

# Aspects techniques et industriels du cycle du combustible nucléaire de la Russie

*Aperçu des politiques, des plans et de l'expérience dans le domaine de la production et du retraitement des combustibles nucléaires et de l'utilisation du plutonium*

par  
Yu.K. Bibilachvili  
et  
F.G. Rechetnikov

Dans son programme de développement de l'énergie nucléaire, l'ex-Union soviétique avait opté d'emblée pour un cycle du combustible fermé, c'est-à-dire comprenant le retraitement du combustible irradié provenant des centrales nucléaires, et la récupération et la réutilisation de l'uranium et du plutonium dans de nouveaux éléments combustibles. Pour l'essentiel, cette politique n'a pas changé et elle s'applique aujourd'hui à la nouvelle génération de réacteurs que l'on envisage de construire.

La Russie, les pays de la Communauté d'Etats indépendants (CEI) et les pays d'Europe orientale ont besoin actuellement de services du cycle du combustible nucléaire pour 62 centrales équipées de réacteurs conçus dans l'ex-Union soviétique. Quarante-cinq de ces réacteurs sont des réacteurs à eau sous pression (VVER), dont 19 ont une puissance installée de 1000 MWe et 26 une puissance de 440 MWe. Les autres centrales en service comprennent 15 réacteurs de grande puissance à tubes de force modérés par graphite (RBMK) et deux réacteurs surgénérateurs rapides de type BN.

Le présent article passe en revue les étapes du cycle du combustible nucléaire de la Russie du point de vue technique et industriel. Il met l'accent sur l'expérience acquise en matière de retraitement et les plans dans ce domaine, la fabrication de combustible pour les réacteurs VVER, RBMK et BN; la gestion du combustible nucléaire irradié; ainsi que la situation et les perspectives actuelles de l'utilisation de combustible à oxydes mixtes (MOX) dans les réacteurs nucléaires de la Russie.

## Retraitement du combustible irradié

On traite le combustible irradié de tous les réacteurs de types VVER et BN, mais pas celui des RBMK, qui est donc stocké. Cette dernière

option a été choisie essentiellement pour des raisons économiques. Le retraitement ne serait pas rentable en raison de la faible teneur du combustible en isotopes fissiles de l'uranium et du plutonium. Le combustible irradié provenant des RBMK-1000 et RBMK-1500 est placé dans des conteneurs scellés et stockés sur le site des centrales dans des installations ayant une capacité d'environ 2000 tonnes de métal lourd.

Pour les autres types de combustibles, une usine de retraitement est en service à Tcheliabinsk, et une est en construction à Krasnoïarsk.

● **L'usine de retraitement RT-1 de Tcheliabinsk.** Située sur le complexe «Maïak», cette usine est entrée en service en 1971 pour retraiter le combustible provenant des réacteurs VVER-440, des réacteurs rapides et des réacteurs de propulsion des brise-glaces et des sous-marins. Sa capacité, pour le principal type de combustible (celui des VVER-440), est de 400 tonnes de métal lourd par an. Elle applique un procédé d'extraction en milieu aqueux à l'aide de tributylphosphate dilué dans un hydrocarbure. L'opération s'effectue dans des extracteurs à multiples étages avec un mélange mécanique et pulsé des phases. Le facteur de purification des déchets de très haute activité atteint entre  $10^6$  et  $10^9$ , ce qui assure l'obtention d'uranium, de plutonium ainsi que de neptunium purs. On peut également extraire ainsi du combustible irradié du strontium 90, du césium 137, du technétium 99 et d'autres radionucléides.

Une fois retraité, l'uranium est réutilisé pour la production d'éléments combustibles. Le produit final de l'usine se présente sous forme d'un concentré d'hexahydrate de nitrate d'uranyle avec l'enrichissement requis en uranium 235. Il est obtenu après mélange de l'uranium récupéré avec une solution d'uranium fortement enrichi et concentration. On peut également ajuster la solution pour avoir l'enrichissement voulu à l'usine d'Oust-Kamenogorsk, au Kazakhstan, où sont fabriquées les pastilles du combustible. Actuellement, la majeure partie du concentré obtenu à RT-1 a une teneur en uranium 235 de 2 à 2,5% et est utilisée pour fabriquer

M. Bibilachvili est directeur adjoint de l'Institut de recherche scientifique sur les matériaux inorganiques au Ministère de l'énergie atomique de la Fédération de Russie. M. Rechetnikov, ancien directeur adjoint de cet institut, est un consultant.



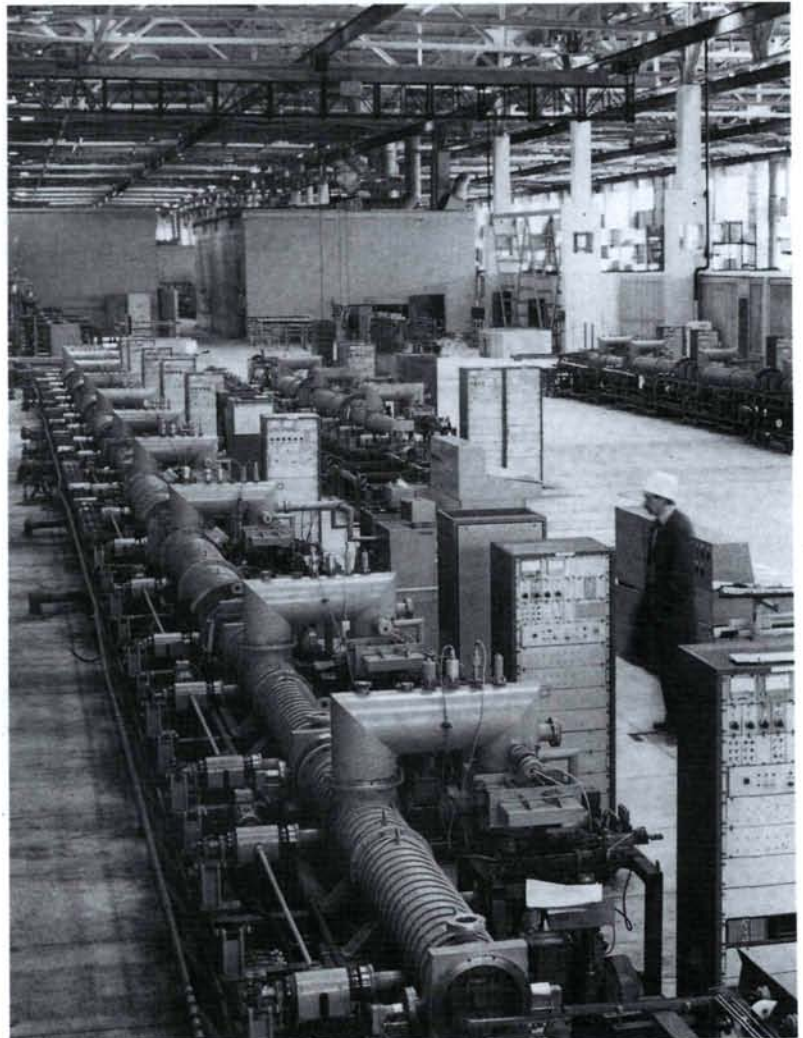
*Ci-dessous:*  
La ligne de production automatisée d'assemblages combustibles pour VVER-440 à l'usine Electrostal, près de Moscou.  
*A gauche:*  
Centrifugeuses à l'usine d'enrichissement de l'uranium de Krasnoïarsk.  
(Crédit: Minatom, Fédération de Russie)

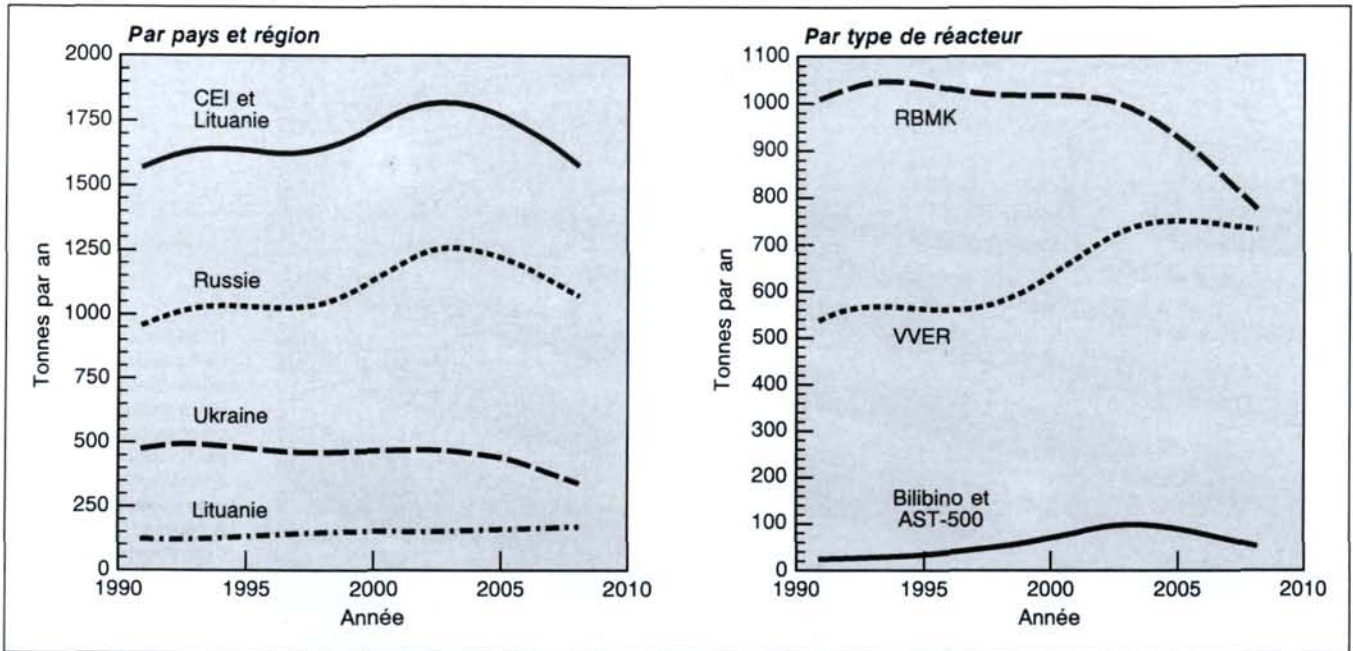
des pastilles de combustible pour les réacteurs RBMK-1000. On fait actuellement des recherches pour intégrer l'uranium retraité dans le cycle du combustible des réacteurs RBMK-1500 de la centrale d'Ignalina, en Lituanie, et dans le cycle du combustible des réacteurs rapides et des VVER. Le plutonium obtenu à RT-1 est temporairement stocké sur le site sous forme de dioxyde.

● **L'usine RT-2 en construction à Krasnoïarsk.**  
Cette usine, destinée à retraiter du combustible nucléaire provenant de réacteurs VVER-1000, devrait entrer en service par lignes. La première ligne sera capable de retraiter jusqu'à 1000 à 1500 tonnes de métal lourd par an de combustible irradié. Comme à RT-1, le produit final se présentera sous forme d'un concentré d'hexahydrate de nitrate d'uranyle. Il sera d'abord destiné à la production d'hexafluorure d'uranium puis à l'enrichissement de l'uranium. En attendant la mise en service de la première ligne, le combustible irradié des réacteurs VVER-1000 sera stocké dans l'installation centrale de RT-2 déjà construite. Elle a une capacité nominale de 6000 tonnes de métal lourd et sera entièrement remplie en 2005. La capacité de stockage est actuellement de 3000 tonnes de métal lourd.

**Enrichissement et fabrication du combustible**

C'est actuellement la demande de combustible nucléaire nécessaire pour alimenter les centrales équipées de VVER qui détermine le volume de la production industrielle d'éléments combustibles. (Voir les graphiques.) Tous les réacteurs russes





**Besoins de combustible des réacteurs refroidis par eau, 1990-2010**

utilisent de l'uranium enrichi (il n'y a pas de centrales à uranium naturel).

Il y a un certain nombre d'usines d'enrichissement de l'uranium et de fabrication de combustible.

● **Usines d'enrichissement.** La première usine d'enrichissement de la Russie a commencé à fonctionner en 1949, à Sverdlovsk, et trois autres ont par la suite été mises en service, respectivement à Tomsk, Angarsk et Krasnoïarsk. Le procédé utilisé était le procédé par diffusion gazeuse. Un nouveau procédé, par centrifugation gazeuse, a été mis au point dans les années 50, et en 1964 est entrée en service, à Sverdlovsk, la première usine du monde équipée de centrifugeuses à gaz, lesquelles ont ensuite été introduites dans les trois autres usines. L'adoption de ce nouveau procédé a permis de multiplier par 2,4 la capacité de séparation des usines et entraîné une consommation d'électricité 8,2 fois moindre. On utilise aujourd'hui des centrifugeuses à gaz de cinquième génération pour la production en série. Avec ces machines, la consommation

énergétique spécifique par unité de travail de séparation est 25 fois plus faible que dans le procédé par diffusion gazeuse.

Deux méthodes peuvent être employées pour obtenir l'hexafluorure d'uranium servant à enrichir l'uranium — la fluoration directe des oxydes d'uranium au moyen de fluor gazeux ou la fluoration de tétrafluorure d'uranium. Les deux sont utilisées en Russie. D'un point de vue économique, la deuxième est plus intéressante, car elle demande trois fois moins de fluor gazeux, qui coûte cher. Dans les deux cas, les procédés sont exothermiques et dégagent de grandes quantités de chaleur s'accompagnant de températures très élevées dans la cuve de réaction. Il faut donc, au stade de la conception du matériel, accorder une attention particulière à l'extraction de la chaleur et au choix des matériaux de cette cuve.

● **Usines de fabrication de combustible.** La fabrication industrielle des éléments, des assemblages et des pastilles de combustible s'effectue

**Production industrielle de combustible nucléaire et de gaines de combustible**

Usine	Type de production		Capacité de production annuelle (tonnes)	Production en 1992 (tonnes)
	Réacteur	Produit final		
Electrostal (près de Moscou)	VVER-440	Assemblages combustibles	700	230
	RBMK	Assemblages combustibles	570	570
	BN	Combustible pour cœur de réacteurs	20	
	BN	Combustible pour couches fertiles des réacteurs	15	
Novossibirsk	VVER-1000	Assemblages combustibles	1000	210
Oust-Kamenogorsk (Kazakhstan)	VVER	Pastilles de combustibles	2650	220
	RBMK			570
Glazov	VVER	Alliage de zirconium	2000	
	RBMK	Tubes	6000 km/an (tubes)	2000 km/an (tubes)

dans trois usines: deux en Russie (Elektrostal et Novossibirsk) et la troisième au Kazakhstan (Oust-Kamenogorsk). Elektrostal produit des éléments, des assemblages et des pastilles pour les réacteurs VVER-440, BN-350 et BN-600. Elle produit également des éléments et des assemblages pour les réacteurs RBMK-1000 et RBMK-1500 utilisant des pastilles de combustible provenant d'Oust-Kamenogorsk. L'usine de Novossibirsk fabrique des éléments et des assemblages pour les réacteurs VVER-1000, les pastilles venant d'Oust-Kamenogorsk. La production de zirconium et la fabrication d'articles faits d'alliage à base de zirconium ont lieu à Glazov (Oudmourtie, Fédération de Russie).

Deux méthodes sont utilisées pour convertir l'hexafluorure d'uranium en dioxyde d'uranium. L'usine d'Elektrostal applique un procédé de pulvérisation à flamme, qui est l'une des méthodes gazeuses ou dites par «voie sèche». La poudre de dioxyde d'uranium obtenue ne s'écoulant pas facilement, elle est soumise à un compactage sous presse en vue d'être transformée en pastilles.

A Oust-Kamenogorsk, au Kazakhstan, où est fabriquée la majeure partie des pastilles de combustible, l'hexafluorure d'uranium est transformé en dioxyde au moyen du procédé ADU qui comprend l'hydrolyse de l'hexafluorure, la précipitation du polyuranate d'ammonium, le séchage, la calcination et la réduction en dioxyde d'uranium. Le concentré provenant de l'usine RT-1 sert de matière première à la fabrication des pastilles de combustible destinées aux éléments combustibles des réacteurs RBMK.

### Gestion du combustible irradié

Le cycle du combustible fermé a un aspect positif, qui est la possibilité de réutiliser l'uranium et le plutonium récupérés du combustible irradié, mais aussi un aspect négatif, à savoir la production de

Centrale/installation	Réacteur	Capacité de production annuelle	Production en 1992
«Paket» à Maïak, Tcheliabinsk	BN-350 BN-600	10-12 AC 300 kg MOX	4 AC 100 kg MOX (environ 20% Pu)
«Paket» (modifié) depuis 1993	BN-600	40 AC 1 tonne MOX	
Usine à RIAR (Dimitrovgrad)	BOR-60 BN-600	1 tonne MOX	600 kg MOX
Usine du complexe de Tcheliabinsk (achevée à 50-60%)	BN-600 BN-800 (VVER-1000)	60 tML	
Usine de Krasnoïarsk	VVER-1000	à venir	

Note: AC = assemblée combustible ML = métal lourd

quantités considérables de déchets de haute activité. Certains des nucléides qu'ils contiennent ont une période de plusieurs milliers d'années, pendant laquelle il faut les confiner de façon sûre et les empêcher d'entrer en contact avec l'environnement.

Un facteur décisif pour l'évacuation des déchets radioactifs dans des conditions de sûreté est le choix d'une matrice faite de matériaux ayant une stabilité chimique suffisante pour contenir des déchets solidifiés. Les verres au phosphate et au borosilicate ainsi que des matériaux analogues aux minéraux remplissent ces conditions. Ils ont l'avantage de présenter une forte résistance à la lixiviation des éléments qu'ils contiennent.

La Russie a opté pour la vitrification. La première installation industrielle pilote de vitrification des déchets de haute activité est entrée en service en 1987 sur le site de l'usine RT-1. Le processus se déroulait dans une cuve en céramique, avec comme électrodes des barres en molybdène refroidies par eau correctement positionnées. Cette installation a traité quelque 1000 mètres cubes de déchets de haute activité, qui ont donné 160 tonnes de blocs de verre contenant une activité d'environ

### Fabrication de combustible à oxydes mixtes (MOX)

Installation	Réacteur	Capacité de production	Produit
Usine de retraitement RT-1 au complexe Maïak de Tcheliabinsk (depuis 1971)	VVER-440 Réacteurs rapides et réacteurs de propulsion	400 tML/an	Uranium retraité utilisé pour fabrication de combustible pour réacteurs RBMK Plutonium stocké sous forme de dioxyde
Usine de retraitement RT-2 à Krasnoïarsk	VVER-1000	Première ligne: 1500 tML/an Deuxième ligne: 1500 tML/an Total: 3000 tML/an	Le combustible retraité sera utilisé pour la fabrication de combustible pour des réacteurs VVER et BN
Installations de stockage sur le site de chaque centrale nucléaire RBMK	RBMK	2000 tML	
Installation de stockage sur le site de l'usine RT-2	VVER-1000	6000 tML (3000 tML en fonctionnement)	

### Retraitement et gestion du combustible irradié en Russie

Note: L'usine de retraitement RT-2 est en construction; la date d'achèvement est encore soumise à discussion.

4 millions de curies, jusqu'à ce que l'on cesse d'utiliser le four en 1988.

En 1991, un nouveau four électrique d'une capacité de 500 litres de solution par heure est entré en service sur le même complexe. Il avait été tenu compte, pour sa mise au point, de plusieurs des insuffisances du premier four. Aujourd'hui, environ 5000 mètres cubes de déchets de haute activité liquides y ont été traités, donnant quelque 900 tonnes de verre phosphaté avec une activité des radionucléides incorporés d'environ 135 millions de curies.

Les problèmes liés au retraitement et à l'évacuation fiable des déchets radioactifs seraient sensiblement réduits si l'on trouvait un moyen de trier à l'avance les radionucléides en fonction de leur période, de leur toxicité et de leur utilité éventuelle. De nombreux travaux sont actuellement consacrés à cette question.

Outre les déchets de haute activité produits dans les installations du cycle du combustible nucléaire, il se forme des quantités incomparablement plus importantes de déchets liquides de faible activité. L'eau radioactive des centrales nucléaires et des installations radiochimiques est purifiée par filtration, évaporation, échange d'ions et d'autres moyens. Les solutions sont purifiées jusqu'à ce qu'elles puissent être recyclées. Les concentrés et les déchets liquides de moyenne activité formés dans le processus sont ou bien stockés dans des réservoirs spéciaux ou bien solidifiés. Plusieurs centrales nucléaires sont déjà dotées d'installations permettant de solidifier les déchets liquides par incorporation dans du bitume.

D'ici l'an 2000, en Russie, toutes les centrales nucléaires en exploitation et toutes celles qu'il est prévu de déclasser devront avoir construit des installations pour la solidification et le stockage ultérieur des déchets liquides.

#### **Utilisation du plutonium dans les combustibles nucléaires**

Les premiers travaux menés en Russie sur l'utilisation du plutonium comme combustible nucléaire remontent à la fin des années 50. En 1957, un cœur fait de combustible métallique (alliage au plutonium) a été fabriqué pour le réacteur pulsé IBR-30. En 1959, le réacteur rapide BR-5 refroidi par sodium a été mis en service à l'Institut de physique de l'énergie d'Obninsk. Il utilisait du combustible au dioxyde de plutonium et avait une charge totale du cœur d'environ 150 kg. Le même type de combustible a été utilisé en 1965 pour le cœur du réacteur pulsé IBR-2, qui pesait environ 120 kg. Les deux réacteurs pulsés sont toujours en fonctionnement à l'Institut commun de recherche nucléaire de Dubna.

Ces activités ne faisaient pas partie d'un programme plus vaste, mais étaient des projets entrepris séparément. Les recherches systématiques

sur l'utilisation du plutonium comme combustible ont commencé en 1970. Pendant la première phase, la principale technique d'obtention du combustible a consisté à mélanger mécaniquement les oxydes d'uranium et de plutonium. Un assez grand nombre d'éléments combustibles ont été fabriqués de cette façon. Des essais ont été effectués dans les réacteurs BOR-60 et SM-2 de l'Institut de recherche scientifique sur les réacteurs nucléaires à Dimitrovgrad afin d'évaluer l'influence de nombreux facteurs sur la performance des éléments combustibles. Certains assemblages ont atteint des taux de combustion allant jusqu'à 20% sans que l'intégrité des éléments combustibles soit compromise.

Les résultats positifs et stables obtenus avec le combustible MOX dans le réacteur BOR-60 ont incité à faire des essais plus poussés dans les réacteurs industriels BN-350 (au Kazakhstan) et BN-600.

Il était prévu au départ que les cycles du combustible de ces réacteurs utiliseraient du combustible à oxyde d'uranium, ce qui n'est certainement pas idéal pour des surgénérateurs. Ceux-ci, de par leur conception et leurs caractéristiques physiques, ne peuvent être convertis entièrement au combustible MOX, mais ils peuvent être utilisés pour tester jusqu'à 25 à 30 assemblages contenant du combustible à oxydes d'uranium et de plutonium.

A cette fin a été créée sur le complexe Maïak, à Tcheliabinsk, une installation industrielle pilote appelée «Paket», capable de fabriquer jusqu'à 10 assemblages combustibles par an. Elle utilisait les mêmes matériaux de structure que pour le combustible à uranium (des aciers austénitiques pour la gaine de l'élément combustible, et des aciers ferritiques martensitiques pour les gaines hexagonales). Des taux de combustion de 9% à 11% d'atomes lourds ont été atteints dans les réacteurs BN-350 et BN-600 et il n'y a eu aucune perte d'intégrité des éléments combustibles. Les essais auxquels ces derniers ont été soumis après avoir été extraits des réacteurs ont montré qu'ils n'étaient pas allés jusqu'au bout de leur vie utile.

Une impulsion nouvelle a été donnée aux études concernant ce type de combustible lorsqu'il a été décidé de construire en Russie des réacteurs BN-800 conçus pour utiliser du combustible MOX (dans les centrales du sud de l'Oural et de Beloiarski). Sur le complexe Maïak a été entrepris un projet portant sur la conception et la construction d'une usine de fabrication de combustible MOX et d'assemblages combustibles pour ces réacteurs ainsi que pour le réacteur BN-600. Une place particulière a été accordée aux considérations de sûreté radiologique, tant à l'intérieur qu'au voisinage de la centrale, ce qui signifiait limiter au minimum les opérations engendrant de la poussière, dont la majeure partie provenait du mélange mécanique des oxydes. On a donc étudié d'autres procédés permettant d'obtenir le combustible et produisant moins de poussière. Le premier a été un procédé sol-gel produisant

du combustible MOX granulé qui était ensuite comprimé en pastilles. Cette méthode a été employée pour fabriquer plusieurs assemblages combustibles expérimentaux qui ont été testés avec succès dans le réacteur BN-350.

Toutefois, la fabrication des pastilles avec les granules obtenus par le procédé sol-gel comporte un certain nombre de difficultés qui empêchent d'obtenir des pastilles de qualité élevée et stable. C'est pourquoi a été développée parallèlement la technique de la coprécipitation de l'uranium et du plutonium par de l'ammoniac au moyen d'agents tensioactifs. On obtient ainsi des granules de forme irrégulière qui produisent peu de poussière et peuvent être facilement transformés en pastilles répondant aux normes requises. Douze assemblages combustibles ont été fabriqués de cette façon pour le réacteur BN-600. La plupart d'entre eux ont déjà été extraits du réacteur après des essais de durée de vie, et les autres sont en cours d'irradiation.

Une variante de ce procédé est la coprécipitation de l'uranium et du plutonium par du carbonate, mais aucun essai en réacteur n'a encore été fait avec le combustible ainsi produit. Une autre technique encore de production du combustible MOX — par dénitrification plasmochimique d'un mélange de solutions de nitrate d'uranium et de plutonium — en est encore aux premiers stades des travaux de recherche.

Les cinq procédés mentionnés ci-dessus ont le même objectif: la production de pastilles pour des éléments combustibles. La Russie fait aussi de nombreuses recherches sur le compactage par vibration de poudre de combustible obtenue au moyen de diverses techniques. En particulier, l'Institut de recherche scientifique sur les réacteurs nucléaires de Dimitrovgrad a mis au point une technique électrochimique pour la coprécipitation des oxydes d'uranium et de plutonium. Lorsque le précipité cathodique a été traité et réduit en poudre fine, il est réparti en six fractions, d'après la taille des particules. La poudre est ensuite chargée dans la gaine de l'élément combustible et compactée dans un vibreur. On peut obtenir une densité du combustible moyenne élevée en réglant la proportion des fractions.

Jusqu'à présent, tous les éléments combustibles qui ont été chargés dans le réacteur BOR-60 ont été fabriqués de cette façon. D'autre part, deux assemblages combustibles ont été soumis à des essais dans le réacteur BN-350 et six dans le réacteur BN-600.



Tubes pour éléments combustibles à la centrale de Glazov. (Crédit: Minatom)

d'une usine conçue à cette fin pour fournir aux réacteurs BN-800 et BN-600 du combustible à l'uranium et au plutonium. On estime que cette usine est achevée à 50 ou 60%, et il faudra donc encore plusieurs années avant qu'elle ne soit terminée.

Pour l'avenir immédiat, on envisage donc de reconstruire l'installation industrielle pilote «Paket» et de porter sa production à 40 assemblages combustibles par an pour le réacteur BN-600. Une quantité comparable d'assemblages combustibles doivent être produits à l'Institut de recherche scientifique sur les réacteurs nucléaires au moyen de la technique par vibration. Cela permettra d'étudier de façon plus approfondie les divers problèmes soulevés par l'utilisation de combustible MOX.

Il faut reconnaître aussi que la Russie, comme d'autres pays ayant des programmes nucléaires bien développés, n'est pas capable à l'heure actuelle de recycler rapidement la totalité des stocks de plutonium de qualité réacteur qu'elle a accumulés et qui s'élèvent à une trentaine de tonnes. En outre, l'usine RT-1, qui retraite chaque année environ 400 tonnes de combustible irradié, produit environ 2,5 tonnes de plutonium par an.

La situation se trouve compliquée encore par la forte augmentation prévisible de la quantité de plutonium non utilisé, par suite des réductions des armements nucléaires. Les scientifiques considèrent que seul le déploiement accru des réacteurs rapides permettra de recycler tout le plutonium, mais cela ne semble guère possible avant le siècle prochain. Pour le moment, les perspectives d'utilisation de réacteurs à eau ordinaire pour régler ce problème sont encore plus limitées.

Les études sur l'utilisation du plutonium dans les réacteurs à eau ordinaire ne font que commencer en Russie. Les calculs physiques nécessaires sont effectués pour les VVER. Une autre possibilité serait de réaliser — sur le site de l'usine de fabrication de combustible destiné aux réacteurs rapides en construction à Tcheliabinsk — une installation industrielle pilote qui produirait des éléments et des assemblages combustibles en uranium/plutonium pour le réacteur VVER-1000. Dans l'avenir plus lointain, il est prévu de construire une usine spéciale à Krasnoïarsk — à côté de la grande usine de retraitement du combustible irradié RT-2 elle aussi en construction — qui fabriquerait du combustible MOX pour les réacteurs VVER.

## Plans et perspectives

Au cours des dernières décennies, des recherches suffisamment nombreuses ont été faites pour que l'on puisse envisager d'entreprendre la mise au point à l'échelle industrielle de la technologie de fabrication de combustible MOX. On est en train de reprendre la construction, qui avait été suspendue,