**Zeitschrift:** Ingénieurs et architectes suisses
**Band:** 113 (1987)
**Heft:** 3

**Artikel:** La France, partenaire nucléaire de la Suisse (II)
**Autor:** Weibel, Jean-Pierre
**DOI:** https://doi.org/10.5169/seals-76348

**Nutzungsbedingungen**
Die ETH-Bibliothek ist die Anbieterin der digitalisierten Zeitschriften auf E-Periodica. Sie besitzt keine Urheberrechte an den Zeitschriften und ist nicht verantwortlich für deren Inhalte. Die Rechte liegen in der Regel bei den Herausgebern beziehungsweise den externen Rechteinhabern. Das Veröffentlichen von Bildern in Print- und Online-Publikationen sowie auf Social Media-Kanälen oder Webseiten ist nur mit vorheriger Genehmigung der Rechteinhaber erlaubt. Mehr erfahren

**Conditions d'utilisation**
L'ETH Library est le fournisseur des revues numérisées. Elle ne détient aucun droit d'auteur sur les revues et n'est pas responsable de leur contenu. En règle générale, les droits sont détenus par les éditeurs ou les détenteurs de droits externes. La reproduction d'images dans des publications imprimées ou en ligne ainsi que sur des canaux de médias sociaux ou des sites web n'est autorisée qu'avec l'accord préalable des détenteurs des droits. En savoir plus

**Terms of use**
The ETH Library is the provider of the digitised journals. It does not own any copyrights to the journals and is not responsible for their content. The rights usually lie with the publishers or the external rights holders. Publishing images in print and online publications, as well as on social media channels or websites, is only permitted with the prior consent of the rights holders. Find out more

**Download PDF:** 11.01.2026

**ETH-Bibliothek Zürich, E-Periodica, https://www.e-periodica.ch**

# La France, partenaire nucléaire de la Suisse (II)

par Jean-Pierre Weibel, rédacteur en chef

**Dans un premier article[1], nous avons vu que les centrales nucléaires ont conclu avec la société française COGEMA des contrats pour le retraitement, dans l'usine de La Hague, des combustibles irradiés. Ce processus livre de l'uranium propre à servir à nouveau de combustibles pour les centrales, du plutonium pouvant remplacer dans une certaine mesure l'uranium et des déchets. Ces derniers sont de deux natures: moyennement radioactifs, soit notamment les débris des coques enveloppant les barres de combustible, et fortement actifs, c'est-à-dire les produits de fission. La longue période de radioactivité de ces derniers et l'impossibilité d'en tirer quelque parti que ce soit ont conduit à la notion de stockage définitif. Pour les centrales suisses, c'est toujours par les soins de la COGEMA qu'ils seront bientôt préparés à cette fin. Nous allons examiner ce deuxième volet des relations entre la Suisse et la France dans le domaine nucléaire.**

## 4. La notion de stockage définitif

Les résidus hautement radioactifs sont un produit indésirable, mais inévitable, du processus d'utilisation de l'énergie atomique dans les centrales nucléaires. Ils s'agit de ce qu'on appelle les produits de fission, pour lesquels on ne connaît dans l'état actuel de la technique ni utilisation, ni méthode de recyclage.

Outre leur niveau élevé d'activité, ils présentent la particularité d'avoir un taux de décroissance très lent de cette dernière, qui reste importante durant plusieurs générations (pour prendre une référence de temps à l'échelle humaine). C'est dire qu'ils doivent faire l'objet de précautions toutes particulières pour que soit garantie la sécurité d'un stockage permanent.

Un rappel historique n'est pas sans intérêt ici. Trois applications de l'énergie nucléaire posent ce problème des résidus hautement actifs: les armes nucléaires, les applications médicales et la production d'énergie. On relèvera que la discussion publique sur la façon de se débarrasser des déchets ne porte pratiquement que sur cette dernière application, alors que le premier domaine représente un danger potentiel bien plus élevé que les résidus d'origine médicale sont loin d'être inoffensifs.

Il n'y a pas si longtemps, la solution «normale», pour les résidus faiblement actifs, consistait à «emballer» plus ou moins bien ces détritus dans des fûts, que l'on immergeait en mer, au large des côtes. Cette solution présente deux inconvénients majeurs: il n'est pas possible de contrôler l'état des fûts, ni de les localiser avec précision pour d'éventuelles vérifications futures. La sécurité offerte par cette façon de procéder est sans commune mesure avec les mesures adoptées à tous les autres stades de la production d'électricité à partir de l'énergie nucléaire. Quel que puisse en être le prix, le passage à des modes de stockage contrôlé répond à des exigences légitimes. Malheureusement, rien ne garantit que cette approche ait été adoptée partout dans le monde, notamment par les militaires, dont on souhaite qu'ils s'inspirent de l'industrie nucléaire civile.

Le stockage définitif, tel qu'il est actuellement prévu, consiste à déposer les résidus hautement actifs dans des sites, essentiellement souterrains, offrant à la fois une excellente protection et un accès facile. Ces deux conditions impliquent évidemment que soient remplies de nombreuses exigences. Le site, suffisamment éloigné de la surface du terrain pour assurer une protection efficace contre le rayonnement, doit offrir une sécurité élevée contre des atteintes mécaniques et chimiques à l'encontre des produits stockés. Une fois les garanties de sécurité données par les contrôles et l'espace entièrement occupé par les conteneurs, le site est définitivement clos.

De plus, les conteneurs doivent eux-mêmes être conditionnés de façon à résister à ces mêmes agents mécaniques et chimiques dès leur conditionnement dans des usines spécialisées, comme l'est par exemple Marcoule, ainsi que durant leur transport jusqu'au site de stockage.

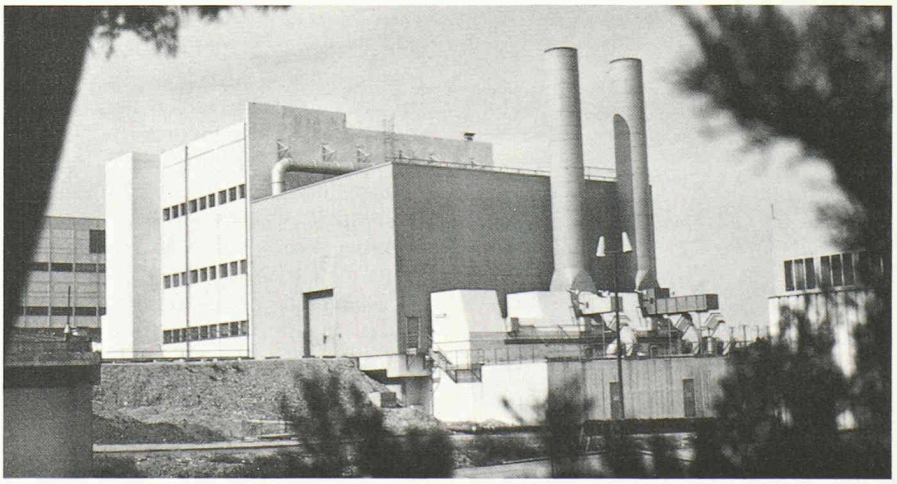
## 5. Le processus de conditionnement des résidus hautement actifs

Actuellement, le conditionnement des déchets hautement radioactifs s'effectue à l'atelier de vitrification de Marcoule pour les combustibles retraités sur ce site (en provenance essentiellement des centrales françaises au gaz-graphite). Deux ateliers de vitrification sont en cours de réalisation à La Hague, où seront traités les résidus de retraitement des combustibles irradiés dans les centrales suisses. Pendant une période pouvant atteindre environ une vingtaine d'années, les produits de fission sont stockés provisoirement, sous surveillance constante, dans des cuves spéciales sur le site du retraitement des combustibles irradiés. A long terme, ils seront solidifiés – rappelons qu'à l'issue du retraitement, ils se présentent sous forme d'une solution concentrée à base d'acide nitrique – et enfermés dans des récipients assurant une manipulation facile et une très haute résistance à toute dégradation.

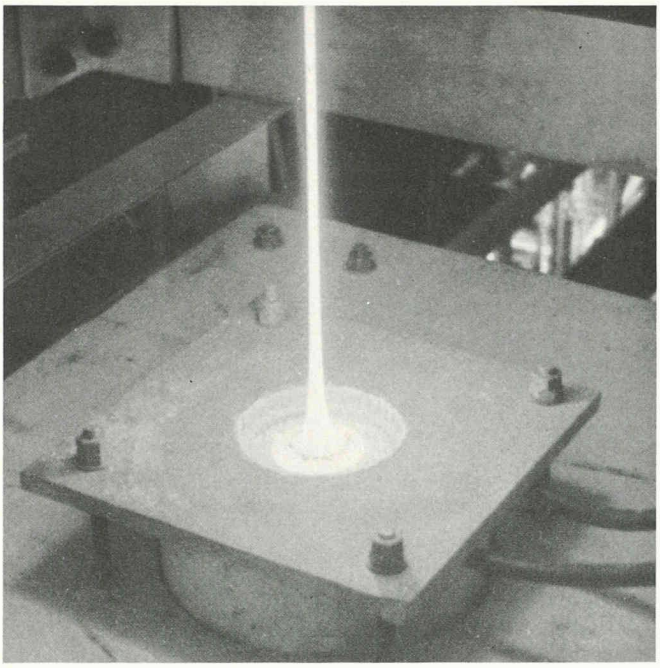
La solution adoptée pour leur conditionnement consiste à les incorporer dans une masse de verre fondu. Il ne s'agit pas seulement de les en entourer, mais vraiment de les y intégrer intimement. Le matériau choisi à cet effet est un borosilicate, qui se prête particulièrement bien à l'incorporation de l'ensemble des oxydes de produits de fission, soit une quarantaine d'éléments. Ce type de verre présente, outre une résistance mécanique et à tous les agents chimiques extrêmement élevée, un très faible taux de lixiviation, traduisant sa faible solubilité même en cas de rinçage continu par d'éventuelles venues d'eau sur le site de stockage. Le risque de contamination de l'environnement est ainsi pratiquement éliminé.

La masse de verre radioactif est coulée dans des conteneurs scellés en acier inoxydable d'une contenance de 150 l environ, stockés provisoirement dans l'atelier de vitrification même, dans des

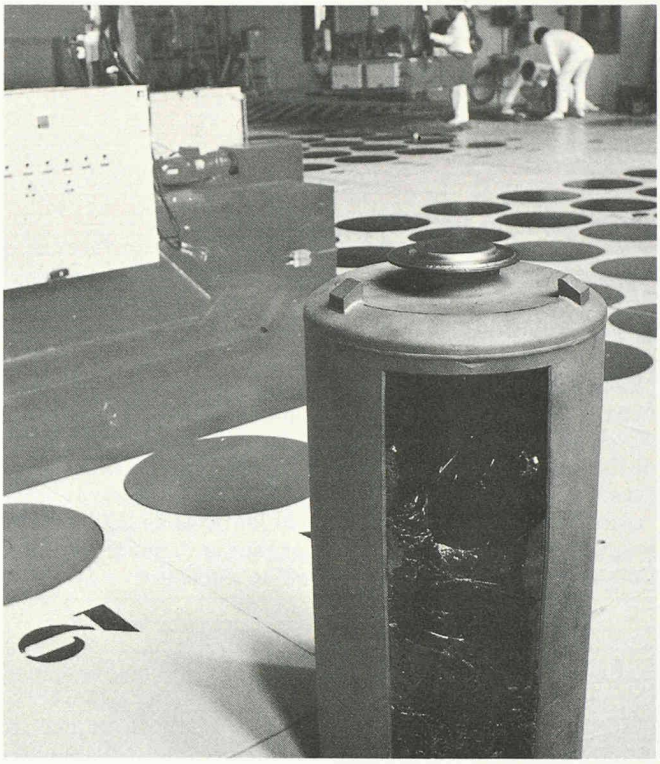
[1] Voir *Ingénieurs et architectes suisses* nº 25 du 4 décembre 1986.



*L'atelier de vitrification des produits de fission à Marcoule. Capacité de traitement: 200 conteneurs par an; capacité de stockage: 380 m³ dans 220 puits de 10 m de profondeur.*

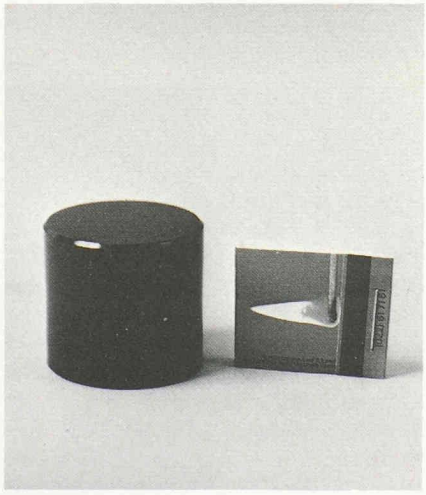


*Essais de coulée, ici avec des matériaux non actifs. Une fois l'atelier en service, l'accès n'en est plus possible. Si une réparation est nécessaire, malgré le degré élevé de fiabilité, ou si une pièce doit être changée, ces travaux sont exécutés par un outillage télécommandé. Lors de notre visite, on procédait au changement d'un tuyau métallique. Le nouveau matériel est introduit par un sas spécial.*



*La halle de stockage. Au premier plan, un conteneur de démonstration. Les marques circulaires au sol indiquent les puits ; ceux qui sont occupés sont munis d'un couvercle rouge.*

puits refroidis par air et soumis à un contrôle permanent. La protection du personnel contre l'irradiation est assurée par une dalle de béton d'une épaisseur d'un mètre et par des bouchons métalliques. C'est dire que le stockage définitif souterrain, à plusieurs kilomètres de profondeur, offre normalement un degré de protection de l'environnement extrêmement élevé contre les radiations. Ce mode de stockage vise plus particulièrement à mettre les conteneurs à l'abri des désordres de toute nature qui troublent hélas trop souvent la surface du globe ainsi qu'à mettre une grande distance entre les produits de fission et la population pour des motifs essentiellement psychologiques. De toute façon, le stockage dans un site accessible à la surveillance est infiniment plus sûr que l'abandon à la nature, par exemple au fond des mers. L'atelier de Marcoule a déjà vitrifié quelque 4000 blocs contenant des produits de fission (soit environ 1400 tonnes de verre actif, correspondant à près de 60000 tonnes de combustible) ; son expérience, inégalée dans le monde, sert aussi à la réalisation de ses futurs homologues de La Hague. Ici aussi, la COGEMA a donné actuellement à la France un quasi-monopole sur le plan mondial, puisque l'Allemagne, la Belgique et la Grande-Bretagne ont également recours à ses services pour la vitrification de leurs résidus.



*Ce petit cylindre de verre de 86 cm³ représente l'équivalent des déchets liés à la consommation directe ou indirecte d'électricité d'origine nucléaire d'une famille française, de 1956 à l'an 2000, soit 150000 kWh.*

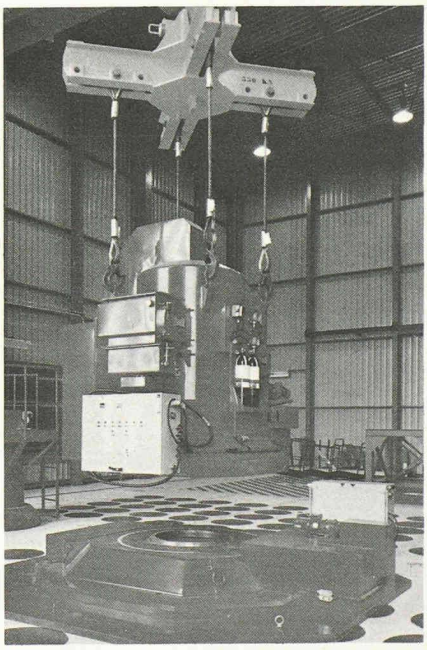
## 6. Phénix : prototype opérationnel de centrale nucléaire à neutrons rapides

Centrale nucléaire à neutrons rapides, c'est le terme utilisé par les spécialistes pour désigner ce que nous connaissons sous le nom de surrégénérateur (terme que nous utiliserons ici) ou de surgénérateur. Celui qui a « bénéficié » à ce jour de la plus large publicité est le réacteur « Super-Phénix » de Creys-Malville, récemment entré en service.

Lors de notre visite à Marcoule, nous avons pu visiter son « ancêtre » Phénix, qui a servi à l'expérimentation à l'échelle industrielle de ce type de réacteur.

Rappelons très schématiquement ce qui distingue un surrégénérateur d'un réacteur usuel, comme par exemple du type à eau légère utilisé en Suisse.

Un réacteur nucléaire est essentiellement une chaudière, où la chaleur est obtenue par la fission d'atomes d'uranium 235 sous l'impact de neutrons. Outre de la chaleur, cette fission dégage elle-même des neutrons qui entretiennent la réaction en chaîne par de nouvelles désintégrations d'atome d'uranium 235. Dans les conditions de fonctionnement d'un réacteur, les neutrons issus d'un noyau (en moyenne 2,5) entraînent la fission d'un nombre sensiblement égal de nouveaux noyaux. Les neutrons sont libérés par la fission à une vitesse de 15000 à 20000 km/s, ce qui rend très aléa-



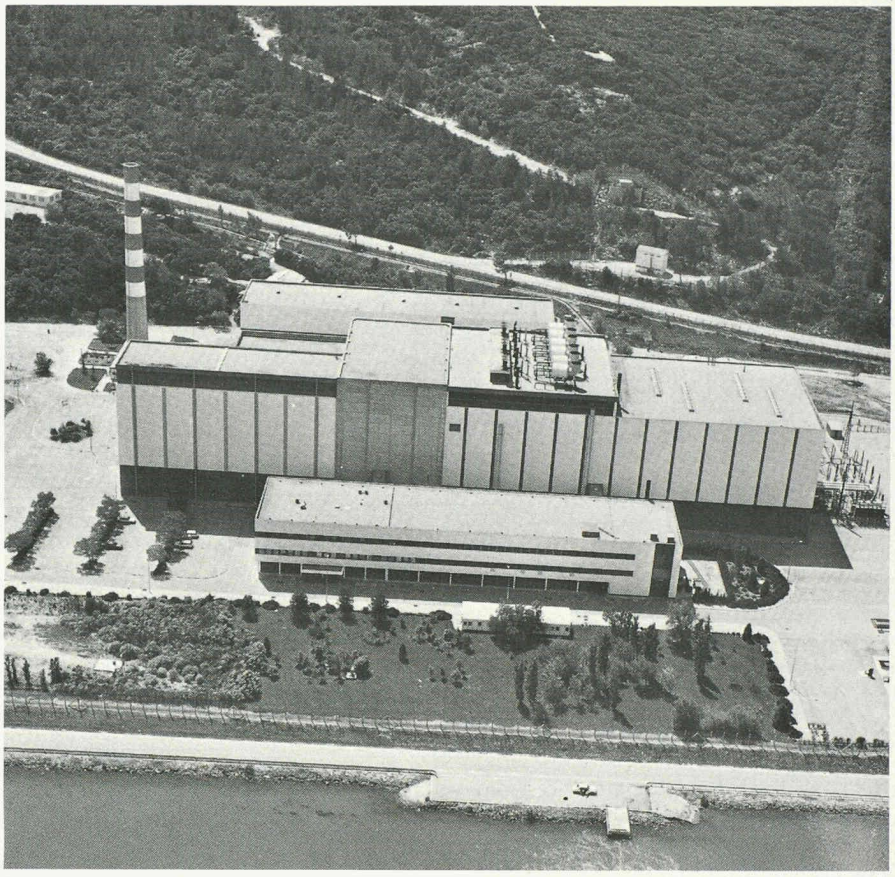
*L'équipement spécial servant à prendre en charge les conteneurs scellés sortant de l'atelier de vitrification et à les amener dans les puits de stockage, puis à les en extraire pour le transport vers les sites de stockage définitif.*

toire leur capacité à provoquer la fission d'un autre noyau. C'est pourquoi, *dans les réacteurs usuels à eau légère,* ils sont ralentis (modérés) à quelque 2 km/s par l'eau dans laquelle est immergé le réacteur, ce qui augmente considérablement leur probabilité de provoquer de nouvelles fissions et permet d'utiliser un combustible pauvre – environ 3% – en uranium 235 (fissile naturellement, donc susceptible de faire démarrer la réaction en chaîne), comme l'uranium naturel. Quand un neutron rencontre un noyau d'uranium 238, il peut ne pas provoquer la fission, mais être absorbé, ce qui conduit à la formation d'un atome de plutonium 239, lui-même fissile. Ce phénomème est toutefois peu important dans le bilan global. Les neutrons qui n'ont pas provoqué de fission sont perdus pour la réaction et absorbés par l'eau ou les structures métalliques du réacteur. Avec la poursuite de la réaction, la quantité de combustible nucléaire, c'est-à-dire fissile, diminue et s'épuise. Les éléments de combustibles doivent être retraités pour être à nouveau enrichis, comme nous l'avons vu dans la première partie de cet article.

L'extraction de l'énergie se fait par l'intermédiaire d'un échangeur de chaleur entre l'eau (radioactive) du réacteur et celle (non active) d'un circuit entraînant une turbine à vapeur. Le rendement thermique net d'une telle installation se situe aux environs de 30%.

Dans un *surrégénérateur,* il n'existe pas de modérateur de la vitesse des neutrons. Cela signifie qu'il faut recourir à un combustible très enrichi (Phénix: 20% d'uranium naturellement fissile) pour entretenir la réaction, puisque la probabilité qu'un neutron rapide provoque une fission n'est que de 1/200 de celle d'un neutron ralenti. La grande compacité du cœur du réacteur augmente les chances de transformation d'uranium 238 en plutonium 239 fissile par absorption de neutrons, d'où un enrichissement du combustible présent dans le réacteur. On obtient non seulement une quantité suffisante pour entretenir la réaction, mais un excédent utilisable dans d'autres réacteurs, d'où le nom de surrégénérateur. Ce taux de régénération du combustible au cours de l'exploitation peut être contrôlé: inférieur à l'unité, il permet de désactiver du plutonium, supérieur à l'unité (jusqu'au 1,12, soit un gain de 12% en combustible), il contribue à alimenter d'autres centrales.

Ce système entraîne d'autres conséquences. Il fallait en particulier recourir à un fluide de refroidissement ne ralentissant pas les neutrons et apte au transfert de la chaleur quatre fois plus grande par unité de volume que sur les centrales à eau.



*Le surrégénérateur Phénix de 250 MW, à Marcoule, prototype industriel en vue du développement de Super-Phénix (1250 MW), à Creys-Malville. Refroidissement par les eaux du Rhône (premier plan).*

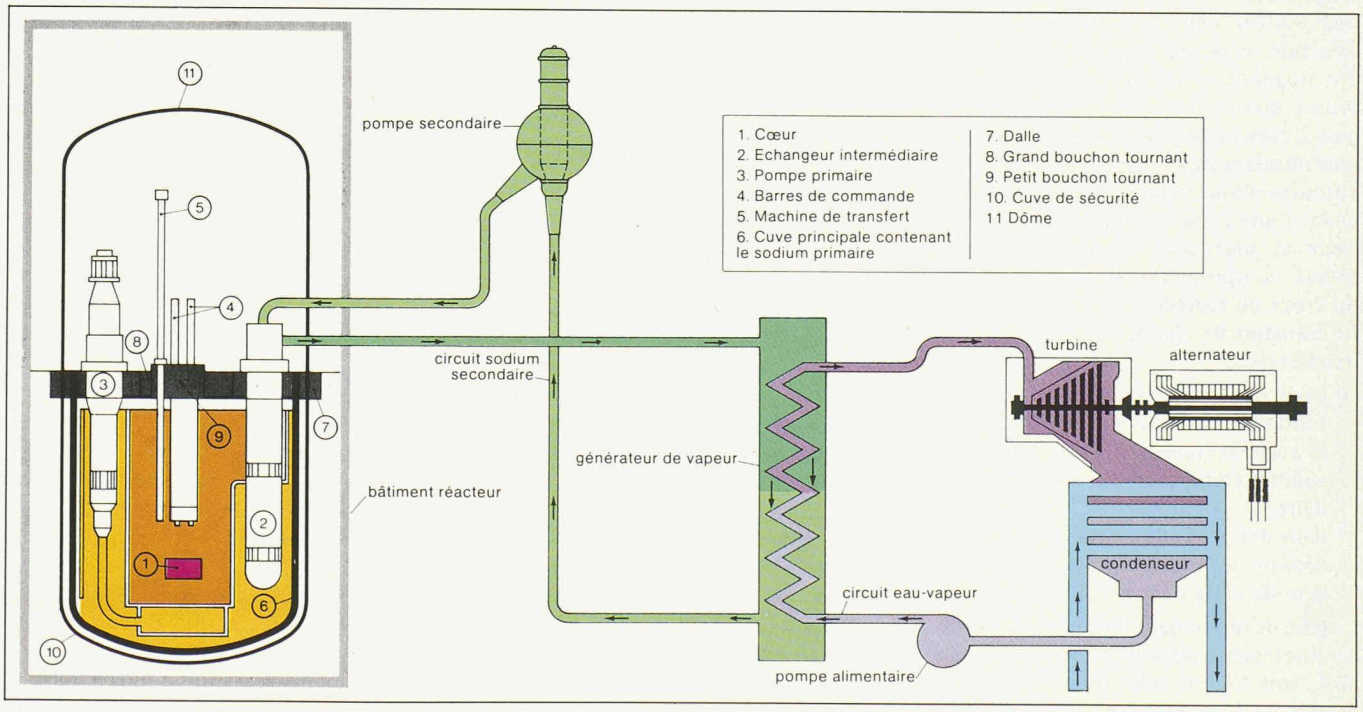
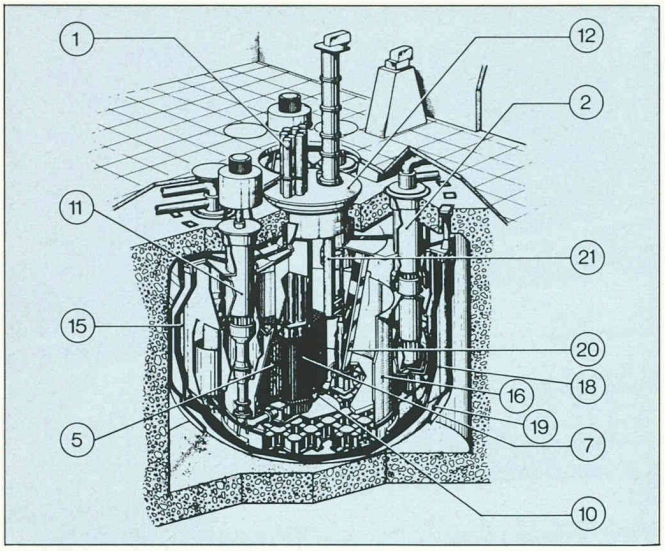
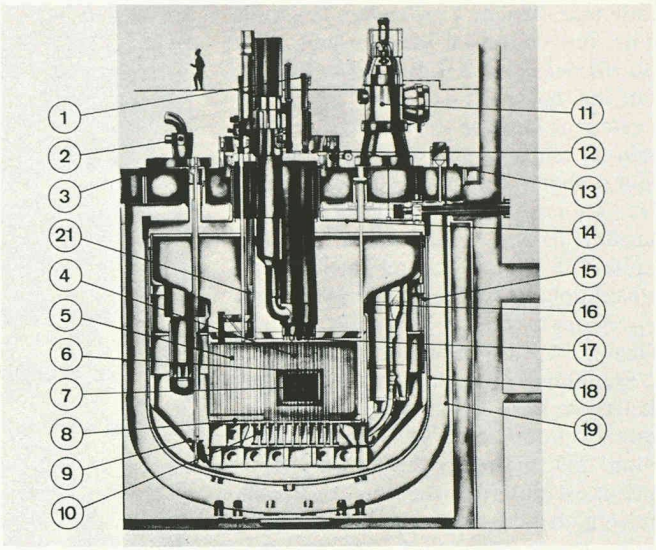



*Schéma d'un surrégénérateur comportant deux circuits de sodium.*




*Vue écorchée et coupe verticale du bloc réacteur de Phénix :*
*1 Mécanisme de barres de contrôle*
*2 Echangeur intermédiaire*
*3 Détection de fuite*
*4 Protection neutronique supérieure*
*5 Protection neutronique latérale*
*6 Couverture*
*7 Cœur*
*8 Faux sommier*
*9 Virole conique support de platelage*
*10 Sommier*
*11 Pompe principale*
*12 Bouchon tournant*
*13 Dalle*
*14 Toit*
*15 Cuve principale*
*16 Cuve primaire*
*17 Couvercle du cœur*
*18 Double enveloppe*
*19 Cuve d'enceinte primaire*
*20 Rampe de transfert*
*21 Bras de transfert*

Bien que divers fluides soient théoriquement utilisables, c'est au sodium que recourent jusqu'ici les surrégénérateurs. Les caractéristiques motivant ce choix sont :

- sa faible capacité d'absorption des neutrons ;
- sa chaleur spécifique élevée et
- son point d'ébullition à 880 °C.

Ces deux derniers points permettent de transmettre la chaleur à température élevée, dans des circuits non pressurisés et avec des vitesses d'écoulement modérées (faible risque de cavitation !).

Le point noir est évidemment sa très grande affinité chimique avec l'oxygène ; sous forme liquide, il est susceptible de s'enflammer au contact de l'air et il réagit très violemment au contact de l'eau (réaction exothermique produisant de l'hydrogène), ce qui nécessite de rigoureuses mesures de sécurité. C'est ainsi que la cuve principale, contenant le réacteur immergé dans le sodium liquide, est entourée d'une enveloppe double, empêchant toute fuite de sodium vers l'extérieur et prévenant qu'une baisse du niveau compromette le refroidissement du cœur du réacteur.

Le transfert de chaleur s'effectue ici en deux étapes :

- dans un échangeur intermédiaire (à l'intérieur de la cuve principale) entre le sodium (radioactif) du cœur et le sodium (non actif) du circuit secondaire ;
- dans des générateurs de vapeur, où le sodium secondaire porte la température de cette dernière à 510 °C.

Le gain de rendement thermodynamique est intéressant, puisqu'on arrive à plus de 40%, soit 1,4 fois celui d'une centrale à eau légère. Lors de notre passage, Phénix fournissait au réseau une puissance électrique de 244 MW, pour une puissance thermique de 561 MW, soit un *rendement de 43,5%.*

## 7. Expérience française des surrégénérateurs

Les deux points principaux visés par les opposants à Super-Phénix sont la présence d'une énorme quantité de sodium liquide et l'utilisation du plutonium sur une grande échelle. Ce deuxième point est d'ordre socio-politique plutôt que technique, et nous ne saurions nous prononcer sur le rôle que peut jouer la mise en service des surrégénérateurs dans la dissémination du plutonium à travers le monde. Relevons toutefois que tous les isotopes ne se prêtent pas à une utilisation militaire.

Sur le plan technique, il n'est pas inutile de rappeler que les Français ont commencé à étudier les surrégénérateurs en 1957, notamment avec les équipements suivants :

- «Harmonie», réacteur-source destiné à produire, étudier et détecter les neutrons rapides ainsi que leurs effets sur les milieux et les structures ;
- le réacteur «Masurca», maquette de surrégénérateur ;
- le réacteur «Cabri», permettant d'étudier pratiquement de brusques excursions de puissance simulant des défaillances telles que le bouchage d'un canal de sodium ;
- le réacteur «Rhapsodie», d'une puissance de 40 MW, préfigurant Phénix en ce qui concerne la conception de base, notamment l'utilisation du sodium liquide et le pilotage du réacteur. «Rhapsodie» a fonctionné quinze ans sans défaillance, jusqu'en 1982. L'expérience qu'il a permis d'accumuler a pu, dans une large mesure, contribuer au développement des réacteurs de puissance qu'il annonçait.

La première centrale à surrégénérateur Phénix, d'une puissance électrique nominale de 250 MW, a été mise en service industriel en 1974, après cinq ans et demi de construction et de mise au point. Après douze ans, toujours raccordée au réseau, elle permet de dresser un bilan à prendre en compte pour porter un jugement sur les risques de Super-Phénix. Le taux de charge moyen a varié de 50 à 60% sur dix ans (1974-1984), ce qui est remarquable pour une installation prototype.

Eu égard aux risques indéniables liés au surrégénérateur, les défaillances sont plus intéressantes que les chiffres :

- par trois fois entre 1974 et juin 1976, des fuites de sodium se sont produites sur le raccordement d'une vanne de gros diamètre du circuit de sodium secondaire. C'est environ un litre qui s'est échappé, accompagné d'une combustion spontanée. Le circuit touché ne conduisant pas de sodium actif et n'étant pas pressurisé, sa mise hors service et sa réparation n'ont posé aucun problème particulier ;
- les générateurs de vapeur ont connu des fuites d'eau, ce qui n'est guère surprenant, si l'on songe à leur température de fonctionnement ;
- en juillet et en octobre 1976, deux fuites de sodium, toujours du circuit secondaire, ont été l'occasion d'évaluer les possibilités d'intervention. La seconde a été détectée avant que le sodium arrive à l'air libre ; son évolution a pu être observée pendant deux jours, ce qui a permis de comprendre son origine et de modifier l'échangeur intermédiaire (entre sodium actif et non actif) pour prévenir de futures fissures ;

**Quelques caractéristiques des circuits de sodium**

| | |
|---|---|
| Masse du sodium primaire | 850 t |
| Débit de sodium primaire | 2760 kg/s |
| Température du sodium primaire | |
| Entrée du cœur | 400 °C |
| Sortie du cœur | 560 °C |
| Température maximale de gaine | 700 °C |
| Puissance unitaire des pompes primaires (3 pompes) | 1 MW |
| Débit de sodium secondaire | |
| Dans les évaporateurs | 2210 kg/s |
| Dans les surchauffeurs | 1263 kg/s |
| Température du sodium secondaire | |
| Entrée échangeur intermédiaire | 350 °C |
| Sortie échangeur intermédiaire | 550 °C |
| Température de la vapeur | |
| Froide | 308 °C |
| Sortie surchauffeurs | 512 °C |
| Admission turbines | 510 °C |

– de 1982 à 1983, on a constaté les premières réactions sodium-eau, dues à des fuites dans les générateurs de vapeur. Grâce à la détection de l'hydrogène dégagé, les défauts ont été neutralisés à temps par la décompression du circuit eau-vapeur et l'arrêt du réacteur.

On le constate, aucun de ces incidents n'a eu la moindre conséquence négative hors de la centrale, ni du reste pour le personnel de cette dernière. Par contre, ils ont contribué à améliorer certains détails de construction ainsi que les mesures de surveillance. Cette expérience a certainement permis d'améliorer le degré de sécurité de Super-Phénix (1250 MW), à Creys-Malville; toutefois, pour un profane, il n'est pas possible d'estimer quels sont les risques réels de ce premier surrégénérateur de dimension industrielle. L'énoncé des incidents de Phénix indique une maîtrise certaine, par les techniciens français, des problèmes spécifiques à la configuration de ce type de réacteur. Il semble en particulier que la concentration de l'ensemble des circuits de sodium actif dans une seule cuve, elle-même entourée d'une double enveloppe, est de nature à prévenir toute fuite de sodium actif vers l'extérieur. L'expérience des excursions de puissance sur «Cabri» et Phénix doit certainement bénéficier au pilotage de Super-Phénix, dont les techniciens affirment que son efficacité exclut toute explosion nucléaire. L'accident dit de dimensionnement – occurrence simultanée de panne de toutes les pompes de circulation du sodium et des trois systèmes de barres de commande – mettrait la centrale hors service, mais ne provoquerait pas de rayonnement dangereux à la périphérie du site.

## 8. L'option nucléaire française est-elle sûre?

Il est évident qu'on croit ou ne croit pas ces affirmations: comment serait-il possible au profane de les vérifier? Le seul argument facilement accessible contre les surrégénérateurs tient au coût élevé de l'électricité qu'ils produisent actuellement: la technique à laquelle ils font appel n'a rien de rustique, il est vrai.

Pour ma part, je suis enclin à accorder foi aux assurances des techniciens français en ce qui concerne le présent, sur la base de leur expérience considérable. Le plus grand danger me semble résider dans le risque de banalisation d'une technique complexe de très haut niveau, exigeant une attention de tous les instants: l'exemple de *Challenger* montre que cet écueil guette les entreprises les mieux étudiées et contrôlées. Comment cette surveillance sans faille sera-t-elle durablement garantie si les surrégénérateurs se multiplient? Dans quelle mesure des circuits de surveillance informatisés pourront-ils compléter le personnel hautement qualifié assurant actuellement la sécurité des deux surrégénérateurs en service, si leur nombre se multiplie?

A considérer l'extension des dommages causés au milieu vital par les combustibles fossiles et le risque que certains de ces dégâts puissent être irréversibles, il paraît inéluctable que des réponses soient apportées à terme à ces questions. La confusion entre les risques – du reste liés à toutes les formes d'énergie – et les dommages continus causés par les combustibles fossiles ne saurait être plus longtemps entretenue.

Avec l'option nucléaire, la France a plus que tout autre pays mis l'accent sur une voie permettant d'envisager un recul de la consommation de pétrole et de charbon. On peut considérer qu'il s'agit d'un pari sur l'avenir, un pari à haut risque. Ce dernier est toutefois à la mesure de l'enjeu: ce risque, s'il est maîtrisé, assurera à la France une position de pointe dans une politique de l'énergie favorable au milieu vital.

Face à cette attitude, les autres pays européens (à l'exception de l'Allemagne, dont le gouvernement semble décidé à poursuivre la réalisation de centrales nucléaires et d'usines de retraitement, avec l'assentiment de la majorité de la population) n'ont rien, mais vraiment rien de concret à proposer. Depuis plus de dix ans qu'on entend parler du nécessaire revirement dans la consommation d'énergie, aucun résultat suffisant pour permettre de renoncer au nucléaire n'a été acquis. La physique nous enseigne qu'il suffit de très peu d'énergie pour produire beaucoup de bruit, mais qu'il faut en dépenser beaucoup pour obtenir de la chaleur. C'est pourquoi on peut observer des antinucléaires crier très fort sans se fatiguer, mais se chauffer à l'électricité. La politique énergétique de la France, au-delà des proclamations politiques non suivies d'effet, est d'un réalisme méritant réflexion. Puissent ces lignes permettre à nos lecteurs de mieux se forger leur opinion à ce sujet.

*Jean-Pierre Weibel*

# Bibliographie

### Noyaux, particules. Réacteurs nucléaires

par *Daniel Blanc*. – Un volume 16 × 24 cm, 288 pages. Editions Masson, Paris, 1986. Prix broché: FF 120.–.

Les ouvrages antérieurs de l'auteur ont reçu un très bon accueil. Ce livre ne ressemble à aucun des précédents, car le domaine a évolué rapidement: depuis quinze ans, la physique des noyaux, des particules, de l'énergie atomique, s'est profondément modifiée.

Cet ouvrage donne un panorama général de cette partie de la physique. Une attention toute particulière est apportée à la physique des particules, dont on s'est efforcé de faire une présentation simple. Ce livre se situe en effet à un niveau mathématique abordable. On a limité les développements mathématiques, pour insister sur les formules principales, clairement situées dans leur contexte scientifique.

Il s'agit donc, à la fois, d'un ouvrage de formation et d'information. Il s'adresse à des lecteurs de bon niveau scientifique, mais ne possédant pas de connaissances préalables dans ces domaines; il concerne un large public désirant acquérir une vue d'ensemble sans, pour autant, se spécialiser.

Une description globale préliminaire de la physique subatomique constitue la plate-forme à partir de laquelle il est possible d'approfondir les divers domaines: les chapitres 1 et 2 donnent ce panorama. Les chapitres 3 à 5 concernent la masse et la forme des noyaux, leur quantification et leur modélisation, enfin la quantification des particules; on aboutit ainsi aux lois de symétrie. Les chapitres 7 à 9 étudient les trois interactions s'exerçant entre les particules: électromagnétique, faible, forte.

Le chapitre 6 présente les aspects expérimentaux de la radioactivité; c'est un domaine qui est malmené dans les ouvrages actuels. Les chercheurs français s'y sont illustrés, et il a paru souhaitable de lui consacrer un chapitre.

Les deux derniers chapitres sont de caractère plus pratique: le chapitre 10 est consacré au neutron et à la réaction de fission; le chapitre 11 traite la réaction en chaîne et le principe des réacteurs exploitant la fission. L'ouvrage se termine par plusieurs annexes et par une bibliographie sélectionnée.

Cet ouvrage se place parmi les livres de référence pour les étudiants des universités scientifiques, les élèves des écoles d'ingénieurs, les ingénieurs, les professeurs désirant trouver, groupées, des connaissances et des données généralement disséminées dans un certain nombre d'ouvrages et d'articles de mise au point.