

# Evolution du cycle du combustible nucléaire

par Igor Rybalchenko et Leonard Konstantinov

L'énergie d'origine nucléaire ne peut pas progresser sans un développement suffisant de la base de ressources et de la technologie de l'ensemble du cycle du combustible. Pour différentes raisons, plusieurs stratégies ont été adoptées pour le cycle du combustible, mais deux types principaux de réacteurs de puissance ont été fabriqués industriellement pour une exploitation à grande échelle:

- les réacteurs à combustible à l'uranium naturel, ralentis au graphite ou à l'eau lourde, et refroidis à l'eau ou par un gaz
- les réacteurs à combustible à uranium légèrement enrichi, ralentis à l'eau ou au graphite, et refroidis à l'eau.

Ces deux types de réacteurs, avec quelques légères modifications, sont maintenant bien établis, et nombreux sont les pays où ils sont en service depuis longtemps et donnent satisfaction.

Pour répondre aux besoins des programmes d'énergétique nucléaire en expansion, une technologie a été mise au point pour l'ensemble du cycle du combustible nucléaire dans plusieurs pays au cours des vingt à trente dernières années. Cette technologie s'est avérée fiable, sûre et rentable pour de nombreux pays.

Au cours des dernières années, l'énergétique nucléaire ne s'est pas développée comme on l'escomptait et la demande de matières premières et de combustible nucléaire a donc été inférieure aux prévisions, ce qui a provoqué une surproduction dans quelques pays et une baisse très appréciable des prix sur le marché de l'uranium. Cette situation résultait de la diminution de la demande d'électricité, de problèmes financiers et des pressions d'ordre politique et publique qui se sont manifestées dans certains pays.

On s'attend cependant que l'expansion régulière de l'énergétique nucléaire dans son ensemble améliorera la situation de l'industrie nucléaire dans de nombreux pays et que la demande de matières nucléaires et de services du cycle du combustible se stabilisera. Nous présentons ci-après un exposé des nouveautés dans le domaine du cycle du combustible et des activités de l'AIEA.

## Ressources et approvisionnement en uranium

La situation de l'industrie de l'uranium a continué de se détériorer au cours des quelques dernières années, bien que la production réduite de 1983 (environ

M. Konstantinov est le Directeur général adjoint chargé du Département de l'énergie et de la sûreté nucléaires, et M. Rybalchenko est un ancien membre du personnel de ce département. M. Syed Fareeduddin, directeur de la Division du cycle du combustible nucléaire, a collaboré à la rédaction de cet article.

38 000 tonnes dans le monde à économie de marché) ait eu tendance à limiter la surproduction. Les prix à forfait moyens de l'uranium aux Etats-Unis ont atteint 70 dollars par kilogramme pour l'uranium importé et 100 dollars par kilogramme pour l'uranium produit dans le pays. Les cours de l'uranium sur le marché du comptant se sont également améliorés, se situant aux environs de 44 dollars en août-septembre 1982 pour atteindre 60 dollars pendant l'automne de 1983, mais ils sont retombés par la suite.

Dans de nombreux pays, les activités de prospection et les ouvertures de mines ont été considérablement réduites; les opérations ont cependant continué en ce qui concerne quelques gisements d'exploitation peu coûteuse, au Canada et en Australie notamment. Les prévisions semblent indiquer un accroissement de la demande d'uranium qui passerait de 31 500 tonnes en 1983 à 45 000 tonnes en 1990 et à 55 000 tonnes en 1995.

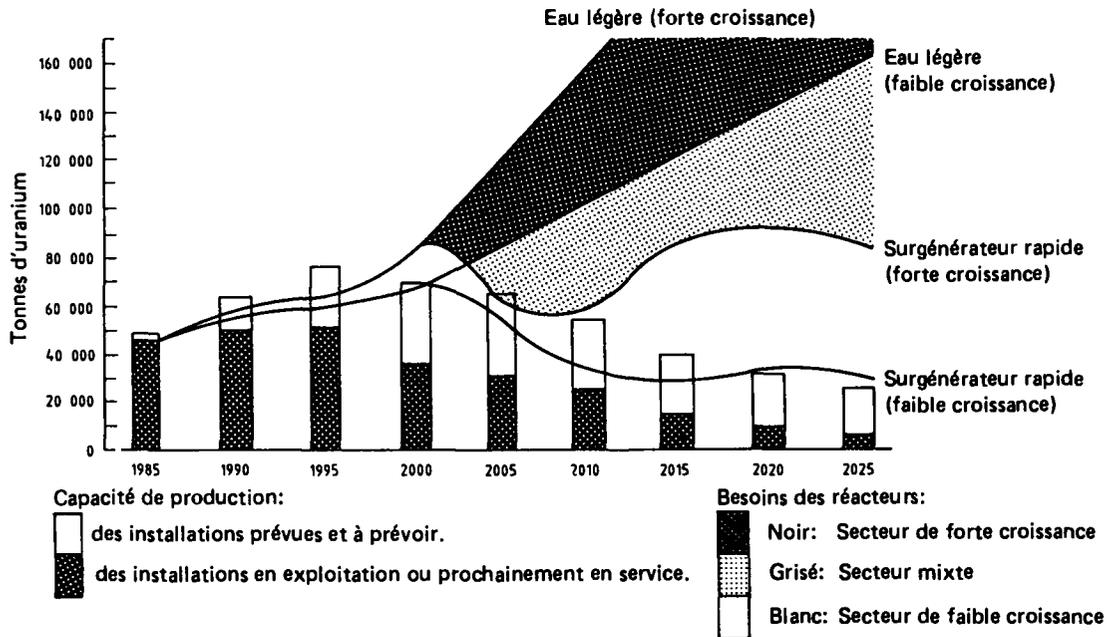
Considérant ces prévisions et les délais nécessaires à la mise en œuvre des projets d'extraction de l'uranium, il faudra reprendre les campagnes de prospection si l'on veut que la demande à long terme soit satisfaite.\*

La figure 1 résume la situation de l'offre et de la demande telle qu'elle ressort de la publication *Uranium - ressources, production et demande*, préparée conjointement par l'AIEA et par l'Agence pour l'énergie nucléaire de l'Organisation de coopération et de développement économiques. Des dispositions sont prises pour rendre ce rapport biennal plus complet et assurer une présentation plus uniforme des données. A titre complémentaire, deux manuels ont été rédigés, l'un sur l'estimation de la capacité de production et l'autre sur l'évaluation des réserves.

En plus de l'information courante sur les ressources et la production d'uranium officiellement communiquée par les pays intéressés, le rapport contient une évaluation mise à jour des ressources conjecturales de 182 pays (voir le tableau 1). Les estimations antérieures datent de 1976-77.

\* Les activités de l'AIEA dans ce domaine ont consisté principalement à mettre à jour l'information sur les ressources et l'offre de matières nucléaires (principalement l'uranium) et à rassembler, à évaluer et à publier des données sur la géologie, l'exploitation et la production d'uranium. Dans sa collection *Rapports techniques*, l'AIEA a publié les ouvrages suivants: *Uranium Evaluation and Mining Techniques* (1980), *Uranium in the Pine Creek Geosyncline* (1980), *Uranium Deposits in Latin America* (1981), *Uranium Exploration Case Histories* (1981), *Vein Type and Similar Uranium Deposits in Rocks Younger than Proterozoic* (1982), *Uranium Exploration in Wet Tropical Environments* (1983) and *Geology and Metallogenesis of Uranium Deposits of South America* (1984). Ont en outre paru un rapport technique intitulé *Remote Sensing in Uranium Exploration* (1981) et un manuel intitulé *Borehole Logging for Uranium Exploration* (1982).

Figure 1. Quantités annuelles d'uranium nécessaires aux réacteurs et capacité de production d'uranium à partir des ressources connues\* (1985-2025)



\* Ressources connues (ressources raisonnablement assurées et ressources supplémentaires estimées) exploitables à 130 dollars, ou moins, par kilogramme d'uranium.

Tableau 1. Ressources conjecturales d'uranium (en millions de tonnes)

	Nombre de pays	Chiffres théoriques		Chiffres probables	
		Min.	Max.	Min.	Max.
Afrique	50	1,3	4,6	2,6	3,5
Amérique du Nord	3	1,8	2,9	2,1	2,4
Amérique du Sud et Amérique centrale	40	0,7	1,8	1,0	1,3
Asie et Extrême-Orient*	37	0,3	1,6	0,5	0,8
Australie et Océanie	17	2,0	4,0	3,0	3,5
Europe occidentale	22	0,3	1,1	0,4	0,6
Total PEM**	169	6,4	16,0	9,6	12,1
PEP***	13	3,3	8,4	5,2	6,5

\* Non compris la République populaire de Chine et la partie orientale de l'URSS.

\*\* Pays à économie de marché.

\*\*\* Les chiffres indiqués pour les pays à économie planifiée sont des totaux estimés et comportent un élément «ressources raisonnablement assurées» et «ressources supplémentaires estimées», mais ces données n'étaient pas connues du Groupe d'orientation.

Quant aux techniques de prospection de l'uranium, l'AIEA prépare actuellement un manuel sur la méthode géochimique et des dispositions ont été prises pour mettre au point des étalons pour les analyses gamma de matériaux géologiques. Des programmes informatiques pour le système d'analyse géochimique ont été obtenus et sont prêts à être distribués en 1984. Un système associé utilisable sur microordinateur a également été proposé en 1984.

Par ailleurs, on continue de travailler au système international de documentation sur la géologie de l'uranium (INTURGEO) qui emmagasine l'information sur les gisements et la géologie de l'uranium, ainsi que les statistiques nationales pertinentes, et recueil des données sur les zones uranifères d'Afrique, d'Asie, d'Amérique du Nord et d'Amérique du Sud. Une cartographie et autres éléments graphiques de logiciel ont été mis au point pour faciliter la présentation des données, et le plan du système a été mis à la disposition des Etats Membres intéressés.

#### Traitement et production des matières nucléaires

Dans ce domaine\*, la technologie de l'extraction de l'uranium est maintenant bien au point. Aucune

\* Les activités de l'AIEA dans ce domaine ont consisté principalement à recueillir, évaluer et diffuser une documentation sur la technologie du traitement des minerais d'uranium et sur la production de combustibles nucléaires et de matériaux pour réacteurs, ainsi qu'à compiler des données de base sur les installations du cycle du combustible nucléaire du monde entier, et à donner des avis techniques aux Etats Membres en matière de technologie du combustible nucléaire.

innovation technique importante n'est intervenue au cours des quelques dernières années, mais on continue de perfectionner les procédés hydrométallurgiques pour les rendre plus efficaces, plus souples, moins coûteux et plus acceptables pour l'environnement.

Des progrès ont été faits dans l'emploi industriel de la lixiviation sous pression et des colonnes pulsées pour la concentration et la purification des liqueurs d'uranium par extraction par solvant. L'acide de Caro ( $H_2SO_5$ ) semble devoir donner de très bons résultats comme agent oxydant.

La récupération de l'uranium de l'acide phosphorique est marginalement économique pour le moment. Il faut encore améliorer les procédés d'extraction pour les rendre plus compétitifs. On cherche à mettre au point de nouveaux extracteurs, notamment solides, qui faciliteraient le traitement de l'acide avant et après l'opération.

Plusieurs pays étudient des procédés qui permettraient de récupérer l'uranium contenu dans le charbon et les eaux naturelles, dont l'eau de mer. Ces procédés ne sont pas destinés à concurrencer, quant au prix, les sources classiques d'uranium, mais à faire plafonner ce prix et à assurer un approvisionnement à long terme aux pays très équipés en nucléaire mais ayant peu de ressources propres en uranium.

Nombreux sont les pays en développement qui sont en train de se doter des moyens de traiter le minerai d'uranium, ou tout au moins ont exprimé leur intention de le faire.

**Enrichissement de l'uranium.** La situation en ce qui concerne l'enrichissement de l'uranium est la même qu'avec l'uranium: il y a surcapacité et surproduction. En effet, la capacité actuelle est d'environ 42,6 millions d'unités de travail de séparations (UTS) par an, alors que la demande, pour 1985, n'est que de 25 millions. La capacité installée et prévue est donc en mesure de répondre pendant de longues années à la demande de combustible enrichi.

L'enrichissement de l'uranium en grandes quantités par le procédé de diffusion gazeuse est pratiqué depuis une quarantaine d'années et la technique est maintenant au point et éprouvée. Le procédé est par contre extrêmement coûteux et se voit concurrencé par de nouvelles techniques, notamment la centrifugation en phase gazeuse. Dans plusieurs pays, la diffusion gazeuse demeure la principale source d'uranium enrichi, mais plusieurs usines de centrifugation sont déjà en exploitation.

Les usines de diffusion gazeuse des Etats-Unis répondent à la demande de base de la plus grande partie du monde, mais la part américaine du marché extérieur est tombée de 100% il y a dix ans, à 35% aujourd'hui. Les améliorations apportées en 1983 ont porté la capacité des usines des Etats-Unis à 27,3 millions d'UTS/an, tandis que la demande d'électricité diminuait de quelque 23%.

Les deux premières tranches de l'usine de centrifugation gazeuse en construction à Portsmouth (Ohio) auront une capacité de 2,2 millions d'UTS/an; leur mise en service est prévue pour 1988/89. Après 20 ans

de mise au point et 2000 années-machine d'expérience, la performance et la fiabilité des installations de centrifugation ne sont plus à mettre en doute.

En Europe, l'usine d'Eurodif est maintenant en exploitation et celle du Tricastin est terminée et assure, comme prévu, 10,8 millions d'UTS/an. C'est là un beau résultat qui fait d'Eurodif un des principaux fournisseurs d'uranium enrichi et confère à l'Europe une grande indépendance en ce qui concerne les services d'enrichissement.

Le projet tripartite Urenco est également en très bonne voie avec ses usines de centrifugation qui fonctionnent aux Pays-Bas et au Royaume-Uni et une troisième en projet en République fédérale d'Allemagne. La société prévoit de porter sa capacité à 2 millions UTS/an à la fin des années 80. Cette combinaison tripartite est satisfaisante et donne un bon exemple d'entreprise nucléaire multinationale à laquelle collaborent les gouvernements et l'industrie.

**Tableau 2. Usines de fabrication de combustible**

Pays	Usine	Capacité (tonnes/an)	Combustible fabriqué (type du réacteur)
Allemagne, Rép. féd. d'	RBU	850	Eau sous pression, Eau bouillante, eau lourde
	Exxon, Lingen	200	Eau sous pression, eau bouillante
Belgique	FBFC, Dessel	400	Eau sous pression, eau bouillante
Canada	CGE	600	Eau lourde
	W Canada	500	Eau lourde
	C-E Canada	230	Eau lourde
Etats-Unis	B & W	375	Eau sous pression
	C-E	265	Eau sous pression
	ENC	600	Eau bouillante, eau sous pression
	GE	1100	Eau bouillante
France	W	800	Eau sous pression
	FBFC, Romans CFC, Pierrelatte	600	Eau sous pression
Grande-Bretagne	BNFL	500	Eau sous pression
Italie	BNFL	100	Eau bouillante, eau sous pression
Italie	Agip Nucleare	200	Eau bouillante, eau sous pression
	DAE	135	Eau bouillante, eau sous pression
Inde	JNF	480	Eau bouillante
	MNF	460	Eau sous pression
	NFI	50	Eau bouillante, eau sous pression
Japon	ASEA-ATOM	330	Eau bouillante, eau sous pression
Suède	Comité d'Etat	700	Eau bouillante, eau sous pression
URSS			

Les efforts se poursuivent pour améliorer la technologie actuelle de l'enrichissement et pour mettre au point de nouvelles techniques. Bien que le procédé par centrifugation ait déjà fait ses preuves, il semble que l'on peut encore l'améliorer.

Aux Etats-Unis, on a fait de grands progrès dans la mise au point de nouvelles machines d'une capacité accrue de 50% qui seront installées désormais dans l'usine de centrifugation. Ces machines de plus de huit mètres de long fonctionnent à des vitesses supercritiques. Au Japon, on s'intéresse de plus en plus à la fabrication de centrifugeuses. En effet, ce pays aura besoin de 9,5 millions d'UTS/an en l'an 2000 et prévoit de s'en assurer au moins trois millions sur place.

D'autres technologies semblent avoir de bonnes possibilités d'application industrielle dans l'avenir. Le procédé français d'enrichissement par voie chimique (Chemex) en est au stade de l'installation pilote. Le procédé de séparation par tuyères étudié en République fédérale d'Allemagne est aussi en très bonne voie. Une usine pilote est en construction au Brésil et une installation de démonstration de 300 000 UTS est prévue.

Il a fallu mettre au point des méthodes de fabrication spéciales pour produire ces tuyères de très petite taille. Elles sont ensuite montées de façon à former une configuration à plusieurs étages. L'étude de techniques à base de laser continue et, lorsque le procédé sera au point, on pense qu'il sera le plus économique.

#### Fabrication du combustible nucléaire

La plupart des réacteurs de puissance en service dans le monde (environ 90%) sont refroidis à l'eau et utilisent un combustible au bioxyde d'uranium. Onze pays fabriquent industriellement des combustibles nucléaires depuis de longues années (voir le tableau 2).

Plusieurs autres pays sont en train de mettre au point des techniques de fabrication et font des travaux de recherche et de développement. Les procédés de fabrication sont très semblables dans la plupart des usines, quoique les divers types de combustibles aient leurs exigences particulières.

Pratiquement tous les assemblages combustibles des réacteurs de puissance en exploitation sont formés de barres au bioxyde d'uranium entourées d'une gaine en alliage de zirconium. La géométrie des barres et des assemblages est variable, mais les caractéristiques physiques et mécaniques sont à peu près les mêmes. Par ailleurs, tous les fabricants n'appliquent pas toujours les mêmes méthodes d'organisation ni les mêmes procédés d'assurance et de contrôle de la qualité. En outre, plusieurs pays en développement sont en train de se doter d'installations de fabrication de combustible nucléaire et se rangeront ainsi parmi les pays fournisseurs. C'est le cas, par exemple, de l'Argentine, du Brésil, de la République de Corée et de la Roumanie.

Les techniques de fabrication utilisées jusqu'à ce jour donnent un produit parfaitement sûr et fiable, à de très rares exceptions près. On a étudié en détail les problèmes que posent l'hydruration, la densification du bioxyde d'uranium, l'usure par frottement et l'interaction pastille/gaine. Pour apporter des améliorations, on a modifié les spécifications et perfectionné les

méthodes de contrôle de la qualité et les techniques de fabrication.

Les méthodes très strictes de contrôle et d'assurance de la qualité ont largement contribué à la grande fiabilité des combustibles fabriqués aujourd'hui, et l'expérience acquise a abouti au degré satisfaisant de sûreté de performance du combustible que l'on constate dans les conditions d'exploitation. Les efforts qu'ont déployés les exploitants, l'industrie et les chercheurs pour remédier aux défauts des premières fabrications ont été, dans une large mesure, couronnés de succès.

La proportion moyenne des ruptures de gaines est de 0,01% par année de réacteur avec les modes d'exploitation et les taux de combustion actuellement utilisés. On étudie les possibilités d'améliorer l'utilisation du combustible (en prolongeant la combustion), la modulation de la puissance en fonction de la charge, l'emploi du plutonium dans les réacteurs thermiques, ainsi que la possibilité de remettre en état les assemblages combustibles détériorés.

On pourrait améliorer l'utilisation du combustible dans les réacteurs refroidis à l'eau par deux moyens : modifier les stratégies de gestion du combustible ou améliorer les propriétés mécaniques et métallurgiques du combustible. Les travaux de recherche et de développement portent en particulier sur des problèmes tels que le dégagement des gaz de fission, la corrosion des gaines en zirconium par l'eau, la stabilité dimensionnelle, l'interaction pastille/gaine et l'emploi accru de poisons consommables. La plupart de ces problèmes ne sont pas nouveaux, mais il est indispensable, avant d'autoriser la mise en service, de vérifier le comportement du combustible en procédant à des essais dans les conditions probables d'exploitation. Les modèles et codes informatiques pour l'analyse du comportement du combustible se sont avérés utiles dans l'étude des nouveaux types de combustibles.

La mise en œuvre des améliorations ne présente pas de difficultés insurmontables. Vu la nature de ce travail, cependant – durée de l'irradiation, nécessité d'examiner soigneusement les incidences sur la sûreté, retards des livraisons par l'industrie – les améliorations de l'utilisation du combustible ne pourront pas vraiment se faire sentir avant la prochaine décennie.

Les innovations en technologie du combustible appellent également des mesures de contrôle et d'assurance de la qualité complémentaires, ou même entièrement nouvelles, qui devraient garantir des normes de sûreté plus strictes encore en ce qui concerne la performance des combustibles.\*

\* L'activité de l'AIEA dans le domaine de la fabrication du combustible nucléaire consiste à recueillir, évaluer et échanger de la documentation sur la fabrication des éléments combustibles pour réacteurs à eau, en accordant une attention particulière à l'amélioration de l'utilisation du combustible (prolongation de la combustion) et à la performance et à la fiabilité des éléments combustibles.

Des réunions de spécialistes dans le cadre du Groupe de travail international sur la performance et la technologie du combustible pour réacteur à eau, ont étudié les questions suivantes: chimie interne des barres de combustible, comportement du combustible lors de la montée en puissance et de la modulation, modèles de performance des éléments combustibles et de dégagement des gaz de fission, interaction pastille/gaine

Tableau 3. Installations de stockage du combustible éloignées du réacteur

Pays	Désignation de l'installation	Propriétaire	Situation	Démarrage	Combustible (type du réacteur)	Capacité nominale actuelle	Quantités entreposées	Capacité prévue
								(annuelle)
(en tonnes de métal lourd)								
Allemagne, Rép. féd. d'	Ahaus Gorleben	DWK/STEAG	Projet	1985	Eau légère			1500
		DWK	En construction	1983	Eau légère			1500
Belgique	Dessel-Mol	Eurochemic Etat*	En attente Projet		Eau souspression Eau souspression			380 (1987)*
Canada	Whiteshell	AECL	En service	1974	Fluide organique	11,1	10,2	**
Etats-Unis	West Valley	Etat de New York	En service	1966	Eau légère	250	165	
		GE	En service	1971	Eau légère	700	350	
France	La Hague	COGEMA	En service	1967	Gaz	400		
				1975	Eau légère	4000		+2000 (1983) +2000 (1987)
Royaume-Uni	DNPd, Thurso	UKAEA	En service	1960	Essais mat. U/AI	***		
		BNFL	En service	1960	MAGNOX	1500		
	Windscale B27	BNFL	En service	1968	Eau légère	2300		
		BNFL	Permis sollicité	1980	Gaz	550		
	Windscale Pond 4	BNFL	En construction	1983	MAGNOX			1000 (1983)
	Windscale Pond 5	BNFL	En construction	1983	Gaz			510 (1984)
	Windscale THORP	BNFL	Projet	1987	Eau légère, gaz			1500 (1987)
Suède	Simpevarp	SNFSC	En construction	1985	Eau légère			3000 (1985)

\* La décision appartient au Parlement.

\*\* Stockage à sec demandé.

\*\*\* 700 assemblages.

### Gestion du combustible épuisé

On a également acquis une certaine expérience des opérations du cycle du combustible telles que l'entreposage, le transport et le retraitement. Actuellement, une grande partie du combustible irradié est immergé dans des bassins sur le site du réacteur, le reste étant

conservé dans les mêmes conditions auprès des usines de retraitement ou dans des endroits éloignés du réacteur (voir le tableau 3). La première installation d'entreposage à sec de combustible à l'oxyde vient d'être mise en service à Gorleben, en République fédérale d'Allemagne.

dans les réacteurs à eau, taux de combustion élevé des combustibles de réacteurs à eau, et interaction fluide de refroidissement/gaines. Des documents techniques ont été publiés sur les méthodes d'examen après irradiation et sur l'utilisation de combustible en particules dans différents types de réacteurs.

Un séminaire régional sur la fabrication et le contrôle du combustible pour réacteurs à eau lourde a été organisé en 1983, et un autre séminaire sur le matériel de télémanipulation pour les installations du cycle du combustible nucléaire a été tenu en 1984.

Un manuel sur le contrôle de la qualité du combustible de réacteur à eau a été publié en 1983 et un séminaire sur ce sujet a été organisé en 1984.

Trois programmes de recherche coordonnée en sont à différents stades d'exécution; ils portent sur les sujets suivants: étude de modèles informatiques du comportement des éléments combustibles dans les réacteurs à eau, étude de l'interaction des gaines de combustible avec l'eau de refroidissement dans les réacteurs de puissance, et méthodologie d'examen et de documentation concernant les combustibles pour réacteurs à eau.

Jusqu'à présent, on n'a retraité qu'une petite quantité de combustible épuisé. Même si la capacité de retraitement est utilisée à plein, une grande partie du combustible épuisé ne pourra pas être retraité avant un certain temps et devra donc être entreposé. Par exemple, d'ici à 1990, on ne pourra pas retraiter en Europe plus de 6500 MtU de combustible à l'oxyde et environ 10 800 MtU de combustible à traiter se seront accumulés d'ici là.

Le développement des moyens d'entreposage sur le site des centrales et l'augmentation de la capacité de retraitement, allant de pair avec la centralisation de l'entreposage, devraient pallier les difficultés dans l'avenir proche. Par ailleurs, l'entreposage prolongé du combustible irradié exige que le comportement de ce dernier demeure fiable, et notamment que les gaines conservent leur intégrité, même après le déchargement du réacteur. Le milieu est moins agressif dans une installation d'entreposage que dans le cœur d'un réacteur, mais le combustible y séjourne beaucoup plus longtemps. Il faut donc un complément de recherche

et développement pour s'assurer de la fiabilité et de la sûreté de l'entreposage à longue échéance.

Pour ce qui est du transport, une nouvelle industrie s'est créée pour assurer le transfert du combustible entre les centrales et les usines de retraitement ou les lieux d'entreposage. Des conditionnements à sec ou en immersion ont été spécialement réalisés pour le transport par la route, par le rail ou par mer, dans le respect des règlements internationaux en la matière. En trente ans de transport de combustibles irradiés, il ne s'est produit aucun incident impliquant une radioexposition significative du personnel ou du public.

Quant au retraitement, il se fait par un procédé chimique éprouvé dérivé de la technique Purex d'extraction par solvant. L'expérience acquise dans le retraitement des combustibles, aussi bien métalliques qu'à l'oxyde, a confirmé la fiabilité et la sûreté de cette technologie. Les effets du retraitement sur l'environnement sont négligeables. La plupart des usines de retraitement sont situées dans quelques pays d'Europe, en Inde et au Japon; les capacités en exploitation et en projet sont sensiblement inférieures aux quantités effectives de combustible à retraiter.

Les pays dont les ressources en uranium sont limitées pensent que le retraitement du combustible épuisé et le recyclage des matières fissiles (uranium et plutonium) dans des réacteurs refroidis à l'eau leur permettrait de moins dépendre des importations d'uranium. Les réacteurs surgénérateurs rapides au plutonium semblent offrir la meilleure possibilité de contribuer notablement et de façon durable à la production d'énergie dans le monde\*.

---

\* Les activités de l'Agence dans ce domaine concernent principalement les questions techniques de gestion du combustible épuisé provenant des diverses filières de réacteurs. L'Agence a continué d'autre part à recueillir et à évaluer une documentation sur les options de stockage à court, moyen et long terme, et sur les techniques de transport, de retraitement et de recyclage.

Les résultats de l'enquête mondiale sur l'entreposage par immersion du combustible épuisé des réacteurs à eau ont été publiés en 1982 dans la collection Rapports techniques sous le numéro 218.

Un manuel sur le stockage du combustible épuisé a été publié récemment dans cette même collection sous le numéro 240. En voici le sommaire: techniques d'entreposage à sec et par immersion, transport, économie de l'entreposage, arrangements institutionnels, garanties internationales, critères d'évaluation, et coopération internationale. Un résumé de l'expérience acquise dans le monde en matière de stockage à sec est toujours en cours de préparation.

### Coopération internationale

L'importance croissante de la coopération internationale dans le domaine nucléaire donne encore plus de relief au rôle de l'AIEA, seule organisation capable d'acquiescer et d'évaluer l'information nucléaire et d'aider un grand nombre de pays, parmi ses Etats Membres, dans le domaine de la technologie des matières nucléaires et du cycle du combustible.

Depuis 1980, l'AIEA a contribué à la mise en œuvre de projets de coopération technique concernant la prospection de l'uranium dans 41 pays d'Afrique, d'Asie, d'Europe et d'Amérique du Sud. Le nombre de projets assistés a varié de 30 à 40 par an, dont 6 à 10 figuraient parmi les grands projets financés par le Programme des Nations Unies pour le développement (PNUD). Le budget annuel total de ces projets est de l'ordre de 2 millions de dollars des Etats-Unis.

Au cours des dernières années, une assistance dans le domaine du combustible nucléaire a été fournie à plusieurs pays, dont l'Egypte, l'Indonésie, la République de Corée, le Mexique et la Roumanie. L'assurance et le contrôle de la qualité sont parmi les plus importantes rubriques du programme d'assistance technique.

Actuellement, l'Agence collabore aux travaux du Comité de la sécurité des approvisionnements en ce qui concerne les matières nucléaires, les combustibles et les services du cycle du combustible. La fourniture assurée de combustible pour réacteur est d'une grande importance pour de nombreux pays en développement.

Bien qu'un certain nombre de pays soient en train de se doter de moyens de production, nombreux sont ceux qui continueront de dépendre de l'étranger. Pour s'assurer un approvisionnement régulier en combustible, de nombreux pays ont intérêt à diversifier leurs sources. Il faut alors pouvoir compter sur les livraisons, sur la normalisation des techniques de fabrication et sur des programmes de contrôle de la qualité. Une large coopération est indispensable pour concrétiser ces conditions.

L'AIEA continuera ses programmes dans le domaine du cycle du combustible nucléaire en accordant une attention particulière au perfectionnement de la technologie du cycle du combustible et à l'amélioration de la performance et de la sûreté du combustible. L'importance du programme ira croissant à mesure que des pays de plus en plus nombreux passeront à l'énergie nucléaire pour la production d'électricité et autres applications pacifiques et devront, par conséquent, s'assurer la fourniture de matières nucléaires, de combustible et de services du cycle du combustible.