

La gestion du combustible épuisé

par I.L. Rybaltchenko et J.P. Colton*

S'agissant du cycle du combustible du réacteur à eau légère, on a toujours supposé que le combustible épuisé séjournerait de un à trois ans dans des piscines de désactivation auprès du réacteur avant son retraitement. Pour le cycle du combustible du réacteur surgénérateur rapide, on n'a besoin que d'une capacité de stockage limitée, car ce cycle comporte un retraitement précoce destiné à permettre la récupération des nouvelles matières fissiles que ce réacteur "engendre". D'autre part, on voulait à l'origine que le combustible épuisé des réacteurs à eau lourde de type Candu reste stocké une fois pour toutes et ne soit pas retraité.

Certains pays ont été aux prises avec des problèmes relatifs aux technologies, à la rentabilité de l'industrie nucléaire, au choix du cycle du combustible et aux aspects politiques de la non-prolifération, problèmes qui ont retardé la mise en œuvre du retraitement du combustible des réacteurs à eau légère. On a besoin de plus en plus de place pour stocker ce combustible, et il faut aussi étudier le recyclage éventuel de celui des réacteurs à eau lourde; c'est pourquoi la question du stockage provisoire du combustible épuisé et de son recyclage ultérieur reviennent à l'ordre du jour.

La production de combustible épuisé

Les prévisions faites sur la production de combustible épuisé, et sur les capacités de stockage et de retraitement à l'échelle mondiale et régionale ne font apparaître aucune difficulté importante d'ici à 1990. Les comparaisons à l'échelle globale ou régionale ne sauraient toutefois donner une idée de la situation réelle dans un pays donné car il est impossible de répartir librement le combustible épuisé entre les emplacements de stockage existants. Les capacités de stockage se trouvent en grande partie auprès des réacteurs de construction récente, alors que les besoins de stockage se manifestent auprès des réacteurs en service depuis un certain temps et dont les piscines de désactivation sont pleines. Il en résulte que certains pays et certains producteurs d'électricité manqueront de capacités de stockage et qu'il faudra adopter d'autres méthodes: expédition à des installations de stockage situées auprès d'autres réacteurs ou indépendantes de tout réacteur, stockage en châteaux de plomb, superposition des paniers de stockage dans les piscines de désactivation existantes, etc.

Les problèmes se poseront probablement entre 1990 et 2000. La figure 1 donne une représentation graphique des chiffres fournis à l'Agence par l'Evaluation internationale du cycle du combustible nucléaire (INFCE) et par l'Etude internationale de la gestion du combustible épuisé. Elle ne tient pas compte des chiffres des pays du CAEM, dans lesquels on a d'ailleurs aussi décidé d'amplifier le stockage du combustible épuisé avant

retraitement à l'échelle industrielle et de construire des installations supplémentaires de stockage pour une période de 10 ans. Cette décision est due au retard apporté à la mise en œuvre du programme de surgénérateurs rapides pour lequel on a besoin du plutonium extrait du combustible épuisé des réacteurs à eau légère [1].

Les chiffres dont dispose l'Agence laissent à penser que les problèmes pourraient être résolus sur un plan régional vers 1990, tandis qu'il faudrait explorer des solutions de remplacement au stockage en prévision des échéances de l'an 2000. En raison du faible nombre de nouveaux réacteurs mis en service, la capacité de stockage cumulée des sites de réacteur tend à se stabiliser alors que la production de combustible épuisé se poursuit. Aussi faudra-t-il répondre aux besoins de stockage supplémentaires par la création de centres de stockage indépendants des réacteurs, mais aussi par le retraitement ou des formules de stockage définitif. Selon les études faites, une quantité importante de combustible devra être stockée de façon provisoire ou définitive même si les usines de retraitement en projet sont mises en exploitation dans les délais prévus.

Les techniques de stockage et de retraitement diffèrent car les propriétés du combustible varient selon les types de réacteurs. L'élément combustible d'un réacteur à eau légère a une longueur de 4 à 6 mètres alors que le combustible Candu mesure 50 cm de long. Un assemblage combustible pèse de 700 à 800 kg dans le cas des réacteurs à eau sous pression, de 200 à 300 kg dans le cas des réacteurs à eau bouillante et environ 25 kg pour les réacteurs Candu. Les éléments combustibles des réacteurs surgénérateurs rapides auront très probablement de 4 à 5 m de longueur et pèseront 560 kg. La conception actuelle des grands réacteurs prévoit pour le combustible des réacteurs à eau sous pression un taux de combustion de 33 000 mégawatts-jours (thermiques) par tonne (MWj/t) et une puissance massique de 36 MW/t; pour le combustible des réacteurs à eau bouillante un taux de combustion de 27 500 MWj/t avec une puissance massique de 22 MW/t; pour le combustible des réacteurs à eau lourde un taux de combustion de 7500 MWj/t avec une puissance massique de 15,2 MW/t. Pour la combustion dans les surgénérateurs rapides on prévoit des taux de 50 000 à 100 000 MWj/t avec une puissance massique de plus de 95 MW/t [2].

Les phénomènes d'irradiation et de fission qui se produisent dans le réacteur entraînent une modification du contenu des aiguilles de combustible, qu'illustre la figure 2 [3]. La décroissance radioactive, qui s'accompagne de l'éjection de particules alpha et bêta hors du noyau, et l'émission de rayons gamma engendrent de la chaleur dans les assemblages de combustible épuisé. Ainsi par exemple, la chaleur engendrée dans un combustible dont le niveau d'irradiation en pile a atteint 25 000 MWj/t avec une puissance massique de 35 MW/t passe d'une puissance thermique de 100 kW/t après

* M. Rybaltchenko est Chef de la Section des matières nucléaires et de la technologie du cycle du combustible à la Division du cycle du combustible nucléaire de l'Agence; M. Colton fait partie du personnel de cette section.

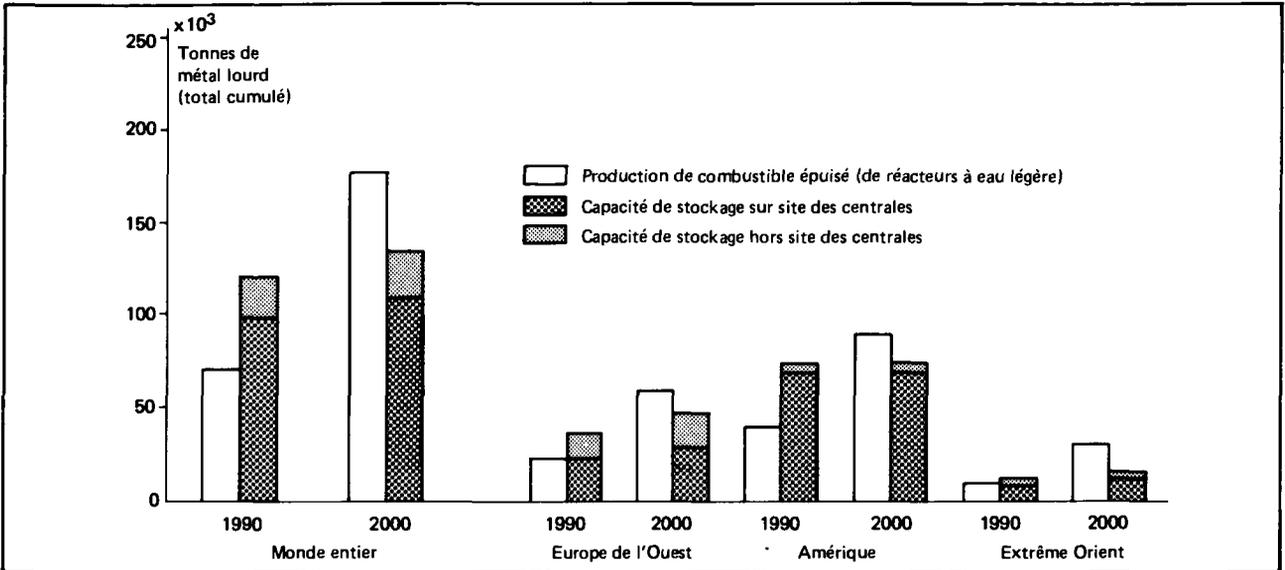


Figure 1. Prévisions sur la production de combustible épuisé des réacteurs à eau légère et les capacités de stockage jusqu'à l'an 2000.

dix jours de refroidissement à moins de 1 kW/t à mesure qu'on se rapproche du centième jour de désactivation. Les gaz de fission piégés dans la gaine peuvent devenir dangereux si une perforation de cette dernière leur permet de s'échapper. La conception et la construction de toute installation de stockage doivent tenir compte avant tout de la chaleur engendrée, de la contamination possible de l'air et de l'eau par la radioactivité et des risques de criticité.

Le stockage du combustible épuisé

On a procédé sans incidents au stockage prolongé du combustible épuisé dans des piscines: plus de 20 ans pour le combustible à faible taux de combustion et plus de 10 ans pour le combustible à taux de combustion élevé [2]. Une récente enquête sur les piscines effectuée par l'Agence a révélé qu'aucun phénomène notable de rejet dans l'environnement ni d'irradiation du personnel ne s'était produit, alors que des piscines sont en

service depuis 1947. Les piscines de désactivation installées sur le site des réacteurs permettent non seulement d'attendre que le combustible soit suffisamment refroidi et que sa décroissance radioactive ait suffisamment progressé pour qu'il puisse être transporté aux fins de retraitement ou de stockage définitif, mais aussi de décharger tout le cœur du réacteur lorsqu'il faut inspecter ce dernier. C'est pourquoi, en supposant que le combustible épuisé serait envoyé au retraitement au bout de 1 à 3 ans, on a à l'origine ménagé le volume nécessaire pour un cœur complet et une à trois recharges annuelles (une recharge annuelle représente normalement de 25 à 35% du cœur entier). Les conceptions primitives du cycle du combustible ne prévoyaient pas l'extension du stockage dans le temps, aussi n'en avait-on pas fait une étude approfondie. Maintenant qu'on a besoin de prolonger le stockage, de nombreux pays étudient activement diverses méthodes de stockage provisoire.

Figure 2. Modifications de la composition du combustible après irradiation en pile.

I - Avant irradiation A - Réacteur thermique à uranium naturel C - Réacteur rapide au plutonium
 II - Après irradiation B - Réacteur thermique à uranium enrichi PF - Produits de fission

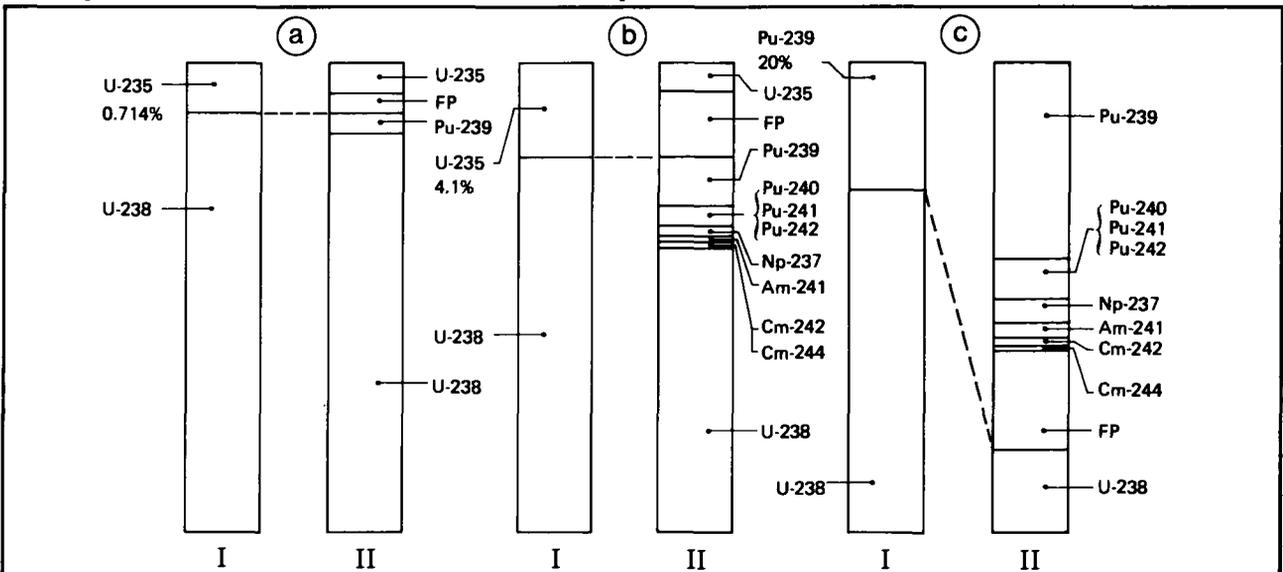




Figure 3a. Casemate de stockage à sec pour le combustible épuisé du réacteur refroidi par un gaz de Wylfa (Royaume-Uni).

Les retards dont il a été question plus haut ont montré que la solution la plus expéditive consistait peut-être à augmenter les capacités de stockage sur le site des réacteurs. On a donc commencé par accroître la densité du stockage en installant des paniers supplémentaires dans les espaces libres, en modifiant les paniers existants pour y loger davantage d'éléments et en employant des matériaux qui absorbent les neutrons afin de pouvoir serrer le rangement.

La deuxième façon de modifier les piscines existant auprès des réacteurs consiste à doubler les rangées d'éléments combustibles. Comme la plupart des piscines sont assez profondes pour permettre l'introduction des éléments combustibles dans les paniers par le haut, il y a place pour une deuxième rangée de paniers alimentés latéralement.

Vu la nature du combustible des réacteurs à eau lourde et à eau légère, il est peu probable qu'on puisse envisager, pour le stockage auprès des réacteurs, une solution autre que les piscines. On étudie aujourd'hui la possibilité d'y loger encore plus de combustible en démontant les éléments et en disposant les barres en ordre serré. (Voir tableau 1) [4].

Le stockage prolongé à sec paraît présenter un certain nombre d'avantages sur le stockage en piscine. Les pays qui ont besoin d'un supplément de stockage provisoire devront donc probablement commencer par y recourir. Plusieurs procédés de stockage à sec du combustible épuisé sont à l'étude et certains sont même déjà en usage. Moins perfectionné et moins souvent employé que le stockage sous l'eau, le stockage à sec sert néanmoins pour certains combustibles de réacteurs à eau lourde, à eau légère ou refroidis par un gaz. On l'emploie à Peach Bottom et à Fort St. Vrain aux Etats-Unis, ainsi qu'au réacteur refroidi par un gaz de Wylfa au Royaume-Uni. Il existe aussi une grande

casemate à refroidissement forcé pour fûts de déchets de haute activité à Marcoule, en France. On fait actuellement aux Etats-Unis l'essai de diverses techniques de stockage à sec de combustibles de réacteurs à eau légère avec des assemblages réels [4, 5]. Les Canadiens étudient le stockage à sec de combustibles épuisés de réacteurs à eau lourde [6]. Il semble que le stockage à sec puisse devenir la dernière opération à effectuer pour la gestion du combustible épuisé des réacteurs Candu en attendant une décision définitive quant à leur retraitement ou à leur stockage définitif.

Plusieurs techniques de stockage à sec sont actuellement à l'étude: stockage en caissons, stockage géologique (en roches dures), stockage en casemate (avec refroidissement par convection et par conduction), stockage en châteaux de béton, et stockage en châteaux de transport. Il semble que la plupart des Pays Membres intéressés n'envisagent sérieusement pour le stockage provisoire que les casemates et les châteaux de transport.

Les deux types de stockage en casemate envisagés sont à refroidissement par convection ou par conduction. Ils comportent soit une circulation d'air forcée au moyen de souffleries, de conduits d'aération et de filtres, soit un refroidissement passif par convection naturelle due à la chaleur de désintégration des éléments combustibles. Pour l'essentiel, la structure requise pour la protection radiologique et celle de l'environnement paraît être la même pour ces deux types de casemate. La méthode passive exige probablement moins d'entretien. La figure 3 montre deux casemates refroidies par air actuellement en service.

L'expérience acquise dans le transport des éléments combustibles épuisés a donné l'idée d'utiliser des châteaux de transport pour le stockage. Ce procédé, conçu en République fédérale d'Allemagne, repose sur la fabrication d'un dispositif de transport et de stockage

prolongé qui présente, par rapport au château de transport classique, une capacité plus grande, une structure plus légère et un coût de construction moins élevé.

La technologie du retraitement

Le retraitement a principalement pour but de récupérer des matières nucléaires fissiles et fertiles qui n'ont pas été consommées dans le réacteur ainsi que de séparer le plutonium et les éléments transplutoniens qui se forment dans le réacteur du fait des réactions nucléaires. La composition radiochimique du combustible épuisé dépend de la durée de son séjour dans le réacteur (taux de combustion) et de sa composition initiale (fig. 1). A l'origine, c'est pour récupérer le plutonium qu'on a mis au point le retraitement chimique du combustible épuisé. On a ensuite appliqué la même technique au retraitement industriel du combustible des centrales nucléaires. Cette technologie repose sur le procédé *Purex* dans lequel la principale méthode de séparation chimique consiste en une extraction par solvants. Elle a fait l'objet de communications détaillées à de nombreuses réunions internationales [8, 9, 10].

Le procédé *Purex* donne des solutions concentrées de nitrates d'uranyle, de plutonium et de produits de fission. Le nitrate d'uranyle est converti en trioxyde par dénitrification et calcination. On peut fluorer le trioxyde d'uranium pour obtenir un hexafluorure qui sera recyclé par les usines d'enrichissement. Le nitrate de plutonium est converti en bioxyde de plutonium céramique pour recyclage dans les réacteurs thermiques ou surgénérateurs rapides.

On fait évaporer la solution de déchets radioactifs contenant des nitrates de produits de fission, puis on la dénitrate ensuite pour en réduire encore le volume et récupérer l'acide; on obtient ensuite par calcination un mélange d'oxydes qu'on peut associer à des substances vitrifiantes. La vitrification est considérée comme le procédé le plus sûr de conditionnement des déchets de haute activité en vue de leur stockage définitif.

Selon le cycle du combustible, les conditions du retraitement varient fondamentalement en raison des propriétés différentes des combustibles. Le com-

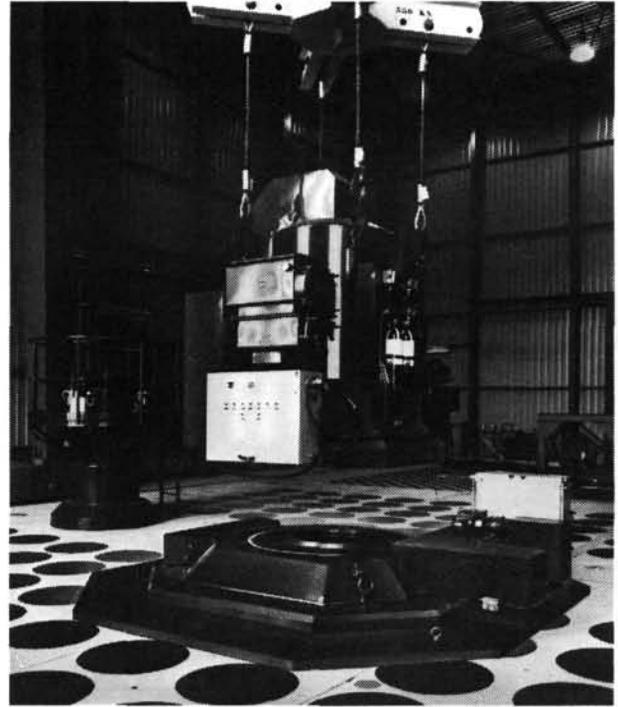


Figure 3b. Réservoirs de déchets vitrifiés stockés en casemate à Marcoule (France).

combustible irradié des surgénérateurs rapides a une plus forte teneur en plutonium et en produits de fission que celui des réacteurs à neutrons thermiques. Cette concentration plus forte en plutonium entraîne des complications sur le plan de la criticité qui imposent des méthodes différentes. Le taux de combustion élevé et la brièveté du refroidissement sont à l'origine d'une radioactivité et d'une puissance thermique massique très grandes du combustible épuisé. Le faible diamètre des aiguilles et la présence de fils d'espacement compliquent également les opérations de cisailage et de dissolution.

Le tableau 2 donne la situation actuelle et les projets de retraitement du combustible des réacteurs à eau légère dans plusieurs pays. En vertu de considérations techniques et économiques, la capacité optimale d'une usine de retraitement est d'environ 1500 t/an [8]. On estime aujourd'hui à plus de 3000 t/an la capacité de retraitement nécessaire pour le combustible épuisé des réacteurs de puissance actuellement en service. En 1990, lorsque la puissance installée des centrales nucléaires aura probablement atteint 400 GW(e), la capacité de retraitement devra être d'environ 12 000 t/an. Les renseignements dont on dispose sur les capacités de retraitement existantes et projetées montrent qu'à l'heure actuelle on ne retire qu'une faible quantité de combustible épuisé et que même en 1990, lorsque plusieurs grandes usines auront peut-être déjà été mises en service, une part importante du combustible épuisé se trouvera encore en stockage.

Les retards apportés à la mise en œuvre du retraitement sont dus non seulement aux problèmes techniques que pose la construction des installations nécessaires ou aux difficultés de la mise au point des surgénérateurs rapides mais aussi aux problèmes politiques et institutionnels que soulève la non-prolifération. L'étude de

Tableau 1: Aménagements du stockage en piscine

Situation	Aménagement	Densité de stockage en tML/ft ² *
Actuellement en usage	Paniers non empoisonnés	0,39
Actuellement en usage	Paniers empoisonnés	0,52
Proposé	Stockage de plaques de cœur	0,66
Proposé	Stockage en fûts garnis de grenailles	0,78
Proposé	Paniers superposés	0,78
Proposé	Stockage compact d'assemblages combustibles	0,94
Proposé	Stockage d'aiguilles	1,07

* Tonnes de métal lourd par pied carré.

Tableau 2: Installations de retraitement du combustible de réacteurs à eau légère dans plusieurs pays

Pays	Installation	Propriétaire	Situation	Capacité actuelle (tML/an*)	Capacité nouvelle (en tML/an*) prévue jusqu'en 1990
Belgique	Dessel-Mol	Etat	Reconstruction de l'ancienne usine Eurochemic		60-300 [12]
France	La Hague/UP2	Cogema	En service	400	800 [13]
	La Hague/UP3	Cogema	projetée		800
	La Hague/UP3	Cogema	projetée		800
Allemagne (Rép.féd.d')	Karlsruhe	WAK	en service	16-35	
	Commerciale	DWK	projetée		350
Inde	Tarapur	IAEC	en service	100	[14]
	Kalpakkam	IAEC	projetée		100
Japon	Tokai	PNC	en service	210	
	2ème usine	JNFS	projetée		1 200 [15]
Royaume-Uni	Windscale	BNFL	en service	400	
	Windscale (Thorp)	BNFL	projetée		1 200 [16]
Etats-Unis	Barnwell	AGNS	construite mais non en service		[17]

* Tonnes de métal lourd par an

INFCE et d'autres travaux donnent à penser que les problèmes de la fin du cycle du combustible pourront être résolus par la création de centres régionaux ou multinationaux du cycle du combustible comportant des installations internationales de stockage du combustible épuisé, de retraitement, de stockage du plutonium et de refabrication de combustibles à mélange d'oxydes.

Activités internationales

Au cours des cinq dernières années, l'Agence s'est occupée activement de la gestion du combustible épuisé en organisant un certain nombre d'études et de réunions. L'étude sur les centres régionaux du cycle du combustible (CRCC) et les réunions de consultants qui ont suivi ont montré qu'on ne possède encore qu'une expérience insuffisante du stockage prolongé du combustible. L'Agence a apporté sa contribution aux activités du groupe de travail qui était chargé, dans le cadre de l'évaluation internationale du cycle du combustible nucléaire, de toutes les questions relatives à la gestion du combustible épuisé. Les études actuellement organisées par l'AIEA sur le stockage du combustible épuisé et du plutonium permettront certainement d'approfondir les connaissances sur ce sujet.

L'Agence a entrepris d'évaluer l'expérience mondiale actuelle en matière de stockage du combustible en piscine. Elle a établi un programme de recherche coordonnée portant sur le combustible stocké depuis longtemps tant en piscine qu'à sec. Un groupe consultatif s'est récemment réuni pour examiner les diverses méthodes possibles de stockage du combustible épuisé. Il est prévu de publier en 1982 un guide du stockage du combustible épuisé et d'organiser en 1983 un séminaire sur les problèmes d'ensemble de la gestion du combustible épuisé — stockage, transport et retraitement — et leurs incidences sur l'économie du cycle du combustible, l'environnement, la sécurité et la non-prolifération.

Références

- [1] V.M. Sedov, A.N. Kondratiev et al. *Hranenie otrabotavchego topliva na AES s reaktorami VVER — 440* in: Comptes rendus du colloque du CAEM sur la recherche en matière de gestion du combustible épuisé et des déchets radioactifs, Tchécoslovaquie (avril 1981).
- [2] INFCE, Rapport du groupe de travail 6, AIEA, Vienne (1980).
- [3] B. Chevchenko, *Khimitcheskaia tekhnologia obloutchenogo jadernogo goroutchego*, Atomisdat (1971).
- [4] H. Patak, *Spent fuel storage and transport technology*, IAEA-ISFM/Sub A/15 (1980).
- [5] C. Ospina, *Technical overview of intermediate dry storage of spent fuel*, Réunion de groupe consultatif de l'AIEA, Las Vegas, Californie (Etats-Unis) (nov. 1980).
- [6] M. Ohta, *Status of dry storage of irradiated fuel in Canada* AECL, Las Vegas (Etats-Unis) (nov. 1980).
- [7] Keese, Anspach, Christ, *Storage of spent fuel in transport storage casks*, Rapport présenté au PATRAM-80, N° 10-14 Berlin.
- [8] AIEA, Centres régionaux du cycle du combustible nucléaire (1976).
- [9] INFCE, Rapport du groupe de travail 4, AIEA, Vienne, (1980).
- [10] L'énergie nucléaire et son cycle du combustible, Comptes rendus de la Conférence internationale, Salzbourg (Autriche), AIEA (1977).
- [11] J.B. Wright, *Spent fuel dry storage — a look at the past, present and future*, Fuel Cycle Conference 1981, Los Angeles (Etats-Unis) (mars 1981).
- [12] E. Détéilleux, *Prospects from the back-end of the fuel cycle in Belgium*, Fuel Cycle for the 80s (sept. 1980), Gatlinburg (Etats-Unis).
- [13] Rapport annuel du Commissariat à l'énergie atomique français (1979).
- [14] *Nuclear power in India*, Nuclear News (fév. 1981).
- [15] K. Nakajima, *Present status of nuclear fuel reprocessing in Japan*, Comptes rendus de la Troisième Conférence du bassin du Pacifique, Mexico (fév. 1981).
- [16] J. Tatlock, L.P. Shortis, N.R. Geary, *Reprocessing in the United Kingdom*, Fuel cycle for the 80s, Gatlinburg (Etats-Unis) (sept. 1980).
- [17] *The future role of the Barnwell nuclear fuel plant*, Fuel Cycle Conference 1981, Los Angeles (Etats-Unis) (mars 1981).