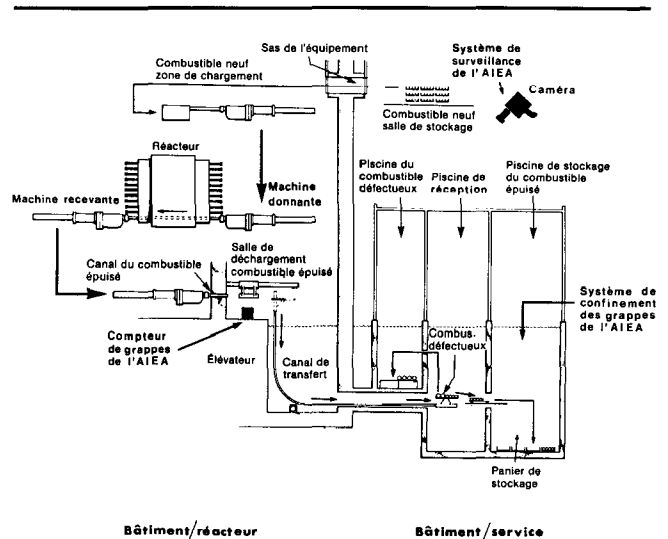


Figure 2 Ordre des Opérations de Manutention du Combustible dans un Réacteur CANDU-600

mesure que les rechargements seront dispersés dans le cœur, réduisant l'écart entre le taux de combustion des différentes zones. À l'équilibre du rechargement, le taux de combustion moyen à la décharge du combustible se maintiendra à un niveau dicté par le mode de rechargement axial et la configuration nominale des mécanismes de régulation.

Un réacteur CANDU est muni de deux machines de rechargement montées sur pont mobile. Chaque machine peut contenir jusqu'à 12 grappes permettant de recharger un canal complet ou plus d'un canal lors d'une même visite. Un rechargement consiste à remplacer un certain nombre de grappes d'un canal. Les séquences de manutention du combustible sont illustrées à la figure 2. Les grappes neuves contenues dans les barillets de la machine donnannte sont insérées à l'aide d'un ringard qui pousse la chaîne de combustible, déchargeant ainsi les grappes usées dans les barillets de la machine recevante. Lors d'un rechargement normal, le combustible est introduit dans le sens du débit. Exceptionnellement, les grappes peuvent être introduites à contre courant pour recycler du combustible qui n'aurait pas atteint un taux de combustion suffisant ou pour éviter que les grappes soient endommagées par l'impact qui résulterait de leur accélération dans le débit d'un canal partiellement ou complètement vide. Toutes les opérations de transfert sont commandées à distance par ordinateur de façon à minimiser les risques d'incidents au cours des manœuvres délicates d'ouverture d'un canal pressurisé et de transfert du combustible irradié vers son aire de stockage. Le nombre de grappes introduites définit le mode de rechargement du réacteur. Le rechargement de canaux adjacents se fait en sens opposé de façon à produire une distribution de puissance symétrique dans la direction axiale. A Gentilly-2, huit grappes

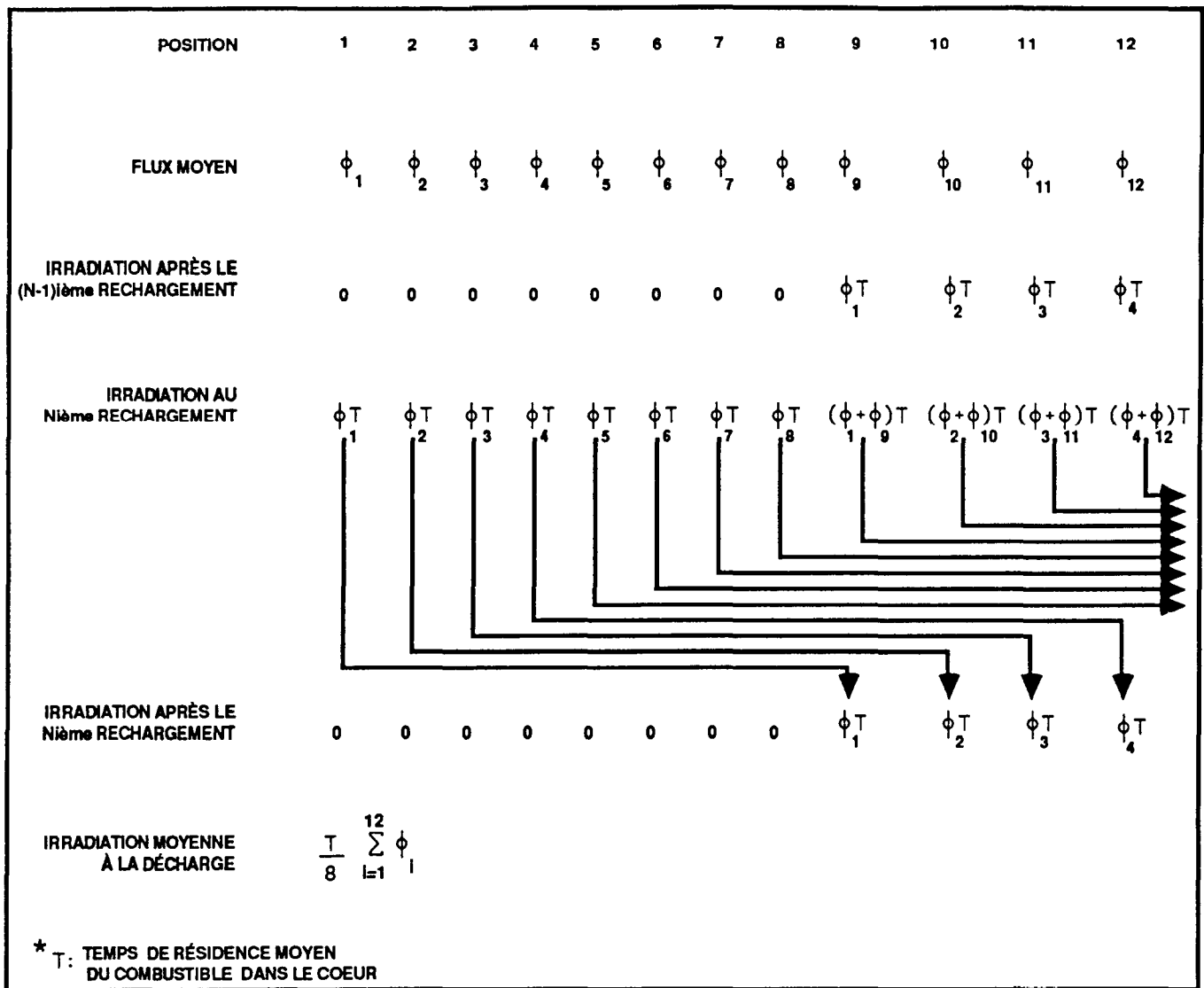


Figure 3 Rechargement à Huit Grappes (Moyenne dans le Temps)

neuves d'uranium naturel sont introduites à chaque rechargement tel qu'illustré à la figure 3.

Des modes de rechargement mixtes ou avec recyclage du combustible pourraient améliorer le taux de combustion. À titre d'exemple de recyclage, lors de la première visite aux canaux de Gentilly-2, les grappes 3 et 4, qui se seraient normalement retrouvées aux positions 11 et 12, ont été retirées du cœur et les grappes 11 et 12 remises à leur position avant rechargement. Cette variante du mode de rechargement à huit grappes nous a permis d'augmenter l'irradiation moyenne à la décharge du combustible retiré à la première visite et de profiter du taux de combustion réduit au moment du rechargement des grappes 11 et 12.

Suivi du cœur

Le rechargement en marche d'un réacteur CANDU

constitue un processus continu qui exige un suivi de l'irradiation et de la puissance de chaque grappe dans le cœur. En l'absence de mesures directes de la puissance produite par chaque grappe, l'évolution du cœur doit être simulée à l'aide d'un modèle mathématique approprié. La précision avec laquelle les puissances de grappe sont ainsi calculées a une incidence directe sur le niveau de puissance globale du réacteur et les marges de manœuvre permises: une précision insuffisante forcerait éventuellement une réduction inutile de la puissance globale. Le modèle utilisé doit aussi être suffisamment simple pour générer ces données sur une base régulière à partir de capacités de calcul accessibles de la centrale.

Une méthode particulière de calcul a été adoptée à Gentilly-2. Notre programme de simulation, SIMEX [8], utilise les signaux de détecteurs de flux neutronique situés dans le cœur pour améliorer la précision des

calculs des modèles théoriques normalement utilisés pour le suivi du cœur des centrales CANDU.

Par définition, le taux de variation de l'irradiation ($\omega(t)$) d'une grappe de combustible sur un intervalle de temps Δt est donné par

$$\omega(t_0 + \Delta t) - \omega(t_0) = \int_{t_0}^{t_0 + \Delta t} F_p[\omega(t)] \phi_p(t) dt \quad [1]$$

$F_p[\omega(t)]$ représente le rapport du flux de neutrons dans le combustible au flux de neutrons dans la cellule unitaire de calcul ($\phi_p(t)$). Ce rapport est fonction de l'irradiation du combustible alors que flux de neutrons $\phi_p(t)$ dépend de l'irradiation et de l'interaction du combustible avec les matériaux de structure et de contrôle situé dans le cœur du réacteur. Dans l'approche traditionnelle, ces quantités sont considérées constantes sur l'intervalle de simulation. L'irradiation est alors donnée par

$$\omega(t_0 + \Delta t) = \omega(t_0) + F_p[\omega(t_0)] \phi_p[\omega(t_0); R(t_0)] \quad [2]$$

dans laquelle le flux de neutrons dans la cellule unitaire est obtenue d'un calcul de diffusion statique à deux groupes d'énergie pour l'irradiation $\omega(t_0)$ du combustible et la position $R(t_0)$ des mécanismes de régulation au début de l'intervalle de simulation.

L'approche utilisée par SIMEX consiste à exprimer le flux neutronique comme la somme pondérée d'un certain nombre de fonctions représentatives (ϕ_i), appelées modes:

$$\phi_p(t) = \sum_{i=1}^N A_i(t) \phi_i \quad [3]$$

L'amplitude $A_i(t)$ de chaque mode est calculée de façon à minimiser l'écart quadratique moyen entre le flux calculé et celui indiqué par les signaux de 102 détecteurs Vanadium disposés à cette fin dans le cœur [11]. Le mode fondamental ($i = 1$) utilisé par SIMEX est le résultat du calcul tridimensionnel de diffusion de l'approche traditionnelle. Les modes supérieurs ($i > 1$) incluent des harmoniques naturelles ainsi que des solutions perturbées de l'équation de diffusion.

La figure 4 illustre le processus de calcul de SIMEX et ses interactions avec les ordinateurs de commande de la centrale.

L'originalité de notre méthode de calcul réside dans le fait que l'expansion modale apporte une correction aux flux et puissances calculés par le modèle de diffusion. À cet effet, l'approche SIMEX présente les avantages suivants [4]:

- l'intégration dans le temps des signaux des détecteurs Vanadium corrige l'approximation du flux neutronique constant dans le calcul d'irradiation:

$$\omega(t_0 + \Delta t) = \omega(t_0) + F_p(\omega) \sum_{i=1}^N \phi_i \int_{t_0}^{t_0 + \Delta t} A_i(t) dt; \quad [4]$$

- les effets de combustion sur le facteur $F_p(\omega)$ sont simulés en calculant une moyenne sur l'intervalle Δt :

$$F_p(\omega) = \{F_p[\omega(t_0)] + F_p[\omega(t_0) + \phi[\omega(t_0); R(t_0)]\Delta t]\} / 2; \quad [5]$$

- les effets dynamiques vus par les détecteurs sont reflétés dans les valeurs de flux et de puissances calculées par expansion modale;
- les erreurs systématiques de modélisation sont corrigées par les mesures du flux de neutrons.

Prédiction de l'évolution du cœur et sélection des rechargements

En plus de fournir la réactivité requise, les rechargements contribuent à la régulation de la distribution spatiale de puissance. L'ingénieur responsable de la gestion du combustible doit donc connaître l'état du réacteur au moment où il désire déterminer les rechargements et être en mesure de prévoir le résultat de sa stratégie de sélection pour différentes configurations des mécanismes de régulation. Hydro-Québec a développé à cette fin un logiciel informatisé, SRC2 [3], qui simule les rechargements désirés en utilisant l'approximation traditionnelle du flux neutronique constant sur l'intervalle de combustion. Ce logiciel contient un algorithme de sélection automatique des rechargements, et peut effectuer ses calculs de flux neutronique en deux ou trois dimensions. Les calculs bidimensionnels (2D) ont été introduits pour les raisons suivantes:

- le problème de sélection des rechargements est défini dans un plan bidimensionnel;
- les calculs 2D nous permettent de simuler en détail les perturbations de chaque rechargement à un faible coût;
- l'approximation d'une forme axiale constante, utilisée dans l'approche 2D, nous permet de réduire les coûts de calcul tout en maintenant une précision satisfaisante pour plusieurs analyses.

La stratégie de sélection des rechargements est fondée sur une approche de façonnement de puissance: le cœur y est subdivisé en régions et zones de combustion qui sont rechargées de façon à maintenir la distribution de puissance simulée aussi près que possible d'une distribution cible. Chaque site disponible au rechargement est examiné de façon à déterminer les canaux qui ont un taux de combustion maximum tout en respectant les contraintes suivantes:

- le nombre de rechargements dans chaque direction doit garantir le maintien d'une distribution axiale de puissance symétrique;
- la puissance du canal et de ses voisins immédiats doivent être inférieures à des limites choisies pour minimiser les pics de puissance à court terme après rechargement;
- les taux de combustion des canaux voisins doivent être supérieurs à des limites choisies pour éviter le regroupement de rechargements qui pourrait éventuellement mener à des pics de puissance inacceptables.

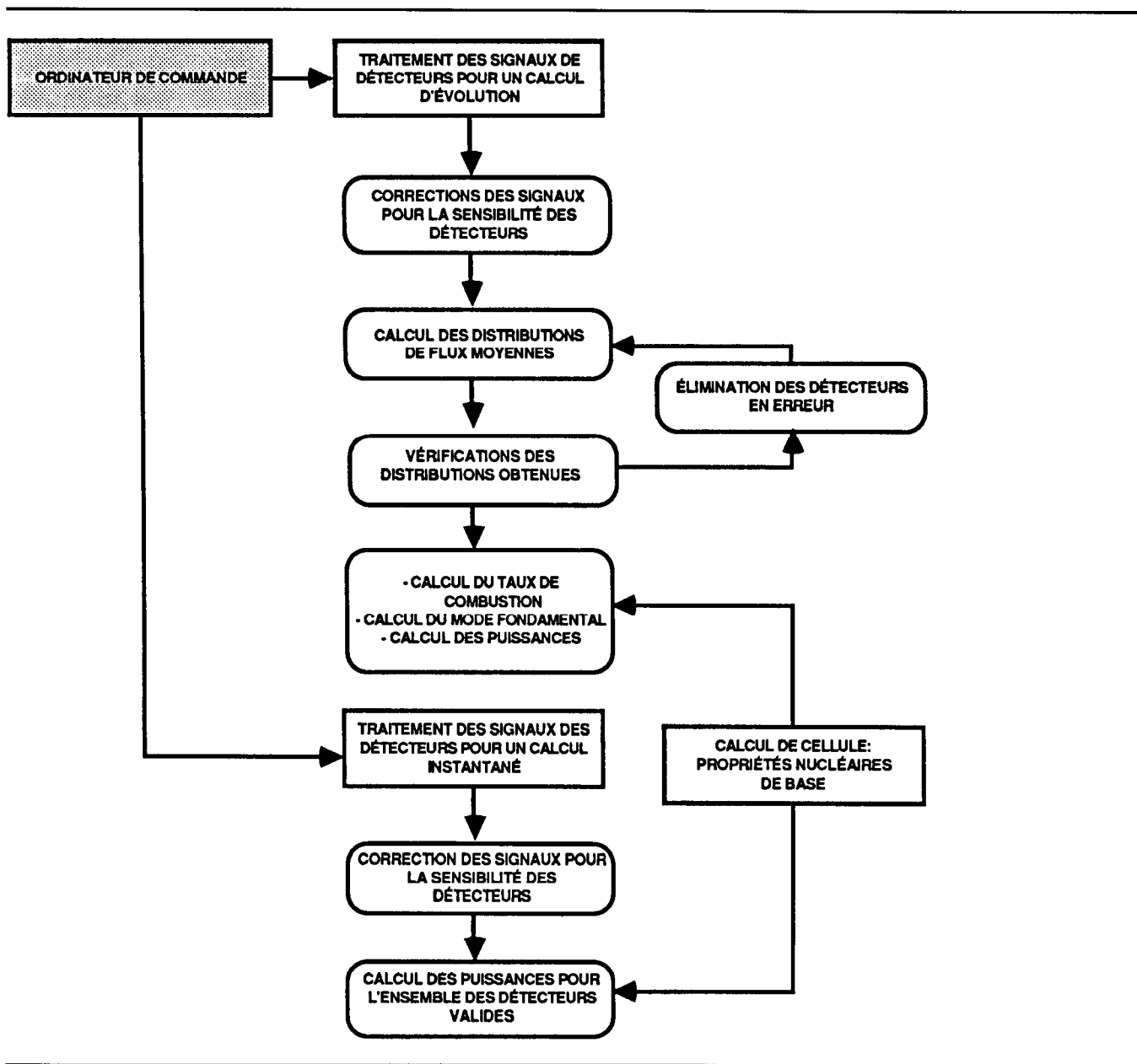


Figure 4 Le Processus de Calcul du Programme SIMEX

Chaque rechargement choisi est simulé individuellement et les puissances résultantes vérifiées pour s'assurer que les limites permises ne sont pas dépassées.

Bien que l'algorithme de sélection ne tienne pas compte présentement de tous les facteurs inhérents à la sélection des rechargements d'un réacteur CANDU, le programme SRG2 demeure un outil très utile pour l'ingénieur de gestion du combustible. Un certain nombre de modifications, dont le remplacement des calculs 2D par un calcul de perturbations à l'aide d'adjoints généralisés [10], sont envisagées pour en faire un programme de sélection et de simulation interactif muni d'une interface homme/machine adéquate.

Gestion de la réactivité excédentaire

Le rechargement en marche des CANDU permet de minimiser la réactivité excédentaire maintenue dans le réacteur. Tout surplus de réactivité doit être compensé par l'addition d'absorbeurs de neutrons, limitant le taux de combustion moyen à la décharge du combustible. La consommation actuelle de combustible à Gentilly-2 est environ 15% inférieure à celle qui avait été prévue dans les études de conception. Parmi les facteurs responsables de cette réduction, on note:

- le rehaussement de la pureté isotopique du modérateur de 99.79% à 99.965% massique;
- l'opération prolongée du réacteur à puissance réduite (50% PP);
- une gestion efficace de la réactivité excédentaire.

Tableau 3: Consommation et Taux de Combustion à la Décharge du Combustible

Mois	Puissance % PP	Grappes Rechargées	Taux de Combustion Moyen à la Décharge (MWh / kg)
Février 1985	100	470	162.2
Mars 1985	100	432	164.8
Mai 1985	50	104	184.9
Juin 1985	50	208	182.2
Février 1986	100	312	177.4
Mars 1986	100	480	179.5
Août 1986	50	152	183.4
Septembre 1986	50	152	191.8

La gestion de la réactivité excédentaire dépend en grande partie de l'organisation des activités de rechargement incluant les périodes d'entretien ou d'indisponibilité de la machine de rechargement. La politique d'exploitation établie à Gentilly-2 vise à garantir une réserve minimale de 2 JEPP de fonctionnement à 100% pleine puissance. Cette réserve, compensée par l'addition d'environ 0.1 ppm de bore soluble dans le modérateur, est jugée suffisante pour couvrir les indisponibilités prévisibles de la machine de rechargement. La fiabilité du calcul de la réactivité est assurée par une mesure périodique des concentrations totale et isotopique de bore dans le cœur. À puissance réduite, la plus faible charge de produits de fission ainsi que le coefficient négatif de puissance des CANDU augmentent la réactivité excédentaire disponible. Cette réserve supplémentaire nous permet de réduire la concentration de bore maintenue dans le cœur lors des périodes de fonctionnement prolongé à 50% PP. Tel qu'illustré au tableau 3, on a ainsi pu améliorer de 6% à 13% le taux de combustion moyen à la décharge mensuel par rapport à des périodes équivalentes d'opération à pleine puissance. Ce coefficient négatif de puissance peut également servir à maintenir le réacteur en opération lors d'indisponibilité majeure de la machine de rechargement. À titre d'exemple, le réacteur pourrait être maintenu en marche pendant environ 41 jours sans rechargement à 50% PP.

Toutefois, un réacteur CANDU est généralement maintenu en marche sans rechargement en retirant les barres absorbantes de compensation (BC) normalement maintenues dans le cœur pour produire un aplatissement de flux à pleine puissance et assurer une réserve de réactivité suffisante pour les manœuvres de puissance. Les distorsions de flux produites par leur retrait commandent toutefois des réductions de la puissance globale pour assurer le respect des limites de puissance locales et d'inventaire de produit de fission dans le combustible et pour maintenir une marge de manœuvre adéquate. Selon les procédures actuelles à Gentilly-2, ce mode de fonctionnement (connu sous le nom de mode d'ajustement de la réactivité ou SHIM) fournit

une réserve supplémentaire de 15 jours à des puissances variant de 94% PP pour le retrait du premier banc de BC à 82% PP pour le retrait des trois premiers bancs. Les distorsions de flux résultant d'un fonctionnement prolongé en mode SHIM doivent être ultérieurement corrigées par les rechargements dont la détermination est alors compliquée par la détérioration de la régulation spatiale. D'un point de vue opérationnel, nous préférons donc éviter d'avoir recours aux quatre derniers bancs de BC qui peuvent toutefois donner plus de 40 jours additionnels de fonctionnement à des niveaux de puissance variant de 79% PP à 52% PP.

Détection et localisation des ruptures de gaines

La possibilité de retirer du cœur le combustible défectueux constitue un autre avantage du rechargement en marche des CANDU. L'exploitant peut ainsi maintenir à un minimum la quantité d'éléments radioactifs présents dans le circuit caloporteur réduisant d'autant les risques d'exposition du personnel aux rayonnements. Les ruptures de gaines sont détectées et localisées dans un CANDU-600 par deux systèmes indépendants opérés lorsque le réacteur est en marche [7]: le système de Détection de Ruptures de Gains (DRG) et le système de Localisation des Ruptures de Gains (LRG).

Le système DRG mesure, à l'aide d'un spectromètre à haute résolution, le niveau d'activité gamma de produits de fissions significatifs (Xénon-133, Krypton-88, Xénon-135 et Iode-131) présents dans chaque boucle du circuit caloporteur. L'interprétation des données obtenues permet d'identifier la boucle contenant le combustible défectueux. L'opérateur peut échantillonner chacune des boucles individuellement ou un mélange des deux boucles à partir de contrôles installés en salle de commande. La valeur et l'évolution du rapport des concentrations de Xénon-133 au Krypton-88 peut permettre d'évaluer l'importance des ruptures.

Le système LRG sert à localiser le canal contenant le combustible défectueux et à identifier la grappe défectueuse retirée du canal. Six détecteurs BF₃ permettent de mesurer les neutrons retardés émis par l'Iode-137 et le Brome-87 présents dans les lignes d'échantillonnage de chacun des canaux du cœur. L'analyse des résultats ainsi que le suivi du rapport des taux de comptage d'un canal au taux de comptage moyens des canaux de cette boucle (rapport de discrimination) permet de localiser le canal d'où provient les relâches. L'expérience montre qu'un canal, dont le rapport de discrimination est supérieur de trois déviations standards à la moyenne des valeurs pour les canaux de la boucle, est susceptible de contenir du combustible défectueux. L'identification de la grappe défectueuse est faite en suivant l'évolution du taux de comptage lors du rechargement du canal suspect.

Protection contre les pertes de régulation

Les réacteurs CANDU sont munis d'un système de détection de surpuissances locales (SDSL) conçu pour assurer une protection contre les pertes de régulation à haute puissance. Ce système est constitué de deux ensembles de détecteurs platines affectés indépendamment l'un de l'autre à chaque système d'arrêt d'urgence (SAU) du réacteur. Les seuils de déclenchement des SAU sont définis de façon à assurer qu'aucun canal de combustible n'atteigne, pour une multitude de formes de flux possible, une puissance qui pourrait causer un assèchement local et une surchauffe de la gaine de combustible dans les conditions thermohydrauliques normales du caloporteur. Le facteur de calibration utilisé pour corriger la dérive des signaux des détecteurs doit donc refléter:

- l'état réel des conditions d'écoulement du caloporteur;
- les distorsions de flux neutronique qui ne sont pas représentées dans le modèle utilisé dans les calculs de conception.

Le facteur de calibration est calculée à Gentilly-2, à l'aide d'un programme (PMCR) qui utilise une approche similaire à celle de SIMEX pour calculer les distributions de puissance à un instant donné dans le cœur. À la différence de SIMEX, l'expansion modale de PMCR génère des flux de canal qui ne reproduisent pas les variations locales causées par l'épuisement non-uniforme des grappes de combustible. On tient compte des effets de combustion en utilisant une corrélation déterminée à partir des résultats de simulations de périodes représentatives de l'historique de rechargement d'un CANDU-600. L'utilisation de cette approche simplifiée, mais suffisamment précise, est justifiée par le souci de s'assurer que le calcul du facteur de calibration puisse être fait sur des petits ordinateurs disponibles directement à la centrale. En l'absence de révision du facteur de calibration, les écarts entre les conditions d'exploitation et celles utilisées dans les études de conception du SDSL doivent être prises en considération dans la marge d'incertitude des seuils réduisant d'autant la marge au déclenchement disponible.

D'un point de vue opérationnel, il est important de maintenir une marge au déclenchement suffisante pour permettre l'exécution des manœuvres de rechargement du réacteur. En fait, la réduction des écarts entre les conditions réelles d'exploitation et les conditions de référence utilisées dans les calculs de conception du SDSL constitue une contrainte de sélection des rechargements qui peut limiter l'irradiation moyenne à la décharge du combustible ou encore nécessiter l'introduction de combustible appauvri. Une marge au déclenchement insuffisante peut provoquer dans certaines circonstances un déclenchement intempestif des systèmes d'arrêt d'urgence. À titre d'exemple, des procédures de rechargement particulières ont dû être

adoptées pour éviter que le rechargement de canaux, situés près de détecteurs SDSL ou susceptibles de produire de fortes variations de la commande spatiale lors du déplacement du combustible, ne provoque le déclenchement d'une ou plusieurs chaînes des systèmes d'arrêt.

Protection contre les blocages de canal

Lors d'un rechargement, il est important de s'assurer que les manœuvres n'ont occasionné aucune restriction de débit. Les machines de rechargement sont instrumentées pour mesurer à cette fin la perte de pression dans le canal, avant et après le rechargement. L'instrumentation de mesure de température à la sortie du canal est aussi utilisée pour s'assurer qu'aucune obstruction n'est produite en cours de rechargement. Toute variation inopportune de cette empreinte thermique ou tout changement important de la perte de pression requiert une action immédiate de l'opérateur. Une vérification supplémentaire est effectuée régulièrement en mesurant les températures à la sortie de chaque canal à un niveau de puissance inférieur au seuil d'ébullition. Une vérification immédiate est alors faite en salle de commande et suivie d'une analyse détaillée par les ingénieurs de gestion du combustible.

Validation des modèles de calcul et vérification de la performance des systèmes de régulation

Les mesures de température prises pour la vérification de blocages de canal servent aussi à valider les calculs des programmes SIMEX et PMCR [4]. Les débits de chaque canal dans le cœur ont été mesurés par ultrasons lors des essais de mise en service à froid du circuit caloporteur. Les mesures de 12 canaux instrumentés pour le débit à Gentilly-2 sont utilisées pour extrapoler, par un calcul de débit dans des conduites parallèles, les données de mise en service aux niveaux de puissance désirés. La puissance générée par chaque canal (P_i) peut ainsi être calculée à l'aide de la relation générale,

$$P_i = G_i (h_i^{\text{sortie}} - h_i^{\text{entrée}}) \quad [6]$$

dans laquelle G_i est le débit massique du canal et l'enthalpie (h_i) est déduite, à des températures inférieures à la température de saturation, des tables de propriétés thermodynamiques de l'eau lourde.

Un écart entre les données ainsi calculées et les simulations indique une possibilité d'erreur dans les données de simulation ou un dérèglement de l'instrumentation de mesures ou des systèmes de régulation. Toute indication à cet effet est suivie d'actions appropriées pour identifier la source du problème et apporter les correctifs nécessaires.

Gestion du combustible hors-pile

Le mécanisme de transfert du combustible usé est illustré à la figure 2 présentée plus haut. La machine

recevante se déplace de la voûte du réacteur pour se diriger vers l'aire d'entretien, située de chaque côté du réacteur, dans laquelle elle s'enclenchera sur un canal de combustible épuisé pour y décharger le contenu de ses barillets. Le mécanisme de transfert consiste en un godet élévateur mû par un moteur électrique installé à l'extérieur de la salle de transfert. Le godet peut recevoir deux grappes qu'il descend sur un panier convoyeur situé dans le fond de la piscine de déchargement. L'assemblage du godet est suffisamment lourd pour prévenir tout blocage du mécanisme et assurer que le combustible soit descendu par gravité dans la piscine si le câble, qui le retient, devait se rompre.

Le transfert du combustible à la piscine de déchargement constitue une étape critique au cours de laquelle les grappes font un trajet vertical d'environ 2 mètres à l'air libre. Toutes les manœuvres sont commandées à distance par ordinateur et une logique de contrôle est prévue pour s'assurer que le transfert se fasse dans les délais prescrits et qu'un refroidissement d'urgence adéquat soit mis en marche dans le cas contraire. En plus des mécanismes de transfert, la piscine de déchargement contient l'outillage requis pour isoler le combustible défectueux.

Le combustible usé est dirigé sur convoyeur à la piscine de réception qui contient un mécanisme semi-automatique destiné au transfert du combustible dans un panier de stockage. Ces paniers sont disposés dans la piscine de stockage à l'aide d'un treuil électrique installé sur un pont roulant situé au-dessus des piscines. Le combustible défectueux est entreposé dans une piscine particulière qui peut être isolée des autres en cas de contamination. Les piscines sont munies de double parois séparés d'un espace d'air surveillé pour détecter et récupérer toutes fuites. Des systèmes de purification de l'eau et de ventilation sont prévus pour permettre un accès sécuritaire aux aires de stockage.

À Gentilly-2, la piscine du combustible défectueux peut contenir jusqu'à 300 grappes et la piscine de stockage, jusqu'à 45,600 grappes de combustible. Au taux de consommation couramment observé, nous disposons donc d'une capacité d'environ 10 années de fonctionnement à pleine puissance avec un facteur d'utilisation de la centrale de 80%. Différentes options sont présentement à l'étude pour combler tout besoin additionnel d'entreposage à moyen terme du combustible usé. Parmi les solutions envisagées, nous considérons la construction d'une nouvelle piscine de stockage et l'entreposage à sec dans des enceintes de béton et d'acier.

Le processus de transfert du combustible usé à l'aire de stockage à Gentilly-2 est en grande partie déterminé par le souci de satisfaire les exigences du traité de non-prolifération des armes nucléaires. L'Agence Internationale de l'Énergie Atomique (AIEA), responsable de la vérification du respect de ce traité chez les

pays signataires, requiert à cet effet que la quantité exacte de plutonium en piscine soit connue en tout temps et rapportée mensuellement à la Commission de Contrôle de l'Énergie Atomique (CCEA). En plus de nécessiter l'installation d'un système élaboré de surveillance, cette obligation exige un suivi de l'inventaire et de la position de chaque grappe entreposée dans les piscines de stockage. Un logiciel particulier développé à Hydro-Québec pour le suivi du combustible hors pile, INPHYCOM – (INventaire PHYsique du COMbustible), calcule la composition isotopique de chaque grappe en piscine à partir de données fournies par le code SIMEX [1]. Les données de base exigées des fournisseurs de combustible y sont enregistrées et mises à jour tout au long de son cheminement en centrale, soit de l'entrepôt au cœur et jusqu'à la piscine de stockage. Ces données sont aussi utilisées à plusieurs étapes de la gestion du combustible, tels l'approvisionnement en combustible, le suivi de la performance, la gestion et comptabilisation des stocks, la prévision des besoins, la rédaction des rapports à la CCEA et l'AIEA.

Hydro-Québec entretient une position de collaboration aussi étendue que possible avec l'AIEA et la CCEA en matière de non-prolifération. Nous avons, à cet effet, participé à l'installation et au développement de plusieurs prototypes conçus par l'Énergie Atomique du Canada Ltée pour le programme canadien de support à la non-prolifération. Ces équipements (enregistreurs et compteurs de grappes à l'entrée de la piscine, systèmes autonomes de surveillance ...) ont grandement marqué non seulement la gestion du combustible mais aussi les procédures d'exploitation de la centrale. En 1986, Hydro-Québec participe à une expérience d'une durée d'un an qui a pour but de vérifier et développer un système de confinement du combustible en piscine.

Conclusion

La gestion du cycle de combustible a une incidence déterminante sur le coût marginal de l'énergie produite par une centrale nucléaire. Nous avons décrit les différentes activités du programme de gestion du combustible mis en place à la centrale nucléaire Gentilly-2. En ce qui a trait à l'approvisionnement et la fabrication du combustible, une attention particulière est portée au suivi des programmes d'assurance qualité implantés chez nos fournisseurs et leurs sous-traitants. La situation du Canada comme principal producteur d'uranium du monde occidental nous rend relativement sûrs de nos approvisionnements en concentré d'uranium. Hydro-Québec essaiera d'obtenir dans ses prochains contrats une clause de flexibilité dans les livraisons annuelles de combustible et négociera un prix de base relié au marché 'Spot.' Nous croyons toutefois devoir maintenir un stock minimal de combustible couvrant six mois d'exploitation à pleine

puissance pour garantir le fonctionnement de la centrale dans l'éventualité d'une indisponibilité majeure de la seule usine d'affinage de concentré opérée par la compagnie Eldorado Resources Limited, qui détient un monopole au Canada.

L'objectif premier de nos activités de gestion du combustible en pile est de maximiser le taux de combustion à la décharge du combustible. Malgré les excellents résultats obtenus à ce jour, Hydro-Québec continue à déployer les ressources requises pour maintenir et améliorer le rendement de notre combustible. À court terme, la minimisation de la réactivité excédentaire nous permettra de réduire notre consommation de combustible. À plus long terme, l'utilisation de modes mixtes de rechargement pourrait réduire la consommation bien que le principal attrait de ces modes de rechargement soit de réduire les pics de puissance. Nous prévoyons aussi profiter des capacités de calcul que procurent les nouvelles générations de mini- et micro-ordinateurs disponibles sur le marché pour faciliter l'utilisation de nos logiciels de simulation, automatiser les interfaces de transfert de données entre les programmes et augmenter nos capacités de traitement des données d'exploitation. Nous espérons ainsi réduire le temps actuellement requis pour traiter les données produites pour fins d'analyse, de validation de calculs, de formation et générer plus efficacement l'information requise pour l'exploitation du réacteur.

Finalement, la piscine de stockage du combustible usé doit suffire à nos besoins d'entreposage à moyen terme pour les dix prochaines années. Deux alternatives sont envisagées pour combler nos besoins au-delà de cette période, soit l'addition d'une nouvelle piscine de stockage ou l'utilisation d'enceintes d'entreposage à sec. En ce qui concerne la disposition ultime de notre combustible usé, nous suivons de près le programme canadien d'étude sur l'enfouissement permanent dans des couches géologiques stables.

Notes and References

1. *Aubin D.* Dans le cadre du traité sur la prolifération des armes nucléaires: Établissement des garanties à la Centrale Gentilly-2. Hydro-Québec, RIPA96, juin 1982: 119 pages.
2. *Hastings IJ, Carter TJ, MacGillivray G, MacDonald RD, Judah J.* Canadian high burnup fuel experience. Comptes Rendus du 6^e Congrès annuel de la SNC, Société Nucléaire Canadienne, Ottawa, Canada, 1985; 6.26–6.32.
3. *Hotte G.* Automated fuel scheduling experience at Gentilly-2. Comptes Rendus du 6^e Congrès annuel de la SNC, Société Nucléaire Canadienne, Ottawa, Canada, 1985; 7.25–7.33.
4. *Hotte G, Baudouin A, Parent G, Ngo-Trong C.* Gentilly core management based on diffusion theory and on-line monitoring (SIMEX). Proceedings of the Topical Meeting on Advances in Fuel Management, American Nuclear Society, Pinehurst, North Carolina, USA, 1986; 574–82.
5. *Hu RH, Cloutier L, Macici N, Aubin D.* Gentilly-2 fuel performance. Comptes Rendus du 6^e Congrès annuel de la SNC, Société Nucléaire Canadienne, Ottawa, Canada, 1985; 6.7–6.11.
6. *Macici N.* La performance du combustible de Gentilly-2 dans les conditions de fonctionnement basée sur la demande du réseau. Rapport technique HQ, Hydro-Québec, G2-RT-8559, 1985; 31 pages.
7. *Manzer AM.* Defective fuel detection in CANDU-600s. Comptes-Rendus du 6^e Congrès annuel de la SNC, Société Nucléaire Canadienne, Ottawa, Canada, 1985; 6.12–6.21.
8. *Rozon D.* Gentilly-2 fuel management proposal – SIMEX: A program for the simulation of reactor operation. Proceedings at the 1976 Simulation Symposium on Reactor Dynamics and Plant Control. Énergie Atomique du Canada Ltée, TDAI-98, mai 1976; 19 pages.
9. *Rozon D.* La fabrication et la gestion du combustible dans les centrales à eau lourde de type CANDU-PHW. Institut de Génie Nucléaire de l'École Polytechnique de Montréal, Montréal, Canada, IGN-388, 1980; 51 pages.
10. *Rozon D, Hébert A, McNabb D.* The application of generalized perturbation theory and mathematical programming to equilibrium refueling studies of a CANDU reactor. Nuclear Science and Engineering, 1981; 78: 211–26.
11. *Tang TL, Fink J, Young E, Kugler G.* Analytical design of the CANDU-600 on-line flux mapping system. Rapport technique EAEL, Énergie Atomique du Canada Ltée, TDAI-152, 1979; 70 pages.