

L'énergie nucléaire en Union soviétique

par B.A. Semenov*

Bien qu'étant un grand pays industriel qui compte sur ses propres ressources de combustibles minéraux pour assurer son développement économique, l'Union soviétique ne saurait négliger l'énergie nucléaire car 80% environ de ses ressources énergétiques sont concentrées dans les régions orientales du pays alors que 75% de la population et des consommateurs de courant se trouvent dans sa partie européenne. Le transport des combustibles depuis les régions orientales de l'Union soviétique jusqu'à ses régions occidentales représente environ 40% du trafic ferroviaire de marchandises du pays.

Un autre facteur important a incité l'Union soviétique à favoriser le recours au nucléaire comme grande source d'énergie: c'est le fait que la production d'énergie est moins nuisible à l'environnement par la voie nucléaire que par les procédés traditionnels.

La capacité installée totale des centrales nucléaires de l'URSS dépassait 18 000 MW à fin 1982. En 1981, les centrales nucléaires de l'Union soviétique ont produit 86 milliards de kWh de courant, soit 6,5% de la production totale d'électricité du pays. Pendant la prochaine période quinquennale, la production doit plus que tripler, pour atteindre 220 milliards de kWh en 1985. Comme les plans prévoient de porter la production totale de courant électrique du pays à 1500 milliards de kWh environ, la part du nucléaire sera en 1985 de 14% pour l'ensemble du pays et de 24% pour sa partie européenne.

Bien que les investissements dans les centrales nucléaires soient de 1,5 à 2 fois plus élevés que pour les centrales chauffées aux combustibles organiques, les coûts de production dans la partie européenne du pays (y compris l'Oural) montrent que les centrales nucléaires sont tout à fait concurrentielles. Le coût moyen du courant produit par la voie nucléaire a été en 1979 de 0,793 kopek par kWh contre 0,753 pour le courant produit par les centrales classiques.

Sur les 18 000 MW de capacité nucléaire installée, 12,5 millions de kW environ ont été mis en service durant les sept années de 1976 à 1982. Le rythme de la mise en service des centrales nucléaires a presque triplé au cours de la dernière période quinquennale par rapport à la précédente. La mise en service des centrales nucléaires est environ deux fois et demie plus rapide que celle des centrales chauffées aux combustibles organiques. Au

cours de la période quinquennale actuelle, la construction des centrales chauffées aux combustibles fossiles dans la partie européenne de l'Union soviétique va pratiquement cesser et d'ici à 1985 presque toute l'augmentation de la capacité installée sera fournie par des centrales nucléaires. Le programme nucléaire soviétique repose sur deux types de réacteurs de puissance thermiques: le réacteur WWER modéré et refroidi à l'eau légère sous pression et le réacteur RBMK refroidi à l'eau ordinaire, modéré au graphite, à tubes de force.

Les premières années du programme soviétique

Les premiers projets de centrales nucléaires soviétiques remontent à avant la fin des années 1940. C'est en 1950 qu'a été prise la décision de construire à Obninsk la première centrale nucléaire du pays, dotée de ce qu'on appelle le réacteur à tubes de force, à uranium-graphite. La première centrale nucléaire du monde a été mise en service le 27 juin 1954, et il me sera permis de rappeler que j'ai eu l'honneur de travailler dans le laboratoire de mécanique et de physique de cette centrale ainsi que de participer à son exploitation pendant les cinq premières années de son existence. Son bon fonctionnement a démontré les possibilités qu'ouvre le nucléaire à la production du courant électrique.

Les plans de développement du nucléaire en URSS ne pouvaient reposer sur un type unique de centrale, car c'eût été insuffisant pour assurer la fiabilité et la stabilité voulues. Or pour amener un type de réacteur de puissance, quel qu'il soit, jusqu'au stade de l'exploitation à l'échelle industrielle, il faut du temps et aussi d'immenses ressources matérielles et financières. C'est afin de choisir les types de réacteurs les plus appropriés et les plus économiques pour l'Union soviétique que le Comité d'Etat pour l'emploi de l'énergie atomique a dressé un programme de recherche et développement portant sur divers types de réacteurs de puissance, à eau pressurisée et à eau bouillante (à cuve); à eau bouillante et à tubes de force; à modérateur et fluide de refroidissement organique, etc. Au cours de ces travaux, on a abandonné certains types de réacteurs avant qu'ils aient atteint le stade de prototype. Ainsi par exemple on a constaté qu'en pratique les réacteurs à modérateur et à fluide de refroidissement organique ne pouvaient convenir qu'à de petites centrales. Les travaux consacrés à ce type de réacteur ont abouti en 1963 à la construction d'une centrale nucléaire transportable à plusieurs tranches d'une capacité électrique de 750 kW. Les travaux de recherche et développement portant sur plusieurs types de réacteurs de puissance thermiques ont abouti à la construction de prototypes: les première et deuxième

* M. Semenov est Directeur général adjoint de l'Agence, Chef du Département de l'énergie et de la sûreté nucléaires. Le présent article traduit le point de vue personnel de M. Semenov et ne représente pas la position officielle de l'AIEA ou de l'URSS.

Tableau 1. Principales centrales nucléaires en service à fin 1982

Nom	Tranche	Puissance électrique brute (MW)	Type de réacteur	Année d'arrivée à la puissance nominale
Novo-Voronej	I	210	WWER	1964
	II	365	WWER	1970
	III	440	WWER	1972
	IV	440	WWER	1973
	V	1 000	WWER	1981
Bieloïarsk	I	100	U-Gr (BWR à tubes de force)	1967
	II	200	U-Gr (BWR à tubes de force)	1969
	III	600	FBR	1981
Kola	I	440	WWER	1973
	II	440	WWER	1975
	III	440	WWER	1982
Leningrad	I	1 000	RBMK	1974
	II	1 000	RBMK	1976
	III	1 000	RBMK	1980
	IV	1 000	RBMK	1981
Arménie	I	407,5	WWER	1979
	II	407,5	WWER	1980
Koursk	I	1 000	RBMK	1977
	II	1 000	RBMK	1979
Tchernobylsk	I	1 000	RBMK	1981
	II	1 000	RBMK	1981
	III	1 000	RBMK	1982
Rovno	I	440	WWER	1981/82
	II	440	WWER	1981/82
Ioujno-Oukraïnskaïa (Ukraine méridionale)	I	1 000	WWER	1981/82
Smolensk	I	1 000	RBMK	1981/82
Total	26	17 370		

Plusieurs petits prototypes et réacteurs de chauffage urbain (VK-50, BOR-60, BN-350, Bilibine, etc.), d'une capacité totale de quelque 900 MW, ne figurent pas sur cette liste.

tranches de Novo-Voronej à réacteur à eau sous pression; les première et deuxième tranches de Bieloïarsk, avec réacteurs à tubes de force; le réacteur à eau bouillante de Dimitrovgrad.

L'URSS a accordé une attention particulière à la mise au point des réacteurs surgénérateurs rapides parce qu'il a paru évident, dès le début, qu'un grand programme nucléaire à long terme ne pourrait être réalisé sans ce type de réacteurs. Le premier réacteur expérimental, au plutonium, est entré en service en 1955. Les capacités des réacteurs expérimentaux qui l'ont suivi ont été progressivement augmentées. En 1969, un prototype d'essai de réacteur rapide de 12 MWe refroidi au sodium BOR-60 a été mis en service à Dimitrovgrad.

L'élaboration, la construction et l'exploitation de divers prototypes a permis de déterminer les types de centrales les mieux adaptés aux conditions particulières de l'URSS. Dans la deuxième moitié des années 1960 on a décidé, d'après l'expérience accumulée, de faire

appel pour le développement ultérieur du nucléaire à deux types de réacteurs thermiques: le réacteur WWER à eau sous pression, et le réacteur RBMK à eau bouillante, à l'uranium-graphite, à tubes de force. Le tableau 1 donne la liste des principales centrales nucléaires actuellement en service en URSS.

Le réacteur WWER

Comme on l'a dit plus haut, les deux premières tranches de la centrale nucléaire de Novo-Voronej ont servi de prototypes aux réacteurs de série WWER-440. Ces prototypes se signalent par leur grande fiabilité et leurs facteurs de charge ont toujours été élevés: 80% environ en moyenne et parfois même davantage. La mise au point de ce modèle s'est accompagnée d'un perfectionnement de pratiquement tous les principaux composants et l'expérience acquise dans l'exploitation des deux premiers prototypes a permis d'apporter des modifications importantes à la conception du réacteur.

Les deux premiers WWER-440 de série ont été installés à Novo-Voronej (tranches III et IV). Quelques petites modifications ont été apportées aux tranches ultérieures. Au début de 1983 il y avait dans le monde 27 réacteurs de puissance du type WWER en service, dont treize en Bulgarie, en Finlande, en Hongrie, en République démocratique allemande et en Tchécoslovaquie.

L'expérience d'exploitation totale des réacteurs WWER-440 se monte à 115 ans; le temps de service maximal sur le calendrier est de 13 ans. Ces réacteurs ont un facteur de charge de l'ordre de 0,75 à 0,90 et leur fonctionnement en charge de base est des plus fiables. La moyenne annuelle du facteur de charge des réacteurs WWER est supérieure à celle des centrales classiques.

Les travaux de recherche et développement effectués sur les réacteurs WWER-440 existants ont abouti à la conception d'un WWER beaucoup plus puissant, de 1000 MW, dont le premier a été mis en service à Novo-Voronej en 1980. L'expérience acquise dans la construction et l'exploitation du premier WWER-1000 a permis d'apporter quelques perfectionnements au réacteur de série normal de 1000 MW.

Le tableau 2 donne la liste des réacteurs WWER actuellement en service, en construction ou projetés d'ici à 1990. L'aire d'utilisation de ces réacteurs s'est agrandie en même temps que leur puissance augmentait. On a commencé à concevoir et à construire des WWER-1000 dans des régions sismiques. On projette de les employer non seulement pour fonctionner en suivi de charge mais encore pour produire en même temps de la chaleur et du courant.

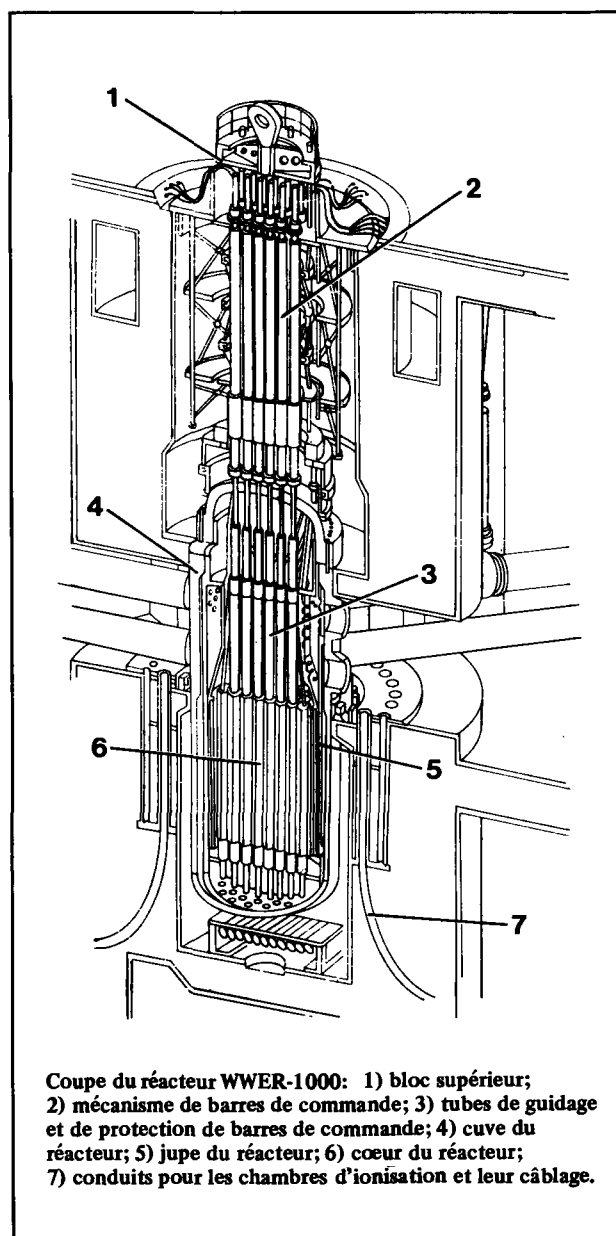
Tableau 2. Réacteurs construits, en construction et projetés d'ici à 1990

Nom	Tranches	Puissance (MW)	Observations
Novo-Voronej	1	210	prototype
	2	365	prototype
	3	440	de série
	4	440	de série
	5	1 000	de série
Kola	x4	440	conditions polaires
Arménie	x2	407,5	altitude 1100 m région sismique
Rovno	x2	440	
	x3	1 000	
Ukraine méridionale	x4	1 000	
Kalinine	x4	1 000	
Zaporojskaïa	x4	1 000	
Khmelnitskaïa	x4	1 000	
Rostov	x4	1 000	
Balakov	x4	1 000	
Crimée	x2	1 000	
Kouïbichov	x3	1 000	
Baskir	x3	1 000	
Total	48	40 905	

Comme la production de courant électrique du réacteur WWER-1000 pour chaleur et électricité combinées actuellement en construction près d'Odessa dépendra de la quantité de chaleur qui sera utilisée pour le chauffage, cette centrale ne figure pas sur la liste.



Partie de la centrale de Novo-Voronej équipée d'un WWER.



Avec ses nombreuses années d'expérience d'exploitation, le WWER est incontestablement capable de fournir du courant sans à-coups et à bon compte. Le tableau 3 montre que le coût en capital des réacteurs du type WWER a baissé depuis leur apparition: les troisième et quatrième tranches de Novo-Voronej coûtent 200 roubles par kW installé. L'augmentation du coût en capital des centrales nucléaires construites par la suite s'explique par des facteurs locaux tout autant que par les tendances générales consécutives à l'augmentation du coût de production des combustibles classiques. Certaines de ces centrales ont été construites dans l'extrême-nord (Kola) et la centrale d'Arménie a été conçue pour un environnement sismique, ce qui revient plus cher. Il faut toutefois signaler que l'évolution du coût des WWER soviétiques n'est aucunement comparable à l'augmentation du coût des réacteurs à eau sous pression qui s'est produite en Occident pendant la même période. Cette dernière a en effet été due à une combinaison d'autres facteurs qui ne sont pas directement comparables.

Le coût moyen du courant produit par les centrales nucléaires WWER en 1981 est sensiblement inférieur à celui du courant produit par les centrales classiques. Les réacteurs de puissance en service pendant plus d'un an ont un facteur de charge généralement supérieur à la valeur nominale de 0,8.

Les réacteurs RBMK

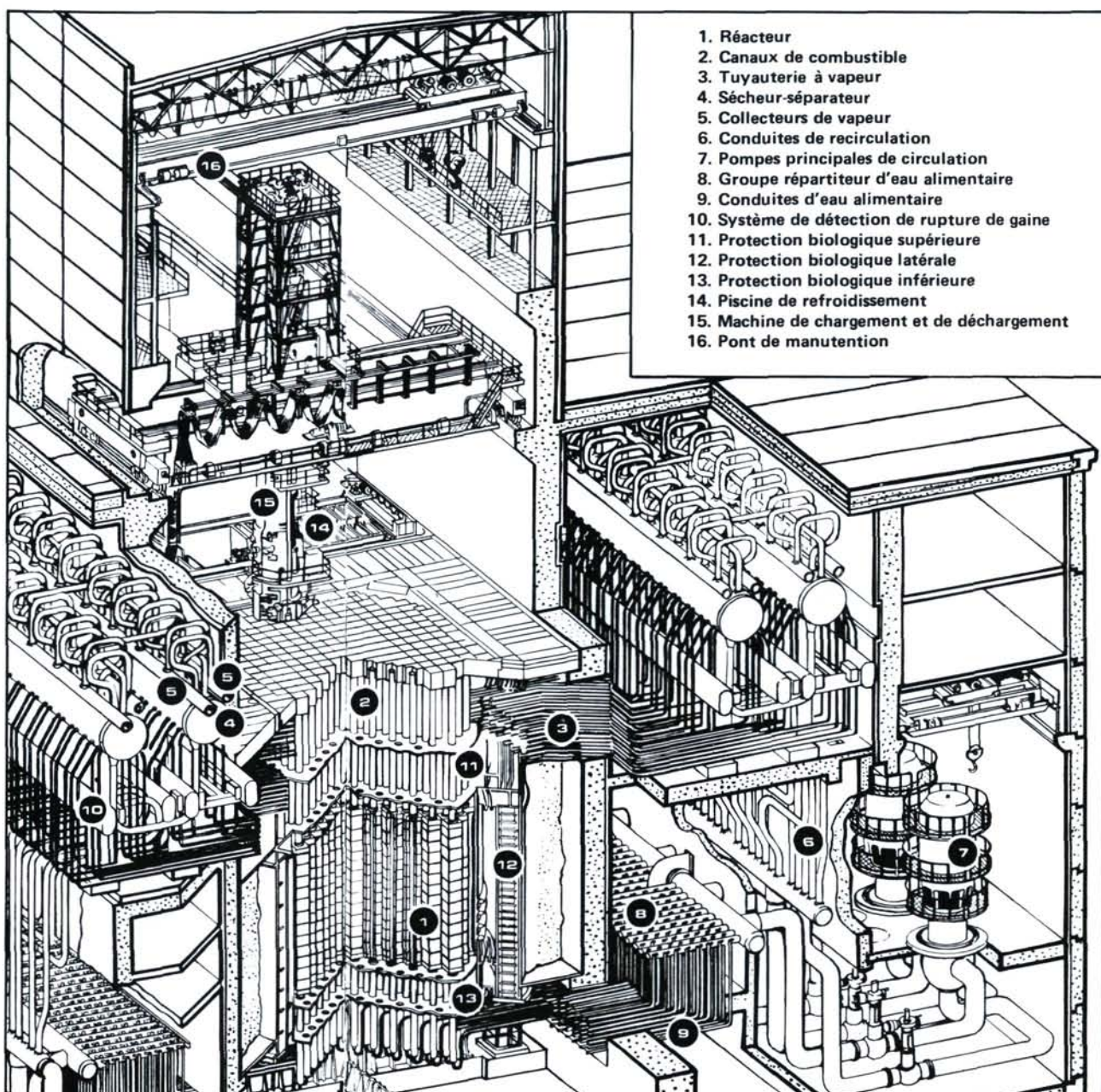
L'évolution des réacteurs à tubes de force, refroidis à l'eau légère et modérés au graphite a commencé par la mise en service de la première centrale nucléaire d'Obninsk en 1954. On a ensuite fait démarrer la centrale nucléaire sibérienne de 600 MW puis les première et deuxième tranches de Bieloïarsk d'une capacité de 100 et 200 MW.

L'étape suivante de l'évolution des réacteurs à tubes de force en URSS a été le réacteur RBMK-1000 de grande puissance à eau bouillante. La conception du réacteur à tubes de force RBMK permet d'obtenir de

Tableau 3. Rendement des WWER

Centrale	Tranche	Puissance installée (MW)	Investissement (roubles/kW)*	Production d'électricité 1977-1981 (10 ⁸ kWh)	Facteur de charge moyen 1977-1981
Novo-Voronej	I	210	326	7,4	0,80
	II	365	256	13,9	0,87
	III-IV	880	200	30,1	0,81
	V	1 000	308	6,0 (1980-81)	-
Kola	I-II	880	263	31,0	0,80
Arménie	I-II	815	327	15,4	0,62
Total	9	4 150	280 (moyenne)	103,8	0,78 (moyenne)

* 1 rouble = environ 1,3 dollar.



Coupe du réacteur RBMK-1000. Avec une puissance électrique de 1000 MW, la puissance thermique du réacteur est de 3140 MW, le débit de réfrigérant est de $37,5 \times 10^3$ t/h et le débit vapeur de $5,4 \times 10^3$ t/h. La température d'entrée de l'eau dans le réacteur est de 270°C et la température de la vapeur saturée de 284°C avec une pression dans le séparateur de 70 kgf/cm^2 . L'enrichissement initial du combustible est de 1,8%.

fortes puissances. Le rechargement en marche assure la souplesse du cycle du combustible et allonge la disponibilité de la centrale.

La conception et la mise au point ont tenu compte des nombreux arguments en faveur des réacteurs à tubes de force, graphite-uranium et à eau bouillante, que la construction et l'exploitation ont pleinement justifiés par la suite:

- La fabrication des principaux composants du RBMK-1000 peut être effectuée dans les usines existantes, sans qu'il soit nécessaire d'en construire de nouvelles dotées d'un matériel fabriqué à cet effet.

- La fabrication, le transport et le montage des composants n'entraînent aucune limitation de la puissance des réacteurs à tubes de force.
- Le fait qu'il existe plus de 1000 circuits primaires individuels augmente la sûreté du réacteur; un accident grave par perte de réfrigérant est pratiquement impossible.
- Les bonnes propriétés physiques du réacteur et le rechargement en marche permettent d'utiliser très efficacement un combustible peu enrichi; la teneur de produits fissiles dans le combustible irradié est faible; le taux de combustion est élevé et on utilise le plutonium produit dans le combustible.

Tableau 4. Résultats d'exploitation des réacteurs RBMK-1000

Nom	Année	Puissance installée (MW)	Production d'électricité (TWh)	Facteur de charge (%)
Leningrad	1979	2000	13,1	74,4
	1980	3000	18,82	71,4
	1981	4000	24,1	73,8
Koursk	1979	2000	10,35	64,1
	1980	2000	13,89	79,1
	1981	2000	13,54	77,3
Tchernobylsk	1979	2000	12,23	69,8
	1980	2000	14,21	80,9
	1981	2000	13,44	75,2

Après la mise en service des deux premiers RBMK de la centrale nucléaire de Leningrad (I en 1973 et II en 1975) on a commencé la construction d'une série de ces réacteurs de 1000 MW. En neuf ans, de décembre 1973 à décembre 1982, dix RBMK représentant une capacité totale de 10 000 MWe ont été mis en service en URSS. Deux d'entre eux sont à Leningrad.

Les centrales sont conçues pour deux systèmes de réacteurs indépendants disposant d'un certain nombre de systèmes auxiliaires interchangeable. Ce dispositif présente des avantages au point de vue de la construction, de l'exploitation et de l'entretien. Il permet de commencer la construction et de monter les composants des deux réacteurs presque simultanément. La construction de deux tranches de 1000 MW a pris en moyenne 7,68 ans, soit 3,84 par tranche.

En 1980, les réacteurs RBMK ont produit 47 milliards de kWh, soit 64,5% de la production totale de courant (73 milliards de kWh) de l'ensemble des centrales nucléaires du pays. Le tableau 4 montre les résultats de l'exploitation des réacteurs RBMK pendant les trois dernières années. On peut voir que le facteur de charge de ces huit centrales est d'environ 75%. C'est là une performance remarquable, rarement citée ou reconnue.

Les bons résultats de l'exploitation des réacteurs RBMK-1000 à leur puissance nominale et les réserves qu'y incorpore leur conception (sans qu'on ait à modifier la dimension ni le nombre des éléments combustibles) ont permis d'augmenter d'un facteur de 1,5 la puissance de chaque canal ou élément combustible. Le simple emploi d'intensificateurs spéciaux du transfert de chaleur a permis de porter la puissance totale du réacteur à 1500 MW. La première partie de la centrale nucléaire d'Ignalino, dotée de deux réacteurs RBMK-1500, est en cours de construction. La mise en service de la première tranche inaugurerait une nouvelle génération de réacteurs à tubes de force qui, étant plus économiques, sont appelés à succéder aux RBMK-1000. Le coût en capital des réacteurs RBMK-1500 sera de 20 à 30% moins cher que celui des RBMK-1000, ce qui réduira le prix de revient de chaque kWh produit.

Les réacteurs surgénérateurs rapides

Bien que l'exploitation des deux types de réacteurs thermiques ait donné de bons résultats, on se rend parfaitement compte en Union soviétique que pour résoudre à long terme les problèmes de combustible des grands programmes nucléaires il faudra avoir largement recours aux réacteurs surgénérateurs. Aussi la mise au point de ces réacteurs jouit-elle d'une priorité particulière en Union soviétique. C'est pourquoi, parallèlement à l'élaboration et à l'adoption des réacteurs thermiques, on a conçu les réacteurs rapides BN-350 et BN-600.

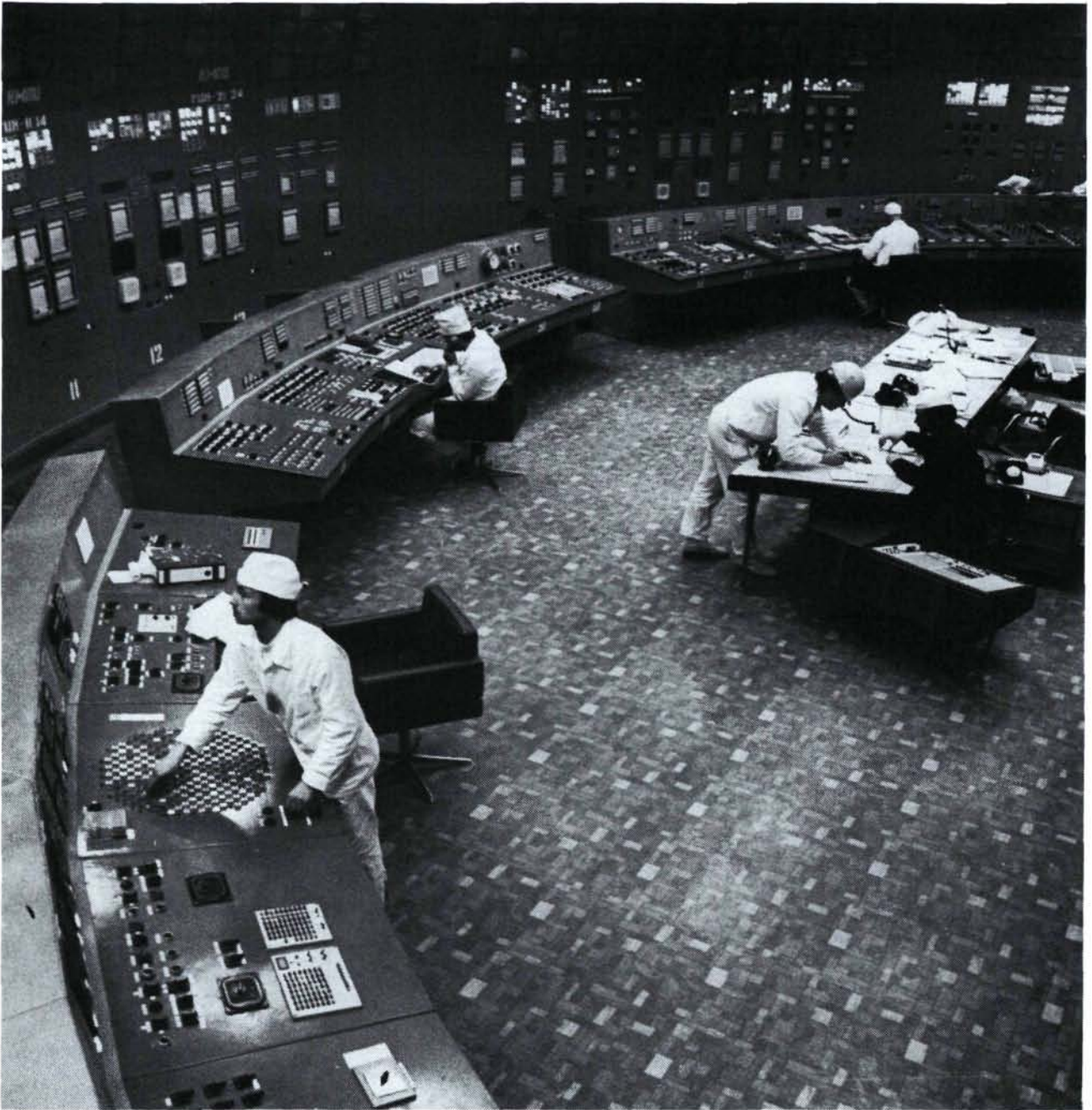
Près de dix ans se sont écoulés depuis l'entrée en service du réacteur BN-350. Ce réacteur donne 700 MW(th), ce qui permet une production de courant équivalente à 121 MW(e) plus 85 000 tonnes d'eau distillée par jour. Le réacteur BN-600, contrairement au BN-350, relève d'une conception intégrale et comporte des générateurs de vapeur de type modulaire. Il est entré en service en avril 1980 et a atteint sa puissance nominale de 1470 MW(th) en décembre 1981. Au 1er janvier 1982, il avait produit 3,7 TWh de courant électrique après environ 10 000 heures de fonctionnement. La combustion maximale de combustible avait atteint 7%.

Les réacteurs surgénérateurs de la prochaine génération, BN-800 et BN-1600, sont conçus pour l'utilisation industrielle en série. La conception de ces deux réacteurs repose sur l'expérience et les résultats de leurs prédécesseurs, et est maintenant achevée. Leurs paramètres sont analogues et ils ne diffèrent que par la puissance. L'augmentation de la capacité électrique du BN-800 par rapport au BN-600 a été obtenue au prix d'un investissement en capital à peu près identique et c'est là son principal avantage économique; à cela s'ajoute le fait que ses composants sont pratiquement identiques à ceux qui ont déjà été mis au point pour le réacteur BN-600. Les principales caractéristiques de la conception du BN-1600 sont semblables à celles des réacteurs BN-600 et BN-800.

La sûreté nucléaire en URSS

La sûreté des centrales nucléaires en URSS repose sur une vaste gamme de dispositions dont les principales sont les suivantes:

- la haute qualité de la fabrication et de l'installation des composants;
- la vérification des composants à tous les niveaux;
- l'élaboration et la réalisation des mesures techniques de sûreté efficaces destinées à prévenir les accidents, à pallier les défaillances de fonctionnement et à réduire les conséquences des accidents éventuels;
- la mise au point et la réalisation de procédés de détection de la radioactivité émise en cas d'accident;
- la réalisation de mesures techniques et d'organisation destinées à garantir la sûreté à tous les stades de la construction et de l'exploitation des centrales nucléaires;
- la réglementation des techniques et de l'organisation de la sûreté;
- l'adoption d'un système de contrôle et de réglementation de la sûreté par l'Etat.



La salle de commande de la centrale nucléaire de Smolensk, équipée d'un RBMK de 1000 MW, l'un des réacteurs de puissance les plus modernes d'Union soviétique.

Les documents officiels qui réglementent la sûreté jouent un rôle essentiel dans les centrales nucléaires de l'URSS. Le contrôle de l'Etat est exercé par :

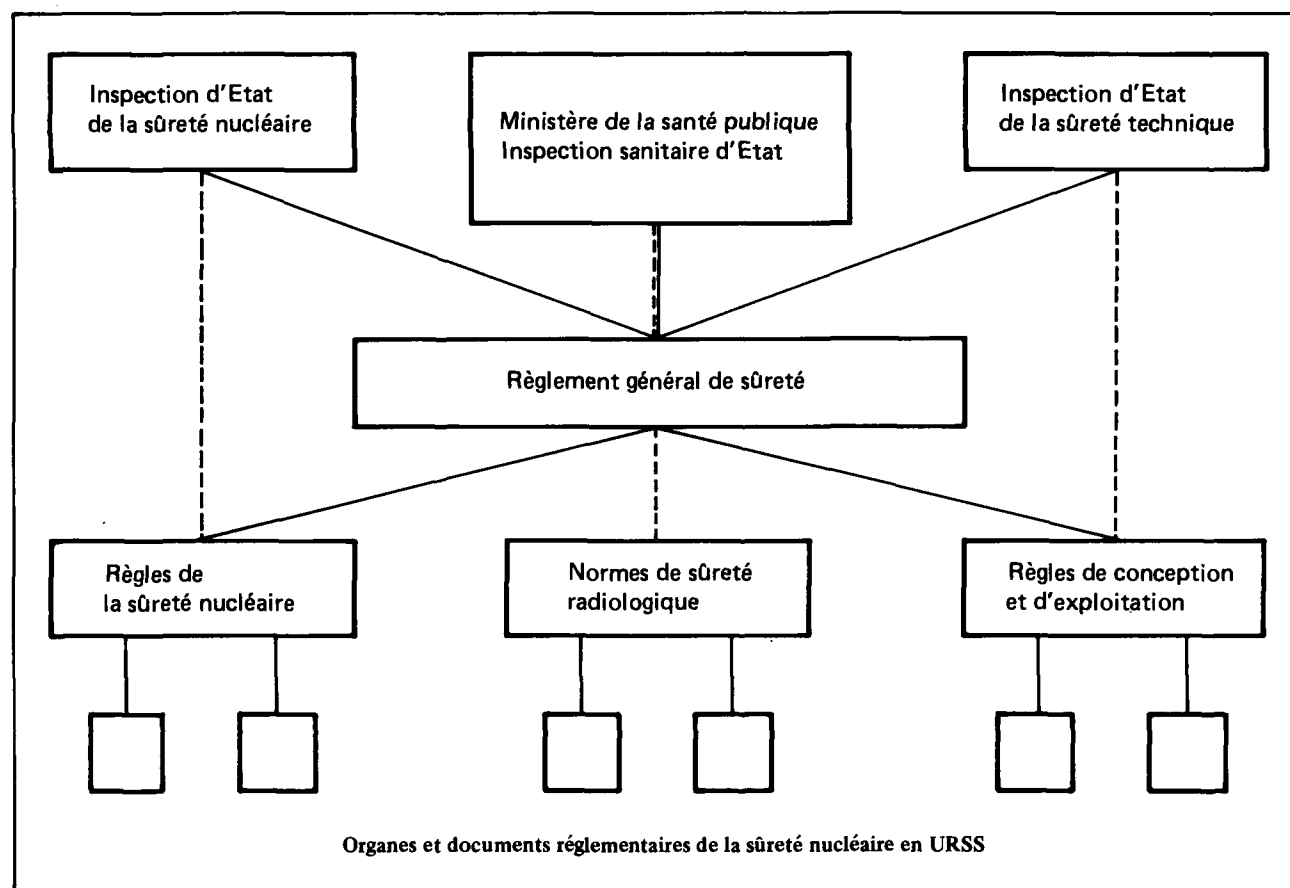
- Le Comité d'Etat sur la surveillance de la sûreté des opérations dans l'industrie et les mines, sous l'autorité du Conseil des ministres de l'URSS (Gosgortekhnadzor), qui veille à l'observation des prescriptions et des normes de *sûreté technique* en ce qui concerne la conception, la construction et l'exploitation des centrales nucléaires;
- L'inspection d'Etat de la sûreté nucléaire (Gosatomnadzor) qui veille à l'observation des règlements et des normes de la *sûreté nucléaire* en ce qui

concerne la conception, la construction et l'exploitation des centrales nucléaires;

- L'Inspection sanitaire de l'Etat qui relève du Ministère de la santé publique de l'URSS et veille à l'observation des règlements et normes de *sûreté radiologique* en ce qui concerne la conception, la construction et l'exploitation des centrales nucléaires.

C'est ce dispositif ternaire qui a en grande partie déterminé la teneur des documents qui régissent la sûreté des centrales nucléaires.

Le document essentiel à ce sujet en URSS, à savoir le *Règlement général sur la sûreté des centrales nucléaires*



en matière de construction, conception et d'exploitation, est entré en vigueur en 1973. Ce document porte sur tous les types de réacteurs industriels utilisés ou destinés à être utilisés prochainement en URSS (WWER, RBMK, BN et réacteurs de chauffage urbain). Il expose les besoins généraux sans donner de détails concrets. Dans la plupart des cas, le *Règlement général* ne fait que prescrire les tâches à accomplir afin d'assurer la sûreté (ce qu'il faut faire) sans indiquer les solutions (comment le faire).

D'autres documents de caractère normatif (codes, guides, règles, procédures) développent et précisent de façon plus concrète le *Règlement général* et créent ainsi la base sur laquelle reposent les activités des constructeurs et des organes de surveillance correspondants. L'un des principaux documents dans le domaine de la sûreté technique est le *Règlement sur la conception et le fonctionnement sans danger des composants pour centrales, réacteurs d'essai et de recherche et installations nucléaires*.

Le texte de base de l'activité du Gosatomnadzor, à savoir le *Règlement de sûreté nucléaire pour les centrales nucléaires*, est entré en vigueur en 1975. Il régit la sûreté nucléaire et porte non seulement sur les problèmes de criticité liés au fonctionnement des réacteurs mais aussi sur le rechargement, le transport et le stockage des éléments combustibles. Il expose les principales conditions techniques et d'organisation nécessaires à la sûreté dans la conception, la construction et l'exploitation des

centrales nucléaires, ainsi que les besoins en matière de formation du personnel qui participe à l'exploitation des réacteurs.

Dans le domaine de la sûreté radiologique, le document sur lequel se règlent les organes d'inspection et de protection de la santé est: *Normes de sûreté radiologiques (RSS-76)*. Ces normes ont été établies d'après les recommandations de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR): elles fixent le système des limites de dose et les principes de leur application. Les *Règles sanitaires pour la conception et l'exploitation des centrales nucléaires*, publiées en 1978, développent et précisent le texte de base RSS-76 et traitent de questions d'emplacement, de surveillance et d'inspection.

Le système des textes réglementaires sur la sûreté des centrales nucléaires est complété par celui des normes d'Etat élaborées et établies par le Comité d'Etat des normes (Gosstandart). Ces normes élargissent le champ des textes réglementaires en précisant, en vue de la sûreté des installations nucléaires, les conditions à remplir par les composants, les matériaux, les procédés, etc.

Les documents ci-dessus jouent un rôle important pour l'assurance de la qualité des centrales nucléaires.

Prospection et extraction de l'uranium

Le plein développement du nucléaire en URSS ne saurait se passer de la création d'une industrie nucléaire qui fasse appel aux techniques les plus modernes à toutes

les étapes de son cycle du combustible. Le développement du nucléaire en URSS serait impossible sans les matières premières indispensables. Or, en relativement peu de temps on a découvert dans le pays des gisements d'uranium et obtenu ainsi une source sûre, dont l'expansion s'annonce très favorablement.

Les gisements d'uranium de l'URSS se trouvent dans des zones climatiques et géographiques très différentes et nombre d'entre eux se présentent dans des conditions géologiques, hydrologiques et climatiques compliquées. Ils sont situés à des profondeurs différentes, depuis quelques mètres jusqu'à 2000 mètres, voire davantage. Les filons sont de formes très différentes selon les lieux et d'une teneur très variable. Les gisements d'uranium exploités en Union soviétique se caractérisent par une grande diversité d'emplacements et de nature. Selon les conditions géologiques des gisements et leur teneur en uranium du minerai l'exploitation se fait: par extraction souterraine, par extraction à ciel ouvert, ou par lixiviation sur place.

La technique des échanges d'ions a connu un développement très rapide dans l'industrie de l'uranium et c'est à l'heure actuelle la méthode essentielle d'obtention de l'uranium et d'autres éléments à partir des minerais et concentrés, des eaux naturelles et des eaux de mine, lorsqu'on veut obtenir des produits de haute pureté. On emploie avec succès depuis 15 ans en Union soviétique une méthode d'extraction à l'échelle industrielle de l'uranium des solutions d'acide phosphorique qui se forment lors de l'attaque acide de phosphorites uranifères.

Enrichissement et fabrication de combustible

C'est au cours de la deuxième moitié des années 1940 que l'on a, en très peu de temps, mis au point et construit en Union soviétique des installations pour la production industrielle et l'enrichissement de l'hexafluorure d'uranium. La technique de production de l'hexafluorure a évolué parallèlement à celle de l'énergie d'origine nucléaire et a aujourd'hui atteint une très grande complexité. Pour mettre au point des méthodes et créer des installations industrielles de séparation isotopique de l'uranium par diffusion gazeuse, il a fallu résoudre des problèmes scientifiques et pratiques extrêmement compliqués. Tous ces problèmes ont trouvé leur bonne solution en URSS.

Les techniques de fabrication du combustible ont aujourd'hui atteint un degré de développement qui permet de répondre à tous les besoins actuels, tant en ce qui concerne les quantités produites que les paramètres opérationnels du combustible.

Grâce à des techniques stables et éprouvées de fabrication des éléments combustibles, ainsi qu'au choix judicieux des conceptions, les cœurs des réacteurs de puissance actuellement en service sont d'une très haute fiabilité. Les défaillances d'aiguilles de combustible qui entraînent la libération de produits de fission dans le réfrigérant sont devenues très rares et la proportion des barres de combustible défectueuses est maintenant inférieure à 0,2%. Pour pouvoir produire des éléments combustibles à plus grande échelle, il a fallu élaborer des procédés automatiques efficaces de fabrication et de

commande. Dans les usines de fabrication soviétiques de combustible, les crayons contenant les pastilles sont remplis et soudés automatiquement. La vérification par ultrasons de la qualité des soudures, la surveillance de l'intégrité des barres combustibles et de leurs paramètres géométriques, de leur densité etc. présentent un haut degré d'automatisation. Le niveau atteint par la technique exclut pratiquement toute rupture de gaine durant la période initiale d'exploitation qui est celle où se manifestent particulièrement les défauts de fabrication.

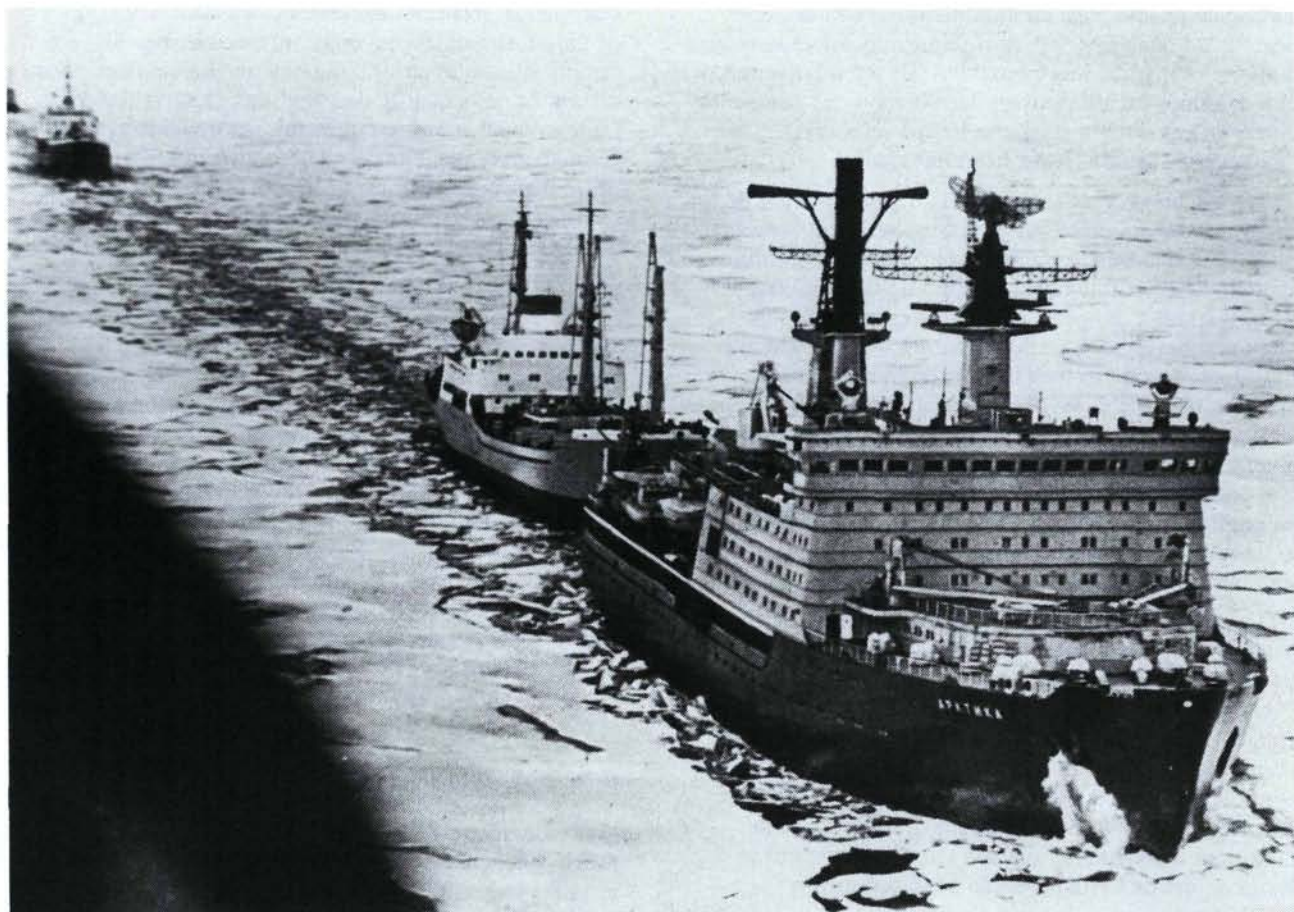
Les progrès réalisés dans la fabrication des éléments combustibles ont permis d'en améliorer encore les paramètres fonctionnels. Le combustible des réacteurs WWER-1000 était conçu à l'origine pour un régime de deux ans, avec un taux de combustion de 40 GW jours/tonne d'uranium. L'expérience accumulée dans les réacteurs de puissance et de recherche ont permis à l'Union soviétique d'entreprendre la fabrication d'éléments combustibles conçus pour un cycle de trois ans avec une combustion de 55 GW jours/tonne d'uranium. Les réacteurs WWER-1000 commenceront à fonctionner sur un cycle triennal à partir de 1983. Le taux de combustion prévu avec les réacteurs du type RBMK est de 25 à 30 GW jours/tonne d'uranium.

Gestion du combustible irradié

Dès le début, l'Union soviétique a eu le projet de fermer le cycle du combustible nucléaire, c'est-à-dire de retraiter le combustible irradié et d'utiliser le plutonium dans des réacteurs rapides. Des combustibles irradiés provenant de centrales nucléaires construites dans d'autres pays avec l'assistance de l'Union soviétique seront retraités en URSS, ce qui fait qu'en un sens l'Union soviétique peut être considérée comme un centre régional de retraitement du combustible nucléaire.

Les plans normalisés de centrales nucléaires à réacteurs WWER envisagent le stockage du combustible irradié pendant une période de désactivation de trois ans. Les retards intervenus dans la construction en série de réacteurs rapides ont toutefois amené à envisager la création d'installations séparées de stockage du combustible irradié conçues pour une période de dix années d'exploitation d'une centrale nucléaire. Cette solution ne supprime pas toutefois la nécessité de transporter et de retraiter le combustible, et ne fait que retarder ces opérations. Le combustible irradié des réacteurs WWER-440 est transporté dans des trains composés de quatre à huit fourgons à conteneurs spéciaux et de deux voitures d'accompagnement. D'autres types de conteneurs ferroviaires sont à l'étude pour les transports de combustibles des réacteurs RBMK et WWER-1000.

Lorsque s'est posée au cours des années 1940 le problème de la création d'une industrie nucléaire soviétique, les chercheurs de l'Institut du radium de Leningrad ont mis au point une technique d'extraction du plutonium à partir du combustible irradié. En 1950, l'URSS possédait déjà la technique industrielle d'extraction de Pu-239 de l'uranium naturel irradié. En 1952, on a commencé à perfectionner la méthode de retraitement pour le combustible irradié qui proviendrait de la première centrale nucléaire d'Obninsk. Après des années de travail, les chercheurs, les techniciens et les



Le brise-glace à propulsion nucléaire *Arktika*, entré en service en 1974, conduisant un convoi de navires dans les eaux arctiques.

constructeurs ont mis au point des techniques de retraitement des éléments combustibles des WWER et RBMK comportant la séparation de l'uranium et du plutonium des produits de fission avec un très haut rendement.

Gestion des déchets

La bonne gestion des déchets radioactifs provenant des centrales nucléaires et des usines de retraitement du combustible est un élément important du programme de recherche et développement nucléaire de l'URSS.

Déchets de faible activité: On a mis au point un procédé universellement applicable d'épuration des déchets liquides de faible activité au moyen d'une opération d'échange d'ions en deux étapes. Les résines échangeuses d'ions sont régénérées et peuvent resservir et l'on fait évaporer les solutions. Après durcissement, les résidus sont envoyés au stockage et l'eau peut être réemployée. On obtient ainsi un volume de déchets à stocker égal à 0,2% seulement du volume primitif.

Déchets d'activité moyenne: Ces déchets sont d'ordinaire entreposés dans des cuves en acier inoxydable (sans système de refroidissement). Pour avoir un stockage plus fiable et plus économique on a mis au point la bitu-

minisation, et l'on envisage d'adopter dans les centrales nucléaires des dispositifs rotatifs d'un rendement de 100, 200 et 500 l/h. On a procédé au stockage expérimental de blocs de bitume d'une activité de 10 à 10^6 Bq/l dans des sols argileux. La possibilité de vitrifier des déchets d'activité intermédiaire est elle aussi à l'étude.

Déchets de haute activité: La vitrification est considérée comme la méthode de traitement des déchets de haute activité qui offre les meilleures perspectives. Ce procédé a fait l'objet d'études complètes qui ont abouti à la mise au point d'une opération en une ou deux étapes.

Les produits vitrifiés sont logés en conteneurs de 200 l et placés dans des cylindres verticaux en béton, refroidis par l'air. Le dépôt est conçu de manière à ce qu'on puisse retirer les déchets solidifiés et les charger dans des châteaux de transport. La durée de séjour des déchets solidifiés dans le dépôt dépend de leur émission de chaleur initiale. Les déchets présentant une émission spécifique de chaleur de 5×10^{13} W/m³ doivent être gardés pendant six ans.

Le Ministère de la géologie a fait une étude des conditions géologiques et hydrologiques régnant dans de nombreuses régions où ont été ou doivent être construites des installations nucléaires. Les résultats de toutes les études faites théoriquement et sur le terrain ne donnent pas encore d'indication définitive sur le type

de roche le plus apte à accueillir des déchets. Le sel gemme, les argiles, le granit, le gneiss, la diabase, la porphyrite et d'autres roches similaires sont envisagés.

Les brise-glace nucléaires

On ne saurait exposer les progrès réalisés dans le domaine nucléaire en URSS sans mentionner la création de la flotte des brise-glace à propulsion nucléaire. L'exploration des mers arctiques présente une grande importance pour le pays et l'apparition des brise-glace à propulsion nucléaire a marqué le début d'une nouvelle ère dans cette région.

Le premier navire brise-glace à propulsion nucléaire, le *Lénine*, a été construit en 1959 et a célébré en décembre 1979 le vingtième anniversaire de sa navigation dans l'Arctique. Le suivant, l'*Arktika*, est entré en service en 1974, puis le *Sibir* en 1977. Ces deux derniers navires sont munis d'une chaudière nucléaire standard de 75 000 HP et leurs caractéristiques techniques sont meilleures que celles du *Lénine*. L'expérience acquise par ces bâtiments en navigation prolongée, les voyages sans précédent de l'*Arktika* au Pôle Nord et du *Sibir* aux hautes latitudes transarctiques ont démontré irréfutablement que les brise-glace à propulsion nucléaire peuvent accomplir des tâches qui dépassent les possibilités des brise-glace traditionnels. L'Union soviétique envisage également l'emploi dans les régions arctiques de bâtiments à propulsion nucléaire plus légers.



Le *Lénine*, premier brise-glace nucléaire de la flotte soviétique, et le premier du monde. Il a été construit en 1959.

Nouvelles perspectives

On a dit plus haut que l'Union soviétique considère le nucléaire comme une des sources d'énergie les plus importantes, qui peut aussi contribuer à résoudre les principaux problèmes de l'approvisionnement en combustible et en courant électrique. Le 26ème Congrès du Parti a décidé en 1981 que presque toute l'augmentation de la production d'électricité dans la partie européenne du pays serait assurée par la construction de centrales nucléaires et hydroélectriques. Cette décision facilitera sensiblement la solution du problème de l'approvisionnement en combustible et en courant. Mais en même temps, comme moins de 25 pour cent des ressources de combustibles organiques utilisées en URSS servent à la production de courant électrique, et comme au cours de la prochaine période quinquennale les centrales nucléaires ne pourront fournir le courant qu'aux consommateurs de base de la partie européenne du pays, la contribution du nucléaire à l'approvisionnement en combustible ne pourra dépasser 10 à 15%. Ceci signifie que le nucléaire, tout en allégeant sensiblement les problèmes de l'alimentation en combustible et en courant, ne peut encore leur apporter de solution radicale. Ces problèmes ne peuvent être résolus qu'à condition d'élargir sensiblement l'aire d'utilisation du nucléaire.

Vingt pour cent environ des combustibles organiques sont en URSS brûlés pour le chauffage central. Or les principaux consommateurs de chaleur centrale sont situés dans la partie européenne du pays. Aussi l'extension du nucléaire au chauffage central est-elle considérée comme un élément essentiel de la solution du problème du combustible et de l'électricité.

Les premiers pas ont déjà été faits. Depuis 1973, une centrale nucléaire produisant de la chaleur et du courant électrique est en service dans l'extrême nord-est de l'URSS, dans la région des Tchouktches, où elle dessert les mineurs de diamant de la ville de Bilibine. Depuis 1973 également un réacteur rapide BN-350 alimente en électricité et en eau douce la ville de Chevtchenko (100 000 habitants). A l'heure actuelle on récupère la chaleur des centrales de Bieloïarsk, de Leningrad, de Koursk et de Tchernobylsk.

D'après les études effectuées, on peut fournir de la chaleur à partir d'une source d'énergie nucléaire soit au moyen de centrales à deux fins — chaleur et électricité — soit en utilisant une centrale (chaudière) nucléaire uniquement productrice de chaleur. Du point de vue thermodynamique, les centrales à deux fins ont un meilleur rendement mais leur construction et leur exploitation sont plus compliquées. De vastes travaux de recherche et développement et des études sur les chaudières nucléaires ont montré qu'elles constituent des sources de chaleur suffisamment puissantes (300 à 500 Gcal/h) et sûres pour qu'on puisse les installer au voisinage de régions à population dense, ce qui permet de se passer de conduites de chauffage régionales de grande longueur et coûteuses. Les premières chaudières nucléaires (AST-500 de 500 MWth) sont en construction à Gorki et à Voronej et l'on espère qu'il y en aura encore beaucoup d'autres dans l'avenir. Les centrales nucléaires productrices de chaleur sont plus chères à construire que les chaudières chauffées aux combustibles organiques mais grâce au bas prix du combustible nucléaire, la chaleur obtenue coûtera moitié moins cher que celle produite au moyen de combustible organique.

La construction de la première grande centrale nucléaire à deux fins a commencé près d'Odessa. On a choisi comme source d'énergie le réacteur de puissance WWER-1000.

Comme plus de 15 pour cent des combustibles organiques sont, en URSS, consommés directement par l'industrie (chimie, métallurgie etc.) on envisage aussi la possibilité d'élargir l'aire d'application du nucléaire en construisant des réacteurs haute température pour la production de chaleur industrielle ainsi que de carburants synthétiques, et d'économiser ainsi les sources traditionnelles de combustible. Des travaux de recherche et développement sont en cours dans ce domaine.

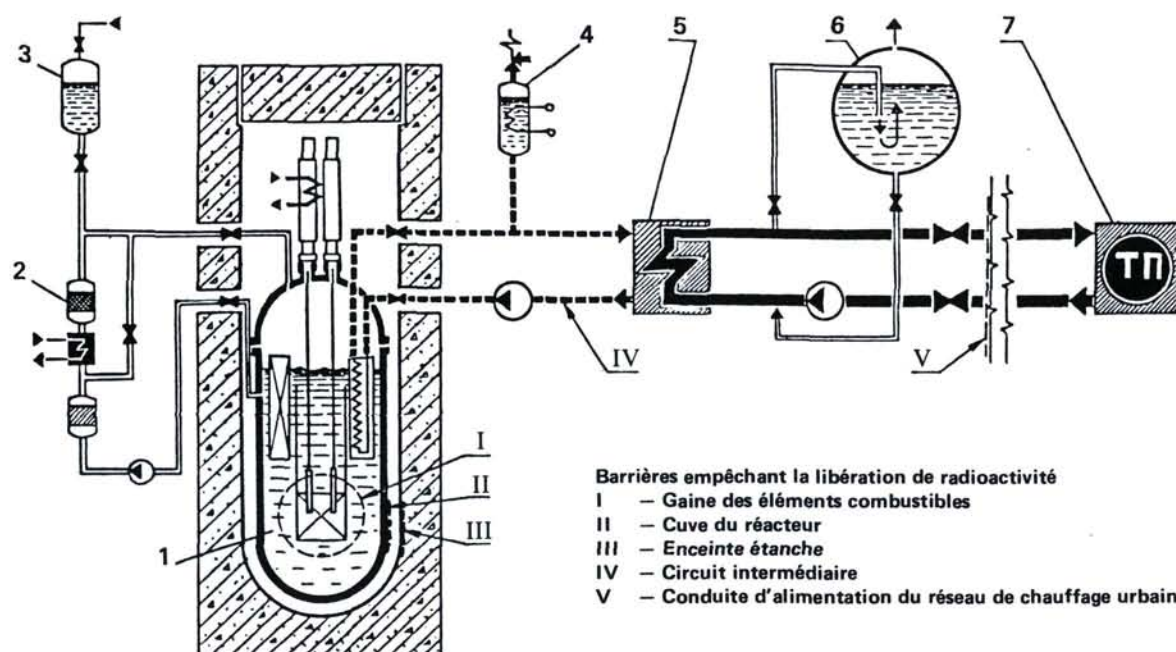
On se rend compte, bien entendu, que l'adoption en grand du nucléaire dans les branches de l'économie du pays qui consomment le plus d'énergie nécessite un approvisionnement fiable et assuré en combustible nucléaire. C'est pourquoi la mise au point et l'adoption des réacteurs surgénérateurs rapides est considérée comme une tâche de la plus haute importance. La construction en série de surgénérateurs est donc un élément essentiel du programme nucléaire.

La coopération avec les pays du CAEM

Dans le domaine nucléaire, l'Union soviétique coopère étroitement avec les pays du Comité d'assistance économique mutuelle (CAEM). Le programme à long terme de coopération dans les domaines de l'énergie, des combustibles et des matières premières envisage une

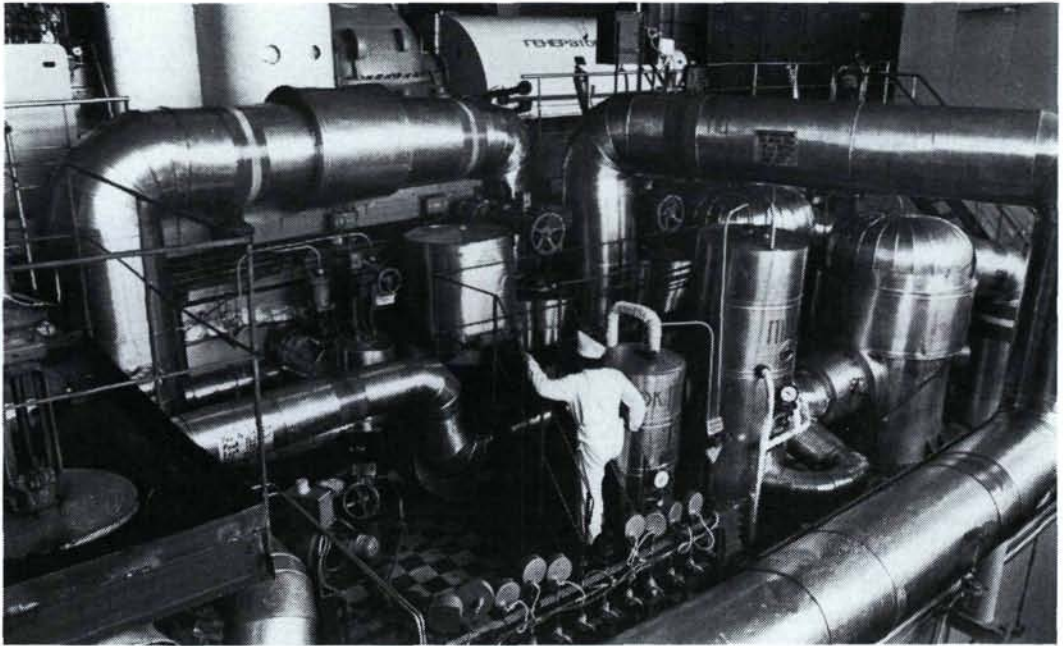
collaboration technique pour la construction et l'installation de centrales nucléaires dans les pays du CAEM. On a choisi comme type de réacteur de base pour le développement du nucléaire dans ces pays le réacteur standard WWER-440 pour la première phase, le WWER-1000 pour la seconde. Les pays du CAEM (URSS exclue) projettent de construire d'ici à 1990 des centrales nucléaires d'une puissance installée totale de 37 000 MW environ. On a fondé une organisation commerciale internationale, l'Interatomenergo, en vue de la fabrication et de la fourniture en coopération de matériel pour centrales nucléaires par les pays du CAEM. La Yougoslavie prend elle aussi part à ces activités. Jusqu'à présent quatre réacteurs de puissance WWER-440 sont en service en République démocratique allemande, quatre en Bulgarie, deux en Tchécoslovaquie. La Hongrie vient de mettre en service son premier réacteur, la Pologne et Cuba commencent à en construire un. Le total de la puissance nucléaire installée des pays du CAEM, URSS comprise, atteindra environ 100 000 à 120 000 MW d'ici à 1990.

Je pense que les résultats obtenus et les plans de développement du nucléaire en URSS et dans les autres pays du CAEM sont remarquables, surtout si l'on considère les nombreux problèmes et difficultés auxquels beaucoup d'autres pays ont eu à faire face. Je pense aussi que la réalisation des plans d'expansion du nucléaire de l'URSS et des pays du CAEM contribueront puissamment aux progrès du nucléaire dans le monde entier.

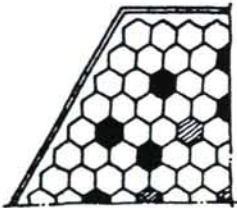


Le réacteur AST-500 pour la production de chaleur urbaine: 1) réacteur; 2) système de purification du circuit primaire; 3) système d'injection de la solution d'acide borique; 4) pressuriseur du circuit intermédiaire; 5) échangeur secondaire; 6) réservoir du système de refroidissement d'urgence; 7) usagers.

La salle des machines de la centrale nucléaire de Bilibine qui alimente une ville de mineurs de diamant dans la région des Tchouktsches, à l'extrême nord-est de l'URSS.

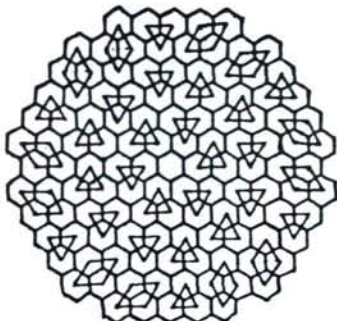


Composition d'un assemblage combustible



- Élément absorbant
- ⊗ Poison consommable
- Barre de combustible

Diagramme du cœur



Coupe du réacteur AST-500 destiné à la production de chaleur urbaine:
1) cœur; 2) échangeur de chaleur;
3), 4) partie inférieure et supérieure de la cuve; 5) couvercle du réacteur;
6) mécanismes des barres de commande; 7), 8) vitrole inférieure et supérieure; 9) circuit de convection naturelle.

