

# Les réacteurs surgénérateurs rapides à métal liquide

---

par Eduard Khodarev

## 1. Introduction: pourquoi nous avons besoin de réacteurs surgénérateurs rapides

L'étude des besoins énergétiques futurs et l'inventaire des sources possibles d'énergie (charbon, pétrole, gaz, nucléaire, hydro-électricité, soleil) montre que la part de la fission nucléaire, qui concurrence déjà les sources traditionnelles, ne cessera de croître au cours des prochaines décennies. Alors que les quantités de combustible qu'il faut fabriquer chaque année pour faire fonctionner une centrale nucléaire se chiffrent par dizaines de tonnes, une seule centrale thermique au charbon consomme des millions de tonnes de combustible par an. Or les réserves mondiales de combustibles fossiles, et notamment de charbon, si considérables qu'elles soient, ne sont pas illimitées. L'énergie nucléaire, telle qu'elle est actuellement au point, pourra-t-elle satisfaire la demande mondiale de courant électrique? Cela dépend dans une large mesure des réserves d'uranium naturel et de la possibilité d'obtenir de l'uranium 235 à un prix raisonnable. Comme l'uranium naturel ne contient qu'un pourcentage relativement faible de cet isotope, les réacteurs à eau légère ne pourraient à eux seuls assurer qu'une croissance limitée de l'énergie d'origine nucléaire, car leur faible rapport de conversion ne leur permet d'utiliser que 2% du potentiel énergétique de l'uranium naturel. C'est pourquoi, dans l'avenir, on ne pourra bénéficier pleinement des avantages de l'énergie nucléaire qu'à condition de découvrir de nouveaux et importants gisements d'uranium naturel ou d'améliorer sensiblement le rendement d'utilisation de l'uranium.

Les réacteurs surgénérateurs rapides permettent d'apporter à bref délai une solution à ce problème. Ils tirent un meilleur parti des ressources existantes d'uranium naturel et de l'uranium appauvri provenant des usines d'enrichissement, ainsi que du plutonium que donne le combustible des réacteurs thermiques. Ils produisent plus de plutonium qu'ils n'en consomment, et le rendement de l'uranium qui les alimente atteint de 60 à 70%.

Grâce à la capacité de surgénération de ces réacteurs, on peut non seulement réduire considérablement la consommation d'uranium naturel, mais encore donner à la production du courant électrique une structure plus souple qui permette de comprimer au maximum les prix de revient. Leur exploitation est beaucoup plus économique que celle des réacteurs thermiques, ce qui favorise l'accession des pays à l'indépendance énergétique. [1]

## 2. Les principes généraux du réacteur surgénérateur rapide

Lorsqu'un neutron est capté par le noyau d'un atome de matière fissile, cet atome se divise: tel est le phénomène sur lequel repose le processus de fission. L'énergie qu'il libère sert, dans les réacteurs de puissance, à produire de la vapeur qui actionne un turbo-alternateur.

Il n'y a que quatre isotopes lourds qui soient utilement fissiles: l'uranium 233, l'uranium 235, le plutonium 239 et le plutonium 241. Seul l'uranium 235 existe en quantités appréciables

---

M. Khodarev appartient à la Section des techniques nucléo-énergétiques de pointe de la Division de l'énergie d'origine nucléaire et des réacteurs de l'AIEA; il est également secrétaire scientifique du Groupe de travail international sur les réacteurs rapides.

dans la nature (il constitue environ 0,7% de l'uranium naturel), et c'est sur son emploi que reposent les réacteurs de puissance existants. D'autre part, l'absorption de neutrons par certains isotopes du thorium et de l'uranium produit en quantités considérables les trois autres isotopes fissiles. Les matières qui deviennent fissiles lorsqu'elles absorbent des neutrons sont désignées sous le nom de "combustibles primaires" ou encore "matières fertiles". La plus intéressante pour les surgénérateurs rapides est l'uranium 238, que l'absorption de neutrons transforme en un isotope fissile, le plutonium 239. L'uranium naturel contient plus de 99% d'uranium 238, alors que dans l'uranium appauvri accumulé dans les installations d'enrichissement de l'uranium destiné aux centrales nucléaires, cette proportion est voisine de 100%.

Lorsque les noyaux subissent la fission, ils libèrent plus de neutrons qu'il n'en faut pour entretenir la réaction en chaîne. L'une des caractéristiques des surgénérateurs rapides est que, tout en produisant de l'énergie, ils produisent aussi plus de matière fissile qu'ils n'en consomment, d'où leur nom de surgénérateurs.

Le surgénérateur rapide à métal liquide doit son nom au fait qu'on se sert, pour convertir la matière fertile en matière fissile, de neutrons à haute énergie ("rapides") et qu'on emploie comme fluide de refroidissement du sodium, lequel reste à l'état liquide aux températures très élevées dont s'accompagne le processus.

Dans un réacteur surgénérateur rapide, il y a des matières fertiles (uranium 238) dans le combustible du cœur et dans la couche (couverture) qui l'entoure. Le cœur se compose d'un mélange d'oxyde de plutonium et d'oxyde d'uranium. La fission s'opère principalement dans le cœur du réacteur, alors que la conversion d'uranium 238 en plutonium 239 par capture des neutrons excédentaires se produit dans les deux zones du réacteur.

Les assemblages combustibles de la couche consistent en barres remplies de matières d'une composition uniforme. La partie centrale des barres du cœur est remplie de matières fissiles et leurs extrémités de matières fertiles. Le cœur entier du réacteur est donc entouré de zones fertiles. Une fois que l'on a retiré du réacteur les assemblages de couverture et les assemblages combustibles épuisés, le plutonium en est séparé pendant le retraitement et l'on peut alors l'utiliser pour fabriquer des éléments combustibles destinés à des réacteurs surgénérateurs rapides ou à d'autres installations électro-nucléaires.

Les réacteurs surgénérateurs rapides ressemblent à bien des égards aux réacteurs de puissance actuellement en service. Mais le surgénérateur exige un cœur beaucoup plus compact que celui d'un réacteur à eau légère. Le combustible est du plutonium ou de l'uranium très enrichi, les éléments combustibles sont d'un diamètre plus faible et leurs gaines sont faites d'acier inoxydable au lieu de zircaloy. Comme l'eau ralentit très vite les neutrons rapides produits par la fission et fait tomber leur énergie à un niveau inférieur à celui que nécessite la surgénération, on ne peut pas l'utiliser dans un surgénérateur rapide. Il faut donc, dans un surgénérateur rapide, extraire une grande quantité de chaleur d'un petit volume de combustible tout en ayant recours à un fluide de refroidissement qui ne réduise pas trop l'énergie des neutrons. En pratique, seuls certains métaux liquides et l'hélium sous pression conviennent à cet usage. Le transfert de chaleur se fait mieux avec les métaux liquides qu'avec l'hélium sous pression, mais ce dernier ralentit moins les neutrons. Dans les cœurs de surgénérateurs de petite dimension, il faut une haute densité de combustible, d'où l'emploi de métal liquide comme fluide de refroidissement dans l'espace limité dont on dispose. Les cœurs de grande dimension des surgénérateurs de centrales industrielles s'accommodent d'une charge de combustible moins dense, et l'on a assez de place pour refroidir à l'hélium sous pression. Depuis de nombreuses années, on utilise toutefois des métaux liquides (mercure, mélanges de sodium et de potassium, sodium) comme caloripporteurs dans les surgénérateurs expérimentaux successivement construits et mis en service dans le monde entier, et l'expérience accumulée milite en leur faveur.

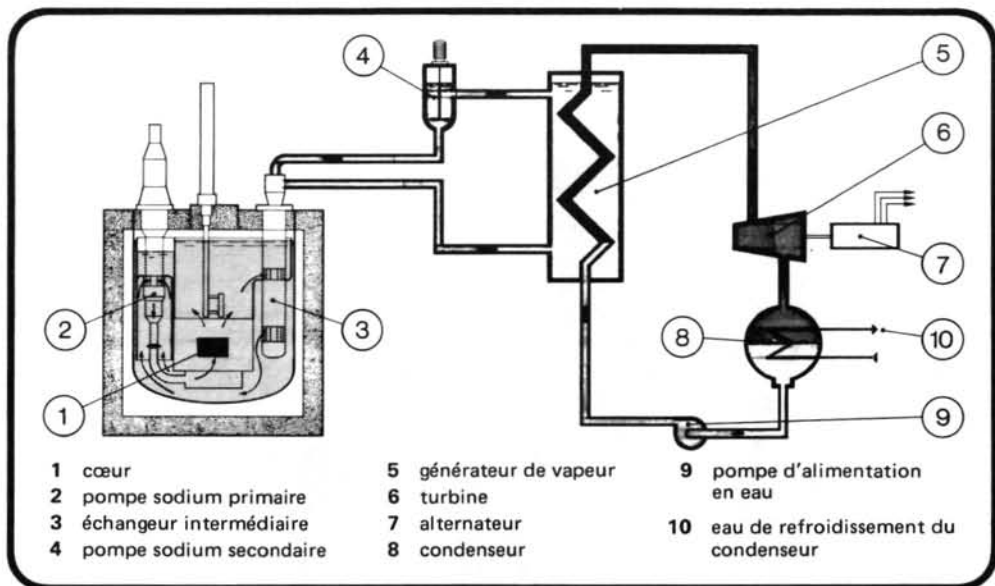


Figure 1. Schéma d'une centrale à réacteur rapide du type "Pool".

La production d'énergie dans le cœur du surgénérateur rapide est plus intense que dans le réacteur thermique; il faut donc que le calorporteur ait une très bonne conductivité thermique. Lorsqu'on a recours à un métal liquide, c'est le sodium qu'on choisit parce qu'il extrait très bien la chaleur d'un cœur de réacteur compact et reste à l'état liquide dans une large gamme de températures. Le sodium réunit mieux que les autres corps possibles toutes les propriétés nécessaires: il conduit très bien la chaleur; il n'exige qu'une faible puissance de pompage et s'accommode de basses pressions (on peut pratiquement opérer à la pression atmosphérique); il peut absorber une quantité considérable d'énergie dans les cas d'urgence (parce qu'il est à une température très inférieure au point d'ébullition); il a tendance à réagir avec de nombreux produits de fission qui risquent d'être libérés en cas de rupture d'un élément combustible, ou à les dissoudre (et partant de les retenir); enfin, il a de bonnes propriétés neutroniques. Le sodium a par contre l'inconvénient de réagir avec l'air et avec l'eau, de s'activer sous irradiation, d'être optiquement opaque, et d'avoir un léger pouvoir de freinage et d'absorption des neutrons. Mais en pratique, ces défauts sont compensés par ses qualités comme calorporteur. [2]

Dans aucun surgénérateur rapide on ne se sert du sodium du circuit primaire (c'est-à-dire au contact direct du cœur) pour produire de la vapeur. On a recours à un circuit secondaire de sodium, ce qui permet d'éviter un dégagement de sodium radioactif en cas de rupture du générateur de vapeur. Il faut donc interposer des échangeurs de chaleur entre les circuits de sodium primaire et secondaire. Le circuit secondaire isole le circuit primaire, et partant le réacteur rempli de sodium, de tout contact avec l'eau. Ce qui, bien entendu, ne facilite pas pour autant la construction de générateurs de vapeurs capables d'empêcher ce contact.

### 3. Les principaux types de réacteurs surgénérateurs rapides et leurs caractéristiques

Il y a deux grandes catégories de surgénérateurs refroidis au sodium: le concept intégré (pool) et le type boucle. Dans le modèle pool, la cuve du réacteur contient non seulement le cœur, mais aussi un certain nombre d'autres composants. La figure 1 donne une

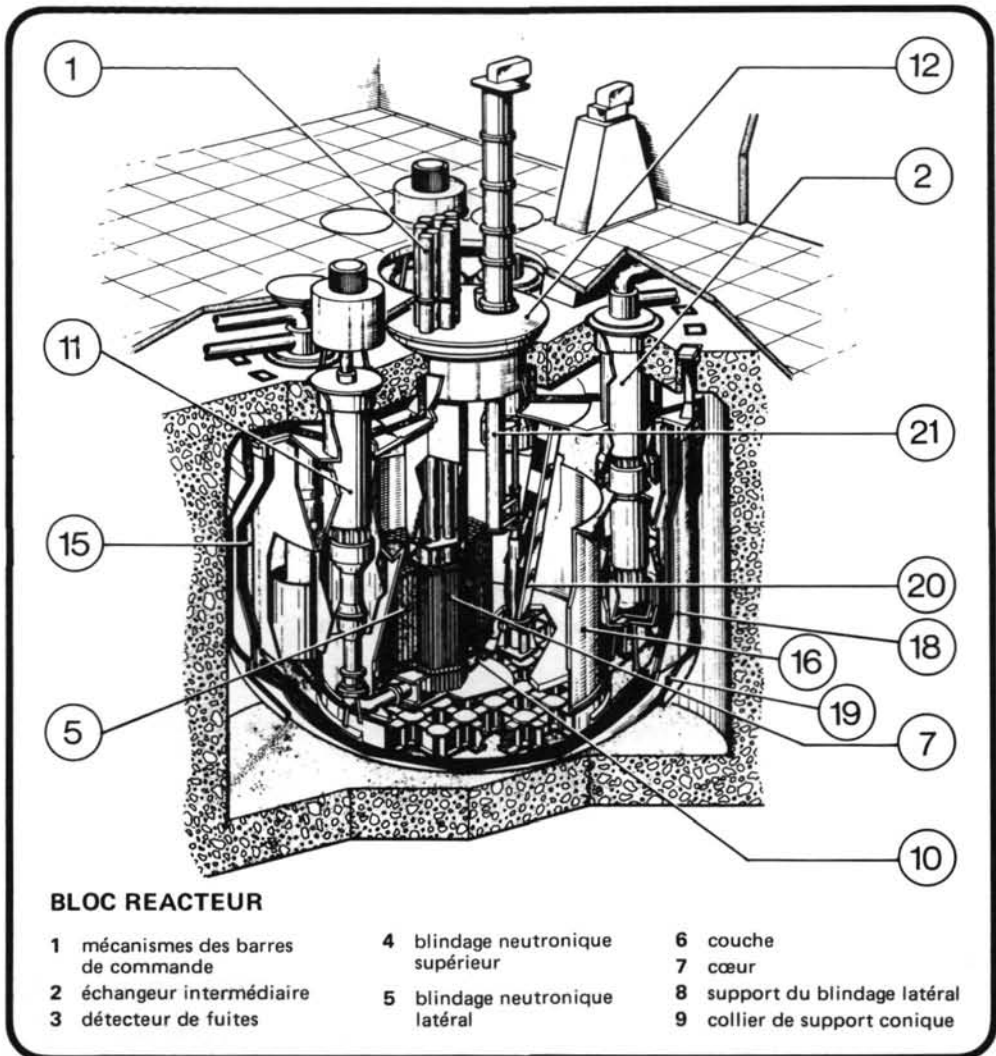


Figure 2: Coupe cavalière d'un réacteur surgénérateur du type "Pool" (Phénix).

représentation schématique de ce type de réacteur [3]. On remplit la cuve de sodium sous une pression avoisinant la pression atmosphérique et on y immerge le cœur, les appareils de chargement en combustible, les pompes à caloporteur primaires, et les échangeurs de chaleur intermédiaires. Le circuit primaire de sodium est donc tout entier dans cette cuve. Ce dispositif permet de réduire sensiblement la tuyauterie extérieure. Les figures 2 et 3 donnent un exemple de ce modèle, à savoir le réacteur français Phénix.

Le second modèle, dit en boucle, ressemble davantage à celui des réacteurs à eau légère classiques, où les composants du système de refroidissement sont hors de la cuve du réacteur, et reliés entre eux par des tuyauteries, cependant que la cuve ne contient que le cœur et ses accessoires. La figure 4 donne la représentation schématique du réacteur

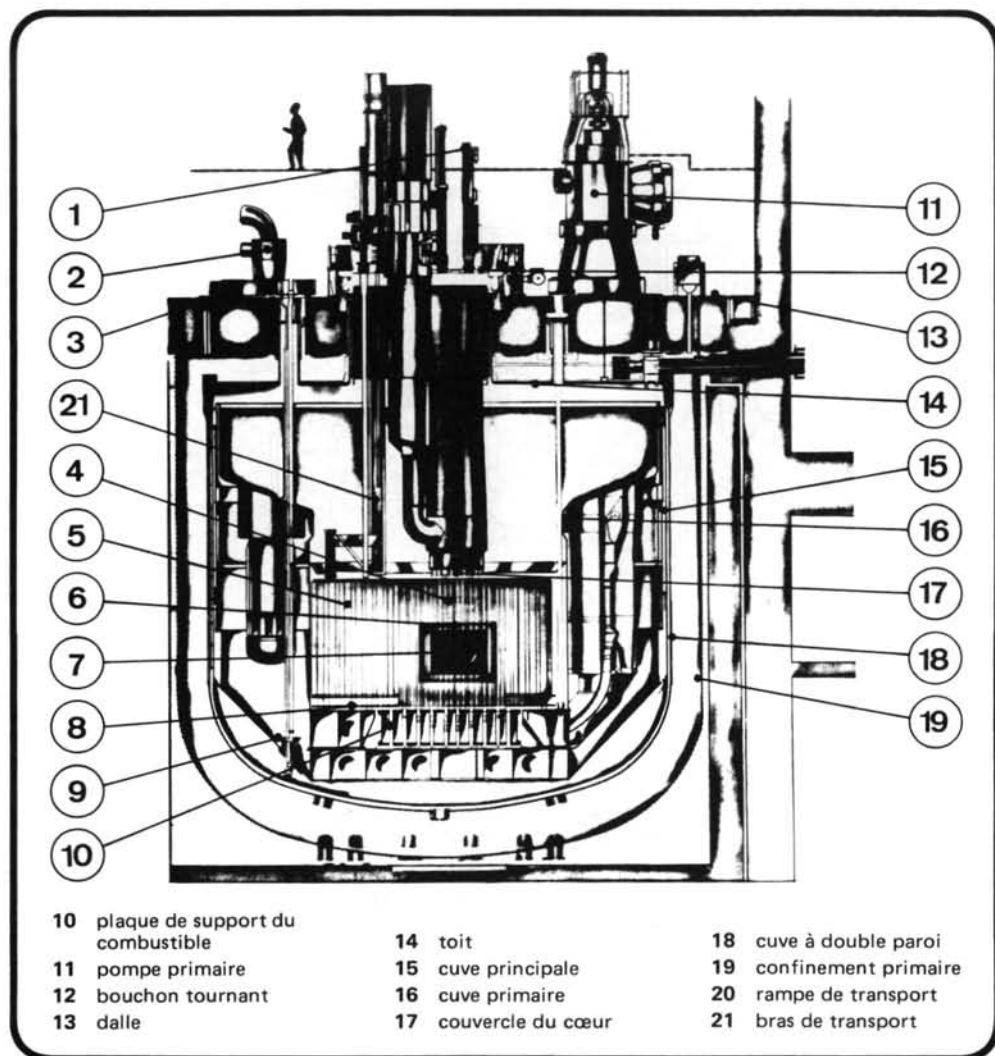


Figure 3. Coupe verticale du réacteur Phénix.

Monju [4]. Dans certaines variantes du système primaire, la cuve contenant les composants primaires est entourée d'un récipient protecteur de manière à ce qu'une rupture du circuit primaire ne provoque pas de trop grandes pertes de sodium radioactif.

Dans tout surgénérateur rapide refroidi au sodium, il s'agit de réduire au minimum les temps d'arrêt nécessaires au rechargement en combustible du réacteur. Dans les deux types d'installations, on a souvent recours à un bouchon tournant fixé au couvercle au sommet de la cuve du réacteur. L'appareil d'alimentation en combustible est monté sur ce bouchon tournant, ainsi que les barres de commande que l'on débranche du cœur avant de mettre le bouchon en mouvement. On peut ainsi, au moyen de l'appareil d'alimentation, faire passer le combustible du cœur en n'importe quel point situé à l'intérieur du réacteur et

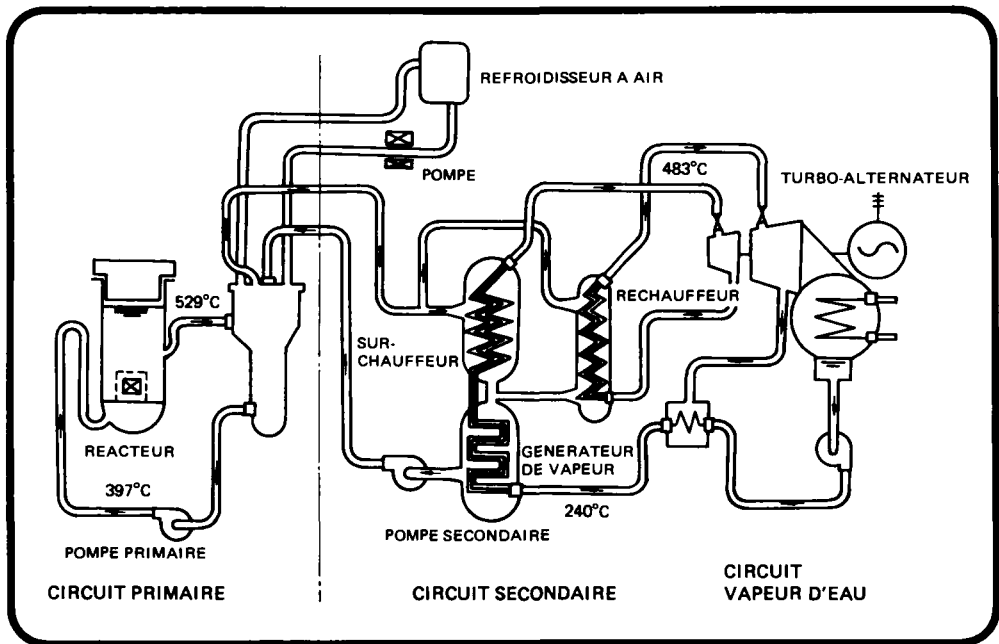


Figure 4. Schéma du réacteur "Monju".

inversement. Dans le modèle pool, le combustible épuisé est généralement placé dans un tambour de stockage provisoire situé à l'intérieur de la cuve du réacteur, où il reste pendant qu'on extrait des produits de fission la chaleur engendrée par la décroissance. L'appareil d'évacuation sert ensuite à faire passer le combustible épuisé à un système de stockage extérieur à la cuve, opération qui peut être effectuée pendant que le réacteur est en marche. Dans le modèle à boucle, le combustible épuisé est transféré directement du cœur aux installations de stockage extérieures au réacteur.

Un des problèmes importants qui se posent avec les surgénérateurs rapides est celui de la durée utile du combustible. Dans les réacteurs thermiques, la fission ne porte que sur un faible pourcentage des atomes d'uranium du combustible avant que celui-ci ne soit enlevé pour être stocké ou retraité. La proportion de matière fissile que contient le combustible du réacteur thermique ne dépasse pas normalement 4%, et comme le taux de conversion de matière fertile en matière fissile dans ce réacteur est faible, la combustion nucléaire n'y dépasse pas 2 à 3%. Lorsqu'elle est supérieure, il y a risque de détérioration des gaines et de fuite du combustible. Par contre, dans les surgénérateurs rapides, les matières fissiles représentent au moins 15% du combustible, et comme le rapport de surgénération dépasse l'unité, la combustion n'est pas normalement limitée par la quantité de matière fissile présente, mais par la résistance aux dégâts par rayonnements. Le taux de combustion peut par exemple atteindre de 10 à 15%. C'est pourquoi, alors que dans les réacteurs à eau légère existants la combustion est de 20 000 à 35 000 MW - d/t, elle est de 100 000 à 150 000 MW - d/t dans les surgénérateurs rapides actuellement à l'étude. Le tableau 1 donne les caractéristiques essentielles des surgénérateurs de démonstration et des prototypes en service ou à l'étude [5, 6].

On pense dans de nombreux pays développés que l'emploi à l'échelle industrielle des réacteurs rapides prendra à l'avenir une importance croissante. Il y a aujourd'hui en service un

**Tableau 1 : Principales caractéristiques des réacteurs (de démonstration et prototypes) rapides refroidis au métal liquide**

REACTEUR	PHENIX (France)	SNR-300 (RFA)	MONJU (Japon)	PFR (Royaume- Uni)	CRBR (Etats-Unis)	BN-350 (URSS)	BN-600 (URSS)	SUPER PHENIX-1 (France)	SNR-2 (RFA)	CDFR-1 (Royaume- Uni)	BN-1600 (URSS)
PARAMETRE	250	312	300	250	350	350 (dont 200 pour des- salement)	600	1200	1300	1250	1600
Puissance électrique MW(e)	568	762	714	612	975	1000	1470	3000	3420	3230	4200
Puissance thermique MW(th)	44,0	40,9	42,0	40,9	35,9	35	40,8	40,0	38,0	38,7	38,1
Rendement (brut)	POOL	BOUCLE	BOUCLE	POOL	BOUCLE	BOUCLE	POOL	POOL	BOUCLE	POOL	POOL
Modèle	3	3	3	3	3	6	3	4	4	6	4
Nombre de boucles de caloporteur primaire	3	3	3	3	3	6	3	4	4	8	4
Nombre de boucles de caloporteur secondaire	3	3	3	3	3	6	3	4	4	6	4
Nombre de pompes du circuit primaire	6	9	6	3	3	12	9	8	8	—	—
Nombre d'échangeurs de chaleur intermédiaires	385	377	397	394	388	300	380	395	390	370	350
Température max. du sodium: à l'entrée °C du cœur	552	546	529	550	535	500	550	545	540	540	550
à la sortie °C du cœur	510	495	483	513	462	435	505	487	490	486	—
Température de la vapeur °C	16,8	16,0	12,5	12,8	10,0	4,9	14,2	21	17,2	16,0	14,2
Pression de la vapeur MPa	343	328	325	356	344	270	320	345	340	335	310
Température maximale du sodium dans les échangeurs intermédiaires: (caloporteur secondaire)	543	521	505	540	502	450	520	525	510	510	505
Entrée °C											
Sortie °C											

**Tableau 1 (suite)**

REACTEUR	PHENIX (France)	SNR-300 (RFA)	MONJU (Japon)	PFR (Royaume- Uni)	CRBR (Etats-Unis)	BN-350 (URSS)	BN-600 (URSS)	SUPER PHENIX-1 (France)	SNR-2 (RFA)	CDFR-1 (Royaume- Uni)	BN-1600 (URSS)
PARAMETRE											
Débit de sodium (10 <sup>3</sup> kg/s)											
Caloripporteur primaire	2,76	3,5	4,26	3,09	5,2	4,46	6,05	15,7	18,0	15,0	16,67
Caloripporteur secondaire	2,28	3,27	3,12	2,85	4,86	—	5,3	13,2	16,0	14,08	—
Température de l'eau d'alimentation °C	246	252	240	275	232	158	240	235	250	230	—
Cuve du réacteur:											
— diamètre intérieur (m)	11,82	6,7	7,0	12,2	6,2	6,0	12,8	21	15,0	23,5	18,3
— hauteur intérieure (m)	12,0	15,0	18,0	15,2	18,2	11,9	12,6	17,3	—	22,5	18,0
Dimensions du cœur:											
— hauteur (m)	0,85	0,95	0,93	0,91	0,91	1,06	0,75	1,00	0,95	1,00	1,00
— volume (m <sup>3</sup> )	1,29	2,36	2,34	1,54	2,53	2,08	2,50	10,12	12,91	6,61	8,81
Nombre d'assemblages du cœur:											
— combustible	103	205	198	78	198	226	371	364	492	342	—
— couches radiales	90	96	172	43	150	412	380	233	270	202	—
Longueur des assemblages de combustible (m)	4,3	3,7	4,2	3,8	4,57	3,2	3,5	5,4	—	4,3	—
Nature du combustible	Moitié PuO <sub>2</sub> -UO <sub>3</sub> Moitié UO <sub>3</sub>	UO <sub>3</sub> -PuO <sub>3</sub>	UO <sub>3</sub> -PuO <sub>3</sub>	UO <sub>3</sub> -PuO <sub>3</sub>	UO <sub>3</sub> -PuO <sub>3</sub>	D'abord UO <sub>3</sub> Ensuite UO <sub>3</sub> -PuO <sub>3</sub>	D'abord UO <sub>3</sub> Ensuite UO <sub>3</sub> -PuO <sub>3</sub>	UO <sub>3</sub> -PuO <sub>3</sub>	UO <sub>3</sub> -PuO <sub>3</sub>	UO <sub>3</sub> -PuO <sub>3</sub>	UO <sub>3</sub> -PuO <sub>3</sub>
Nature de la couche	UO <sub>3</sub> appauvri										
Fractions du volume du cœur (%):											
— combustible	0,36	0,31	0,34	0,36	—	0,46	0,45	0,34	—	—	—
— sodium	0,36	0,50	0,40	0,42	—	0,32	0,33	0,34	—	—	—
— reste	0,28	0,19	0,26	0,22	—	0,22	0,22	0,32	—	—	—
Poids du combustible dans le cœur:											
UO <sub>3</sub>	3,8	4,2	5,2	3,1	—	7,3	8,5	30,6	—	16	—
PuO <sub>3</sub>	0,8	1,65	1,5	0,9	—	—	—	6,31	—	4	—



**Tableau 1 (suite)**

REACTEUR	PHENIX (France)	SNR-300 (RFA)	MONJU (Japon)	PFR (Royaume- Uni)	CRBR (Etats-Unis)	BN-350 (URSS)	BN-600 (URSS)	SUPER PHENIX-I (France)	SNR-2 (RFA)	CDFR-1 (Royaume- Uni)	BN-1600 (URSS)
PARAMETRE											
Nombre d'aiguilles par assemblage de cœur	217	166/127	169	325	217	169	127	271	271	325	-
Diamètre extérieur d'une aiguille de combustible (mm)	6,6	6,1/7,6	6,5	5,8	5,8	6,1	6,9	8,50	7,6	5,8	-
Nombre d'aiguilles par assemblage de couche	61	61	61	85	61	37	37	91	127	85	-
Diamètre extérieur d'une aiguille de couche (mm)	13,4	11,7	11,6	13,5	13,2	14,2	14,2	15,8	11,6	13,5	-
Puissance linéaire maximale (kW/m)	45	38/49	35	48	48-52	44	53	45	41,5	-	-
Densité moyenne de puissance du cœur (kW/l)	406	290	300	380	380	430	550	285	-	-	-
Combustion maximale (GW - d/t)	50 <sup>1</sup> 72	87	100	75-100	80-150	41 <sup>2</sup> 50	100	100	-	100	83
Taux de régénération	1,16	1,0	1,2	1,2	1,23	1,0 <sup>3</sup> 1,4	0,9 <sup>3</sup> 1,3	1,18	1,17-1,35	1,25	1,4 <sup>3</sup>
Date de démarrage:	1974	1983	1985-6	1976	-	-	1980	1983	-	-	-
- prévue	1974			1977							
- effective											

Notes: 1. BN-600 sera d'abord chargé en UO<sub>2</sub> enrichi et par la suite en UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub>.  
 2. Pour Phénix et BN-350, le chiffre supérieur indique la combustion projetée et le chiffre inférieur la combustion obtenue.  
 3. Pour BN-350 et BN-600, le chiffre supérieur porte sur UO<sub>2</sub> et le chiffre inférieur sur UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub> ; pour BN-1600, le chiffre porte sur UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub>.

certain nombre d'importants surgénérateurs expérimentaux refroidis au sodium, par exemple Rapsodie-Fortissimo (France), KNK-II (République fédérale d'Allemagne), Joyo (Japon), EBR-II (Etats-Unis) et BOR-60 (URSS); d'autres, plus grands, sont en construction, par exemple le PEC de 118 MW(th) en Italie et le FFTF (400 MW(th)), réacteur expérimental à usages multiples que l'on construit aux Etats-Unis en vue d'études sur les combustibles.

L'expérience acquise avec l'exploitation des premiers prototypes de réacteurs rapides, dont le BN-350 (350 MW(e)) en URSS, le Phénix (250 MW(e)) en France et le PFR (250 MW(e)) en Grande-Bretagne, est de plus en plus riche. On construit des centrales à réacteurs rapides telles que SNR-300 (327 MW(e)) en République fédérale d'Allemagne, BN-600 (600 MW(e)) en URSS et le premier prototype de grande puissance, Super-Phénix, (1200 MW(e)) en France. D'autres projets sont à l'étude dans divers pays.

L'expérience acquise dans la conception, la construction et l'exploitation des surgénérateurs rapides refroidis au sodium, et notamment des premiers prototypes, permet de constater les progrès satisfaisants des essais industriels entrepris pour déterminer l'intérêt qu'ils présentent. On sait déjà que ce type de réacteur possède des qualités telles que la simplicité, la stabilité, et la possibilité d'atteindre une forte production d'énergie et un taux de combustion élevé. Les difficultés qui se sont présentées dans les débuts du BN-350, de Phénix et du PFR ne sont pas imputables à la conception du réacteur mais à la fabrication défectueuse de certains composants auxiliaires.

Grâce au volume considérable des données technologiques accumulées et à l'expérience acquise dans la conception et l'exploitation des prototypes refroidis au sodium, on peut désormais passer à l'étape suivante, c'est-à-dire concevoir des installations produisant du courant électrique à un coût minimal et possédant des caractéristiques de régénération optimales. Tous les pays qui ont de grands programmes de réacteurs rapides envisagent de construire, après leurs premières installations de démonstration, des prototypes de grande puissance, pour commencer ensuite à édifier de grandes centrales produisant de 1000 à 1800 MW(e). Un prototype de grande puissance, Super-Phénix, est actuellement en construction en France et d'autres sont à l'étude en République fédérale d'Allemagne, en Grande-Bretagne et en URSS. Le Japon, dont le programme de réacteurs rapides est très avancé, envisage d'achever au milieu des années 80 la construction d'un réacteur prototype de 300 MW(e) pour passer ensuite à une véritable centrale de démonstration.

Il est évident que ce sont les plus gros importateurs dans le domaine énergétique qui ont le plus pressant besoin de surgénérateurs. Le Japon importe 90% de l'énergie qu'il consomme, la France 77%. Les pays qui sont dans ce cas jugent vital, pour protéger leur indépendance énergétique, de s'équiper le plus tôt possible de surgénérateurs.

## Références

- [1] KAZATCHKOVSKI, O.D. et al., "Etat d'avancement du programme de réacteurs rapides en URSS" (Comptes rendus de la Conférence internationale sur l'énergie d'origine nucléaire et son cycle du combustible, Salzbourg, 1977) 1, Document AIEA-CN-36/356, AIEA, Vienne (1977), pp. 393-414.
- [2] US ATOMIC ENERGY COMMISSION, Proposed Final Environmental Statement, Light Metal Fast Breeder Reactors (LMFBR) Program, WASH-1535, 1 (1974).
- [3] COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE, La centrale prototype à réacteur rapide "Phénix", France (brochure, 1974).
- [4] POWER REACTOR & NUCLEAR FUEL DEVELOPMENT CORPORATION (PNC), Outline of Prototype Fast Breeder Reactor "Monju", Japon (brochure, 1976).
- [5] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ENERGIE ATOMIQUE, Liquid Metal Fast Breeder Reactors (LMFBR) Plant Parameters, Document technique 14, AIEA, Vienne, 1976.
- [6] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ENERGIE ATOMIQUE, Comptes rendus du Colloque sur la conception, la construction et l'exploitation des surgénérateurs de démonstration à métal liquide, (Bologne (Italie), 10-14 avril 1978), AIEA, Vienne (en préparation).