

MEMOIRE

à l'attention de

La Commission d'enquête sur Superphénix
et la filière des réacteurs à neutrons rapides

de l'Assemblée Nationale

Eléments complémentaires

à l'audition de la Ministre

du 12 mai 1998

Table des Matières

Avant Propos

Eléments complémentaires

- I Les surgénérateurs dans le monde et en France
 - II La sûreté nucléaire et le surgénérateur
 - III Les incidents et accidents d'exploitation et la marche des réacteurs à neutrons rapides : conséquences sur l'économie du projet Superphénix
 - IV Les éléments économiques
 - V Superphénix, instrument de recherche ?
 - VI La stratégie énergétique et surgénérateurs
 - VII Arrêt définitif et démantèlement des surgénérateurs : l'expérience de Dounreay au Royaume Uni
- Bibliographie

AVANT PROPOS

Nul ne peut nier l'importance de la découverte de la libération possible par l'homme de l'énergie nucléaire. Le premier usage qui a été fait de cette découverte a été militaire, comme l'ont été ses premiers développements industriels qui ont marqué par leurs techniques l'essor qui a suivi de l'électronucléaire.

Nul ne peut condamner la fascination qu'a pu exercer l'espoir du renouvellement quasi-éternel d'une énergie disponible grâce à la surgénération, ni l'enthousiasme et l'ingéniosité des scientifiques, des ingénieurs et des techniciens qui ont mis toute leur compétence au service du développement des réacteurs à neutrons rapides surgénérateurs.

Il appartient aux techniciens et aux experts d'explorer les voies nouvelles et de proposer des alternatives, sans considérer que leur propre choix est forcément le bon. Il appartient aux politiques, démocratiquement élus, de décider des grandes entreprises technologiques sur la base d'une évaluation des coûts et des bénéfices en termes économiques, sociaux, écologiques et de développement durable, dans l'intérêt de la collectivité et des générations futures.

En ce sens, la décision d'arrêt définitif et de démantèlement de Superphénix prise par le gouvernement français le 2 février 1998 est une décision politique. Elle est la concrétisation d'un accord politique pris devant les électeurs et qui a été respecté. Cet accord politique s'est fait sur la base de l'évaluation complète du « projet Superphénix » lancé en l'absence de toute discussion des alternatives et dans le mépris total des arguments de ceux qui y étaient opposés.

La Commission d'enquête parlementaire sur Superphénix et la filière des réacteurs à neutrons rapides vient à point nommé pour exposer les raisons de cette décision et analyser ce qui fut, il y a un peu plus de vingt ans, une erreur stratégique majeure dont la collectivité et les travailleurs concernés supportent aujourd'hui les conséquences.

Dominique VOYNET

Verriet tempus, quo posterì tam aperta nos nescisse mirentur

(« le jour viendra où nos descendants s'étonneront que nous ayons ignoré de telles évidences »)

Citation latine de Sénèque gravée dans le sol du bâtiment qui abrite le réacteur Joyo, réacteur expérimental à neutrons rapides au Japon.
(dans « Superphénix, pourquoi ? » de G. Vendryes)

I

LES SURGENERATEURS DANS LE MONDE ET EN FRANCE

1. REACTEURS A NEUTRONS RAPIDES ET SURGENERATEURS

1.1 Neutrons rapides et neutrons lents , matières fissiles et matières fertiles

a) De la fission au réacteur

La **fission** est la rupture d'un noyau lourd sous l'impact d'un neutron : le noyau se scinde en deux noyaux plus petits (produits de fission) et la fission s'accompagne d'un dégagement d'énergie et de la libération de deux ou trois neutrons.

Les noyaux lourds susceptibles de subir ainsi des fissions sont les noyaux des isotopes de l'uranium et du thorium pour les éléments naturels et divers isotopes et en particulier ceux du plutonium pour les éléments artificiels : on les appelle **isotopes fissiles**.

Si les neutrons libérés par une fission peuvent à leur tour provoquer la fission d'autres noyaux lourds et l'émission de nouveaux neutrons, le milieu devient le siège d'**une réaction en chaîne**.

Pour que la réaction en chaîne s'établisse, il faut donc rassembler en un même volume une masse suffisante de matériau contenant des noyaux fissiles : c'est la **masse critique**.

« La bombe atomique » est constituée par une masse critique où la réaction en chaîne se propage si rapidement qu'elle conduit à une réaction explosive avec un dégagement d'énergie considérable.

Un réacteur nucléaire est constitué par une masse critique - le coeur du réacteur - où la réaction en chaîne est contrôlée de façon à obtenir un dégagement d'énergie continu et prédéterminé.

L'énergie libérée par la fission se manifeste par la projection à grande vitesse des produits de fission (chaque fission est une micro explosion). Cette énergie cinétique se perd dans de multiples chocs sur les atomes environnants, suscitant ainsi une agitation moyenne plus élevée de l'ensemble des atomes : c'est cette agitation moyenne accrue qui se traduit globalement par une élévation de température du coeur.

Dans un réacteur de puissance, un fluide caloporteur (ou réfrigérant) refroidit le coeur et se réchauffe à son tour. S'il s'agit d'un réacteur de puissance destiné à équiper une centrale nucléaire productrice d'électricité, cette chaleur récupérée permettra de produire de la vapeur qui fera tourner une turbine (d'où le nom de « chaudière nucléaire » donné au réacteur d'une centrale nucléaire).

b) Neutrons rapides et neutrons lents : réacteurs à neutrons rapides et réacteurs à neutrons thermiques

Les « **neutrons rapides** », issus directement de la fission, sont difficilement capturés par les noyaux fissiles et ne permettent d'entretenir une réaction en chaîne que dans des milieux fortement « **enrichis** » en uranium 235 ou plutonium 239. C'est le cas pour une bombe. C'est aussi le cas pour les réacteurs dits « à neutrons rapides » (RNR).

Si les neutrons sont ralentis par le milieu avant d'être susceptibles de percuter d'autres noyaux fissiles, leur vitesse diminue. Ces « **neutrons lents** » sont très efficaces pour la fission des

noyaux d'uranium 235 : ce sont eux qui entretiennent la réaction en chaîne dans « les réacteurs à neutrons thermiques » (autre façon de dire « lents »). Cela permet de concevoir des réacteurs fonctionnant à l'uranium naturel (0,7 % d'U235, 99,3% d'U238) ou à l'uranium légèrement enrichi (3,5 % d'U235 par exemple dans les réacteurs qui équipent les centrales nucléaires d'EDF).

Pour ralentir les neutrons, on utilise des corps appelés **modérateurs**. Un bon modérateur est constitué de noyaux légers qui ne capturent pas ou peu les neutrons. Le graphite très pur (noyaux de carbone) et l'eau lourde (noyaux de deutérium) sont de bons modérateurs ; l'eau ordinaire (H₂O) est un très bon ralentisseur mais l'hydrogène capture aisément les neutrons : si on l'utilise comme modérateur, on doit employer de l'uranium légèrement enrichi.

Certains noyaux créent de nouveaux noyaux fissiles par absorption de neutrons ; les isotopes correspondants sont appelés **isotopes fertiles**. C'est le cas de l'U238 qui produit principalement du plutonium 239 (Pu 239).

On trouve dans un réacteur un mélange d'isotopes fissiles et d'isotopes fertiles : les premiers entretiennent la réaction en chaîne, les seconds fabriquent de nouveaux noyaux fissiles qui à leur tour participent à la réaction en chaîne.

Un réacteur à neutrons thermiques est caractérisé par les trois types de matériaux utilisés :

- le combustible : uranium naturel ou uranium enrichi ;
- le modérateur : graphite, eau lourde ou eau ordinaire ;
- le fluide caloporteur : gaz carbonique, eau lourde, eau ordinaire.

Ainsi ont été développées en France les « filières » de réacteurs UNGG (uranium naturel, graphite, gaz), les réacteurs à uranium naturel à eau lourde (centrale EDF de Brennilis), filière appelée CANDU (Canada, deutérium, uranium) car presque uniquement développée au Canada ; le réacteurs à eau ordinaire (REP : uranium enrichi, eau ordinaire comme modérateur et comme refroidisseur).

Un réacteur à neutrons rapides n'a pas de modérateur ; il est caractérisé par la nature de son combustible (uranium enrichi ou uranium-plutonium) et celle de son fluide caloporteur (presque toujours sodium).

1.2 Les réacteurs à neutrons rapides surgénérateurs

1.2.1 Le surgénérateur

Dans les réacteurs à neutrons rapides, on ne ralentit pas les neutrons (pas de modérateur). Il est impossible dans ces conditions d'obtenir une réaction en chaîne avec de l'uranium naturel ou légèrement enrichi (quelques % d'U235). Il faut une quantité importante de matière fissile dans le combustible, environ 25 %. On pourrait utiliser de l'uranium enrichi à 25 % d'uranium 235 mais la plupart des réacteurs à neutrons rapides ont utilisé et utilisent le plutonium comme matière fissile, mélangé à de l'uranium naturel ou de l'uranium appauvri, c'est à dire essentiellement avec de l'uranium 238.

Soumis au flux des neutrons issus de la fission du plutonium, l'uranium 238 se transforme à son tour essentiellement en plutonium 239. Si la quantité de plutonium ainsi fabriqué est supérieure à la quantité de plutonium détruite par la fission, **le réacteur est surgénérateur**.

Cette propriété, la surgénération, peut être amplifiée en entourant le cœur du réacteur (combustible initial : plutonium-uranium) où va se produire l'essentiel des fissions par une « couverture » d'uranium naturel ou appauvri où sont capturés les neutrons qui sortent du cœur, transformant l'uranium 238 en plutonium 239 (la couverture est constituée d'éléments combustibles placés en dessus, en dessous et à la périphérie du cœur).

On associe toujours le terme « surgénérateur » à « réacteur à neutrons rapides » parce que seuls des réacteurs de cette filière ont « surgénéré » de la matière fissile. Mais il y a eu des réacteurs à neutrons rapides sous-générateurs et on peut concevoir des réacteurs à neutrons lents qui soient surgénérateurs.

1.2.2 Les contraintes de la surgénération

La surgénération est à l'origine de l'intérêt (on pourrait même dire l'engouement) pour les réacteurs à neutrons rapides, en faisant un véritable mythe technologique : fabriquer une machine produisant plus de matière fissile qu'elle n'en consomme permettrait de résoudre définitivement le problème de l'approvisionnement énergétique. Si l'on imagine en effet que la surgénération permet, in fine, de transformer tout l'uranium 238 en plutonium et d'utiliser celui-ci comme matière fissile, on en arrive au raccourci spectaculaire suivant : « un surgénérateur permet d'utiliser 50 à 100 fois mieux l'uranium que les réacteurs nucléaires classiques ; avec un surgénérateur, il faudrait simplement six tonnes d'uranium naturel pour produire un milliard de kWh contre 100 à 300 tonnes d'uranium avec des filières à neutrons thermiques et 222 000 tonnes d'équivalent pétrole avec une centrale thermique à combustible fossile » (cité par D. Finon).

Ce raccourci, fréquemment utilisé à des fins de propagande, voire de publicité, masque à la fois la réalité et la complexité des opérations qu'il implique, donc en fin de compte les coûts et les risques de l'ensemble de la technologie du surgénérateur.

En réalité, pour chaque surgénérateur et pour chaque cœur (et couverture) de combustible, il y a production **d'un peu plus de plutonium** que de plutonium consommé. Dans Superphénix, fonctionnant normalement, environ 3% de plutonium supplémentaire devait être produit annuellement par rapport à la quantité présente en début de vie du combustible.

De la même façon que le plutonium qui constitue le matériau fissile des premiers cœurs du réacteur surgénérateur est produit par le retraitement des combustibles irradiés des réacteurs de première génération (à combustibles à uranium), le plutonium produit dans le surgénérateur doit être extrait des combustibles irradiés de celui-ci dans une usine de retraitement spécialement conçue pour ce type de combustible. Une fois extrait, ce plutonium sera envoyé à l'usine de fabrication des combustibles pour entrer dans la composition d'un nouveau cœur, etc.

Ainsi, un important paramètre va entrer en jeu pour apprécier l'intérêt réel de la surgénération : le temps de doublement, temps nécessaire à un surgénérateur pour produire la quantité de plutonium nécessaire au démarrage d'un nouveau réacteur et au bouclage de son cycle de combustible.

Ce paramètre dépendra non seulement des performances du réacteur mais aussi de la durée du stockage pour désactivation, du retraitement, de la re-fabrication du combustible.

A chacune de ces étapes on enregistrera des pertes en plutonium, des rejets et des déchets, et des coûts. Ainsi, l'intérêt et le coût de la filière des surgénérateurs ne doivent pas être seulement apprécié sur le fonctionnement, les risques et le coût du réacteur mais aussi sur les mêmes propriétés relatives à l'ensemble du cycle du combustible.

2. LES SURGENERATEURS DANS LE MONDE ET EN FRANCE

2.1 Un petit nombre de surgénérateurs dans le monde

Le premier kWh d'origine nucléaire a été produit par un réacteur à neutrons rapides : c'était en 1951, par EBR 1 (*experimental breeder reactor*) à Idaho, aux Etats-Unis, surgénérateur expérimental fonctionnant à l'uranium hautement enrichi (refroidisseur : sodium - potassium, Na K). Les premiers surgénérateurs expérimentaux dans les autres pays ont fonctionné tous, au moins au début, au combustible à uranium enrichi. Mais dès que des usines de retraitement produisirent du plutonium en quantité suffisante, on l'utilisa comme combustible fissile principal.

Ainsi le développement des surgénérateurs démarra en même temps que celui des réacteurs à neutrons thermiques. Mais alors que ceux-ci (UNGG dans les années 50 et 60 et REP dans les années 70 et 80) allaient connaître un essor industriel important, les surgénérateurs restèrent peu nombreux et au stade de réacteurs expérimentaux ou de prototypes.

Seules la France avec Superphénix (centrale de 1200 MWe nets) et l'URSS avec BN 600 (centrale de 560 MWe nets) atteignirent le stade industriel, le stade prototype de puissance intermédiaire se réduisant à l'URSS (BN 350), au Royaume-Uni (PFR : 254 MWe nets), à la France (Phénix : 233 MWe nets) et au Japon (Monju : 260 MWe nets).

Cette désaffection vis à vis d'une filière qui promettait, en théorie, une énergie quasi illimitée, s'explique en grande partie par les accidents et les difficultés qui ont marqué son développement et par la prise de conscience de l'impossibilité de la rendre compétitive sur le plan économique par rapport aux autres moyens de production de l'électricité (centrales thermiques à combustibles fossiles, centrales hydrauliques et bientôt éoliennes, centrales nucléaires à réacteurs à neutrons thermiques).

La plupart des réacteurs de puissance expérimentaux, prototypes ou industriels produisant de l'électricité ont été définitivement arrêtés. Ne restent actuellement en fonctionnement que :

- en ex-URSS :
 - BOR 60, réacteur expérimental de puissance 55 MWth et 12 MWe, à Dimitrograd, en Russie ; a divergé en 1968.
 - Beloyarsk-3 (BN 600), 560 MWe nets, en Russie ; a divergé en 1980.
 - Aktau 1 (BN 350), 135 MWe nets, au Kazakhstan ; a divergé en 1972.
- au Japon : Monju (260 MWe nets)
- en Inde : FBTR Kalpakkam (13 MWe nets)
- en France : Phénix (233 MWe nets)

Remarque : Les deux exemples les plus importants d'arrêt du programme surgénérateur sont aux Etats-Unis et en Allemagne.

- Aux Etats-Unis, le projet de Clinch River, de 300 MWe, est suspendu une première fois par l'administration Carter en 1977 (coût et politique de non-prolifération) puis définitivement abandonné en 1983 (le budget fédéral pour les surgénérateurs passe de 700 millions de dollars en 1977 à 400 en 1984 et 35 en 1987).

- En Allemagne, la centrale de démonstration à neutrons rapides SNR 300 (300 MWe) fut construite à Kalkar, sur le Rhin. En 1985, elle était pratiquement achevée et le remplissage du réacteur en sodium eut lieu. L'autorisation de démarrage ne fut pas accordée par les autorités du Land. Le projet fut abandonné en 1991. L'installation est désormais destinée à devenir un parc d'attraction à vocation technologique.

2.2. Les surgénérateurs en France

2.2.1 Rapsodie

Les premiers programmes du Commissariat à l'Energie Atomique (CEA) sur les réacteurs à neutrons rapides datent de 1957. Les programmes se développèrent essentiellement à Cadarache avec la construction de laboratoires et d'ateliers pour l'étude, la mise au point et la fabrication de combustibles au plutonium. Deux réacteurs expérimentaux à neutrons rapides, Harmonie et Masurca y seront construits, ainsi qu'une installation d'étude des feux de sodium, Esmeralda, et deux petits réacteurs nucléaires pour des études de sûreté : Cabri et Scarabée.

Un contrat d'association CEA (65 %), Euratom (35 %) fut signé en 1962 pour financer ce programme, ainsi que la construction et l'exploitation de Rapsodie.

Construit entre 1962 et 1966, le réacteur nucléaire à neutrons rapides Rapsodie à combustibles d'oxyde mixte uranium-plutonium refroidi au sodium, d'une puissance de 20 MWth, « divergea » (première réaction en chaîne) en janvier 1967.

En 1970, la puissance du réacteur fut portée à 40 MWth. A la suite d'un incident en 1978, la puissance fut limitée à 22 MWth à partir de 1980. Le réacteur fut définitivement arrêté en 1982.

2.2.2 Phénix

La centrale électronucléaire à neutrons rapides Phénix est implantée à Marcoule (Gard). Elle a démarré en septembre 1973, a été couplée au réseau EDF en décembre 1973 et a atteint sa puissance nominale en mars 1974.

La puissance thermique de Phénix est de 563 MWth et sa puissance électrique nette de 233 MWe.

Le combustible du cœur dans ses assemblages standards est un mélange d'oxyde de plutonium et d'oxyde d'uranium (le rapport $\text{PuO}_2/\text{PuO}_2 + \text{UO}_2$ est de 0,23).

Le réfrigérant est du sodium liquide (température d'entrée : 400 °C, de sortie : 560 °C).

2.2.3 Superphénix

La centrale électronucléaire « Superphénix » est située à Creys Malville (Isère), sur le Rhône. Elle est exploitée par la société Nersa (EdF 51%, Enel 33%, SBK 16%). L'opérateur industriel est EdF.

a) La centrale

La centrale est constituée d'un réacteur nucléaire à neutrons rapides d'une puissance thermique de 3000 MWth. La chaleur, transmise par un double circuit de sodium liquide (fluide caloporteur ou réfrigérant) à travers les générateurs de vapeur, est transformée en électricité par deux turboalternateurs de 620 MWe en parallèle. La puissance électrique brute de la centrale est de 1242 MWe et sa puissance nette de 1200 MWe.

b) Le coeur du réacteur

Le coeur du réacteur est constitué par 364 assemblages de combustible fissile entourés par 233 assemblages de combustibles fertiles. Chaque assemblage est un faisceau d'aiguilles de combustible. A leurs extrémités haute et basse, les aiguilles fissiles sont prolongées par des aiguilles fertiles : ainsi la partie centrale, fissile, est entièrement entourée, radialement et axialement par la « couverture », constituée d'aiguilles fertiles.

Chaque aiguille fissile est constituée d'une gaine en acier inoxydable contenant un empilement de pastilles d'oxydes d'uranium et de plutonium mélangés (UO₂ - PuO₂), à 17% de plutonium. Les aiguilles fertiles sont constituées d'uranium appauvri.

La masse d'uranium et de Plutonium de la région fissile est de 32 tonnes, dont 5,5 tonnes de plutonium. La couverture axiale comprend 20 tonnes d'uranium et la couverture radiale 50 tonnes.

Pendant le séjour du combustible dans le réacteur, la composition isotopique du plutonium varie peu dans la partie fissile (sa quantité diminue) ; par contre, dans la couverture, c'est essentiellement du Plutonium 239 qui est produit par capture des neutrons par l'uranium 238.

c) Le réfrigérant

Le réfrigérant est du sodium liquide. Le coeur (et sa couverture) du réacteur est placé à l'intérieur d'une cuve en acier inoxydable de 21 m de diamètre et 19,5 m de haut (le coeur lui-même est de taille beaucoup plus petite : 5 m de haut environ).

Le sodium contenu dans la cuve et qui est au contact du coeur est le « sodium primaire » (Superphénix en contient 3500 t).

Le sodium primaire est à une pression d'environ 6 bars ; sa température d'entrée est d'environ 400 °C et sa température de sortie 560°C.

Le sodium primaire est surmonté d'un « ciel » d'argon (gaz neutre) situé entre la surface libre du sodium et la dalle qui ferme la cuve par le haut.

Les échangeurs primaires, également contenus dans la cuve principale du réacteur, transmettent la chaleur du sodium primaire au « sodium secondaire » (1200 tonnes). Le rôle du circuit secondaire est d'empêcher que les produits d'une éventuelle réaction sodium-eau dans le surgénérateur de vapeur (produisant de la soude corrosive) ne puissent aller dans le coeur, d'éviter que du sodium radioactif ne soit rejeté à l'extérieur lors d'une telle réaction et d'empêcher une onde de pression liée à cette réaction de venir dans le coeur.

II

LA SURETE NUCLEAIRE ET LE SURGENERATEUR

1. LA SURETE DES CENTRALES NUCLEAIRES: UN ELEMENT DE LA DECISION POLITIQUE

La sûreté d'une centrale nucléaire est la mise en oeuvre de tous les moyens à la disposition de l'ingénieur à un moment donné pour éviter des accidents graves portant atteinte à la santé des populations, des travailleurs et créant des pollutions significatives dans l'environnement. Dans bien des domaines, la sûreté des installations rejoint la fiabilité industrielle car une machine qui fonctionne bien est à priori moins dangereuse, mais les mesures de protection et de contrôle peuvent être un handicap à la marche des installations.

Dans le domaine nucléaire, l'importance des dispositifs de sûreté - barrières passives, détecteurs, équipements pour des parades à des débuts d'accident - est déterminée par la gravité des accidents envisageables : si l'on imaginait par exemple que le coeur d'un réacteur pouvait exploser ou être dispersé par une agression extérieure (explosion d'une bombe classique de très grande puissance par exemple) un tel accident, selon le site où il se produirait, pourrait causer des centaines de milliers de morts.

Le maximum de précautions étant prises, tant dans la conception que dans la construction et l'exploitation de réacteurs nucléaires, la probabilité d'un accident très grave est extrêmement faible mais l'effet d'un tel accident étant considérable, le risque (produit d'une très faible probabilité par un effet très grand) reste un élément important qui doit intervenir au moment de la décision d'un projet ou d'un programme ou de l'arrêt de celui-ci.

Il ne faut pas se cacher que les considérations économiques, même si elles ne sont pas toujours explicites, jouent un rôle important dans les choix de sûreté nucléaire et se superposent aux appréciations techniques des experts.

La sûreté absolue n'existant pas, il y a au moment de la conception du projet un équilibre entre l'augmentation de la sûreté et l'augmentation du coût. Cela se vérifie par exemple sur les centrales REP (Réacteur à Eau Pressurisée) : il n'y a qu'une enceinte de confinement alors que deux seraient plus sûres ; il n'y a pas sur les centrales nucléaires françaises actuelles de prise en compte et de parade à la fusion du coeur alors que c'est un élément de sûreté (qui est pris en compte dans le projet de réacteur franco allemand du futur, EPR).

Mais l'arbitrage le plus important est évidemment entre le risque encouru du fait d'une centrale nucléaire et son utilité comme installation produisant de l'électricité. On a toujours admis qu'il y avait un certain risque attaché aux grands barrages hydrauliques, aux mines de charbon, aux centrales thermiques. Sans entrer dans le mécanisme le plus souvent peu démocratique de la décision, on peut schématiser en disant que les dirigeants acceptent un certain niveau de risques pour la collectivité parce qu'ils jugent que l'installation à construire est utile ou indispensable pour la collectivité.

Lorsque l'utilité (économique, sociale ou environnementale) n'est pas prouvée ou lorsque l'inutilité (ou le prix beaucoup trop élevé pour le service rendu) est établie, il est légitime que le niveau d'acceptation du risque soit totalement modifié.

Ainsi il est normal que, en termes de sûreté nucléaire, Superphénix soit jugé sur des bases techniques mais aussi au vu de son utilité pour la collectivité. L'utilité de cette centrale et son intérêt économique devenant de plus en plus discutés, la prise en compte du risque devait prendre logiquement une importance croissante dans la prise de décision sur l'arrêt ou la poursuite de l'exploitation de Superphénix.

2. LES CARACTERISTIQUES DE SURETE NUCLEAIRE DES REACTEURS A NEUTRONS RAPIDES

2.1 Les propriétés d'un réacteur qui caractérisent sa sûreté ne pouvant pas ou très difficilement, être jugées dans l'absolu, la façon la plus simple de les présenter est de procéder par comparaison entre les différents types de réacteurs, la référence la plus courante étant le REP qui constitue actuellement la quasi totalité du parc nucléaire français.

De façon schématique, on peut classer les caractéristiques de sûreté des réacteurs à neutrons rapides en « favorables » ou « défavorables », soit dans l'absolu, soit par comparaison.

Favorables :

- A puissance égale, la taille du coeur est plus faible que dans les REP, la stabilité plus grande ce qui simplifie la régulation de contrôle.
- La masse importante de sodium primaire (3500 t. pour Superphénix) entraîne une grande capacité calorifique et une inertie thermique appréciables dans les situations transitoires de fonctionnement.
- Le coefficient de température du combustible (coefficient Doppler) est négatif (la réaction en chaîne se ralentit si la température du combustible augmente). Cette propriété est plus importante dans un REP.

Défavorables :

- Le coefficient de vide de sodium est positif dans certaines régions du coeur : tout accident d'assèchement du combustible après ébullition du sodium se traduit par une augmentation de puissance.

- Les grandes densités de puissance (5 fois celle d'un REP) et la compacité du coeur le rendent très sensible aux défauts locaux de refroidissement pouvant conduire à la fusion d'un assemblage combustible.

Cela implique une surveillance très étroite du coeur, y compris au niveau de chaque assemblage, par des systèmes de détection diversifiés et redondants qui déclenchent automatiquement des actions de sûreté (chute des barres de contrôle, baisse de la puissance, arrêt des réacteurs).

- Contrairement à la plupart des autres types de réacteurs (REP par exemple), le coeur n'est pas dans sa configuration la plus réactive (celle qui accélère au mieux la réaction en chaîne). Cela veut dire que si, pour une raison quelconque (secousse sismique par exemple) les assemblages combustibles se rapprochaient les uns des autres ou si, à la suite d'une fusion partielle, les combustibles se rassemblaient dans une région du coeur, il y aurait une possibilité de formation de masses critiques conduisant à une accélération de la réaction en chaîne (excursion nucléaire) libérant une grande quantité d'énergie sous forme explosive. Un tel accident conduirait, en cas de rupture de l'enceinte de confinement, à la diffusion d'aérosols de plutonium hautement toxiques dans l'atmosphère.

2.2 Le sodium liquide a été choisi comme réfrigérant à cause de ses qualités thermiques : grande capacité calorifique, température d'ébullition élevée. Vu la grande marge entre sa température d'ébullition et la température de fonctionnement dans le réacteur, il n'est pas nécessaire de le pressuriser: alors que le circuit primaire (cuve + tuyauteries) d'un REP est sous pression de 150 bars, la pression du circuit primaire du réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium est de 5 à 6 bars seulement, ce qui représente un avantage comparatif de sûreté nucléaire.

La grande capacité calorifique du sodium confère une grande inertie thermique au circuit primaire (surtout dans la conception intégrée de Phénix et Superphénix) et le fluide permet la convection naturelle pour évacuer la puissance résiduelle du réacteur : le problème du refroidissement de secours du cœur qui se pose pour les REP ne se pose pas pour un réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium.

Le sodium présente par contre de graves inconvénients qui se sont manifestés dans la plupart des accidents de surgénérateurs. :

- Le sodium liquide réagit violemment avec l'eau pour former des oxydes de sodium, de la soude et de l'hydrogène.

Cette réaction exothermique peut se produire en particulier au niveau des générateurs de vapeur (accident de Chevchenko - aujourd'hui Aktau - en ex-URSS).

- Le sodium liquide brûle spontanément dans l'air, d'où il résulte des risques d'incendie (accident de Monju au Japon).

- Forte radioactivité du sodium primaire.

3. LES COMBUSTIBLES AU PLUTONIUM

La question de l'utilisation du plutonium comme matériau fissile de base de combustibles neufs dans les réacteurs nucléaires mériterait un long développement.

3.1 Radioactivité

Les différents isotopes du plutonium sont radioactifs. Le plus répandu, le plutonium 239 (Pu 239) a une période radioactive de 24 000 ans (temps au bout duquel la moitié d'une masse de plutonium s'est transformée). Le Pu 239 est émetteur de particules α ; son activité est de 24 milliards de becquerels (Bq) par gramme.

En cas d'inhalation, d'ingestion de particules de plutonium ou de contamination par plaie, la période biologique de cet élément étant très longue (10 ans pour le squelette, 1 an pour le poumon), le risque de cancer est important.

La dose limite pour l'organisme humain est fixée à 0,7 microgramme.

3.2 Criticité

Le plutonium 239 est fissile ; à l'état métallique (et sous forme de sphère), sa masse critique est de l'ordre de 6 kilos (sa densité étant de 19, le volume est faible)

Deux considérations sont à prendre en compte :

a) La facilité du développement de l'arme nucléaire à partir de programmes civils incluant la production du plutonium à des fins de fabrication de combustibles nucléaires pour des réacteurs civils.

b) La tentation de détournement de combustibles neufs contenant du plutonium pour la fabrication de bombes artisanales (le plutonium de qualité « réacteur », c'est à dire extrait des combustibles irradiés, permet de fabriquer une bombe dite rustique, moins efficace que les bombes militaires sophistiquées, mais cependant redoutable).

Remarque : Le plutonium métallique sous forme de poudre s'enflamme spontanément à l'air. Dans un surgénérateur, le combustible est un oxyde mixte d'uranium et de plutonium qui ne présente pas de risque de pyrophoricité. Ce risque existe dans les installations nucléaires militaires.

3.3 Le retraitement

Nous avons vu que le développement des surgénérateurs impliquait le retraitement des combustibles issus des REP et des réacteurs à neutrons rapides. Les usines de retraitement présentent des risques spécifiques et surtout, dans l'état actuel des choses, émettent des rejets dans l'environnement très supérieurs à ceux des centrales nucléaires.

4. CONCLUSION

Les surgénérateurs présentent des caractéristiques techniques qui font que la sûreté nucléaire de ces réacteurs est nettement différente de celle des REP. La construction d'un grand nombre, (une cinquantaine) de REP de grande puissance (autour de 1000 MWe) sur une durée de vingt ans et de modèles très voisins, présente le risque industriel d'une panne de mode commun (se retrouvant sur tous les réacteurs d'un même palier ou même de l'ensemble du parc) mais l'avantage d'une grande expérience de fonctionnement, élément essentiel de la sûreté nucléaire.

Superphénix est unique et l'on a constaté durant ses années de fonctionnement que les « incidents » étaient nombreux, ce qui doit inciter à la prudence sur le jugement que l'on peut porter vis à vis des risques qu'aurait présenté le maintien en fonctionnement de cette centrale nucléaire.

Les propriétés neutroniques du coeur et l'utilisation du sodium comme réfrigérant posent des problèmes particuliers conduisant à la nécessité de contrôles complexes, car les accidents potentiels sont particulièrement graves.

Les incidents et accidents techniques qui ont marqué le développement de la plupart des projets de surgénérateurs dans le monde ainsi que la série qui a marqué le fonctionnement de Superphénix depuis son démarrage, renforcent l'exigence de l'application du principe de précaution.

A partir du moment où il a été constaté que le coût de Superphénix et de la filière des surgénérateurs ne permettait pas d'espérer son développement à court et moyen terme, la décision d'arrêt de Superphénix était, outre les considérations économiques et d'avenir de la filière, justifiée par la suppression d'un risque pour les populations et l'environnement.

III

INCIDENTS ET ACCIDENTS D'EXPLOITATION DES RNR

LES CONSEQUENCES SUR L'ECONOMIE DU PROJET SUPERPHENIX

1. QUELQUES ACCIDENTS TECHNIQUES DE REACTEURS A NEUTRONS RAPIDES

1.1 Etats-Unis

- **EBR 1** : En novembre 1955, après quatre ans de fonctionnement, une manoeuvre au cours d'un test sur le débit de sodium entraîna un retard de l'ordre de deux secondes sur la commande d'arrêt de la réaction en chaîne. Ce retard permit à la température de monter suffisamment pour qu'il y ait fusion de certains éléments combustibles avec émission de produits de fission gazeux dans la salle des commandes. Le coeur fut endommagé. Après séparation, les essais reprirent jusqu'à l'arrêt définitif en 1963.

- **Enrico Fermi** : La construction, commencée en 1956, s'est terminée en 1963.

Fin 1962, une série d'incidents ralentit le programme des essais. Deux mois après le couplage du réacteur au réseau, le 5 octobre 1966, un blocage partiel de la circulation du sodium dans le coeur (qui fonctionne alors à 15% de sa puissance nominale) provoque une fission partielle du coeur. On estime que 4.10 puissance 14 becquerels de produits de fission passèrent dans la couverture de gaz inerte (argon) et dans le circuit primaire de sodium. Pendant près d'un mois, les ingénieurs ont craint que la fusion et la déformation des assemblages n'entraînent une modification de la configuration avec montée brutale de la réaction en chaîne (« excursion de puissance non contrôlée » : l'accident le plus redouté des surgénérateurs).

1.2 Ex-URSS

a) **BN 350 d'Aktau (Kazakhstan)** ; en février 1975, à la suite d'une fuite sur un tube de vapeur, 800 kg d'eau sous pression ont été mis en contact avec 300 kg de sodium qui se sont aussitôt enflammés. Cet incendie a d'abord produit un flamme « en dard » de deux mètres de hauteur, puis un feu de sodium qui a brûlé pendant cinq heures. Trois surgénérateurs de vapeur sur six ont été endommagés (l'incendie a été repéré par un satellite américain).

b) **BN 600 de Beloyarsk (Russie)**

- le 7 octobre 1993 : fuite de sodium sur une tuyauterie du circuit auxiliaire de purification de sodium. C'était la troisième fuite de ce type sur ce circuit en douze ans de fonctionnement

- le 6 mai 1994 : fuite de sodium lors d'une intervention sur un circuit de vidange d'un échangeur intermédiaire. Deux mètres cube de sodium se sont répandus en dix heures puis se sont enflammés.

De façon générale, les conditions de fonctionnement des réacteurs nucléaires en ex-URSS sont très mal connues.

1.3 Royaume-Uni

PFR (Prototype fast reactor) à Dounreay (nord de l'Ecosse) :

Centrale nucléaire prototype d'une puissance électrique de 250 MWe (comme Phénix), refroidie au sodium liquide, à trois boucles de refroidissement (alors que Phénix est de conception « intégrée »).

Le réacteur a divergé en février 1974. L'exploitation à pleine puissance a commencé en février 1977. Très rapidement sont apparus des problèmes avec les générateurs de vapeur qui ont entraîné des arrêts fréquents du réacteur : fuites dues à des soudures défectueuses, mauvaise conception mécanique des générateurs de vapeur. En 1987, quarante tubes de générateurs ont rompu, en 1991, une fuite d'huile d'une pompe dans le circuit primaire a nécessité 18 mois de mise à l'arrêt.

Le réacteur a été mis à l'arrêt définitif le 31 mars 1994, suite à la décision du gouvernement de mettre un terme à son financement. Le surgénérateur avait produit 8,9 milliards de kWh, ce qui correspond à un facteur de charge de 20%, résultat très faible pour une centrale nucléaire prototype.

Le démantèlement de PFR a alors commencé et le déchargement du cœur jusqu'au barillet était achevé en juin 1995.

Cette expérience de démantèlement, très importante pour celui de Superphénix, est présentée au Chapitre VII.

1.4 Japon

La centrale nucléaire de Monju, au Japon, d'une puissance électrique nette de 260 MWe a divergé (première réaction en chaîne) en avril 1994. Elle est tout à fait comparable à Phénix (même puissance, même type de combustible, refroidisseur sodium) et a été couplée au réseau en août 1995.

Le 8 décembre 1995, alors que la centrale était à 40% de sa puissance nominale, une fuite de sodium s'est produite sur le circuit secondaire de sodium (non radioactif) près du passage de l'enceinte de confinement. La fuite de sodium a entraîné un incendie qui a causé des dégâts dans les structures nécessitant des réparations qui étaient toujours en cours à la fin de 1997.

L'investigation de l'accident a montré que la fuite de sodium s'est produite au niveau d'un thermocouple dont le doigt de gant (couverture protectrice) s'était brisé. Il a fallu 138 jours pour trouver le doigt de gant brisé.

Cet accident a eu un impact important au-delà des conséquences matérielles par la découverte que PNC (le CEA japonais), exploitant du réacteur, avait caché des informations (et même fourni des informations fausses) à l'organisme responsable de la sûreté.

A ce jour, Monju n'a pas redémarré.

2. EN FRANCE : PHENIX

2.1 Par suite d'un défaut sur les échangeurs, ayant provoqué une fuite de sodium secondaire, Phénix a été arrêté en octobre 1976. Après remplacement progressif des échangeurs, Phénix a redémarré à puissance réduite en juillet 1977, puis aux deux tiers de sa puissance en décembre 1977 et a repris son fonctionnement à pleine puissance en avril 1978.

Entre septembre 1990 et fin 1994, Phénix n'a pas fonctionné, sauf pour quelques jours d'essai par suite d'une série d'incidents répétitifs : arrêts automatiques en raisons de baisses anormales de réactivité dans le cœur. Par ailleurs, une série de réparations ont eu lieu sur les circuits secondaires.

A partir de 1992, Phénix n'a pas fonctionné comme centrale électronucléaire prototype mais comme réacteur expérimental fonctionnant par « campagnes » de quelques mois, chaque campagne devant être autorisée par la DSIN (Direction de la sûreté des installations nucléaires). La 49e campagne s'est déroulée de décembre 1994 à avril 1995 à une puissance limitée à 350 MWth.

La 50e campagne a été autorisée par la DSIN en avril 1998 mais le démarrage prévu a été reporté du fait de la rupture d'une membrane de sécurité.

2.2 Le fonctionnement de Phénix a été marqué par une série d'incidents et accidents techniques qui ont nécessité des réparations et des arrêts prolongés :

- mars-avril 1981 : déformations sur les surchauffeurs de générateurs de vapeur (GV)
augmentation de la concentration en hydrogène dans un GV
- avril 1982 : petite fuite de sodium et feu immédiatement maîtrisé, le réacteur étant à l'arrêt, dans la partie non nucléaire de la centrale
Arrêt jusqu'en décembre 1982
- janvier-février 1983 : fuite de sodium sur un GV
- mars 1983 : réaction sodium-eau sur un GV
arrêt : 2 mois - fonctionnement autorisé à puissance réduite
- novembre 1984 : fuite de sodium secondaire dans un échangeur intermédiaire
arrêt : 2 mois - fonctionnement autorisé à puissance réduite
- octobre 1988 : remplissage anormal d'un réservoir de sodium ; fuite de sodium de faible ampleur dans le bâtiment des générateurs de vapeur
Arrêt : 1 mois accident classé de niveau 1 de l'échelle de gravité (de 0 à 7)
- août 1989 : - fonctionnement intempestif d'une sécurité entraîne l'arrêt du réacteur
accident technique classé au niveau 1
- perte des alimentations électriques extérieures (foudre)
accident technique classé au niveau 1
- septembre 1990 : arrêt automatique sur baisse anormale (et inexpliquée) de la réactivité dans le cœur
Accident technique de niveau 2

On constate que trois arrêts similaires ont eu lieu en août et septembre 1989

Des essais à très basse puissance sont réalisés en octobre 1991, puis en mars 1992.

Ces essais ne permettent pas d'expliquer la phénomène constaté.

Le réacteur est maintenu à l'arrêt (état critique à puissance quasi nulle).

Dans la même période, des réparations importantes doivent être entreprises sur les circuits secondaires de sodium.

- août 1991 : rupture de gain de combustible d'un assemblage expérimental irradié, en cellule, hors réacteur.
Accident classé au niveau 1
- décembre 1992 : fissure (35 cm) découverte sur le circuit secondaire n°2

Malgré l'absence d'explication sur les baisses de réactivité intempestives et à la suite de la mise en place de parades jugées suffisantes pour éviter toute conséquence de tels phénomènes sur la sûreté nucléaire, Phénix est autorisé à redémarrer à la fin de 1994.

3. SUPERPHENIX

Le fonctionnement de Superphénix a été marqué par de nombreux accidents techniques. Si aucun de ces accidents n'a été considéré comme grave sur le plan de la sûreté nucléaire, leur succession a montré des faiblesses inquiétantes sur le plan de la fiabilité industrielle.

C'est ainsi que, dès les premières années de fonctionnement, la centrale qui devait être la « tête de série industrielle » est devenue, dans le langage officiel, un « prototype » pour lequel il était admis des « erreurs de parcours ».

Dans la période entre 1985, année de son démarrage, et 1998, année de son arrêt définitif, deux sous-périodes doivent être distinguées : entre 1986 et 1992, les difficultés de fonctionnement sont essentiellement imputables aux accidents techniques ; entre 1993 et 1998, les difficultés administratives et les hésitations sur les décisions à prendre ont été prépondérantes.

3.1 Première période : septembre 1985 - juin 1992

La divergence de Superphénix, première réaction en chaîne dans le coeur du réacteur, a eu lieu en septembre 1985, la premier couplage au réseau en janvier 1986 et la pleine puissance a été atteinte en décembre 1986.

En mars-avril 1987, une fuite de sodium est détectée sur la cuve interne du « barillet », cuve située à l'intérieur de l'enceinte de confinement (et l'extérieur de la cuve du réacteur) et destinée au stockage intermédiaire des éléments combustibles, au chargement ou au déchargement du réacteur.

Dans l'échelle de gravité des accidents et incidents adoptée à partir de 1988, **cette fuite sera placée au niveau 2** : « incident susceptible de développement ultérieur ».

Le réacteur est mis à l'arrêt le **26 mai 1987**.

L'origine de cette fuite est attribuée à la qualité de l'acier de cuve du barillet (différent de celui de la cuve du réacteur) : le barillet sera vidangé et la décision sera prise de ne plus l'utiliser ; le déchargement devra se faire directement, donc à un rythme beaucoup plus lent.

Les modifications et expertises durent jusqu'en septembre 1988 ; demande d'autorisation de démarrage de NERSA, décret d'autorisation de janvier 1989, démarrage le 12 janvier 1989.

Le réacteur fonctionne jusqu'au 7 septembre 1989, où intervient un arrêt programmé de 7 mois pour maintenance.

Redémarrage en avril 1990, détection d'une fuite de sodium dans un circuit secondaire: arrêt du réacteur, incident classé **au niveau 1 de l'échelle de gravité**.

Redémarrage fin mai, puissance nominale atteinte en juin, jusqu'au 3 juillet 1990 : arrêt du réacteur à la suite de la pollution du sodium primaire engendrée par une entrée d'air « intempestive » dans le circuit d'argon du haut du réacteur. Cet incident est à nouveau classé **au niveau 2 de l'échelle de gravité**

Le 13 décembre 1990, le réacteur étant toujours à l'arrêt, une partie du toit de la salle des machines s'est effondrée sous le poids de la neige. Cet accident a entraîné la perte d'une des deux lignes de 400 000 volts du réacteur et endommagé la hotte spéciale de déchargement du combustible entreposé dans la salle. Le réacteur (les pompes de circulation du refroidisseur notamment) a été alimenté par deux groupes électrogènes de secours sur la ligne perdue, l'autre voie d'alimentation en 400 000 volts fonctionnant normalement

Le délai d'expertise et de remise en état de la hotte sera de quelques mois.

Compte tenu du secours aux groupes électrogènes, suite à la perte des sources électriques externes, cet incident a été classé **au niveau 1 de l'échelle de gravité**.

En mars 1991, **nouvel incident classé au niveau 1** de l'échelle de gravité, pour défaillances constatées dans l'organisation qualité du site relative à la gestion des pièces métalliques légèrement radioactives.

A la suite de ces incidents-accidents, les autorités de sûreté posent des questions (juillet 1991) puis demandent des mesures de protection contre les feux de sodium suite à un accident technique survenu à la centrale solaire espagnole d'Almeria (refroidie au sodium liquide). En juin 1992, le Directeur de la sûreté des installations nucléaires remet un rapport aux ministres de l'environnement et de l'industrie recommandant la réalisation de travaux contre les feux de sodium et un redémarrage de la centrale à 30% de la centrale.

Une deuxième période où les éléments juridiques et politiques vont s'ajouter aux aspects techniques commence alors par Superphénix.

Conclusion:

La période de janvier 1986 (premier kWh produit) à juin 1992 (redémarrage techniquement possible) permet de juger le fonctionnement de Superphénix en dehors de toutes considérations juridiques et politiques, sur la base de son comportement technique :

- a) Pendant cette période de 6 ans et demi (78 mois) la centrale nucléaire a produit de l'électricité pendant 28 mois, à des niveaux de puissance divers, ce qui est très faible pour une centrale nucléaire de 1200 MW de puissance électrique, considérée comme tête de série industrielle. Seules les années 1986 et 1989 ont connu un fonctionnement satisfaisant.
- b) Des arrêts très longs ont été causés par des incidents ou des accidents techniques dont deux sont placés au niveau 2 de l'échelle de gravité.
- c) Pendant cette période, la centrale nucléaire a produit environ 4 milliards de kWh, soit environ la moitié de la production d'une année à puissance maximale avec un taux de 80%.

Deux enseignements sont à tirer de cette période :

- a) La fréquence des incidents et accidents, sans atteindre des niveaux présentant des dangers pour les populations, ont alerté sur nombre de faiblesses du projet.

Rien ne peut permettre d'affirmer que, malgré le bon fonctionnement de l'année 1996 (deuxième période), la série des incidents-accidents se serait interrompue si Superphénix avait continué à fonctionner après 1997 : l'expérience des six premières années tendrait plutôt à penser que le taux de production serait resté faible, sans négliger la probabilité d'accidents plus graves.

- b) Les conséquences économiques : même si on laisse de côté les coûts d'investissement et de combustible, la vente d'électricité par la centrale (au prix moyen du parc de 25 centimes par kWh) a représenté sur la période environ 1,1 milliards de francs, alors que les frais directs de fonctionnement (hors combustible, hors frais financiers et hors réparation) ont représenté sur la même période de l'ordre de 4,2 milliards de francs.

3.2 Deuxième période : Juin 1992 - Février 1998

3.2.1 1992-1994 : Superphénix attend et change d'objectif : la fin du projet de filière des surgénérateurs

En juin 1992, le gouvernement annonce que le redémarrage sera subordonné aux travaux prévus pour faire face aux feux de sodium ; une enquête publique sera menée préalablement à ce démarrage (en effet l'installation n'a pas fonctionné pendant plus de deux ans, il faut donc une nouvelle enquête publique) ; un rapport est demandé à M. Curien, ministre de la recherche et de l'espace sur « l'incinération »* des déchets et les conditions dans lesquelles Superphénix pourra y contribuer.

En octobre 1992, NERSA adresse une nouvelle demande d'autorisation de fonctionnement pour une centrale électronucléaire. L'enquête publique se déroule de mars à juin 1993. A la suite du rapport de la commission d'enquête (septembre 1993) et de celui de la Direction de la sûreté des installations nucléaires (janvier 1994), tous deux favorables au redémarrage, le gouvernement annonce en février 1994 la décision de transformer Superphénix en réacteur de recherche et démonstration, de ne plus faire de la production d'électricité une priorité, d'abandonner l'objectif de surgénération et de définir un programme d'acquisition de connaissances sur la destruction des actinides (transmutation).

Le décret d'autorisation de création est signé en juillet, l'autorisation de démarrage est donnée en août et le réacteur redémarre le 4 août 1994.

Cette période qui a vu une utilisation discutable des délais réglementaires, puis la recherche d'une justification scientifique d'une utilisation de Superphénix comme instrument de recherche dans le cadre de la loi de 1991 (sujet sur lequel nous reviendrons) marque en fait **la véritable date de l'abandon de Superphénix comme centrale nucléaire et même prototype d'une filière de surgénérateurs** : c'est un véritable renversement d'objectifs qui se fait sans débat sur la filière elle-même et son intérêt économique et qui se pare d'un argumentaire scientifique qui n'est pas sans faiblesses.

C'est très probablement alors que l'arrêt définitif de Superphénix, après les six années que nous avons décrites eut dû être discuté et décidé.

3.2.2 1996 : une bonne année de fonctionnement

A partir d'août 94, les essais de montée en puissance se déroulent presque sans incident (fuite d'argon cependant) et la centrale est couplée au réseau fin décembre 1994 et immédiatement arrêtée (deux jours après) pour traiter le problème de la fuite d'argon. Après réparation, l'exploitant est autorisé à redémarrer fin août 1995. Les essais reprennent jusqu'à fin octobre 1995 où un arrêt d'un mois est nécessaire pour réparer une fuite de vapeur.

Le réacteur fonctionne ensuite sans problème de décembre 1995 à mai 1996 où intervient un nouvel arrêt programmé d'un mois et demi. Il redémarre en juillet et fonctionne jusqu'au 24 décembre 1996 où il est arrêté pour un ensemble d'opérations de maintenance, modification du coeur, épreuves.

En 1996, la centrale a bien fonctionné et a couvert à peu près ses frais de fonctionnement.

* terme impropre mais couramment utilisé. On peut parler de « transformation » des déchets, ce qui englobe des fissions et des transmutations des isotopes les plus dangereux à long terme (plutonium et autres actinides).

Mais un arrêt du Conseil d'Etat de février 1997 annule le décret d'autorisation de juillet 1994, le motif étant que l'enquête publique a porté sur une centrale nucléaire productrice d'électricité alors que le décret d'autorisation de juillet 1994 créait un réacteur de recherche.

Entre refaire l'enquête ou refaire un décret d'autorisation, le gouvernement ne choisit pas : un décret d'autorisation approuvé en avril 1997 par la commission interministérielle des installations nucléaires de base (CIINB) n'a pas de suite.

Les élections législatives changent la majorité à l'Assemblée Nationale et, le 19 juin 1997, le Premier Ministre annonce l'arrêt définitif de Superphénix comme l'un des éléments de son programme de gouvernement.

Le gouvernement annonce le 2 février 1998 la décision d'arrêt définitif et de démantèlement de la centrale électronucléaire de Creys-Malville.

Conclusion :

Il est clair que, depuis 1992, les différents gouvernements se sont posés la question de l'arrêt définitif de Superphénix sur des bases économiques et techniques qui montraient l'impasse d'un programme d'équipement en surgénérateurs.

La transformation de Superphénix en instrument de recherche est apparu à beaucoup comme un faire semblant évitant de prendre des décisions : sans priorité de production d'électricité, le bilan économique de Superphénix risquait d'être encore plus dramatique.

IV

ELEMENTS ECONOMIQUES

1. LES PREVISIONS ET LA REALITE DES COUTS D'INVESTISSEMENT

En 1970, la commission PEON (Production d'Electricité d'Origine Nucléaire) considère que le coût du kWh produit par une centrale à réacteur surgénérateur de 1000 MWe se situe pour le premier prototype un peu au dessus (24%) et pour un surgénérateur de série un peu en dessous (17%) du coût du kWh produit par une centrale à réacteur à eau ordinaire (REP) de puissance comparable

Le tableau ci-dessous présente ces chiffres : la différence sur l'investissement est compensée par les gains sur le coût du combustible.

**Tableau 1 : Comparaison des coûts du kWh pour une centrale de 1000 MWe
(en centime par kWh)**

	Prototype surgénérateur	Surgénérateur de série	REP
Investissement	2,4	1,71,	1,65
Exploitation	0,9	0,69	0,72
Combustible	0,8	0,44	0,94
Total	4,1	2,84	3,31

Source : Commission PEON - (D.Finon : voir bibliographie)

C'est sur des évaluations de ce type qu'est décidée en 1976 la construction de Superphénix (1200 MWe) qui n'est pas considéré à l'époque comme un prototype mais comme une tête de filière industrielle. Le prototype est Phénix, centrale de 250 MWe.

En 1976, la comparaison du coût d'investissement de Superphénix (SPX) se situe encore à 2,3 fois celui du REP équivalent contre 1,5 fois en 1970, cette différence va se creuser très sensiblement pendant la période de construction pour aboutir à un facteur 2,6 en 1986 comme l'illustre le tableau suivant.

Tableau 2 : Evolution du coût d'investissement (en francs de 1986)

	REP	SPX	Rapport des coûts	Surcoût de SPX
1976	5415	12420	2,29	7005
1986	8060	20850	2,58	12790

Source : NERSA (D. Finon)

Finalement, l'évolution du coût total de SPX entre 1976 et 1986 sera considérable, comme le montre le tableau 3.

**Tableau 3 : Evolution du coût total du projet SPX
(en monnaie de 1985)**

Unité	1976	1980	1983	1986
milliard de francs	14	18	21	26

Source : Nersa et alia (D. Finon)

Remarque :

Les frais directs d'exploitation de Superphénix (hors combustible et opérations spécifiques de maintenance) sont de l'ordre de 1 milliard de francs par an.

Cette estimation ne tient pas compte des dépenses exceptionnelles qui auraient pu résulter d'un mauvais fonctionnement de la centrale si elle avait redémarré (et dont la probabilité n'est pas nulle au vu de l'expérience passée), ni d'opérations exceptionnelles de maintenance, très coûteuses sur ce réacteur unique dans le parc EdF.

Si la production d'électricité de la centrale était valorisée à 25 centimes par kWh (de 1994), coût moyen de production du parc nucléaire donné par EDF, les frais directs d'exploitation seraient remboursés par la vente d'une production annuelle de 4 milliards de kWh, soit un facteur de charge de 40 %. Le facteur de charge paraît élevé pour une centrale qui n'a été couplée au réseau EDF que 26 mois sur 78 mois sur la période 1986-1992.

Conclusion : Une meilleure appréciation économique eut certainement conduit, même dans une vision très favorable du développement du nucléaire, à construire une centrale de 600 MWe qui aurait coûté évidemment beaucoup moins cher et aurait représenté un saut technique moins risqué que Superphénix, évitant probablement les incidents qui ont marqué son fonctionnement.

2. LE COUT DE LA FILIERE

Les coûts présentés ci-dessus ne portent que sur le surgénérateur Superphénix dans ses phases de construction et de fonctionnement.

L'estimation du coût total du « projet Superphénix » doit tenir compte des dépenses de recherche et développement sur la filière, des coûts (passés ou potentiels) du combustible, des coûts du démantèlement.

2.1 Le coût du démantèlement

Bien que le démantèlement de Superphénix n'ait pas encore commencé, l'estimation de ce coût a singulièrement augmenté depuis l'annonce de son arrêt définitif. Au milieu des années 90, EDF fournissait une estimation d'environ 5 milliards de francs ; au début de 1998, l'estimation est passée à 13-15 milliards de francs.

Cette dépense, qu'il aurait fallu consentir quelle qu'eût été la date d'arrêt de Superphénix, sera probablement au-dessus de l'estimation actuelle.

On peut penser que le réacteur ayant relativement peu fonctionné, le coût du démantèlement sera moins élevé que si celui-ci s'était produit en fin de vie technique initialement prévisible, notamment pour le démantèlement des structures et la « déconstruction » du génie civil.

2.2 Le coût du plutonium et du cycle du combustible

« Plus significatif pour l'intérêt économique du surgénérateur est le fait qu'avec les progrès dans les techniques de stockage des combustibles irradiés des réacteurs à eau légère, les électriciens peuvent éviter de les retraiter. Les coûts incertains et croissants du retraitement sont alors affectés aux réacteurs rapides (...) Dans ces conditions, le surgénérateur pourrait ne jamais être économique. La ferveur évangélique ne remplace pas une argumentation technique et économique approfondie ».

(Nuclear Engineering International, février 1983. Cité par D. Finon, voir bibliographie).

2.2.1 Les calculs de coût de kWh produit par un surgénérateur reposent toujours en France sur l'hypothèse de disponibilité du plutonium à coût nul. Cette règle de calcul se fonde sur la nécessité technique de l'activité de retraitement des combustibles irradiés comme moyen indispensable pour la gestion des déchets radioactifs (impératif « environnemental »). Dans ces conditions, le plutonium est un sous-produit du retraitement, donc il ne vaut rien et son utilisation dans les réacteurs nucléaires surgénérateurs est une façon de « recycler les déchets ». Ce raisonnement s'applique au retraitement des combustibles irradiés issus des centrales nucléaires à eau ordinaire actuelles (REP) dont le coût est pris en charge par la compagnie d'électricité ; il peut aussi s'appliquer aux combustibles irradiés de la filière des surgénérateurs eux-mêmes pour lesquels l'extraction du plutonium est une nécessité (intérêt de la surgénération) mais dont le coût peut être imputé à la seule « gestion des déchets ». Cette deuxième phase est toutefois moins intéressante car dans les deux cas c'est l'exploitant du surgénérateur qui paye.

On voit donc que deux questions se posent pour l'évaluation du coût du combustible (et donc de kWh) des surgénérateurs :

- le coût du plutonium issu du retraitement des combustibles REP ;
- le coût du retraitement des combustibles irradiés des surgénérateurs.

2.2.2 Le coût du plutonium issu du retraitement des combustibles REP est lié à la question du retraitement

Il est important de se souvenir que le retraitement des combustibles irradiés n'a pas été mis en oeuvre pour assurer la gestion des déchets mais justement pour produire du plutonium, d'abord pour les besoins militaires (usine de Marcoule en France), puis pour les besoins des surgénérateurs.

Il n'est pas dans l'objet de cette note d'entrer dans la discussion relative au retraitement, en termes écologiques et en termes économiques.

Cependant il est légitime de penser que l'option du non retraitement ne doit pas être écartée : c'est actuellement l'option majoritaire dans le monde et en particulier aux Etats-Unis (à la fois pour des raisons économiques, écologiques et de non production de plutonium pour freiner la prolifération de l'arme nucléaire).

Si l'option du non retraitement est prise en compte, il est alors légitime d'attribuer au plutonium un coût correspondant à tout ou partie du surcoût du retraitement.

En effet, ce surcoût serait celui de la première étape du cycle du surgénérateur (production du plutonium) et non plus la dernière étape du cycle des centrales à eau ordinaire (gestion des déchets).

2.2.3. Le cycle du combustible du surgénérateur impose le retraitement des combustibles irradiés issus du surgénérateur lui même pour extraire le plutonium et fabriquer de nouveaux combustibles : c'est la mise en oeuvre industrielle de la surgénération.

L'estimation officielle du coût du retraitement des combustibles issus d'un surgénérateur a subi entre 1975 et 1984 une augmentation spectaculaire comme le montre le tableau suivant.

**Tableau 4 : Evolution des coûts estimés du retraitement de combustibles issus des surgénérateurs en France
(en monnaie de 1982 et en F/Kg)**

	1975	1979	1982
Retraitement REP	1200	4100	5000
Retraitement Surgénérateur	5100	16400	Pilote (5t/an) : 50 000
		puis 9850	Usine (130t/an) : 37 000
			Usine (210t/an) : 26000

Sources : Revue Générale Nucléaire , Annales des Mines - Cité par D. Finon

Il manque actuellement en France une analyse complète des différents scénarios du retraitement des combustibles irradiés après leur sortie des centrales nucléaires REP :

- scénario sans retraitement ;
- scénario avec retraitement et utilisation dans un surgénérateur ;
- scénario avec retraitement et utilisation dans un combustible MOX pour chargement dans les REP.

Ces questions avaient été traitées dans le premier rapport « Mandil Vesseron » sur les propositions d'orientations stratégiques pour l'aval du cycle.

2.3 Les coûts de recherche et développement

D.Finon estime, dans la comparaison qu'il fait entre les cinq grands programmes surgénérateurs occidentaux (Etats-Unis, Japon, Allemagne, France, Royaume-Uni), que le programme surgénérateur français a coûté, hors construction de Superphénix, 40 milliards de francs entre 1960 et 1986 (en francs de 1985). Entre 1986 et 1998, le budget du CEA pour les réacteurs surgénérateurs a représenté environ 6 à 7 milliards de francs. Soit un total de l'ordre de 50 milliards de francs.

3. CONCLUSION

Même si l'on reste dans le domaine du nucléaire, on peut penser qu'une dépense d'un tel niveau, qui a été assumée essentiellement par le contribuable, eut été mieux utilisée si les ambitions avaient été plus modestes et plus diversifiées.

Le coût de l'ensemble de l'opération « surgénérateur à neutrons rapides, à combustible plutonium et refroidisseur sodium » peut être ainsi estimé à 100 milliards de francs (nous n'incluons pas dans ce coût les dépenses de retraitement, celui-ci étant en France attribué à la gestion des déchets et non à la production du plutonium).

A titre de comparaison, la somme de 100 milliards de francs représente le niveau de tous les investissements (publics et privés) d'économies d'énergie réalisés en France entre 1975 et 1986, qui ont abouti à ce que la consommation d'énergie primaire en France en 1987 a été inférieure de 35 millions de tep à ce qu'elle eut été si ces investissements n'avaient pas été réalisés (si Superphénix fonctionnait à pleine puissance pendant 1 année, sa production serait d'ordre de 2,5 Mtep). Cet investissement en économies d'énergie a été amorti en moins de cinq ans grâce aux économies financières sur les factures énergétiques du consommateur.

SUPERPHENIX, INSTRUMENT DE RECHERCHE ?

Le 11 juillet 1994 était publié le décret n°94-569 « autorisant la création par la société Nersa d'une centrale nucléaire à neutrons rapides de 1200 MWe sur le site de Creys Malville (département de l'Isère) ».

Ce décret, dont nous analysons plus loin le contenu, était surprenant par son intitulé : Superphénix avait démarré en 1986.

En réalité, depuis 1992, le gouvernement se posait la question de l'avenir de Superphénix : les multiples accidents techniques, certaines inquiétudes sur la sûreté nucléaire et surtout l'échec économique de la filière conduisaient logiquement à l'abandon du projet.

En se référant à la loi de 1991 sur la gestion des déchets radioactifs, une nouvelle vocation était proposée pour Superphénix. Cette installation n'était plus la tête de série d'une filière industrielle, la production d'électricité devenait secondaire : Superphénix devenait un réacteur prototype dont l'exploitation devrait privilégier la sûreté et l'acquisition des connaissances. Le décret fut annulé en Conseil d'Etat mais ce qui est remarquable est qu'il marquait en fait l'abandon de la filière des surgénérateurs.

La vocation de Superphénix comme instrument de recherche fut largement utilisée comme argument pour critiquer la décision prise par le Gouvernement en février 1998 d'arrêt définitif de la centrale.

Par contre, l'exigence de « privilégier la sûreté » dans l'exploitation de Superphénix ne fut pas relevée : elle nous renvoie au chapitre II de ce mémoire et confirme les interrogations qui y figurent.

1 LA LOI DE 1991 ET SON RAPPORT EVENTUEL AVEC SUPERPHENIX

1.1 La loi n°91-1381 du 30 décembre 1991 est relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs. Elle s'adresse donc en premier lieu soit aux combustibles irradiés issus des réacteurs nucléaires et non traités, soit aux produits issus du retraitement de ces combustibles irradiés dans une usine de retraitement.

1.2 A partir de l'article 1, de caractère général, tous les articles de la loi, à l'exception des articles 4 et 13, sont relatifs au stockage des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue et à la question des laboratoires souterrains, questions sans rapport avec Superphénix.

L'article 13 crée "l'Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs" (ANDRA), chargée des opérations de gestion à long terme des déchets radioactifs. Les alinéas qui explicitent cette mission portent sur le stockage des déchets radioactifs et la participation de l'ANDRA à la définition et à la réalisation des programmes de recherche concernant la gestion à long terme des déchets radioactifs.

Cet article ne concerne donc pas directement notre sujet.

1.3 L'article 4 est donc celui qui nous intéresse.

Il comprend trois parties :

a) « Le Gouvernement adresse chaque année un rapport faisant état de l'avancement des recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue et des travaux qui sont menés simultanément pour :

- la recherche de solutions permettant la séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue présents dans ces déchets ;
- l'étude des possibilités de stockage réversible ou irréversible dans les formations géologiques profondes, notamment grâce à la réalisation de laboratoires souterrains ;
- l'étude de procédés de conditionnement et d'entreposage de longue durée en surface de ces déchets.

Ce rapport fait également état des recherches et des réalisations effectuées à l'étranger. »

b) « A l'issue d'une période qui ne pourra pas excéder quinze ans à compter de la promulgation de la présente loi, le Gouvernement adressera au Parlement un rapport global d'évaluation de ces recherches accompagné d'un projet de loi autorisant, le cas échéant, la création d'un centre de stockage des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue et fixant le régime des servitudes et des sujétions afférentes à ce centre. »

c) « Le Parlement saisit de ces rapports l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques ». Ces rapports sont rendus publics.

1.4 Commentaires :

a) La loi ne fait aucune allusion aux surgénérateurs ou à Superphénix ni à leur utilisation éventuelle. Sur les trois objectifs de recherche fixés, deux concernent les questions de conditionnement, d'entreposage et de stockage (qui constituent, on l'a vu, l'essentiel de la loi). Seule « la recherche de solutions permettant la séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue présente dans ces déchets » peut être rapprochée de Superphénix.

b) La contrainte de temps que représente l'année 2006 (quinze ans à partir de la promulgation de la présente loi) n'est éventuellement contraignante que pour la question du stockage puisqu'il s'agit qu'elle comporte un projet de loi autorisant, le cas échéant, la création d'un centre de stockage.

C'est d'ailleurs sur ces questions de stockage qu'ont porté les décrets d'application de la loi. Sur les autres questions, le gouvernement doit présenter au Parlement un rapport d'évaluation des recherches.

Comme nous l'avons vu, les recherches de solutions permettant la séparation et la transmutation en font partie, mais aussi la question de l'entreposage et du stockage à long terme des combustibles irradiés non traités.

c) La séparation des actinides ne relève pas non plus de l'utilisation de Superphénix. Nous devons donc nous intéresser à la question de la transmutation, en rapport avec Superphénix.

2. LES RECHERCHES SUR LA SEPARATION ET LA TRANSMUTATION DES ELEMENTS RADIOACTIFS A VIE LONGUE PRESENTS DANS LES DECHETS RADIOACTIFS.

2.1 Il n'y a pas eu de décret d'application de la loi de 1991 concernant ces recherches dans leur ensemble.

2.2 Le CEA a engagé le programme de recherche SPIN (Séparation Incinération) pour répondre à la disposition correspondante de la loi. (Signalons que le CEA avait lancé en 1982 l'expérience SUPERFACT « d'incinération » d'actinides auprès de Phénix).

Le programme SPIN est très intéressant à étudier. Un article d'octobre 1992 de la Direction du cycle du combustible du CEA qui présente le programme SPIN de façon détaillée, en référence explicite à la loi de 1991 :

« SPIN permettra d'aller plus loin, il comprend quatre axes de recherches regroupés en deux sous-programmes visant des horizons différents »;

- le premier programme, « Puretex » est un programme à moyen terme qui s'appuie sur les technologies de traitement de La Hague.

- le deuxième programme, "Actinex", est un programme de recherche et développement à long terme qui tend à définir d'autres procédés de séparation des éléments à vie longue et transmuter tous les isotopes du plutonium ainsi que les actinides mineurs.

C'est donc la composante « Actinex » de SPIN qui peut nous intéresser.

Dans la description d'Actinex, on remarque d'abord la durée des programmes, leur variété et leur complexité : il est souligné que "pour répondre à ces interrogations fondamentales pour l'avenir du nucléaire, des moyens considérables sont nécessaires".

Le rôle des réacteurs nucléaires apparaît dans Actinex pour tester les capacités de transmutation, "en utilisant les réacteurs à eau et les réacteurs « à refroidisseur métallique (type rapide) » qui ... « pourraient être un des éléments d'un « système » « d'incinération nucléaire » (notons que le terme « incinération » est imagé mais trompeur).

Les auteurs insistent sur l'importance probable de disposer à terme de réacteurs à haut flux ou d'accélérateurs très puissants pour la transmutation.

Ce qui apparaît nettement dans la description de ce programme est que l'utilisation des réacteurs à neutrons rapides n'est que l'un de ses nombreux éléments ; d'ailleurs, ni Phénix ni Superphénix ne sont cités.

2.3 L'épisode suivant ne s'inscrit pas dans la suite des applications de la loi de 1991 mais dans la situation d'incertitude du gouvernement sur l'avenir de Superphénix à la suite du rapport de l'autorité de sûreté nucléaire (DSIN) rendu public en juillet 1992 et motivant le maintien à l'arrêt de Superphénix. Le Premier Ministre, Pierre Bérégovoy, a demandé un rapport à Hubert Curien, ministre de la Recherche et de l'Espace, sur : « Le traitement des produits de la fin du cycle électronucléaire et la contribution possible de Superphénix ». Ce rapport fut remis le 17 décembre 1992.

Tout en faisant la part d'interrogation sur la possibilité pour un ministre de jouer le rôle « d'expert », l'analyse du « rapport Curien » est intéressante et ses « recommandations et conclusions » éclairent le débat.

Sur le calendrier des décisions, nous retiendrons : »Un programme ambitieux de recherche et développement sur l'aval du cycle exigera plusieurs décennies, ce qui n'est pas incompatible avec la durée des cycles du combustible nucléaire ».

« L'étude de l'incinération des actinides dans les réacteurs à neutrons rapides impose des expérimentations dans des réacteurs tels que Superphénix et Phénix », mais :
« Cependant le chargement à intervalles de trois ans devrait conduire à réserver Superphénix à la validation de technologies en fin de développement ».

« Superphénix peut contribuer aux recherches sur l'aval du cycle.. »

Le rapport Curien penche donc pour l'utilisation de Superphénix comme instrument de recherche, mais dans la poursuite du fonctionnement électrogène de ce réacteur et dans une vision modérée mais positive du développement des surgénérateurs : "Compte tenu du coût et des contraintes d'exploitation de Superphénix, ces expériences devraient rester compatibles avec le fonctionnement électrogène du réacteur". Le rapport Curien reste donc prudent. Notons qu'il a lui-même été critiqué par un certain nombre de scientifiques (notamment dans la "Gazette nucléaire").

2.4 En suite logique et, il faut bien le dire, à cause de l'échec technique et économique de Superphénix en tant que centrale nucléaire de grande puissance produisant de l'électricité à un coût acceptable, a été publié le décret du 11 juillet 1994 « autorisant la création par la société Nersa d'une centrale nucléaire à neutrons rapides de 1200 MWe sur le site de Creys-Malville ».

Le décret précise dans son article 3 :

« Compte tenu du caractère prototype de l'installation, celle-ci sera exploitée dans des conditions privilégiant explicitement la sûreté et l'acquisition des connaissances, dans un objectif de recherche et de démonstration.

En conséquence, la production électrique du réacteur ne pourra être soumise aux exigences d'approvisionnement du réseau électrique. »

Il s'agissait d'une nouvelle installation et le décret précisait qu'un "programme d'acquisition de connaissances" serait établi et éventuellement mis à jour (approbation nécessaire du programme par le Ministère de la Recherche et autorisation nécessaire des ministres chargés de l'environnement et de l'industrie avant l'engagement des expériences prévues par ce programme).

Le décret se liait à la loi de 1991 par le paragraphe suivant (Art. 3) : "Les expériences menées dans le domaine de la réduction des déchets à longue durée de vie feront l'objet d'un rapport annuel transmis à la Commission nationale d'évaluation, instituée par la loi du 30 décembre 1991".

Le décret ne présente pas de PAC (Programme d'Acquisition des Connaissances). Il précise simplement que seront soumis à l'autorisation des ministres (environnement et industrie) toute expérience d'incinération d'actinides mineurs et tout fonctionnement du réacteur en sous-génération de plutonium -

Ce décret fut annulé en février 1997 par le Conseil d'Etat, mais cela n'empêche pas de continuer l'exposé.

En application du décret, un PAC a donc été élaboré par NERSA, EdF et CEA; il comprend trois volets (dits "objectifs complémentaires") :

- démontrer la capacité d'un réacteur à neutrons rapides à produire de l'électricité à un niveau industriel, tout en contribuant à la gestion du plutonium et à la réduction des déchets radioactifs de longue vie;
- étudier la flexibilité des réacteurs à neutrons rapides, utilisant le combustible au plutonium, et qualifier les solutions techniques développées dans le cadre des programmes de recherche visant à permettre de faire fonctionner ce type de réacteurs en consommateurs nets de plutonium, en particulier du projet Capra;
- étudier les possibilités de destruction de déchets radioactifs de longue vie, en particulier les actinides mineurs, américium et neptunium, dans le cadre du programme de recherche SPIN répondant aux dispositions de la loi du 30 décembre 1991.

On peut d'emblée s'interroger sur la compatibilité des trois objectifs du PAC surtout dans la mesure où Superphénix, même "transformé" en instrument de recherche, restait sous la responsabilité de NERSA dont l'intérêt évident restait la production d'électricité nécessaire pour diminuer ses pertes : on pouvait s'attendre à des conflits inévitables entre expérimentation et production, surtout avec une machine d'une telle puissance et d'un tel coût de fonctionnement (environ 1 milliard de francs par an, hors combustible et coût des expérimentations).

On remarquera également que seul le troisième objectif présente un lien avec la loi de 1991.

Conformément au décret de 1994 (dont on a vu par ailleurs qu'il avait été annulé), ce PAC a été soumis à l'évaluation de M. Dautray (Haut Commissaire du CEA) et de M. Detraz (CNRS-IN2P3).

L'évaluation de Robert Dautray se place dans la logique du retraitement et de la production de plutonium et, admettant l'inutilité actuelle de la surgénération, s'interroge sur la "destruction" du plutonium et des actinides. Sa prise de position sur le rôle de Superphénix dans ce domaine est extrêmement prudente :

- "Des irradiations dans Superphénix permettraient alors d'explorer ces procédés de réduction de source de rayonnement à une échelle plus vaste et pour une durée plus longue."
- "Dans cette perspective, l'expérimentation envisagée sur Superphénix pourrait apporter des éléments de réponse intéressants. Le programme proposé paraît articulé de façon raisonnable."
- "En conclusion, le programme d'acquisition de connaissance présenté par Nersa, EdF et CEA couvre les domaines traités par le communiqué du Premier ministre et devrait contribuer à apporter de éléments de réponse pertinents."

Les mots soulignés sont révélateurs de cette prudence. Le moins qu'on puisse dire est que le Haut-Commissaire du CEA lui-même ne montre pas un grand enthousiasme pour l'opération.

L'évaluation de Claude Détraz, directeur de l'IN2P3 (Institut de recherche du CNRS) est plus détaillée et encore plus nuancée :

- « *Compte tenu de ce contexte lié à la durée, il importe de veiller à préserver un bon équilibre avec les efforts en faveur d'autres axes de recherche, dans une optique de diversification et de meilleure adaptation à un paysage technologique et énergétique changeant et dont on ne sait pas aujourd'hui ce qu'il sera d'ici 2030-2040* ».

- *"Plus généralement, il conviendrait de veiller à ce que cette ligne de recherche (la combustion des actinides dans les réacteurs à neutrons rapides) ne freine pas, par sa taille et ses enjeux, l'effort de recherche que la France doit conduire en vue de disposer, le siècle prochain, des informations nécessaires entre diverses filières électronucléaires incluant les procédés optimisés de gestion des déchets à vie longue"*.

- *"Le présent programme d'acquisition de connaissance ne prendra donc son sens que s'il est conçu comme une contribution importante certes mais non exclusive aux objectifs de recherche définis par la loi du 30 décembre 1991"*.

La question est parfaitement posée de l'arbitrage scientifique et économique du budget de l'Etat entre différents programmes de recherche .

2.5 En octobre 1995, par décision conjointe, les ministres de l'Industrie, de l'Environnement, de l'Education nationale et de la Recherche et le Secrétaire d'Etat à la Recherche créent une Commission chargée d'évaluer la possibilité réelle de faire de la recherche avec Superphénix. Cette Commission est présidée par le Pr. Raymond Castaing.

L'avis de la Commission est à nouveau positif sur le PAC, mais l'examen détaillé du rapport montre la complexité de l'ensemble et surtout la durée que nécessite un programme significatif.

Raymond Sené, physicien CNRS au Laboratoire de physique corpusculaire du Collège de France, nommé membre de la Commission lors de sa création, ne s'est pas associé aux conclusions de la Commission et a adressé à son Président le 6 mai 1996 une lettre de démission qui présente une critique globale et synthétique de ces conclusions (les arguments de R. Sené ont été présentés de façon détaillée dans le n° 151/152 de "La Gazette nucléaire").

La question posée à la Commission Scientifique était d'évaluer les capacités de Superphénix comme outil de recherche , ce qui n'est pas du tout la même chose que de répondre à la question réellement pertinente : Superphénix est-il un outil de recherche indispensable pour répondre aux exigences de la loi de 1991.

2.6 Commentaires :

Si l'on se pose la question : "Superphénix a-t-il des capacités comme outil de recherche", la réponse peut être positive car on peut faire effectivement des expériences dans une telle installation. L'intérêt de ces expériences et la valeur scientifique de leurs résultats peuvent par contre être discutés et donc par conséquent l'intérêt d'utiliser Superphénix comme outil de recherche.

Mais si l'on se pose la question : "Superphénix est-il un outil de recherche indispensable pour étudier "la transmutation des éléments radioactifs à vie longue présents dans les déchets radioactifs", comme le demande la loi de 1991, alors la réponse est très certainement non : on peut faire des expériences sur la transmutation des actinides mineurs dans d'autres installations, dont certaines sont plus adaptées que Superphénix pour des expérimentations.

Cela est vrai notamment pour les réacteurs à haut flux qui sont spécialement conçus pour réaliser des expériences.

Il est enfin très important de noter que ces différentes évaluations, comme d'ailleurs le rapport Curien, précisent bien que leur commentaire se fait "à l'exclusion de toute question de sûreté".

3. CONCLUSION

3.1 Deux démarches différentes se sont interpénétrées : l'une partant de la loi de 1991, l'autre de la "nécessité" de transformer Superphénix d'une centrale nucléaire en "instrument de recherche". Il était évidemment dans l'intérêt des promoteurs de Superphénix de trouver une telle porte de sortie et de celui du CEA de rapprocher son intérêt pour la recherche et son intérêt pour Superphénix. Ainsi, chaque fois qu'il s'est agi de se prononcer sur l'intérêt de Superphénix en tant qu'instrument de recherche (dans la ligne des demandes de la loi de 1991), l'argument le plus puissant qui a joué, mais qui n'a pas été explicite dans ces évaluations "scientifiques" était en fait la préservation de l'avenir de Superphénix en tant que centrale nucléaire et symbole d'un "grand programme français".

3.2 Nous avons vu que la Loi de 1991 ne fixait en aucune façon la date de 2006 comme date limite des résultats de recherche (nous avons vu que le "Rapport Curien" considérait que plusieurs décennies de recherche seraient nécessaires pour aboutir à une solution pour le traitement des déchets radioactifs).

3.3 Une fois de plus, les considérations économiques sont restées très secondaires : comme nous l'avons vu au chapitre précédent, le coût de fonctionnement de Superphénix était déjà rédhibitoire lorsque la production d'électricité était prioritaire ; il le serait devenu encore plus si Superphénix avait été utilisé comme réacteur prototype dont l'exploitation devait « privilégier la sûreté et l'acquisition des connaissances », sans « être soumise aux exigences d'approvisionnement au réseau électrique ».

3.4 Nous avons vu avec quel soin toutes les commissions et tous les experts officiels chargés de donner leur avis sur l'intérêt de Superphénix comme instrument de recherche ont écourté explicitement les questions relevant de la sûreté nucléaire. Le décret de 1944 en faisait pourtant une exigence vis-à-vis de l'exploitation de ce réacteur, ce qui était révélateur d'interrogations sur le sujet.

3.5 L'arrêt et le démantèlement de Superphénix ne peuvent être considérés en aucune façon comme contraires au respect de la loi de 1991.

3.6 Il est maintenant nécessaire, l'arrêt de Superphénix ayant été décidé, d'analyser les expériences qui avaient été prévues et de programmer leur réalisation, ou des expériences alternatives, dans les autres types de réacteurs disponibles (REP, Osiris, ILL, etc.).

VI

STRATEGIE ENERGETIQUE ET SURGENERATEURS

1. INTRODUCTION

Le processus de décision du développement en France de la filière des réacteurs à neutrons rapides surgénérateurs qui a abouti à la construction et à l'exploitation de Superphénix a été marqué par un certain nombre de caractéristiques que l'on retrouve dans le développement de l'ensemble de la filière nucléaire mais qui sont particulièrement exacerbées dans le cas de Superphénix, en faisant l'archétype et l'aboutissement malheureux des grands projets technologiques chers au milieu des années 80.

Le mythe technologique est le premier fondement, à la fois de l'enthousiasme des chercheurs et des ingénieurs et de la communication des politiques : « si l'uranium du sol français devait être finalement utilisé dans les surgénérateurs, nous aurions en France une réserve d'énergie comparable à celle de l'Arabie Saoudite » (V. Giscard d'Estaing, 1980 ; cité par D. Finon).

Plus largement, la décision s'inscrit dans un raisonnement « d'avenir certain » qui a été largement utilisé pour l'ensemble du programme électronucléaire mais atteint son apogée avec Superphénix. Ce raisonnement tient en quelques phrases :

- la consommation énergétique mondiale va croître inexorablement de façon exponentielle (les Etats Unis consomment 8 tep par habitant, ils seront bientôt à 12, il est légitime de considérer que le monde entier doit les rattraper) ;
- les ressources énergétiques fossiles vont donc se tarir très vite ;
- la consommation d'électricité augmente plus vite que la consommation d'énergie : elle suit la loi du doublement tous les dix ans (taux de croissance de 7% par an) ;
- la seule source énergétique capable de répondre à une telle demande est l'énergie nucléaire dont la croissance mondiale va être extrêmement rapide ;
- l'uranium naturel exploitable sur la Terre n'y suffira pas : il faut très vite mettre sur le marché les surgénérateurs ;
- l'industrie française a développé à la fois les réacteurs nucléaires et l'ensemble des opérations du cycle du combustible, si elle met le paquet, elle doit pouvoir occuper la première place sur le marché mondial.

Un tel enchaînement de bonnes raisons ne pouvait qu'aboutir aux choix qui ont été faits et qui paraissaient tellement évidents et nécessaires qu'il n'était pas question d'en débattre ni admis de les critiquer : l'avenir était tracé.

L'avenir n'est jamais tracé et les avatars des politique énergétiques des trente années ont montré toute la richesse d'une « prise de décision en avenir incertain » ; qui est loin de signifier l'attentisme mais au contraire consiste à ouvrir l'éventail des choix possibles au lieu de le refermer sur une solution unique.

Dès le milieu des années soixante-dix, au moment où la construction de Superphénix était décidé, les événements ont montré que toutes les propositions énumérées ci-dessus et qui justifiaient la stratégie des dirigeants français étaient erronées.

Les mêmes dirigeants ou leurs épigones ont beau jeu de dire aujourd'hui que, bien sûr, il eut fallu faire autrement mais qu'à l'époque, tout le monde s'était trompé. Excuse facile et non recevable, d'une part parce que ce que les citoyens demandent aux dirigeants d'un pays ou d'un secteur industriel est précisément d'adopter des stratégies correctes et d'autre part parce que cette stratégie a été très largement critiquée, notamment sur le plan économique, dès le milieu des années soixante dix. Tout simplement ni la transparence ni le débat n'étaient admis.

Nous allons maintenant analyser ces éléments stratégiques, sous l'angle des prévisions énergétiques (qui ont servi à justifier les choix) et des choix industriels.

2. LES PREVISIONS ENERGETIQUES ET LA PART DU NUCLEAIRE

2.1 Par une note du 4 mai 1974, EDF et CEA présentent leur évaluation des objectifs de production d'électricité jusqu'en 2000 (tableau 1)

Tableau 1 : Prévisions de la production d'électricité

	1975	1980	1985	1990	1995	2000
Production totale (TWh)⁽¹⁾	198	296,5	422	563	754	1006
Production nucléaire (TWh)	17	78	295	450	641	893
Production nucléaire réaliste (TWh)					377 ⁽²⁾	environ 420 ⁽²⁾
Production totale réalisée (TWh)					493	environ 520

(1) TWh (Terrawattheure) : Milliard de kWh

(2) dont 70 TWh à l'exportation, non prévus dans les prévisions de 1975

Sachant qu'en 1996, la puissance électronucléaire installée était de 60 000 MWe et que la production d'électricité par le parc nucléaire a été en 1996 de 397 TWh, une règle de trois appliquée à la prévision pour l'année 2000 montre que EdF et le CEA visaient une puissance électronucléaire installée de 135 000 MWe, soit plus du double de ce qui sera effectivement installée en 2000.

En 1976, EDF affiche une prévision de 744 TWh.

2.2 En février 1975, des chercheurs de l'Institut Economique et Juridique de l'Energie (IEJE, aujourd'hui IEPE) de Grenoble publient « Alternatives au nucléaire ; réflexions sur les choix énergétiques de la France ».

Ces chercheurs sont considérés à juste titre comme les meilleurs économistes de l'énergie à l'extérieur de l'industrie énergétique.

L'introduction de leur ouvrage éclaire leur démarche :

« Après avoir mis en chantier 13 tranches d'environ 1000 MWe chacune en 1974 et 1975, le Gouvernement français vient de prendre la décision d'engager 6 tranches nucléaires en 1976 et autant en 1977. Par la suite, ce rythme de construction ne devrait pas faiblir, si l'on en croit les perspectives énergétiques officielles.

Jamais, dans l'histoire de notre pays, une décision d'une telle importance n'a été prise après un débat d'aussi courte durée, limité à quelques responsables de l'administration et de l'industrie. Jamais, les déclarations officielles sur l'importance de l'évaluation technologique n'ont paru aussi formelles ! Jamais, l'opinion publique n'a été tenue à ce point éloignée des sources d'information et d'un dialogue vrai avec les experts.

C'est cette constatation qui a poussé un groupe de chercheurs à s'interroger sur les nouvelles perspectives énergétiques de la France. Par delà leurs divergences dans l'appréciation de tel ou tel aspect de ces perspectives, ils sont tombés d'accord sur l'exigence d'ouvrir un débat véritable qui ait au moins l'ampleur et la qualité de celui qui se poursuit aux Etats Unis grâce aux travaux des Universités et des grandes Fondations.

Ce débat ne part pas d'une hostilité de principe à tout développement de l'industrie nucléaire. Comme on pourra l'observer dans la seconde partie de ce texte un premier scénario très sommaire inclut la contribution de cette nouvelle source d'énergie. Mais trop d'incertitudes demeurent, y compris sur le plan de la stricte compétitivité économique, pour que l'on puisse dès à présent faire du nucléaire l'ossature centrale de l'approvisionnement énergétique de notre pays au cours des trente prochaines années. Trop de questions n'ont pas été posées. Trop de problèmes ont été escamotés. Trop de solutions alternatives ont été volontairement passées sous silence.

Dans ce débat, les chercheurs de l'I.E.J.E. qui ont préparé le présent rapport ne prétendent pas au monopole de la vérité, et des erreurs ou des jugements hâtifs seront sans aucun doute relevés. Mais I.E.J.E. est le seul institut spécialisé en économie de l'énergie qui, en France, n'est lié institutionnellement à aucun centre de décisions dont les intérêts sont mis en jeu par les nouvelles perspectives énergétiques ».

En conclusion d'un travail très documenté et qui se présentait lui même comme préliminaire, le groupe de chercheurs présentait un bilan énergétique alternatif à celui de la Direction Générale de l'Energie (DGE) pour l'année 1985, que nous reproduisons ci-dessous.

**Tableau 2 : Consommation d'énergie primaire pour 1985
(en Mtep : millions de tonnes d'équivalent pétrole)**

	DGE	DGE	IEJE	IEJE
	Mtep	%	Total	%
Total*	259	100%	222	100%
Nucléaire	90	23%	29	9%

* y compris les consommations des usages non énergétiques.

Commentaire : a) La consommation totale d'énergie primaire en France en 1985 a été de 203 Mtep.

b) L'ouvrage de l'IEJE a été à l'époque considéré comme sacrilège et il n'en a été tenu aucun compte.

2.3 En février 1980, la documentation française publiait « Un scénario de croissance sobre en énergie pour la France », rapport du centre d'études et de prévision. Les travaux du VIIe Plan venaient de se terminer et reflétaient l'opinion des grandes entreprises énergétiques engagées dans électronucléaire : la prévision de la consommation d'énergie primaire en 2000 du VIIe Plan était de 300 Mtep. La prévision du scénario « sobre en énergie » était de 222 Mtep, ce qui sera très probablement la consommation réelle en 2000 (hors usages non énergétiques). Dans les mêmes prévisions, le VIIe Plan prévoyait 90 Mtep pour le nucléaire et le scénario alternatif 62.

2.4 Enfin, dans un document public daté de septembre 1982, la CFDT présentait une alternative aux prévisions d'EDF concernant la production d'électricité en 2000. Alors que la prévision d'EDF était une production totale de 688 TWh en 2000, les prévisions CDFT était de 446 TWh en 2000 (chiffre qui sera probablement confirmé par la réalité puisqu'il ne comprend pas les 70 TWh d'exportation).

3. LES PREVISIONS CONCERNANT LES SURGENERATEURS

3.1 Bien que diminuant entre 1972 et 1978 les prévisions successives de la capacité installée des surgénérateurs en France sont impressionnantes :

**Tableau 3 : Prévisions successives de la capacité installée en surgénérateurs en 2000
(en GWe (gigawatt) = 1 GWe = 1000 MWe)**

Date de la prévision	1972	1976	1978
Parc nucléaire total	158	200	106
Surgénérateurs	37	40 à 50	23

Source : D. Finon

Remarque :

La prévision du parc nucléaire total faite en 1976, 2000 000 MWe, dépasse celle de 1973 citée ci-dessus : l'année 1976, venant juste après le premier choc pétrolier, marque l'apogée du « tout nucléaire » (la prévision alors affichée est donc bien de 200 centrales de 1000 MWe installées en 2000 ; il y en aura 60, dont une dizaine consacrée à l'exportation, ce qui n'était pas prévu à l'époque, et 5 ou 6 en surcapacité).

3.2 Les « prévisions » pour la France s'inscrivent dans un effort général de l'industrie et des agences nucléaires pour convaincre les dirigeants.

Voici les scénarios du développement de la capacité nucléaire mondiale établis par le CEA et l'AIEA (Agence Internationale de l'Energie Atomique) à l'horizon de 2025.

**Tableau 4 : Perspectives nucléaires mondiales à l'horizon 2025
(en GW : gigawatt électrique : 1000 MWe)**

Date de la prévision	1976-77	1979
CEA	5000	1800 - 3900
AIEA	2100 - 6000	1310 - 2800

Source : D. Finon

Si nous retenons le chiffre de 3000 GWe pour une prévision « raisonnable », cela signifie que le CEA et l'AIEA prévoyaient 3000 centrales électronucléaires en fonctionnement dans le monde en 2025 (en 2000, la capacité électronucléaire mondiale devrait être de 350 GWe).

Commentaires : Ces prévisions alimentaient évidemment l'argument de la rarification (ou de l'augmentation insupportable du coût) de l'uranium. Comme, en parallèle, les prévisions économiques montraient que le surgénérateur serait compétitif avec les centrales à eau ordinaire pour le prix du kWh, la solution proposée par les dirigeants du nucléaire paraissait indiscutable.

3.3 Trois pays furent particulièrement démesurés dans leurs prévisions concernant le développement des surgénérateurs : les Etats Unis, le Royaume-Uni et la France. Seule la France alla, comme nous l'avons vu, jusqu'à la « tête de série industrielle » avec Superphénix. Le tableau 5 compare ces prévisions pour le début des années 70 avant le premier choc pétrolier).

**Tableau 5 : Prévisions maximales d'installation de surgénérateurs d'ici 2000 dans
chacun des pays
(en GWe)**

	Royaume Uni	Etats Unis	France
Date de la prévision	1970	1974	1973
Nucléaire total	140	1200	158
Surgénérateurs	90	200	37

4. ERREUR STRATEGIQUE ET FAUTE INDUSTRIELLE

Mauvaise interprétation de la situation énergétique mondiale, refus d'un débat économique et politique sur les alternatives possibles, utilisation de prévisions scientifiques et sciemment exagérées, absence totale de prise en compte des coûts réels ; la responsabilité des dirigeants est énorme dans l'erreur stratégique majeure que fut la décision de construire Superphénix.

Cette erreur stratégique s'est doublée d'une faute industrielle extrêmement difficile à comprendre de la part de l'entreprise EDF. En effet, comment a-t-on pu décider en 1976 la construction de Superphénix, surgénérateur de 1200 MWe alors que la mise en service industriel (MSI) du prototype Phénix de 250 MWe ne datait que de juillet 1974 ? Le retour d'expérience était extrêmement faible.

Non seulement Superphénix représentait un saut en puissance supérieur à tout ce qui a pu être fait sur d'autres types de réacteurs mais on lançait sa construction sans savoir comment Phénix allait se comporter sur la durée.

Les nombreux accidents techniques de Phénix, puis de ceux de Superphénix, allaient montrer combien les choix fondamentaux pour la filière et notamment le choix du sodium comme réfrigérant représentaient un handicap difficile à surmonter pour le fonctionnement d'une centrale de grande puissance de production d'électricité.

Les leçons tirées de Phénix, aussi bien sur le plan des coûts que sur ceux de la fiabilité industrielle et de la sûreté nucléaire (rappelons que les baisses « intempestives » de réactivité n'ont toujours pas reçu d'explications) avaient très certainement conduit à modifier très profondément les options de base de la filière. Il n'est pas exagéré de dire que la décision prématurée de construire Superphénix a condamné pour longtemps le développement de la filière des réacteurs à neutrons rapides surgénérateurs.

VII

ARRET DEFINITIF - DEMANTELEMENT DES SURGENERATEURS

L'EXPERIENCE DE DOUNREAY AU ROYAUME-UNI*

1. LE SITE NUCLEAIRE DE DOUNREAY

Le site nucléaire de Dounreay, au nord de l'Ecosse, existe depuis 1955 ; il a été créé pour le développement des surgénérateurs. Les réacteurs surgénérateurs DFR (*Dounreay fast reactor*) et PFR (*Prototype fast reactor*) y ont été construits, ainsi que les installations de retraitement nécessaires à la récupération du plutonium à partir de combustibles usés. Le centre, sous la responsabilité de l'UKAEA (*United Kingdom Atomic Energy Authority*) emploie 1400 personnes (en 1997).

Les principales opérations sur le site sont :

- . le démantèlement des surgénérateurs DFR et PFR ;
- . le retraitement du combustible usé de PFR ;
- . l'exploitation des installations de gestion des déchets liés au retraitement ;
- . des activités diverses : retraitement du combustible du réacteur de recherche MTR (*Material test reactor*), fabrication d'éléments combustibles récupération d'uranium; destruction de sodium contaminé.

2. LE DEMANTELEMENT DE DFR

2.1. Le réacteur expérimental DFR est un des tous premiers surgénérateurs dans le monde : construit à partir de 1955, il a divergé fin 1959 et a été mis à l'arrêt définitif en mars 1977.

Tableau 1. Caractéristiques principales de DFR

Puissance thermique	65 MWth
Puissance électrique	14 MWe
Combustible du coeur	uranium enrichi métal
Fluide caloporteur	alliage sodium - potassium liquide
Production cumulée d'électricité	0,56 TWh (1)

(1) TWh : terawatt.heure : milliard de kWh.

La production d'électricité de 0,56 Twh correspond à un facteur de charge de 25%.

* un document très intéressant a été publié en avril 1997 par le Département de l'Energie des Etats Unis (USDOE) concernant le programme de démantèlement à venir du réacteur expérimental à neutrons rapides EBRII, à Argonne, Idaho (document disponible au service de documentation de WISE-Paris)

2.2. Le déchargement du combustible

Le combustible usé du coeur du réacteur (initialement uranium enrichi) a été déjà (début 1998) presque entièrement déchargé et retraité. Un assemblage fissile de trois « aiguilles » est encore bloqué à l'intérieur du réacteur (vingt ans après l'arrêt définitif).

23

Le combustible usé de la couverture (initialement uranium appauvri) n'a été qu'en partie déchargé. Environ les deux tiers de ce combustible est « coincé » dans le réacteur, après avoir été déformé durant l'irradiation (selon l'UKAEA). Le déchargement de ce combustible sera plus compliqué.

(le gonflement de certains aciers sous flux de neutrons, pouvant entraîner le blocage des combustibles dans le réacteur, est une découverte importante du programme DFR et a été très utile pour la conception des surgénérateurs suivants).

L'objectif est de décharger le restant du combustible avant 2003.

Alors que le combustible déchargé jusqu'à présent l'a été sous métal liquide, l'exploitant prévoit de décharger tout d'abord le métal liquide avant de décharger le combustible.

2.3 Récupération de l'alliage sodium-potassium liquide

Le fluide des circuits primaire et secondaire d'évacuation de la chaleur produite dans le réacteur DFR est constitué d'un alliage liquide de sodium et de potassium. Cet alliage est liquide aux conditions de température et de pression normales.

De même que le sodium liquide, cet alliage réagit violemment avec l'air et l'eau. Tous les circuits contenant ce fluide doivent être confinés sous atmosphère neutre (azote ou argon).

Le circuit secondaire a déjà été vidangé. L'alliage liquide a été incorporé dans une solution faiblement acide. Le liquide a été incorporé dans une solution faiblement acide. Le liquide résultant pourrait alors être décontaminé (il est faiblement contaminé) par résines échangeurs d'ion. Après décontamination, la solution aqueuse serait rejetée en mer.

Le circuit primaire (57 tonnes d'alliage liquide) est beaucoup plus contaminé, notamment en produits de fission (essentiellement césium 137 : 750 terabequerels) car il a été en contact avec le combustible nucléaire.

Le circuit n'a pas encore été vidangé. L'UKAEA prévoit la vidange avant 2003.

Une fois le circuit primaire vidangé, il persistera un résidu d'alliage liquide sur les parois internes du réacteur, qui présente un risque important d'incendie. L'UKAEA prévoit d'éliminer ce résidu avec un mélange de vapeur d'eau et d'azote.

Remarque : Le report de certaines opérations de démantèlement est souvent présenté comme une façon de réduire les coûts de ces opérations sur la base de l'augmentation financière par intérêts de provisions. Une autre raison avancée est le fait que les radionucléides à période de 10 ou 20 ans auraient le temps de réduire fortement leur activité, ce qui faciliterait les conditions du démantèlement.

L'UKAEA indique au contraire que le fait de reporter les opérations du démantèlement augmenterait les coûts car cela nécessiterait une surveillance pendant des périodes très longues et parfois des systèmes supplémentaires de surveillance.

Dans le cas de Dounreay, certaines installations n'ont d'autre objet que le traitement des déchets du démantèlement et devraient être mises sous cocon si celui-ci était différé.

3. ARRET DEFINITIF ET PROGRAMME DE DEMANTELEMENT DE PFR.

3.1. En 1966, les autorités du Royaume-Uni ont décidé de poursuivre le développement des surgénérateurs par la construction sur le site de Dounreay de la centrale nucléaire PFR, centrale à réacteur surgénérateur prototype de 250 MWe, comparable à Phénix, qui devait être le précurseur d'un surgénérateur de 1 000 MWe.

Tableau 2 : Caractéristiques principales de PFR

Puissance thermique	600 MWth
Puissance électrique	250 MWe
Combustible du coeur	oxyde mixte uranium-plutonium
Fluide caloporteur	sodium liquide (3 bouches de refroidissement)
Production cumulée d'électricité (1974 - 1994)	8,9 TWh

Le réacteur a divergé en février 1974.

L'exploitation à pleine puissance a commencé en février 1977.

Très rapidement sont apparus des problèmes avec les générateurs de vapeur entraînant des arrêts fréquents du réacteur (fuites dues à des soudures défectueuses, mauvaise conception mécanique).

Une modification des générateurs de vapeur en 1984 a amélioré la situation mais en 1987, quarante tubes de générateurs ont rompu ensemble, ce qui a entraîné l'arrêt d'urgence du réacteur. Une fuite d'huile d'une pompe dans le circuit primaire en 1991 a nécessité 18 mois de mise à l'arrêt.

PFR a été mis à l'arrêt définitif en mars 1994, suite à la décision du Gouvernement de mettre un terme à son financement. Le surgénérateur avait produit en vingt ans 8,9 milliards de Kwh, ce qui correspond à un facteur de charge de 20%.

3.2. Le programme de démantèlement de PFR

3.2.1. Le montage industriel

UKAEA a choisi le groupe industriel CDG (Controlled demolition group) comme réalisateur du démantèlement de PFR (CDG a déjà réalisé le démantèlement du réacteur de Berkeley en Grande Bretagne). CDG sous-traite certaines opérations ponctuelles à des entreprises de service.

Début 1998, CDG a déjà réalisé le démantèlement du circuit vapeur du surgénérateur : turbines et tuyauteries les reliant aux générateurs de vapeur.

3.2.2. Le déchargement des assemblages combustibles

Lors de l'arrêt du réacteur, le coeur contenait 80 assemblages de combustible uranium-plutonium, 34 assemblages d'uranium appauvri de la « couverture » fertile et 3 assemblages expérimentaux.

Le déchargement de ces assemblages a été réalisé en utilisant un barillet à vingt positions. Les assemblages sont stockés sous sodium durant la décroissance de leur puissance thermique (qui peut durer plus de 400 jours pour les assemblages les plus irradiés).

Les assemblages sont ensuite extraits du sodium liquide, nettoyés de tout sodium au jet de vapeur, puis stockés sous eau en attendant d'être retraités.

25

Le déchargement du coeur jusqu'au barillet était achevé en juin 1955. Tous les assemblages avaient été transférés dans les réservoirs de sodium liquide (IFC : irradiated fuel cave) à l'automne 1995. Le retraitement de tous les assemblages devrait être terminé avant 2000.

Chaque fois qu'un assemblage combustible a été retiré du coeur, il a été remplacé par un assemblage fictif. Ces assemblages conservent la même résistance au flux de sodium que lorsque le réacteur est chargé, ce qui permet de conserver le mode de chauffage (200°C) et de circulation (pompes primaires) du sodium liquide sans inconvénients.

3.2.3. La gestion du sodium

Une fois le combustible extrait du coeur, les risques nucléaires sont éliminés du réacteur. Par contre, pour les surgénérateurs, dont le liquide de refroidissement est généralement du sodium liquide, il y a encore des risques chimiques importants, de par la réactivité très importante de ce métal avec l'air ou l'eau. Toutes les opérations de traitement de sodium sont donc réalisées sous atmosphère inerte d'argon. Des difficultés sont attendues pour la récupération des flaques ou résidus de métal liquide situés dans des tuyauteries peu accessibles.

Le réacteur PFR contenait 1125 tonnes de sodium liquide dans les deux circuits de refroidissement. Avec les quantités de sodium et l'alliage sodium-potassium nécessaires à la maintenance et au fonctionnement d'installations annexes, la quantité d'alliage liquide atteint presque 1400 tonnes (cf. tableau 3).

Jamais une telle quantité de métal liquide n'a été retransformée en produits inertes. C'est la filiale NNC de GEC Alsthom qui a obtenu le contrat de gestion du métal liquide. Ce contrat est un des plus importants contrats de démantèlement signés au Royaume-Uni et est prévu de durer six ans. Il comporte la conception, la construction, l'exploitation et le démantèlement d'une installation qui récupérera la totalité du métal liquide du surgénérateur et le transformera en soude, afin de le rendre chimiquement inerte. Cette transformation se fait en deux étapes, suivant le procédé mis au point par le Commissariat à l'Energie Atomique pour le sodium du surgénérateur Rapsodie à Cadarache.

Tableau 3 Sodium et alliage sodium-potassium liquides du démantèlement de PFR

Origine	Quantité (tonnes)
sodium du circuit primaire	853
sodium du circuit secondaire	273,5
sodium de l'installation de stockage Irradiation Fuel Cave	61
Sodium de la citerne Tank Farm	50
Alliage sodium-potassium du DHR	11
Autres	127
TOTAL	1375,5

En 1995, la maintenance dans des conditions de sûreté appropriées de cette quantité de sodium coûta 3,1 millions de livres par an (29,7 millions de FF par an). Ce coût devait sûrement être dû à la facture de chauffage du sodium liquide qui nécessite d'être conservé à plus de 100°C pour ne pas se solidifier (l'alliage sodium-potassium est liquide dans des conditions normales de température et de pression).

Différentes solutions de transformation de cette quantité de sodium ont été étudiées par l'UKAEA, en fonction des délais avant transformation. Le tableau suivant indique l'estimation du coût de ces opérations.

Tableau 4 Coût des différents choix de transformation du sodium et de délais avant transformation

Transformation du sodium primaire	Transformation du sodium restant	Coût total (millions de FF)	Possibilité de variation du coût due aux aléas technologiques
Gestion immédiate	Gestion après celle du sodium primaire	212	+/- 25%
Gestion immédiate	Retarder gestion de 10 ans	278	+/- 30%
Gérer après 10 ans de stockage dans la cuve du réacteur	Gestion après celle du sodium primaire	582	+/- 40%
Gérer après 20 ans de stockage dans la cuve du réacteur	Gestion après celle du sodium primaire	1159	+/- 60%
Gérer après 10 ans de stockage sous forme solide dans installation annexe	Gestion après celle du sodium primaire	405	+/- 40%
Gérer après 20 ans de stockage sous forme solide dans installation annexe	Gestion après celle du sodium primaire	718	+/- 60%
Gérer après 80 ans de stockage sous forme solide dans la cuve réacteur	Gestion après celle du sodium primaire	2794	+/- 100%

Accident dû au sodium à Cadarache en France :

C'est durant une transformation de sodium liquide du surgénérateur expérimental de 40 MWth en soude qu'un dégagement non contrôlé d'hydrogène avait causé une explosion très violente à Cadarache le 31 mars 1994. Un des manipulateurs du CEA était décédé lors de la chute d'une dalle de béton soufflée par l'explosion. La réaction chimique avait été d'autant plus difficile à contrôler qu'il ne restait qu'un résidu d'une centaine de kilogrammes de sodium au fond d'une cuve qui en avait contenu 37 tonnes. Une des difficultés de cette transformation est le traitement des flaqes de métal liquide plus ou moins oxydé qui peuvent se trouver dans des parties peu accessibles aux tuyauteries.

Bibliographie

Ouvrages

- « **Le dossier électronucléaire** » : Syndicat CFDT de l'énergie atomique
Editions du Seuil -Collection Points Sciences
Paris-1980
- « **Les jeux de l'atome et du hasard** » : Jean-Pierre Pharabod, Jean-Paul Schapira
Editions Calmand-Levy -1988
- « **L'échec des surgénérateurs** » : Dominique Finon
Editions PUG (Presses Universitaires de Grenoble)
Grenoble-1989
- « **La France nucléaire, matières et sites** » : Mary Byrd Davis
WISE-Paris-1997
- « **Superphénix, pourquoi ?** » : Georges Vendryes
Editions Nucleon -Collection
1997
- « **La neutronique** » : Paul Reuss

Revue et documents

- Service de documentation de « WISE-Paris »
- Elec nuc, « les centrales nucléaires dans le monde » - CEA 1997 (publication annuelle)
- Revue « Contrôle » de la DSIN (Direction de la sûreté des installations nucléaires)
- Nucleonics Week
- Revue Générale Nucléaire
- La Gazette nucléaire (publication du GSIEN : Groupe des scientifiques pour l'information sur l'énergie nucléaire)
- Enerpresse
- Les nouvelles de l'Environnement