

# PLUTONIUM SUR RHÔNE

Super-Phénix, insécurité et incertitudes  
par le GSIEN-Grenoble



Syros

**PLUTONIUM SUR RHONE**

**Couverture : Jean-Pierre CAGNAT**

© Editions Syros - ISBN 2.90.1968.44.9  
Siège : 9, rue Borromée, 75015 Paris  
Rédaction : 1, rue Varenne, 75007 Paris.

**GSIEN-Grenoble**

# **PLUTONIUM SUR RHÔNE**

**Super-Phénix, insécurité et incertitudes**

**Syros**

Ce dossier a été réalisé par le Comité Universitaire et Scientifique Grenoblois pour l'Arrêt du Programme Nucléaire (C.U.S.G.P.A.P.N.) (\*) : ce comité regroupe des scientifiques et des économistes travaillant dans des laboratoires de Recherche des diverses universités grenobloises, du Centre national de la recherche scientifique (C.N.R.S.), du Centre d'Etudes Nucléaires de Grenoble, etc... Certains d'entre nous sont enseignants à l'Université, d'autres chercheurs au C.N.R.S., d'autres enfin occupent des postes de boursiers ou de contractuels au sein des divers organismes de recherche cités ci-dessus : à ce titre ils ne jouissent pas des mêmes garanties quant à leur emploi que les enseignants ou chercheurs titulaires. C'est ce qui explique la signature collective de cet ouvrage : certains des signataires risqueraient fort de se retrouver chômeurs si leur participation à ce travail était publiquement annoncée.

Branche grenobloise du G.S.I.E.N. (Groupement de Scientifiques d'Information sur l'Energie Nucléaire), nous cherchons depuis plusieurs années à développer un large travail d'information et de sensibilisation sur les problèmes posés par le recours à l'énergie nucléaire.

(\*) Adresse : B.P. 802 - 38035 Grenoble-Cédex  
C.C.P. : 1070 24 N Centre de Grenoble.

- QUELQUES REMARQUES AUTOCRITIQUES
- AVANT-PROPOS
- PARTIE I : PRESENTATION GENERALE

1. Les différents types de centrales
2. Les réacteurs nucléaires - Principes physiques
  - 2.1 Interaction neutron-noyau atomique
  - 2.2 Noyaux fissiles - Noyaux fertiles
  - 2.3 La réaction en chaîne
  - 2.4 Contrôle de la réaction en chaîne
3. Superphénix, un réacteur de type piscine
  - 3.1 Le cœur
  - 3.2 Le confinement
  - 3.3 Les circuits de refroidissement
4. Les risques liés à la conception et au fonctionnement
  - 4.1 La recompaction du combustible
  - 4.2 Décrire les codes de calcul
  - 4.3 L'évacuation de la puissance résiduelle
  - 4.4 Le cendrier
  - 4.5 Le sodium
  - 4.6 Les séismes
  - 4.7 Les chutes d'avion
5. Historique et accidents des surrégénérateurs dans le monde
  - 5.1 Les surrégénérateurs dans le monde
  - 5.2 Historique des principaux accidents

- PARTIE II : FONCTIONNEMENT DU SURREGENERATEUR ET RISQUES D'ACCIDENTS

1. A propos des accidents de dislocation du cœur
  - 1.1 Introduction
  - 1.2 Incertitudes concernant le déroulement de l'excursion nucléaire
  - 1.3 Incertitudes concernant l'interaction sodium/-combustible fondu
  - 1.4 Incertitudes concernant une recompaction éventuelle du combustible
  - 1.5 L'évacuation de la puissance résiduelle en ultime secours à partir d'un cœur intact
  - 1.6 Le cendrier
  - 1.7 Incertitudes concernant les déformations de l'en-  
ceinte et la tenue du confinement

2. Problèmes liés à l'utilisation du sodium dans les réacteurs surrégénérateurs à neutrons rapides
  - 2.1 Introduction
  - 2.2 Propriétés physiques du sodium source de phénomènes encore inexplorés
  - 2.3 Risques liés aux propriétés chimiques du sodium
  - 2.4 Manutention et transport
3. Risques liés aux séismes
  - 3.1 Généralités sur les séismes
  - 3.2 Ce qui est envisagé pour Superphénix
  - 3.3 Critiques à ce dossier
  - 3.4 Conclusion
4. Fonctionnement des circuits de sécurité du surrégénérateur de Malville.
  - 4.1 Introduction
  - 4.2 Organisation de l'arrêt d'urgence
  - 4.3 Quelques constatations venant à l'esprit après examen des systèmes de sécurité
  - 4.4 Conclusion
5. Vieillesse des alliages métalliques constituant le cœur du réacteur
6. Risques liés aux chutes d'avion.

Annexe : Problèmes du sûreté et procédures d'autorisation des réacteurs rapides refroidis au sodium de taille industrielle J. Hannaford et D.R.H. Fryer.

### Partie III – Le retraitement et le stockage des combustibles nucléaires irradiés dans le contexte du développement industriel d'une filière surgénératrice.

1. Les prévisions et la réalité du programme de retraitement français.
  - 1.1 Généralités
  - 1.2 Historique et prévision
  - 1.3 Les réalités du programme nucléaire français de retraitement.
2. Les dangers du retraitement pour l'environnement
  - 2.1 Les effluents radioactifs
  - 2.2 Impact des effluents sur l'environnement.
3. Transport des combustibles irradiés des surgénérateurs.

4. Conditionnement et stockage des déchets des surgénérateurs.

4.1

4.2 Le conditionnement

Le stockage

6. Situation internationale du retraitement des combustibles irradiés.

7. La situation française : conclusion

- PARTIE V : LES SURREGENERATEURS : UN CHOIX ECONOMIQUE TOTALEMENT INCERTAIN

1. Quels sont les arguments officiels en faveur des surrégénérateurs?

2. La compétitivité incertaine des surrégénérateurs

2.1 Le coût du kWh produit par les prototypes rapides-sodium

2.2 Le coût du kWh des surrégénérateurs de série.

3. La surévaluation des avantages des surrégénérateurs vis-à-vis des réserves mondiales d'uranium et de la dépendance française

3.1 Des ressources mondiales sous-estimées

3.2 Des besoins estimés de façon catégorique

4. Résumé de nos principales conclusions économiques

## QUELQUES REMARQUES AUTOCRITIQUES

Il est certain que le lecteur non averti trouvera au premier abord la lecture de ce dossier assez rébarbative du fait de la technicité de certains des arguments invoqués. Cependant, sur le terrain de la contestation scientifique sur lequel nous nous sommes placés, nous ne pouvions échapper à cette technicité. Nous avons néanmoins tenté de rendre notre argumentation accessible au plus grand nombre, mais nous avons conscience que, sur ce point nous ne sommes que très imparfaitement arrivés à nos fins.

L'ensemble des textes rassemblés ici souffre aussi d'un manque d'homogénéité du fait qu'ils ont été écrits par des groupes de personnes différents. On pourra sans doute relever certaines redites ou différences de présentation.

Il nous aurait fallu encore beaucoup plus de temps pour rendre ce livre plus homogène et attrayant. Malgré tout, nous avons choisi de publier ce document tel quel.

## AVANT-PROPOS

Le programme électronucléaire français se poursuit avec le même mépris de la population depuis la décision gouvernementale prise en comité restreint sans débat public ou parlementaire. Considérant l'importance de ce projet dans ses conséquences sociales, par le choix énergétique qui est fait, mais aussi par ses implications sur l'environnement, la sécurité de chacun, le type de rapports sociaux qu'il nécessite et conditionne, le Comité Universitaire et Scientifique Grenoblois pour l'Arrêt du Programme Nucléaire (C.U.S.G.P.A.P.N.) continue son travail d'information pour tenter de contrebalancer la propagande officielle.

Compte tenu de l'importance de l'enjeu, et persuadés que le pouvoir appartient à ceux qui détiennent l'information, il nous semble indispensable de développer le débat sur le choix de l'énergie nucléaire et toutes ses conséquences, certaines ou envisageables. L'attitude des pouvoirs publics face aux opposants au nucléaire est révélatrice du soutien qu'ils apportent aux constructeurs de centrales. On se souvient de la violence avec laquelle la police a « défendu » l'accès du site de Malville, entraînant la mort d'un manifestant. On peut constater régulièrement avec quel mépris sont traités les résultats d'« enquête d'utilité publique » sur l'implantation de centrales. Résultats qui lui sont généralement hostiles. On comprend alors la difficulté à populariser les thèses des opposants au nucléaire.

De par notre situation professionnelle, nous avons voulu apporter une contribution scientifique au débat. Mais, conscients de certaines ambiguïtés qui pourraient apparaître sur notre rôle, nous tenons à préciser comment nous nous situons : comme scientifiques et comme citoyens.

### **Chercheurs scientifiques face au nucléaire**

Comme chercheurs, nous disposons d'une formation scientifique et de moyens pratiques qui nous facilitent l'accès à la physique et à la technologie du nucléaire. La pluridisciplinarité de notre groupe nous permet d'analyser des aspects aussi variés, mais également importants, que sont par exemple : les effets des radiations, les évaluations statistiques des risques ou la rentabilité économique pour ne citer qu'eux.

Le travail d'information que nous nous sommes fixé, pour nous qui ne sommes pas directement impliqués dans la réalisation des centrales nucléaires, est essentiellement à base de contacts et de recherche bibliographique et nécessite une documentation, dont l'accès n'est pas, en général, facile au « grand public ». Nous avons cette facilité d'accès et c'est pourquoi nous

affirmons, sans prétendre exercer une expertise, avoir la possibilité de critiquer le programme électronucléaire dans ses aspects scientifiques. Nous rappelons et montrons que, contrairement à une idée trop répandue, les points de vue des spécialistes peuvent être contradictoires et quand bien même ils seraient uniques, ils ne restent pas moins limités à un aspect technique. Si les spécialistes peuvent affirmer qu'une technique est au point, ils ne peuvent prétendre qu'elle soit socialement bonne. En fait la décision de promouvoir le programme nucléaire a été politique.

Nous affirmons qu'il existe une responsabilité collective des scientifiques dans le développement technologique en général. Il est naïf de toujours présenter la recherche scientifique comme neutre, comme si l'utilisation des découvertes ne dépendait plus d'elle. Il suffit pour s'en convaincre de considérer l'origine des crédits alloués à la recherche. Les mécènes n'existent plus de nos jours ! Quant aux organismes de recherche, leur structure hiérarchisée et centralisée montre combien ils sont à l'image de notre société et explique pourquoi leur direction ne peut être qu'inféodée au pouvoir politique. On comprend alors la nécessité d'une information publique indépendante des directions scientifiques et il n'y a rien d'étonnant à ce que nos propos puissent être différents du discours des scientifiques patentés du C.E.A. ou de l'E.D.F.

Nous tenons, de plus, à nous désolidariser nettement de certains scientifiques, généralement haut placés dans la hiérarchie, qui utilisent comme alibi leur titre de scientifique pour promouvoir les positions officielles.

Travaillant dans les laboratoires de recherche, nous savons à quel point la recherche est cloisonnée en spécialités de plus en plus nombreuses. Nous ne pouvons qu'être très critiques à l'égard de ceux qui, au nom d'une spécialisation scientifique, garantissent par exemple la sûreté du nucléaire ou affirment sa nécessité économique.

Ces considérations montrent bien les limites du scientifique par rapport au choix de société que nécessite le programme nucléaire. Mais nous sommes aussi des citoyens et, à ce titre, avons aussi une opinion. Notre engagement tient compte de ces deux aspects, citoyen et scientifique, qui ne sont pas dissociables. C'est pourquoi nous dénonçons les partisans du nucléaire qui prétendraient prendre position uniquement au nom d'une illusoire « objectivité scientifique ».

Quant à nous, il nous incombe de faire ce travail de documentation scientifique que nous sommes professionnellement habitués à faire. Et nous considérons même que cette critique du nucléaire pourrait faire partie intégrante de notre travail professionnel.

## **Motivations diverses de notre lutte antinucléaire**

Indépendamment des questions et critiques que nous voulons poser sur la technique du nucléaire et que nous développons tout au long de ce livre, il nous semble utile de citer quelques-unes des motivations qui nous ont poussés à nous engager contre le programme électronucléaire français.

Certains peuvent bien parler de la « société du nucléaire ». Ceci montre bien qu'il ne s'agit pas uniquement d'une technique de pointe comme une autre. Cette technique est intimement liée à l'existence de sociétés industrielles multinationales et à des concentrations énormes de capitaux. La mise au point du programme nucléaire français impose une société fortement centralisée pour sa réalisation et son contrôle. Il s'agit d'un pas de plus vers une plus grande concentration économique et politique du pouvoir. Tout ceci est bien éloigné de ce que beaucoup souhaitent, voire même de ce qui nous est promis lors des campagnes électorales : une société où les rapports ont des dimensions humaines et où l'individu participe aux choix.

Un problème très important que soulève le développement « tous azimuts » dans le monde, de l'industrie nucléaire civile est, justement, son lien fondamental avec le nucléaire militaire. La prolifération des centrales électronucléaires et des usines de retraitement du combustible constitue le moyen le plus efficace de procurer la bombe atomique à toutes les armées du monde. Il faut savoir que la production d'électricité d'origine nucléaire pour quelques pays nantis est à ce prix, contrairement aux grands équipements qui marquèrent notre siècle, notamment le train qui fut lancé dans les campagnes de France équipé de freins puissants. Ce n'est pas le cas du programme nucléaire français ! Le programme électronucléaire est lancé sans qu'il y ait de consensus scientifique et technique, laissant en suspens la solution d'importants problèmes techniques, avec l'espoir que les générations futures les résoudreont. Il est de plus contestable que ce progrès technique s'accompagne d'un progrès social.

Avec l'industrie nucléaire, c'est le gigantisme technologique qui continue à se développer. Il correspond à des appareils d'Etat de plus en plus vastes et compliqués et en même temps le pouvoir se concentre entre les mains d'un nombre de personnes de plus en plus réduit, lesquelles sont de moins en moins contrôlées.

Certains se demandent même si les hommes qui sont investis de pouvoirs à la tête de ces grands organismes et institutions les contrôlent réellement. Ne sont-ils pas que les marionnettes imposant aux citoyens la logique de ces appareils ?

Si l'on songe de plus à la griserie qui envahit fréquemment, tant les acteurs que les spectateurs des grandes réalisations techniques (grand paquebot, supersonique, centrale de milliers de mégawatts, ogive nucléaire...) – on parle fréquemment d'époque nucléaire – on peut s'inquiéter de l'importance que prend l'irra-

tionnel dans le « choix » de telles réalisations. Cet élément passionnel rend plus difficile le débat calme et démocratique.

Ces considérations justifient la démarche d'un grand nombre d'entre nous, exigeant un légitime moratoire qui permettrait un débat démocratique, sur la base d'une enquête scientifique approfondie, indépendante des promoteurs du projet électronucléaire. Les grandes réalisations de la société industrielle provoquent des mutations sociologiques que la conscience collective appréhende mal. L'industrie nucléaire par sa complexité et ses implications techniques, sociologiques et politiques accroît la difficulté de cette appréhension.

Ces mutations intempestives, coupées de tout projet conscient, constituent pour beaucoup de graves menaces à un certain art de vivre en harmonie avec le milieu. La population éprouve de plus en plus un sentiment d'impuissance face au mouvement de la société, auquel il est important de faire face; et il est d'autant plus important de développer toutes les initiatives possibles luttant contre cette passivité. Nous souhaitons y participer.

# **Partie I**

## **Présentation générale**

# I - PRESENTATION GENERALE

## 1. LES DIFFERENTS TYPES DE CENTRALES ELECTRIQUES

On distingue aujourd'hui trois grands types de centrales électriques : les centrales hydrauliques, thermiques ou nucléaires.

Dans toutes ces centrales, les générateurs d'énergie électrique sont des alternateurs entraînés par la rotation de turbines. A la sortie de la centrale, l'énergie électrique est récupérée sous forme de tensions alternatives (50 Hz ou 60 Hz) très élevées. Les alternateurs sont reliés au réseau de distribution haute tension par l'intermédiaire de transformateurs.

Ainsi, ce qui caractérise une centrale c'est ce qui se passe en amont de la turbine dans le cycle de production de l'énergie électrique.

Dans les centrales hydrauliques, la rotation des turbines est entretenue par une chute d'eau le plus souvent artificiellement créée par un barrage.

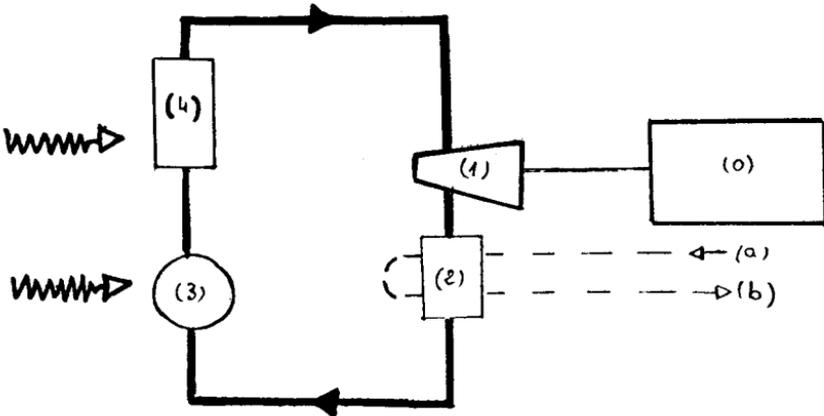


Schéma 1

- Circuit fermé eau-vapeur
- - - Circuit de refroidissement du condensateur
- ⚡ Apport de chaleur
- a) entrée eau froide
- b) sortie eau chaude
- (0) alternateur
- (1) turbine
- (2) condenseur
- (3) générateur de vapeur
- (4) surchauffe de la vapeur d'eau

**Schéma de principe d'une centrale nucléaire avec réacteur à uranium enrichi et eau sous pression. (PWR)**

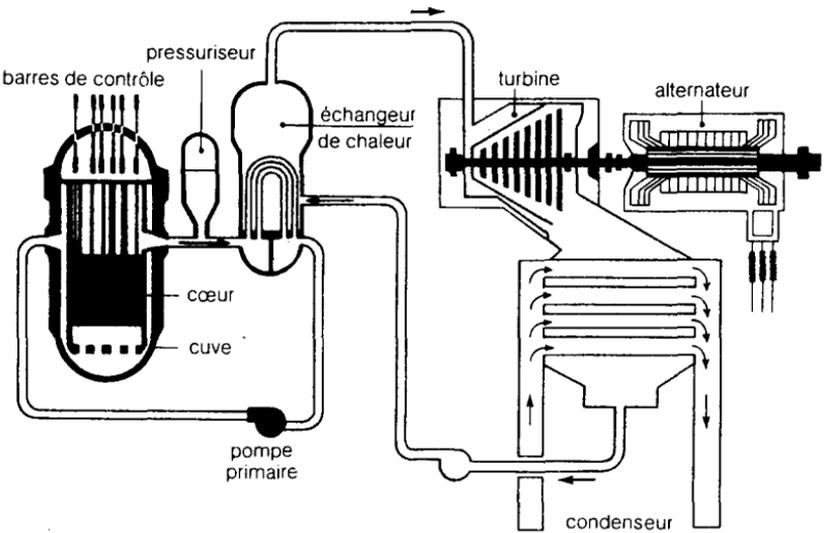


schéma 2

C'est le mode de production de l'énergie thermique nécessaire à la vaporisation de l'eau et la surchauffe de la vapeur qui différencie la centrale thermique de la centrale nucléaire.

Dans la chaudière d'une centrale thermique brûle un combustible fossile : charbon, lignite, fuel-oil, gaz. Les canalisations du circuit fermé eau-vapeur traversent directement la chaudière et l'échange de chaleur se fait en son sein. Ainsi c'est une réaction chimique particulière, la combustion, qui est à l'origine de la production de chaleur.

Dans une centrale nucléaire (schéma 2) la chaleur est due à une réaction nucléaire : la fission atomique, qui se produit au cœur du réacteur. Par analogie avec la centrale thermique on peut comparer le réacteur nucléaire à la chaudière et le cœur à son foyer. La matière fissile est alors appelée combustible nucléaire. Mais pour des raisons que nous détaillerons plus loin, les canalisations du circuit fermé eau-vapeur ne peuvent pas pénétrer directement dans le cœur. Il est donc nécessaire de « transporter » la chaleur du cœur du réacteur vers le circuit fermé eau-vapeur le plus souvent situé totalement à l'extérieur du réacteur.

Ce transport est assuré par un autre circuit fermé, celui dit du fluide caloporteur (un gaz ou un liquide) dont la circulation peut être activée au moyen de soufflante ou de pompe et qui cède sa chaleur au circuit eau-vapeur au niveau d'un échangeur.

Pour différencier maintenant les filières formant la famille des centrales nucléaires il est nécessaire de détailler auparavant quelques principes physiques liés au fonctionnement d'un réacteur nucléaire.

## 2. LES REACTEURS NUCLEAIRES - PRINCIPES PHYSIQUES

### 2.1. INTERACTION NEUTRON-NOYAU ATOMIQUE

Lorsque les noyaux atomiques (1) sont soumis à un flux de particules élémentaires appelées neutrons, noyaux et neutrons peuvent interagir de plusieurs façons :

- Soit le neutron est diffusé par le noyau. On peut illustrer cette interaction par une « collision » qui, entre autre, ralentit plus ou moins le neutron. Le noyau « modère » le neutron et cette modération est d'autant plus efficace que la masse du noyau est faible. Ainsi le carbone (graphite) est un meilleur modérateur que l'uranium.

Un neutron rapide qui a une vitesse de l'ordre de 2 000 km/s, s'il se propage dans un milieu modérateur efficace devient rapidement thermique (2) avec une vitesse de l'ordre de 2 km/s.

- Soit le neutron est absorbé par le noyau. Cette absorption peut alors se traduire :

● par une capture du neutron et le noyau se transforme ainsi en un noyau plus lourd (3);

● ou par une fission du noyau en d'autres noyaux plus légers accompagnées entre autre d'émission d'un ou plusieurs neutrons et d'un grand dégagement de chaleur.

Chacun de ces événements (diffusion, capture, fission) se réalisera avec une **probabilité** qui dépend :

- pour un noyau donné de la vitesse du neutron incident,

- pour un neutron d'énergie donnée, de la nature du noyau cible.

L'énergie (la vitesse) des neutrons incidents joue donc un rôle important sur le mode d'interaction neutron-noyau.

La grandeur physique liée à cette probabilité d'événement est appelée section efficace.

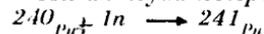
(1) Un noyau est caractérisé par son nombre de charges (ou de protons) et son nombre de masses (protons + neutrons). Tous les noyaux isotopes d'un même élément ont même nombre de charges (donc même nombre de protons) mais pas même nombre de masses (donc pas même nombre de neutrons). Pour caractériser un isotope on fait donc suivre le nom de l'élément de son nombre de masses. Ainsi l'élément uranium a plusieurs isotopes tous constitués de 92 protons mais l'uranium 238 possède 238-92 : 146 neutrons tandis que l'uranium 235 n'en possède que 143 (on écrit également

${}_{92}^{238} \text{U}$ ,  ${}_{92}^{235} \text{U}$ ).

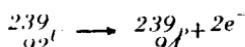
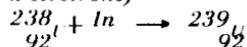
(2) Les neutrons lents sont dits « thermiques » parce que leur énergie cinétique moyenne est égale à l'énergie d'agitation thermique des noyaux diffusants qui les ont ralentis.

(3) Ce nouveau noyau lourd peut-être :

- soit un noyau isotope de l'élément initial



- soit un noyau d'un autre élément à la suite d'une radioactivité (émission d'électrons)



On trouve sur la figure 1 les variations de section efficace de fission ou capture en fonction des énergies de neutrons incidents exprimées eV (électron-Volt) pour plusieurs noyaux ( $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ). On trouve également sur cette figure les spectres des neutrons (répartition du nombre de neutrons incidents en fonction de leur énergie) dans un réacteur thermique ou dans un sur-régénérateur. Ces spectres montrent que dans un cas les neutrons incidents ont une énergie moyenne de l'ordre de 0,05 eV et dans l'autre cas de  $10^5$  eV.

## 2.2. NOYAUX FISSILES - NOYAUX FERTILES

Pour la plupart des noyaux lourds ( $^{238}\text{U}$ , par exemple) la section efficace (ou probabilité) de fission d'un noyau cible n'existe que si l'énergie du neutron incident est supérieure à un seuil propre au noyau considéré.

Pour d'autres noyaux (comme  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ) la fission est probable et même fortement probable quelle que soit l'énergie du neutron incident. Ces noyaux sont alors dits fissiles.

Ceci peut se vérifier sur la figure 1 où l'on voit notamment que l'énergie seuil pour  $^{238}\text{U}$  est de l'ordre de 1 MeV ( $10^6$ eV).

Lorsque la capture d'un neutron par un noyau donne lieu à la création d'un nouveau noyau qui lui est fissile, le noyau initial est dit fertile. Ainsi la capture d'un neutron par un noyau  $^{238}\text{U}$  conduit à la formation d'un noyau de Plutonium 239 (3).

La plupart des combustibles nucléaires sont un mélange de matière fissile et de matière fertile. C'est le cas de l'uranium naturel qui est principalement un mélange de deux isotopes Uranium 235 (0, 7%) et Uranium 238. Si on augmente le pourcentage d'Uranium 235 on obtient l'uranium dit enrichi.

## 2.3. LA REACTION EN CHAÎNE

Une caractéristique importante de la fission est qu'elle s'accompagne le plus souvent d'une émission d'un ou plusieurs neutrons de **grande énergie** (environ 2,5 en moyenne pour les noyaux fissiles).

Une fois la fission amorcée, la réaction peut se propager de proche en proche pour d'autres noyaux fissiles à un rythme qui peut être stationnaire, mais qui peut également s'emballer ou décroître.

L'emballlement se produit si les neutrons émis lors d'une fission produisent plus d'une nouvelle fission. Il est favorisé si l'on est en présence de matière fissile très condensée comme dans une Bombe A !

Si par contre les noyaux fissiles sont dispersés au sein de

noyaux capables de capter des neutrons, la réaction peut s'éteindre :

- si la concentration en matière fissile est trop faible,
- si le volume du combustible est trop petit et favorise ainsi l'échappée des neutrons.

Le régime stationnaire, c'est-à-dire le maintien dans le temps d'un nombre constant de fissions est donc obtenu en jouant sur l'équilibre entre neutrons émis et neutrons annihilés par capture, ou fuite.

Deux voies sont alors possibles pour la réalisation de réacteurs, ceux à neutrons thermiques et ceux à neutrons rapides.

### Réacteurs à neutrons thermiques

Lorsque l'on examine la figure 1 on constate que la probabilité de fission est plus grande pour  $^{235}\text{U}$  avec des neutrons thermiques qu'avec des neutrons rapides.

On peut ralentir les neutrons en disposant le combustible dans un milieu très modérateur, carbone, eau lourde, eau légère par exemple.

Si l'on utilise de l'uranium naturel qui contient 0,7 % d'isotope 235 on doit observer une « économie de neutrons » très stricte c'est-à-dire en perdre le moins possible par capture. Il faudra utiliser un modérateur de très grande qualité : eau lourde (filière canadienne C.A.N.D.U.) ou carbone (ex-filière française graphite gaz). Pour éviter le recours à ces modérateurs il faut enrichir en uranium 235, les pertes par capture seront alors moins graves puisque la concentration en matière fissile est plus grande. C'est la filière à eau légère où l'enrichissement peut atteindre 3 %.

Tous ces réacteurs produisent du plutonium par capture neutronique due à l'uranium 238 (3) mais si les réacteurs à uranium naturel produisent plus de plutonium que les réacteurs à eau légère, cette quantité reste en général insuffisante pour envisager un fonctionnement en surrégénérateur.

### Réacteurs à neutrons rapides

Lorsqu'on ne ralentit pas les neutrons la probabilité de fission est plus faible (voir figure 1). Il faut donc pour entretenir la réaction en chaîne utiliser du combustible très enrichi en matière fissile. Il faut aussi disposer ce combustible dans un milieu qui ne ralentisse pas les neutrons.

Cette filière peut être **surrégénératrice** c'est-à-dire que l'on peut espérer **fertiliser plus de noyaux d' $^{238}\text{U}$**  que l'on casse de noyaux (de  $^{239}\text{Pu}$ , d' $^{235}\text{U}$  ou encore en plus faible nombre d' $^{238}\text{U}$  fissile aux neutrons rapides). C'est à cette filière qu'appartient Phénix à Marcoule et Super Phénix à Creys-Malville.

Le plutonium s'avère alors être la meilleure matière fissile car pour envisager la **surrégénération** il faut que le nombre de neutrons émis par la fission d'un noyau soit au moins supérieure à 2

(1 qui doit engendrer une autre fission, 1 autre qui doit fertiliser un noyau fertile) et ceci sans tenir compte des pertes par fuite. C'est en effet le plutonium, qui pour des neutrons rapides est le plus « productif » de nouveaux neutrons comme on le voit dans le tableau comparatif suivant.

Neutrons	Energie	$^{234}\text{U}$	$^{235}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$
Thermiques	$25.10^{-3}$ eV	2,31	2,08	2,03
Intermédiaires	$10^4$ eV	2,14	1,8	1,9
Rapides	$2.10^6$ eV	2,5	2,24	2,74

Mais plusieurs facteurs peuvent influencer sur le maintien ou non du régime stationnaire. Une variation de température, une modification de la composition du combustible ( $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ) peuvent déséquilibrer très rapidement la réaction et le problème de son contrôle est important.

#### 2.4. CONTROLE DE LA REACTION EN CHAÎNE

Nous donnons ici quelques définitions qui peuvent être utiles par la suite, notamment en partie II pour un lecteur non averti.

##### a) Coefficient de multiplication $k$

Le rapport  $k$  du nombre de neutrons créés par unité de temps (par seconde) ou nombre de neutrons disparaissant par unité de temps (par fuite hors du cœur ou capture) est appelé coefficient de multiplication.

Si  $k < 1$  la réaction en chaîne s'arrête

Si  $k = 1$  on est en régime stationnaire

Si  $k > 1$  la réaction en chaîne s'emballe.

##### b - Coefficient de réactivité

La réactivité est définie par

$$\rho = \frac{k-1}{k}$$

Si  $\rho < 0$  la puissance décroît

Si  $\rho = 0$  la puissance est stable

Si  $\rho > 0$  la puissance croît.

##### c - Criticité

Si  $k = 1$ ,  $\rho = 0$  le réacteur est dit critique, sous-critique si  $k < 1$ , sur-critique si  $k > 1$ .

#### d - Neutrons retardés

Pour contrôler la réaction en chaîne, il faut pouvoir introduire (ou sortir) rapidement dans le cœur du réacteur une matière ayant un grand pouvoir absorbant pour les neutrons (bore, cadmium). Dans le cas des réacteurs à neutrons rapides le temps séparant 2 générations successives de fissions est très court :

$10^{-3}$  à  $10^{-1}$  seconde pour les neutrons thermiques

$10^{-6}$  à  $10^{-7}$  seconde pour les neutrons rapides.

Le temps d'intervention pour contrôler la réaction et éviter l'emballement est cependant accru par le fait qu'une faible fraction  $\beta$  des neutrons ne sont pas émis au moment même de la fission mais un peu plus tard, par radioactivité neutronique des produits de fission.

= 2,1/1000 pour  $^{239}\text{Pu}$

= 6,5/1000 pour  $^{235}\text{U}$

Ces neutrons dits **retardés** sont émis en fait avec quelques secondes à quelques dizaines de secondes de retard sur les neutrons dits **prompts** émis au moment même de la fission.

Les neutrons prompts comme les neutrons retardés sont des neutrons rapides.

#### e - Seuil prompt critique

Tant que le coefficient de multiplication  $k$  est maintenu inférieur à un seuil :  $1 + \beta$ , la réaction en chaîne est contrôlable mais dès qu'il dépasse ce seuil dit **prompt critique** la réaction en chaîne s'emballe de manière incontrôlable.

On peut alors comparer le temps nécessaire au doublement de la puissance pour un réacteur à neutrons thermiques dont la matière fissile est de l'Uranium 235 et pour un réacteur à neutrons rapides utilisant du Plutonium 239, lorsque le coefficient de multiplication croît :

k	réacteur à neutrons lents	réacteurs à neutrons rapides
1.001	55 secondes	28 secondes
1.002	23 secondes	9 secondes
1.004	7 secondes	$230 \times 10^{-6}$ secondes
1.008	1 secondes	$16 \times 10^{-6}$ secondes

On voit que l'utilisation des neutrons rapides accroît considérablement la difficulté de contrôle.

#### f - Le dollar

L'importance des neutrons retardés est telle que les changements de réactivité sont exprimés dans une unité curieuse, le dollar : un changement de réactivité égal à  $\beta$  est posé égal à 1 dollar (\$). Il s'agit là d'un chiffre critique qu'il ne vaut mieux pas dépasser.

## **g - Les réacteurs rapides intrinséquement plus sensibles**

Les réacteurs à neutrons thermiques ne peuvent pas vraiment s'emballer. Toute modification de géométrie fait baisser la réactivité. Une élévation excessive de température a tendance à faire partir le modérateur donc à faire diminuer la réactivité. De ce point de vue un réacteur à neutrons thermiques est plus sûr.

Il n'en est pas de même des réacteurs à neutrons rapides, très « critiques ». Une modification de géométrie du cœur (compaction) peut faire atteindre le seuil prompt critique. Il en est de même si l'on vide le cœur de son sodium (liquide caloporteur). Divers effets s'opposent.

### **1. L'Effet Doppler**

Lorsque la température de la matière fissile croît la probabilité de capture de neutrons par le combustible s'accroît plus vite que s'accroît la probabilité de fission. Cet effet est favorable pour la sûreté puisque toute augmentation de réactivité accroît la température, ce qui a pour conséquence de réduire la réactivité et de stabiliser la réaction. Cet effet est très rapide.

Pour Super-Phénix le coefficient a pour valeur :

$$\Lambda = T \, dk/dt = - 0,008$$

On pourrait accroître encore cet effet par addition d'une certaine quantité de modérateur (BeO par exemple) mais cela aurait des conséquences sur le coût du réacteur et le taux de surrégénération éventuel. On prend donc le risque de ne pas le faire...

### **2. Coefficient d'expansion**

Lorsque le cœur s'échauffe il a tendance à se dilater ce qui a pour conséquence une réduction de réactivité (le combustible est moins concentré). Cet effet est bien sûr beaucoup moins rapide que le précédent et peut n'avoir qu'un rôle atténué lors de transitoires très rapides de puissance : la température du combustible peut croître beaucoup plus vite que celle des structures du cœur et du sodium. Le dessin de Super-Phénix : cœur non cerclé, présence de plaquettes, accentue le coefficient d'expansion. Cependant on a noté que ce qui peut paraître un accroissement de sécurité d'un côté peut jouer de l'autre un rôle défavorable : le non blocage des assemblages pouvant permettre une compaction radiale et par suite un accroissement moyen de réactivité (dans l'éventualité d'un tremblement de terre par exemple).

### **3. Coefficients de vide sodium**

Lorsque le sodium quitte le cœur, la réactivité change pour les raisons suivantes :

a) le sodium absorbe un peu les neutrons. De ce point de vue l'enlever peut réduire le nombre de captures par rapport au nombre de fissions et donc **accroître la réactivité**;

b) le sodium ralentit les neutrons. Enlever le sodium accroît donc la « rapidité » (l'énergie moyenne) des neutrons et, si le combustible est du plutonium, **accroît la réactivité**;

c) à la périphérie du cœur, le sodium agit un peu comme un réflecteur : les chocs des neutrons sur les atomes de sodium peuvent renvoyer ces neutrons dans le cœur. Par suite, de ce point de vue, enlever le sodium du cœur augmente la fuite des neutrons hors du cœur donc fait **baisser la réactivité**;

d) le bilan de ces effets sodium contradictoires n'est pas favorable à la sûreté. Pour Super-Phénix vider le cœur de sodium entraîne une insertion de réactivité de 5 \$ (contre 2,5 \$ pour le réacteur américain de Clinch River). Et si l'on ne vide que la partie centrale du cœur, l'insertion de réactivité peut être encore plus importante (l'effet c ne joue qu'à la périphérie du cœur).

#### 4. Bilan global

L'effet Doppler comme les effets d'expansion procurent une certaine stabilité au réacteur. Cette assurance disparaît cependant dès que le sodium est susceptible d'atteindre son point d'ébullition et que le cœur peut être ainsi vidé de sodium liquide. Ni l'effet Doppler, ni les coefficients d'expansion ne peuvent alors contrecarrer l'effet de vide et l'excursion prompte critique ne peut être évitée si les barres ne sont pas tombées.

### 3. SUPER-PHENIX UN REACTEUR DE TYPE PISCINE

Nous allons détailler ici les diverses parties constituantes les plus importantes du surrégénérateur Super-Phénix mais tout d'abord un premier schéma simplifié permet de situer chacune de ces parties (schéma 3).

Soulignons de suite que le transport de chaleur du cœur vers le générateur de vapeur se fait par l'intermédiaire de 2 circuits fermés de sodium. Le circuit primaire qui baigne le cœur et de ce fait contient du sodium activé (rendu radioactif) et le circuit secondaire qui amène du sodium moins activé hors de l'enceinte proprement dite du réacteur.

Dans chaque circuit le sodium circule sous l'action de pompes et l'échange de chaleur entre les 2 circuits se fait au niveau des échangeurs intermédiaires.

On distingue deux types de réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium : les réacteurs du type « boucle », les réacteurs du type « piscine ».

Dans les réacteurs de type boucle (SNR 300 en Allemagne, BN 500 en URSS, FFTF et projet Clinch River aux USA) les pompes primaires comme les échangeurs intermédiaires sont extérieurs à la cuve.

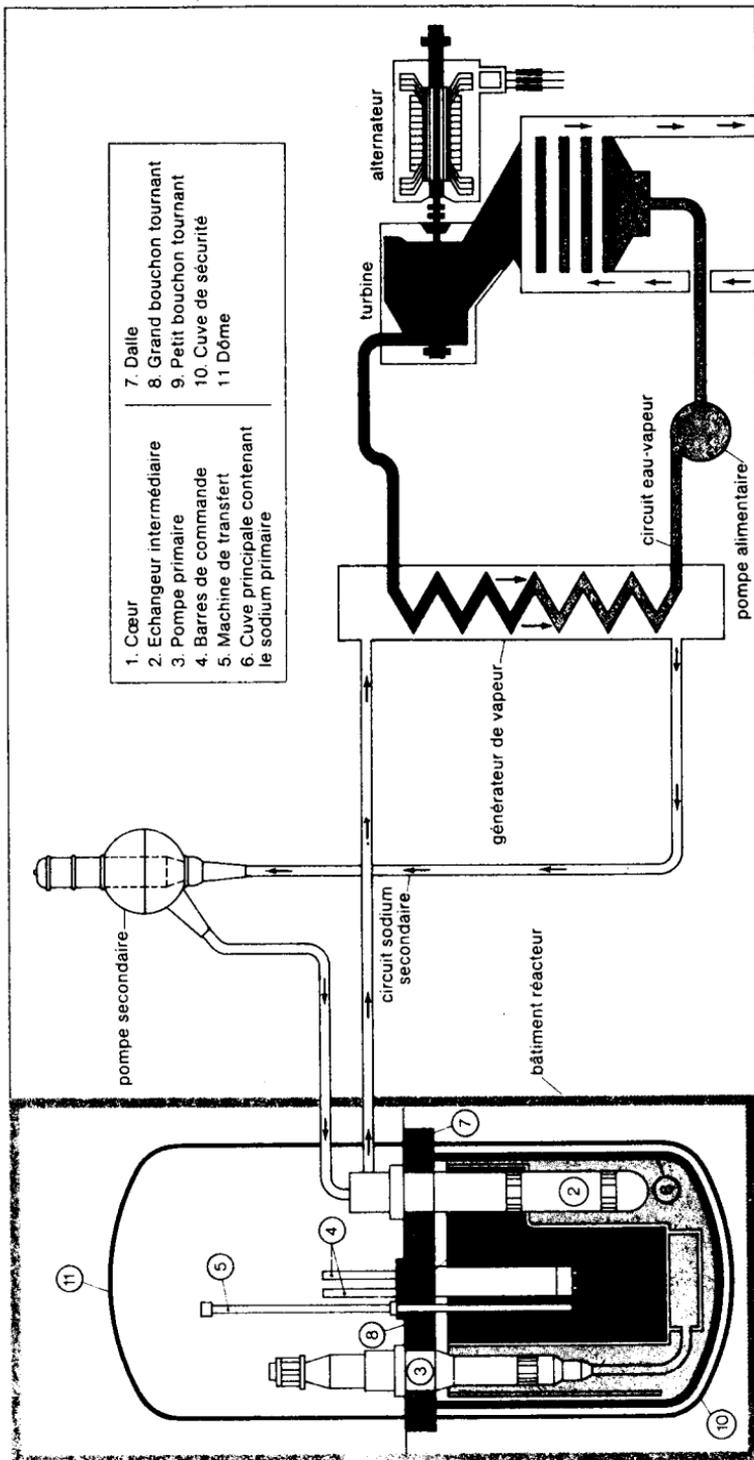


Schéma 3 : Schéma d'un réacteur à neutrons rapides comportant deux circuits de sodium

Dans les réacteurs de type piscine (Phénix et Super-Phénix en France, PFR en Grande-Bretagne, BN 600 en URSS, EBR I et II aux USA) tous les composants du circuit primaire sont dans la cuve.

Les avantages et inconvénients de chaque type semblent partagés.

### 3.1. LE CŒUR

Le cœur du réacteur est le lieu du déroulement de la réaction en chaîne et de la production de chaleur. C'est dans le cœur aussi que sont susceptibles de se développer les accidents les plus graves. Nous en ferons une description assez détaillée.

Au centre du cœur se trouve le combustible ou matière fissile : principalement du plutonium. A la périphérie axiale et radiale, la matière fertile propre à la surrégénération est présente également pour éviter les fuites neutroniques. Enfin le tout est entouré d'assemblages et de rondins d'acier qui forme la P.N.L.

Les matières fissiles et fertiles sont des pastilles cylindriques enfermées dans de longues aiguilles de 3 m environ de long, regroupées au sein d'assemblages de section hexagonale d'environ 5 m de long (appelée encore élément d'assemblage, on trouve représentée l'une de ces aiguilles sur le schéma 5 bis dans le cas d'un assemblage combustible). On charge (ou décharge) le réacteur en introduisant (ou en retirant) ces assemblages par le haut du réacteur. De même des assemblages d'aiguilles contenant une matière fortement absorbante peuvent être introduites dans le cœur pour ralentir ou même stopper la réaction en chaîne : ce sont les barres de contrôle.

#### 1/La matière fissile : le combustible

Le combustible neuf (non irradié) est constitué d'un mélange d'oxyde d'uranium  $UO_2$  et d'oxyde de plutonium  $PuO_2$ . Lorsque ce combustible « brûle » sa composition varie avec notamment l'apparition des produits de fission, la transformation d'Uranium 238 en Plutonium 239 et aussi la production par captures successives des transuraniens.

**L'URANIUM** : c'est de l'uranium naturel, c'est-à-dire le mélange des isotopes 238, 235, 234 dans les proportions respectives de 99,274 %, 0,72 %, 0,006 %. Tous ces isotopes sont fissiles lorsqu'ils sont frappés par des neutrons rapides; mais il y a aussi beaucoup de captures conduisant notamment à la production de plutonium 239.

Pour la fission d'un noyau de :	le nombre de captures est de :
U 238	7
U 235	5
Pu 239	0,35
Pu 240	1,4
Pu 241	0,2

**Tableau 2 :** « efficacité » comparée des divers isotopes d'uranium et de plutonium, sous l'action d'un flux de neutrons rapides

**LE PLUTONIUM :** c'est le combustible principal. La composition isotopique indiquée tableau 3 nous montre que l'isotope 239 n'est pas seul.

Isotope	Pu239	Pu240	Pu241	Pu242
%	75,2	21,4	2,9	0,5

**Tableau 3 :** composition isotopique du plutonium de Super-Phénix.

Les isotopes 239 et 241 sont de très bons matériaux fissiles. Cela apparaît dans le tableau 2. Cependant l'isotope 241 est très peu abondant. L'isotope 240 lui est plutôt néfaste : il capture plus souvent des neutrons qu'il ne se brise sous leur impact.

## 2/La matière fertile

La partie centrale du cœur (matériau fissile) est entourée du matériau fertile. Il s'agit d'oxyde d'uranium naturel appauvri (cet uranium ne contient en effet que 0,35 % de  $^{235}\text{U}$  au lieu des 0,7 % contenus dans l'uranium naturel). Cet uranium appauvri est sous-produit des usines d'enrichissement fabriquant les combustibles des filières à eau légère; (si l'on enrichit de l'uranium naturel en  $^{235}\text{U}$ , on obtient par ailleurs de l'uranium naturel appauvri).

C'est dans ce matériau que se forme la plus grande partie du plutonium à la suite des captures neutroniques par  $^{238}\text{U}$ .

## SUPER-PHENIX : PLUS DE 6 TONNES DE PLUTONIUM

Le plutonium étant un produit peu populaire, il est important d'en faire apparaître le moins possible aux yeux du public. Dans les plaquettes EDF NERSA destinées au grand public, on en déclare 4,6 tonnes. C'est déjà beaucoup! Une lecture attentive de documents plus techniques indique qu'il s'agit en fait d'une masse de plutonium « équivalent ». Ce calcul montre alors que cela correspond à environ 5,5 tonnes de plutonium de composition isotopique donnée dans le tableau 3. Ce n'est pas tout : si

l'on tient compte de la surgénération, c'est avec 6 tonnes qu'il faut compter au moment par exemple du déchargement d'assemblages fertiles.

La notion d'équivalent en  $^{239}\text{Pu}$  est introduite à cause des qualités différentes des divers isotopes. Le  $^{240}\text{Pu}$  notamment est un « poids mort » qui n'est pas très fissile (voir plus haut : tableau 2). On « ramène » donc la masse totale de plutonium à une masse dite équivalente de  $^{239}\text{Pu}$  qui aurait ainsi les mêmes effets neutroniques. Dans Super Phénix, 5,5 tonnes d'un mélange d'isotope de plutonium (tableau 3) est donc équivalent du point de vue neutronique à 4,6 tonnes de  $^{239}\text{Pu}$ .

Cette équivalence a donc un sens précis mais qui ne peut être détourné. Elle devient sans signification si l'on s'intéresse par exemple aux effets biologiques du plutonium. En effet,  $^{240}\text{Pu}$  par exemple est un radioélément de période plus courte que  $^{239}\text{Pu}$  (6 600 ans contre 24 400 ans) donc plus radio-actif que  $^{239}\text{Pu}$ . Du point de vue biologique, il faudrait donc une autre équivalence.

Notons enfin que la masse d'uranium de la partie fissile est de l'ordre de 25 tonnes, tandis qu'elle est de 140 tonnes dans la partie fertile.

### 3/ La géométrie du cœur

Géométriquement, le cœur est un prisme vertical de section hexagonale de 4 mètres de haut, 8 mètres de diamètre; ces dimensions imposantes ne sont cependant pas celles de la zone combustible qui se trouve au centre du prisme, entourée des couvertures fertiles, le tout étant noyé dans une protection d'acier (schéma 4). Nous allons décrire de manière plus précise les différentes zones :

#### La partie centrale : la matière fissile

Le cœur comprend deux zones de combustible (schéma 4). Dans la zone centrale (zone A) le mélange  $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$  contient 15,4 % de  $\text{PuO}_2$  (enrichissement massique). Dans la zone périphérique l'enrichissement est plus important (19,2 %), afin de compenser la diminution des flux neutroniques.

Au cours de la vie du réacteur, il est prévu de modifier ces chiffres en hausse dans le but d'atteindre des irradiations maximales 50 % plus fortes. Les enrichissements des zones A et B passeront alors respectivement à 15,8 et 19,7 %.

Notons encore que ces pourcentages varient en cours d'irradiation (à cause précisément des fissions et captures).

Cette zone combustible est très compacte (1 m de hauteur; 1,83 m de rayon) par rapport aux quantités considérables d'énergie qui sont libérées en son sein.

#### Les couvertures du cœur : le matériau fertile

Les zones fertiles sont appelées couvertures axiales (zone C) et

radiales (zone D).

L'épaisseur des couvertures axiales est de 30 cm, celle des couvertures radiales de 54 cm (schéma 4).

La masse d'uranium dans cette partie fertile est de l'ordre de 140 tonnes.

Comme nous l'avons déjà signalé du plutonium se forme dans la zone fertile à la suite de captures neutroniques par  $^{238}\text{U}$  et ceci, au fur et à mesure que se déroule la réaction en chaîne. Dans la partie la plus proche de la zone A, la concentration est la plus forte puisque, en fin d'irradiation (3 ans), on a 1,91 % de plutonium, dans la zone médiane 0,6 % en fin d'irradiation (4 ans), dans la zone externe 0,44 % (5 ans).

### Réflecteur et protections neutroniques

L'ensemble décrit précédemment (matières fissiles et fertiles) est ceinturé par une zone d'acier très épaisse (1,50 m environ) qui joue un triple rôle :

- réfléchir les neutrons, comme un miroir, vers l'intérieur du cœur afin de diminuer les pertes;
- protéger l'extérieur du cœur de l'intense flux neutronique qui y règne;
- « cercler » le cœur afin d'en limiter les déformations.

La partie supérieure du cœur est aussi recouverte d'une épaisse couche d'acier (schéma 4).

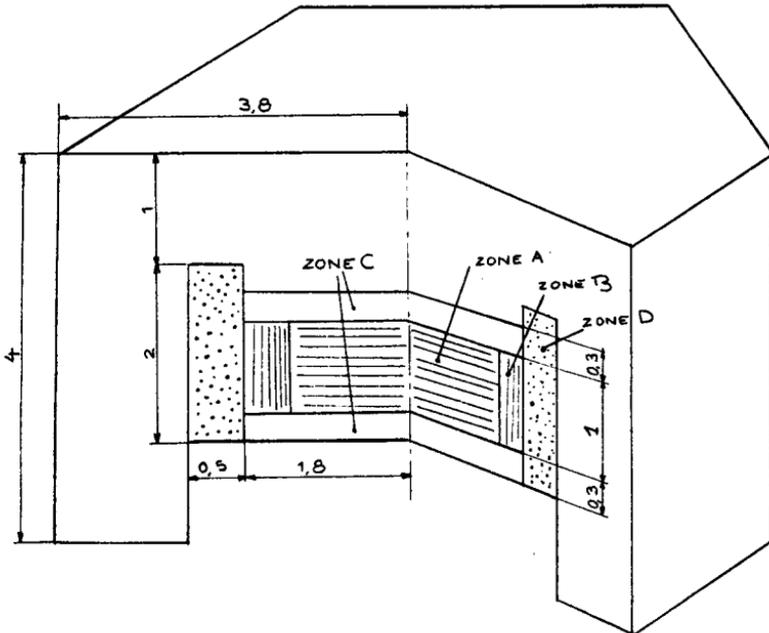
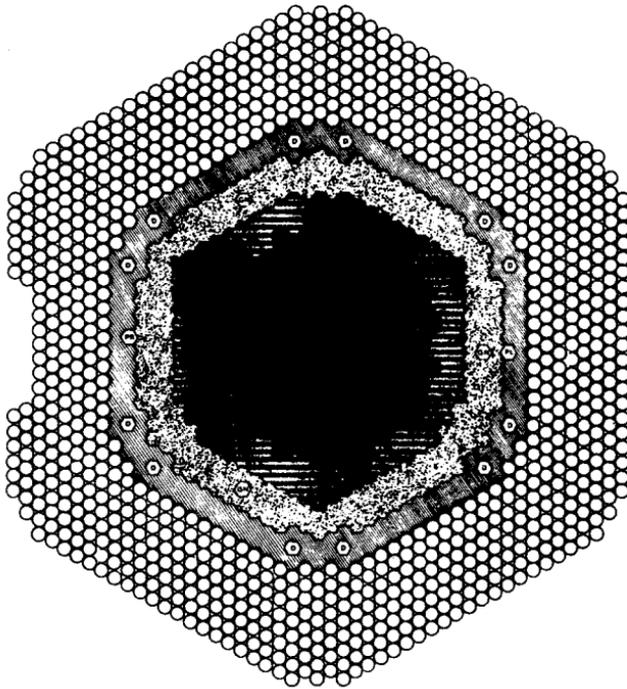
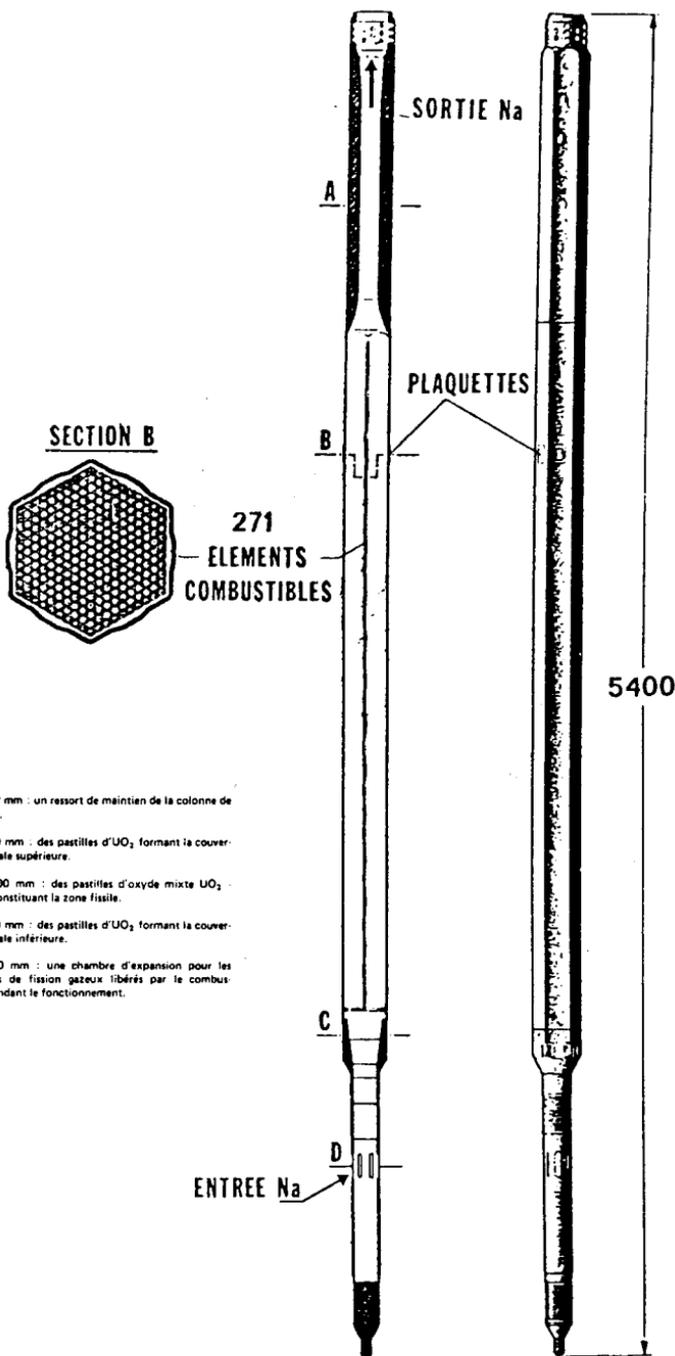


Schéma 4 : Géométrie du cœur – les côtes sont en mètres



- |                                       |   |
|---------------------------------------|---|
| ● 193 assemblages combustibles zone 1 | ○ 1076 assemblages constituant la protection neutronique latérale |
| ● 171 assemblages combustibles zone 2 | ⊗ 3 guide de neutrons (mesure de flux)                            |
| ● 21 barres de commande principales   | ⊕ 12 assemblages de déverminage (de réserve)                      |
| ⊗ 233 assemblages fertiles            | ● 3 barres de commande complémentaires                            |
| ● 198 assemblages acier               |   |

Schéma 5 : Plan du cœur de super Phénix



- Sur 162 mm : un ressort de maintien de la colonne de pastilles.
- Sur 300 mm : des pastilles d' $UO_2$  formant la couverture axiale supérieure.
- Sur 1000 mm : des pastilles d'oxyde mixte  $UO_2$   $PuO_2$  constituant la zone fissile.
- Sur 300 mm : des pastilles d' $UO_2$  formant la couverture axiale inférieure.
- Sur 850 mm : une chambre d'expansion pour les produits de fission gazeux libérés par le combustible pendant le fonctionnement.

schéma 5 bis: Assemblage combustible.

#### 4/ Les assemblages

La structure géométrique décrite ci-dessus n'est en fait pas « massive ». Elle est le résultat de l'assemblage d'un très grand nombre de barres verticales de section hexagonale qui contiennent les divers constituants du cœur. Il y en a plus de 1 500 qui assemblées permettent d'obtenir la géométrie décrite. Le choix d'une section hexagonale permet d'enlever une barre (déchargement) sans que les positions de celles qui l'entourent en soit affectées. Toutes ces barres nommées **assemblages** ne sont pas identiques, leur constitution dépend de la zone du cœur dans laquelle elles se trouvent mais toutes doivent permettre la circulation forcée ou naturelle du sodium liquide qui évacue la chaleur produite par la réaction nucléaire.

En partant du cœur et en allant vers la périphérie, on trouve (schéma 5) :

a) 193 assemblages fissiles zone A (schéma 5 bis) constitués aussi de

- une zone **acier** (protection neutronique supérieure)
- deux zones contenant du **matériau fertile** (couvertures axiales)
- une zone d'expansion des produits de fission gazeux

b) 171 assemblages fissiles zone B de même structure que les précédents mais où le matériau fissile présente les caractéristiques décrites pour la zone B

c) 233 assemblages fertiles comportant toujours une zone **acier** (protection neutronique supérieure)

d) 198 assemblages réflecteurs **acier**.

e) 1 076 rondins tout **acier** (protection neutronique latérale)

f) En outre, et pour répondre aux besoins de contrôle du réacteur (régulation de puissance, compensation de l'usure du combustible, montées et descentes en puissance, arrêt du réacteur) sont prévues :

- 21 assemblages de commande du système d'arrêt principal S.A.P. Chaque assemblage contient une barre de contrôle qui peut coulisser dans l'assemblage constituée de carbure de bore (B, C) enrichi à 84 % en isotope  $^{10}\text{B}$ . Ces barres absorbent les neutrons. En faisant varier leur position dans le cœur on agit aussi sur le coefficient de multiplication neutronique. En position basse la barre est dans le matériau fissile et la réaction s'arrête, en position haute la

barre est hors du matériau fissile et la réaction en chaîne n'est plus freinée.

- 3 assemblages du système d'arrêt complémentaire (assemblages SAC) destinés exclusivement à assurer l'arrêt du réacteur dans des conditions délicates. L'absorbant est encore du carbure de bore réparti en éléments articulés et maintenus en position haute par un électro-aimant. Ces articulations devraient permettre la chute de ces barres même dans le cas d'une déformation du cœur.

Enfin on trouve encore :

- **un assemblage source** qui contient une source auxiliaire de neutrons (antimoine - beryllium). Cette source auxiliaire  $10^{11}$  n/s est nécessaire lors du premier chargement (approche sous critique) puis lors des démarrages de la première année de fonctionnement. Les sources de neutrons internes au combustible (source inhérente) ne sont en effet pas suffisamment intenses lorsque le combustible est neuf ou peu irradié. Ces sources internes sont produites :
  - par les fissions spontanées dans  $^{240}\text{Pu}$  ( $1,5 \cdot 10^9$  n/s);
  - par des réactions  $\alpha$ -n dans l'oxygène 18 de l'oxyde, et dans  $^{212}\text{Cm}$ . Ces sources n'apparaissent bien sûr que dans du combustible irradié et doivent produire  $2,5 \cdot 10^9$  n/s dans un cœur irradié depuis au moins un an.
- **des assemblages « guide de neutrons »** destinés à permettre des mesures de flux neutroniques hors de la cuve de sécurité. Il y aurait 3 assemblages de ce type.

Tous ces assemblages - y compris l'unique assemblage source - posent de multiples et importants problèmes (gonflement du pied des assemblages, déformations radiales, fusions locales, pressions importantes provoquées par la présence de gaz de fission et gonflement des gaines etc...).

### 3.2. LE CONFINEMENT

Une succession d'encintes de protection entoure le cœur du réacteur. Détaillons le schéma 6.

a) **La cuve principale** contient le cœur, l'ensemble du circuit primaire de sodium sous pression d'argon et les échangeurs intermédiaires. Elle est fermée par une dalle de 3 m d'épaisseur en béton doublée de protection métallique. Des bouchons tournants aménagés dans la dalle permettent notamment la charge des assemblages combustibles ou fertiles, la descente des barres de contrôle. Les parties supérieures des échangeurs intermédiaires et des pompes du circuit primaire de sodium émergent également de la dalle.

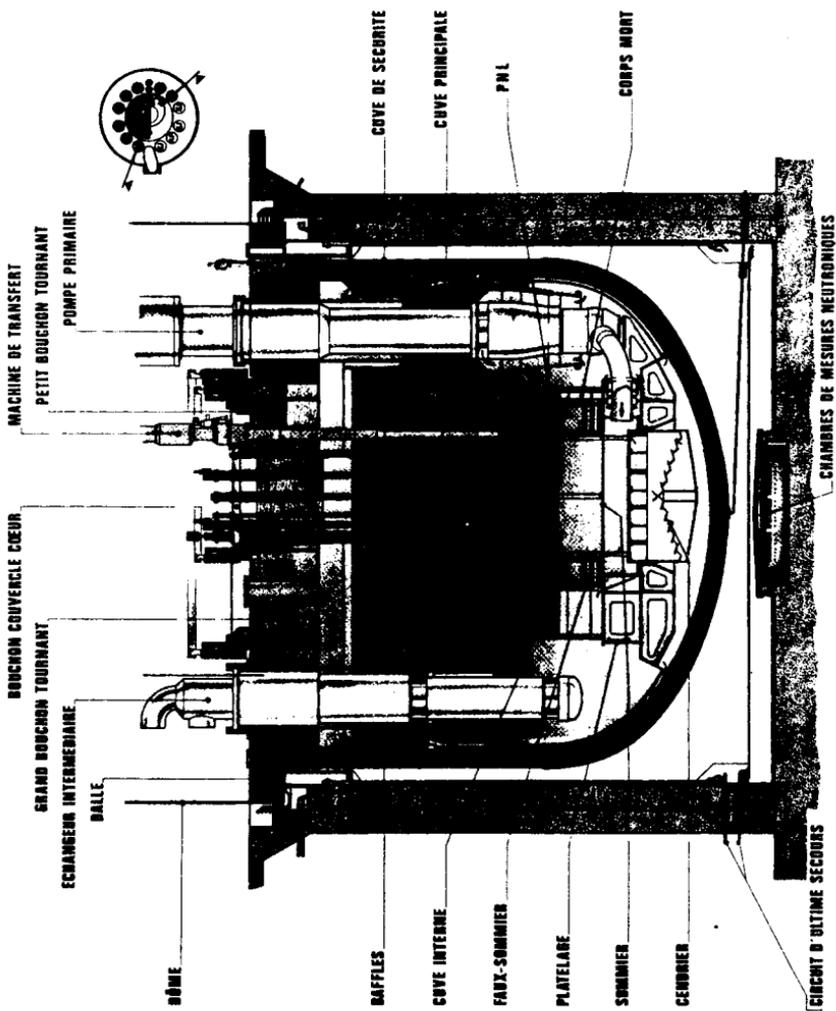


Schéma 6 : Bloc réacteur de Super Phénix

La cuve principale et tous ses composants sont suspendus à la dalle.

b) **La cuve de sécurité** surmontée d'un dôme métallique constitue l'enceinte primaire. La dalle porte aussi le poids de cette enceinte primaire.

Le rôle de la cuve de sécurité est de recueillir le sodium primaire en cas de fuite de la cuve principale et de maintenir malgré tout son niveau suffisant dans le cœur pour recouvrir les assemblages. L'espace de 70 cm entre les 2 cuves est de ce fait sous azote (gaz ne réagissant pas avec le sodium).

c) **L'enceinte secondaire** en béton armé de 0,8 m à 1 m d'épaisseur constitue l'enveloppe extérieure du bloc réacteur.

Ces enceintes devraient jouer leur rôle de confinement efficace dans 3 hypothèses d'accidents les plus graves :

- excursion nucléaire du réacteur
- chute d'avion ou bombardements
- tremblement de terre.

Nous verrons aux différents chapitres traitant de ces hypothèses d'une part la difficulté d'évaluer réellement de tels risques, d'autre part des exemples d'évaluations qui conduisent à des estimations quantitativement supérieures aux sécurités prises par les constructeurs. C'est le cas notamment de l'énergie libérée en cas d'excursion nucléaire. Est-elle inférieure aux 800 mégajoules limites de résistance du confinement ?

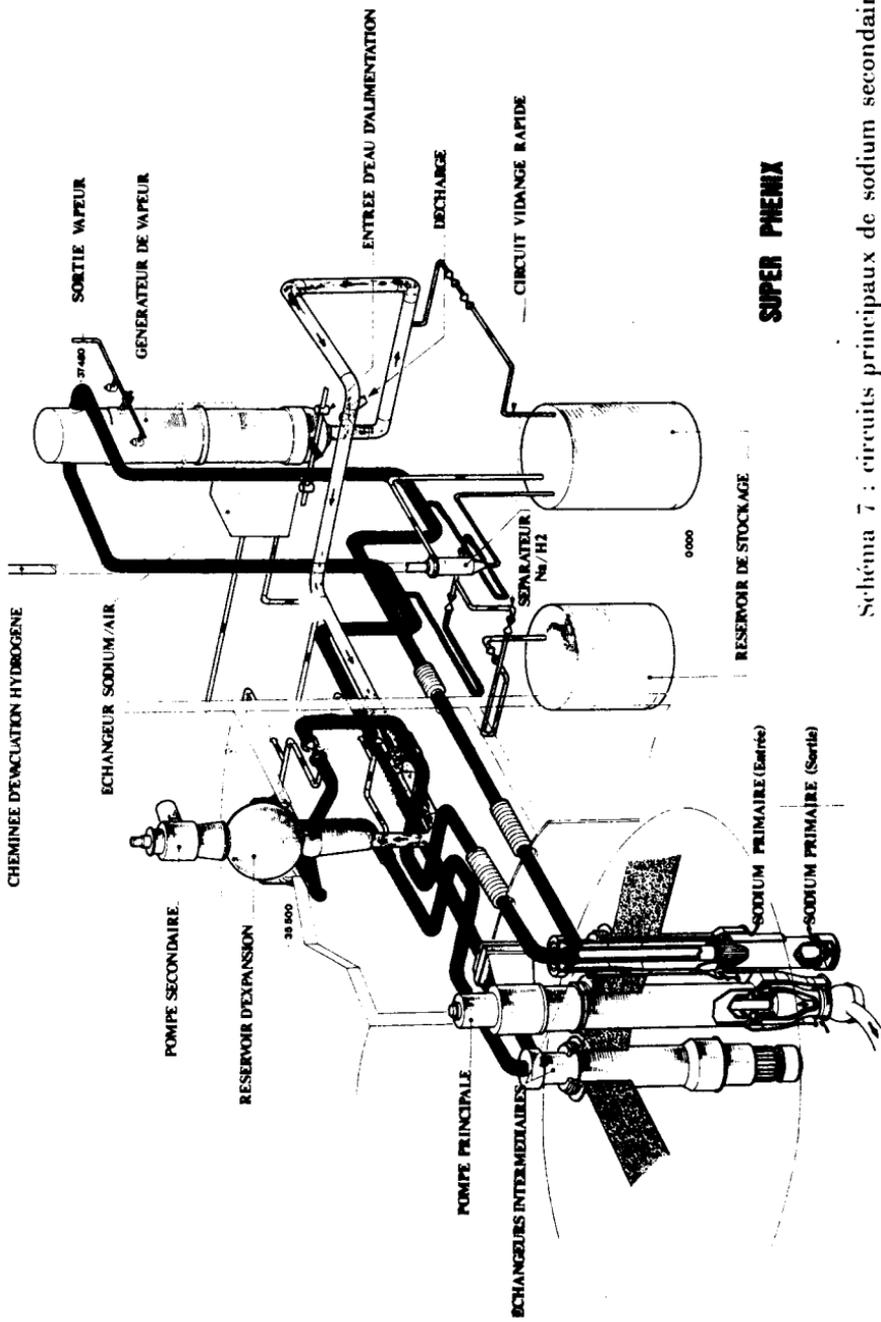
### 3.3 LES CIRCUITS DE REFROIDISSEMENT

#### 1. Le circuit de sodium primaire

Ce circuit comme nous l'avons déjà vu est entièrement contenu dans la cuve principale.

Ainsi 3200 tonnes de sodium liquide circulent sous l'action de 4 pompes primaires à travers les assemblages du cœur, du bas vers le haut en convection forcée, et traversent ensuite 8 échangeurs intermédiaires pour céder leur chaleur au sodium du circuit secondaire.

Pour être plus précis disons que la cuve principale est séparée, en deux zones étanches superposées, par une cuve interne, traversée par les pompes et les échangeurs (voir schéma 6). Le bas de la cuve interne est constitué du sommier sur lequel reposent les assemblages. Le sodium « froid » se trouve au bas de la cuve principale, donc à l'extérieur de la cuve interne. Il est aspiré par les pompes qui le refoulent dans le sommier puis les assemblages. Le sodium « chaud » qui ressort en haut des assemblages dans la cuve interne, est canalisé vers les échangeurs puis il est refoulé à nouveau dans la zone « froide ».



**SUPER PHENIX**

Schema 7 : circuits principaux de sodium secondaire

Les problèmes les plus graves que pose l'utilisation du sodium comme fluide caloporteur au sein du cœur sont liés à ses propriétés physiques et leurs conséquences entre autre quant au développement des zones de turbulence, des zones de stagnation en cas d'arrêt des pompes, d'effet dynamo ou encore leur influence sur la réactivité de la réaction nucléaire. C'est ce que développe le chapitre 2 de la partie II. De même les conséquences d'interactions sodium-combustible fondu sont développées au chapitre 1 paragraphe 3 de la partie II.

## **2. Le circuit sodium-secondaire**

Ce circuit est constitué de 4 boucles identiques totalement indépendantes alimentant chacune 2 échangeurs intermédiaires et 1 seul générateur de vapeur sous l'action d'une pompe secondaire (voir schéma 7).

Chaque boucle contient environ 400 tonnes de sodium et chemine du bloc réacteur vers un bâtiment annexe contenant le générateur de vapeur qu'elle alimente. En cas de panne des générateurs de vapeur, sont prévus en dérivation sur le circuit, des échangeurs sodium-air, pour évacuer la puissance résiduelle par convection forcée de l'air sous l'action de ventilateurs. Deux composants importants de chaque boucle sont également les réservoirs de stockage l'un pour le sodium « chaud » (200 m<sup>3</sup>), l'autre pour le sodium « froid » (300 m<sup>3</sup>) qui doivent également permettre une vidange rapide si nécessaire.

Les risques les plus graves encourus à ce niveau sont sans doute ceux liés aux propriétés chimiques du sodium et sont développés au chapitre 2 de la partie II. Ces risques sont soit le feu dû à une réaction sodium-air lors d'une fuite possible malgré les protections de double enveloppe prises pour les tuyauteries et les raccordements aux composants d'une boucle secondaire, soit une réaction explosive sodium-eau au niveau des 4 générateurs de vapeur. Signalons à ce propos que le choix fait par mesure d'économie, d'utiliser 1 seul générateur de vapeur de 750 MWth par boucle (alors que Phénix est la seule installation française pour l'instant à avoir expérimenté des échangeurs sodium-air-vapeur de 17 MW seulement), laisse rêveur. Seuls des « calculs » sont la preuve que le risque encouru n'est pas plus grand!

## **3. Les circuits d'ultime secours**

En cas d'arrêt du réacteur, il est nécessaire de continuer d'assurer pendant plusieurs jours l'évacuation de la chaleur (puissance résiduelle). Les circuits normaux, à savoir les 4 boucles du circuit secondaire de sodium, doivent en temps normal assurer cette évacuation de puissance soit par les générateurs de vapeur (arrêt court) soit par les échangeurs sodium-air (arrêt long). Si ces circuits normaux sont inutilisables, n'étaient prévus initialement que 2 circuits d'eau de refroidissement qui circule en permanence à l'extérieur de la cuve de sécurité (voir schéma 6).

En cours de réalisation, on s'aperçut que ces 2 circuits, à eux seuls, ne suffisaient pas à l'évacuation de la puissance résiduelle et il fallut concevoir un système supplémentaire de refroidissement du cœur en cas de panne des circuits normaux.

Ce système est constitué de 4 nouvelles boucles de sodium avec 4 nouveaux échangeurs intégrés en plus dans la cuve principale et 4 échangeurs sodium-air à l'extérieur. Par ces boucles, la chaleur pourrait être extraite soit par convection naturelle, soit par convection forcée due à une pompe.

On imagine aisément que modifier en cours de réalisation le nombre de composants de la cuve principale et assurer leur liaison avec l'extérieur ne peut qu'être source de nouvelles faiblesses (étanchéité, encombrement...).

Nous arrêtons là cette description du surrégénérateur, celle-ci étant suffisante pour permettre la lecture de la suite de ce document.

Signalons simplement que la vapeur du circuit eau-vapeur actionne deux groupes turbo-alternateur de 600 MW-3 000 tr/mn similaires à ceux que l'on trouve dans certaines centrales thermiques. Les 4 générateurs de vapeur sont banalisés sur ces deux groupes, les 2 circuits eau-vapeur ayant un point commun côté eau à l'entrée des générateurs de vapeur et un point commun côté vapeur à la sortie.

#### 4. LES RISQUES LIES A LA CONCEPTION ET AU FONCTIONNEMENT

Nous allons dans ce paragraphe essayer de présenter quelques scénarios d'accidents susceptibles de se produire dans Super-Phénix. Nous essaierons d'éviter au maximum de rentrer dans les détails techniques; ces détails sont en effet donnés par la suite. Nous ne prétendons pas non plus être exhaustifs, car ces scénarios ne sont en fait que des exemples de ce qui peut se passer. Il est tout à fait possible que survienne dans Super-Phénix un accident grave dû à un concours de circonstances ou à un phénomène totalement imprévu, et donc non pris en compte au niveau de la sûreté. L'accident survenu en 1979 à la centrale de Three-Mile-Island aux Etats-Unis illustre très bien cette possibilité : en effet, cet accident n'avait jamais été envisagé dans aucune étude de sûreté.

##### L'excursion nucléaire

Pour Super-Phénix l'accident de référence tel que le présente le rapport préliminaire de sûreté est ce qu'on appelle une excursion nucléaire, ce qui n'est rien d'autre qu'une explosion nucléaire du combustible rassemblé dans le cœur du surrégénérateur. Cette explosion est certes d'un rendement plus faible que pour une bombe atomique, mais nous allons voir que la puissance dégagée par cette « excursion » peut être suffisante pour souffler les enceintes interposées entre le combustible radioactif et l'environnement. Cet emballement de la réaction peut être provoqué par un arrêt des pompes du circuit de sodium primaire, accompagné d'un mauvais fonctionnement du système d'arrêt du réacteur. La probabilité d'un tel concours de circonstances est extrêmement difficile à chiffrer : les constructeurs et le CEA affirment qu'elle est très inférieure à une chance sur un million par centrale et par an. Ces affirmations sont basées sur des estimations extrêmement contestables qui s'appuient sur des méthodes probabilistes analogues à celles qui ont été utilisées dans le rapport Rasmussen. On sait à l'heure actuelle ce qu'il faut penser de ce rapport, totalement disqualifié dans la pratique, et désavoué officiellement par la commission de sûreté nucléaire américaine (voir à ce propos la partie sur les probabilités). Il n'empêche que les responsables de la sûreté nucléaire en France continuent d'invoquer publiquement des probabilités infinitésimales pour nous convaincre que les centrales nucléaires ne présentent aucun danger. Il faut savoir aussi que ce n'est pas parce qu'un événement a une probabilité extrêmement faible de se produire qu'il ne peut pas se produire tout de suite.

En fait un accident du type de l'excursion nucléaire peut égale-

ment être consécutif à une cause extérieure telle que tremblement de terre, erreur d'intervention des opérateurs, manœuvre trop tardive des barres de contrôle dont l'introduction dans le cœur pourrait être alors rendue impossible suite aux déformations de celui-ci, etc...

Les séquences de cet accident sont par exemple décrites dans le livre « Electronucléaire-danger » (réalisé par le GSIEN) page 94 : l'arrêt de la circulation du sodium autour du cœur va, sous l'effet de la chaleur qui continue à être dégagée par le combustible, conduire en quelques minutes le sodium à l'ébullition. Pendant la montée en température du sodium, la puissance dégagée par le cœur va baisser à cause de l'effet Doppler négatif que nous avons décrit précédemment. Mais cette baisse de puissance ne sera pas suffisante pour empêcher l'ébullition du sodium. L'effet de vide résultant de cette ébullition va alors accélérer la réaction qui s'emballera en quelques secondes et atteindra le seuil prompt critique, au-delà duquel il y aura explosion.

Signalons enfin que des causes initiatrices autres qu'un arrêt des pompes primaires peuvent également conduire à une excursion nucléaire : il suffit en effet, pour obtenir un emballement de la réaction, qu'il y ait une vidange, même partielle, du sodium dans le cœur. Cette vidange peut être consécutive au passage d'une bulle d'azote ou d'argon, ou à la perte du sodium secondaire par rupture de canalisation. On peut aussi envisager la formation d'une masse critique de plutonium suite à une fusion, même partielle, du cœur (en effet, le combustible n'est pas dans sa configuration la plus réactive). Citons enfin l'envol d'une barre de contrôle ou la propagation d'une interaction thermodynamique, à l'origine localisée, entre le sodium et le combustible. A ce niveau, l'intervention des systèmes de contrôle ou des opérateurs suppose une bonne détection de tous les incidents qui seraient des causes initiatrices possibles. Il faut en particulier que l'on puisse connaître à tout instant et en tout point du cœur le débit, et la température du sodium. Ceci est malheureusement loin d'être le cas, au vu de la technologie actuelle, lors d'une brusque insertion de réactivité.

On connaît très mal la quantité d'énergie susceptible d'être libérée lors de l'emballement de la réaction. Les constructeurs affirment que l'essentiel de cette énergie serait utilisé pour fondre le combustible et le porter à une température de trois à quatre mille degrés C, et prétendent que cette explosion n'aura aucune conséquence grave au niveau de l'enceinte (cuve principale et dalle de béton supérieure). Cependant si l'on prend certaines hypothèses des calculs faits pour le surrégénérateur prévu à Clinch River aux Etats-Unis, et qu'on les adapte au cas de Super-Phénix, on trouve que l'énergie mécanique dégagée par l'excursion nucléaire serait bien supérieure aux 800 mégajoules censés représenter les limites d'intégrité de l'enceinte.

Se posent donc déjà de très graves questions à propos de la première phase de l'accident. Mais nous allons voir que les incertitudes existant quant aux conséquences de l'explosion sont encore beaucoup plus graves.

#### 4.1 LA RECOMPACTION DU COMBUSTIBLE

On peut en effet envisager, après la première excursion nucléaire, une recompaction du combustible formant une masse dépassant la masse critique, et conduisant à une deuxième excursion nucléaire. Il y a à l'heure actuelle incertitude totale sur la possibilité d'une telle séquence et l'énergie qu'elle dégagerait. Le rapport préliminaire de sûreté admet, sur la base de calculs qu'il reconnaît très imprécis, que cette deuxième explosion resterait confinée à l'intérieur de l'enceinte. Les responsables de la sûreté trouvent cependant ce scénario très irréaliste, estimant que la première excursion nucléaire aura dispersé le combustible fondu dans le sodium. Il n'empêche que toutes les études de sûreté concernant les surrégénérateurs français ou étrangers envisagent le cas où la partie supérieure du cœur, soulevée par la première explosion, retombe sur la partie inférieure en provoquant la deuxième explosion.

Une autre conséquence possible d'une excursion nucléaire est ce qu'on appelle l'interaction thermodynamique : il s'agit d'une explosion d'origine thermique due au contact entre le combustible fondu porté à plusieurs milliers de degrés, et le sodium beaucoup plus froid (900°). Le brusque transfert de chaleur du combustible au sodium qui en résulte a pour effet de vaporiser instantanément une partie du sodium : la bulle de sodium ainsi produite va, en se détendant, exercer sur la cuve principale et la dalle de béton supérieure des contraintes pouvant disloquer l'enceinte. Il y aurait alors perte du confinement, avec possibilité de passage dans l'environnement des corps radioactifs contenus dans le cœur, en particulier du plutonium. Cette interaction thermodynamique préoccupe considérablement les responsables de la sûreté (même s'ils ne veulent pas l'affirmer publiquement) car c'est un phénomène très mal connu. On dit en général que Super-Phénix est considérablement surdimensionné par rapport aux conséquences des accidents pouvant survenir. Nous montrons au contraire (partie II, chapitre 1) que Super-Phénix est fortement sous-dimensionné quant aux conséquences d'une interaction thermodynamique. Par comparaison, Super-Phénix est, à puissance égale, cinq fois moins résistant que le surrégénérateur américain FFTF (actuellement en projet). Il ne nous a pas été possible d'avoir les données analogues concernant Phénix. On peut néanmoins poser la question : combien de fois Super-Phénix

est-il – à puissance égale – moins résistant que Phénix, quand on sait que Phénix possède en outre une cuve supplémentaire ?

## 4.2 DESCRIPTER LES CODES DE CALCUL

on ne s'étonnera pas du point de vue prudent des organismes de sûreté britanniques, qui consiste à dimensionner un réacteur en fonction des conséquences les plus graves d'un accident, même si on estime qu'il y a très peu de chances que ces limites théoriques soient atteintes. Les responsables de la sûreté nucléaire français ont au contraire un point de vue dit « réaliste », qu'ils opposent au point de vue « pessimiste » de certaines estimations théoriques. Sur la base de calculs souvent extrêmement contestables, s'appuyant sur des expériences n'ayant qu'un rapport très lointain (sinon inexistant) avec Super-Phénix, faisant des extrapolations d'échelle fort hardies (le flair de l'ingénieur!), ils en concluent que Super-Phénix est dimensionné pour résister à l'accident le plus grave qui pourrait survenir. A parcourir la littérature concernant la sûreté nucléaire, on se demande parfois si un calcul « réaliste » n'est pas tout simplement un calcul dont le résultat est dans les limites de ce qui avait été décidé à l'avance. Prenons un exemple : si je sais que l'enceinte de mon surrégénérateur peut résister à une explosion dégageant une énergie mécanique de 800 mégajoules, je vais élaborer un code de calcul dont le résultat soit en deçà de la limite à ne pas dépasser, et je décréterai que ce calcul est un calcul « réaliste ». Parallèlement, je renverrai dédaigneusement dans les poubelles du « pessimisme » les calculs montrant que des énergies de plusieurs milliers ou même dizaines de milliers de mégajoules peuvent être dégagées. Et de fait la plupart des codes de calcul en matière de sûreté nucléaire ne sont que des énormes escroqueries qui ne servent qu'à dissimuler nos incertitudes derrière le masque apparemment objectif et scientifique de l'ordinateur : on peut faire dire n'importe quoi à un ordinateur, en fonction des données que l'on y introduit. Ce qui est plus grave, c'est que seuls les résultats de ces calculs sont présentés, et non les hypothèses faites pour les obtenir. EDF clame alors bien fort : « Super-Phénix ne peut pas exploser, c'est l'ordinateur qui l'a prédit » ! Au risque de passer pour rétrogrades, nous préférons adopter le point de vue « pessimiste », estimant que l'on ne peut se permettre de prendre le risque – même faible, ce qui est loin d'être prouvé – d'un accident pouvant avoir des conséquences sans précédent dans l'histoire des catastrophes qu'a connues l'humanité.

## 4.3 L'EVACUATION DE LA PUISSANCE RESIDUELLE

Une autre cause d'accident plus grave, pouvant avoir des

conséquences aussi catastrophiques qu'une excursion, vient des difficultés à évacuer la puissance résiduelle en cas d'arrêt de la centrale consécutif à une panne totale des dispositifs de refroidissement : en effet les produits de fission continuent à dégager de la chaleur même après l'arrêt de la réaction nucléaire dans le cœur, et il est nécessaire d'évacuer cette chaleur pour éviter une élévation dangereuse de la température du sodium et des aciers de la cuve. C'est un accident du même type qui s'est produit à la centrale de Three-Mile Island, où on a craint pendant plusieurs jours que la puissance résiduelle encore dégagée ne fasse fondre le cœur. Or, si cet accident s'était produit sur un surrégénérateur Super-Phénix modèle 1978, il est probable que le cœur de celui-ci aurait fondu : en effet il est maintenant notoire que les réalisateurs de Super-Phénix avaient fait des erreurs de calcul surestimant la capacité d'évacuation de la puissance résiduelle pouvant être évacuée. Ces erreurs ont été publiquement reconnues par les intéressés, suite à la publicité donnée à cette affaire par le Groupement Scientifique d'Information sur l'Energie Nucléaire (GSIEN). Avec les matériaux choisis pour le Super-Phénix modèle 1978, il y avait donc risque que la puissance résiduelle fasse fondre le cœur, lequel tomberait alors au fond de la cuve, la traverserait en l'absence d'un dispositif de récupération efficace (« cendrier »), et serait dispersé dans l'environnement. On nous affirme maintenant que ce problème d'évacuation de puissance résiduelle est résolu. Mais jusqu'à nouvel ordre, nous n'avons aucune preuve sur l'efficacité des boucles de refroidissement supplémentaires conçues à cet effet. Ces boucles, placées à l'intérieur de la cuve principale, vont nécessiter le passage de canalisations supplémentaires à travers l'enceinte, ce qui ne va certes pas améliorer la résistance de cette enceinte à une explosion du cœur. Des bruits de couloir en provenance du CEA semblent indiquer d'ailleurs que la résistance de la dalle supérieure est bien moindre en réalité que ce qui avait été prédit par les calculs.

#### 4.4 LE CENDRIER

Le début d'autorisation de création de Super-Phénix était assorti d'une clause prescrivant au constructeur d'élaborer un dispositif efficace permettant de récupérer le cœur fondu au fond de la cuve (de façon à éviter qu'il ne traverse celle-ci) tout en l'empêchant de former une masse critique. En fait le « cendrier » (c'est ainsi que nous l'appellerons) prévu par la NERSA ne répond à aucun de ces deux objectifs : il ne peut contenir que sept assemblages combustibles fondus, alors qu'il y a plusieurs centaines d'assemblages dans le cœur, et n'est donc a priori efficace que pour une fusion très partielle du cœur. On peut donc très légitimement s'inquiéter sur le devenir du combustible fondu

après un accident de puissance résiduelle ou suite à une excursion nucléaire (partie II, chapitre 1).

#### 4.5 LE SODIUM

Tous ces accidents viennent se compliquer des risques dus au sodium (partie II, chapitre 2). L'ensemble des circuits de Super-Phénix contient près de 6 000 tonnes de sodium (dont 3 200 tonnes dans le circuit de refroidissement primaire). Le sodium provoque une réaction explosive au contact de l'eau, et ce risque est réel au niveau des générateurs de vapeur. C'est un accident de ce type qui a causé de très graves dommages au surrégénérateur soviétique BN 300 à Schevtchenko en 1973 et 1975. D'autre part le sodium liquide s'enflamme spontanément au contact de l'air, dégageant des gaz très toxiques d'oxyde de sodium. Tous les accidents provoquant une perte même partielle du confinement s'accompagneraient donc de feux de sodium primaire qui pourraient avoir pour effet entre autres de détruire le bâtiment réacteur. Ce gigantesque incendie, qui serait également alimenté par le sodium secondaire, produirait un nuage mortel d'oxydes de sodium et de plutonium qui, au gré des vents, se déposerait sur la région Rhône-Alpes. Il faut préciser que, si un important programme de recherches pour éteindre les feux de sodium est en cours, ce programme ne porte que sur quelques tonnes de sodium. Plus précisément on ne sait pas éteindre des feux de plus de 1,3 tonne, et les hypothèses sur les feux de sodium portent sur des quantités de 70 tonnes ne concernant que le circuit secondaire. Les organismes de sûreté considèrent enfin qu'un feu de sodium primaire serait limité à l'intérieur du dôme du réacteur.

#### 4.6 LES SEISMES

Une des causes initiatrices d'accidents probables pourrait bien être les séismes (partie II, chapitre 3). Creys-Malville est en effet classé dans une zone d'intensité VI (Jura tabulaire) mais à 1 km d'une zone d'intensité VII (Jura plissé). En principe le surrégénérateur est prévu pour qu'il y ait toujours confinement après un séisme d'intensité VII. Ceci cependant n'exclut pas des accidents du type perte des circuits d'évacuation de puissance pour des séismes d'intensité VI. De toute façon une telle classification est extrêmement arbitraire, et les spécialistes de sismologie estiment que, vu la localisation du site et le passé sismique de la région de Malville, Super-Phénix devrait être dimensionné pour résister à des séismes d'intensité comprise entre IX et X, ce qui, avec l'échelle choisie, correspond à une intensité plus de cinq fois supérieure. En entendant cela les constructeurs de Super-Phénix

lèvent les bras au ciel en disant que c'est impossible à réaliser techniquement. Là encore, c'est le résultat que l'on peut obtenir qui tient lieu de critère de sûreté. On lira en annexe du chapitre consacré aux séismes, à propos des risques de séismes dans la vallée du Rhône, l'avis de Haroun Tazieff. Signalons enfin que la découverte d'erreurs dans les calculs de résistance aux tremblements de terre a conduit à la fermeture de plusieurs centrales nucléaires américaines. On peut donc là encore s'interroger sur la validité des calculs des ingénieurs français qui, nous l'avons vu, sont loin d'être infaillibles.

#### 4.7 LES CHUTES D'AVION

Un autre point qui nécessite d'être cité est celui concernant les chutes d'avion. Super-Phénix est protégé contre la chute des petits avions de tourisme (aviation générale) mais pas contre la chute des gros avions ni des avions de tonnage moyen mais volant à grande vitesse (chasseurs militaires par exemple). L'absence de protection contre les chutes de ces deux derniers types d'avions est justifiée par des estimations probabilistes extrêmement contestables. En fait là encore les probabilités ne servent qu'à jeter un pudique voile mathématique sur une réalité beaucoup plus prosaïque, celle du coût de l'opération qui consisterait à protéger les installations contre tout type de projectile.

##### Les conséquences de l'accident maximal

Il faudrait, pour que notre étude soit complète, évaluer les conséquences d'un accident maximal sur l'environnement. Officiellement cette étude n'a pas été faite par EDF ou CEA puisque « il ne sert à rien d'étudier les conséquences d'un événement qui ne peut pas se produire » (déclaration de M. Banal, Président Directeur Général de la NERSA, lors d'un débat public). Signalons au passage que, en suivant cette argumentation, il ne servait à rien de faire des études de sûreté sur l'excursion nucléaire et ses conséquences, puisque les responsables officiels l'ont toujours considérée comme une pure vision de l'esprit. A les en croire, ces études n'étaient faites que pour calmer le cerveau en fièvre de ces pauvres contestataires antinucléaires!

En fait des études de sûreté concernant l'impact sur l'environnement d'un accident maximal sont menées actuellement par EDF. Il s'agit en particulier d'études concernant la dispersion dans l'atmosphère de rejets (de nature non précisée!) au-dessus du site de Creys-Malville. Contrairement aux autres études de sûreté, ces travaux ne font l'objet d'aucune publicité, et pour cause... Sans vouloir faire de catastrophisme, on peut imaginer les effets des retombées d'un nuage de sodium et de plutonium

sur des villes comme Lyon ou Grenoble, alors que l'on sait que l'inhalation de 20 microgrammes (20 millièmes de gramme) de plutonium suffit à provoquer un cancer du poumon.

### 1.8 LES PROBLEMES NOUVEAUX

Deux nouveaux problèmes sont apparus depuis 1978. Tout d'abord, on s'est aperçu que la dalle de Super-Phénix ne conserverait pas son étanchéité dans le cas d'un accident libérant une énergie mécanique de 800 mégajoules : c'est le problème du « flambement de la virole du grand bouchon tournant » (voir à ce sujet l'article de Navier Weeger dans *Le Monde* du 5 juillet 1979). De ce fait il semble bien que la construction du Super-Phénix se poursuive en violation du décret d'autorisation de création paru au *Journal Officiel* du 28 Mai 1977.

Par ailleurs, des études récentes auraient montré que l'accident de référence se déroulerait (avec les hypothèses retenues) plus lentement que prévu, ce qui entraînerait, avant l'excursion nucléaire envisagée, un échauffement de la cuve suffisant pour conduire à son fluage puis à son effondrement, donc à l'effondrement de toute la partie nucléaire de l'installation. A l'heure actuelle on est à peu près complètement démuné devant cet accident.

## **Il est possible que Super-Phénix n'explode pas!**

Nous n'avons pas voulu dans ce paragraphe apporter des certitudes, ni démontrer que des accidents graves devaient obligatoirement se produire. Dans ce domaine, il n'existe pas de certitudes, et ceux-là même des responsables du programme nucléaire qui décrètent catégoriquement que l'industrie nucléaire ne présente aucun danger ne révèlent que leur incompétence ou leur mauvaise foi. Super-Phénix explosera-t-il ou pas ? Nous n'en savons rien. Quelle est la probabilité d'accident ? Nous n'en savons rien. Notre rôle de scientifiques se limite à essayer de mettre tous les éléments du problème entre les mains de l'ensemble de la population. Quant à nous, nous avons bien sûr individuellement une position : nous estimons que trop d'incertitudes demeurent, que les risques sont trop grands, et qu'il faut immédiatement arrêter la construction de Super-Phénix.

### EN RESUME

---

#### **ON NOUS AFFIRME**

L'excursion nucléaire (explosion du cœur suite à un emballage de la réaction) ne dégagerait qu'une énergie mécanique faible comparée aux 800 Mégajoules représentant la limite d'intégrité de l'enceinte.

#### **C'EST FAUX**

En prenant les mêmes hypothèses que les Américains à propos du surrégénérateur de Clinch-River, et en les extrapolant à Super-Phénix, on arrive à la conclusion qu'une excursion nucléaire dans ce dernier pourrait dégager une énergie mécanique de 1 500 Mégajoules.

---

#### **ON NOUS AFFIRME**

Une interaction thermodynamique (choc thermique violent entre le combustible fondu et le sodium du circuit primaire de refroidissement) consécutive à une excursion nucléaire libérerait une énergie mécanique de l'ordre de 500 à 700 mégajoules, donc resterait confinée à l'intérieur de l'enceinte.

## C'EST FAUX

Des calculs théoriques conduisent à des résultats de l'ordre de 10 000 à 20 000 mégajoules. Sur la base d'expériences réalisées au Centre d'Etudes Nucléaires de Grenoble, on peut envisager un dégagement d'énergie de 3 000 Mégajoules.

---

## ON NOUS AFFIRME

En cas de fusion du cœur, un dispositif est prévu au fond de la cuve pour recueillir le cœur fondu et l'empêcher de traverser l'enceinte et de se répandre dans l'environnement.

## C'EST FAUX

Le dispositif prévu par les constructeurs ne peut recueillir que sept assemblages combustibles. Il y en aura plus de 360 dans Super-Phénix!

---

## ON NOUS AFFIRME

Quelques soient les conditions accidentelles, on sera toujours capables d'évacuer la chaleur résiduelle de façon à empêcher l'échauffement du cœur pouvant conduire à sa fusion.

## C'EST FAUX

La meilleure preuve en est que les constructeurs ont dû, suite à des erreurs dans leurs calculs, modifier à la hâte en 1978 les dispositifs d'évacuation de la puissance résiduelle. Rien ne prouve d'ailleurs que les nouveaux dispositifs soient encore suffisants.

---

## ON NOUS AFFIRME

Le problème des feux de sodium est résolu.

## C'EST FAUX

Les dernières expériences faites par le CEA ne portent que sur des quantités de quelques tonnes de sodium, enflammées dans des conditions très particulières. Il y aura de l'ordre de 6 000 tonnes de sodium dans Super-Phénix!

---

## ON NOUS AFFIRME

Aucun séisme survenant dans la région de Creys-Malville ne pourra mettre en danger le confinement du réacteur.

## C'EST FAUX

En fonction de l'histoire sismique de la région, il faudrait dimensionner le réacteur pour résister à des séismes cinq fois plus intenses que ceux pris en compte par le constructeur.

---

## ON NOUS AFFIRME

Un accident très grave dans Super-Phénix n'a qu'une probabilité infime (de l'ordre de 1 chance sur 10 ou 100 millions par an) de se produire.

## C'EST FAUX

Les méthodes de calcul utilisées sont entachées de telles erreurs que ce résultat n'a aucune signification.

---

## ON NOUS AFFIRME

Le retraitement des combustibles des surrégénérateurs est possible industriellement.

## RIEN N'EST MOINS SUR

A l'heure actuelle on ne sait même pas retraiter sur une grande échelle les combustibles des centrales à eau légère, étape indispensable pour produire le plutonium alimentant les surrégénérateurs.

Il apparaît que le surrégénérateur Phénix à Marcoule correspond à une puissance (250 MWe) au-delà de laquelle toute extrapolation devient totalement hasardeuse. Les études et calculs de sûreté ne servent souvent que d'alibis pseudo-scientifiques pour masquer l'ignorance et l'impuissance des constructeurs en face d'une machine qu'ils risquent de ne pas savoir maîtriser.

En utilisant la propagande la plus éhontée, en multipliant les pressions les plus démagogiques, en suscitant et entretenant dans la population la panique du manque d'électricité, en envoyant sa justice et sa police contre les plus récalcitrants, en assimilant dans l'opinion publique les antinucléaires à des terroristes, le pouvoir croit avoir gagné la bataille du nucléaire. Ceci ne nous empêchera pas de répéter inlassablement que Super-Phénix présente des dangers tels que sa construction doit être arrêtée immédiatement.

## 5. HISTORIQUE ET ACCIDENTS DES SURREGENERATEURS DANS LE MONDE

### 5.1 LES SURREGENERATEURS DANS LE MONDE

L'année indiquée est l'année de divergence.

1a - Réacteurs fonctionnant ou ayant fonctionné :

**Clémentine** (U.S.A.-1946), 25 kWt, le premier réacteur de laboratoire; a fonctionné 7 ans.

**EBR.1** (U.S.A.-1951), 1 200 kWt, 300 kWe; le premier à fournir de l'électricité; a fonctionné 12 ans; a subi une fusion partielle du cœur en 1955 (voir ci-dessous 2a).

**BR.2** (U.R.S.S.-1956), 100 kWt, réacteur de laboratoire.

**B.R.5** (U.R.S.S.-1959), 10 MWt, réacteur de laboratoire.

**DFR** (Grande-Bretagne-1959), 60 MWt, 15 MWe atteints en 1963; réacteur expérimental arrêté en 1977.

**EBR.2** (U.S.A.-1962), 62 MWt, 20 MWe; réacteur expérimental encore en fonctionnement.

**Enrico Fermi** (U.S.A.-1963), 300 MWt, 61 MWe; centrale de démonstration ayant subi une fusion partielle du cœur en 1966 (cf. ci-dessous 2b); arrêtée en 1972 après abandon du combustible métal au profit du combustible oxyde à point de fusion plus élevé.

**Rapsodie** (France-1967); 24 puis 40 MWt; réacteur expérimental.

**SEFOR** (U.S.A.-1969); 20 MWt; réacteur expérimental arrêté en 1972.

**BOR 60** (U.R.S.S.-1970); 60 MWt; 12 MWe; réacteur expérimental.

**KNK** (R.F.A.-1971); 60 MWt; 12 MWe; réacteur expérimental.

**BN 350** (U.R.S.S.-1972); 1000 MWt; 150 MWe et dessalement de l'eau de mer (en réacteur totalement électrogène fournirait 350 MWe); centrale de démonstration à Chechenko. Des accidents sodium-eau ont été signalés (cf. ci-dessous 2c); toujours en fonctionnement après avoir atteint la puissance nominale en 1977.

**Phénix** (France-1973); 560 MWt, 250 MWe; centrale de démonstration, pleine puissance en 1974; arrêts dus à des problèmes d'échange (cf. ci-dessous 2e); toujours en fonctionnement.

**PFR** (G.B.-1974); 560 MWt; 250 MWe; centrale de démonstration, n'a pas encore atteint la pleine puissance à cause de nombreux problèmes techniques (cf. ci-dessous 2d).

**Joyo** (Japon-1977); 100 MWt, réacteur expérimental.

### 1.b - Réacteurs en construction ou en projet :

**F.F.T.F.** (U.S.A.), 400 MWt, réacteur expérimental, divergence prévue pour 1979 sans production d'électricité.

**B.N. 600** (U.R.S.S.), 1 500 MWt, 600 MWe, centrale industrielle en construction depuis 1968: divergence en avril 1980.

**FBTR** (Inde), 40 MWt, 15 MWe; en construction (le contrat avec la France date de juillet 1972), le début de fonctionnement étant prévu pour 1980.

**P.E.C.** (Italie), 116 MWt, réacteur expérimental dont la construction a commencée en 1973.

**S.N.R. 300** (R.F.A.), 760 MWt, 330 MWe; centrale de démonstration à Kalkar, construction commencée en 1973, divergence prévue pour 1982.

**Super-Phénix** (France), 3 000 MWt, 1 200 MWe; centrale industrielle; construction commencée en 1977, divergence prévue pour 1983.

**Monju** (Japon), 300 MWe, centrale en démonstration dont la construction devait débuter en 1978.

**Demo Plant** (Clinch River-U.S.A.), 975 MWt, 380 MWe; centrale de démonstration à Clinch River; projet très avancé sur le papier mais nombreuses péripéties administratives retardant sa construction (cf. ci-dessous 2f).

**CFR** (G.B.), 1 300 MWe, centrale industrielle devant produire de l'électricité avant 1990.

**SNR.2** (R.F.A.), 1 300 MWe, centrale industrielle devant produire de l'électricité avant 1990.

**P.L.B.R.** (U.S.A.), 1 200 MWe, centrale industrielle.

**B.N. 1 500** (U.R.S.S.), 1 500 MWe, centrale industrielle, études préliminaires en cours.

#### Sources :

- Scientific American, mars 1977
- Encyclopedia Universalis
- Guide International de l'Energie Nucléaire, 1978
- W. Häfele et al., Annual Review of Nuclear Science, 20 (1970) 393-434 « Fast Breeder reactors ».

## 2. HISTORIQUE DES PRINCIPAUX ACCIDENTS

### 2a. EBR.1

Le surrégénérateur expérimental américain de 0,3 MWe, EBR.1, construit de 1948 à 1951, fut le premier à fournir de l'électricité. Le programme initial prévoyait de l'arrêter début 1956, toutes les expériences pour lesquelles il avait été conçu devant être terminées à cette époque.

Les quatre premières années de fonctionnement avaient permis

de constater qu'une variation de débit du liquide réfrigérant dans le cœur entraînait une variation de réactivité importante. De plus, une diminution du débit quand le cœur fonctionnait à pleine puissance entraînait une oscillation de cette puissance qui pouvait, selon les conditions, devenir très forte.

Pour étudier ce phénomène, il fallait arrêter le débit de sodium pendant une courte période; la température du combustible devait passer alors de 500 à 600°C, température proche de celle à laquelle l'uranium et l'acier inox forment un eutectique (725°C). A cause de cela et de la montée rapide en température, le réacteur devait être arrêté, en ce cas, en moins d'une seconde.

Cependant, le 29 novembre 1955, l'opérateur abaisse les barres de contrôle selon la procédure habituelle qui n'est pas assez rapide pour ce type de test. Le responsable de l'expérience s'aperçoit du danger et appuie sur le bouton d'arrêt rapide. Le retard de l'ordre de deux secondes pris ainsi pour arrêter le réacteur permit à la température de monter suffisamment pour qu'il y ait fusion de cœur avec émission de produits de fission dans le circuit réfrigérant et fuite de produits de fission gazeux dans la salle de commande. Le cœur fut assez sérieusement endommagé. Après un arrêt prolongé pour attendre que la radioactivité ait sensiblement diminué et après réparation, les essais reprirent jusqu'à l'arrêt définitif du réacteur en 1963.

Source :

- Reactor Safeguards de C.R. Russell, Pergamon Press 1962.

## 2b. Enrico FERMI

La construction du réacteur Enrico Fermi a débuté en 1956 pour se terminer en 1963. La puissance maximum prévue pour la première charge du cœur était de 61 MWe. Le combustible était de l'uranium métal à 25,6% de  $^{235}\text{U}$ .

Fin 1962, une série d'incidents ralentit le programme des essais : décomposition du graphite boré entourant le cœur; les mécanismes de manutention du combustible sont endommagés; quelques tubes de l'échangeur de chaleur se rompent sous « l'effet chalumeau » obtenu après percement de l'un d'eux. Une violente réaction sodium-eau est muselée de justesse.

La criticité fut atteinte la première fois en août 1963. Par étapes progressives, la puissance fut amenée à 33 MWe pendant quelques jours en août 1966 avec couplage au réseau.

Le 5 octobre 1966, lors d'une montée en puissance devant permettre de collecter des informations supplémentaires sur des anomalies concernant les températures de 3 assemblages de combustible, à deux reprises un détecteur de réactivité donne des indications anormales, puis un signal d'alarme de détection de radiation se met à sonner. Le réacteur est arrêté manuellement alors qu'il atteint 10,3 MWe.

### Conséquences :

On estime que 10 000 Ci de produits de fission passèrent dans la couverture de gaz inerte (argon) et dans le circuit primaire de sodium. Les premiers contrôles permirent de penser que les canalisations de réfrigérant furent obstruées avant la montée en puissance, que les distorsions thermiques apparurent vers 2 MWe et la fusion du combustible vers 6 MWe.

Au niveau des assemblages, 2 d'entre eux (sur 105) avaient subi une fusion partielle mais très importante, un troisième était fortement tordu et un quatrième avait 7 de ses aiguilles de combustible (sur 140) gonflées à cause de la surchauffe.

### Causes :

Un dispositif en zirconium avait été fixé en bas du réacteur pour forcer le sodium réfrigérant à pénétrer dans le réacteur, même en cas de fusion partielle du cœur entraînant la chute de l'alliage d'uranium fondu risquant d'obstruer le passage principal du réfrigérant.

Les vibrations dues à l'écoulement du sodium avaient détaché 2 fragments de zirconium, dont l'un était venu boucher un conduit de passage du réfrigérant entre les assemblages de combustible, d'où l'échauffement puis la fusion de 2 d'entre eux.

Ce dispositif avait été rajouté très tard lors de la construction, sans étude préalable sérieuse (il s'avéra ultérieurement inutile et fut enlevé). Il ne figura jamais sur les plans du réacteur achevé si bien qu'il fallut attendre 4 mois après la découverte de ces fragments métalliques pour savoir qu'ils provenaient du réacteur lui-même et n'étaient pas des éléments extérieurs introduits par inadvertance.

Cet accident n'avait pas été pris en compte dans les études de sûreté.

### Ultérieurement

Après les réparations, durant les opérations de chargement du cœur en combustible, le 20 mai 1970, une double fuite d'eau et de 90 kg de sodium au niveau d'une pompe électromagnétique entraîna un feu sans conséquence grave.

E. Fermi a atteint une nouvelle fois la criticité le 18 juillet 1970, sa puissance nominale en octobre 1970 pendant 48 heures puis en décembre 1970 pendant 8 jours.

Pendant encore 2 ans, il a fonctionné avec de nombreux arrêts : problèmes de la maintenance des échangeurs, examen des assemblages, assemblages déformés, perte de sodium, etc... Ses promoteurs ont eu longtemps l'espoir de le faire marcher encore six ans pour expérimenter un nouveau cœur en  $\text{PuO}_2$ . Le feu vert administratif leur était pratiquement acquis, mais ils n'ont jamais pu réunir l'importante somme d'argent nécessaire à leur projet.

Sources :

- Figaro du 2 décembre 1974
- Nuclear Safety 12, n° 2, mars-avril 1971, p. 123
- Document E.D.F., cité dans « Questions sur le Nucléaire », Christian Bourgois éditeur, Document n° 13
- Nucleonics Week 1970 à 1973
- Joint Committee on Atomic Energy Hearings A.E.C. FY 1973, 22-23 février 1972, p. 1199

### 2c. Chevchenko

La construction de ce réacteur dura de 1964 à 1972. La première divergence eut lieu le 29 novembre 1972 et la montée en puissance se fit de mai à septembre 1973.

Une première fuite de quelques kilogrammes d'eau est détectée en mai 1973 entraînant un arrêt de la centrale pour réparation.

En septembre 1973, une fuite de 400 kg d'eau dans le sodium déclenche le dispositif de sécurité qui fonctionne normalement. Le réacteur est arrêté, réparé, remis en exploitation en janvier 1975.

En février 1975 enfin, une fuite apparaît sur un évaporateur remonté à la suite de l'incident ci-dessus. Cette fois une vanne d'admission d'eau ne s'est pas fermée et 800 kg d'eau passent dans le sodium. La suite de l'accident est décrite partie II, chapitre 2.

Sources :

- Rapport interne SEPTEN, NERSA référence E-SE/SN 76/09
- Nucleonics Week, 28 mars 1974.

### 2d. P.F.R.

Ce réacteur britannique de 250 MWe n'a pas connu d'accident majeur mais s'est signalé par la multiplicité des incidents techniques et la longueur des délais de sa mise en œuvre.

Le couplage au réseau était initialement prévu pour 1971. En juillet 1973 le démarrage est prévu pour la fin de l'année 1973, mais l'une des trois pompes primaires de sodium s'est bloquée pendant le test initial au sodium fondu puis l'une des trois pompes secondaires défaille à son tour.

Avec trois ans de retard, le réacteur atteint la criticité en mars 1974, et il est prévu de le coupler au réseau au début de l'été. De nouveaux ennuis interviennent alors qui retardent encore l'échéance : rupture dans une pompe, élément de combustible endommagé par une fausse manœuvre, fuite dans les échangeurs de vapeur, intrusion de 350 tonnes de goémons dans l'installation de captage d'eau de réfrigération pour le condenseur de vapeur à la suite de tempêtes exceptionnellement fortes, nouvelle rupture de pompe.

Pendant ces derniers incidents, il fonctionne à puissance rédui-

te de 70 MWth. Il est enfin couplé au réseau en février 1975 soit avec près de 4 ans de retard, mais encore en 1977 on ne sait pas si la puissance nominale sera atteinte cette même année ou en 1978.

Sources :

- Nucleonics Week, 26 juillet 1973, 18 octobre 1973, 28 février 1974, 8 août 1974, 19 décembre 1974
- Guide international de l'énergie nucléaire 1978, éd. O. Lesourd.

## 2e. Phénix

L'avant-projet date de 1966 et le début des travaux de 1968, la fin de la construction intervenant en 1973 avec la mise en sodium. La première divergence a lieu le 31 août 1973, le couplage au réseau le 13 décembre 1973 et la puissance nominale de 250 MWe est atteinte trois mois après, le 12 mars 1974.

La mise en exploitation industrielle commence en juillet 1974. En 1976, deux fuites de sodium à 3 mois d'intervalle entraînent un arrêt prolongé du réacteur.

### Descriptif de cet arrêt

Le sodium secondaire prend les calories au sodium primaire par l'intermédiaire de six échangeurs (3 circuits secondaires et 2 échangeurs par circuit) plongeant dans la cuve du réacteur.

Le 11 juillet 1976, une fuite de sodium secondaire se déclare sur l'un de ces échangeurs; le circuit concerné est mis hors service et la centrale est redémarrée aux deux tiers de sa puissance nominale. Le 5 octobre 1976, un incident similaire sur un échangeur de l'un des deux autres circuits oblige à l'arrêt complet. Un des échangeurs défectueux étant réparé, la centrale est remise en route fin juin 1977, donc après un arrêt de neuf mois.

Elle est de nouveau arrêtée le 31 août 1977 puis, marche à partir de fin 1977 au 2/3 de sa puissance nominale pour permettre la réparation progressive des échangeurs menaçant tous de la même panne.

La puissance nominale de 250 MWe est de nouveau atteinte fin avril 1978.

Sources :

- Revue du Nucléaire n° 5, janvier-février 1977
- Les surrégénérateurs, E.D.F., 1978, éd. Sofedir
- Inter-Info C.E.A., n° 31, 15 mai 1978.

## 2f. Clinch River

La signature du contrat date de 1972. Sa construction est projetée pour démontrer le bien fondé du choix de la filière surrégénérateurs à neutrons rapides et refroidissement par métal liquide

en vue de la production d'électricité. La puissance électrique prévue est de 350 MW, le taux de régénération ne devant pas être supérieur à 1,2. Sa mise en route est prévue pour 1982 avec un programme de 5 ans d'essais.

Les travaux, commencés en 1973, furent très vite interrompus par décision de justice émise par la Cour d'Appel du district de Columbia, aucun rapport sur l'influence des surrégénérateurs sur l'environnement n'ayant été fournis à l'A.E.C. (Atomic Energy Commission). Cette décision fut suivie de celle de la Cour Fédérale qui sursoit à l'octroi du permis de construire.

En février 1976, l'agence américaine de réglementation nucléaire, la N.R.C., n'a toujours pas donné l'autorisation définitive de construire ce réacteur pour des raisons de sécurité. La même année, le gouvernement américain du président Ford reprend le contrôle du projet que l'état partageait auparavant avec une entreprise publique et une autre privée (T.V.A. et Continental Edison).

Les années 1977 et 1978 se passent en lutte au sommet aux U.S.A. à propos du réacteur de Clinch River. En mars 1977 le président Carter annonce que cette filière « représente un risque potentiel pour la sécurité ». En cours d'année, le Sénat puis la Chambre des représentants votent des crédits substantiels pour Clinch River. Carter leur oppose son veto avec l'argumentation suivante :

- le projet est dépassé sur le plan technique
- il est non rentable sur le plan économique
- il compromet la politique du gouvernement visant à lutter contre la prolifération de la technologie des armes nucléaires.

En septembre 1978, le congrès a voté contre le veto présidentiel. Cette épreuve de force n'a débouché sur aucune décision définitive.

Sources :

- La Recherche, n° 49, octobre 1974
- Le Monde, 10 février 1976
- Le Monde, 22 mars 1977.

## **Partie II**

### **Fonctionnement du surgénérateur et risques d'accidents**

## 1. A PROPOS DES ACCIDENTS DE DISLOCATION DU CŒUR

Les accidents graves susceptibles d'endommager le cœur du réacteur et de provoquer des rejets radioactifs à l'extérieur de la centrale sont toujours caractérisés par un déséquilibre entre d'une part l'énergie libérée par la réaction nucléaire et les désintégrations radioactives des produits de fission, et d'autre part l'extraction hors du cœur de cette énergie.

Si lors de cet accident les barres chutent, alors il peut s'agir de l'accident de non-évacuation de la puissance résiduelle (équivalent à l'accident de Three Mile Island). Fusion du cœur, perçage de la cuve, rejets radio-actifs considérables, telles peuvent être les conséquences d'un tel accident. Si les barres ne chutent pas on est en présence d'un accident pouvant se conclure par l'explosion du cœur et la rupture du confinement. L'explosion du cœur peut avoir deux origines distinctes.

a) Une excursion nucléaire : le déséquilibre entre chaleur produite et la chaleur extraite entraîne la montée en température du cœur, et l'ébullition du sodium. Lorsque le cœur se vide de sodium, l'accroissement de réactivité est tel que le seuil prompt critique peut être dépassé : c'est l'excursion prompte critique ou excursion nucléaire qui se termine par la dispersion du combustible. L'explosion peut libérer une énergie atteignant selon certaines estimations américaines 1 500 à 2 700 MJ soit 2 à 3 fois plus que ce qui peut être contenu par l'enclume (800 MJ). Il n'est pas possible d'exclure avec certitude l'obtention d'un résultat aussi pessimiste.

b) Un second processus susceptible d'entraîner une libération explosive d'énergie est l'interaction sodium-combustible fondu. Si le combustible n'est pas dispersé par l'excursion, alors la mise en contact de combustible fondu et du sodium liquide lors de l'accident du cœur peut libérer des quantités d'énergie mécanique très supérieures à ce que peut contenir le confinement. Le phénomène est identique à celui que l'on observe en jetant de l'eau dans de l'huile bouillante. Les bases physiques de ce phénomène, les conditions de son déclenchement, son rendement sont encore très mal connus, et font l'objet de recherches théoriques et expérimentales intenses. Les quelques chiffres ci-dessous permettent de comprendre la gravité des incertitudes qui pèsent à ce sujet.

Pour Super-Phénix :

Energie mécanique susceptible d'être libérée (maximum théorique) :	10 000 à 20 000 MJ
Extrapolation des expériences de laboratoire « CORECT » (maximum) :	3 000 MJ

Code de calcul sommaire TRACONA/BUEE : 550 MJ  
Ces chiffres devront être comparés à la capacité de la cuve 800 MJ.

*Il faut comprendre ici que l'on peut être certain que si le maximum théorique ne peut être atteint, il n'est pas possible d'affirmer que le rendement d'une éventuelle interaction sera suffisamment faible pour que l'intégrité du confinement soit maintenue.*

*Il faut noter aussi que ces accidents généralisés comme d'autres accidents plus localisés conduisent à la fusion de tout ou partie du cœur. Un « cendrier » devait recueillir le combustible fondu et éviter l'obtention de masses critiques. En fait les difficultés techniques n'ont pu être résolues et l'embryon de cendrier ne pourra recueillir que 7 assemblages fondus.*

*Enfin il est important de remarquer que le confinement de Super Phénix est relativement beaucoup moins résistant que les confinements des réacteurs à neutrons rapides américains ou allemands.*

Il est inévitable d'employer dans cette discussion des termes horribles tels que « explosion ».

F.R. FARMER

## 1.1 INTRODUCTION

C'est en ces termes que F.R. FARMER (1) haut responsable britannique de la Sûreté Nucléaire introduisait en 1971 une discussion sur la sûreté des réacteurs à neutrons rapides. Aucune objection ne fut alors soulevée. En 1975, le service d'évaluation de sûreté des piles du C.E.A. soulignait qu'un réacteur à neutrons rapides pouvait être le siège d'une explosion nucléaire (2). En 1976, tandis que les doutes concernant la sûreté de la filière s'amplifiaient, ce vocabulaire disparaît de la littérature nucléaire française. P. TANGUY (3), chef du département de sûreté nucléaire du C.E.A. avait mis de l'ordre en déclarant « le terme d'excursion nucléaire est le seul qui convienne ».

Pourtant même si l'échelle des temps est différente (l'excursion nucléaire est mille fois moins rapide que l'explosion d'une bombe atomique), même si l'échelle des énergies est différente (mille fois moins énergétique), le principe physique de l'explosion est le même dans les deux cas. C'est tellement vrai que l'on a utilisé le code PAD mis au point à Los Alamos pour le calcul des bombes atomiques pour étudier l'accident de dislocation du cœur du réacteur de Clinch-River (4).

Les surrégénérateurs à neutrons rapides refroidis au sodium, tel Phénix ou Super Phénix, se distinguent des réacteurs à eau légère Fessenheim, Bugey, Tricastin, par la possibilité d'un accident conduisant à la dispersion explosive du cœur du réacteur. Au contraire des réacteurs à eau légère les réacteurs à neutrons rapides sont très sensibles aux modifications de la géométrie du cœur qui n'est pas dans sa configuration la plus réactive. Il est alors théoriquement possible que la modification de géométrie conduise au franchissement du seuil critique prompt et à une dispersion explosive du combustible : l'excursion nucléaire. Cela fut mis en évidence pour la première fois par BETHE et TAIT en 1956 (5). Le même résultat peut en outre être atteint par effet de vide de sodium. De plus l'éventualité d'un couplage de l'excursion de puissance et d'une interaction thermique sodium-combustible est maintenant envisagée.

Il s'agit là de l'accident le plus grave qui puisse survenir à Super Phénix.

Les constructeurs de Super Phénix ont pris en compte ce risque et cela se traduit :

1. - Par l'importance des dispositifs de sécurité prévus pour tenter d'interdire son initiation, notamment :

- 4 pompes primaires et 4 boucles de sodium secondaire.

- système de 24 barres de commande et de sécurité, groupées en systèmes de principes différents.

- surveillance complexe du cœur (mesures de température, de réactivité, détection de ruptures de gaine, d'ébullition du sodium, de fuites de sodium, etc.).

2. - Par l'importance et le coût des dispositifs destinés à tenter de contenir les effets de l'accident de dispersion du cœur, ou à limiter son amplitude :

- multiplication des enceintes de sécurité ou « barrières ».

- présence de circuits dit « d'ultime secours ».

Il doit être clair qu'on ne dote pas un équipement industriel d'un tel arsenal de mesures de sécurité lorsque le risque est imaginaire. Tous les travaux effectués actuellement montrent en effet « qu'il est difficile de démontrer aujourd'hui que la probabilité d'apparition d'un accident de dispersion du cœur est si basse qu'il est inutile de la considérer » (7).

En outre nous montrerons que la présence de dispositifs ayant pour rôle d'atténuer les conséquences de l'accident une fois déclenché reste d'une efficacité non prouvée, les quantités d'énergie libérées lors de l'accident étant très mal connues.

## L'accident de référence

Nous avons vu que, dans le rapport préliminaire de sûreté, deux hypothèses étaient envisagées pour le déroulement de l'accident maximal de dimensionnement du confinement. En cas d'excursion de puissance (provoquée par exemple par l'ébullition du sodium du circuit de refroidissement primaire consécutive à un arrêt des pompes de ce circuit sans chute des barres de contrôle), on envisage soit une interaction thermique violente entre sodium et combustible (scénario excursion-interaction), soit une recompaction du cœur entraînant une seconde excursion nucléaire (scénario excursion-recompaction). Ces différents scénarios ne sont d'ailleurs pas connus de certains ingénieurs du C.E.A. travaillant à la sûreté des réacteurs à neutrons rapides, et qui - fait cocasse qui mérite d'être signalé - ne disposent même pas du rapport préliminaire de sûreté.

Le scénario excursion-interaction au cours duquel la première excursion nucléaire ayant dispersé le combustible fondu, est suivie d'une interaction thermique violente entre le sodium « froid » à 900°C et le combustible « chaud » à 3 000°C peut être schématisé de la manière suivante :

**Phase 1** : la première excursion nucléaire provoque la fusion et la dispersion d'une certaine masse de combustible, de produits de fission et de gaines mêlées. Une partie du combustible vaporisé exerce des contraintes violentes sur l'enceinte.

**Phase 2** : la masse de combustible fondue interagit violemment avec le sodium beaucoup plus froid.

## **Dispersion – code SUREX : sur l'importance des conditions initiales**

WILSON (4), FAUSKE (7) insistent particulièrement sur l'importance des conditions initiales, au début de la phase de dispersion du cœur. La réactivité, le niveau de puissance, la température du cœur à cet instant sont des données essentielles et très mal connues.

Une variation de quelques centaines de degrés, de la température du cœur à l'instant de la dispersion peut doubler l'énergie mécanique produite.

Il en est de même pour la vitesse d'insertion de réactivité : un passage de 100 \$/s à 125 \$/s double la libération d'énergie mécanique (10). Cela pose le problème du passage d'un code à l'autre. De SURDYN à SUREX. C'est en effet SURDYN qui fixe les conditions initiales de SUREX. Cette incertitude considérable n'est pas discutée dans le rapport préliminaire de sûreté.

Il est clair que la cinétique et le mode de défaillance des gaines, l'état du combustible à cet instant, les caractéristiques des matériaux à ces températures (au-dessus de 900°C) sont très mal connues et pourtant ces données sont fondamentales pour les calculs.

Les expériences CABRI chargées d'apporter quelques réponses arrivent trop tard pour la sûreté de Super Phénix. Ce programme est en effet chargé d'étudier notamment « le seuil de rupture des gaines, l'instant de la rupture par rapport au pic de puissance, la vitesse d'éjection du sodium, les mouvements de combustible dans l'aiguille, etc. » (9).

### **– Incertitudes concernant l'effet sur la réactivité des mouvements de combustibles**

La dispersion du cœur commence avec les premières ruptures de gaines, produisant les premiers mouvements de combustible. Le cœur n'étant pas dans sa configuration la plus réactive, ces mouvements de combustible peuvent éventuellement accroître la réactivité. On considère en général (4) que si l'aiguille se rompt près du milieu du cœur, le combustible fondu propulsé par les gaz de fission peut se concentrer vers le centre produisant ainsi un accroissement de réactivité. Au contraire, si les aiguilles se rompent au-dessus du plan médian, la réactivité peut décroître.

Il est bien évident que de tels phénomènes sont très difficiles à connaître avec précision dans les conditions de l'accident et dépendent de très nombreux paramètres.

### **– Incertitudes sur la masse fondue**

La masse de combustible fondu est un paramètre important pour l'étude de la phase suivante de l'accident : l'interaction

sodium-combustible fondu.

Parmi les paramètres qui influent sur la masse totale fondue, on peut citer le « temps de vidange » du sodium dans les assemblages au cours de l'ébullition, la cohérence de vidange des assemblages, l'âge du cœur, sa température et la quantité de produits de fission (oxyde de césium et de rubidium) décomposés, etc...

Le tableau suivant, établi à l'aide de chiffres relevés dans le rapport de sûreté, montre l'influence de la surchauffe sur la masse fondue et sur l'énergie mécanique dégagée par l'interaction thermodynamique. Ces chiffres concernant l'énergie mécanique doivent être examinés avec prudence puisqu'ils ne tiennent pas compte des autres causes d'erreur dans le calcul de l'énergie, en particulier l'erreur sur le rendement de la conversion énergie thermique-énergie mécanique dont nous parlerons plus loin. Ce tableau indique donc l'influence qu'aurait sur l'énergie mécanique dégagée pendant une interaction thermodynamique violente sodium-combustible, une erreur sur le temps de vidange, indépendamment des autres causes d'erreur possibles.

Enfin ce tableau suppose que tous les produits de fission sont décomposés, ce qui est l'hypothèse la plus optimiste. Si l'on suppose que 20 % des produits de fission sont décomposés, l'énergie mécanique dégagée passe de 550 à 700 mégajoules dans le cas I (augmentation de presque 30 %). Là encore, il est indéniable qu'une hypothèse similaire sur les produits de fission appliquée au cas II ou V du tableau I aurait des conséquences catastrophiques pour la cuve.

	Masse fondue (calculée par les codes SURDYN/SUREX)	Energie mécanique dégagée (calculée par les codes TRACONA/BUEE)
I Temps de vidange 0,4 s (- surchauffe 50°C) cœur irradié depuis 6 mois.	10 t.	550 MJ
II Temps de vidange 0,4 s cœur irradié depuis 1 mois.	12 t.	700 MJ
III Temps de vidange 0,4 s cœur neuf.	18,5 t.	1 200 MJ
IV Temps de vidange 1 s (- surchauffe 20°C) cœur irradié depuis 6 mois.	5 t.	300 MJ
V Temps de vidange 0,2 s (- surchauffe 150°C) cœur irradié depuis 6 mois	11,5 t.	650 MJ
Limite d'intégrité de l'enceinte		800 MJ

### 1.3 INCERTITUDES CONCERNANT L'INTERACTION SODIUM-COMBUSTIBLE FONDU

En 1962 au cours du test 54, le cœur du réacteur d'essais, SPERT 1, (USA) explosait. Cet événement n'eut pas de conséquences graves : il s'agissait d'un réacteur de très petite taille, prévu précisément pour subir des essais qui pouvaient s'avérer destructifs. Le test 54 n'aurait pas dû conduire à la destruction de SPERT, il s'agissait d'une montée transitoire de puissance, d'une expérience de routine... Cet accident attira l'attention sur l'importance que pouvait avoir un phénomène jusqu'alors ignoré par la sûreté nucléaire : l'interaction violente entre combustible fondu et fluide caloporteur.

Le fluide caloporteur de SPERT 1 était de l'eau, le combustible de l'uranium métal. L'examen des débris du cœur révéla qu'une portion considérable du combustible avait fondu. L'excursion de puissance avait rapidement surchauffé le combustible provoquant l'ébullition localisée de l'eau, et le premier pic de pression. Cette ébullition vida les canaux de refroidissement, ce qui entraîna la cessation de l'évacuation de chaleur et la fusion du combustible et des gaines. 15 ms après le premier pic de pression l'eau revenait dans les canaux vidés précédemment, et entraînait en interaction avec le combustible fondu. C'était l'explosion. C'est un accident de même type qui serait survenu au réacteur BORAX en 1954 dont la cuve en acier fut rompue sous l'effet des contraintes provoquées par une pression estimée à 700 bars (interaction combustible eau).

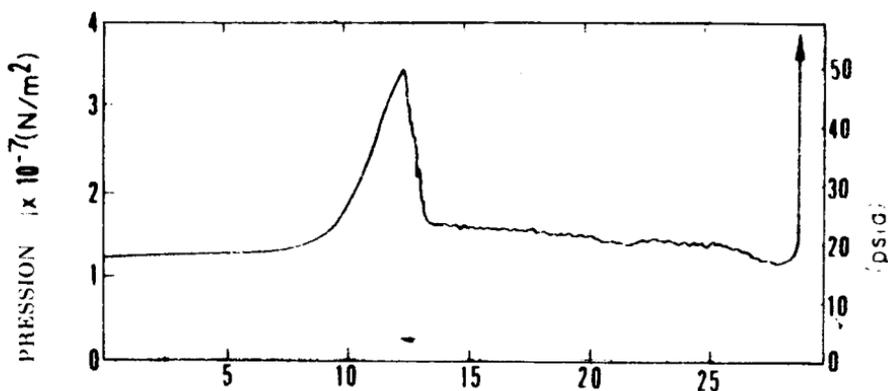


Figure 2 : enregistrement de la pression dans le réacteur SPERT avant son explosion. (D'après la référence 12). L'explosion a détruit l'appareillage de mesure.

Il est intéressant de noter qu'il fallut l'accident de SPERT pour que soit pris en considération un phénomène qui, pourtant, n'était pas totalement inconnu. Des accidents attribuables à une

interaction violente entre deux fluides de températures différentes furent signalés dès le milieu du 19<sup>e</sup> siècle dans la métallurgie. Plus près de nous, en 1958 dans une fonderie d'aluminium un accident de ce type provoqua la mort de 6 personnes et 1 million de dollars de dégâts.

Au Québec dans une fonderie, 45 kg d'acier fondu mis en contact avec 300 litres d'eau provoquaient une explosion qui tua un ouvrier et en blessa plusieurs autres. La dalle de béton du sol, de 30 cm d'épaisseur, fut brisée, 6 000 vitres éclatèrent. Les murs extérieurs de la fonderie furent aussi endommagés.

Des explosions similaires, mais moins violentes, apparaissent plus fréquemment encore dans l'industrie du papier lors de la mise en contact de pâte à papier fondue et de bains froids.

La mise en contact de gaz naturel liquifié et d'eau pourrait aussi provoquer de telles explosions. Citons encore les éruptions de lave dans de l'eau comme provoquant parfois des interactions violentes.

### 1.3.1 NATURE PHYSIQUE DE L'INTERACTION THERMIQUE

Lors du contact physique entre deux corps se trouvant à des températures différentes, il se produit un transfert de chaleur entre ces deux corps. Le corps froid tend à se réchauffer, le corps chaud à se refroidir. Si le corps le plus froid (le réfrigérant) a une température de vaporisation bien inférieure à la température du corps chaud, l'échange thermique peut conduire à la vaporisation du réfrigérant. Lorsque ces deux corps sont des fluides leur mélange peut s'effectuer très intimement, si bien que la vaporisation du réfrigérant peut se produire très brutalement et de manière explosive. Il y a alors interaction (thermique) violente.

Chacun a pu expérimenter ce phénomène en plaçant un peu trop rapidement des frites dans une bassine d'huile un peu trop chaude. Les frites sont initialement humides: lorsqu'on les plonge dans l'huile, l'eau qui les recouvre se vaporise très brutalement, entraînant des projections d'huile parfois violentes: on a assisté à une mini-interaction thermique violente huile-eau (\*).

Les problèmes physiques posés par cette interaction appelée parfois thermique, parfois thermodynamique, sont très nombreux et encore mal résolus.

### 1.3.2 INTERACTION THERMIQUE SODIUM-COMBUSTIBLE FONDU

Un accident localisé (bouchage d'assemblage), ou généralisé

(\*) *Commentaire de tante Marie: il faut toujours bien essuyer les frites avant de les plonger dans l'huile. C'est mon secret.*

(perte de refroidissement sans chute des barres), survenant à un réacteur à neutrons rapides peut conduire à la fusion du combustible et à la mise en contact éventuelle du combustible fondu et du sodium liquide. Une interaction violente sodium-combustible peut alors être initiée.

### 1° Rendement théorique de l'interaction

Comme dans un moteur, l'interaction thermique permet de transformer une énergie thermique accumulée dans le combustible, en énergie mécanique, sous la forme de bulles de sodium gazeux sous pression susceptibles d'effectuer un certain travail. Il n'est pas possible, ici comme dans un moteur, de transformer toute cette énergie thermique en travail. Il existe une limite théorique qui ne peut être dépassée. Les calculs théoriques de Hicks et Menzies (13), de Board et Hall (14), ainsi que ceux effectués au C.E.N.G. à Grenoble (15), prévoient un rendement théorique de l'interaction sodium-combustible de l'ordre de 30 à 40 %. Il faut noter que ce rendement dépend entre autre de la température du combustible lors de la mise en interaction. Selon cette température et selon la méthode de calcul on obtient un rendement correspondant à une énergie mécanique susceptible d'être libérée (en théorie) variant de 300 J/g (18) de combustible à 600 J/g (15).

Il s'agit là bien sur d'un maximum théorique.

Les expériences réalisées ont pour but de voir si ce maximum est susceptible d'être atteint ou approché.

### 2° Etat des recherches expérimentales

a) La possibilité d'une interaction violente sodium-combustible oxyde, a été mise en évidence par trois expériences d'Amstrong (16). L'injection de **quelques grammes de sodium dans un bain d'oxyde d'uranium** liquide a produit une explosion de vapeur avec une formation d'onde de choc.

On dit souvent que seul ce type d'expérience a conduit à une interaction violente. Pourtant l'expérience inverse : injection de gouttes d'oxyde d'uranium  $UO_2$  dans un bain de sodium liquide aurait selon Amblard et ses collaborateurs (17) produit une interaction violente. Cette expérience fut effectuée à Grenoble.

b) Des expériences plus élaborées ont été conçues pour obtenir des valeurs expérimentales du rendement de l'interaction : En France, JEF et CORECT (Grenoble). Il semble que ces experien-

ces n'ont jamais eu vraiment un caractère explosif. Il faut remarquer ici qu'une interaction peut avoir un fort rendement sans être vraiment explosive (temps d'interaction long), ou peut avoir un faible rendement et pourtant être de nature explosive (temps d'interaction court). Les expériences où l'oxyde fondu était injecté dans le sodium ont donné des rendements inférieurs à 1% (JEF : 0,7% (18), TREAT aux USA : 0,1% (4)). Des rendements plus importants ont été obtenus lorsque le sodium était injecté dans UO<sub>2</sub> fondu (CORECT).

Ainsi l'expérience CORECT 1 aurait conduit à des rendements de 10 à 100J/g d'UO<sub>2</sub> soit de 1 à 10% selon les sources bibliographiques. Selon (18) c'est 10J/g. Selon le rapport préliminaire de sûreté l'interaction serait « non négligeable » et de 30J/g d'UO<sub>2</sub> (tome IV pages 33 et 67) si l'on rapporte l'énergie dégagée à la masse totale de combustible, mais de 100 J/g si l'on rapporte cette énergie à la masse d'UO<sub>2</sub> entrée effectivement en interaction.

L'un des tests CORECT est décrit dans (4) nous en reproduisons ci-dessous les résultats :

masse de sodium 300g  
masse totale d'UO<sub>2</sub> 2400 g  
énergie libérée 23800 J

La masse d'UO<sub>2</sub> effectivement entrée en interaction est mal connue (17) mais on sait que 300 g d'UO<sub>2</sub> ont été fragmentés (dont 30 g très finement : grains inférieurs à 100  $\mu$ ). Si l'on considère que cette fragmentation est nécessaire à l'interaction, alors on peut admettre que ce sont 300 g d'UO<sub>2</sub> (soit 12,5%) qui sont rentrés en interaction avec le sodium. Le rendement de l'interaction est alors de 80J/g chiffre voisin de celui du rapport préliminaire de sûreté.

Nous retiendrons donc que si l'on rapporte les résultats de CORECT 1 à la masse de combustible effectivement entrée en interaction le rendement atteint est de l'ordre de 100 J/g d'UO<sub>2</sub>.

c) P. Tanguy (19) résume bien les enseignements des expériences diverses qui ont été réalisées :

« Parmi les expériences réalisées à ce jour avec de l'UO<sub>2</sub> et du sodium, seuls trois essais hors pile d'Armstrong avec injection de quelques grammes de sodium dans de l'UO<sub>2</sub> liquide ont mis en évidence une explosion de vapeur avec formation d'onde de choc. Tous les autres aussi bien hors pile qu'en pile, n'ont pas montré clairement de phénomènes violents. Mais il n'est pas encore possible d'aboutir à des conclusions définitives car, ni les conditions réelles de mise en contact, ni les conditions physico-chimiques du combustible irradié n'ont été reproduites. De plus, la fragmentation du combustible qui est considérée comme une des conditions nécessaires

à une interaction violente, a été observée dans tous les cas. On ne peut pas s'en tenir à ces quelques résultats. Une estimation réaliste des possibilités d'interaction est indispensable et tant qu'une compréhension suffisante des phénomènes, permettant des prédictions quantitatives, n'aura pas été acquise, il subsistera des incertitudes pour lesquelles l'évaluation de sûreté devra prendre en compte des marges appropriées afin de confiner les produits dangereux pour le public et l'environnement.

Cependant, les nombreuses études, tant expérimentales que théoriques, menées ces dernières années, ont permis des progrès dans la compréhension des phénomènes se produisant lors de la mise en contact de produits liquides chauds avec des réfrigérants liquides froids. »

Il est vrai que P. Tanguy estime ensuite que Super Phenix tient compte des incertitudes existantes. Nous ne le suivrons pas jusque là...

Il nous semble également intéressant de citer l'avertissement d'HANNAFORD (20) : « Il est vrai que la plupart des expériences n'ont pas à ce jour, produit d'interaction dans les conditions régnant dans un réacteur rapide. On ne devrait pas cependant ignorer les expériences d'Amstrong. Il n'est pas encore possible, en dépit de toutes les recherches de décrire le phénomène par des théories qui satisfassent tous les experts et qui excluent la possibilité d'interaction dans les réacteurs rapides refroidis au sodium. »

### 1.3.3 SUPER PHENIX ET L'INTERACTION SODIUM-COMBUSTIBLE FONDU

Les données expérimentales et concernant l'énergie mécanique sont donc les suivantes pour Super Phenix :

- a) maximum théorique de l'interaction sodium combustible  
10000 à 20000 MJ
- b) expérience CORECT conduisant à un rendement de 100 J/g d'UO<sub>2</sub> (rapporté à la masse d'UO<sub>2</sub> effectivement entrée en interaction). Dans Super Phenix si les 30 tonnes de combustible rentraient en interaction avec un rendement identique on obtiendrait une libération d'énergie égale à 3000 MJ.
- c) la cuve est en principe calculée pour résister à une libération explosive d'énergie mécanique de 800 MJ
- d) un calcul (code TRACONA/BUEE), issu d'une modélisation grossière d'un phénomène mal compris, donne pour une interac-

tion mettant en jeu 10 tonnes de combustible, une libération d'énergie de 550 MJ... Signalons qu'en prenant le rendement de 100J/g du b) on obtiendrait pour 10 tonnes de combustible fondu une énergie mécanique de 1000 MJ.

Ces chiffres sont liés à l'énergie libérée par gramme de combustible entrant **effectivement en interaction** : 300 à 600 J/g maximum théorique, 100 J/g CORECT 1, 55J/g Super Phenix (code TRACONA/BUÉE).

Ainsi le rendement de l'interaction calculée au moyen du code TRACONA/BUÉE est-elle inférieure au rendement obtenu dans certaines des expériences CORECT 1 !

Certes, cette dernière expérience est loin de reproduire les conditions de mise en interaction qui pourraient être observés dans un accident généralisé du coeur dans Super Phenix. Mais cela peut être un facteur favorable, ou non. Car en fait :

- Que sait-on de l'effet des gaz de fission et des matériaux de structure ?
- Que sait-on des propriétés thermiques de l'oxyde mixte UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub> (les expériences ont toujours porté sur le plus commodément manipulable UO<sub>2</sub>) ?
- Que sait-on de la résistance des gaines au moment du choc thermique consécutif à l'excursion nucléaire (plus cette résistance est grande plus l'interaction risque d'être violente) ?
- Que sait-on enfin, à propos des expériences réalisées, de l'effet de la taille de l'expérience sur le rendement de l'interaction ?

Bien d'autres questions pourraient être posées encore. L'essentiel est de dire qu'un risque a été pris lorsque la limite d'intégrité de la cuve a été fixée à 800 MJ.

#### **Il faut que cela soit connu.**

Enfin, il faut noter que la phase « interaction sodium-combustible », qu'elle soit violente ou non, conditionne la suite de l'accident et particulièrement l'apparition de criticités secondaires (seconde excursion nucléaire).

P. TANGUY (19) en mars 1976 à TOKYO, alors que le dessin de Super Phénix était prêt et qu'il ne pouvait plus être question de remettre en cause les grandes options du projet déclarait :

« Pour connaître les limites supérieures du dégagement d'énergie mécanique, il est nécessaire d'accentuer la poursuite des essais et de leur interprétation. Si les effets mécaniques s'avéraient faibles, voire inexistant, il serait bon de mettre alors tout l'effort sur l'étude du devenir des débris de combustible pour éviter leur accumulation et les criticités secondaires, et pour les stabiliser dans des configurations permettant l'évacuation sûre de la puissance résiduelle. »

On voit que subsiste là un excellent sujet de recherches dans un domaine encore largement inexploré...

### 1.3.4 INTERACTIONS LOCALISEES

Un accident localisé se produisant dans un ou plusieurs assemblages peut être initié, par exemple lors d'un bouchage du pied de ces assemblages (tel que celui qui s'est produit dans le réacteur surrégénérateur FERMI). A la suite de ce défaut de refroidissement le combustible fond localement et peut entrer en interaction violente avec du sodium, ce qui créerait une petite explosion qui pourrait endommager des assemblages voisins, produire d'autres fusions d'éléments combustibles, etc.

Pierre Tanguy (19) remarque que la résistance importante du tube hexagonal contenant chaque assemblage est susceptible de s'opposer à la propagation de l'accident. Cette résistance n'est pourtant pas suffisante pour s'opposer avec succès à la libération d'énergie mécanique lors d'une interaction à rendement relativement fort. L'expérience CORECT II n'aurait pas mis en évidence de forts rendements. Il faut cependant rappeler encore que cette expérience ne prétend pas reproduire toutes les conditions physico-chimiques qui seraient celles de Super Phénix, et il reste que le phénomène est théoriquement possible... Certains considèrent d'ailleurs ce phénomène comme plus probable qu'une interaction généralisée.

### 1.4 INCERTITUDES CONCERNANT UNE RECOMPACTION EVENTUELLE DU COMBUSTIBLE.

La première excursion pourrait être suivie d'une seconde excursion nucléaire à la suite d'une brutale recompaction du cœur. En effet, à la fin de la première excursion nucléaire, la partie supérieure du cœur peut avoir été soulevée. On envisage que cette partie supérieure pourrait retomber sur la partie inférieure (figure 3).

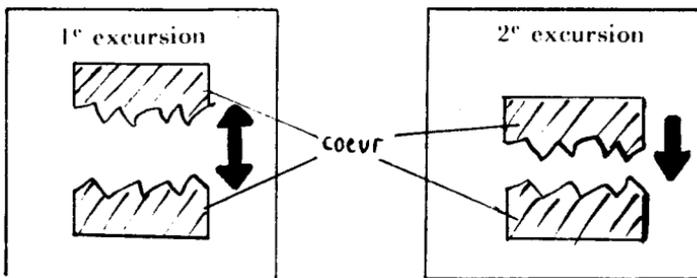


Fig. 3. Recomposition du cœur entraînant une deuxième excursion

Le code SUREX a été de nouveau utilisé, et prédit que l'énergie libérée lors de cette excursion serait de l'ordre de 500 à 800 mégajoules.

Notons que les hypothèses du calcul sont telles que l'énergie mécanique dégagée se trouve minimisée : en effet on suppose que :

- la puissance initiale est égale à la puissance résiduelle,
- la réactivité initiale est égale à celle du cœur nominal,
- la chute gravitaire se fait sur une hauteur de 2 cm.

Il est évident qu'il est difficile d'utiliser une analyse mécaniste pour l'évaluation des conséquences de cette séquence accidentelle. Mais ici encore on ne peut s'empêcher de comparer Clinch River à Creys-Malville. Il est envisagé pour Clinch-River des insertions de réactivité de l'ordre de 50 à 100 \$/s, une chute gravitaire de 20 cm, des énergies libérées de 370 mégajoules, ceci pour un cœur quatre fois plus petit que celui de Super-Phénix. Enfin, toujours pour Clinch-River et même si l'on considère une seconde criticité comme peu vraisemblable, on n'hésite pas à envisager une interaction sodium-combustible sur le haut des assemblages : cette interaction pourrait précipiter la partie haute sur la partie basse à des vitesses supérieures à celles obtenues lors d'une chute gravitaire.

## **1.5. L'EVACUATION DE LA PUISSANCE RESIDUELLE EN ULTIME SECOURS, A PARTIR D'UN CŒUR INTACT.**

### **1.5.1 INTRODUCTION : LA PUISSANCE RESIDUELLE.**

Lorsque les barres de contrôle d'un réacteur nucléaire tombent dans le cœur, la réaction en chaîne est arrêtée, mais le cœur continue de dégager une certaine quantité de chaleur : c'est la puissance résiduelle, libérée par les produits de fission et d'activation. Cette chaleur doit être évacuée, si l'on veut éviter de graves conséquences : fluage de la cuve, fusion du cœur, incendie du sodium primaire. C'est pourquoi le décret d'autorisation de création (DAC) de la centrale de Malville, paru au Journal Officiel du 28 mai 1977, stipule :

« En cas de défaillance totale de l'ensemble des moyens normaux de refroidissement, une évacuation en secours de la puissance résiduelle sera assurée de façon à éviter un endommagement grave des éléments combustibles. »

Une telle exigence n'est pas une précaution prise pour prévenir un accident totalement hypothétique, mais est au contraire de la plus haute importance en ce qui concerne la sécurité de la centrale. L'accident récent survenu début avril 1979 à la centrale PWR de Three-Mile Island aux Etats-Unis vient à point pour nous

démontrer la réalité de tels accidents. C'est en effet parce que les techniciens n'arrivaient pas à évacuer la chaleur résiduelle des produits de fission après arrêt de la centrale que l'on a craint pendant presque une semaine la fusion du cœur, avec les conséquences dramatiques qui en auraient résulté.

Il est donc capital que les constructeurs de Super-Phénix garantissent **formellement** l'évacuation de la puissance résiduelle dans toutes les circonstances – de routine ou accidentelles – consécutives à un arrêt de la réaction en chaîne dans le cœur. Nous allons voir en fait que cette garantie n'existe pas.

Supposons qu'à un instant  $t = 0$ , le réacteur Super-Phénix fonctionne à pleine puissance (sa puissance thermique est alors de 3 000 MW, ce qui correspond à 1 200 MW électriques), et qu'à ce moment les barres de contrôle tombent en une seconde. Les estimations faites en 1974 pour la puissance résiduelle étaient les suivantes :

$t = 1$ seconde	$P = 210$ MW (thermiques)
$t = 1$ minute	$P = 120$ MW
$t = 1$ heure	$P = 48$ MW soit 1,6% de la puissance nominale
$t = 1$ jour	$P = 15$ MW soit 0,4% de la puissance nominale
$t = 1$ mois	$P = 6$ MW

### 1.5.2 L'EVACUATION DE LA PUISSANCE RESIDUELLE APRES CHUTE DES BARRES.

Suivant les raisons qui ont conduit à l'arrêt du réacteur, différents cas sont à considérer :

a) cas « normal ». Si l'arrêt du réacteur n'est pas consécutif à un incident survenant aux pompes des circuits sodium ou aux générateurs de vapeur, la puissance résiduelle est évacuée par les deux circuits de sodium et par les générateurs de vapeur qui fonctionnent noyés. Il n'y a alors aucun problème, puisque la puissance résiduelle est faible comparée à la puissance que peut évacuer ces circuits en fonctionnement nominal.

b) indisponibilité des générateurs de vapeur, bon fonctionnement des pompes.

Supposons maintenant que l'incident qui a conduit à l'arrêt de la centrale affecte les générateurs de vapeur, et que ceux-ci soient indisponibles, mais que les pompes du sodium primaire et secondaire fonctionnent toujours. On prévoit alors des échangeurs de secours sodium-air qui sont implantés sur chaque boucle de sodium secondaire. Il était prévu à l'origine que l'évacuation de la chaleur se fasse par convection forcée dans le sodium et convection naturelle dans l'air.

Le rapport de Sûreté (chapitre III.1. p. 30) précise à ce propos qu'on ne peut ainsi évacuer que 0,7 % de la puissance nominale, ce qui est insuffisant pendant les premières heures suivant l'arrêt. Le même rapport précise alors :

« La mise en service des ventilateurs auxiliaires (action manuelle) permet un accroissement de la puissance extraite qui peut atteindre 1,5 % environ de la puissance nominale... Avec quatre échangeurs sodium-air en service (...) la température maximale du sodium primaire serait de 530°C au bout d'une journée environ. »

Il ne semble donc pas que dans ce cas il y ait des problèmes. Notons cependant que la marge de sécurité dont on dispose repose sur le comportement des opérateurs amenés à manœuvrer ces ventilateurs manuels, ainsi que sur le bon fonctionnement de ces ventilateurs.

#### **c) indisponibilité des pompes des circuits de sodium primaire et secondaire.**

La troisième possibilité est une panne totale des pompes des circuits de sodium, primaire et secondaire. Ce cas est évidemment plus défavorable que le précédent, puisque le sodium ne peut plus circuler. Le rapport de Sûreté affirme alors (chapitre III.1. p. 31) :

« un fonctionnement en convection naturelle généralisée (au primaire, au secondaire et sur l'air) ne paraît pas poser de difficultés particulières dans l'état actuel des études. »

Il semble d'après la référence (21) (p. 129) que l'on ait vérifié sur Phénix que

« le refroidissement du cœur par convection naturelle s'établit comme prévu lorsque l'on procède à un arrêt des pompes, le réacteur fonctionnant à puissance réduite équivalente à la puissance résiduelle. »

En fait nous montrons ci-dessous en quoi la référence à Phénix n'est absolument pas décisive en ce qui concerne Super-Phénix.

#### **d) disparition des circuits normaux d'évacuation de puissance.**

Enfin il peut arriver que les pompes primaires, les pompes secondaires et les échangeurs sodium-air soient indisponibles : c'est l'accident de disparition des circuits normaux d'évacuation

de la puissance (DCNEP). On estime que cet accident ne devrait pas arriver plus d'une fois dans la vie de la centrale. C'est cet accident que jusqu'en 1977 on espérait maîtriser grâce à un circuit dit d'« ultime secours ».

La cuve principale, de 21 mètres de diamètre et 19 mètres de haut, est suspendue à la dalle du réacteur; elle contient le cœur, le sodium primaire, les pompes primaires et les échangeurs sodium primaire/sodium secondaire. Elle est entourée par la cuve de sécurité (qui forme avec le dôme situé au-dessus de la dalle l'enceinte de confinement primaire), plus mince, de diamètre 22,4 mètres. En cas de défaillance des circuits d'évacuation de la puissance résiduelle, on espérait que la convection naturelle du sodium à l'intérieur de la cuve principale, le rayonnement thermique de celle-là vers la cuve de sécurité, et le rayonnement thermique de la cuve de sécurité suffiraient pour dissiper la chaleur, à condition de disposer autour de la cuve de sécurité un circuit d'eau destiné à l'évacuation des calories, et appelé « circuit d'ultime secours ». Ce circuit était destiné également à éviter l'échauffement de la tour de béton qui supporte la dalle, et à constituer une barrière étanche supplémentaire entre cette tour et la cuve de sécurité. A ce propos, le rapport de Sûreté précise (chapitre III. 1, p. 31) que :

« lorsque le réacteur est en puissance, les fuites thermiques évacuées par (ce circuit) sont de l'ordre de 3 à 3,5 MWth » (soit 0,12 % de la puissance nominale).

Le rapport affirme ensuite que

« dans les conditions exceptionnelles mentionnées ci-dessus » (c'est-à-dire l'accident DCNEP), (...) « la puissance extraite peut atteindre 12 MWth » (soit 0,4 % de la puissance nominale).

En fait un certain nombre de problèmes découverts en 1977 sont venus bouleverser toutes ces belles certitudes, et on conduit les constructeurs de Super-Phénix à revoir complètement les dispositifs de sécurité pour l'évacuation de la puissance résiduelle.

### 1.5.3 LES PROBLEMES DECOUVERTS EN 1977

Quatre facteurs, jouant tous dans un sens défavorable, ont détruit l'espoir que l'on avait d'évacuer la puissance résiduelle par le seul jeu du rayonnement des cuves :

- a) les derniers calculs de puissance résiduelle donnent des valeurs un peu plus fortes que prévu;
- b) le rayonnement de la cuve principale est moins élevé que

prévu :

c) le pourcentage de sodium stagnant, ne participant pas au refroidissement, sera nettement plus élevé que dans Phénix ;

d) en cas de déchirure de la cuve principale, la cuve de sécurité était prévue pour résister pendant 10 heures à du sodium à 630°C. Elle devait être construite en acier noir. Mais il a été demandé qu'elle résiste à du sodium à 700°C. Or le genre d'acier qu'il faut alors rayonne moins bien que l'acier noir.

Il est apparu clairement, au cours du printemps et de l'été 1977, que le dispositif prévu pour Super-Phénix était nettement insuffisant. On s'est même aperçu que pour Phénix il était à peine suffisant. Ainsi, la puissance à évacuer croissant plus vite que la surface d'évacuation, la fameuse sécurité intrinsèque au refroidissement des piles de type piscine n'existe plus au-dessus de 250 MW électriques. C'est toute la filière « rapide-sodium » qui est à repenser, et les difficultés d'application des facteurs d'échelle qui sont mises en évidence.

#### 1.5.4 LES CONSEQUENCES

Une première conséquence pourrait être la fusion du cœur, insuffisamment refroidi. Nous verrons au paragraphe 1.6 que le dispositif devant recueillir le cœur fondu (cendrier) n'est conçu que pour la fusion de sept assemblages. On peut donc envisager que tous les autres assemblages fondus descendront et traverseront les deux cuves. Le sodium primaire (3 200 tonnes) se répandra à l'air et prendra feu sous la dalle. De plus le sodium réagit avec le béton, ce qui pourrait provoquer l'effondrement de la tour qui soutient la dalle du réacteur, c'est-à-dire l'effondrement total des structures de la centrale. Le bâtiment réacteur aurait alors peu de chances de résister à l'enchevêtrement d'incendies et d'explosions chimiques qui en résulterait, et les dizaines de millions de curies de radioactivité du sodium primaire pourraient s'échapper dans l'atmosphère – sans parler de la toxicité chimique des vapeurs d'oxyde de sodium, et de la libération des produits de fission volatils du cœur.

Une autre conséquence de la non-évacuation de la puissance résiduelle semble devoir être, chronologiquement peut-être même avant la fusion du cœur, une déformation importante et brutale de la cuve principale. Si cette déformation va jusqu'à la déchirure, et que la mince cuve de sécurité (2,5 à 4 centimètres d'épaisseur) est endommagée (ce qui paraît fort vraisemblable), on se retrouvera à peu près dans les conditions décrites ci-dessus.

Par contre l'excursion nucléaire reste improbable dans ce cas, car les absorbants des barres de contrôle restent en principe dans le cœur, même si celui-ci se déplace. On peut cependant envisager la formation de masses critiques au fond de la cuve.

Un autre « avantage » par rapport à l'« accident de référence » est que l'échauffement se produit de façon progressive, ce qui laisserait plusieurs heures pour évacuer les régions Rhône-Alpes. Sans vouloir faire de la mauvaise science-fiction, on imagine la panique qui saisirait les responsables de la centrale de Creys-Malville ainsi que les autorités civiles et militaires si une montée en température anormale du sodium se produisait après un arrêt de la centrale : faudrait-il prendre immédiatement la décision de faire évacuer la région, ce qui paraît totalement invraisemblable compte tenu de ce que l'on connaît des divers plans ORSEC-RAD; ou au contraire ces responsables attendront-ils passivement, en espérant que la température du sodium veuille bien ne pas dépasser les températures limites de 650 à 700°C.

### 1.5.5 SYSTEMES D'EVACUATION DE LA PUISSANCE RESIDUELLE DE SECOURS

Il semble que, suite à la publicité donnée dans la presse à ces problèmes que les constructeurs de Super-Phénix auraient certainement préféré tenir secrets, ait été conçu un système supplémentaire d'évacuation de la puissance résiduelle. Citons à ce propos la référence (22) (p. 91-92) :

« Ce système est constitué de quatre boucles de sodium extrayant la puissance à l'aide d'échangeurs intégrés dans le circuit primaire pour la céder à l'air extérieur par l'intermédiaire d'échangeurs sodium-air.

La puissance évacuée par circuit est de 5 MW. Le débit du sodium dans les boucles (environ 100 m<sup>3</sup>/h par boucle) est assuré par une pompe électromagnétique. Ce type de pompe possède une excellente fiabilité de fonctionnement. En outre la convection naturelle est également possible. Les échanges se font par convection naturelle côté air (il n'y a pas de ventilateur) grâce à une cheminée. »

Les constructeurs affirment qu'ainsi sont résolus tous les problèmes d'évacuation de la puissance résiduelle mais nous ne voyons pas d'où vient cette foi subite en un système conçu à la hâte et pour lequel on ne dispose d'aucune expérience. On peut également remarquer que ces systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle de secours introduisent des structures supplémentaires à l'intérieur de la cuve principale et à travers la dalle de béton supérieure.

### 1.5.6 LA PROBABILITE

Les documents officiels considèrent que la situation d'indisponibilité totale des pompes primaires et des boucles secondaires,

qui correspond à l'accident de disparition des circuits normaux d'évacuation de puissance (DCNEP) peut arriver une fois dans la vie de la centrale. On comprend mieux pourquoi, sous peine d'un accident pouvant avoir des conséquences aussi graves qu'une excursion nucléaire, il est de la plus haute importance que la puissance résiduelle puisse être évacuée à coup sûr.

Il faut également considérer les conséquences d'un séisme en ce qui concerne l'évacuation de la puissance résiduelle. Comme nous le verrons au chapitre 3, il est prévu, en cas de séisme majoré de sécurité, que l'on se retrouve au mieux dans la situation 1.5.2 c), et peut-être même dans la situation 1.5.2 d) : le rapport préliminaire de sûreté ne précise pas à ce sujet si les échangeurs de secours de sodium-air pourront encore fonctionner de façon satisfaisante. Sur la fréquence et la possibilité de tels séismes, nous renvoyons le lecteur au paragraphe traitant de ce problème. Remarquons simplement que si l'on estime la fréquence moyenne d'un séisme conduisant à l'accident DCNEP à un par millénaire, on arrive à une probabilité d'accident grave de  $10^{-3}$  par an.

Si le sujet n'était pas aussi grave, on pourrait trouver assez amusantes les déclarations de M. Vendryès, délégué à la Mission d'Applications Industrielles Nucléaires au CEA, devant le Conseil Général de l'Isère (23 septembre 1976) :

« Déjà mûr l'an dernier, le dossier de Super-Phénix a été fouillé autant qu'il était possible, et approfondi au cours des 12 mois écoulés, si bien qu'il ne peut plus s'agir maintenant de l'approfondir, quitte à le remettre en cause entièrement » (23).

## 1.6 LE CENDRIER

### 1.6.1 NECESSITE D'UN DISPOSITIF PERMETTANT DE RECUEILLIR LE CŒUR FONDU

Un des problèmes préoccupant les responsables de la sûreté de Super-Phénix est de savoir ce qu'il va advenir du combustible si un accident provoque la fusion de celui-ci. Cette fusion peut être consécutive à une excursion nucléaire ou à une non-évacuation de la puissance résiduelle encore dégagée par les produits de fission pendant l'arrêt du réacteur. Il est à craindre en effet que des fractions plus ou moins importantes de la masse fondue ne tombent au fond de la cuve. Le cœur fondu, dégageant une puissance résiduelle importante, pourrait alors traverser la cuve principale et la cuve de sécurité, et les produits radioactifs seraient libérés dans l'environnement. On peut également envisager une recompaction du cœur au fond de la cuve qui, si la masse

critique était dépassée, conduirait à une excursion nucléaire.

Une communication (24) présentée au meeting international de Karlsruhe en 1973 présentait les difficultés que n'ont finalement pas pu surmonter les constructeurs pour venir à bout du problème.

Dans ce qui suit, nous appellerons « cendrier » le dispositif destiné à recueillir le cœur fondu au fond de la cuve.

### 1.6.2 QUE SE PASSE-T-IL APRES LA FUSION DU CŒUR?

Pour faciliter la compréhension de ce qui va suivre, nous reproduisons (figure 4) une vue schématique du cœur et des cuves, figure extraite de la référence (24). Il est très difficile de savoir ce qui peut advenir exactement du cœur après sa fusion : si cette fusion s'accompagne d'une interaction thermodynamique violente (voir § 1.3), les fragments fondus du cœur seront dispersés dans toute la cuve. On peut alors espérer (si la cuve a résisté à l'accident) que la puissance résiduelle dégagée par ces fragments sera évacuée par convection naturelle dans le sodium du circuit primaire. Si par contre la masse de combustible fondu n'a pas été dispersée par une forte interaction, elle peut tomber au fond de la cuve interne et entrer en contact avec le sommier, la puissance résiduelle dégagée par le cœur sera alors suffisante pour porter l'acier du sommier à sa température de fusion (1400°).

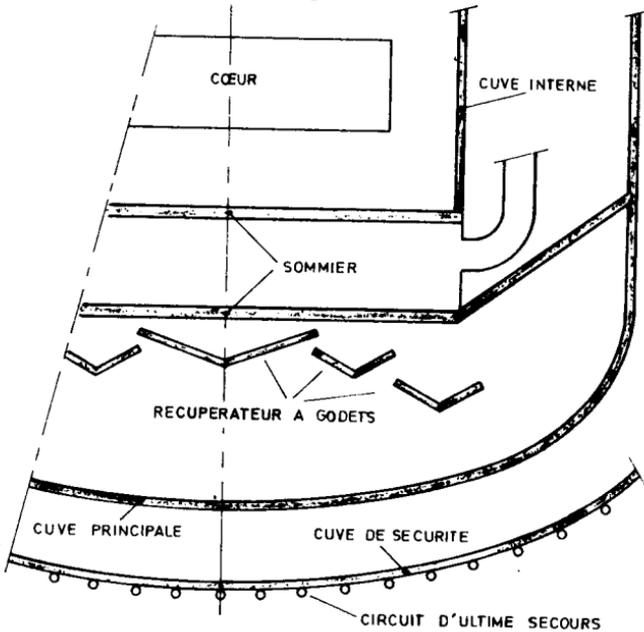


Figure 4 : Schéma d'un récupérateur à Godets référence (24)

Au bout d'un certain temps, les deux plaques du sommier auront fondu et en l'absence de tout dispositif pour le retenir, le cœur fondu descendra par gravité vers la cuve principale. L'évaluation du temps nécessaire à la perforation du sommier par le cœur fondu est très imprécise : dans la référence (24), les auteurs font un calcul basé sur des principes thermiques très simples, et arrivent à un résultat de l'ordre de 15 minutes. Ils précisent cependant que

« des évaluations plus réalistes (c'est nous qui soulignons) obtenues par des méthodes numériques plus élaborées aboutissent à des délais de l'ordre de 3 heures (c'est eux qui soulignent) pour la perforation de l'ensemble du sommier. C'est cette valeur qui sera retenue par la suite. »

Remarquons au passage qu'il y a un facteur 12 d'écart entre l'estimation « pessimiste » basée sur les principes thermiques simples et l'estimation « réaliste » basée sur les codes de calcul.

### 1.6.3 CENDRIER EN GODETS?

Une première possibilité pour récupérer le cœur fondu après sa traversée du sommier serait de placer sous celui-ci des plaques en forme de godets (cf. figure 4). Il faudrait que ces godets ne soient pas trop grands pour éviter la formation d'une masse critique, et qu'ils ne fondent pas sous l'effet de la chaleur résiduelle. Ces godets seraient refroidis par la convection naturelle du sodium du circuit primaire circulant à travers la « cheminée » percée dans le sommier par la masse fondue. En fait l'efficacité de ce dispositif n'est pas prouvée, et on peut craindre en particulier que le refroidissement par convection ne soit rendu impossible, le cendrier favorisant la présence de zones de sodium stagnant.

### 1.6.4 RECUPERATION PAR LE FOND DE LA CUVE?

En fait, la solution préconisée par les auteurs de la référence (24) serait de récupérer le cœur fondu au fond de la cuve principale. Un calcul simple montre alors que le circuit d'ultime secours ne permettrait pas d'évacuer toute la chaleur résiduelle, en sorte que le fond de la cuve fondrait en l'absence d'un autre dispositif servant à évacuer le reliquat de puissance résiduelle. La proposition des auteurs de la référence (24) n'est rien d'autre que d'injecter entre la cuve principale et la cuve de sécurité un réfrigérant (par exemple du sodium) qui évacuerait par convection naturelle cette chaleur résiduelle. Partant du principe

que l'on dispose de trois heures pour transvaser du sodium du circuit primaire à l'espace situé entre les deux cuves, la quantité de sodium à transvaser serait de l'ordre de 400 à 700 m<sup>3</sup>.

On imagine mal, si l'on tient compte des destructions susceptibles d'être provoquées par un accident grave, et de l'affolement qui en résulterait parmi le personnel de la centrale, comment des manœuvres aussi délicates pourraient être exécutées. Il faudrait en particulier pour faire ce type d'opérations des gens ayant suffisamment de foi dans les codes de calcul pour être sûrs que le cœur fondu attendra trois heures pour traverser le sommier!

### 1.6.5 UNE SOLUTION A LAQUELLE IL FALLAIT PENSER!

Le décret d'autorisation de création (25) stipulait à propos du cendrier :

« Un dispositif approprié sera mis en place pour permettre, dans certains cas d'accidents plausibles entraînant une fusion de combustible, de recueillir la partie fondue du combustible; un dossier relatif à la conception de ce dispositif, justifiant notamment sa capacité, le choix des matériaux et précisant les conditions de refroidissement du combustible fondu, sera adressé au service central de sûreté des installations nucléaires au plus tard six mois après la publication du présent décret. »

Un très récent article (22) nous indique que les difficultés signalées par D. Antonakas et P. François n'ont pu être surmontées, et même que l'on n'a pas pu se conformer aux exigences formulées par le décret d'autorisation de création (25). En effet, le récupérateur « est suffisant pour recueillir le combustible fondu de 7 assemblages, en assurant son refroidissement ». On sait pourtant que le cœur comprend plus de 360 assemblages combustibles et que le rapport de sûreté prévoit la fusion éventuelle de 10 tonnes de combustible (chiffre qui lui-même peut être sous-estimé) soit plus de 100 assemblages combustibles.

Le rôle du cendrier est ainsi limité aux accidents très localisés du type : bouchage d'un assemblage, fusion de l'assemblage, propagation de l'accident limitée aux 6 assemblages adjacents et fusion de ces 6 assemblages (22).

La situation post-accidentelle d'un accident généralisé du cœur devient donc très grave, même si l'énergie mécanique libérée lors des premières phases de l'accident généralisé est inférieure aux limites qui peuvent théoriquement être contenues par l'enceinte (800 MJ). En effet, les effets nucléaires continuent à faible niveau dans le combustible fondu, et l'énergie résiduelle ainsi libérée ne pouvant être évacuée va provoquer la fusion des structures du cœur puis des cuves principales et de sécurité. Les cuves

percées, le magma d'acier, de combustible, de sodium liquide, va entrer en réaction avec le béton des structures du réacteur. Des quantités importantes de radioéléments pourraient être ainsi rejetées dans l'environnement.

Il est en outre clair que le récupérateur de Super-Phénix est incapable de s'opposer, toujours en cas d'accident généralisé du cœur, à la formation éventuelle de masses critiques au fond du réacteur.

## 1.7 INCERTITUDES CONCERNANT LES DEFORMATIONS DE L'ENCEINTE ET LA TENUE DU CONFINEMENT

La dernière étape des calculs concernant l'accident de référence consiste à modéliser successivement le développement de la bulle de vapeur de sodium, le mouvement du sodium liquide environnant, les déformations (et éventuellement déchirures) de la cuve qui en résultent et les dégâts subis par la dalle de béton supérieure. Il s'agit de simuler, pour une géométrie très complexe des écoulements extrêmement irréguliers de sodium vapeur et de sodium liquide, parfois intimement mêlés (il s'agit alors d'écoulements à deux phases, appelés « diphasiques »). La difficulté (l'impossibilité même) que l'on a à l'heure actuelle de calculer ces écoulements est exposée au chapitre 2. Enfin, les spécialistes de résistance des matériaux sont unanimes pour dire que l'on ne sait pas calculer en général les déformations de la cuve et de la dalle même si l'on connaissait de façon précise (ce qui n'est pas le cas) les contraintes exercées en tout point : il s'agit en effet de calculs dits « en grande déformation », où les effets non linéaires sont très importants (en sorte que la déformation survenant en un point dépend de toutes les déformations en tous les points). De tels calculs ne sont pas réalisables même avec les plus gros ordinateurs existant actuellement.

Il n'est donc absolument pas certain que l'enceinte va résister à un dégagement d'énergie mécanique de 800 mégajoules, et il n'est pas déraisonnable d'estimer l'imprécision de ce résultat à 20, 30 % ou plus. Ces valeurs sont même relativement optimistes. Nous avons d'autre part montré combien était grande l'imprécision sur la valeur de 550 à 600 mégajoules avancée pour l'énergie mécanique dégagée suite à une excursion nucléaire et à ses conséquences (interaction thermodynamique ou deuxième excursion nucléaire). Là, on ne peut même pas chiffrer l'imprécision de ce résultat, et il peut y avoir un facteur 5 d'écart entre les chiffres avancés par les constructeurs et les chiffres réels.

Il subsiste donc des doutes extrêmement graves quant à la tenue des structures du réacteur. Selon certaines de nos informations, il est même notoire que l'enceinte n'est pas susceptible de résister aux 800 MJ. Ceci est sans importance, pourront argu-

menter les responsables de la sûreté qui affirment que cet accident maximal est de toute façon hautement improbable. Sur ce dernier point on se reportera à la partie III concernant l'évaluation des risques d'accident.

On a ici un nouvel exemple des difficultés considérables rencontrées dans la filière à neutrons rapides et des risques qu'elle présente dans l'état actuel des connaissances.

### Phénix et Super-Phénix

Nous n'avons pu obtenir les caractéristiques du confinement de Phénix, du point de vue de sa résistance à un accident de dislocation du cœur. En fait le passage de Phénix à Super-Phénix s'est effectué par suppression d'une des barrières interposées entre les produits radioactifs et l'environnement. Il est évident que cette suppression est liée à des raisons économiques. Il est évident aussi qu'elle a posé et qu'elle pose comme le soulignent les techniciens CEA (26) « des problèmes qui ont trait à la sûreté d'une part, et à l'ultime secours d'autre part ».

ENVELOPPES PHENIX	ENVELOPPES SUPER-PHENIX
CUVE PRINCIPALE (et toit)	CUVE PRINCIPALE (et dalle calorifugée refroidie à l'eau)
CUVE DOUBLE ENVELOPPE (PREVENTION FUITES SODIUM)	SUPPRIMEE
CUVE D'ENCEINTE PRIMAIRE	CUVE DE SECURITE ET DOME
BATIMENT REACTEUR	BATIMENT REACTEUR

### Super-Phénix et ses concurrents

Les risques pris par les constructeurs de Super-Phénix apparaissent très clairement si l'on compare la résistance de trois projets étrangers de réacteurs à neutrons rapides et la résistance de l'enceinte de Super-Phénix.

	CLINCH RIVER	FFTF (*)	SNR 300	SUPER-PHENIX
Résistance de la cuve (MJ)	1200	550	370	800
Puissance thermique (MW)	1000	400	750	3000
Puissance électrique (MW)	380	(*)	300	1200

(\*) FFTF n'est pas un réacteur électrogène

Le risque pris avec Super-Phénix est bien supérieur à celui pris avec d'autres projets : il est intéressant par exemple de noter que Super-Phénix est 7,5 fois plus puissant que le FFTF américain mais que la résistance de sa cuve n'est que 50 % supérieure à celle du FFTF. **Super-Phénix est plus de 3 fois plus puissant que le projet américain de Clinch River mais sa cuve est moins résistante!**

On peut interpréter aussi les données du tableau 1 de la manière suivante :

**Toutes proportions gardées le SNR 300 allemand pourrait supporter un accident 1,85 fois plus important que Super-Phénix, FFTF un accident 5 fois plus important, Clinch River un accident 1,7 fois plus important! L'assurance française contraste avec la prudence étrangère...**

#### REFERENCES

(1) F.R. FARMER, 1971, « Un examen de la sûreté des réacteurs à neutrons rapides », BIST, n° 162, p. 19 à 23.

(2) Service d'évaluation de sûreté des piles, 1975. « L'analyse de sûreté des réacteurs de puissance. Principes généraux et applications pratiques ». BIST, n° 208, p. 25 à 40.

(3) A. DEJOU, A. GAUVENET, P. TANGUY, 1976. « Point de vue sur quelques questions controversées ». RGN, n° 2, p. 154.

(4) R. WILSON, 1977. « Physics of liquid metal fast breeder reactor safety ». *Reviews of Modern Physics*, vol. 49, n° 4, p. 893 à 924.

(5) H.A. BETHE et J.H. TAIT, 1956. « An estimate of the order of magnitude of the explosion when the core of a fast reactor collapses ». *British Report RHM 56/113*.

(6) P. DE MYTTENAERE, M. EGLÈME, P. GOLDSCHMIDT, S. PILATE, J. QUÉNON, A. RENARD, M. STIEVENART, 1968. *Méthodes de calcul utilisées dans la conception des grands réacteurs de puissance à neutrons rapides*. *Fast Reactor Physic IAEA*, vol. 11, p. 377 à 397.

(7) H.K. FAUSKE, 1976. « The mode of core disruptive accidents in design and licensing of LMFBR's ». *Nuclear Safety*, vol. 17, n° 5, p. 550 à 567.

(8) SEILLER, 1978. *Thèse de Docteur-Ingénieur de Grenoble*.

(9) U. BAILLY, 1976. « Essais de sûreté en pile pour la filière des réacteurs à neutrons rapides ». *BIST*, vol. 210, p. 19 à 32.

(10) H.D. FAUSKE, 1976. « Assessment of accident energetics in LMFBR core disruptive accidents ». *Nuclear Engineering and Design*, vol. 44, p. 19 à 29.

(11) T.A. SHIH et M.I. TEMME, 1979. « An SAS 3D Analysis of unprotected loss of flaco transients fort 1200 MW (electric) liquid-metal fast breeder reactor homogeneous and heterogeneous core designs ». *Nuclear Technology*, vol. 41, p. 312 à 322.

(12) L.C. WHITE et J.E. COX, 1973. *Thermal Explosion Hazards*, p. 329. *Advances in Nuclear Science and Technology*, vol. 7, Academic Press.

(13) E. HICKS et D. MENZIES, 1965. *Fast Reactor Maximum Accident ANL 7120*, p. 654-670.

(14) S.J. BOARD et R.W. HALL. *A theoretical model of propagation of thermal explosion*. *CEGB/RD/B/N/ 2850 (part 2)*.

(15) E. SCOTT, 1976. *Note T.T. n° 527. Évaluation du rendement mécanique de l'interaction thermique pour divers couples de matériaux*.

E. SCOTT, 1978. *Thèse Docteur-Ingénieur, Grenoble, contribution à l'étude de l'interaction thermique : modélisation d'une détonation thermique en milieu multiphase*.

(16) D.R. ARMSTRONG, F.-J. Testa, D. HARIDON, 1971. « Interaction of sodium with molten UO<sub>2</sub> and stainless steel using a dropping mode of contact ». *ANL Report 7890*.

(17) M. AMBLARD, J. COSTA, S. FABREGA, C. LACKME, P. SYRMALENIOS, 1974. *Out of Pile Studies in France on Sodium Fuel Interaction*. *ANS Fast Reactor Safety Meeting, Los Angeles*.

(18) J. COSTA, 1976. *Études thermiques hors pile pour la sûreté des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium*. *BIST*, n° 210, p. 5 à 18.

(19) P. TANGUY, 1976. « Importance de l'interaction combustible fondu/sodium dans l'évaluation de sûreté des réacteurs rapides. Rapport DSN, n° 96 F.

(20) J. HANNAFORD, 1978. « International meeting on fast reactor safety and related physics ». *Nuclear Safety*, vol. 19, n° 2, p. 189.

(21) F. ANSELIN, F. PENET, 1978. « Les études et recherches relatives à la sûreté du projet Super-Phénix ». *BIST*, n° 227, p. 117 à 139.

(22) H. NOËL, H. FRESLON, G. LUCENET, 1978. « Les dispositions de sûreté relatives à la centrale de Creys-Malville ». *BIST*, n° 227, p. 81 à 98.

(23) VENDRYES, dans « *Le dernier mot* ». *Presses Universitaires de Grenoble*, 1976.

(24) D. ANTONAKAS et P. FRANÇOIS, 1973. « Solutions permettant de contrôler le combustible fondu après l'accident ». *International Meeting on Reactor Heat Transfer, Karlsruhe, 9-11 octobre 1973*.

(25) Décret d'autorisation de création. *Journal Officiel*, 28 mai 1977.

(26) R. ABRAMSON et collaborateurs, 1973. *BIST*, n° 182, p. 29 à 38.

*Abbréviations : BIST - Bulletin d'Informations Scientifiques et Techniques du C.E.A.*

*RGA - Revue Générale du Nucléaire.*

## 2. PROBLEMES LIES A L'UTILISATION DU SODIUM DANS LES REACTEURS SURREGENERATEURS A NEUTRONS RAPIDES

*Plus de 5 000 tonnes de sodium seront utilisés dans Super-Phénix comme liquide de refroidissement. Cette utilisation du sodium pose des problèmes particulièrement aigus. Ces problèmes se classent en deux catégories : une première catégorie de problèmes mettant en jeu des propriétés physiques, et une seconde mettant en jeu des propriétés chimiques. Pour ce qui est de la première, elle concerne le fonctionnement du cœur, la thermodynamique du réacteur, la qualité de l'écoulement du fluide transporteur de la chaleur, son rôle dans la régulation de la réaction nucléaire. Pour ce qui est de la seconde, il s'agit essentiellement des dangers d'explosion du sodium au contact de l'eau et de l'inflammation spontanée du sodium liquide au contact de l'oxygène de l'air.*

*Les propriétés thermiques du sodium ont été déterminantes pour son choix comme fluide porteur de la chaleur. Mais beaucoup de questions de physique demeurent sans réponse. Des codes de calcul sur ordinateur ont été mis au point pour tenter de répondre en partie à ces questions. Notamment, quelles sont les énergies mécaniques développées par l'écoulement instable ou turbulent du sodium liquide dans les canaux du cœur, les pompes, les échangeurs ? Quels sont les temps de vidange des canaux ? Les comportements de l'écoulement en régime accidentel et la déformation de la cuve ? etc. Familiarisés avec la mise au point de tels codes de calcul, pour des situations beaucoup plus simples que celle d'un réacteur nucléaire, mais où les difficultés sont déjà considérables, nous sommes en mesure d'affirmer que des simplifications abusives ont été commises dans l'élaboration des codes de calcul de Super-Phénix. Les résultats obtenus par ces méthodes de calcul ne sont pas du tout utilisables pour prédire ce qui se passera dans Super-Phénix.*

*L'amplification d'un champ magnétique par le mouvement du sodium est un phénomène qui n'a pas été pris en considération par les constructeurs du surrégénérateur, alors que les caractéristiques de Super-Phénix rendent ce phénomène très possible. Ce phénomène peut modifier notablement le transfert de la chaleur, altérer les caractéristiques des pompes primaires et perturber les appareils de mesure (thermocouples, débitmètres électromagnétiques, thermistances, jauges de contrainte...).*

*L'effet modérateur du sodium liquide est faible. Mais la disparition de ce faible effet modérateur, lorsque le sodium entre en ébullition (à cause d'un arrêt accidentel des pompes primaires)*

res), provoque un emballement de la réaction. On ne peut pallier à ce danger en introduisant un effet modérateur supplémentaire, parce que le phénomène de surrégénération serait compromis. On ne peut ainsi éviter le caractère dangereux d'un surrégénérateur.

C'est dans les générateurs de vapeur qu'a lieu l'échange de chaleur entre le sodium secondaire et l'eau, dont la vapeur fait tourner les alternateurs. Les risques d'explosion des générateurs de vapeur, provoquée par l'interaction du sodium avec l'eau, ne sont pas du tout écartés. Des générateurs de vapeur, de conception nouvelle, dont les caractéristiques sont à la limite des possibilités technologiques, seront mis en service sur Super-Phénix sans qu'aucune expérience de ce type de monstres technologiques n'ait été accumulée.

Nous signalons enfin que les constructeurs n'envisagent pas d'éteindre les feux de sodium primaire (3 200 tonnes). Seul l'extinction de 70 tonnes de sodium secondaire (il y en a 2 000 t) est envisagée. Mais on ne sait maîtriser à l'heure actuelle que des feux d'environ une tonne de sodium !...

## 2.1 INTRODUCTION

Le cœur d'un réacteur à neutrons rapides produit de la chaleur avec une densité de puissance de 300 Mégawatts par m<sup>3</sup> (1). Son utilisation nécessite donc la mise en circulation d'un fluide transportant cette chaleur le plus efficacement possible, c'est à dire un fluide conduisant facilement la chaleur et capable d'en emmagasiner de grandes quantités (bonne conductibilité thermique et bonne capacité calorifique). C'est le sodium (liquide au-delà de 98°C) qui a été choisi. En fonctionnement normal ce fluide pénètre dans le cœur à la température de 400°C et est porté à la température de 550°C. La température d'ébullition du sodium étant de 880°C à pression atmosphérique normale, il n'est donc pas nécessaire de mettre sous pression le circuit de refroidissement. Signalons à ce propos que l'eau ne peut pas être utilisée comme liquide de refroidissement, parce que son effet modérateur est trop important.

Cependant, en cas d'arrêt des pompes primaires, par exemple, le fluide peut être porté à ébullition, et la pression produite par cette vapeur aurait l'inconvénient de provoquer une « vidange » des canaux où circule le fluide.

Près de 6 000 tonnes de sodium seront utilisées en permanence dans « Superphénix ». Elles seront fournies par Pechiney-Ugine-Kuhlman, le seul producteur en France de ce métal, qui en fabrique actuellement 12 000 à 13 000 tonnes dans son usine de Plombière-Saint-Michel en Savoie. La cuve principale de Superphénix contiendra 3 200 tonnes de sodium liquide, circulant à travers les canaux du cœur, entraînées par quatre pompes primaires. Ce circuit primaire refroidit ainsi directement le cœur et les diverses installations contenues dans la cuve principale. Son débit est de 15 716 kg/s! Ce débit est considérable. Citons à ce propos la phrase suivante, extraite de la référence (16) :

« Ainsi on demande au constructeur de pompe de réaliser une machine très compacte à hautes performances hydrauliques. Afin d'atteindre ce but, il est nécessaire de réaliser un moulage de précision; or actuellement la taille des pièces moulées de la pompe de 1 200 Mwe est à la limite des possibilités industrielles de moulage ».

Ce sodium primaire subit une activation : il devient radioactif parce qu'il capture des neutrons et se transmute en Na<sup>24</sup>, qui a une vie moyenne de 15 heures, mais il peut en perdre également et se transformer en l'isotope radioactif Na<sup>22</sup>, qui a une vie moyenne de 2 ans et demi. De plus il contient d'autres produits radioactifs provenant de diverses corrosions, notamment Fe<sup>59</sup>, Co<sup>60</sup>, Mn<sup>54</sup>, Co<sup>58</sup>, Cr<sup>51</sup>, des produits de fission provenant de ruptures de gaine.

Le sodium primaire transmet la chaleur à un autre circuit de sodium par l'intermédiaire d'échangeurs. Ce circuit secondaire est constitué de quatre boucles contenant chacune 425 tonnes de sodium liquide. Ce sodium secondaire est beaucoup moins actif que le sodium liquide; il subit une légère activation lors de son passage dans l'échangeur intermédiaire. La circulation du sodium secondaire est assurée par quatre pompes secondaires (une par boucle), situées à l'extérieur du bâtiment du réacteur. Le sodium secondaire est acheminé vers les générateurs de vapeur où la chaleur qu'il transporte sert à faire bouillir l'eau dont la vapeur fait tourner les turbines entraînant les alternateurs. Le sodium secondaire passe ainsi de la température de 345°C à la température de 525°C. Son débit par boucle est de 3 270 kg/s.

Le sodium est également utilisé dans d'autres circuits de refroidissement nécessaires à la manutention, en particulier dans le « barillet », qui est une cuve de stockage des assemblages sortis du réacteur. Le sodium du barillet est légèrement activé par le passage du sodium primaire, en période de manutention des assemblages, le barillet communiquant alors avec la cuve principale par un sas en atmosphère d'argon. Il faut maintenant y rajouter les quatre boucles de sodium devant évacuer la puissance résiduelle en cas d'indisponibilité des circuits normaux d'évacuation de puissance (voir paragraphe 1.5 sur l'évacuation de la puissance résiduelle). Les caractéristiques de ces circuits n'ont pas encore été publiées. On pourra consulter à ce propos la réf. (17).

Nous allons passer en revue certaines des propriétés du sodium et préciser celles qui présentent des inconvénients pour la sûreté du surrégénérateur. Nous discuterons en particulier la validité de diverses méthodes de calcul le concernant.

## **2.2 PROPRIETES PHYSIQUES DU SODIUM, SOURCES DE PHENOMENES ENCORE MAL EXPLORES**

### **2.2.1 PROPRIETES THERMOHYDRAULIQUES**

Nous avons mentionné que le point d'ébullition élevé du sodium (880°C) est la raison essentielle de son choix; il est, de plus très bon conducteur de la chaleur, meilleur que l'eau, avec une conductibilité thermique de 66,8 W/m°C à 500°C. Sa capacité calorifique est bonne (1,25 J/g°C à 400°C). Il est facilement visqueux, sa viscosité cinématique est du même ordre de grandeur que celle de l'eau à 20°C ( $0,36 \cdot 10^{-5}$  à 400°C). La turbulence peut

s'y développer aisément, d'autant plus que la cuve principale est de grande dimension. En effet on peut caractériser le développement de la turbulence dans un fluide par un paramètre appelé

le nombre de Reynolds, qui est égal à

$$R = V \cdot l / \nu$$

(où  $V$  est une vitesse caractéristique de l'agitation turbulente,  $l$  une longueur caractéristique des dimensions de l'installation, et  $\nu$  la viscosité cinématique).

Dès que le nombre de Reynolds dépasse quelques centaines, on peut considérer que la turbulence est complètement développée. Or dans Super-Phénix, ce paramètre atteindra des valeurs de l'ordre de plusieurs centaines de milliers. Il est utile de signaler également deux propriétés thermohydrauliques importantes de façon à les avoir en mémoire lorsqu'on aborde l'aspect neutronique du sodium. Le sodium liquide est susceptible de subir des phénomènes de « Surchauffe » (2), c'est-à-dire que la température du sodium liquide peut dépasser largement sa température d'ébullition, l'ébullition pouvant se produire ensuite de façon très brutale (cf. 3.1). Cet aspect est important parce qu'il influence considérablement la vidange du sodium. Il en est de même du phénomène de « chouquage » (3) qui est un régime d'oscillations violentes de l'écoulement diphasique (mélange des deux phases de sodium, liquide et vapeur).

### 2.2.2 A PROPOS DES CODES DE CALCUL DES ECOULEMENTS DE SODIUM

Parmi les multiples codes de calcul utilisés pour modéliser les différents phénomènes physiques dont Super Phénix est le siège, soit dans les conditions normales de fonctionnement, soit dans les conditions accidentelles, certains concernent les écoulements de sodium. Citons, par exemple, le code FLICA utilisé pour décrire l'écoulement du sodium dans les grappes d'aiguilles : le code CASPAR qui décrit une transitoire de puissance; les codes BUEE ANDREAS etc... qui calculent l'énergie mécanique et les déformations de l'enceinte après une excursion nucléaire et qui nécessitent pour cela la modélisation de la bulle de sodium vapeur qui se développe dans le circuit de sodium primaire après l'interaction thermodynamique violente sodium-combustible. D'autres codes de calcul cherchent à dimensionner les échangeurs intermédiaires pour évacuer correctement la chaleur du sodium primaire vers le sodium secondaire. Certains codes décrivent l'évacuation de la puissance résiduelle au niveau des échangeurs sodium air ou des circuits d'ultime secours après arrêt de la centrale et si les générateurs de vapeur sont indisponibles on essaie en particulier de prévoir numériquement les zones de sodium stagnant dans le circuit de sodium primaire zones où le sodium

pourrait atteindre des températures prohibitives susceptibles de faire fluer la cuve où certains éléments tels que le sommier qui supporte le cœur (voir à ce sujet le paragraphe 3.4 consacré à l'évacuation de la puissance résiduelle). Cette liste n'est évidemment pas exhaustive mais permet de comprendre l'importance au niveau de la sûreté des codes de calcul décrivant les écoulements de sodium. Nous allons dans ce paragraphe expliquer en quoi consistent ces codes de calcul, et montrer quelle est la précision que l'on peut en attendre.

Les écoulements de fluides tels que l'eau peuvent être décrits par ce que l'on appelle les « équations du mouvement », c'est à dire des équations liant un certain nombre de paramètres tels que pression, vitesse, densité, température qui décrivent l'état du fluide en un point donné. A ces équations, il faut associer ce que l'on appelle des « conditions aux limites » et des « conditions initiales ».

Les conditions aux limites sont les valeurs des paramètres cités ci-dessus aux frontières de l'écoulement (c'est-à-dire toutes les surfaces telles que cuve, aiguilles combustibles, pompes, etc... qui limitent l'écoulement). Les conditions initiales sont les valeurs de ces paramètres à un instant considéré comme initial et choisi arbitrairement. En principe la connaissance des conditions initiales et des conditions aux limites permet de connaître la solution des équations du mouvement, c'est-à-dire de prédire l'état ultérieur de tout point du fluide à tout instant. Ceci n'est bien sûr possible que si l'on sait résoudre les équations du mouvement. En général, mis à part certains écoulements bien organisés – on les appelle laminaires – dans des géométries simples, il faut avoir recours à l'ordinateur qui calcule la solution des équations. Mais c'est là qu'intervient une difficulté majeure : un tel calcul n'est valable (c'est-à-dire en accord avec la réalité qu'il prétend prédire) que s'il décrit explicitement toutes les structures de l'écoulement, des plus petites aux plus grandes. Et dès que l'écoulement devient très agité – on l'appelle « turbulent » – les plus gros ordinateurs ont une capacité et une vitesse trop faibles pour traiter et faire interagir entre elles toutes les informations qui lui parviennent. La difficulté vient de ce que les équations du mouvement sont très fortement « non linéaires » : c'est-à-dire que l'état du fluide à un instant donné dépend de toute l'histoire antérieure du fluide en tout point. Le problème de calcul numérique de tels écoulements est d'une complexité aussi grande et présente les mêmes difficultés fondamentales que celles rencontrées en météorologie dans la prévision numérique du temps (qui n'est autre que le calcul de l'écoulement atmosphérique).

Puisque l'on est incapable de prédire en détail l'évolution de tous les « tourbillons » qui constituent l'écoulement, on va chercher simplement à décrire statistiquement l'évolution de certains tourbillons considérés comme ayant une influence déterminante

sur le phénomène étudié. Si on étudie la diffusion de la chaleur par un écoulement turbulent, cette chaleur est transportée par les gros tourbillons, les plus rapides. Deux difficultés, quasiment insurmontables, se posent alors : la description statistique du phénomène ne donne des informations que sur des moyennes des paramètres et non sur leur valeur instantanée. En outre, même une prédiction statistique de certains tourbillons seulement, est, dans l'état actuel des connaissances, extrêmement difficile – voire impossible : la très forte non linéarité des phénomènes implique en effet que ce que l'on veut connaître – les gros tourbillons, par exemple, dans le cas du transport de la chaleur – dépend de ce que l'on ne connaît pas, même de façon statistique – les petits tourbillons pour l'exemple considéré. On est alors obligé de proposer des lois empiriques telles que l'introduction de « viscosités turbulentes », qui supposent que les petits tourbillons ralentissent les gros tourbillons un peu de la même façon que le mouvement brownien des molécules dissipe en chaleur l'énergie cinétique (énergie due à la vitesse) d'un fluide. Ces méthodes sont extrêmement contestées par de nombreux spécialistes de la mécanique des fluides, car, si elles correspondent à une réalité physique certaine, elles supposent l'emploi d'un certain nombre de paramètres ajustables qui dépendent précisément de l'écoulement que l'on veut simuler. Un code de calcul mis au point sur une certaine expérience (Phénix par exemple) ne sera absolument plus valable pour Super Phénix : il faudra réajuster les différents paramètres, et on est incapable de le faire puisque pour cela il faudrait pouvoir faire des expériences sur Super Phénix. Finalement, on peut dire que tous les codes de calcul actuellement mis au point pour Super Phénix n'ont aucune valeur tant qu'ils n'ont pas été testés directement sur Super Phénix.

Prenons pour exemple le code FLICA cité ci-dessus, qui décrit l'écoulement du sodium dans une grappe d'aiguilles combustibles : ce code doit être réajusté quand on passe d'une expérience à 7 aiguilles à une expérience à 19 aiguilles réf. (4). Donc il est extrêmement probable que ce code de calcul sera quantitativement incorrect pour décrire l'écoulement du sodium dans les grappes de 271 aiguilles de Super Phénix.

Prenons un autre exemple, à savoir les calculs en régime nominal des écoulements de sodium au niveau des échangeurs intermédiaires et dans la cuve de Super Phénix. Les méthodes utilisées sont décrites dans la référence (5) p. 28. Les échangeurs intermédiaires sont calculés à partir d'une extrapolation de Phénix faite de la façon suivante : un code de calcul dans une géométrie très simplifiée est mis au point. Certains paramètres intervenant dans ce code sont ajustés sur une installation expérimentale utilisant de l'eau comme fluide, les autres à partir de mesures faites sur Phénix. Ce code ainsi ajusté, appliqué au cas de Super

Phénix, a été utilisé pour calculer certaines caractéristiques des échangeurs intermédiaires. Il est donc possible que, en raison du peu de précision des méthodes numériques utilisées, en ce qui concerne la turbulence au niveau de ces échangeurs, la réalité de Super Phénix ne corresponde pas exactement à ce qui avait été prévu. Quant au calcul de l'écoulement dans la cuve, le même rapport affirme sans vergogne que « le but recherché est la mise en œuvre d'un modèle tridimensionnel turbulent dans les cas de densité variable ». Nous avons montré suffisamment clairement que de tels calculs d'écoulements turbulents tridimensionnels étaient à l'heure actuelle impossibles à mener. En fait, ces derniers calculs concernant le sodium dans la cuve ont assez peu d'intérêt en fonctionnement nominal, où les paramètres importants sont le débit des pompes primaires, la température d'entrée du sodium dans les assemblages, et la température de sortie des assemblages. Plus importants sont les calculs concernant la chaleur extraite au niveau des échangeurs intermédiaires. Il est bien évident que les incertitudes résultant de ces calculs ne sauraient avoir d'influence sur la sécurité de la centrale, mais tout au plus sur sa rentabilité économique. Mais il nous a paru important d'insister sur l'imprécision des méthodes, car ce sont les mêmes méthodes qui sont utilisées pour décrire des situations accidentelles : dans ce dernier cas, il n'existe en général pas d'expérience réaliste qui permette de « caler » le code de calcul et les résultats des calculs peuvent n'avoir aucun rapport avec la réalité.

En conclusion, on peut dire que, comme à toutes les étapes des études de sûreté de Super Phénix, on retrouve la même foi aveugle dans des codes de calculs dont les utilisateurs sont en général incapables de préciser le contenu. Ces codes de calcul, véritables panacées, ont de façon miraculeuse, réponse à des questions fondamentales que se posent, jusqu'à présent sans succès, la communauté des physiciens. L'ingénieur qui construit Super Phénix, ignorant allègrement les difficultés qui se présentent, prétend résoudre les problèmes les plus ardues par des bricolages empiriques. C'est ainsi que s'élaborent des codes de calcul qui sont en bon accord avec l'expérience (quand on sait la faire!) pour la bonne raison que ces codes possèdent suffisamment de paramètres ajustables dont il suffit de choisir les valeurs ad hoc pour que le résultat du calcul soit en accord avec l'expérience en question. Mais en général ces codes n'ont aucune valeur intrinsèque dans la mesure où, ajustés sur une expérience particulière, ils seront incapables de reproduire une expérience faite dans d'autres conditions. Il n'est pas déraisonnable d'affirmer que la plupart des codes de calcul de sûreté actuellement mis au point à l'aide de petites boucles expérimentales à l'eau ou au sodium, ne seront d'aucune utilité pour Super Phénix. Il faudra attendre une excursion nucléaire pour savoir si la cuve résistera ou pas. La glorieuse incertitude de la Science...!

## 2.2.3 EFFETS MAGNETOHYDRODYNAMIQUES

Comme tous les métaux bons conducteurs de la chaleur, le sodium est bon conducteur de l'électricité également; seuls le cuivre, l'aluminium, l'argent et l'or sont meilleurs conducteurs que lui. Ainsi les phénomènes magnétohydrodynamiques (MHD) peuvent s'y produire très facilement. Les équations du mouvement du fluide sont alors couplées aux équations du champ magnétique. On peut montrer que (6) lorsqu'un paramètre appelé nombre de Reynolds magnétique dépasse une valeur critique de l'ordre de 30, le mouvement du fluide engendre un champ magnétique à partir d'une perturbation magnétique infinitésimale (par exemple le champ magnétique terrestre ou le champ dû à certains appareils de contrôle ou de mesure). Un tel effet, appelé effet dynamo, n'avait jusqu'à maintenant été envisagé que dans certaines situations astrophysiques ou géophysiques, pour expliquer l'origine du champ magnétique des étoiles et de certaines planètes (le soleil et la terre par exemple). Jusqu'à présent on considérait qu'il y avait un fossé infranchissable entre les expériences de magnétohydrodynamique faites en laboratoire, et celles existant naturellement en astrophysique. Les nombres de Reynolds magnétiques obtenus dans Super Phénix sont mal connus, et ils pourraient dépasser la valeur critique. Cet effet dynamo dans les surrégénérateurs bien que jamais envisagé par les constructeurs de Super Phénix, a cependant déjà été discuté par les Soviétiques (7) et fait l'objet d'un débat entre les Anglais (8) et les Américains (9).

Des calculs récents (6) faits par des spécialistes français de magnétohydrodynamique, montrent que l'on peut s'attendre à la présence de champs magnétiques de plusieurs dizaines de gauss (et même parfois plusieurs centaines) dans le sodium du circuit de refroidissement primaire. Ce fait, s'il est confirmé, aurait trois conséquences :

a) L'apparition d'un champ magnétique, donc d'énergie magnétique, se ferait au détriment de l'énergie cinétique du fluide qui utiliserait une partie de son agitation pour créer ce champ magnétique. La réduction de la turbulence du sodium au niveau des échangeurs intermédiaires diminuerait le transfert de chaleur du sodium primaire au sodium secondaire. Si l'on veut respecter les normes de sécurité de 620°C et 550°C comme valeurs maximales des températures du point chaud gaine et du sodium primaire, il faudrait soit augmenter le débit des pompes, soit diminuer la puissance du réacteur. La première solution étant difficile puisque les pompes primaires fonctionnent presque au maximum de leur possibilités (le moteur principal de ces pompes tourne à 460 tr/minute en régime nominal, et ne peut dépasser 500 tr/minute), il ne reste donc que la deuxième solution.

b) en second lieu, les caractéristiques des pompes mécaniques

du circuit primaire, pièces métalliques tournantes de grande dimension, risqueraient d'être perturbées.

c) enfin tout le système de contrôle du réacteur (thermocouples, débitmètres, électromagnétiques, thermistances, jauges de contraintes, etc...) risquerait d'être perturbé. Ce dernier point pourrait avoir des incidences graves au niveau de la sûreté, puisque le rôle de ces appareils est justement de détecter les anomalies pouvant survenir au niveau du cœur.

Devant cette nouvelle difficulté, les ingénieurs responsables de Super Phénix avouent leur incompetence. Leur seul argument est de dire que rien de tel n'a été observé dans des expériences faites sur Phénix à froid. Il est en effet possible que l'écoulement de sodium primaire dans Phénix à froid (200°C) se rapproche, d'un point de vue magnétohydrodynamique, de Super Phénix à chaud. Mais ces expériences sur Phénix à froid avaient été faites dans un tout autre but (on ignorait à l'époque la possibilité d'un effet dynamo), et il est tout-à-fait possible que l'on soit passé à côté du phénomène. Cette dernière interprétation a été envisagée par un haut responsable d'E.D.F. ayant d'importantes responsabilités dans la réalisation de Super Phénix.

## 2.2.4 NEUTRONIQUE

Les noyaux des atomes de sodium sont capables de capturer des neutrons (et ainsi de transmuter de  $\text{Na}^{23}$  à  $\text{Na}^{24}$ ). Et quand ils ne les capturent pas, ils les ralentissent (c'est ce qu'on appelle la modération). Ces collisions entre neutrons et noyaux de sodium, bien que peu fréquentes, jouent un rôle important dans le contrôle de la réaction nucléaire. La facilité avec laquelle un neutron percute un noyau est exprimée par une grandeur, appelée section efficace, qui représente en quelque sorte la surface d'une cible. Plus la section efficace est grande, plus la « surface de la cible » est grande, et plus la collision est facile, donc plus fréquente. La fréquence de cette collision est égale au produit  $n\sigma v$  où  $\sigma$  est la section efficace,  $v$  est la vitesse relative du neutron par rapport au noyau cible et  $n$  la densité volumique d'atomes-cible, en l'occurrence la densité du sodium. ( $\sigma$  dépend également de  $v$ ). En fait on définit des fréquences de collision spéciales selon le phénomène : capture ou modération. Dans l'absolu, les fréquences de capture et de modération des neutrons par le sodium sont faibles. Mais si l'on supprime l'effet de capture et de modération par le sodium, la réaction nucléaire s'emballe; il est essentiel à l'équilibre de la réaction que le sodium absorbe une petite fraction de neutrons et diminue le nombre des neutrons rapides. Ouvrons à ce propos une parenthèse : la réactivité croît avec l'énergie des neutrons. En effet lorsque la fission par neutrons rapides du  $\text{Pu}^{240}$  s'amorce, le nombre de

neutrons de fission du plutonium augmente avec l'énergie, ainsi que l'explique Wilson (10). La présence du sodium primaire agit de deux façons sur la stabilité de la réaction (mesurée par la « réactivité »). Par sa température, il contribue à la stabilité associée à ce que les spécialistes appellent l'« effet Doppler » négatif : une augmentation de température diminue la réactivité. En fait le calcul de l'effet Doppler est très difficile dans le cas des surrégénérateurs. Il ne semble pas exister de calculs complets et d'expérience concernant cet effet Doppler négatif prenant en compte la contribution du sodium dans toutes les circonstances. Le sodium a pourtant un effet Doppler sensible à cause de sa grande vitesse d'agitation thermique; c'est en effet pour les neutrons la cible la plus légère parmi les cibles possibles.

Par sa densité, le sodium agit plus directement encore sur la réactivité, les fréquences de collisions étant proportionnelles à sa densité. Ainsi une raréfaction locale du sodium (par une ébullition notamment) produit localement une augmentation du nombre de neutrons par la suppression de son effet de capture et de modération dont la conséquence est une croissance de la réactivité. Ce phénomène est évidemment global lorsque, pour une cause accidentelle (arrêt des pompes primaires) le sodium bout dans toute la région du cœur. C'est ainsi que la raréfaction du sodium conduit à l'excursion nucléaire. Les spécialistes résument cela en disant que la réactivité a un « coefficient de vide » positif. En résumé nous voyons comment, en cas d'arrêt des pompes du circuit de sodium primaire, ces deux effets interviennent. Dans un premier temps la température s'élève puisque la chaleur produite par la réaction nucléaire n'est plus évacuée. Ceci provoque une baisse de la réactivité du fait de l'effet Doppler qui est négatif. Cependant cette baisse de réactivité n'est pas suffisante pour empêcher le sodium d'atteindre sa température d'ébullition. La fréquence d'absorption des neutrons par le sodium étant proportionnelle à sa densité, il en résulte que la vapeur du sodium absorbe beaucoup moins les neutrons que le sodium liquide. Il va donc se produire un emballement de la réaction.

On pourrait penser que les spécialistes qui prévoient tout ont ou auront un remède pour palier à cet inconvénient des surrégénérateurs; par exemple en prévoyant un effet modérateur supplémentaire qui remplacerait celui du sodium en cas de défaillance de celui-ci. Cet effet modérateur supplémentaire pourrait s'obtenir en introduisant de l'oxyde de béryllium ( $\text{BeO}$ ) (cf. 10). Mais on touche là une contradiction propre au surrégénérateur et qui en fait un réacteur dangereux par nature. Si on prévoit un effet modérateur supplémentaire, on diminue encore le peu de chance qu'on a de « surgénérer ». Car une partie des neutrons rapides sert à transformer l'uranium 238 fertile, mais non fissile, en plutonium 239 fissile; et ainsi on peut globalement produire davan-

tage de plutonium qu'on en consomme (cf. partie I §). Mais cet objectif étant déjà incertain sans modérateur supplémentaire, serait totalement compromis par l'adjonction d'un tel modérateur.

On ne peut donc pas éviter le caractère dangereux d'un authentique surrégénérateur.

Il faut enfin prendre en considération le fait que les études de réactivité et les études de thermohydraulique ont été menées séparément; il n'existe pas à notre connaissance d'étude globale des deux aspects couplés. Il existe d'une part des calculs de réactivité tenant compte de la présence du sodium en équilibre thermodynamique, d'autre part des études de thermohydraulique du sodium. Mais aucune étude de l'incidence des phénomènes thermohydrauliques que nous avons mentionnés sur l'évolution de la réaction n'a été entreprise.

Pour terminer sur les propriétés nucléaires du sodium, signalons qu'un feu de sodium dégagera les deux isotopes radioactifs  $\text{Na}^{22}$  et  $\text{Na}^{24}$ . Ces deux isotopes s'attaquent à l'ensemble des corps vivants. Ils émettent une radioactivité  $\beta$  et  $\gamma$ . Leurs concentrations maximales admissibles (CMA) sont, pour

$\text{Na}^{22}$ ,  $4.10^{-7}$  mCi/cm<sup>3</sup> dans l'eau,  $6.10^{-11}$  mCi/cm<sup>3</sup> dans l'air

$\text{Na}^{24}$ ,  $2.10^{-6}$  mCi/cm<sup>3</sup> dans l'eau,  $5.10^{-11}$  mCi/cm<sup>3</sup> dans l'air.

L'activité du sodium primaire (3 200 t) de Super Phénix sera 18 mCi/cm<sup>3</sup>. Celle du sodium secondaire sera  $10^7$  fois plus faible ( $2.10^{-6}$  mCi/cm<sup>3</sup>).

Celle du sodium du barillet (650 t) sera environ  $10^5$  fois plus faible (plus forte que la CMA), à savoir  $0.3.10^{-3}$  mCi/cm<sup>3</sup> (1). Le sodium secondaire est faiblement radioactif et n'entraîne pas le dépassement de la CMA; en revanche le sodium primaire est très radioactif, puisqu'il faudrait qu'il soit dilué  $10^7$  fois dans l'eau ou  $10^{11}$  fois dans l'air pour descendre au-dessous de la CMA.

## 2.3 RISQUES LIES AUX PROPRIETES CHIMIQUES DU SODIUM

La réaction sodium-eau et les grands feux de sodium constituent le danger le plus redoutable que fait courir l'emploi du sodium dans les surrégénérateurs. Examinons brièvement leurs causes et leurs effets.

### 2.3.1 INTERACTION SODIUM-EAU

Le sodium réagit très violemment avec l'eau, pour produire essentiellement de la soude (NaOH) et de l'hydrogène ( $\text{H}_2$ ): au-dessus de 321°C de l'oxyde de sodium  $\text{Na}_2\text{O}$  est également

produit. Le contact entre le sodium et l'eau peut avoir lieu dans diverses installations. Celles de taille modeste ne posent pas de difficulté.

Le risque le plus important se situe au niveau des générateurs de vapeur, où des fuites peuvent se produire au niveau de l'échangeur thermique.

Pour cet organe, on distingue deux types de fuites (généralement pénétration d'eau dans le circuit secondaire de sodium) :

- la petite fuite due à un défaut non localisé lors des contrôles de fabrication ou à une fissure de fatigue apparaissant au cours de la vie d'un générateur de vapeur. Cette fuite va évoluer de façon discontinue en produisant de l'hydrogène : des détecteurs d'hydrogène et acoustiques sont prévus pour la mettre en évidence.

- la grosse fuite due à la rupture partielle ou totale d'un tube ou à l'évolution non contrôlée d'une petite fuite. Elle donne lieu à une « réaction sodium-eau violente ».

L'énergie qu'elle libère est importante et les produits de réaction, par leurs propriétés particulières aggravent encore les conséquences. Ainsi, la bulle d'hydrogène générée par la réaction, assure, en se détendant une transformation à haut rendement de l'énergie chimique en énergie mécanique, à laquelle sont soumises les structures du générateur de vapeur et les circuits associés. D'autre part, si, à la faveur de la réaction, l'hydrogène vient en contact avec l'atmosphère, il constitue à son tour, avec l'oxygène, un mélange très réactif, voire explosif. De son côté, la soude concentrée et chaude a un pouvoir corrosif élevé pour les matériaux de structure. Enfin, rejetés dans l'atmosphère, le produit de réaction et spécialement la soude peuvent entraîner diverses nuisances pour le voisinage.

Cette réaction violente pose deux types de problèmes de sûreté :

- des problèmes de protection des structures de confinement du cœur, et des problèmes de protection contre les conséquences directes de la réaction.

Les risques de détérioration de l'échangeur intermédiaire (entre le circuit primaire et le circuit secondaire de sodium) ne sont pas écartés. Les phénomènes qui se produisent en de telles circonstances sont généralement imprévus; c'est ainsi qu'on en découvre de nouveaux lors des incidents des surrégénérateurs expérimentaux. L'« effet chalumeau » est un phénomène fameux qui a été découvert lors d'un incident survenu en 1962 sur le réacteur américain « Enrico Fermi ». C'est très simple, mais il fallait y penser : une petite fuite sur un tube donne naissance à un jet de vapeur (chalumeau) qui perce les tubes voisins (1). Les études en cours n'ont toujours pas permis d'éviter complètement ce phénomène.

La violence de la réaction sodium-eau rend nécessaire la mise

en œuvre de mesures particulières pour empêcher l'explosion du générateur de vapeur. Les accidents survenus à la centrale soviétique de Chevchenko illustrent bien les soucis qu'on peut se faire à ce sujet. En voici une description tirée de la référence 1 :

La première divergence du réacteur a eu lieu le 29 novembre 1972 et la montée en puissance s'est faite de mai à septembre 1973. Une première fuite de faible débit a été observée en mai 1973, son évolution a été suivie et la centrale a été arrêtée normalement. Trois à quatre kilogrammes d'eau étaient passés dans le circuit secondaire où ils ont réagi avec le sodium.

En septembre 1973, alors que 3 circuits sur 6 étaient en service, une nouvelle fuite s'est produite. Dès la détection de la fuite, le réacteur a été arrêté mais la réaction sodium-eau a produit une augmentation de pression qui a entraîné la rupture de membranes d'éclatement prévues à cet effet. Le circuit de décharge situé à l'aval des membranes a fonctionné normalement : collecte des produits de réaction, rejet à l'atmosphère et inflammation spontanée d'hydrogène à haute température. On estime à environ 400 kg la quantité d'eau qui est passée dans le sodium.

Enfin en février 1975, une fuite s'est produite sur un évaporateur qui avait été remonté après réparation à la suite des incidents de 1973.

Il semble que l'origine de la fuite provienne d'un défaut métallurgique dans le tube.

L'évolution de la fuite a été suivie par le détecteur d'hydrogène, puis quand la concentration en hydrogène a été supérieure à 0,1 %, il y a eu un arrêt du réacteur. La fuite a continué de débiter car une vanne d'admission d'eau ne s'est pas fermée, 800 kg d'eau se sont introduits dans le sodium et il y a eu augmentation de pression dans le circuit secondaire. Il y a eu détérioration des grilles entretoises et de 120 tubes du générateur de vapeur qui ont été comme sectionnés au niveau de l'enveloppe du « chalu-meau » créé par la fuite.

D'autre part, il semble que les produits de la réaction sodium-eau se soient propagés dans la tuyauterie de sortie du sodium jusqu'à une soudure acier ferritique-acier austénitique située à 7 m du générateur de vapeur, provoquant un orifice de 10 mm de diamètre environ au niveau de cette soudure, 5 heures après le début de l'incident.

Ainsi 300 kg de sodium se sont enflammés avec une flamme en forme de dard de 2 m de long. Le contrôle commande n'a pas été détruit.

La soude « ne semble » pas avoir atteint les échangeurs intermédiaires à cause de la remontée de la tuyauterie sodium, mais l'évaporateur ayant son enveloppe atteinte, sera remplacé ».

L'estimation de la probabilité de fuite est pratiquement impossible. Les statistiques déduites de l'utilisation des générateurs de vapeur dans les surrégénérateurs actuellement en fonctionnement ne peuvent que conduire à des estimations très pessimistes. C'est pourquoi les promoteurs de Super Phénix préfèrent tirer d'autres conclusions en établissant des comparaisons avec des technologies voisines et disposer ainsi de résultats plus « raisonnables » (*sic*) (1). C'est ainsi que des considérations oiseuses les amènent à estimer cette probabilité « raisonnable » (c.a.d.) qui leur convienne, d'une fuite par an pour 100 MWe; le qualificatif « raisonnable » est assorti de la condition que la fuite n'entraîne pas des détériorations imposant une indisponibilité prolongée. Il s'agit d'une difficulté qui fait encore planer beaucoup d'incertitude sur l'intérêt de cette technologie, et dont l'incidence économique est très sensible. De plus le passage de l'utilisation des générateurs de vapeur de Phénix à ceux de Super Phénix constitue un bond technologique considérable. En effet, 36 générateurs de vapeur de 16 Mégawatts sont utilisés sur Phénix alors que 4 générateurs de vapeur de 750 Mégawatts sont prévus pour Super Phénix! Autrement dit des générateurs presque 50 fois plus puissants sont mis en service! Ceci pour limiter l'encombrement et le coût d'investissement (19). De tels appareils sont à la limite de ce qu'on peut réaliser technologiquement et n'ont encore jamais été essayés.

Pour terminer ce paragraphe concernant la réaction sodium-eau, signalons que la soude ainsi produite et les divers aérosols sodés sont disséminés dans l'environnement. Leurs effets sur l'homme, la faune et la flore ne sont pas encore connus, faute d'études approfondies sur cette question.

Il existe cependant quelques études partielles sur l'effet du dépôt d'aérosols de peroxyde de sodium sur les végétaux (18). Il en ressort que les végétaux jeunes résistent mieux que les végétaux adultes, que la formation de tissus morts dans lequel se fixe le sodium protège la plante d'une pénétration plus complète de celui-ci. Mais ces « résultats obtenus sur les salades et les tomates avec des aérosols à forte teneur en peroxyde ne présument en rien des résultats qui seront obtenus avec des aérosols essentiellement constitués de soude ou de carbonate. En effet, dès l'instant où l'impact des particules ne se manifesterait plus par une brûlure ou une lésion grave, le sodium et les ions l'accompagnant ne trouveront plus d'obstacle constitué de tissus morts s'opposant à leur pénétration dans les plantes ».

### 2.3.2 INTERACTION SODIUM-AIR (LES FEUX)

Le sodium s'enflamme spontanément au contact de l'oxygène de l'air et donne naissance à des feux extrêmement vifs, qu'il n'est évidemment pas question d'éteindre avec de l'eau...!

Il est intéressant de suivre l'évolution de la littérature EDF--CEA à ce sujet. Par exemple on lit dans le rapport de sûreté de Super Phénix (11) :

« Lorsque le dôme est ouvert, le réacteur est en état d'arrêt froid : la température du sodium primaire pour les manutentions des éléments ou des manutentions spéciales est de 180°C. Dans ces conditions, la température du sodium primaire est inférieure à la température admise pour l'auto-inflammation du sodium. »

Dans le rapport de sûreté, la température « admise » est de 200°C. Dès lors on est encore tranquille pour déclarer plus loin :

« La manipulation des hottes de manutentions spéciales par le pont tournant au-dessus du réacteur ne se faisant que réacteur à l'arrêt, la température du sodium secondaire sera de l'ordre de 150°C à 180°C.

En fonctionnement normal, la température du sodium dans le barillet, et donc dans le circuit de purification, est inférieure à 200°C ».

Mais des rapports CEA (expérience Lucifer) ont indiqué que le sodium s'enflammait spontanément à 140°C! Des expériences récentes ont même montré que des risques d'inflammation existent à toute température, cela dépend de l'état de surface du sodium.

La combustion du sodium donne lieu à une élévation importante de température (elle se stabilise autour de 650°C) et de pression dans les locaux où elle se produit; les fumées d'aérosols d'oxydes de sodium sont abondantes et leur opacité rend difficile l'intervention en vue de l'extinction de ces feux. En particulier, il se dégage du peroxyde de sodium ( $\text{Na}_2\text{O}_2$ ) sous forme d'aérosols submicroniques, très toxiques, qu'on ne peut pas filtrer.

De plus si le feu de sodium est contaminé par de l'oxyde de plutonium ( $\text{PuO}_2$ ) qui donne des aérosols très fins de l'ordre de 0,05  $\mu$ , le confinement de l'incendie pose un problème aigu.

Il est impossible d'éteindre un feu de sodium primaire qui éclaterait à l'intérieur du dôme, pour les raisons qui viennent d'être indiquées, en raison de sa haute activité (18 mCi/cm<sup>3</sup>) et enfin parce que dans les meilleures conditions on n'a jamais pu éteindre un feu de plus d'une tonne de sodium. L'EDF-CEA ne l'envisage d'ailleurs pas; on se contente de prendre des mesures préventives et faire en sorte qu'un feu de sodium primaire soit impossible. Et si cet événement arrive, on laissera brûler le sodium primaire à l'intérieur du dôme (il y en a 3 200 tonnes). On suppose qu'une telle éventualité ne peut se produire qu'en cas d'explosion du cœur. Et on suppose de plus que le dôme résistera.

L'une des mesures préventives est de limiter au maximum le

nombre et la taille des tubes plongeants dans la cuve principale, qui sont fixés sur la dalle. Ceci pour éviter les remontées de sodium primaire le long de ces tubes. Il est utile de mentionner, à ce propos, que le sodium réagit également violemment avec le béton. Les remontées de sodium primaire sont susceptibles de détériorer la dalle de béton. Ces « mesures préventives » risquent d'être fort compromises par l'introduction des boucles supplémentaires nécessaires à l'évacuation de la puissance résiduelle (cf. § 1.5).

La NERSA n'envisage que l'extinction de l'inflammation d'une petite quantité de sodium secondaire, estimant que, dans le pire des cas (rupture « guillotine » d'une canalisation), on aurait affaire à l'incendie provoqué par soixante-dix tonnes de sodium (« petite » quantité est évidemment relatif aux 6 000 tonnes de sodium qu'utilise l'installation).

Des progrès semblent bien avoir été réalisés dans l'extinction des feux de laboratoire. L'extrapolation de ces résultats à Super Phénix est pour le moins hasardeuse. Les essais de laboratoire ont porté sur de très petites quantités de sodium (10 g) dans des creusets (12). Les essais effectués à Cadarache auraient porté sur des quantités plus importantes : 260 kg d'après la réf. (12), 1 300 kg d'après la réf. (13). On ignore dans quelles conditions expérimentales. Dans un creuset? En nappe sur une surface plane? Sur une structure plus complexe? Nous sommes loin de partager l'optimisme affiché par J.C. Mallet (13) qui considère l'extinction de 70 tonnes de sodium comme un résultat acquis, que l'expérience Esmeralda en projet confirmera.

### 2.3.3 REACTION SODIUM-BETON

Nous avons évoqué dans le paragraphe précédent la possibilité de réaction violente entre le sodium et le béton. Celle-ci est due à la présence d'eau dans les ciments. Cette réaction a été remarquée lors des premières études de feu de sodium à Cadarache (expériences Cassandre, puis Lucifer). Elle a fait l'objet d'études spécifiques (expérience Baraka) (14), concluant au caractère inévitable et presque toujours violent de l'interaction du sodium avec le béton.

## 2.4 MANUTENTION ET TRANSPORT

Le cœur de Super Phénix devra être renouvelé régulièrement. Il est prévu de le renouveler par quart tous les 7 mois. Les assemblages extraits du cœur sont acheminés dans le barillet où ils sont stockés pendant la campagne de manutention en attendant

d'être transportés vers l'usine de retraitement (La Hague). Le barillet est constitué essentiellement d'une cuve suspendue, contenant 340 m<sup>3</sup> de sodium. Ce sodium est indispensable au refroidissement des assemblages dont la puissance calorifique résiduelle au moment de leur évacuation est de 7,5 kW chacun, leur température approchant 620°C (15). A la fin d'une campagne de manutention, les assemblages en stockage dégagent une puissance calorifique de 3,3 MW. Tous les dangers en liaison avec la cuve principale du réacteur se retrouvent dans le barillet, dans des proportions moins importantes, bien entendu, mais ils sont quand même très redoutables. Ce n'est pas parce qu'il y a 4 fois moins de plutonium que dans le cœur, et 4 fois moins de sodium que dans le circuit secondaire qu'il faut négliger les dangers du barillet.

Les risques de feux de sodium y sont importants, et il s'agit de sodium actif, contaminé. Les risques de criticité demeurent également, ainsi que le problème posé par les séismes.

Après évacuation du cœur et stockage dans le barillet, les assemblages de combustible et les assemblages irradiés seront transportés entiers, dans le sodium, par camion, vers l'usine de retraitement. Ils ne seront pas lavés sur le site. Les plate-formes routières porteront des châteaux de transport, pouvant contenir 5 à 6 assemblages, soit environ 60 tonnes.

C'est là un des aspects les plus démesurés, les plus éloignés du contrôle humain, de cette monstrueuse technologie.

#### REFERENCES

- (1) « Le sodium. Risques présentés par son utilisation dans les réacteurs à neutrons rapides ». Rapport interne; SEPTEN, NERSA, E.R. Chatou.
- (2) SEILÈR (1978), Thèse de Docteur-Ingénieur, Université de Grenoble.
- (3) ACHARD (1977), Thèse de Doctorat d'Etat, Université de Grenoble.
- (4) MENANT (1976), Thèse de Docteur-Ingénieur, Université de Grenoble.
- (5) EDF, Direction des Etudes et Recherches, Rapport d'activité, 1977.
- (6) LEORAT J., POUQUET A., FRISCH U. (1979), Détermination du nombre de Reynolds magnétique critique en turbulence magnéto-hydrodynamique. Prépublication. Observatoire de Meudon.
- (7) GAILITIS A.K., FREIBERG Y.A.Z., LIELAUSIS O.A., « On the observation of the magnetic field generation in liquid sodium flows ».
- (8) BEVIR M.K. (1973), J. Brit. Nucl. Energy Soc., 12, 455, « Possibility of electromagnetic excitation in liquid metal flows in fast reactors ».
- (9) PEARSON E.S. (1975), Nuclear Science and Engineering, 57, 155, « Electromagnetic self excitation in the liquid metal fast breeder reactor ».
- (10) R. WILSON (1977), Rev. Modern. Phys., 49, 893 : « Physics of liquid metal fast breeder reactor safety ».
- (11) Rapport de Sûreté de Super Phénix, tome IV, 2, 1-11. Cité p. 6 de la réf. 13.
- (12) Image de la chimie 1977, « Extinction des feux de sodium », p. 5, Centre de recherches sur la chimie de la combustion et des hautes températures du C.N.R.S., Orléans, Département de Sûreté nucléaire, C.E.A.
- (13) J.C. MALET (1978), « La Recherche », numéro d'octobre 1978, « Eteindre les feux de sodium ».

(14) BERLIN, COLOME ET J.C. MALET (1974), rapport SESR-R20, CEA, Départ. Sûreté nucléaire, « Etude expérimentale des feux de sodium sur le béton, mise en évidence de la réaction sodium-béton et de ses conséquences.

(15) Rapport de sûreté Super Phénix, tome II. 3.

(16) G. KAYSER et al., BIST, n° 182, juin 73, p. 39-52, « Les grands composants dans les réacteurs rapides de grande puissance ».

(17) BIST, n° 227, janv.-févr. 78, p. 81-98, H. NOEL, H. FRESLON, G. LUCENET, « Les dispositions de sûreté relatives à la centrale de Creys-Malville ».

(18) BIST, n° 222, mars-avril, 1977, H. CAMUS, J. DELMAS, A. GRANLY, R. DISDIER, « Etude expérimentale sur la tomate et la salade des conséquences d'un rejet accidentel de sodium sous forme d'aérosols de peroxyde ».

(19) M. BANAL et J. MEGY. Super Phénix première étape du développement commercial des surrégénérateurs. Annales des Minces : mai-juin 1978 p. 127-139.

### 3 RISQUES LIES AUX SEISMES

Tout le monde sait que la France n'est pas un pays où les séismes font quotidiennement des ravages! Aussi peut-il sembler superflu au premier abord de s'inquiéter des dégâts possibles et éventuellement catastrophiques que pourrait entraîner une secousse sismique importante, cela semble tellement improbable! En effet on a souvent tendance inconsciemment à sous-évaluer les risques liés à la sismicité du lieu, car dans notre esprit seuls les séismes dévastateurs entraînent des catastrophes. Ceci est particulièrement faux dans le cas de Superphenix : on verra dans ce chapitre qu'un séisme pouvant perturber la marche du surgénérateur (étanchéité de la cuve principale non assurée, chute des barres de contrôle non assurée, arrêt des pompes permettant l'évacuation de la puissance résiduelle, etc...) et entraîner des conséquences particulièrement impressionnantes (pour ne plus employer le mot catastrophique) est en fait un séisme peu spectaculaire de force souvent atteinte en Europe, en France, et même dans nos Alpes.

Dans ce qui suit nous nous appuyons sur l'étude sismique du Rapport de Sécurité qui aboutit à des normes de construction contestables d'après le dossier lui-même, et de plus en plus contestables au vu des récents résultats en sismologie. Nous nous plaçons donc dans l'optique même d'EDF, nous examinons son étude avec son point de vue et conclurons compte tenu des résultats actuels obtenus en sismologie que les normes de sécurité qu'elle préconise sont bien en-deçà de ce qu'il faudrait préconiser dans son optique. Mais cela n'implique pas que nous soyons favorable à la construction de Superphénix si celui-ci était conçu pour résister à des normes plus élevées. En effet c'est ici qu'intervient la notion de probabilité : il suffit qu'une probabilité même très faible, inférieure aux « normes EDF » existe, qui puisse entraîner un accident catastrophique pour la région pour que nous refusions ce type de construction.

Dans un premier temps nous donnerons quelques précisions sur la manière dont sont caractérisés les séismes (intensité, magnitude, accélération), puis dans un second paragraphe nous résumerons les principales conclusions du rapport de sûreté sur les niveaux des séismes à envisager et les impératifs de construction qui y sont reliés. Dans le dernier paragraphe, nous présenterons différentes critiques que soulèvent ce dossier.

#### 3.1 GENERALITES SUR LES SEISMES

Rappelons tout d'abord comment on évalue la force d'un séisme et ses effets destructeurs. Il existe deux caractéristiques très différentes :

- **la magnitude**,  $M$  caractéristique du séisme, qui mesure l'énergie libérée au foyer, on remonte à cette quantité d'énergie à partir de mesures faites en différents points lors du séisme, à l'aide d'enregistrement sur sismographe. L'échelle de mesure a été mise au point par Richter, échelle dans laquelle la magnitude varie de 0 à 9.

- **L'intensité**, caractéristique d'un lieu, qui mesure les dégâts causés lors du séisme en un lieu donné. La violence d'un séisme décroissant lorsqu'on s'éloigne de l'épicentre (projection du foyer sur la surface terrestre), un séisme donné sera caractérisé par une série de zones concentriques d'intensité décroissante. De plus, à magnitude égale, plus le foyer est proche de la surface, plus les effets destructeurs du séisme seront considérables (par exemple le séisme qui ravagea Agadir, en 1960, était un séisme de magnitude peu élevée,  $M = 5,8$ , à foyer superficiel d'intensité  $I = X$ ). Différentes échelles d'intensité existent dont les deux plus utilisées sont l'échelle Mercalli Modifiée (M.M.) et l'échelle Medveder-Sponheuer-Karnik (MSK), la différence entre les deux étant négligeable dans les intensités moyennes. Dans ces échelles les intensités sont graduées de I à XII. A titre d'exemple, car ces intensités interviennent par la suite, donnons la définition des intensités VI, VII, VIII (1) :

VI : Des personnes effrayées sortent des habitations ; tintamarre général des sonnettes, arrêt des pendules, crépis fendillés, vaisselle brisée, cloches mises en branle, chute de plâtre.

VII : Maisons légèrement endommagées, lézardes dans les murs ; chute de cheminées isolées en mauvais état ; écroulement de minarets, de mosquées ou d'églises mal construites.

VIII : Sérieux dommages, fentes béantes dans les murs, chute de la plupart des cheminées, chute des clochers d'églises ; renversement, rotation des statues, des monuments funéraires ; fissures dans les pentes raides ou dans les terrains humides, chute de rochers en montagne.

Ainsi, l'échelle d'intensité permet d'apprécier l'importance d'un séisme en un lieu donné où il n'y a pas d'appareil enregistreur et ainsi d'utiliser les descriptions historiques des séismes afin d'évaluer l'importance et la fréquence des séismes dans différentes régions.

Les destructions occasionnées par un séisme sont liées aux mouvements du sol qui peuvent se décomposer en deux types : mouvements verticaux et horizontaux ; les constructions subissent alors des accélérations  $\delta$ , verticales et horizontales auxquelles correspondent des forces de compression et de cisaillement. Les forces les plus destructives sont des forces de cisaillement : l'accélération horizontale correspondante varie alors de quelques dixièmes de  $g$  (accélération liée à la force de pesanteur) à quelque  $g$  dans les plus forts séismes. C'est cette dernière gran-

deur qui est prise en compte lors de la construction d'un édifice. La construction d'un édifice nécessite donc de déterminer à quelle accélération horizontale maximum on veut que résistent les différentes parties de l'édifice.

Ainsi donc, deux types d'étapes sont nécessaires :

- évaluer tout d'abord à l'aide d'études historiques et géologiques à quelle intensité de séisme on veut que l'édifice résiste (seule grandeur accessible),
- puis relier à cette intensité l'accélération horizontale correspondante, (grandeur nécessaire à la construction). Ce dernier passage (relation entre  $I$  et  $\gamma$ ) se fait à l'aide d'expressions empiriques actuellement de plus en plus contestées.

Nous allons maintenant rappeler les normes envisagées pour Superphénix.

## **3.2 CE QUI EST ENVISAGE POUR SUPERPHENIX**

### **3.2.1 DEUX SEISMES DE REFERENCE SONT ENVISAGES POUR LA CONSTRUCTION DE SUPERPHENIX :**

- Le premier niveau est appelé selon les sources :

« séisme d'exploitation (1) ayant une probabilité non négligeable de se produire pendant la vie de la centrale » (1), ou encore « séisme pouvant se produire en moyenne une fois tout les 100 ans », ou encore

« séisme maximal historique vraisemblable » (2),

« séisme maximum probable ».

- Le second niveau correspond à un séisme plus violent, il est dénommé :

« séisme de sûreté » (1); il « correspond aux plus forts séismes susceptibles de se produire (1) », ou encore

« séisme majoré de sécurité » (2).

L'intensité de ce second niveau est obtenue très arbitrairement en majorant d'une unité l'intensité du séisme précédent ce qui correspond à un doublement des accélérations.

### **3.2.2 QUELLES SONT LES CONSIGNES QUE LES CONSTRUCTEURS DU SURGENERATEUR DOIVENT RESPECTER, RELATIVES A CES DEUX NIVEAUX DE SEISME ?**

Les impératifs généraux en cas de séisme sont les suivants : « Pour le séisme maximum probable, la chaudière doit pouvoir redémarrer après réparation. Pour le séisme majoré de sécurité, les populations doivent être protégées » (3), ce qui se traduit par

le fait que lors de ce dernier séisme, les produits radioactifs doivent rester confinés. Au-delà de ce niveau de séisme aucune étanchéité des enceintes de confinement ni des circuits de sodium n'est assurée.

Remarquons que les consignes relatives au premier niveau de séisme peuvent varier au gré des pages du rapport de sûreté puisque dans le tableau des impératifs à respecter nous trouvons « la chaudière peut redémarrer sans aucune réparation (4). Chère ambiguïté du verbe pouvoir que le constructeur ne manquera pas d'interpréter à son avantage ! Relevons également l'abîme qui sépare les souhaits exprimés au sujet du second niveau de séisme :

« Il faut également ajouter un impératif qu'il paraît souhaitable de respecter : on veut éviter, dans l'hypothèse du séisme majoré de sécurité, tout grand feu de sodium secondaire et toute réaction sodium-eau de grande ampleur » (5)

des impératifs requis :

« risques chimiques liés aux feux de Na non pris en compte » (6).

Cet écart entre le désir et la réalité paraît très significatif: les responsables du programme voudraient bien prévenir les feux de sodium, mais ne peuvent s'y engager. De plus rappelons qu'à cette époque on savait maîtriser un feu de sodium de seulement 200 kg, maintenant de 2 tonnes et que 5000 tonnes résident dans le surgénérateur.

On voit sur cet exemple l'attitude qui consiste à fixer les normes de sécurité à respecter d'après ce qui est techniquement possible de réaliser, cette attitude nous apparaissant clairement dans de nombreux autres domaines après discussion avec les spécialistes (accélération maximale à laquelle doit résister le surgénérateur, puissance d'explosion à laquelle doit résister la cuve...).

### **3.2.3 QUELLES SONT LES INTENSITES ATTRIBUEES A CHACUN DE CES DEUX NIVEAUX DE SEISME PAR LE RAPPORT DE SURETE ?**

L'étude géologique menée montre que le site du surgénérateur se trouve entre deux provinces sismotectoniques différentes : le Jura tabulaire et le Jura plissé séparé par le lit du Rhône. Le site se trouve précisément sur le Jura tabulaire, en bordure de celui-ci sur une couche d'alluvion. L'intensité correspondant au séisme maximum probable a été établie après une étude historique de la région remontant au siècle dernier (8). Le Jura tabulaire est une province sismotectonique classée en zone d'intensité VI de l'échelle MSK. Ceci a conduit à associer au site le couple VI, VII

pour le séisme maximal probable, et le séisme majoré de sécurité (9).

Notons également que au Jura plissé correspond une province sismotectonique classée en zone d'intensité VII. On est alors amené en appliquant les mêmes critères que ceux employés dans le rapport de sûreté à associer le couple VII, VIII au Jura plissé. C'est-à-dire à prendre l'intensité VII pour le séisme maximum probable, et la majorer d'une unité, intensité VIII, pour le séisme majoré de sécurité. (Les données historiques étant plus fournies sur cette dernière région plus habitée, nous verrons dans le prochain paragraphe où mènent de telles attributions.)

Les accélérations horizontales correspondantes sont évaluées pour le site du surgénérateur à  $\delta = 0,1 \text{ g}$  pour le séisme maximum probable ( $I = \text{VI}$ ) et  $\delta = 0,2 \text{ g}$  (doublement) pour le séisme majoré de sécurité ( $I = \text{VII}$ ).

### 3.3 CRITIQUES A CE DOSSIER

Il ne s'agit pas ici de reprendre indépendamment une étude de sismologie visant à prévoir l'intensité des séismes les plus violents que puisse subir le site du surgénérateur, mais de montrer combien l'étude menée par EDF permettant les conclusions précédentes est succincte et combien les normes de sécurité sont sous-évaluées : sous-évaluation de l'intensité des deux niveaux de séismes de référence, sous-évaluation des accélérations correspondantes aux intensités choisies.

#### 3.3.1 SOUS-EVALUATION DES INTENSITES

Une première remarque venant à l'esprit, quand on lit l'étude historique dans le rapport de sûreté qui sert de base à l'établissement de l'intensité des séismes de référence, est le caractère très succinct de cette étude : cette étude, de deux pages, retrace les secousses sismiques ressenties dans le Jura tabulaire et le Jura plissé de 1822 à nos jours. Quand on considère l'enjeu d'une telle étude, on est surpris pour ne pas dire effrayé par sa brièveté. Rappelons à ce sujet une étude récente en sismologie faite sur la région Rhône-Alpes. Cette étude tient compte de 249 séismes historiques dans cette région et à partir de statistiques dresse la carte, par province sismotectonique, des intensités maxima envisageables (10). Notons que dans cette étude le Jura tabulaire est classé zone d'intensité VIII, et le Jura plissé zone IX.

L'intensité des séismes décrits (à partir de 1822) est en contradiction complète avec les définitions de séisme maximum probable (une fois par siècle en moyenne) et séisme majoré de sécurité (le plus violent qu'on puisse envisager).

En effet le couple, pour ces deux séismes, qu'on est amené à attribuer au Jura plissé, en appliquant les mêmes critères que le rapport de sûreté est le couple VII, VIII (voir paragraphe précédent). Or on constate que dans cette région (11) :

- l'intensité VIII a été atteinte en 1822 à Chindrieux (30 km du site),
- l'intensité VII a été atteinte plusieurs fois en 1841 épicer centre en Chautagne, en 1958 épicer centre entre Lucey et Jongieux, vallée du Rhône (25 km du site).

Ces deux exemples montrent une nette sous-évaluation des deux niveaux de séisme, par suite de la contradiction entre la définition de ces deux niveaux et le fait qu'ils se soient déroulés sur une période aussi courte qu'un siècle.

Le site du surgénérateur se trouve à la limite entre le Jura tabulaire et le Jura plissé (voir carte-fig. 1) dans la vallée du Rhône qui sépare ces deux régions. Il se trouve plus précisément à 1 km de la séparation entre ces deux régions, sur une couche d'alluvions, au bord du Jura tabulaire. La description des séismes survenus au siècle dernier montre que les dégâts survenus dans la zone voisine (Jura plissé) s'étendaient à plusieurs dizaines de kilomètres. A titre d'exemple, reprenons quelques descriptions :

- « séisme du 19.02.1822, I = VIII. Epicentre en Chautagne près de Chindrieux. A Belley, presque toutes les maisons ont été endommagées par des crevasses dans les murs... ».

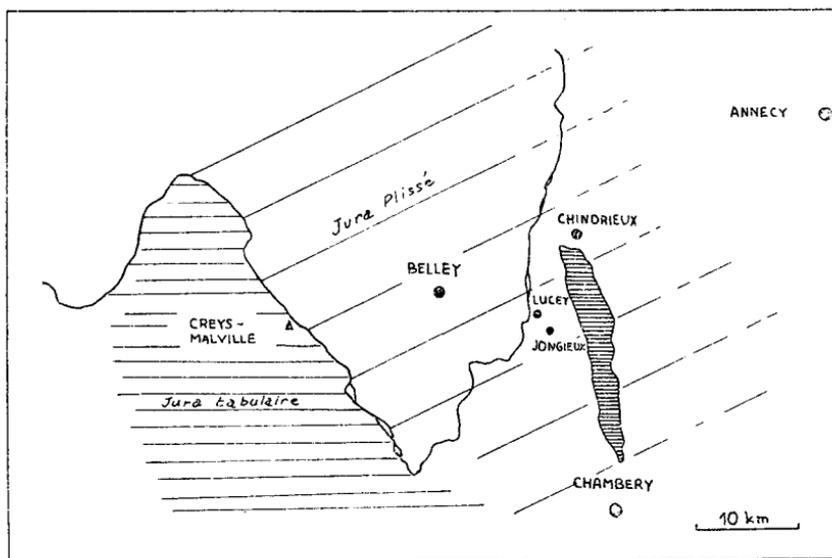


Figure 1 : Le site géologique du surgénérateur

Ceci mène encore à attribuer une intensité voisine de celle de l'épicentre à 15 km de ce dernier.

– « séisme du 02.12.1841, I = VII. Epicentre en Chautagne près de Chindrieux. Chutes de cheminées à Annecy, Rumilly, Chambéry. »

Ceci mène à attribuer une intensité voisine de VII à 40 km de l'épicentre.

Puisque la zone (Jura plissé) en bordure de laquelle se trouve le site du surgénérateur subit des séismes d'ordre I = VIII, qui s'étendent à plusieurs dizaines de kilomètres, il semble logique d'attribuer au site en s'appuyant uniquement sur l'étude historique d'un siècle le couple VIII, IX. En effet, il serait aberrant de penser que les effets s'arrêtent à la séparation de deux zones sismotectoniques.

De plus, il faut souligner que le site se trouve sur des alluvions d'une épaisseur d'environ 200 m (12). Or il est actuellement parfaitement reconnu par les sismologues que les terrains alluvionnels, loin d'amortir les effets destructeurs d'un séisme, peuvent amplifier ces derniers, jouant même parfois, selon la configuration du terrain, un rôle de focalisateur des énergies libérées lors des secousses sismiques (exemple du séisme de Caracas). Le rôle éventuellement négatif que peut jouer la couche d'alluvions sur lequel se retrouve le site du surgénérateur n'est absolument pas évoqué dans le rapport de sûreté. Notons aussi l'existence de failles au niveau du site (13).

En considérant ces faits, on s'aperçoit de la volonté de minimiser coûte que coûte les risques envisageables.

Regardons maintenant comment est reliée l'accélération horizontale qui fixe les normes de construction du surgénérateur, aux intensités précédentes.

### 3.3.2 SOUS-EVALUATION DES ACCELERATIONS

L'évaluation de  $\delta$  à partir des intensités des deux niveaux de séismes choisis par EDF est actuellement contestable. En effet rappelons que les intensités, évaluées à partir des dégâts créés, et les accélérations, mesurées à l'aide d'appareil, lorsque de tels appareils existent au lieu concerné, sont reliés empiriquement par différentes expressions. En vue de préciser cette relation, des mesures d'accélération ont pu être développées depuis quelques dizaines d'années en Europe. On a alors constaté que, plus on avait de mesures simultanées de l'intensité I, et de l'accélération, moins apparaissait une loi simple reliant I et  $\delta$ , c'est-à-dire plus les points expérimentaux de la courbe  $\delta = f(I)$  étaient dispersés autour de la loi empirique initiale.

Ainsi, N.N. Ambraseys (14) qui présente les résultats de mesu-

res simultanées de  $I$  et  $\delta$  horizontale en Europe de 1933 à 1954 (fig. 2a), puis de 1933 à 1974 (fig. 2b) indique que si, d'après l'étude 1933-1954, on pouvait encore se poser la question de relier par une courbe  $I$  et  $\delta$ , il est actuellement pratiquement impossible d'envisager une telle relation en s'appuyant sur les résultats de la période 1933-1974. Il existe seulement une faible corrélation entre ces deux grandeurs. Les mesures sur les vingt dernières années montrent que, en moyenne les accélérations sont sous-évaluées par les lois empiriques (le spectre de  $I$  s'étend vers les fortes valeurs de  $\delta$ ).

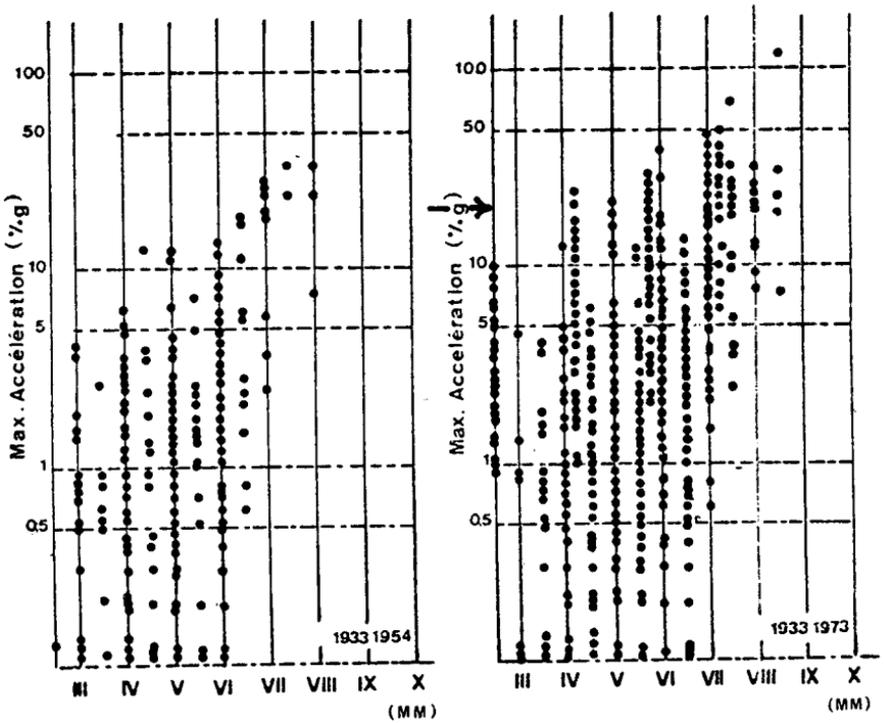


Fig. 2 : Corrélation entre accélération horizontale et intensité.

2a : mesures en Europe de 1933 à 1954;

2b : mesures en Europe de 1933 à 1973.

Nous avons porté sur la fig. 2b la valeur de l'accélération (0,2 g) au-delà de laquelle les populations ne sont plus en sécurité, correspondant au séisme majoré de sécurité (voir texte).

Si sur la fig. 2b, nous portons la valeur  $y = 0,2$  g, valeur de l'accélération au-delà de laquelle les populations ne sont plus protégées, apparaissent alors les séismes mettant en jeu des accélérations supérieures à 0,2 g; on constate alors que de tels séismes peuvent correspondre à des intensités aussi faibles que  $I = IV$ .

Sur cette même figure, on constate également que des séismes d'intensité VI, VII, peuvent mettre en jeu des accélérations de 0.5 g.

Si par ailleurs, on attribue au site comme il semblerait logique de le faire, en se plaçant dans l'optique d'EDF, le couple d'intensité VIII, IX, on voit d'après cette figure que l'accélération à prendre en considération pour le séisme majoré de sécurité est de 1 g.

### 3.4 CONCLUSION

Ainsi on a vu que toutes les quantités évaluées que se soit l'intensité du séisme majoré de sécurité ou l'accélération horizontale qui lui est reliée sont largement sous-estimées. L'évaluation de ces quantités étant cruciales pour la protection des populations, on voit une fois de plus que l'évaluation du risque est fortement minimisée et que les normes de sécurité sont loin d'être suffisantes.

### QUELQUES REMARQUES

■ Les résultats présentés par le Rapport de Sûreté datent de 1974. Y-aurait-il eu depuis une évolution vers une meilleure sécurité ? Hélas, en 1979 ces résultats (normes de sécurité) sont toujours d'actualité.

■ Pour terminer il convient de citer les réalisations françaises en matière de disposition parasismiques (15) :

« C'est ainsi que l'industrie française a pu avec succès proposer à l'étranger, sur des sites très sismiques, une centrale entièrement montée sur des blocs de caoutchouc spécial avec plaque de friction, permettant de limiter l'accélération en tout point de la centrale à 0,25 g environ, quel que soit le niveau du séisme. »

Puisqu'une telle étude a pu aboutir pour une centrale nucléaire classique, pourquoi ne pas l'avoir envisagé pour le surgénérateur ? Ce qu'on est capable de vendre à l'étranger est-il trop beau pour les Français ?

### ANNEXE

Nous publions ici la lettre que H. Tazzief nous a adressée au sujet de la sismicité de la région Rhône-Alpe. Cette lettre montre

sur un autre exemple (site de Cruas-Meysse et non de Creys-Malville) la même sous-évaluation par EDF des risques sismiques des lieux d'implantation des centrales nucléaires, sous-évaluation que nous venons de dénoncer au sujet de Creys-Malville.

*« La construction de la centrale de Cruas-Meysse, nous apprend EDF, tiendra compte de l'éventualité d'un séisme pouvant atteindre l'intensité de VII (chutes de plâtras, de tuiles, de quelques cheminées, etc...), voire de VIII (dommages aux maçonneries, chutes de cheminées, de tours, etc...).*

*L'étude de la sismicité de la région, qui a précédé cette décision, a porté sur l'histoire des trois derniers siècles où l'intensité VI fut atteinte une fois.*

*En conséquence de quoi, EDF a pris la décision de se prémunir contre un choc d'intensité VII. Cette apparente sagesse est un leurre criminel.*

*La vallée du Rhône, en effet, comme celle du Rhin, est un fossé d'effondrement (ou graben) comblé par les alluvions du fleuve. Ce fossé est engendré par un réseau de failles parallèles, les unes bordières, les autres intérieures. Ce fossé est toujours actif, comme en témoignent par exemple les séismes, généralement faibles, qui s'y produisent. L'enquête d'EDF néglige délibérément le fait que des tremblements de terre extrêmement violents aussi peuvent se produire dans ces régions et s'y sont d'ailleurs produits à l'époque historique : au XIII<sup>e</sup> siècle, Bâle dans la vallée du Rhin, Avignon dans celle du Rhône, ont été entièrement détruites par des séismes qui donc ont atteint l'intensité X ou XI sinon XII. Que sept ou huit siècles se soient écoulés depuis ne rend que plus proche le séisme majeur à venir.*

*La destruction accidentelle d'une centrale nucléaire avec ses effroyables conséquences (désertification irréversible de toute la région contaminée par les éléments radioactifs, monstruosité héréditaires dans la descendance des survivants irradiés) rend à jamais inadmissible de prendre le risque, même très petit, d'un séisme d'intensité X ou plus. Or ce risque est loin d'être négligeable dans les vallées du Rhône et du Rhin. Les centrales que l'on y a édifiées représentent à cet égard une imprudence effrayante. Le fait de l'avoir commise à diverses reprises n'autorise pas de persévérer dans cette redoutable erreur.*

*Le plus violent tremblement de terre de l'histoire ne s'est pas produit dans les régions de forte sismicité, Japon, Californie, Chine, Cordillère des Andes etc., mais en un endroit habituellement aussi peu secoué que celles qui nous préoccupent ici, à Lisbonne (1755). Que la « fréquence » de séismes majeurs, comme celui-ci ou ceux de Bâle ou Avignon, soit d'un ou deux par millénaire seulement n'autorise en rien à en négliger la possibilité lorsqu'il s'agit de centrales nucléaires. »*

## REFERENCES

- (1) Extrait de « Protection des Centrales Nucléaires contre les Séismes », *Revue Générale Nucléaire* 1977, n° 1, p. 30.
- (2) *Les Surgénérateurs*, par G. LUCENET.
- (3) *Rapport de Sûreté - Tome II, Chap. II, 5.2.*
- (4) *Rapport de Sûreté - Tome II, Tableau des impératifs.*
- (5) *Rapport de Sûreté - Tome III, Chap. IV, 3.2.*
- (6) *Rapport de Sûreté - Tome II, Tableau II, 1<sup>re</sup> partie.*
- (7) *La Recherche.*
- (8) *Rapport de Sûreté - Tome I, Chap. II, 5.1.*
- (9) *Rapport de Sûreté - Tome I, Chap. II, 5.3.3.*
- (10) *Thèse de 3ème Cycle - FRECHÉT - Grenoble, 1978.*
- (11) *Rapport de Sûreté - Tome I, Chap. II, 5.1.*
- (12) *Rapport de Sûreté - Tome I, Chap. II, 5.3.1.*
- (13) *Rapport de Sûreté - Tome I, Chap. II, 3.3.2.*
- (14) *The correlation of Intensity with Ground Motions*, by N.N. AMBRASEYS, 14th General Assembly of the European Seismological Commission, Trieste Sept. 1974.
- (15) *Protection des Centrales Nucléaires contre les Séismes*, 30, R.G.N., n° 1 (1977).

## 4. FONCTIONNEMENT DES CIRCUITS DE SECURITE DU SURREGENERATEUR DE MALVILLE

### 4.1 INTRODUCTION

Le rôle des circuits de sécurité d'un réacteur nucléaire est de maîtriser la réaction à l'aide de barres de contrôle absorbant les neutrons qui, introduites plus ou moins dans le cœur du réacteur, permettent de moduler la puissance produite, mais surtout de commander automatiquement l'arrêt du réacteur, à la suite d'une évolution anormale ou dangereuse de certains paramètres caractéristiques de son état ou d'une modification importante d'extraction de la puissance. Suivant le degré d'importance de ces paramètres, trois types d'actions sont prévues :

#### a) Arrêt d'urgence (AU)

L'arrêt d'urgence est sollicité à la suite d'incidents qui risquent de mettre en cause la tenue du combustible et la sécurité du personnel,

- en mesurant directement l'évolution anormale de certains paramètres caractéristiques de l'état du cœur,
- par analyse d'incidents particuliers, dans le but de prévenir ou d'anticiper des évolutions dangereuses.

L'arrêt d'urgence se traduit par la chute de toutes les barres de contrôle dans le cœur, commandée par la désexcitation des électro-mécanismes de barres (les barres sont soutenues par des électro-aimants qu'il suffit de déconnecter pour que celles-ci tombent).

#### b) Arrêt rapide

L'arrêt rapide est sollicité à la suite d'incidents qui n'ont pas de conséquences importantes et immédiates pour le réacteur lui-même et qui ne mettent pas directement en cause la tenue du combustible, mais celle de composants essentiels nécessitant l'arrêt automatique de la centrale. L'arrêt rapide se traduit par une descente simultanée des barres du système d'arrêt principal à la vitesse de 0,5 mm/s jusqu'à la mise en état sous-critique du réacteur.

#### c) Replis automatiques en puissance

Ces procédures automatiques de protection permettent d'éviter l'arrêt automatique de la centrale à la suite de certains incidents pour lesquels l'intervention de l'opérateur serait trop lente. Les replis automatiques en puissance consistent en l'introduction motorisée mais limitée de toutes les barres, les niveaux de repli étant, suivant les cas, soit 50 %, soit 20 % de la puissance thermique.

On n'étudiera ici que l'organisation de l'arrêt d'urgence.

## 4.2 ORGANISATION DE L'ARRÊT D'URGENCE

L'arrêt d'urgence doit pouvoir être déclenché par plusieurs postes de sécurité indépendants et spécialisés dans la mesure d'un paramètre comme par exemple la température du cœur ou le débit du sodium de refroidissement. Lorsque l'un de ces postes de sécurité émet un signal d'alarme, ceci doit être suffisant pour entraîner un arrêt d'urgence. Les postes de sécurité sont donc connectés en série sur la ligne d'alimentation des circuits d'excitation des électro-mécanismes de barres et fonctionnent à « présence de tension », la défaillance de l'un des circuits ou une alarme entraînant la désexcitation de ces mécanismes et la chute des barres.

Les informations qui sont à la base des actions de sécurité pour un poste d'arrêt d'urgence sont traitées d'une manière générale en coïncidence 2/3 : on utilise trois capteurs identiques mais indépendants pour le poste que l'on veut contrôler par exemple trois appareils à mesurer le débit. Dans ce cas, il suffit que deux d'entre eux fournissent une réponse positive pour que l'alarme soit déclenchée. Cependant, certains postes d'arrêt d'urgence pour des raisons liées à la conception des capteurs sont organisés en coïncidence 1/1, 1/2 ou 2/4.

### A - CONCEPTION DES CHAINES D'ARRÊT D'URGENCE

Le dispositif d'AU est constitué de deux chaînes de sécurité totalement indépendantes et physiquement séparées depuis les détecteurs inclus dans les postes de sécurité (qui fonctionnent suivant le principe des coïncidences vu plus haut) jusqu'aux coupleurs des mécanismes des barres de commande. Ces chaînes agissent indépendamment l'une sur 10, l'autre sur 11 barres de contrôle du système d'arrêt principal (SAP) (il y a au total 21 barres pour le SAP) et chacune sur les 3 barres du système d'arrêt complémentaire (SAC).

### B - POSTES D'ARRÊT D'URGENCE

Chacune des deux chaînes de sécurité est constituée d'un nombre équivalent de postes de sécurité indépendants entre eux et spécialisés dans la mesure ou le contrôle d'un paramètre bien défini. Les postes de sécurité pour une chaîne sont les suivants :

#### a) Commande manuelle de l'opérateur

L'opérateur peut couper directement, depuis la salle de commande, l'alimentation des barres et ainsi arrêter la centrale en cas de danger.

#### b) Mesures neutroniques au démarrage

Elles déclenchent l'AU en cas de dépassement des paramètres « comptage maxi » et « période mini » des circuits de mesure neutronique de démarrage (activité neutronique faible).

### c) Mesures neutroniques lors du fonctionnement normal

L'AU est déclenché par un dépassement simultané pour deux circuits de mesure neutronique sur trois (pour une chaîne de sécurité) de l'un des paramètres suivants :

- période mini,
- niveau maxi,
- réactivité négative,
- réactivité positive,
- perte de bon fonctionnement.

### d) Surveillance du cœur par le calculateur TRTC (traitement des températures du cœur).

Le traitement des températures du cœur a pour but de surveiller en permanence la température du sodium à la sortie des assemblages fissiles et fertiles de la première couronne. Cette surveillance permet d'assurer les traitements suivants :

- détection d'élévation anormale de la température d'un assemblage,
- détection d'un gradient thermique moyen anormalement élevé,
- détection d'une température de gaine excessive. La surveillance de la température du cœur est obtenue à partir d'environ 430 thermocouples scrutés régulièrement par le calculateur qui élabore un signal d'AU en cas de valeurs anormales.

### e) Activité $\gamma$ (ou gamma) dans le dôme

L'activité  $\gamma$  dans le dôme est détectée à l'aide de trois chambres d'ionisation (trois pour les deux chaînes de sécurité : ce poste n'est pas doublé).

### f) Arrêt des pompes primaires

L'arrêt de deux pompes primaires sur quatre provoque l'AU (pompes du circuit de sodium primaire).

### g) Manque de tension confirmé

Cette information élaborée à partir de capteurs placés sur les jeux de barres d'alimentation des auxiliaires de puissance est représentative de l'ilotage raté (basculement des sources d'alimentation en cas de panne du réseau) et entraîne l'AU. Dans ce cas, les générateurs Diesel de secours se mettent en marche pour alimenter une partie des installations de sécurité (mais pas les pompes primaires et secondaires).

### h) Détection des ruptures de gaines des aiguilles de combustible

Le grand nombre d'aiguilles renfermant le combustible dans Superphénix (environ 100 000) conjugué à un taux de combustion élevé et à un gainage relativement mince impose une surveillance permanente des ruptures de gaines éventuelles.

Le souci de fonctionner avec un réacteur propre conduit à éliminer si possible ces ruptures qui pourraient provoquer une contamination de la boucle de refroidissement primaire (produits de fission et matière fissile). Un dispositif de sécurité utilisant du

sodium prélevé à l'entrée des échangeurs déclenche l'AU lorsque les signaux des détecteurs à  $^3\text{He}$  (détection des neutrons) dépassent un certain seuil.

**i) Séisme**

Les séismes sont détectés à partir de trois géophones élaborant un signal unique réparti sur les deux chaînes par des amplificateurs de découplage.

**j) Température à la sortie des échangeurs intermédiaires**

Le dépassement d'un seuil de température pour deux boucles sur quatre (à la sortie des échangeurs intermédiaires) provoque l'AU.

**k) Comparaison puissance-débit**

Cette comparaison est significative d'un défaut de refroidissement.

**l) Manque de débit d'eau.**

#### 4.3 QUELQUES CONSTATATIONS VENANT A L'ESPRIT APRES EXAMEN DES SYSTEMES DE SECURITE

En étudiant les chaînes d'arrêt d'urgence de Superphénix dont on vient de résumer le fonctionnement, on peut noter l'existence de plusieurs anomalies dont certaines sont graves :

En effet :

- Il a été prévu d'implanter seulement deux chaînes de sécurité. Certes, celles-ci sont théoriquement indépendantes et physiquement séparées conformément aux normes IEEE (normes de sécurité américaines). Cependant, il a été démontré que ceci n'est pas suffisant. en particulier par les incendies constatés dans les centrales de Brown Ferry (U.S.A.) (où la séparation physique des câbles n'était pas parfaite), Mühlenberg (Suisse) et San Onofre (U.S.A.) (1) et (3). Dans ces cas, le contrôle de la centrale a été partiellement ou totalement perdu lors d'un incendie affectant quelques câbles reliant les appareils de surveillance du cœur à la salle de contrôle. En fait, l'expérience prouve qu'en général, les systèmes redondants ne sont que rarement indépendants parce qu'ils ne sont pas étudiés avec suffisamment de soins, ce qui favorise les défauts de mode commun (3).

En conséquence. l'office suédois de sécurité dans les centrales nucléaires recommande actuellement d'utiliser quatre chaînes de sécurité totalement indépendantes avec des postes de mesures basés sur des principes différents pour éviter les défauts de mode commun (1).

- Les alimentations de puissance de la centrale sont prévues à partir de trois sources :

- alimentation par la liaison d'évacuation de l'énergie,
- alimentation auxiliaire par le réseau,

- alimentation par deux groupes électrogènes d'une puissance de 4 MW chacun.

En fait, l'expérience montre (4) que des lignes électriques même physiquement séparées, sont souvent affectées simultanément des mêmes défauts en cas d'orage, de tempête ou de tremblement de terre. Dans ce cas, il ne resterait plus que l'alimentation par les deux groupes électrogènes pour assurer la sécurité de la centrale, ce qui est nettement insuffisant pour faire fonctionner à la fois les circuits de sécurité et les pompes permettant l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur après chute des barres. En effet, un générateur diesel peut délivrer au maximum une puissance de 4 MW, alors que chaque pompe primaire ou secondaire consomme environ 2,5 MW. La consommation totale des pompes est donc de 20 MW alors que les diesels ne peuvent fournir que 8 MW!! Comment se fait-il que les constructeurs des centrales allemandes aient jugé nécessaire d'installer sur le site quatre générateurs diesel hautement redondants et sophistiqués, d'une puissance de 3,550 MW chacun (4) (ce qui reste d'ailleurs insuffisant pour garantir une sécurité totale)?

- Les différents circuits de sécurité sont alimentés par seulement quatre alimentations de tension continue indépendantes, ce qui est insuffisant pour deux chaînes de sécurité se voulant indépendantes. En effet, chacune des deux chaînes utilisant des postes fonctionnant en coïncidence 2/3 et 2/4, il faudrait au total au moins huit alimentations continues (2 chaînes équipées chacune de 4 détecteurs identiques, pour la coïncidence 2/4) pour qu'on puisse parler d'indépendance entre chaînes. Les alimentations seront donc utilisées simultanément par les deux chaînes, ce qui est une cause possible de défauts de mode commun (3). De plus, il n'existe qu'une alimentation de rechange; elle est commutable manuellement en cas de panne, mais la perte d'une alimentation n'entraîne pas la chute des barres.

- La surveillance d'échauffement du cœur est faite sur un seul calculateur par chaîne à partir d'environ 430 thermocouples. Le critère d'arrêt d'urgence est élaboré à partir d'un traitement en 1/2 (à partir d'une chaîne de sécurité, donc d'un calculateur) en ce qui concerne le gradient thermique moyen et la température de gaine, mais à partir d'un traitement en 2/2 (à partir des deux chaînes de sécurité, donc des deux calculateurs) pour la température individuelle d'assemblage. Ceci signifie que si un calculateur est défaillant sans que l'on s'en aperçoive immédiatement (ce qui peut arriver) un assemblage individuel pourra atteindre la température de fusion sans que ceci déclenche l'AU. De plus, il n'est pas prévu, d'après les consignes de sécurité, d'arrêter le réacteur en cas de panne d'un calculateur, mais uniquement de modifier le traitement du calculateur restant en fonctionnement (par exemple la coïncidence utilisée par le traitement de la température individuelle d'assemblage passe de 2/2 à 1/1) ce qui est pour le

moins inquiétant.

Enfin, le temps de réponse du système est de 5 s (à cause des thermocouples) ce qui est suffisant en fonctionnement normal, mais totalement inadapté aux transitions rapides (en cas de montée brutale en température par exemple), ou dans le cas d'un accident pour lequel une bulle d'azote traverse le cœur ; dans certaines conditions il suffit alors de quelques dixièmes de seconde pour atteindre la température de fusion des aiguilles de combustible. Les barres de contrôle ne pourront donc pas agir assez rapidement pour éviter des conséquences graves.

- Il faut que deux pompes primaires sur quatre s'arrêtent pour provoquer un arrêt d'urgence (l'arrêt d'une pompe ne provoque qu'un repli automatique de puissance à 50 % de la puissance thermique). Or les pompes primaires sont celles qui font circuler le sodium permettant le refroidissement direct du cœur : l'arrêt d'une pompe risque d'y aggraver des inhomogénéités de température et de le détériorer. Il est donc prévu de ne pas interrompre le fonctionnement de la centrale lorsqu'un organe aussi essentiel à la sécurité tombe en panne.

- Il n'est pas prévu de postes d'arrêt d'urgence pour la détection des réactions sodium/eau au niveau des échangeurs secondaires, mais seulement un arrêt rapide de la centrale. Etant donnée la violence de ces réactions et le fait qu'il y a 5 000 tonnes de sodium dans la centrale, on ne peut que s'étonner de ce choix.

- Les postes de détection gamma du dôme et des séismes ne sont pas doublés (on n'utilise que trois détecteurs dont les signaux sont répartis sur les deux chaînes de sécurité). Les détecteurs gamma du dôme sont nécessaires pour garantir la sécurité du personnel et ne peuvent être sacrifiés. D'autre part, rappelons que le site de Malville est situé près d'un fossé d'effondrement où les séismes ne sont pas exclus (5). Il est alarmant de voir la légèreté avec laquelle est traité ce problème alors que d'autres postes de sécurité dont l'importance est du même ordre sont doublés.

#### 4.4 CONCLUSION

On a pu remarquer que les systèmes de sécurité du surgénérateur de Malville sont souvent calculés au plus juste. On n'utilise que deux chaînes de sécurité au lieu de quatre, les alimentations sont insuffisantes, certains postes fonctionnent en coïncidence 1/1 ou ne sont pas doublés...

L'expérience prouve que pour les ensembles complexes nécessitant la maîtrise de plusieurs technologies, le taux de défaillances et de pannes réel est presque toujours plus élevé que le taux théorique calculé d'après les estimations les plus pessimistes (3). Dans ces conditions, il est anormal de sous-équiper la centrale

sur le plan des systèmes de sécurité, qui s'ils ne garantissent pas une sécurité totale permettent au moins de se donner les moyens de s'en approcher, et de mettre en danger la vie des habitants de la région de Malville pour faire des économies insignifiantes par rapport au coût global du projet.

#### REFERENCES

(1) REISCH F., *Nuclear Engineering International*, octobre 1976, p. 56.

(2) KAPLAR G., *The Browns Ferry incident*, *IEEE Spectrum*, 13, 10, 1976, 55.

(3) Une difficulté considérable : les défauts de mode commun. Dans cet ouvrage.

(4) BARST A., *Standby and emergency power supply of german nuclear power plants*. *IEEE Transactions on Power Apparatus and System*, POS-95, 4, 7, (1976), 1080.

(5) Voir chapitre 3 : « L'activité sismique de la région de Creys-Malville ».

## 5. VIEILLISSEMENT DES ALLIAGES METALLIQUES CONSTITUANT LE COEUR DU REACTEUR

*Les alliages constituant le cœur du réacteur peuvent vieillir et de ce fait présenter des risques de fissures, de déformations, de fragilisation et de corrosions dans les conditions d'irradiation et de température aussi poussées qu'elles le seront, dans Super Phénix, notamment au niveau des soudures.*

*En effet, l'irradiation provoque la fragilisation des métaux, le gonflement et l'arcage des gaines de combustibles à des températures dépassant 700°C, des efforts mécaniques, des corrosions.*

*Bien que les alliages mécaniques choisis l'aient été pour leur résistance plutôt bonne, la marge de sécurité très faible (ils sont en effet utilisés aux limites de fonctionnement comme les aciers au chrome-molybdène ou les aciers inoxydables austénitiques) et leur comportement mal connu (comme l'Incoloy 800) rendent le risque de fuite et de contamination réel.*

La sécurité, la qualité et le rendement du réacteur, dépendent en partie des matériaux choisis pour constituer les éléments essentiels : coeur, cuve principale, circuits de sodium, échangeurs, générateurs de vapeur. D'autant que certaines pièces sont impossibles ou très difficiles à changer et doivent donc durer très longtemps.

Disons tout de suite que le vieillissement et la durabilité des matériaux est un gros problème industriel, sources de nuisances et... source d'inquiétude quand il s'agit du nucléaire et qu'il faudrait supprimer toutes fuites. En fait, il n'est pas possible de réaliser à un coût compétitif des circuits d'une telle importance, d'une telle complexité au niveau des soudures, et soumis à des conditions si dures, sans qu'il apparaisse des fissures, des déformations, des fragilisations, des corrosions... et des fuites de produits radioactifs qui contaminent progressivement le reste de l'usine, puis l'environnement. Ainsi à CHOOZ, prototype PWR de 305 MW, la dose subie par le personnel a été multipliée par 5 ou plus en quelques années

Pour atténuer les risques pour les salariés et les populations environnantes, il est nécessaire de mettre en oeuvre des alliages qui résistent au mieux aux conditions très éprouvantes de fonctionnement (taux d'irradiation très important provoquant la fragilisation des métaux, le gonflement et l'arcage des gaines de combustible - température très élevée, jusqu'à 700°C - les efforts mécaniques - la corrosion).

Or, il apparaît que les alliages sont choisis AU PLUS JUSTE. Ce sont des matériaux qui résistent PLUTOT BIEN aux conditions d'utilisation, mais SANS MARGE DE SECURITE notable, qu'impliquerait une industrie si dangereuse. On peut donc s'attendre à des fuites et à des incidents technologiques, mettant en cause la sécurité, la fiabilité et la compétitivité du réacteur Superphenix. D'ailleurs le prototype Phénix n'a-t-il pas été immobilisé longuement au bout de trente mois de fonctionnement à cause de corrosions et de fuites dans l'échangeur intermédiaire sodium-sodium.

Quant à CHOOZ, en 10 ans de fonctionnement il a produit de l'électricité à 51,5 % de ses possibilités.

Dans ce qui suit, nous nous proposons de parler plus en détail des alliages métalliques utilisés. Le cas des aciers inoxydables sera plus particulièrement développé. Il s'agira d'une approche plus technique, et plus difficile à lire pour le profane, malgré notre effort pour être simple.

## LES PRINCIPAUX ALLIAGES METALLIQUES

### Aciers de construction mécanique au chrome-molybdène

Ils constituent l'économiseur-évaporateur du générateur de

vapeur type I, les arrivées d'eau, les collecteurs d'eau et de vapeur, etc. Ce sont des aciers du type 15 CD 2. 05 et 7 CD 9.01 (c'est-à-dire au chrome « C », et au molybdène « D »). Ces aciers sont classiques pour les chaudières et appareils à pression lors d'une utilisation ne dépassant pas sensiblement 500°C.

Dans le cas du surgénérateur il est prévu que le circuit d'eau vapeur maintenu à une pression de 184 bars, sera en fonctionnement normal à une température variant entre 235 et 490°C.

On est donc proche des conditions limites de fonctionnement au-delà desquelles la résistance mécanique et la résistance à la corrosion chutent très rapidement. D'ailleurs dans les centrales nucléaires, il y a fréquemment des ennuis au niveau des générateurs et circuits de vapeur.

Le choix de ces aciers est donc réalisé au plus juste.

### L'incoloy 800

Pour les tubes du générateur de vapeur de type 2. Il s'agit d'un alliage de fer-nickel (34%) - chrome (22%) - titane, aluminium, carbone. Il remplace l'incoloy 600 qui est à l'origine de nombreux déboires dans des générateurs de vapeur PWR, où on a relevé des fissurations, après un temps d'incubation de quelques mois à quelques années.

On manque d'expérience et de recul pour cette nouvelle nuance. En particulier des études sont encore nécessaires pour ajuster le taux de titane, d'aluminium, de carbone, pour un compromis le moins mauvais entre

- résistance au fluage élevée,
- résistance à la corrosion sous tension élevée,
- absence de fragilisation en service.

En fait, un programme de recherche systématique serait nécessaire pour optimiser la composition dans un domaine plus étendu que celui de l'incoloy 800 (additions de molybdène pour durcissement? addition de bore pour ductilité? baisse de titane pour éviter les phases  $\delta$  et G ? etc.).

La spécification de cet alliage est donc prématurée à l'heure actuelle.

### Les aciers inoxydables austénitiques

Ce sont des aciers au chrome-nickel de nuances :

- AISI 304 ou N.F. Z6 CN 18-09 (c'est-à-dire 6/10 000 de carbone 18 % de chrome et 9 % de nickel) pour certaines parties de la structure.
- AISI 316 ou N.F. Z6 CND 17-11 (6/10 000 de carbone, 17 % de chrome, 11 % de nickel et du molybdène) pour les gaines de combustibles et certaines parties des circuits de sodium.- AISI 316 L ou N.F. Z2 CND 17-12 (à faible taux de carbone, 2/10 000) pour la cuve principale, le faisceau de l'échangeur intermédiaire.

Remarquons que ce sont des aciers inoxydables de qualité convenable pour de nombreuses utilisations variées dans l'industrie chimique, l'alimentation, le bâtiment etc. Mais ces nuances sont-elles suffisantes pour résister à des conditions beaucoup plus agressives, en toute sécurité ?

Ce n'est pas l'avis de tous les chercheurs en métallurgie nucléaire : dans le journal of Nuclear Materials (1977- Vol 68 page 104), des scientifiques belges bien connus écrivent « après irradiation à forte dose dans les flux de neutrons rapides, ces aciers austénitiques sont hautement sensibles à la fragilisation et au gonflement » (traduit de l'anglais). Ces auteurs recommandent pour leur part un acier inoxydable ferritique.

Ces aciers sont destinés à être utilisés à l'état hypertrempé (c'est-à-dire chauffé à 1100°C puis refroidi rapidement), ou hypertrempé plus écroui (pour améliorer la résistance mécanique). Mais dans ces états, ces aciers présentent un inconvénient notable et bien connu : par maintien entre 400 et 800°C, le carbone dissous dans l'austénite à 1100°C, précipite sous forme de carbures de chrome aux joints des grains. L'appauvrissement local en chrome qui en résulte provoque une sensibilité à la corrosion intergranulaire.

Pour éviter ce danger, il faudrait utiliser des aciers, plus nobles, c'est-à-dire plus chers (bas carbone « L », stabilisés au titane ou niobium, et surtout des aciers à structure austéro-ferritique)

Par ailleurs ces alliages sont très sensibles aux phénomènes de corrosion sous tension mécanique, dès la température ambiante, en présence par exemple de traces de chlore. Or, un effet de l'irradiation intense est de faire gonfler et de déformer les éléments métalliques, tout en les fragilisant. Toutes ces agressions accumulées devraient provoquer des fissures, à moins encore, d'utiliser des nuances plus résistantes.

Qu'en est-il des gaines de combustibles, dont la détérioration est source de pollution radioactive? Des spécialistes admettent que les aciers austénitiques résistent correctement à la corrosion par le sodium fondu à condition que la température ne dépasse pas 650°C et que le gradient de température entre zone chaude et zone froide n'excède pas 150°C (il y a transport sélectif de matière d'une zone à l'autre).

Or la température nominale de fonctionnement est 620°C avec des fluctuations importantes autour de cette température jusqu'à 700°C et le gradient de température entre coeur et échangeur ne sera pas éloigné des 150°C.

On constate donc que les conditions normales de fonctionnement sont proches des conditions limites. Que dire alors des incidents inévitables? Pourtant le rapport de sécurité précise « l'acier inoxydable austénitique est le seul matériau dont on possède

une expérience complète depuis la fabrication des gaines jusqu'à l'irradiation » et il ajoute « c'est pourquoi il est retenu malgré les interrogations qui subsistent sur son comportement en fin de vie ».

Cette affirmation de connaissance complète est fautive, car nulle part au monde, on ne peut simuler ou vérifier à l'échelle le comportement de matériaux sous un bombardement neutronique aussi important que celui de Superphénix, et à des températures aussi élevées. L'incertitude apparaît en fait dans le texte du rapport : à propos du gonflement d'irradiation et de l'arcage des éléments combustibles qui en résulte, on lit : « on compte sur le fluage d'irradiation pour relaxer en partie ces contraintes » et plus loin : « le calcul complet... n'a pas été effectué ».

Ce que nous pouvons mettre en cause, ce n'est pas l'incertitude qui demeure quant à la fragilisation, au gonflement, à la corrosion au fluage. Cette incertitude est en effet normale dans l'état actuel de la technique et des connaissances.

Ce que nous pouvons mettre en cause, c'est :

- L'affirmation de la connaissance complète et de la résolution de tous les problèmes. C'est en effet impossible actuellement donc malhonnête.

- Le choix de nuances d'alliages, qui ne prend pas en compte les inconnues, et le risque spécifique de la pollution radioactive. Les alliages plus résistants dont on pourrait rechercher l'application dans cette technique, sont évidemment plus onéreux.

D'autres difficultés pourraient encore être soulevées :

- Par exemple la pollution du sodium liquide par l'eau en cas de fuite dans le générateur de vapeur. La vitesse de corrosion par le sodium augmente alors très vite, et ce n'est pas l'essai de 5 jours cité dans le rapport de sécurité, qui peut éluder ce problème.

- Ou encore, le coeur est soutenu par la cuve principale, et on considère « que pour l'acier retenu les problèmes de fluage sous faible charge et de stabilité structurale ne sont acceptables que pour une température inférieure à 520°C environ ». Le refroidissement par circulation forcée de sodium froid doit maintenir la cuve aux environs de 380°C. Mais la perte en eau des générateurs de vapeur peut provoquer une élévation de température jusqu'à 480°C et dans certains cas jusqu'à 550°C d'après le rapport. Quant à l'accident DCNEP (Disparition des Circuits Normaux d'Evacuation de la puissance résiduelle) il fait monter la température jusqu'à 700°C ou plus.

Il apparaît que les alliages métalliques qui doivent constituer les éléments essentiels du surgénérateur ont été choisis au plus juste. Sans doute cela permet-il de présenter un devis au montant pas trop démentiel, mais cela entraîne une probabilité d'ennuis de fonctionnement notable. Ces ennuis accroîtront les risques pour les salariés, pour les populations, ils provoqueront des pan-

nes et des frais d'entretien et de réparation très élevés.

Le cas des aciers inoxydables est caractéristique. Nul n'a actuellement l'expérience de la résistance en vraie grandeur d'acier sous de telles irradiations et de telles températures. On peut donc s'étonner du choix de nuances que les industriels ne considèrent pas comme très inoxydables, ni très résistantes aux sollicitations aux températures très élevées.

**Remarque :** il se pourrait que le choix des matériaux ait évolué, que les nuances retenues ne soient plus tout à fait les mêmes que celles annoncées initialement. Cela ne change pas la base de notre discussion : il conviendrait d'utiliser des matériaux beaucoup plus nobles et résistants.

## 6. RISQUES LIES AUX CHUTES D'AVION

Dans un rayon de 80 km autour de Creys-Malville existent trois aéroports recevant des avions de fort tonnage, à savoir Lyon-Satolas, Grenoble-St-Geoirs et Genève-Cointrin. Existents aussi dans la région un grand nombre d'aéro-clubs et donc beaucoup d'aéroports recevant des petits avions. A ce titre les risques liés aux chutes d'avions sur la centrale doivent être envisagés. Nous allons voir dans ce paragraphe quelles sont les déclarations officielles à ce sujet, et quelles ont été les méthodes utilisées pour arriver à ces résultats.

### 6.1 LES DECLARATIONS OFFICIELLES

Les ingénieurs de la sûreté distinguent les « petits avions », de masse inférieure à 5,6 t, des avions commerciaux de fort tonnage, de masse supérieure. Il est dit dans la référence (1) que « la probabilité d'impact d'un petit avion sur un bâtiment tel que le bâtiment réacteur est de l'ordre de  $10^{-6}$  par an. Cette probabilité est relativement élevée (c'est nous qui soulignons) et on a muni en conséquence le réacteur d'une protection constituée par une enceinte de béton dont l'épaisseur est de l'ordre d'un mètre. Une telle protection permet d'arrêter ce type de missiles (...). (Pour les) avions commerciaux de fort tonnage, les études probabilistes menées ont montré qu'en dehors d'une zone d'aéroport, la probabilité de chute est très faible (c'est nous qui soulignons), de l'ordre de  $10^{-8}$  par an pour un impact sur le bâtiment réacteur. Une analyse plus poussée montrerait que la destruction des parties vitales du réacteur est encore plus faible. Il n'a donc pas été nécessaire de prévoir une protection contre ce type d'agression. »

En fonction de ces résultats, sur lesquels nous allons revenir, Super-Phénix a été prévu pour résister à l'impact d'un avion de poids 1 700 kg, de vitesse 360 km/h et dont le moteur pèse 200 kg (réf.[1], p. 27). Nous voyons apparaître ici la notion de seuil de probabilité que les responsables de la sûreté nucléaire situent à environ  $10^{-7}$  par an. Au-dessus de ce seuil un accident est considéré comme grave et doit être pris en compte dans la sûreté de la centrale. Au-dessous du seuil au contraire, il est considéré comme tellement improbable qu'il en devient impossible. Cette notion de probabilité négligeable est discutée en détail dans la partie III.

En fait, ces estimations sont très imprécises. On pouvait lire en particulier en 1974, toujours sous la plume de MM. Rodet et Lucenet : « Pour les gros avions on a pu montrer que la probabilité de chute est (...) de l'ordre de  $5.10^{-8}$  par an pour l'impact sur le bâtiment du réacteur (2) ». Le calcul de ces probabilités a été

fait dans la référence (3), en particulier par M. Lucenet, et conduit, pour un avion commercial de fort tonnage, à une probabilité de l'ordre de  $0,45 \times 10^{-8}$  en 1980,  $1,0 \times 10^{-8}$  en 1990 et  $2,0 \times 10^{-8}$  en l'an 2000. Pour les petits avions la probabilité est de  $1,3 \times 10^{-6}$  en 1980. Pourquoi les mêmes personnes donnent-elles presque simultanément dans deux articles différents des estimations allant de  $5 \times 10^{-8}$  par an à  $0,45 \times 10^{-8}$  par an, soit un facteur dix d'écart?

## 6.2 PRECISIONS DES METHODES UTILISEES DANS LA REFERENCE (3)

Il n'est pas question ici de décrire en détail les méthodes utilisées pour faire ce genre de calcul. Nous voudrions insister sur deux causes d'imprécision, à savoir les estimations des risques d'accident d'avion, et l'angle de la trajectoire d'impact avec l'horizontale :

a) les risques d'accidents d'avion :

Ces risques sont calculés en fonction des statistiques internationales d'accident faites sur des années antérieures à 1966. Aucune statistique nouvelle n'a été utilisée depuis. En outre, aucune étude particulière au trafic aérien à proximité de Creys-Malville n'a été entreprise.

b) incidence de la trajectoire d'impact :

Dans les calculs de probabilité de chute d'un avion sur un bâtiment, intervient de façon multiplicative la « surface virtuelle » du bâtiment. Si l'avion tombe à la verticale, cette surface est égale à la surface apparente du bâtiment. Si au contraire l'angle de la trajectoire d'impact avec l'horizontale tend vers zéro, la surface virtuelle tend vers l'infini.

On conçoit donc que la probabilité calculée de chute d'avion est fortement reliée aux hypothèses faites sur les angles de chute : ainsi la probabilité de  $10^{-8}$  par an de la référence (3) suppose que la moitié des avions accidentés tombent en vrille donc à la verticale et l'autre moitié suivant un angle de  $45^\circ$ . Cependant un calcul analogue fait en Suisse par Joerissen et Zuend (4), mais basé sur l'hypothèse que tous les avions ont une trajectoire d'impact de  $45^\circ$ , conduit à une probabilité dix fois supérieure ( $10^{-7}$  par an).

## EN CONCLUSION

On rencontre encore une fois la même attitude des « responsables » du programme nucléaire : puisqu'on ne peut pas financer la résistance à de gros avions, on tente de justifier ce choix par un calcul de probabilité, calcul qui - comme on vient de le voir -

est parfaitement adaptable à la cause que l'on veut défendre!

#### REFERENCES

(1) ROBERT, RODET et LUCENET, 1978. « La centrale de Creys-Malville ». *BIST* n° 227, p. 11-32.

(2) CHALOT, MALAVAL, RODET et LUCENET, 1974. « Le confinement de la radio-activité dans l'utilisation de l'énergie nucléaire ». Actes du VII<sup>e</sup> Congrès International, Société Française de Radioprotection. Versailles 28-31 mai 1974.

(3) CRAVERO, LEZER et LUCENET, 1974. « Evaluation de la probabilité d'une chute accidentelle d'un avion sur une centrale nucléaire ». Réunion de spécialistes sur la mise au point et l'application des techniques de fiabilité destinées aux installations nucléaires. Liverpool, 8-10 avril 1974.

(4) JOERISSEN et ZUEND, 1972. *Technical Meeting*, n° 9/4. *Nuclex 72*. Basel.



## Partie III

Le retraitement et le  
stockage  
des combustibles  
nucléaires irradiés  
dans le contexte du  
développement  
industriel  
d'une filière  
surgénératrice

Contrairement à la filière des réacteurs nucléaires PWR qui utilise de l'uranium enrichi, la filière dite « surgénérateur » utilise un corps qui n'existe pas dans la nature, le plutonium. Ce métal ne peut donc provenir pour le démarrage d'un programme de réacteurs surgénérateurs que du retraitement de combustibles irradiés issus de la filière PWR. Puis, lorsque les premières charges ont été ainsi fabriquées, le programme de réacteurs surgénérateurs doit s'auto-alimenter par recyclage du plutonium extrait des combustibles irradiés, ce qui implique que l'on puisse également les retraiter, puis refabriquer à partir de là des combustibles neufs. Ceci constitue le cycle du combustible en régime d'équilibre. Enfin, grâce à la surgénération possible, du plutonium en excédent peut être créé dans le cœur du réacteur et servir à alimenter de nouveaux réacteurs surgénérateurs.

Le retraitement apparaît donc comme une opération indispensable dans le cycle surgénérateur, alors que dans le cycle PWR il ne se justifie que pour produire du plutonium destiné soit à démarrer un cycle surgénérateur, soit pour des usages militaires (cas de pays en voie de développement). Or, force est de constater que cette technologie développée depuis les années 50 en vue de produire d'abord du plutonium militaire à partir de combustibles « métal » peu irradiés, se transpose mal avec le retraitement à *échelle industrielle* des combustibles « oxyde » PWR beaucoup plus irradiés, comme en témoigne la situation passée et présente dans ce domaine. On peut dire qu'à l'heure actuelle la situation du retraitement se caractérise par un manque de capacités liée en partie à des difficultés techniques engendrant des coûts de retraitement de plus en plus incertains et élevés, par des incertitudes sur les investissements à consentir dans ce domaine et finalement pour un certain nombre de pays non directement intéressés par les surgénérateurs, par une recherche de solution de gestion de leurs déchets ne faisant pas appel au retraitement immédiat.

À l'heure actuelle, 595 tonnes de combustibles ont effectivement été retraitées depuis le démarrage en avril 1966 de l'usine de West Valley aux USA, qui cessa de fonctionner en février 1972.

En Europe, la tête oxyde de Windscale s'arrêtait en 1973 à la suite d'un grave accident. L'unité pilote de Mol qui avait démarré en 1966 était volontairement arrêtée en 1974. La décontamination de l'installation devait se poursuivre jusqu'en 1977. Récemment, l'usine WAK de Karlsruhe s'est arrêtée pour un an à la suite d'un incident sur le dissolvant. Or rien qu'en Europe et au Japon, il y avait déjà au 1/7/1977 2 000 tonnes de combustibles irradiés en provenance de réacteurs à eau légère, dont seulement 15 % jusqu'à ce jour avaient été retraités, le reste se trouvant dans les piscines de stockage auprès des réacteurs... Cette situation ira en s'aggravant puisque le tonnage cumulé en 1985 est prévu de l'ordre de 27 000 tonnes en Europe, 5 800 au Japon et 29 000 aux Etats-Unis (1).

En fait seule l'unité HAO-UP2 à la Hague est en mesure de retraiter dans des conditions fort modestes des tonnages inférieurs aux diverses prévisions officielles (les dernières prévisions de mai-juin 78 de la COGEMA portaient sur 1 000 tonnes en fin 80, alors que la Hague est arrivé à retraiter jusqu'à novembre 80 environ 240 tonnes de combustibles oxydes).

En raison de ces réalisations modestes dûes à diverses difficultés que nous évoquerons plus loin, deux orientations apparaissent actuellement parmi les pays industrialisés :

- Ceux qui s'engagent vers le cycle surgénérateur et aussi vers la commercialisation du retraitement, la France, la Grande-Bretagne et le Japon et qui envisagent des projets ambitieux d'extensions de leurs capacités actuelles de retraitement :

UP2-800 (?) et UP3A + UP3B (800 t/an chacune) à la Hague, projet Thorp II (1200 t/an) à Windscale, projet de l'usine de Tokai-Mura négocié actuellement avec les USA.

- Ceux qui recourent à l'énergie nucléaire comme programme transitoire, et dont la préoccupation principale est de résoudre d'une manière sûre le problème de leurs combustibles irradiés. A cet égard, diverses options concernant le stockage provisoire en piscine ou à sec, et le stockage définitif en formation géologique de combustibles irradiés, sont étudiées et même en partie décidées dans des pays comme la Suède (projet KBS-II), la RFA (abandon de l'usine de Gorleben), la Suisse, les Etats-Unis.

Pour en revenir à l'option retraitement indispensable au cycle surgénérateur, il est nécessaire de souligner que celle-ci repose sur les paris suivants :

1) Adaptation du procédé PUREX mis au point pour les combustibles peu irradiés d'origine militaire (100 à 800 MWj/t), aux combustibles beaucoup plus irradiés (filrière à eau légère 30 000 MWj/t puis filière rapide 80 000 MWj/t environ).

2) Réduction des délais de refroidissement des combustibles surgénérateurs avant retraitement, de manière à minimiser le temps hors pile du plutonium. En effet le plutonium nourricier nécessaire pour alimenter un réacteur avant que celui-ci devienne autonome, est égal à la quantité totale de plutonium présent à l'équilibre dans et hors du réacteur. Cet argument économique inciterait à retraiter des combustibles encore plus radioactifs ce qui rendrait le procédé PUREX d'autant plus mal adapté.

3) Minimisation des pertes de plutonium lors du procédé de retraitement (ces pertes sont estimées actuellement au minimum à 3 %). Ce taux de perte est un paramètre fondamental, non seulement du point de vue de la sûreté mais également du point de vue de la possibilité de surgénérer (temps de doublement). Aux pertes du retraitement s'ajoutent celles de la fabrication du combustible pour le surgénérateur (2 à 3 % environ).

4) Faisabilité industrielle du procédé de « vitrification » mis au

point à Marcoule en 1978 et qui consiste à solidifier des solutions de haute activité contenant l'ensemble des produits de fission et les transuraniens.

5) Qualification de ces verres pour un stockage géologique de longue durée, quant à leur composition (présence notamment d'émetteurs à vie longue comme le plutonium) et quant à leur tenue à l'eau environnante, à la chaleur et aux rayonnements dégagés.

6) Recherche de sites de stockage sûrs destinés à recevoir les déchets de faible et moyenne activité produits par les opérations de retraitement. Ces déchets doivent être considérés comme étant plutonifères.

## 1. LES PREVISIONS ET LA REALITE DU PROGRAMME DE RETRAITEMENT FRANÇAIS

### 1.1 GENERALITES

Les combustibles après avoir « brûlé » sont extraits du réacteur. On renouvelle ainsi 1/3 du combustible des réacteurs P.W.R. tous les ans. A sa sortie du réacteur, le combustible possède sa radioactivité maximale. Il est alors stocké 4 à 6 mois dans une piscine proche du réacteur afin qu'il se désactive. Sa radioactivité décroît grâce à la disparition des produits de fission de courte durée de vie. Par exemple, au bout d'un mois, sa radioactivité totale n'est plus que le dixième de ce qu'elle était à la sortie du réacteur. Après cette désactivation, le combustible n'a plus que 0.3 % de son activité initiale. Cette activité ne décroît plus que très lentement parce que due à des éléments de plus longue durée de vie (voir tableau 1). Le combustible est alors placé dans des « conteneurs » plombés et étanches (précautions contre les radiations et évacuation de la chaleur provoquées par le rayonnement) et acheminés par route, rail ou mer à l'usine de retraitement. On y effectue alors une série d'opérations mécaniques et chimiques permettant de séparer les différents composants du combustible à savoir :

- l'uranium appauvri en  $^{235}\text{U}$  (0.8 à 1 %) par rapport au combustible neuf (3.5 %);
- le plutonium (isotopes, 238, 239, 240, 241, 242);
- les transuraniens ( $^{237}\text{Np}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{242}\text{Cm}$ , etc.....);
- des produits de fissions ( $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ , etc.....)
- des métaux (magnésium, zirconium, aluminium, molybdène, acier inox) alliés au combustible, ou en constituant la gaine, également radioactif.

Les différentes étapes du retraitement sont schématisées par la figure 1 (2). De nombreuses recherches, commanditées par les militaires, ont abouti aux Etats-Unis, dans les années cinquante, à l'élaboration du procédé PUREX d'extraction par solvants. Or, ce procédé bien adapté aux combustibles « militaires » peu irradiés et pour lesquels il a d'ailleurs été mis au point, donne lieu, comme nous allons le voir, à de nombreuses dif-

**Tableau 1 : masse de transuraniens produits  
par tonne de combustible (en g/t d'oxyde initial)**

Type de réacteur	PAWR				NEUTRONS RAPIDES			
	UO <sub>2</sub>		UO <sub>2</sub> - PuO <sub>2</sub>		Pu eau légère		Pu autoremplé	
Type de combustible	2 ans		2 ans		2 ans		2 ans	
Isotope	Décharg. <sup>1</sup>	2 ans	Décharg. <sup>1</sup>	2 ans	Décharg. <sup>1</sup>	2 ans	Décharg. <sup>1</sup>	2 ans
232 U	0,84.10 <sup>-3</sup>	1,7.10 <sup>-4</sup>	6,8.10 <sup>-4</sup>	9,7.10 <sup>-4</sup>	16,10 <sup>-3</sup>	2,3.10 <sup>-4</sup>	5,7.10 <sup>-3</sup>	11.10 <sup>-3</sup>
234 U	160	16,2	51	6,5	85	110	19	29
237 Np	150	150	200	200	290	290	275	275
236 Pu	2,2.10 <sup>-3</sup>	1,1.10 <sup>-3</sup>	7,1.10 <sup>-4</sup>	1,6.10 <sup>-3</sup>	17.10 <sup>-3</sup>	10.10 <sup>-4</sup>	13.10 <sup>-3</sup>	8.10 <sup>-4</sup>
238 Pu	155	155	96,5	950	1510	1485	515	535
241 Am	35	115	565	1215	1100	1700	560	1080
242m Am	0,6	0,6	11	11	126	126	50	50
243 Am	100	100	1235	1235	850	850	580	580
242 Cm	11	0,13	130	1,25	115	1,1	60	0,6
243 Cm	0,5	0,5	8	8	13	12	1	1
244 Cm	26	21	110	110	210	225	160	150
245 Cm	1,2	1,2	40	40	15	15	10	10
246 Cm	0,15	0,15	3,5	3,5	0,7	0,7	0,1	0,1
Total	910	1010	3650	1110	1375	1815	2265	2715
Total Np + Am + Cm	630	720	2635	3125	2780	3220	1700	2150

( ) Pour un taux de combustion de 32 000 MWj/t ( ) Pour un taux de combustion de 85 000 MWj/t

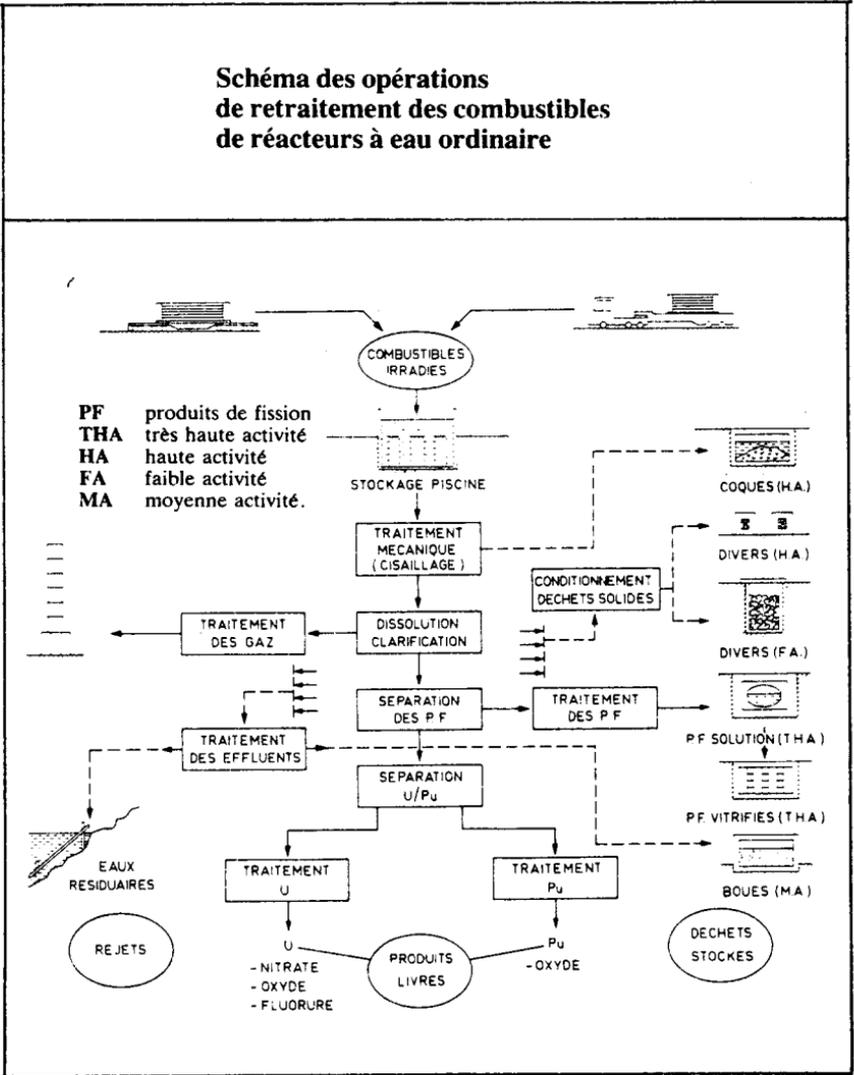
Référence : A. GIACOMETTI - thèse 12 mai 78 - Université d'Orsay.

Attention : Ce tableau ne donne pas les valeurs pour les Plutonium 239, 240, 241, 242.

Pour un PWR à  $UO_2$ , 32.000 MWj/t, on a les valeurs suivantes :

$^{239}Pu$  : 6.380 g/t -  $^{240}Pu$  : 2.170 g/t -  $^{241}Pu$  : 1.030 g/t -  $^{242}Pu$  : 360 g/t.

facultés techniques à partir du moment où il est utilisé dans les retraitement de combustibles très irradiés (environ 100 fois plus).



## 1. 2 HISTORIQUE ET PREVISIONS

Les données de ce paragraphe ainsi que celles du paragraphe suivant (1.3 Les réalités du programme nucléaire français de retraitement) sont, sauf renvoi bibliographique, issues du rapport du SNPEA CFDT qui a participé aux travaux du Comité d'Hygiène et Sécurité Elargi (CHSE) de La Hague. La réunion de ce CHS, véritable commission d'enquête, avait été obtenue à la suite du conflit marqué par les grèves des centres de La Hague. Miramas, et Marcoule, de septembre 1976 à janvier 1977.

Le traitement des combustibles irradiés a commencé à MARCOULE en 1958 (usine UP1) pour le programme militaire : retraitement des combustibles des réacteurs à uranium naturel - graphite-gaz (G1. G2. G3), réacteurs militaires, plutonigènes prototypes de 38 MW<sup>e</sup> implantés sur le sol de Marcoule, pour en extraire le plutonium. Ces combustibles étaient faiblement irradiés : séjour de quelques mois dans les réacteurs, irradiation maximale de l'ordre de 1 000 MWj/t (un mégawatt-jour par tonne mesure l'énergie extraite, donc le nombre de fissions, la quantité de produits de fission contenus dans le combustible irradié. Sa radioactivité, est à peu près proportionnelle à l'irradiation).

L'usine de La Hague (UP2) a démarré en « actif » en juin 1966. Elle avait pour but de traiter les combustibles des réacteurs des centrales nucléaires d'EDF : réacteurs à uranium naturel-graphite-gaz (UNGG) de CHINON, SAINT-LAURENT, BUGEY et VANDELLOS en Espagne. Le plutonium produit est essentiellement destiné à servir de combustible aux réacteurs à neutrons rapides « surrégénérateurs » (Rapsodie, Phénix, Super-Phénix). Les taux d'irradiation de ces combustibles sont supérieurs à ceux de MARCOULE et vont jusqu'à 5 000 MWj/t.

Avec le changement de filière pour les réacteurs EDF (choix des PWR réacteurs à eau pressurisée et abandon des UNGG), la politique du traitement des combustibles irradiés devait être la suivante :

à) Construction à La Hague de l'atelier HAO (haute activité oxyde) permettant le cisailage et la dissolution des combustibles PWR (assemblage de crayons d'oxyde d'uranium - taux d'irradiation de 20 000 à 30 000 MWj/t - avant de leur faire suivre la même chaîne de traitement que les combustibles graphite-gaz :

La capacité de cette « nouvelle » usine UP2 + HAO devait être de 100 tonnes par an à partir de 1976 ou 1977 et passer à 800 tonnes par an à partir de 1981. En fait, le tonnage réellement retraité a évolué comme suit :

- 14,4 tonnes en 1976
- 17,3 tonnes en 1977
- 36,9 tonnes en 1978
- 77,1 tonnes en 1979

Le tonnage de l'année 1980 sera voisin de 100 tonnes.

b) Diminution progressive du traitement des combustibles irradiés

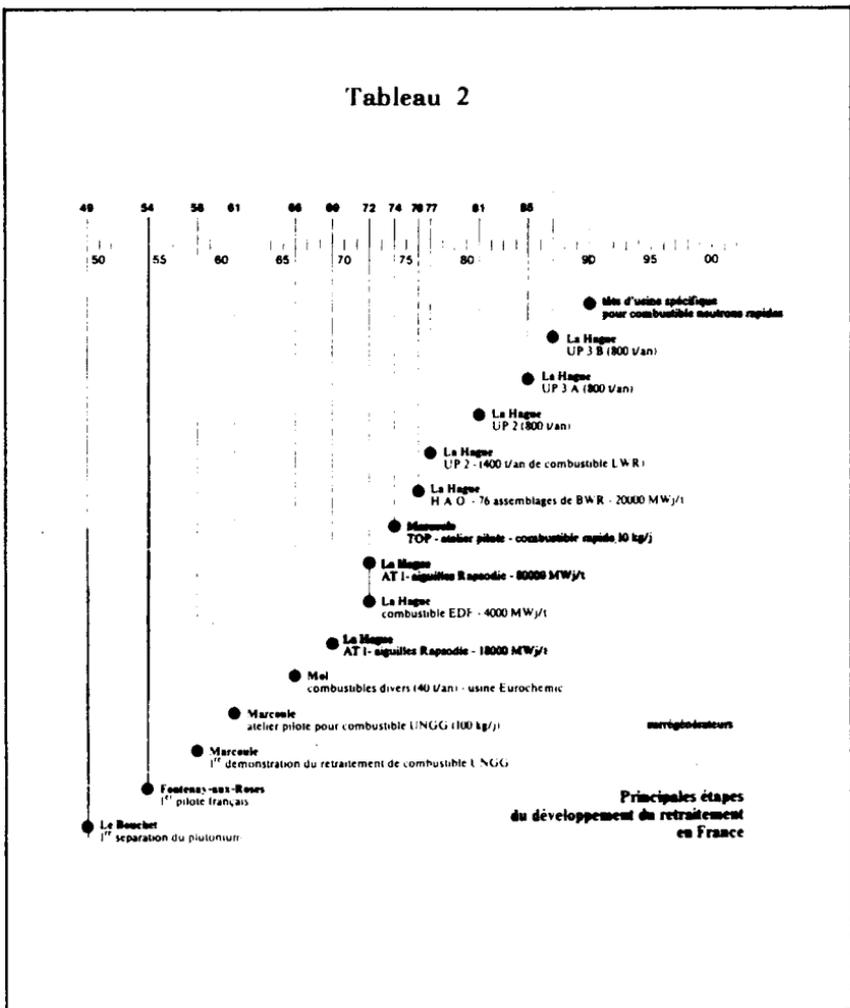
UNGG à La Hague par transfert à MARCOULE des combustibles sortis des réacteurs EDF.

c) Une seconde usine de retraitement pour le combustible oxyde est en projet (UP3), sa première tranche devrait démarrer en 1985, portant la capacité française totale de 1 600 t par an.

d) Démarrage vers 1990 d'une tête d'usine spécifique pour le traitement du combustible des filières surrégénératrices. Celui-ci ayant un taux de combustion de 50 000 à 100 000 MWj/t.

Ces différentes étapes sont représentées officiellement par le CEA sur le tableau 2.

Tableau 2



En fait les prévisions n'ont pas cessé de glisser au fur et à mesure de l'arrivée des échéances. Le tableau 3 donne quelques étapes de cette évolution.

**Tableau 3 - Evolution des prévisions de mise en service des usines de retraitement du combustible irradié**

REFERENCES	DATE DE MISE EN SERVICE			
	UP <sub>2</sub> 400	UP* <sub>2</sub> 800	UP <sub>3</sub> A	UP <sub>3</sub> B
1976 - Rapport CEA « L'Industrie Nucléaire Française » - 1 <sup>e</sup> édition	1977	1981	1985	1987
16 février 1978 - Conférence de presse de M. BESSE - Directeur Général de la COGEMA	-	1983	1985 prévision	pas de
Mars-avril 1979 - M. PIATIER - Attaché à la Direction Générale de la COGEMA Article dans RGN	-	1984	1985	pas de prévision
CEA - Revue « Inter-Info » n° 51 du 15 avril 1979	-	1984-85	1985-86	pas de prévision
CEA - Demande de déclaration d'utilité publique pour l'extension des installations de retraitement de La Hague « présentation du projet »	-	1984-85	1986	pas de prévision
Mars 1980 - Rapport CEA « L'Industrie Nucléaire Française » - 2 <sup>e</sup> édition	-	1985	mi 87	pas de prévision

**Autres informations :**

- a) 6 octobre 1977 : Conférence de presse de la CFDT. La capacité maximale annuelle de l'usine UP<sub>2</sub> 400 est évaluée à 230 tonnes de combustible oxyde et à 150 t/an la limite pratique.
- b) Le 3 mars 1980 lors d'un débat contradictoire avec la CFDT et le GSIEN, M. AYCOBERRY, responsable de la « Branche Retraitement » de la COGEMA convenait que la capacité maximale d'UP<sub>2</sub> 400 était en fait de 250 tonnes oxyde.
- c) En novembre 1980 la CFDT déclare que les prévisions actuelles de mise en service des usines de retraitement sont fausses. Dans le meilleur des cas l'usine UP<sub>2</sub> 800 entrerait en service en 1988-90.

\* L'usine « UP<sub>2</sub> 800 Oxyde » consiste à accroître de 400 t/an la capacité théorique de « UP<sub>2</sub> 400 Oxyde » égale à 400 tonnes. Cet accroissement doit se faire par la réalisation de certains bâtiments neufs. L'addition des unités existantes raccordées aux unités nouvelles à construire constituera l'usine « UP<sub>2</sub> 800 » Oxyde.

## 1. 3 LES REALITES DU PROGRAMME NUCLEAIRE FRANÇAIS DE RETRAITEMENT

### 1.3.1 LES DIFFICULTES

A la suite des grèves des centres de Miramas, La Hague et Marcoule, dues aux conditions de travail, aux problèmes de sécurité et au passage à l'industrie privée (COGEMA) dont on sait ce que cela veut dire pour les travailleurs et l'environnement, un Comité d'Hygiène et Sécurité élargi (CHSE) a été réuni à La Hague. Les révélations, sinon les conclusions de cette commission qui ont été en gros officieusement reconnues par A. Giraud, alors administrateur général délégué du C.E.A., maintenant ministre de l'Industrie, sont exposées ci-dessous dans leurs grandes lignes :

Le retraitement effectué à Marcoule sur des combustibles faiblement irradiés (1 000 MWj t) s'est correctement déroulé. Les difficultés sont apparues à La Hague dès que l'on a commencé à traiter du combustible UNGG ayant des taux d'irradiation compris entre 3 000 et 5 000 MWj/t. Ces difficultés sont concrétisées par des interventions de plus en plus fréquentes en zone fortement active. L'usine devait être automatisée, et de fait, quand une panne survient (bouchage de filtres, de canalisations, etc.), rien n'est prévu pour des opérations manuelles de maintenance, de réparation et de contamination. De plus, l'entretien du matériel mécanique simple (écran de protection, matériel spécial) n'est pas fait, faute de personnel. En 1973 la commission DUHAMEL reconnaît le manque de personnel et d'entretien. En 1974-1975 la commission POMAROLA pallie la mauvaise utilisation de l'usine, mais le personnel est insuffisant. Des zones sont devenues contaminées à un point tel que le port de tenues spéciales (scaphandre, tenue vinyle, masque) est devenu nécessaire et est en passe d'être (hélas !) routinier.

A la détérioration de l'ancienne usine s'ajoute une mauvaise conception des parties nouvelles. Les piscines de stockage de l'atelier HAO (hautes activités oxyde) étaient dépourvues de système de filtration des eaux, les gaines des combustibles eau légère étant réputées parfaitement étanches. Or, on a reçu en fin 74, début 75 des châteaux oxydes contenant des barreaux fuyards qui ont causé la contamination entière du Hall PLH (contigu au dégainage). Les gaines des combustibles n'ayant pas été à la hauteur de leur réputation, il a fallu adapter aux piscines, après coup, un ensemble de filtration, puis un deuxième, lorsque le premier s'est révélé inefficace. Entre temps, il a bien fallu vidanger les piscines 900 et 901 dans la mer (4). De même, l'efficacité du réseau de ventilation doit être améliorée et doit pouvoir être contrôlée. A noter que les gaines de ventilation ne sont dotées d'aucun dispositif de détection d'incendie. Enfin, comme nous l'avons précédemment signalé, les interventions de dépannage en zones actives étant de plus en plus fréquentes, il a fallu faire appel à un personnel extérieur dont la formation pour le travail en zone radioactive était insuffisante.

D'une manière évidente, le retraitement du combustible en quantité industrielle et dans le cadre de la rentabilisation du retraitement et de l'urgence de l'objectif (il faut extraire vite le plutonium pour alimenter le surrégénérateur) ne peut se faire qu'au détriment des travailleurs de l'usine (voir tableau 4).

Tableau 4

Année	Combustible métal traité (tonnes)	Combustible oxyde (tonnes)	Dose moyenne mrem/an	Nombre des personnes traitées pour contamination interne
1971	126	0	271	1
1972	250	0	330	6
1973	213	0	438	19
1974	635	0	445	140
1975	443	0	495	205
1976	218	15	464	?
1977	351	31	380	?
1978	372	37	366	?

### 1.3.2 LES REALISATIONS

En dehors de ces problèmes dont l'impact humain n'entre pas forcément en considération dans la logique nucléaire des technocrates, où est-on dans les principales étapes du développement du retraitement en France ?

#### a) Le retraitement de l'U.N.G.G.

L'usine UP2 de La Hague qui retire le combustible U.N.G.G., avec certaines difficultés comme nous l'avons vu, va devoir retraiter le combustible oxyde qui aura été préalablement cisailé et mis en solution nitrique à l'atelier HAO. Ceci devait entraîner un transfert des activités UNGG de UP2 de La Hague à UP1 de Marcoule. On peut donc supposer dès à présent le transfert concomitant de La Hague à Marcoule des difficultés qu'à rencontré UP2 avec ce combustible à taux d'irradiation plus élevé (3 000 à 5 000 MWj/t au lieu de 1 000 MWj/t à UP1).

Il n'est pas évident, de plus que le transfert des connaissances acquises soit bien assuré de l'une à l'autre usine. Les problèmes que devra affronter UP1 de Marcoule sont aggravés par sa situation géoclimatique très différente de celle du Centre de La Hague. La dispersion des rejets est assurée au site de La Hague par des vents violents et les forts courants marins (le raz blanchard

atteint 5 m/s), Marcoule ne dispose que du Rhône déjà pollué par les centrales et usines en amont (Pierrelate, etc.) pour ses rejets liquides. Cette dilution moindre, ne peut qu'accroître les risques pour l'environnement et la population.

C'est environ 2 000 t répertoriées en 1979 de combustible UNGG stockée à La Hague, Marcoule et les réacteurs EDF qu'il importe de retraiter le plus vite possible car les gaines de ces combustibles se corrodent dans les piscines (6) et relâchent des produits de fission à travers des micro fissures, ce qui entraîne la très forte contamination de l'eau des piscines de stockage. Ceci implique une augmentation du niveau d'irradiation pour le personnel travaillant autour de ces piscines.

De façon plus précise, le traitement des combustibles irradiés, UNGG doit se répartir comme suit :

a) les combustibles à âme graphite (Saint-Laurent I et II, VANDELLOS, bientôt CHINON II et III) doivent être traités à Marcoule (dégainage mécanique). La quantité déchargée chaque année est de 500 à 550 tonnes.

b) Les combustibles tubulaires d'alliage U-Molybdène doivent être traités à La Hague (dégainage chimique). Ce type de combustible ne sera plus utilisé, mais il y a encore un stock à traiter de l'ordre de 900 tonnes. Le traitement de ce stock devrait être étalé par quantité annuelle de 200 à 250 tonnes sur 3 à 4 ans.

c) Les combustibles annulaires de BUGEY I doivent être traités à La Hague (dégainage chimique). La quantité annuellement déchargée est de 110 à 120 tonnes.

Ainsi l'usine de Marcoule devrait retraiter environ 500 tonnes de combustible par an et ceci tant que durera l'exploitation des centrales UNGG. L'usine de La Hague devrait retraiter de l'ordre de 350 tonnes par an de combustible UNGG, pendant encore 4 ans, à partir de début 1978. C'est à peu près la capacité de l'usine en fonctionnement normal (400 t par an).

## b) Le retraitement du combustible oxyde

L'usine de LA HAGUE (UP2 + HAO) pour traiter les combustibles PWR doit assurer :

- le bon fonctionnement de HAO,
- le bon fonctionnement de l'usine actuelle UP2, sur laquelle est branchée le HAO.

Or les combustibles PWR, outre leur géométrie complexe et leur gaine insoluble qui nécessitent le HAO pour les rendre acceptables pour le reste de l'usine, ont des taux d'irradiation de

20 000 à 30 000 MWj/t. Ce qui signifie, à tonnage égal, 8 fois plus de produits de fission et 3 fois plus de plutonium.

En ce qui concerne la capacité de l'usine, il faut noter qu'elle est en moyenne de 400 t/an de combustible UNGG, la maximum ayant été atteint en 1974 avec 635 tonnes. Elle ne peut donc être présentée comme ayant une capacité de 800 t/an de combustible « uranium métal » ou de 400 t/an de combustible oxyde.

Ces capacités annuelles sont calculées dans l'hypothèse de 200 jours de campagne par an et pour une capacité journalière de 4 tonnes de combustible en uranium-métal ou 2 tonnes d'oxyde.

Les difficultés se sont déjà concrétisées : l'expérience de fonctionnement de HAO + UP2 est insuffisante. En effet, le premier essai effectué date du 16 mai 1976 (avec plusieurs mois de retard, puisque ce démarrage était prévu en 1975) et a porté sur 15 tonnes de combustible irradié en provenance du réacteur suisse de MULHEBERG (réacteur BWR à eau bouillante; taux de combustion maximal de 19 000 MWj/t; géométrie du combustible plus simple que celle des PWR).

Une deuxième campagne effectuée du 24 novembre 1977 (7) à mars 1978 a porté sur environ 54 tonnes de combustible PWR ayant un taux de combustion moyen de 28 000 MWj/t et provenant du réacteur de Stade (RFA). Cette campagne a été motivée par l'obtention du permis de marche industrielle de H.A.O. Ce permis a été effectivement accordé début 1978. Cette campagne a montré le possible fonctionnement de HAO à raison d'environ 3 à 4 tonnes par semaine. C'est 400 tonnes par an que nous devrions savoir retraiter (Tableau 2, paragraphe 1.2) puis bientôt 800 t par an en 1981. On peut objecter que cette campagne a été volontairement menée (selon la COGEMA) avec soin et lenteur pour tester HAO, et non pas pour répondre à un objectif de productivité industrielle. Pourtant malgré cette prudence, on est passé très près d'un grave accident de criticité le 5 décembre 1977. Les données ci-dessous, relatives à cet accident sont issues d'un article du Sauvage, numéro de mars 1978.

Il faut savoir que les combustibles irradiés arrivent à La Hague sous forme de « crayons » de 2,9 à 4,3 mètres de long, assemblés en paquets de 179 à 264. Au pied et à la tête de ce faisceau de crayons, des pièces d'extrémités maintiennent le tout. Le retraitement consiste à cisailer le pied, qui tombe dans un tiroir, pour être ensuite acheminé vers un silo, où il restera stocké. Ce pied enlevé, on cisaille les crayons en morceaux de 4 cm, les coques qui enferment le combustible tombent alors dans l'aci-

de nitrique bouillant. Cet acide dissout l'uranium et le plutonium, les transformant en nitrates d'uranil et de plutonium. Cette « sauce » est ensuite envoyée vers l'atelier de séparation de l'uranium et du plutonium. Les enveloppes non dissoutes qui formaient la gaine sont récupérées au fond d'un panier dans le dissolvant, et plongées dans une piscine située sous l'atelier HAO avant d'être stockées. Toutes ces opérations sont rendues extrêmement complexes par l'irradiation des combustibles.

Le 5 décembre 1979, après le début du cisailage du combustible et sa dissolution dans de l'acide nitrique bouillant, un accident grave s'est produit; le tiroir qui devait recueillir le pied du faisceau s'est bloqué à mi-course. Les sécurités étant branchées sur l'axe de manœuvre, et non sur le tiroir, personne ne pouvait savoir qu'il n'était pas revenu à sa place. Le cisailage a duré 40 minutes, et on s'est aperçu que le niveau de la solution dans le dissolvant ne montait pas d'une manière normale. Après prélèvement d'un échantillon, il fallut se rendre à l'évidence : tout l'uranium cisailé ne se trouvait pas dans le dissolvant.

Des calculs montrèrent que 100 kilogrammes d'uranium avaient disparu. Ils étaient là où, surtout, ils n'auraient jamais dû être : dans le tiroir de la cisaille, 80 kilogrammes en plus et c'était l'incident de criticité qui aurait pu endommager l'enceinte.

C'est dans ce contexte que le gouvernement a donné son feu vert pour le permis d'exploitation industrielle de HAO. Il faut savoir que cette autorisation officielle était attendue par de nombreux clients pour conclure les contrats en cours de discussion avec l'Allemagne, la Suisse, les Pays-Bas, la Belgique, la Finlande, la Suède et l'Autriche.

Il faut noter d'autre part que, pour les combustibles oxyde et dans l'état actuel de l'usine UP2 (en particulier la station de traitement des effluents STE) le niveau limite de rejet en mer serait atteint avec 230 tonnes de combustibles irradiés par an (ce problème sera traité au chapitre suivant).

Au regard de ces retards, les obligations de retraitement de l'usine de La Hague sont données dans le tableau 5 en tenant compte des contrats signés avec les firmes électriques étrangères (tableau 6).

Les quantités impliquées à la fois par les contrats COGEMA-EDF et les contrats étrangers sont considérables d'autant plus que les perspectives de retraitement dans l'attente d'une nouvelle usine ne dépassent guère 150 tonnes par an et les délais d'étude

et de réalisation d'une usine de retraitement (2 ans + 7 ans environ) ne laissent pas prévoir une solution rapide.

Tableau 5 - Tonnage à retraiter à La Hague

Tonnages	1979	1980	1981	1982	1983	1984	1985
Oxyde : EDF	0	40	110	270	370	500	680
étranger	150	110	240	90	-	-	-
Total	150	150	350	360	370	500	680
Métal (UNGG)	350	350	150	130	115	115	115

Nota : Ces contrats conclus en 1977 et 1978 avec l'étranger par la COGEMA mais seulement des engagements antérieurs pris par le CEA.

Source : Groupe Energie Confédéral CFDT - Le retraitement : le maillon le plus fragile - Sciences et Avenir, n° spécial hors série n° 27 p. 31.

Contrat avec la RFA :	1 705 tonnes
Contrat avec la Belgique :	324 tonnes
Contrat avec la Hollande :	120 tonnes
Contrat avec la Suède :	620 tonnes
Contrat avec la Suisse :	469 tonnes
Contrat avec le Japon :	1 600 tonnes
Contrat avec l'Autriche :	222 tonnes

Nota : Le contrat avec l'Autriche a été dénoncé en juin 1979 après le référendum portant sur la Centrale de Jwentendorf. Il a été repris par l'Allemagne et la Belgique.

Tableau 6 - Liste des contrats étrangers passés au 1/1/79 pour retraitement entre 1980 et 1990.

Pour bien mettre en évidence les difficultés de passage du combustible uranium-métal faiblement irradié au combustible oxyde, nous allons donner quelques délais de réalisation (hors étude).

UP <sub>1</sub> :	début de construction	: juin 1955	(t = 0)
	essais en inactif	: janvier 1958	(t = 2 ans et 7 mois)
	essais en actif	: décembre 1958	(t = 3 ans et 6 mois)

En 1959 l'usine traitera 190 tonnes de combustible ayant un taux de combustion moyen de 100 MWj/t.

UP <sub>2</sub> :	début de construction	: septembre 1961	(t = 0)
	essais en inactif	: mai 1966	(t = 4 ans et 8 mois)
	essais en actif	: juin	
		novembre 1966	(t = environ 5 ans)
HAO :	début de construction	: juin 1972	(t = 0)
	essais en inactif	: courant 1975	(t = environ 3 ans)
	essais en actif	: mai 1976	(t = environ 4 ans)
	2 <sup>e</sup> campagne	: novembre 1977	(t = 5 ans et 5 mois)

Il faut bien noter que cette dernière étape n'a pas consisté à réaliser une *usine complète* mais uniquement un atelier où le combustible est cisailé, dissous et « clarifié » avant de retourner en solution vers l'usine UP<sub>2</sub>.

L'ensemble constituant alors une usine de capacité annuelle maximale de 250 t. Même si UP<sub>2</sub> continue de traiter par alternance du métal et de l'oxyde, ce chiffre paraît d'ailleurs bien optimiste si on le compare aux 240 tonnes oxyde traitées entre mai 1976 et la fin 1980.

Le calendrier des réalisations d'UP<sub>2</sub> + HAO ne cesse de prendre un retard constant sur les prévisions réexaminées chaque année et *a fortiori* sur les premiers calendriers.

A la mi 79, les prévisions de la COGEMA étaient les suivantes :

Tableau 7

Année	1979	1980	1981	1982	1983	1984
tonnage	101	138	185	160	190	220

Face aux problèmes posés par l'actuelle usine et aux incertitudes qui pèsent sur les délais de réalisation d'UP2-800 et UP3-A, il est à noter qu'il n'est plus fait mention d'UP3 B. L'incohérence entre le programme de construction des centrales PWR et celui du retraitement ne fait donc que s'accroître.

Peut-on espérer néanmoins que l'activité réduite de La Hague, par rapport à la capacité annoncée entraîne un meilleur fonctionnement des installations vis à vis des travailleurs et de l'environnement ? Les doses moyennes de rayonnement reçues par les

personnels COGEMA auraient diminué : elles seraient tombées à 344 millirems en 1979 contre 45 millirems en 1975 (mais 330 millirems en 1972). La CFDT explique que ce résultat a été obtenu par l'augmentation de l'effectif du personnel SPR (Service de Protection contre les Rayonnements) qui a doublé de 1977 à 1979.

Il semble par contre que les installations vieillissent. Après une première fuite de la canalisation de rejet en mer d'effluents radioactifs de l'usine de La Hague, réparée fin janvier 1980, une remontée des mesures de radioactivité a de nouveau été enregistrée dans l'anse des Moulinets, aux environs de cette canalisation. Les rejets actifs ont donc été à nouveau suspendus quelques semaines.

Après l'incident le cisailage du 5/12/77, c'est une panne d'alimentation électrique qui le 15/4/80, à la suite d'un incendie dans le bâtiment de distribution d'électricité, aurait pu avoir de graves conséquences. Toutes les fonctions de l'usine ont été touchées par la coupure simultanée de l'alimentation électrique et du circuit de secours. Il s'en est suivi un arrêt total de la ventilation des bâtiments nucléaires de l'usine et ceci pendant 10 heures environ. De nombreuses contaminations radioactives ont été observées dans les bâtiments les plus sensibles comme à HAO, la « tête oxyde » de l'usine UP2, la cellule 817 du bâtiment « Moyenne Activité Plutonium » ainsi qu'en divers endroits de la Station de Traitement des Effluents qui assure l'épuration radioactive avant le rejet en mer. Un grand nombre d'experts s'accordent à dire qu'il s'agit là de l'accident le plus sérieux qu'ait connu le centre de La Hague.

### c) Le combustible de la filière rapide

La centrale prototype d'échelle industrielle (Super Phénix) doit rentrer en service en 1983, le problème des combustibles irradiés se posera dès 1985. Pour exposer le problème du retraitement du combustible rapide, nous reproduisons de larges extraits de l'article de J. Sauteron, J. Couture, P. Roblin, M. Bourgeois traitant de la « technologie du retraitement des combustibles des réacteurs rapides », paru dans le B.I.S.T. n° 223, mai-juin 1977. Nous avons souligné certaines phrases, et commenterons ensuite cet exposé.

*« Les considérations sur la technologie du retraitement des combustibles des réacteurs rapides, c'est à dire sur l'aspect industriel de cette opération, ne peuvent avoir, en 1977, qu'un caractère purement prospectif. En effet, le retraitement des combustibles de la génération précédente, ceux des réacteurs à eau,*

*n'en est lui-même qu'au stade préindustriel, à cause des retards et des hésitations que l'on sait. Ces retards et ces hésitations tiennent en grande partie à des difficultés techniques qui résultent d'une part d'un accroissement des exigences relatives à la sécurité et d'autre part des particularités propres aux combustibles eux-mêmes : leur forme, leur structure, leur composition, leur radioactivité.*

*Or les combustibles des réacteurs de puissance à neutrons rapides, auront en commun avec ceux des réacteurs à eau d'être des oxydes disposés dans des faisceaux d'aiguilles, mais ils posséderont en outre les caractéristiques qui ne peuvent qu'accroître encore les difficultés à surmonter. Le tableau 8 donne les principales de ces caractéristiques, en regard de celles des oxydes « eau légère ».*

*On constate que, sur tous les points, cette comparaison est défavorable aux combustibles « rapides ».*

Tableau 8

Caractéristiques des combustibles		Neutrons rapides (cœur)	Eau légère
Irradiation	Taux de combustion (MWj/t)	80 000/120 000	30 000/10 000
	Température à cœur (°C)	2 200/2 300	1 800/1 000
Puissance spécifique approximative (watts/kg)	Après un temps de désactivation de :		
	3 mois	120	26
	6 mois	70	18
	12 mois	40	10
Composition	Produit de fission (1)	10%	3%
	Plutonium	10 à 15%	1%
Aiguilles	Diamètre	7 à 8 mm	11 à 12 mm
	Gaine	inox (2)	zircaloy
	Fils espaceurs	oui	non
	Sodium	oui	non
Temps de désactivation souhaité		le plus court possible	quasi-indifférent
(1) l'activité spécifique des PF « rapides » est double de celle des PF « eau légère ».			
(2) de médiocre tenue à chaud et plus sensible à la corrosion que le zircaloy.			

Conscients des problèmes que l'adaptation du procédé PUREX au traitement de tels combustibles allait poser, le CEA a entrepris très tôt les efforts de recherche et de développement nécessaires :

- Dès que Rapsodie a pu fournir des aiguilles irradiées à des taux de combustion significatifs, c'est-à-dire en 1960, on a procédé à des essais de laboratoire dans les équipements blindés de Fontenay-aux-roses. Ces essais se poursuivent encore, au fur et à mesure que Rapsodie-Fortissimo et Phénix fournissent des combustibles de plus en plus irradiés.

- L'Atelier AT1 de La Hague, conçu spécialement pour traiter le combustible de Rapsodie avec une capacité d'1 kg par jour, est entré en service en 1969 et a traité maintenant près d'une tonne d'oxydes mixtes irradiés à un taux de combustion allant jusqu'à 100 000 MWj/t\*.

- L'atelier pilote de Marcoule a été adapté au traitement des oxydes et notamment à ceux des réacteurs à neutrons rapides. Il a traité un lot de 50 kg de combustibles très irradié de Rapsodie-Fortissimo en 1975, un lot peu irradié mais beaucoup plus important (1 650 kg) provenant du réacteur allemand KNK en 1976, et il traite actuellement un lot de 2,5 tonnes issu de cœur de Phénix (combustible à uranium enrichi). Le traitement de ces combustibles se fait à une cadence de l'ordre de 25 kg par jour.

Parallèlement à ces études et à ces réalisations relatives au procédé de voie aqueuse, des recherches se sont poursuivies sur le procédé de voie sèche qui met en œuvre la volatilité des hexafluorures d'uranium et de plutonium.

## LE RETRAITEMENT PAR VOIE AQUEUSE

Lorsque le retraitement des combustibles des réacteurs rapides atteindra sa phase industrielle, il faudra assurer des cadences de l'ordre de la tonne par jour, ce qui représente des capacités environ mille fois plus fortes que celle d'ATI et quarante fois plus fortes que celle de l'atelier pilote. Un accroissement d'échelle aussi considérable implique une véritable mutation technologique. La mise au point de nouveaux appareillages pour traiter de tels combustibles va poser des problèmes inédits qui vont venir s'ajouter à ceux que l'expérience acquise a déjà mis en évidence. L'ensemble de ces problèmes peut se grouper en cinq rubriques :

1. Le petit diamètre des aiguilles et les mauvaises propriétés de l'acier inoxydable à chaud peuvent provoquer lors du cisailage des risques d'emprisonnement d'oxydes à l'intérieur des tronçons de gaines. De plus, les fils espaceurs risquent de compliquer encore l'opération.

2. Lors de la dissolution des oxydes dans l'acide nitrique, une

petite fraction du plutonium risque de rester insoluble dans les conditions d'attaque habituelles.

3. La forte teneur en produits de fission se traduit par un rayonnement intense et une puissance calorifique qui gênent les opérations de tête du procédé (transport, manutention, préparation mécanique), mais aussi par des réactions qui peuvent cesser d'avoir un caractère secondaire (radiolyse, précipitations, complexations, corrosion).

4. La manipulation, dans une unité industrielle, de quantités de plutonium de l'ordre de 100 kg par jour, posera de multiples problèmes qui, sans être nouveaux, vont être portés à un degré encore jamais rencontré\* :

- criticité;
- obtention des rendements maximaux;
- établissements précis des bilans;
- risques de contamination;
- etc.

5. Le problème des déchets va aussi se poser avec une acuité accrue, et d'autant plus que l'on sera amené à réduire au maximum le temps de refroidissement.

Aucun de ces problèmes n'apparaît insurmontable, mais tous exigeront, pour être résolus, un effort important d'études et de mises au point.

## LE RETRAITEMENT PAR VOIE SECHE

Pour le traitement des combustibles irradiés, on a songé très tôt à recourir à des procédés de voie sèche qui ont le mérite de ne pas diluer les matériaux, de réduire le cycle de transformation, et de ne présenter qu'un milieu exclusivement sec, minéral, insensible aux radiations et conduisant à des résidus concentrés et solides. Ce procédé offre une alternative intéressante à la voie aqueuse aussi bien sur le plan de la sécurité que sur celui de l'économie, notamment pour la filière à neutrons rapides.

### A. Le procédé

Partis dès 1957 de schémas relativement complexes, nous avons progressivement abouti en collaboration avec PUK à un procédé simple et compact dont le principe est représenté sur la figure 2.

On peut distinguer dans ce schéma les étapes suivantes :

#### a. Le dégainage mécanique

Après désassemblage ou non, les aiguilles sont tronçonnées puis les tronçons sont soumis à un martelage afin de vider, à l'état de poudre, le combustible contenu. La séparation gaine-combustible est ensuite réalisée par tamisage ou entraînement pneumatique de la poudre.

### *b. La fluoration du combustible*

Le combustible en poudre est traité par le fluor afin d'en extraire l'uranium et le plutonium par volatilisation de leur hexafluorure. Cette transformation est effectuée dans deux réacteurs successifs :

- un réacteur à flamme (RAF), du type de ceux utilisés industriellement pour la fabrication de l'hexafluorure d'uranium, dans lequel l'uranium est volatilisé presque intégralement, le plutonium l'étant à 70-85 %;

- un réacteur d'épuisement du plutonium (REP) dans lequel, grâce à un temps de réaction beaucoup plus long, est volatilisé le plutonium restant dans les résidus imbrûlés du réacteur précédent.

Les hexafluorures d'uranium et de plutonium sont séparés des gaz plus volatils (fluor en excès, oxygène) par condensation dans un piège froid. Ils sont ensuite sublimés par chauffage des pièges et entraînement à l'aide d'un gaz inerte pour alimenter l'appareil où s'effectue la séparation uranium-plutonium.

### *c. La séparation uranium-plutonium*

On utilise l'instabilité de l'hexafluorure de plutonium conduisant à son tétrafluorure solide (réduction par  $\text{CO}_2$ , décomposition thermique, etc.).

*d. La décontamination et le conditionnement du plutonium obtenu à l'état de tétrafluorure.*

*e. La décontamination de l'uranium resté à l'état d'hexafluorure.*

Les étapes principales de ce procédé ont été vérifiées dans la cellule ATTILA de Fontenay sur une trentaine d'aiguilles « Rapsodie » irradiées à 50 000 MWj/t et sur des mélanges  $\text{UO}_2\text{PuO}_2$  fissium (mélange synthétique d'éléments inactifs simulant les produits de fission) à des débits de 1 à 2 kg/h.

## CONCLUSION

Un gros effort a été fourni par le CEA sur le retraitement des combustibles des réacteurs rapides. Les résultats ont permis de démontrer que le procédé de voie aqueuse peut être appliqué à de tels combustibles : sept années de fonctionnement de l'atelier AT1 qui traite le combustible de Rapsodie en témoignent.

Néanmoins, pour parvenir aux capacités qui seront nécessaires aux futures usines, et qui seront d'un ordre de grandeur tout différent, il reste encore une tâche considérable à accomplir, surtout dans le domaine du génie chimique et de la technologie. Le

*CEA possède heureusement les moyens humains et matériels nécessaires pour assurer ce développement et a entrepris un programme important pour le mener à bien. L'expérience de ses usines, de ses pilotes et de ses laboratoires est le plus sûr garant de sa réussite.*

*Le procédé de voie sèche n'en est encore qu'au stade du gros laboratoire, mais ses performances sont prometteuses et ses avantages potentiels très appréciables. Provisoirement mis en sommeil pour des raisons qui ne tiennent pas au procédé lui-même, il pourrait connaître prochainement un regain d'intérêt. Son utilisation industrielle au moment où les réacteurs rapides auront atteint leur pleine expansion est loin d'être exclue ».*

Cette longue citation a le mérite de bien montrer que le retraitement des combustibles des surgénérateurs est un pari qui est loin d'être gagné. Si au bout de 7 ans de fonctionnement d'AT1, les auteurs estiment pouvoir dire que le retraitement du combustible rapide est un fait acquis, on pourra ajouter qu'ils se satisfont d'une toute petite expérience car au bout de 10 ans, AT1 était arrêté définitivement après avoir retraité au total à peine plus d'une tonne de combustible.

Quand on connaît les difficultés auxquelles les techniciens se heurtent pour passer du retraitement de l'UNGG irradié à 1 000 MWj/t à celui irradié à 5 000 MWj/t puis à celui de combustible oxyde irradié à 30 000 MWj/t, on mesure les problèmes que posera le retraitement du combustible rapide irradié à 80 000 MWj/t avec en plus un temps de désactivation de quelques mois. Pour cela, on ne peut que souscrire aux critiques et réserves qu'ont les auteurs envers le procédé par voie aqueuse. Quant au jugement de ceux-ci sur le niveau pré-industriel du retraitement de la filière à eau légère, il est sous la signature de J. Couture d'une sincérité qui cache à peine les piétinements et les incertitudes du retraitement de cette filière.

\* NDLR L'atelier AT1 est définitivement arrêté depuis Juin 1979, donc, trois ans après ce beau discours, on fermait...

\* N.D.L.R. : la possibilité de retraiter d'une manière industrielle les aiguilles de Phénix dans HAO + UPD2 dès 1976 (1) (Baron et al. Rev. Gen. nucl., 1,52 (1976) a été repoussée. Les premiers assemblages de combustibles de Phénix n'ont pu être retraités au SAP de Marcoule qu'en mars 1979).

*Fig. 2 - Retraitement par voie sèche des combustibles « rapides »  
Schéma de procédé avec effluents et déchets.*

Si on estime que les considérations sur la technologie du retraitement des combustibles des réacteurs rapides ne peuvent avoir en 1977 qu'un caractère purement prospectif, il paraît raisonnable d'arrêter la construction de Superphénix. En effet, cette centrale prototype d'échelle industrielle doit rentrer en service en 1983. Huit ans de recherche ne seront pas de trop pour mettre au point un procédé de retraitement (Aux USA, l'usine Morris basée sur un procédé par voie sèche (Aquafluor) n'a jamais démarré. Les tests en inactif réalisés en 1971 montrèrent la non-viabilité du procédé et l'usine fut abandonnée en 1972) si l'on compare avec les difficultés de retraitement de l'UNGG, dont les premières centrales ont été mises en service il y a plus de 20 ans (G1 en 1955. G2 en 1958. G3 en 1959 à Marcoule).

Quel est à l'heure actuelle le programme prévu pour le retraitement du combustible des Rapides ? L'atelier AT1 de La Hague a retraité environ 1,2 tonnes de combustible rapide. L'atelier pilote de Marcoule a retraité en 1978 le premier demi-cœur (en uranium enrichi) de Phénix, soit environ 2,5 tonnes. Une campagne a eu lieu dans HAO fin 1979 pour le retraitement de combustible mixte  $UO_2 - PuO$ . Pour pouvoir faire la démonstration de la fiabilité du procédé de retraitement de ces combustibles, la décision a été prise en octobre 1978, de construire un pilote de grande taille, dénommé TOR (Traitement Oxydes des réacteurs à neutrons Rapides), qui devrait être une extrapolation de l'actuel Atelier de Marcoule et utilisera une partie de ces installations. La capacité prévue de TOR devrait permettre à terme théoriquement de retraiter la totalité du combustible de Phénix à raison de 5 t/an, avec la possibilité de traiter de surcroît de petits volumes d'autres combustibles afin de qualifier en actif de nouveaux procédés. La mise en service de TOR est prévue pour 1983 et la mise en actif en 1984. Des études de définition du projet PURR (Pilote d'Usine de Retraitement des combustibles Rapides) ont commencé en 1978. D'après le CEA (rapport de 1980 « L'industrie Nucléaire Française »), une telle usine « pourrait être mise en service à la fin de la prochaine décennie ». En clair, cette usine destinée à retraiter le combustible de Superphénix n'est susceptible, dans l'hypothèse la plus optimiste, de fonctionner que 7 ans après le démarrage du surgénérateur. Quand on connaît le retard qu'a pris le calendrier d'extension de La Hague on ne peut être que pessimiste sur la mise en route, puis le fonctionnement de PURR. Le programme surgénérateur français apparaît totalement incohérent. Sans retraitement de son combustible, Superphénix ne se justifie pas. Sans la preuve de la faisabilité du retraitement des combustibles rapides aucun responsable ne devrait prendre les risques économiques et techniques qu'entraînerait le développement industriel de la filière surgénératrice. Les difficultés du retraitement « oxyde » où les taux de combus-

tion sont compris entre 20 000 et 30 000 MWj/t laissent mal augurer d'une réalisation industrielle de combustibles mixtes à 80 000 MWj/t.

Les retards de réalisation d'UP<sub>2</sub>800 nous autorisent à être très interrogatifs sur les délais prévus pour TOR et PURR.

#### d) Conclusion

Alors que la filière graphite gaz est abandonnée, le retraitement du combustible des centrales de cette filière, encore en fonctionnement, soulève encore bien des difficultés. Ces difficultés sont principalement dues au passage d'un taux d'irradiation du combustible de 1 000 MWj/t à 5 000 MWj/t. A ceci s'ajoute un problème quantitatif dans la mesure où le stock de combustible Uranium métal ne cesse de s'accroître. On s'engage néanmoins dans un programme électro-nucléaire qui prévoit de produire 40 GW d'origine nucléaire en 1985 (dont 35,6 MWe par les PWR : taux d'irradiation du combustible 30 000 MWj/t) alors qu'à une incohérence au niveau prévisionnel s'ajoutent les retards et l'insuffisance de la technique. Vouloir de surcroît passer des contrats à l'étranger alors que la satisfaction de la demande intérieure, mission d'utilité publique, sera difficile, paraît être une pure opération commerciale et publicitaire qui n'a que peu de rapport avec ce que devrait être un service public. D'autant plus que l'opération de retraitement peut devenir un énorme échec commercial.

Que dire de la construction d'un prototype surrégénérateur dont le démarrage est prévu pour 1983 alors que le retraitement de son combustible n'en est qu'à l'état de prospective ?

Le programme énergétique français, c'est mettre la charrue avant les bœufs ! C'est construire des centrales avant de s'occuper du combustible qui les fait fonctionner.

## 2. LES DANGERS DU RETRAITEMENT POUR L'ENVIRONNEMENT

### 2. 1 LES EFFLUENTS RADIOACTIFS

Des différentes étapes du cycle du combustible, le retraitement est celle qui présente les plus hauts risques potentiels de contamination radioactive de l'environnement. Pour cette raison des précautions exceptionnelles et des mesures de sécurité doivent être prises dès la conception de l'usine. En effet, le retraitement s'accompagne de rejets de produits de fission gazeux radioactifs (totalité du <sup>85</sup>Kr soit 9 millions de curies par an si La Hague traitait 800 t par an de combustible HAO), des rejets produits de

fission sous forme liquide ( $^{106}\text{Ru}$  : émetteurs ) et des transuraniens émetteurs . Il est produit également des stocks de déchets solides et liquides de volume important, mais de faible et moyenne activité et aussi de déchets de forte activité. Les données ci-dessous sont issues de la Gazette Nucléaire, n° 4, Novembre 1976.

A. Les déchets annuels provenant d'un réacteur de 1 000 MW(e) fonctionnant à 100 % comportent :

1. 100 à 300 m<sup>3</sup> de déchets solides d'environ 1 Ci/m<sup>3</sup> d'activité en moyenne.

2. 32 tonnes de combustibles irradiés qui ont séjourné 5 mois en piscine et qui conduisent après séparation mécanique, chimique et conditionnement à :

- 15 m<sup>3</sup> de produits de fission concentrés stockés dans des cuves inoxydables, destinés à être vitrifiés après 5 ans de stockage (1,5 à 2,5 m<sup>3</sup> de verre), (activité 130 x 10<sup>6</sup> Curies après les 5 ans de stockage) :

- 9 tonnes de gaines donnant 50 m<sup>3</sup> de déchets

- des produits de fission gazeux :

$^{85}\text{Kr}$  (10,8 ans) 383 000 Ci

- du Tritium (24 100 Ci) dont le tiers est rejeté essentiellement sous forme liquide.

B. Volumes des déchets stockés : on distingue 3 types de déchets :

1. faible et moyenne activité (non émetteur )

1975 : 5 000 m<sup>3</sup>/an; 1985 : 13 000 m<sup>3</sup>/an; 2 000 : 40 000 m<sup>3</sup>/an

2. faible et moyenne activité (émetteur )

1975 : 400 m<sup>3</sup>/an; 1985 : 1 400 m<sup>3</sup>/an; 2 000 : 8 000 m<sup>3</sup>/an

3. forte activité (produits de fission)

1975 : 200 m<sup>3</sup>/an; 1985 : 550 m<sup>3</sup>/an; 2 000 : 2 000 m<sup>3</sup>/a

Les autorisations de rejets des effluents liquides sont pour 1977 :

- émetteurs hors tritium 40 000 curies

- tritium 60 000 curies.

On note que pour les combustibles oxydes et dans l'état actuel de l'usine UP2 (en particulier celui de la station de traitement des effluents (S.T.E.) le niveau autorisé de rejet en mer serait atteint avec 230 tonnes de combustibles irradiés par an. Or, toute installation nucléaire de base, comme l'est le centre de La Hague, reçoit son autorisation de rejet par un arrêté conjoint du ministère de l'industrie, du ministère de la qualité de la vie, et des autres ministères intéressés. De la même manière, seul un autre arrêté interministériel du même type, annulant et remplaçant le précédent peut modifier l'autorisation accordée notamment pour

l'élargir (9). Espérons que cette limitation au retraitement ne sera pas surmontée par un simple relèvement des autorisations de rejet. Un tel type de démarche ne serait pourtant pas fait pour nous surprendre. Il rentrerait bien dans le cadre d'une politique de profit. On pense à ce propos à « l'adaptation » des normes effectuées entre 76 et 77 qui a permis d'inclure les eaux de baignades de la *catégorie suspecte* (Escherichia coli 1 000 à 2 000/100 ml, streptococcus 100 à 200/100 ml), dans la *catégorie acceptable* (Escherichia coli 100 à 22 000/100 ml, streptococcus 100 à 1 000/100 ml) (10).

Quant au respect des normes, sans préjudice des autres contrôles prévus par les textes en vigueur, c'est le S.C.P.R.I. (Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants) qui exerce le contrôle technique de la pollution radioactive. Les agents du SCPRI sont chargés de surveiller l'application de la réglementation concernant les rejets radioactifs. Il faut savoir que ces agents avant d'entrer en fonction prêtent devant un tribunal d'instance le serment ci-après (11) :

« Je jure de bien et fidèlement remplir mes fonctions et de ne rien révéler ou utiliser de ce qui sera porté à ma connaissance à l'occasion de leur exercice ».

Ainsi, le paysan à proximité d'une installation nucléaire (centrale, usine de retraitement, d'enrichissement) subissant des contrôles de l'eau de son puits ou du lait de ses vaches ne peut connaître les résultats de ces contrôles (sauf peut-être en cas de graves contaminations). Sans doute le SCPRI était-il au courant de la pollution de la nappe phréatique de Grenoble par le C.E.N.G., mais n'a pas jugé bon de prévenir la population.

## 2.2 IMPACT DES EFFLUENTS SUR L'ENVIRONNEMENT

Avec les normes de rejet actuel, nous allons décrire à quel type de pollution et de danger nous expose le rejet constant d'effluents radioactifs. D'une façon générale, pour connaître le devenir des radionucléides dans le milieu marin, on est amené à étudier les voies de transfert et les zones d'accumulation ou réservoirs. Dans le cas de La Hague, les voies de transport sont l'air et l'eau de mer. C'est en se basant sur l'hypothèse d'une dilution parfaite des radioéléments dans l'eau de mer que les autorités responsables( ? ! ) fixent les normes de rejets.

### a) Sur les réglementations\*

Les réglementations actuellement en vigueur en France sont issues de recommandation de la CIPR (Commission Internationale de Protection Radiologique créée en 1928) de 1958 amen-

dées et révisées en 1962 (12). Une nouvelle modification de la loi est à prévoir pour 1982 compte tenu des dernières recommandations de la CIPR (1976).

Le concept de CMA vient d'un compromis entre la connaissance que l'on a à une époque sur la nocivité de tel ou tel radioélément et le bénéfice éventuel que l'on peut tirer de l'industrie nucléaire. Ceci est explicitement contenu dans le paragraphe 32 C des recommandations de la CIPR qui stipule : « La Commission a donc recommandé une dose génétique maximale admissible de 5 rems, en se fondant sur le principe que la charge qui en résulterait pour la société serait acceptable et justifiée si l'on considère les avantages probablement de plus en plus grands qui résulteront de l'extension des applications de l'énergie atomique ». La CMA est donc essentiellement changeante, et il est par principe dangereux de rejeter un radio-élément de période longue (comme le  $^{85}\text{Kr}$  ou le tritium) sans se soucier qu'à une époque ultérieure, lorsque ce radioélément se sera accumulé, on puisse être amené à diminuer sa CMA. Il est intéressant de surveiller l'évolution de ces CMA dans le contexte d'un programme nucléaire européen en constante croissance.

#### b) Sur la concentration le long des chaînes alimentaires

En ce qui concerne la dilution parfaite, les phénomènes de reconcentration éventuelle dans les chaînes alimentaires ne sont pas pris en compte. Et pourtant, comme l'expose J. Ancellin du Service d'Etudes et Recherches sur l'Environnement au centre de La Hague (13). « Le plus souvent, à l'aition de dispersion dans le compartiment liquide fait suite une concentration d'importance variable des polluants radioactifs au niveau des divers supports physiques ou biologiques du milieu, concentration qui, tout au moins en ce qui concerne les organismes vivants ne semble pas différer essentiellement, quant à son mécanisme et ses modalités de ce qui est observé pour les éléments stables à l'état de trace ».

Tableau 9.

A. Ruthénium 106 (d'après diverses données expérimentales et observations *in situ*).

	Algues producteurs primaires	Mollusques brouteurs d'algues	Poissons carnivores
Niveau trophique	I	II	III
Facteurs de concentration du ruthénium 106 pour le groupe d'espèces considéré	2 000	1 200	10

Exemples de relation de nutrition entre espèces marines appartenant à trois niveaux trophiques\* (Facteurs de concentration du Ruthénium 106 et du plutonium). Le facteur de concentration exprime le degré de contamination du support considéré par rapport à l'eau.

Le Ruthénium 106 est un radionucléide particulièrement gênant lors du retraitement car sa chimie est complexe. Les problèmes posés seront encore plus grands dans le retraitement des combustibles rapides car pour un même taux de combustion il s'en produit environ 10 fois plus.

tableau 9 B

B. Plutonium (d'après Guary et Fraizier 1977)

	Producteurs primaires	Consommateurs primaires	Consommateurs secondaires
Niveau trophique	I	II	III
Facteurs de concentration moyens des espèces	Algues Fucus (FC - 500)	Mollusque* Littorine (FC - 200)  Crustacé Balane (FC - 500)  Eponges (FC - 1 400)  Ascidies (FC - 800)	Mollusque Nucelle (FC - 70)  Etoile de mer (FC - 450)

\* n.d.l.r. Moule FC - 300

En règle générale, chez les organismes marins, ce sont les algues qui présentent le plus grand pouvoir d'accumulation, alors que celui-ci est relativement faible chez les poissons. A l'inverse de ce qui se passe par exemple pour le DDT, il existe peu d'exemples d'accumulation croissante de radionucléides en fonction de la complexité des organismes (13). Néanmoins, cette

concentration au niveau des algues et des mollusques est importante.

Des procédures d'étude complexe se proposent d'identifier et d'évaluer le chemin par lequel la radioactivité peut atteindre l'homme, quels sont les radionucléides mis en jeu et quel sera le groupe de population concerné :

Ces chemins, voies de transport des radionucléides sont dits chemins critiques et les populations concernées appelées populations critiques. Les principaux chemins critiques et populations critiques ont été déterminés grâce à l'observation des retombées radioactives atmosphériques des essais atomiques (14) c'est-à-dire bien après que ces essais aient commencé, et non pas avant comme cela aurait dû se faire, si cela avait été possible et voulu. Dans le cas de l'implantation d'une installation nucléaire de base, l'ICRP conseille d'utiliser ces chemins critiques pour déterminer la chaîne alimentaire qui serait responsable de l'irradiation de la population à partir du rejet d'un effluent radioactif. Le tableau 7 donne des exemples de chemins critiques partant des radionucléides pour arriver à l'homme dans le cas d'un environnement aquatique concernant la Grande-Bretagne (14).

Ainsi on sait maintenant qu'une population du Pays de Galles ayant la coutume diététique inhabituelle de manger du pain d'algue peut être considérée comme une population critique. En effet, l'espèce particulière d'algue qui constitue ce pain concentre le Ruthenium 106. Les données qui suivent, relatives à cette population critique sont issues de(8) :

26 000 personnes localisées comme le montre la figure 3 sont concernées par cette habitude alimentaire avec une consommation moyenne de 14,7 g par jour pour les adultes et 10,4 g par jour pour les enfants. La petite fraction consommant d'une manière significative de plus grandes quantités de ce pain, c'est-à-dire 65 à 388 g par jour consiste en une centaine de personnes qui est considérée comme le groupe critique. A partir du taux de consommation moyen de ce groupe, 160 g par jour, et connaissant la dose maximale admissible en  $^{106}\text{Ru}$ , on peut calculer la limite de contamination d'usage que ne doit pas dépasser ce pain d'algue : 138 pCi/g, et le comparer à la dose limite d'irradiation du gros intestin d'après la CIPR : 1,5 rem/an.

Cette détermination analytique du groupe critique et du matériau critique pour satisfaisante qu'elle soit, n'a pu se faire qu'après qu'une contamination ait été décelée. En effet, Windscale, usine de retraitement anglaise responsable des rejets d'effluents contenant du  $^{106}\text{Ru}$  est situé à plus de 300 kilomètres de cette zone critique (voir carte de la figure 4), et au moment de l'im-

tableau 10

lieu et type d'irradiation	matériaux critiques	groupe de population exposé	consommation journalière ou temps d'exposition (heures/an)	organe irradié	principaux nucléides contribuant à la dose d'irradiation	limite calculée de la contamination d'après la consommation en usage	dose limite de l'ICRP mrem/an
Sindscale interne	porphyra (algue)	consommateurs de pain d'algue. Groupe crit. : 100 pers.	160 g de pain d'algue (soit env. 80 g d'algue/j)	gros intestin	Ru106 (critique)	300pCi/g	1 500
externe	dépôt de l'estuaire	pêcheurs 10 pers.	350 h/an	tout le corps	Zr95 Nb95 Ru 106	1.4 mrem/h	500
Bredwell interne	huitre	pêcheurs 50 pers.	75 g/jour	tt le corps	Zn65 critique	2 900pCi/g	500
Trawfynydd	truite et perche	pêcheurs de lac env. 100 pers.	100 g/jour	tt le corps	Cs137 Cs134	440pCi/g 200pCi/g	
Heinkley point interne	poisson et crevette	pêcheurs et leurs familles + 100 pers.	90 g/jour	tt le corps	Cs137 Cs134	490pCi/g 220pCi/g	500
externe	vase dépôt	pêcheurs + 10 pers.	880 h/an	tt le corps	Cs137 Cs134	570 mrem/h - 5 000 mrem/an	500

Chemins critiques et limites calculées de la contamination (d'après la consommation en usage) pour quelques situations typiques au Royaume Uni  
 RGN n° 3 mai-juin 1976 page 224

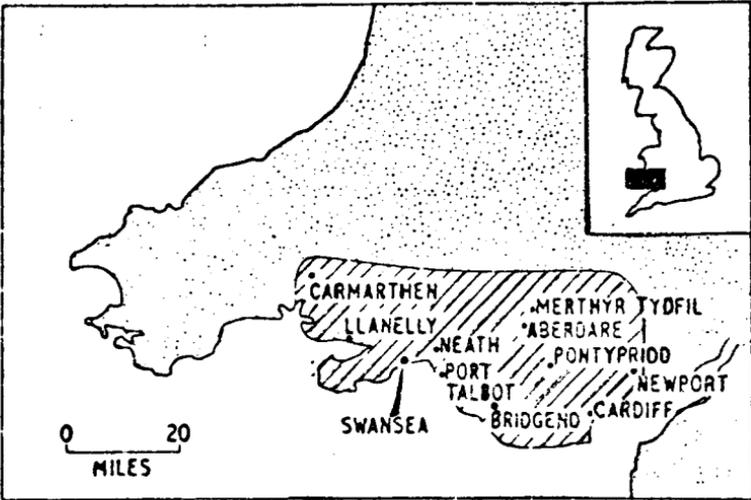


Figure 3 : zone de vente du pain d'algue dans le sud du pays de Gales avec les principales villes

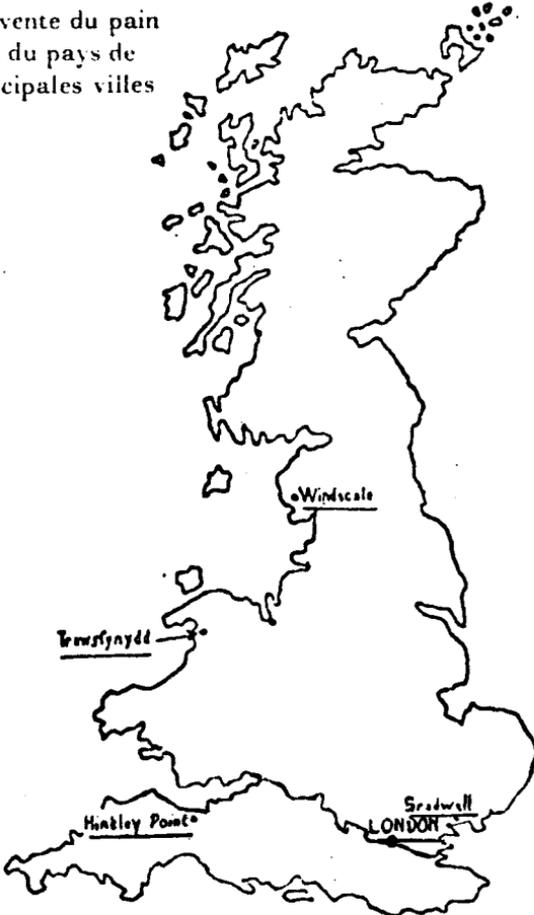


Figure 1 :

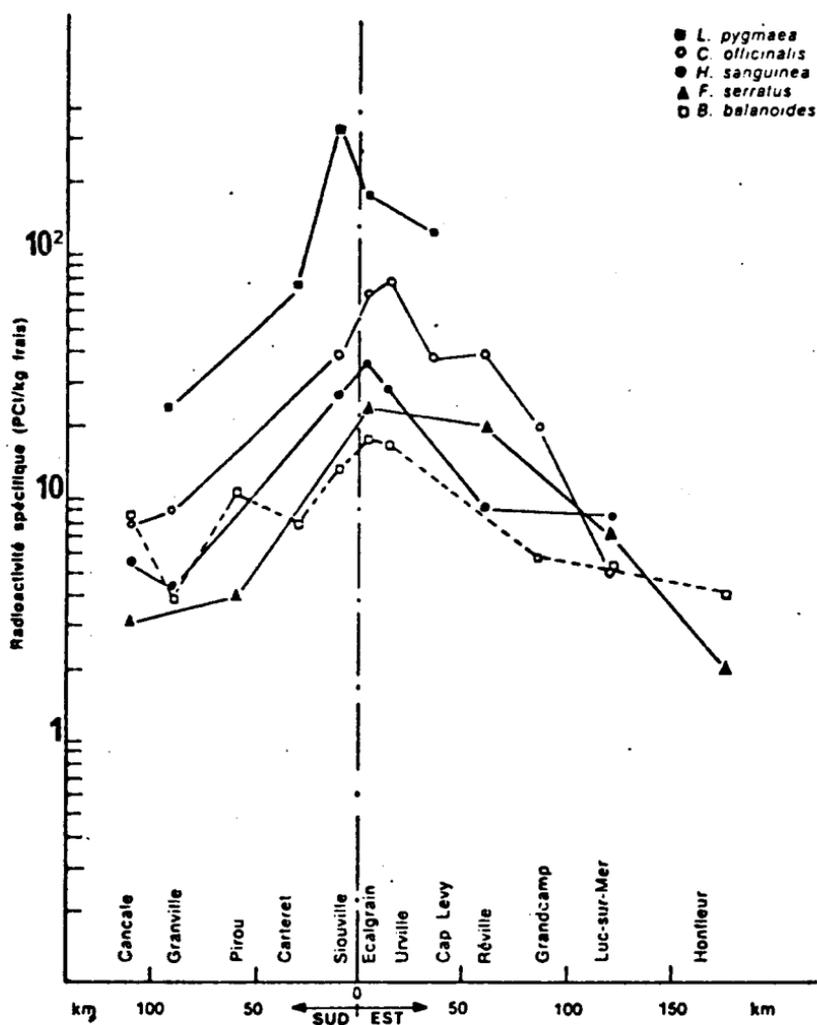


Fig 5 — Activité spécifique en plutonium de diverses espèces marines prélevées dans des stations situées de part et d'autre de la zone de rejet de l'usine de retraitement des combustibles irradiés de La Hague.

(D'après Fraizier et Guary)

Suite à cette pollution et à certains incidents en 1973 l'usine de Windscale ne retraite plus le combustible oxyde. Ainsi la demande de la BNFL (British Nuclear Fuels Ltd) d'implanter une nouvelle usine de retraitement du combustible oxyde, THORP (Thermal Oxide Reprocessing Plant) sur le site de Windscale a motivé la mise en route d'une procédure d'enquête publique; cette enquête qui a duré plusieurs mois a davantage porté sur les intérêts économiques et politiques que met en jeu cette construction (16) que sur la sauvegarde de l'environnement et la sécurité de la population. Malgré les pressions politiques du gouvernement américain pour dissuader le gouvernement britannique de construire cette usine (17), en raison de la politique du président Carter relative à la non prolifération des armements nucléaires, le 15 mai 1978 la Chambre des Communes décida par 224 voix contre 80 de donner l'autorisation de construction de l'usine THORP à Windscale. Les intérêts économiques étaient si considérables que dans la semaine où était prise cette décision, la Grande-Bretagne et le Japon et d'autres pays étrangers ont signé un contrat de 500 millions qui aidera à payer l'usine et donnera au Japon le droit de faire transporter 1 600 tonnes de combustible usé au Royaume-Uni (18).

De même que l'usine de Windscale, les effluents rejetés par l'usine de La Hague subissent une concentration dans divers organismes marins. Ainsi, on a constaté (contrôles de radioactivité effectués par le Centre de La Hague) que si la radioactivité artificielle de l'eau, au large de La Hague, restait très inférieure à la radioactivité naturelle, il n'en était pas de même pour certaines algues, mollusques et crustacés qui présentent des phénomènes de concentration. A titre d'exemple, dans des algues corallines, l'activité naturelle est de 4 pCi/g : l'activité artificielle est passée de 4 à 27 pCi/g entre 1972 et 1974. Dans les crabes, même phénomène : l'activité artificielle passe de 1 à 3 pCi/g alors que l'activité naturelle est de 2 pCi/g (19). (Voir figure 5).

### c) Cas du plutonium

Un point important reste celui du plutonium, en effet son facteur de concentration important pour certains milieux trophiques aquatiques (tableau 11) (20) doit nous inciter à la plus grande vigilance.

Voici comment Geoffrey-G. Eichholz auteur d'un récent ouvrage technique (voir réf. 8) expose le problème du plutonium :

« Le plutonium sous sa forme  $\text{PuO}_2$  est un des principaux produits issu de l'opération de retraitement, sa composition isotopique varie quelque peu avec les conditions d'irradiation (Tableau 9) (21) et évidemment, sa production est un des principaux

objectifs des réacteurs surrégénérateurs. Son effet sur l'environnement est en grande partie en relation avec sa haute toxicité. S'il n'est pas aussi toxique que certains gaz innervants ou des toxines organiques, il est parmi les plus dangereux des éléments lourds, à la fois pour sa chimiotoxicité, et sa radio toxicité. C'est ce dont rendent compte les recommandations de l'I.C.R.P. pour les concentrations maximum admissibles dans l'air qui sont parmi les plus basses de tous les nucléides ( $6.10^{-13}$  Ci/cm<sup>3</sup>). On observe qu'à la fois la forme chimique, et la distribution isotopique affecte la valeur de la dose. La forme chimique, le taux de transfert et de transportabilité peuvent varier sous l'action des phénomènes naturels tels que les agents climatiques ou l'action bactériologique ».

L'amélioration des méthodes de récupération du plutonium est un des moyens les plus efficaces pour réduire les doses que reçoivent les populations à partir des effluents. Ceci est particulièrement important si la quantité de plutonium manipulée augmente aussi rapidement que cela a été suggéré dans de nombreuses prédictions (22), d'après le rapport final du G.I.E.E. (23), les déchets du retraitement ne renfermeront que 1,5 % environ du plutonium produit avec la répartition approximative suivante :

0,7 % dans les déchets liquides de très haute activité (à vitrifier),

0,5 % dans les déchets solides de faible et moyenne activité.

0,3 % dans les déchets solides de haute activité (gaines).

Selon Sousselier (21, page 211), Directeur Adjoint à la production du plutonium moins de 1/10 000 du Pu serait rejeté dans les effluents liquides, donc dans l'environnement au niveau de l'usine de retraitement. Mais il y a des incertitudes sur la détermination du plutonium dans les déchets de gaines et dans les solutions de produits de fission. Au cours de la fabrication les pertes observées sont les suivantes (Rapport sur l'état de l'atome des Amis de la Terre (1978), page 33 et références incluses) :

- La HAGUE : 1 à 2 % d'écart de bilan par rapport au Pu produit

- WINDSCALE : 8,5 à 12 % entre 1967 et 1977

- KARLSRUHE : pertes supérieures à 2 %

- WEST VALLEY : pertes de 2,7 % de plutonium en phase liquide pour 100 tonnes retraités (476 kg de Pu produits) (24)

- MOL : à cette usine européenne d'EUROCHEMIC en Belgique, les contrôleurs d'EURATOM ont constaté des écarts de bilan atteignant 7,42 % pour l'ensemble du retraitement. Le bilan effectué sur les déchets (rapport EPR de mai 76) fait apparaître une perte de 2,2 % (sur 192 tonnes retraitées ayant fourni 683 kg de plutonium) pour le cycle Pu O<sub>2</sub> (25).

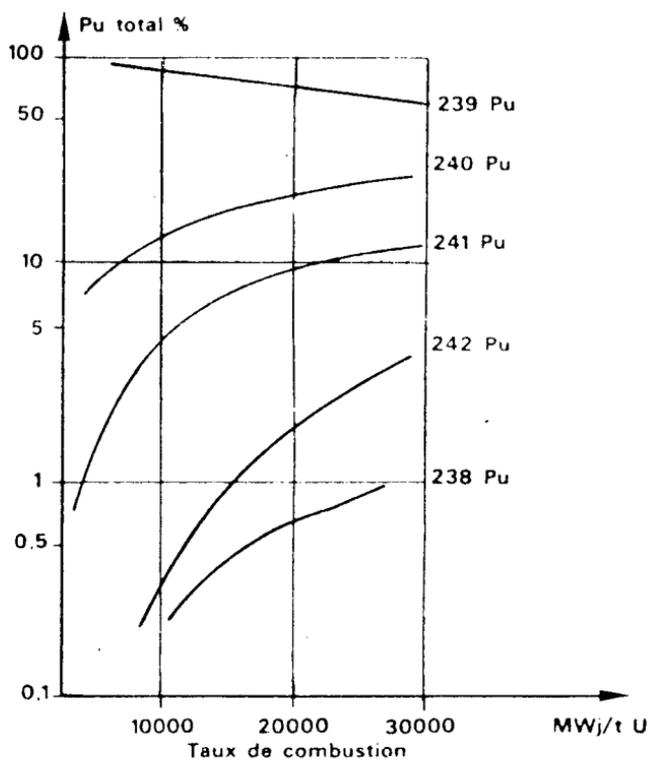
1) Valeurs données à titre indicatif compte tenu de la teneur en plutonium de l'eau de mer en un endroit précis pour une période déterminée.

Tableau B : Radioactivité spécifique en plutonium et facteur de concentration d'espèces marines appartenant à divers embranchements.  
(D'après Fraizier et Guary)

Espèces	Radioactivité spécifique (pCi/kg frais)	F.C. (°)
<b>LICHENS</b>		
<i>Lichina pygmaea</i>	171,6	4 290
<i>Ramalina scopulorum</i>	128,9	3 222
<b>ALGUES</b>		
<b>Chlorophycées</b>		
● <i>Enteromorpha compressa</i>	6,3	158
● <i>Codium dichotomum</i>	4,3	108
<b>Phaeophycées</b>		
● <i>Fucus serratus</i>	20,9	523
● <i>Bifurcaria rotunda</i>	11,6	290
● <i>Laminaria digitata</i>	3,4	85
<b>Rhodophycées</b>		
● <i>Corallina officinalis</i>	47	1 175
● <i>Chondrus crispus</i>	12,1	303
● <i>Rhodomenia palmata</i>	6	150
● <i>Porphyra linearis</i>	4,1	103
<b>SPONGIAIRES</b>		
● <i>Hymeniacidon sanguinea</i>	59,8	1 149,5
● <i>Halichondria panicea</i>	51,6	1 365
● <i>Bemera</i> sp.	50,4	1 260
<b>CNIDAIRES (Actiniaires)</b>		
● <i>Actinia equina</i>	6,6	165
● <i>Tealia felina</i>	6,6	165
<b>ANNELIDES (Polychètes)</b>		
● <i>Nereis diversicolor</i>	12,6	315
● <i>Arenicola marina</i>	6,6	103
<b>MOLLUSQUES (Gastéropodes)</b>		
● <i>Littorina littoralis</i>	8,2	205
● Ensemble de l'organisme	13,3	333
● Chair	7,1	178
● Coquille		
● <i>Nucella lapillus</i>	2,8	70
● Ensemble de l'organisme	3,4	85
● Chair	2,7	68
● Coquille		
● <i>Patella vulgata</i>	1,9	48
● Ensemble de l'organisme	2,2	55
● Chair	1,7	43
● Coquille		
<b>ARTHROPODES (Crustacés)</b>		
● Carapède	20,1	503
● Balanus balanoides		
● Decapodes	3,6	90
● <i>Carcinus maenas</i>	1,5	38
● <i>Cancer pagurus</i>	2,1	60
● <i>Homarus vulgaris</i>		
<b>ECHINODERMES (Astéride)</b>		
● <i>Asterina gibbosa</i>	18,1	452
<b>TUNICIERS (Ascidie)</b>		
● <i>Dendrodoa grossularia</i>	31,4	785
<b>VERTEBRES</b>		
● <i>Pleuronectes platessa</i>	2,9	73
● <i>Bleinnius pholis</i>	0,8	20
● <i>Trisopterus luscus</i>	0,6	15
● <i>Dicentrarchus labrax</i>		
● Ensemble de l'organisme	0,01	1
● Branchies	0,9	23
● Viscères	0,2	5
● Gonades	non détectable	

tableau 11

tableau 12



PWR Composition isotopique du plutonium

Ces pertes incluent les écarts d'inventaire ou MUF qui représentent le Pu présent dans les déchets et resté dispersé sur les parois des installations et qui a échappé à la comptabilité★.

D'après Y. SOUSSELIER, le MUF serait de 1 à 2 % à LA HAGUE (les prévisions officielles de pertes, 1,5 % lui sont inférieures !).

De très grands écarts entre les chiffres officiels et la réalité subsistent également du côté de la fabrication du combustible au plutonium. Les 1 à 1,5 % annoncés au GIEE sont en fait 2,7 % à CADARACHE (soit 20 fois plus, pour la fabrication du cœur du réacteur à neutrons rapides RAPSODIE qui a requis 400 kg de plutonium. L'écart de bilan se monte dans ce cas à 0,7 % (voir exposé de Mrs GUILLET et ARNAL dans (25).

Les Allemands reconnaissent avoir perdu 2 % de 700 kg de plutonium dans les mêmes conditions (voir 26).

Ces écarts entre les chiffres officiels et la réalité nous amènent donc à la plus grande prudence quant à la crédibilité de ces 1/10 000 de Pu rejetés dans l'environnement annoncés par Sousseulier. De plus, le plutonium inclu dans les déchets est à même d'interférer avec l'environnement comme nous le verrons aux chapitres suivants.

#### d) Conséquences des pertes en plutonium sur la surrégénération (La Gazette nucléaire n° 24 février 1979)

Par ailleurs, on constate des pertes au cours de la fabrication des combustibles au plutonium. Si on veut que la surrégénération ait un sens, il faut que ces pertes soient négligeables devant le taux de surrégénération (6,5 % pour Super-phénix). On s'aperçoit que le bilan passé peut laisser songeur quant à la faisabilité de la surrégénération.

Evidemment on proclame, par exemple, avec le procédé par voie sèche, que les pertes de Pu seront bien plus faibles. Mais on avait dit la même chose pour les usines actuelles. Les Allemands, plus prudents, affirmaient limiter ce pourcentage de pertes à 2,6 % pour leur projet, maintenant abandonné, de nouvelle usine à Gorleben.

## 2. 3 CONCLUSION

Quelles que soient les normes de rejet beaucoup d'incertitudes persistent quant aux chemins d'accès et à l'action des radionucléides sur notre organisme. ceci en raison du peu de connaisan-

ces actuelles sur les effets des faibles doses. En dépit du doute (et de la remise en cause) par des scientifiques sur l'existence de la notion de seuil en matière de radiation, des normes ou CMA ont été fixées sur ces critères subjectifs tel que « le bien être que le nucléaire apporte à l'homme ».

Il est sûr qu'au moment où une unité de retraitement entre en fonctionnement, toutes les précautions ont été prises (pour assurer au moins sur le papier, le respect des normes), ou plutôt, que toutes celles pouvant prévenir les dangers dont on a connaissance ont été prises. Mais, et l'exemple de Windscale le montre bien, on ne peut prendre aucune disposition contre un phénomène dont on n'a pas le soupçon (concentration du  $^{106}\text{Ru}$  dans les algues, et consommation de celles-ci par la population). Combien d'autres Minamata, Seveso, Windscale, nous réserve le nucléaire, avec une différence fondamentale vis-à-vis des polluants classiques chimiques : le caractère d'irréversibilité à l'échelle de l'homme.\*

Que l'on se rassure rassure pourtant, quand l'accident sera arrivé et que l'on aura analysé très scientifiquement sa cause, on pourra dire exactement de quoi sont morts ou contaminés tant de milliers de personnes et comment on fera tout pour que cela ne se reproduise pas.

Il est pourtant un phénomène qui échappera toujours à la rigueur des organigrammes de sûreté : l'erreur humaine. En voici un exemple donné par l'analyse des causes de l'explosion qui a eu lieu le 30 août 1973 sur le site de retraitement de Handford (27).

- Les faits :

Une colonne échangeuse d'ion, ayant pour but de fixer en continu, d'une manière semi-industrielle, l'américium contenu dans une solution nitrique explose « Les conséquences de cet accident furent d'ailleurs graves : 6 agents contaminés, dont un sérieusement par blessures; dégâts estimés à 500 000 dollars. Large impact sur l'opinion publique par voie de presse et de radio ».

- Les causes :

Cette colonne a été rajoutée à un dispositif initial qui n'en contenait qu'une.

Les plans ne sont pas tenus à jour; on en retrouve quatre versions différentes d'origine diverse, parfois sans visa, entachées d'erreurs et d'omissions.

En cours de montage, des modifications sont effectuées sur instructions verbales sans être portées sur les plans ultérieurement (intervention du facteur humain).

C'est ainsi que le dispositif qui devait assurer que la colonne reste mouillée par le liquide à l'arrêt a été modifié. Le dessin prévoyait bien que la tuyauterie de sortie issue de la base de la colonne remonte plus haut que celle-ci pour déboucher sur un entonnoir à l'air libre, de façon à rendre tout siphonage impossible. Mais au montage l'entonnoir a été abaissé aux 2/3 de la hauteur de la colonne. Cette dernière malfaçon a permis l'assèchement de la colonne lors d'un arrêt, et a été la cause principale de l'explosion.

En conclusion, il apparaît qu'en dépit de l'organisation bien structurée affichée dans l'organigramme sous la rubrique « assurance qualité-sécurité », c'est tout le système de management de la société ARMCO exploitant à Handford qui est mis en défaut.

### 3. Transport des combustibles irradiés des surgénérateurs

Afin de réduire le temps d'immobilisation de la matière fissile – et donc de gagner sur le coût du cycle de combustible – il a été décidé de supprimer le stockage à la périphérie du cœur où les assemblages pouvaient voir décroître leur puissance résiduelle jusqu'à la campagne de manutention suivante. Cette exigence économique implique le transport de combustibles dégageant chaleur et radioactivité à un niveau très supérieur à ce qui se pratique actuellement.

Dès l'arrêt du réacteur, au moment du changement de combustible, les assemblages irradiés seront donc directement transférés dans le stockage extérieur (barillet). La manipulation d'assemblages aussi chauds (30 KW) et le maintien de leur refroidissement dans toutes les circonstances posent des problèmes de sûreté qui ne sont pas tous encore résolus. La puissance qu'il faudra évacuer de la cuve du barillet est considérable (3 MW). Une panne du refroidissement de ce stockage pourrait entraîner la fusion du combustible et un accident au moins aussi grave que l'accident de dimensionnement du réacteur.

A la fin de la campagne de manutention, qui durera de 15 à 20 jours selon le nombre d'assemblages déchargés, commencera la campagne d'évacuation. Les assemblages seront sortis du barillet en commençant par les moins chauds (la puissance résiduelle d'un assemblage dépend en effet de la place qu'il a occupée dans le cœur). Ils seront placés dans un étui métallique étanche mais leur puissance résiduelle sera encore telle (7,5 KW au maximum), que les échanges naturels avec l'atmosphère ambiante ne suffiront pas à évacuer les calories. Les étuis seront donc remplis d'un joint thermique qui sera du sodium liquide ou un alliage de sodium et de potassium. Cet alliage présente les mêmes avanta-

ges du point de vue de ses propriétés thermiques que le sodium mais il a aussi les mêmes inconvénients : inflammabilité au contact de l'oxygène de l'air, réaction explosive avec l'eau, etc. ; de plus, il est liquide à une température plus basse (40° C au lieu de 100° C), ces risques sont donc plus élevés. Il faudra utiliser environ 20 tonnes de sodium ou d'alliage sodium-potassium par an dans ces étuis.

En raison des taux de combustion élevés (70 000 à 100 000 MWj/t) que peut atteindre le combustible dans ce type de réacteurs, sa manutention et son transport posent des problèmes particuliers. En effet, la puissance résiduelle des assemblages les plus chauds peut atteindre des valeurs de l'ordre de 30 KW au moment où ils sont déchargés du cœur. De plus, ils contiennent une quantité de plutonium supérieure à celle des assemblages irradiés dans les réacteurs à eau légère.

Il faut distinguer la solution qui a été retenue pour le réacteur prototype Phénix de celle qui est envisagée pour les réacteurs de type industriel (Super-Phénix et les suivants).

Dans le réacteur Phénix, lorsque le 1/6 du cœur a atteint son taux de combustion maximal, les assemblages correspondants sont déplacés à la périphérie du cœur dans une zone de faible flux neutronique où leur puissance résiduelle peut décroître jusqu'à la campagne de manutention suivante (2 mois). Lorsqu'ils sont sortis de la cuve du réacteur par un sas en atmosphère d'argon pour être transférés dans une cuve de stockage extérieure en sodium appelée barillet, ils n'émettent plus qu'une puissance relativement faible de l'ordre de 6 KW. Après quelques mois de refroidissement dans le barillet, les assemblages sont transférés dans une cellule de démantèlement où ils sont lavés, décortiqués et examinés en détail. Les aiguilles qui constituent les assemblages sont ensuite envoyées dans de petits conteneurs vers l'usine de retraitement de La Hague.

Une partie sera certainement contaminée. Qu'advient-il de ce sodium une fois rendu à l'usine de retraitement ? Sera-t-il recyclé ? Mais alors il faudra le purifier, le décontaminer et le retrasporter jusqu'à la centrale. Sera-t-il détruit et comment ? Aucune réponse n'a encore été apportée à ces questions.

Les étuis seront disposés quatre par quatre dans des conteneurs spéciaux (château de transport) qui assureront le transport des assemblages irradiés entre la centrale et l'usine de retraitement de La Hague. L'étude de ces châteaux n'est pas terminée mais ils seront conçus de telle façon qu'il y aura au moins trois barrières d'étanchéité entre le combustible et l'extérieur

(l'étui, une alvéole intermédiaire, les parois du château). Comme tous les châteaux de transport, ils seront soumis à des tests très sévères : chute de 9 mètres de haut, séjour d'une heure dans le feu, immersion dans l'eau. Après ces tests successifs, il faut qu'une barrière au moins soit restée étanche.

Les problèmes techniques posés se traduiront par un accroissement important du coût du transport des combustibles irradiés et par un risque potentiel accru.

#### 4. Conditionnement et stockage des déchets des surgénérateurs. 1. 1 Le conditionnement.

Les déchets en provenance de toutes les étapes du cycle du combustible associés aux réacteurs surgénérateurs sont comparables aux déchets provenant des centrales classiques (déchets gazeux, déchets de faible et moyenne activité, déchets liquides et solides de haute activité). Ils subissent donc le même type de conditionnement sur lequel nous ne nous étendrons pas, en renvoyant à l'ouvrage très clair du Syndicat du Personnel de l'Energie Atomique de la CFDT (Le dossier électronucléaire - Editions du Seuil - Collection Points Sciences - 1980 - pp 206-230).

Il nous paraît toutefois important de souligner les incertitudes des procédés de vitrification utilisés pour conditionner les déchets de haute activité en provenance des surgénérateurs alors que la vitrification est présentée par le CEA comme la solution définitive au problème posé par ces déchets. La vitrification présente l'inconvénient que le verre est un matériau qui transmet mal la chaleur, ce qui complique les opérations de stockage, et il subsiste des incertitudes sur le comportement à long terme des produits vitrifiés.

La structure de base et les propriétés chimiques des déchets solidifiés changeront avec le temps, car les produits de fission se transforment en d'autres produits au cours de leur décroissance, une claire définition de ces changements en relation avec les propriétés des verres et leurs effets ne sont pas bien connus. Certains verres se dévitrifient et se transforment en une structure monocristalline s'ils sont maintenus à une température de 400 à 800°C durant quelques jours ou quelques semaines. Certaines constituants volatils (comme l'hélium) migrent des zones chaudes et se condensent vers les zones froides. Certains verres exudent quelquefois des liquides (28). Alors que l'énergie cédée aux atomes de silicium (Si) par un électron émis par le  $^{90}\text{Sr}$  est du même ordre de grandeur que l'énergie de liaison Si-O., l'énergie cédée par une particule émise par le  $^{239}\text{Pu}$  est 10 fois plus importante et ainsi les ruptures des liaisons Si-O qui forment le

squelette du verre sont beaucoup plus nombreuses. De même, l'énergie cumulée développée dans les verres contenant des actinides pendant 1 000 ans de stockage est 100 fois supérieure à l'énergie totale de liaison du verre. Déjà certaines difficultés de « digestion » du  $\text{PuO}_2$  ainsi qu'une tendance à la séparation de phase ont été notées pour des compositions de verre dépassant une teneur de 1 % en  $\text{PuO}_2$  (29).

Ainsi on peut raisonnablement penser que si le retraitement des combustibles de la filière surgénératrice n'est pas effectué avec un taux de décontamination en plutonium et actinides suffisamment important, les difficultés nouvelles rencontrées au niveau du retraitement de ces combustibles seront suivies de difficultés comparables dans le domaine du conditionnement des déchets.

Rappelons par ailleurs que l'atelier de vitrification de Marcoule n'en est qu'au stade du prototype semi-industriel et ses dix premières années de fonctionnement ne lui permettront de conditionner que des solutions venant du retraitement des combustibles « Graphite-Gaz ». L'incertitude reste encore importante sur le conditionnement des déchets des autres filières ; et la gestion des déchets haute activité sous forme liquide en provenance des réacteurs à eau légère ou des réacteurs surgénérateurs risque de s'étendre sur une très longue période de temps.

## 1. 2 Le stockage des déchets des Rapides

Nous ne considérons ici que le stockage des verres issus du retraitement des déchets de haute activité. A côté de l'inconnue qu'est la tenue des verres au rayonnement et à la variation de sa composition due à la transmutation des éléments pendant des périodes de temps de plusieurs centaines d'années, le problème immédiat est l'évacuation de chaleur liée à l'activité des matériaux enrobés. Pour le moment, le système de stockage en projet (30) a été conçu en fonction des verres de faible activité dus au retraitement du combustible UNGG. Dans le cas des effluents Haute Activité Oxyde du retraitement des combustibles de réacteurs à eau légère et à fortiori des combustibles de réacteurs surgénérateurs, il faudra soit diluer ces effluents dans les verres aux risques d'accroître les volumes de ceux-ci, soit prévoir un maintien sous convecteur forcée qui pourra seul assurer le refroidissement des verres avec les risques que cela comportera sur la tenue des verres en cas de défaillance du système de refroidissement.

Lorsque, en raison de l'accroissement du tonnage, ces verres ne pourront plus être stockés sur leur lieu de production, se posera le problème du stockage géologique et donc celui de la lixiviation.

tion par les eaux d'infiltration. Pour les verres borosilicatés, ce taux est de  $10^{-7}$  à  $10^{-6}$  g/cm<sup>2</sup>. jours, (à 20°C il passe à  $10^{-10}$  g/cm<sup>2</sup>. jours), pour une température de l'eau d'environ 100°C. Dans ce dernier cas, la durée de vie d'un bloc de verre de 35 cm de diamètre et 150 cm de haut plongé dans de l'eau distillé vers 100°C de 25 à 250 ans (rapport sur l'état de l'atome des Amis de la Terre). Devant les incertitudes de fiabilité des sites géologiques, un stockage surveillé permettant la décroissance radioactive des verres et ainsi leur refroidissement serait nécessaire.

Nous ne saurions omettre de mentionner comme déchets particuliers, les installations nucléaires déclassées en fin de vie, et qui dans le cas des réacteurs Rapides risquent de poser des problèmes accrus compte tenu de la très forte radioactivité des installations. On manque singulièrement de renseignements sur les moyens techniques de démantèlement des installations et sur leur coût. Comme le dit André Gauvenet (Délégué Central Sécurité du C.E.A.) (31).

*« En ce qui concerne le démantèlement des installations nucléaires, on notera simplement que c'est une question a priori délicate. Il serait utile, au moment où se construisent ces installations, que l'on prévoie les contraintes qui seront rencontrées lors de l'arrêt des ces installations. Cette prévision n'augmenterait pas nécessairement de façon importante le coût des études consenties actuellement pour faire face aux risques divers d'accidents, sismicité et autres ».*

M. Pecqueur (Adjoint à l'Administrateur Général Délégué (CEA) déclare plus nettement (32) :

*« Il ne faut pas cacher que dans quelques années leur volume (NDLR : celui des déchets de moyenne activité) sera augmenté de toutes les centrales à déclasser au fur et à mesure, mais cela ne rend pas le problème insoluble pour autant ».*

- (1) J. Couture, « Y a-t-il une crise mondiale dans le retraitement du combustible ? » R.G.N. 1 n° 1 (1975) page 36.
- (2) Le chiffre de 2,4 t est calculé à partir des données pages 43 et 74 du BIST n° 227, janvier-février 1978, il est en désaccord avec celui de 1,4 t fourni par Y. SOUSSELIER (4, page 216)
- (3) L'industrie nucléaire française (Editions C.E.A.), par le Département des programmes du C.E.A. page 85, 1977.
- (4) L'usine de La Hague, situation industrielle, conditions de travail, sécurité, SNPEA CFDT, page 28, juillet 1976.
- (5) Claude FREJACQUES, Où en est La Hague ? RGN, n°5, octobre-novembre, page 414, 1977.
- (6) Le point sur l'usine de retraitement de La Hague, Inter Info groupe CEA, n° 18, 1.11.77.
- (7) Echos du CEA, n° 1 (1978) page 23.
- (8) Environmental aspect of nuclear power, GEOFFREY, G. EICHHOLZ, Ann Arbor Science, Michigan 48 106, 1976, extrait de la page 526.
- (9) R. COULON « A propos de la réglementation relative aux demandes d'autorisation de rejets d'effluents radioactifs » Informations Sécurité Nucléaire, page 57, Bulletin n°7, 1977.
- (10) Que choisir ? n° 120, juillet-août 1977, page 8.
- (11) Journal Officiel de la République Française, 21 juin 1976.
- (12) Recommandations de la commission internationale de protection radiologique, Gauthier-Villars 1963, 1966.
- (13) Bulletin d'Informations Scientifiques et techniques (CEA), Radioécologie et Environnement, n° 222 mars-avril 1977.
- (14) Idem (8) page 383.
- (15) Idem (8) page 385.
- (16) Reprocessing at Windscale, Nature, Vol. 272, n° 5 651, 23 mars 1978, page 297-301
- (17) Times 9.2.78.
- (18) The Windscale error, Nature, vol 273, 1er juin 1978, pages 332 à 333.
- (19) La Gazette Nucléaire, le retraitement des combustibles irradiés n° 4, novembre 1976.
- (20) Jacques ANCELLIN et Albert FRAIZIER, le plutonium dans le milieu marin, R.G.N, n° 3 (1976) page 225.
- (21) Yves SOUSSELIER, le plutonium dans l'énergie nucléaire, idem 20, page 210.
- (22) S. GOLAN et R. SALMON, nuclear fuel logistics, Nucl. News 16 (2), (1973), page 47.
- (23) GIÉE, Evaluation des options techniques pour la gestion des déchets radioactifs, rapport, tome 1 et 2, décembre 1975, non publié.
- (24) Reactor and fuel processing technology, vol. 12, n° 12, 1969.
- (25) IAEA, « Safeguarding nuclear materials » vol. I et II, Vienne, 10.75.
- (26) W. BAEHR, W. HILD, K. SCHEFFER, « Experience in the management of Pu containing solid wastes at the nucléar research center KARLSRUHE, OCDE-AEN, 4.75.
- (27) R. MARIETTE (du bureau d'Évaluation de sûreté des Laboratoires et Usines), Information Sécurité nucléaires, n° 7 (1977) page 65-72.
- (28) Idem (8) p. 580
- (29) R. BONNIAUD, Les activités dans les verres, BIST, n° 217 septembre 1976 page 47, 54.
- (30) R. BONNIAUD, la vitrification continue des produits de fission, RGN n° 6, décembre 1976, page 492.
- (31) A. GAUVENET, Traitement et stockage des déchets radioactifs, RGN, n° 6 (1978) page 489.

\* Ces données sur la C.M.A. sont issues de la « Gazette nucléaire » n° 4, novembre 1976.

\* *Chaines trophiques* : ensemble des organismes qui assurent successivement le transfert de la matière dans un cycle biogéochimique.

\* L'expérience industrielle du retraitement et de la fabrication des combustibles au Pu montre :

- que lorsqu'il est en phase liquide, le plutonium se polymérise et se colle aux parois des appareils, d'où une sous-estimation du Pu à l'entrée de l'usine et impossibilité de le comptabiliser dans les déchets.

- que lorsqu'il est à l'état d'oxyde (très pulvérulent et électrostatique), à la fin du retraitement et à la fabrication, il se dépose aussi sur les parois des boîtes à gant et des équipements, ce qui conduit à des pertes importantes.

En général, la nocivité d'un polluant chimique est liée à un arrangement particulier de différents atomes pour former une molécule agissant sur les organismes. A part quelques cas (DDT, Dioxine), les bactéries peuvent casser cet arrangement en coupant la molécule en morceaux, en des temps variant de quelques années à quelques dizaines d'années. Par contre, la radioactivité étant une propriété intrinsèque des atomes, rien ne peut la modifier. Le temps de pollution est alors lié au temps de demi-vie (ou période) de l'élément radioactif, allant jusqu'à plusieurs milliers d'années (21 000 ans pour le Pu), et à la vitesse de sédimentation. La sédimentation diminue l'interaction du composé sédimenté avec les organismes vivants, mais c'est à l'échelle des temps géologiques qui dépasse de beaucoup le temps de vie des humains.

## **PARTIE IV :**

**Les  
surgénérateurs :  
un choix  
économique  
totalement  
incertain**

## LES SURGENERATEURS : UN CHOIX ECONOMIQUE TOTALEMENT INCERTAIN.

*Quelle que soit l'opinion que l'on peut avoir sur l'énergie nucléaire, on ne peut nier que l'introduction des surgénérateurs à l'échelle industrielle et commerciale constituerait une rupture par rapport aux centrales nucléaires de la première génération en engageant définitivement les pays avancés dans la voie de l'économie du plutonium. La construction de Super-Phénix constitue le premier pas vers l'irréversible, sans que la société française ait pu apprécier les conséquences incalculables de ce choix hautement technocratique. Or, paradoxalement, les décisions de développement de cette technologie reposent sur un discours extrêmement superficiel et fragile dont les enjeux technico-économiques sont soigneusement désolidarisés des enjeux sociaux et politiques (la société du plutonium, la prolifération des armes atomiques...).*

*Cette technologie de pointe, développée depuis plus de 20 ans par le CEA dans un contexte de compétition internationale intense entre l'URSS, le Royaume-Uni, les Etats-Unis, l'Allemagne et la France avait recueilli progressivement l'adhésion de la Haute Administration, du Corps Politique et d'Electricité de France, faisant figure de Technologie Miracle qui permettrait d'affranchir le pays des importations d'énergie à des coûts rapidement compétitifs.*

*En 1965-1966, le programme de mise au point des Rapides-Sodium a ainsi reçu le label de « grand projet » auxquels était familière la V<sup>e</sup> République gaullienne au même titre que le programme spatial et le Plan Calcul. Cette filière n'en était à l'époque qu'au stade du petit réacteur d'essai de type Rapsodie, et tous les avantages économiques dont on l'affublait étaient purement hypothétiques, voire spéculatifs, ne reposant sur aucune démonstration tangible. L'habileté suprême des nucléocrates du CEA est d'avoir recueilli l'adhésion des uns et des autres sur du vent en jouant du mythe du progrès scientifique et technique et du prestige technologique dans le contexte de compétition susmentionné. Et une fois que le Corps Politique et la Haute Administration ont pris fait et cause pour cette technologie, il leur était difficile de revenir en arrière dans le contexte bien français où les contrepouvoirs dans le domaine de choix hautement techniques sont traditionnellement inexistantes. De ce fait, l'argent a toujours été versé sans compter par l'Etat au CEA pour développer la filière des réacteurs Rapides-Sodium sous l'oeil d'un Parlement unanimement consentant.*

*Une façon pour nous de contrebalancer le pouvoir des grands appareils qui ont engendré le nucléaire civil à partir du nucléaire*

*militaire et qui tentent de nous imposer les surgénérateurs est d'analyser le contenu du discours économique généré autour de ces derniers. Ce qui nous intéresse ici, c'est de nous battre au niveau du seul discours, en montrant qu'il est biaisé, faussé, forcé, souvent incohérent et qu'en conséquence, on ne peut s'en remettre à ce seul discours pour développer les surgénérateurs. Ce qui nous intéresse, c'est d'engager honnêtement une contre-expertise économique là où elle est étrangement absente, ce qui permet au pouvoir des grands Appareils de s'imposer en toute impunité à l'aide de décisions invisibles mais lourdes de conséquences. Ce qui nous intéresse, c'est de montrer, à ceux qui croient à la nécessité économique des surgénérateurs, qu'ils ne demandent qu'à croire le discours officiel. Ce qui nous intéresse, c'est de montrer la nécessité d'une contre-expertise exhaustive et indépendante de la politique énergétique française.*

*Nous n'avons pas tenté ici de nous lancer dans l'élaboration de propositions alternatives au nucléaire en général, mais de procéder à une critique purement interne du discours des Nucléocrates sur les surgénérateurs. Par exemple, le discours officiel dit, avec plus ou moins de précautions oratoires : « les surgénérateurs seront compétitifs en 1990 par rapport aux réacteurs à eau légère » et nous montrons que ceci n'a guère de sens et que l'argument relèverait de la publicité mensongère... Nous ne nous attaquons donc pas ici au mythe de croissance énergétique nécessaire au progrès social et au bien-être, au mythe du retour à l'indépendance énergétique... Nous ne tenterons pas d'évaluer le potentiel d'économies d'énergie, ou d'énergies renouvelables... D'autres que nous : la CFDT, M. Bosquet, le groupe de Bellevue, l'IEJE, l'ont déjà fait avec beaucoup de clarté; nous sommes convaincus que beaucoup de possibilités technico-économiques existent pour réduire la dépendance énergétique de la France à des coûts parfaitement compétitifs avec les filières nucléaires. Mais il ne nous apparaît pas utile d'y revenir ici quand certaines évidences, encore loin d'être familières à un large public ou à un certain nombre d'hommes politiques, doivent être dites et répétées. Et, si nous comparons les surgénérateurs aux réacteurs à eau légère, si nous estimons qu'au vu de l'incertitude sur les ressources d'uranium, il n'est pas sérieux d'invoquer une rareté définitive de l'uranium pour justifier la commercialisation accélérée des surgénérateurs, cela ne signifie pas que nous sommes pour un programme de réacteurs à eau légère. Encore une fois, nous nous sommes simplement attachés à étudier avec rigueur les arguments des Nucléocrates sur les surgénérateurs.*

## 1. QUELS SONT LES ARGUMENTS OFFICIELS EN FAVEUR DES SURGENERATEURS ?

### **Le surgénérateur, clé de voûte du programme gouvernemental**

Les arguments sous-tendant le programme français de développement des surgénérateurs sont étroitement imbriqués dans l'ensemble du discours officiel concernant la politique énergétique française :

- la croissance de la consommation énergétique se poursuivra dans le futur, tant en France que dans le monde;
- les réserves de combustibles fossiles seront insuffisantes pour satisfaire les besoins futurs d'énergie de l'ensemble des pays;
- la France est particulièrement vulnérable, ne disposant pas de ressources locales importantes;
- le seul recours possible est l'énergie nucléaire dans l'hypothèse où les mesures d'économie d'énergie se seraient montrées efficaces;
- la commercialisation accélérée des surgénérateurs permettra de résoudre le problème d'approvisionnement en uranium et de se passer complètement des sources naturelles d'énergie.

Les choix énergétiques français, à travers ces arguments, apparaissent non comme des données, mais « comme la réponse à la nécessité et à l'évidence ». Cela empêche tout débat puisique, d'emblée. le problème est enfermé dans de prétendues contraintes de nécessités techniques et économiques, masquant la dimension politique et sociale des choix.

Le programme de développement des surgénérateurs, prolongement des programmes nucléaires actuels, confère une cohérence globale à la politique énergétique officielle. Ce serait le moyen de retrouver une situation de pléthore énergétique à bas prix sans assujettissement à la Ressource Naturelle. Les économies d'énergie n'auront donc qu'un rôle transitoire tandis que les énergies renouvelables décentralisées devront se contenter d'un rôle marginal, ce qui expliquerait la faiblesse de l'effort public de promotion des unes et des autres.

### **Un choix technocratique**

Il n'existe, à l'heure actuelle, aucun rapport officiel d'évaluation du programme surgénérateur comparable aux rapports que publie régulièrement la Commission Consultative pour la Production d'Electricité d'Origine Nucléaire (P.E.O.N.) sur le programme de centrales à eau légère PWR. Les arguments officiels sont exposés uniquement dans les revues du lobby nucléaire français. A fortiori, aucune contre-expertise des arguments techno-économiques officiels n'a jamais été menée. Quand on s'avisera de la nécessité d'un contrôle du choix technologique, si on s'en avise un jour, le programme de commercialisation des

Rapides sera engagé de façon si irréversible qu'il apparaîtra difficile de revenir en arrière. Beaucoup de décisions lourdes de conséquences ont été prises en France subrepticement, en obéissant apparemment à la logique de l'immédiat, sans aucune publicité ou débat jusqu'au jour où la décision était prise. Les surgénérateurs obéissent à cette logique et le discours construit autour se révèle forcément fragile, comme nous allons le voir.

### Trois arguments économiques pour le surgénérateur français :

- La compétitivité future de la filière
- La meilleure utilisation de l'uranium naturel
- L'avance technologique de la France, qui permet d'espérer la conquête de certains débouchés à l'exportation.

L'argumentation officielle des hommes politiques et celle des technocrates de l'industrie nucléaire n'est pas toujours concordante sur ces points. Les premiers restent très sensibles à tout ce qui semblerait alléger la dépendance énergétique de la France, tandis que les seconds cherchent plutôt à convaincre les firmes de production électrique européennes de la compétitivité future des surgénérateurs pour pouvoir leur en vendre. D'après le président de la République, « les surgénérateurs ont pour conséquence de permettre l'utilisation de tout l'uranium... Or le problème de l'approvisionnement du monde en uranium naturel va se poser très vite, dès 1985-1990. Peut-on renoncer a priori à l'usage de techniques qui multiplient par cinquante le potentiel énergétique dont on dispose ? Ce n'est pas une décision que l'on peut prendre sans en avoir apprécié toutes les conséquences pour la France qui a des quantités limitées d'uranium naturel et qui dépendra donc de ses approvisionnements extérieurs... » (1). De leur côté, les dirigeants du CEA ou de la firme Novatome (qui construit les surgénérateurs) (2) sont bien moins soucieux de connaître le taux de surgénération de Phénix ou de Super Phénix que de proclamer la compétitivité des surgénérateurs par rapport aux réacteurs à eau légère dès 1990-1995 ou dès la 10<sup>e</sup> unité construite, sans apporter le premier élément de preuve. Les aventures malheureuses du coût d'investissement ou du combustible des réacteurs à eau légère n'ont guère servi de leçon.

(1) Interview de V. Giscard d'Estaing in *Le Monde*, 7 mai 1977, p. 2.

(2) - Audition de G. Vendryès (patron du programme Surgénérateur depuis l'origine) au Conseil Général de l'Isère in Creys-Malville : Le dernier mot?, 1976, Presses universitaires de Grenoble, p. 31.

- Exposé de Rozenholc (Directeur général de Novatome) à la foire Nucléx de Bâle en 1978 rapporté in *Revue Générale Nucléaire (RGN)*, décembre 1978.

## 2. LA COMPETITIVITE INCERTAINE DES SURGENERA-TEURS

### Une idée « raisonnable » de l'incertitude

Prévoir quinze ou vingt ans à l'avance, le niveau de coût d'une technologie en cours de développement est un exercice périlleux qui ne semble pas décourager les promoteurs de la filière.

Face à l'incertitude sur les différents paramètres de coût du kWh, les auteurs consultés (3) utilisent le même type de précautions oratoires qu'il est intéressant de mentionner ici. Par exemple J. Baumier écrit :

« Les résultats ne valent que ce que valent les hypothèses et les coûts de construction qu'il est **raisonnable** d'espérer (p. 140) (...). Il faut bien entendu faire un certain nombre d'hypothèses et il suffit, pour atténuer les risques d'erreur dans les conclusions, d'étudier la sensibilité des paramètres à des variations **raisonnables** de ces hypothèses (p. 144) (...). En conclusion il semble **raisonnable** d'avancer qu'en 1990, le coût du kWh PWR sera de 7 à 8 c (...) et celui fourni par les surgénérateurs de 6,5 c (...) (p. 147). »

Ce qui, de notre point de vue, nous semble bien imprudent, voire « déraisonnable » ou même irrationnel. Le « raisonnable » de J. Baumier est une clause de style destinée à faire croire que énoncé par J. Baumier (et détaillé dans le tableau 2 - colonnes 1975) contredit de façon caricaturale cette pseudo-prudence.

L. Thiriet tient un discours comparable :

« L'apparente précision des coûts ne doit pas masquer leur incertitude réelle et inévitable » (p. 92)

ce qui ne l'empêche pas de faire état d'une fourchette de coût sur les surgénérateurs aussi étroite que sur les réacteurs à eau légère (tableau 2 - colonne 1976).

Mais le discours le plus contradictoire est encore celui que développe A. Ferrari. En 1977, celui-ci produisait une évaluation du coût du kWh surgénérateur qui, par miracle, se situait exactement au même niveau que celle du coût du kWh PWR (tableau

(3) J. Baumier (Technicatome CEA). *Le coût des surgénérateurs est-il sous-évalué?* Revue Générale Nucléaire, 1976, n° 2.

L. Thiriet (CEA), *L'énergie nucléaire*, Dunod, 1977, p. 92.

Ferrari-Delayre-Guillet-Mongiôt (CEA), *L'utilisation du plutonium. Notes d'information du CEA*, octobre 1977.

Ferrari-Kremser-Pierre (CEA), *Choix des filières et utilisation optimale des ressources en matière nucléaire*, in Annales des Mines, mai-juin 1978, p. 92.

2 - colonne 1977). L'année suivante, en 1978, le même auteur écrivait :

« Il est encore trop tôt pour donner des évaluations du coût du kWh qu'ils produiront (...) (p. 92) »

ce qui ne l'empêchait pas d'ailleurs de conclure dans le même article :

« Ainsi, c'est vers 1995 que, même sans changement des prix de l'uranium, les surgénérateurs approcheraient de la compétitivité (...) (p. 93). »

Comment en arriver à une telle conclusion, même au conditionnel, si ce n'est en utilisant implicitement des évaluations de coût qui ne figurent pas dans le texte ?

Quoiqu'il en soit, vu la remarquable convergence des différentes estimations de la compétitivité des surgénérateurs, vu aussi l'appartenance des différents auteurs au même organisme, il ne nous semble pas excessif de conclure que le « raisonnable » s'apprécie par rapport à ce qu'il faut tout de même démontrer, à savoir l'intérêt économique des surgénérateurs.

Les résultats des calculs économiques mentionnés reflètent au mieux le souhait des organismes publics ou privés, qui ont intérêt au développement de la filière.

Revenons en effet à la méthode d'évaluation utilisée et tentons d'apprécier comment le raisonnement est progressivement biaisé. Le point de départ de cette évaluation est le coût constaté des prototypes de la filière. Par la suite, on lui fait subir des baisses hypothétiques dues à la croissance de taille des réacteurs ou des usines de fabrication ou de retraitement du combustible ou aux économies réalisées grâce à la production en série ou à la simplification de la conception du réacteur.

Cette méthode avait été utilisée pendant la décennie soixante pour l'évaluation, au dixième de centimes près, du coût du kWh sortant des centrales de la filière Graphite-Gaz ou des filières à eau légère, et ont servi à justifier en 1969 l'abandon de la filière dite française par un écart de coût ridicule (0,4 c/kwh) alors que, par la suite, le coût du kWh s'est envolé vers des sommets qui ne sont pas encore atteints...

La filière des réacteurs à eau légère était supposée éprouvée en 1969 et l'industrie française capable d'acquiescer d'emblée le savoir-faire industriel sur une technologie qu'elle n'avait pas développée. Le tableau n°2 montre l'évolution des estimations officielles du coût d'investissement PWR, évolution qui reflète bien l'incertitude entourant toute technologie n'ayant pas atteint le stade de maturité industrielle. Il y a tout lieu de croire qu'il en sera de même des évaluations de coût du kWh surgénérateur.

**Tableau 1 : Evolution des estimations officielles du coût des kWh des surgénérateurs de série par rapport au coût des kWh des réacteurs à eau légère (Francs courants).**

Année estimation	1970		1976		1977		1979	
	LWR	FBR	LWR	FBR	LWR	FBR	LWR	FBR
Investissement F/kWh	1170	925-1700	2060-2160	2600-2920	2700	3790	3 500	4 700
Amortissement c/kWh	2.16	1.71-3.15	3.8-4.0	4.8-5.4	5.0	7.0	6.2	8.2
Exploitation c/kWh	0.72	0.69	1.8-2.0	1.8-2.0	2	2	2.3	2.5
Combustible c/kWh	0.94	0.44	2.2-2.4	0.9-1.2	3.0	1.0	3.9	3.9
TOTAL c/kWh	3.82	2.84-4.28	7.8-8.4	7.5-8.64	10.0	10.0	12.4	14.6

Remarque : Année de référence : mise en service en 1990-1995 (sauf pour l'estimation de 1970).

Facteur de charge moyen utilisé : 75 %.

Sources :

1970 - Rapport de la Commission PEON - Tome II - p. 68 (Doc. du MIR).  
 1975 - J. Baumer - Le coût des surgénérateurs est-il trop élevé ? RGN n° 2 - p. 144.

1976 - L. Thiriet - L'Energie Nucléaire - Dunod - 1976 - p. 92.

1977 - Ferrari - Delayre - Guillet - Mouguiot - L'utilisation du plutonium - Notes d'information du CEA - Octobre 1977.

J. Charles - le coût du nucléaire - CEA - mai 1980 - p.39

**Tableau 2 : Evolution du coût officiel d'investissement des réacteurs à eau légère (F/KW)**

	Monnaie courante	Monnaie 1977
1970	1170	2085
1972	1090	1940
1974	1325	1775
1975	1700	2025
1976	2100	2310
1977	2650	2650
1978	2 900	2 650
1979	3 500	2 950
1980	3 800	2 950

Source : Rapports de la Commission PEON.

## 2.1 LE COUT DU KWH PRODUIT PAR LES PROTOTYPES RAPIDES-SODIUM

### Le coût d'investissement : un coût traditionnellement sous-évalué

Pour ce qui concerne le coût des prototypes, on ne peut qu'être stupéfait des divergences d'appréciation du coût de Phénix. Un dirigeant d'E.D.F., interrogé par P. Simmonot, a affirmé :

« Phénix a coûté très cher. On dit quatre milliards de francs. C'est au moins trois fois plus. On m'a cité des chiffres extravagants... » (4)

tandis que le C.E.A. avance une estimation de l'ordre du milliard de francs (5).

En 1970, à partir du devis prévisionnel de Phénix qui ne fut mis en route qu'en 1973, le rapport de la Commission PEON estimait le coût futur d'un prototype de 1 000 MW à 2 420 + 240

(4) P. Simmonot, *Les nucléocrates. Presses universitaires de Grenoble*, p. 161. Le dirigeant en question a toute l'éloquence de Marcel Boiteux.

(5) Une histoire court d'ailleurs dans les couloirs du CEA à propos de cette estimation. Lors de la construction d'un dossier économique sur l'énergie à des fins de publication dans le *Bulletin d'Information Scientifique et Technique du CEA* (1977, n° 221), les différents services concernés avaient dû fournir leur évaluation du coût du réacteur Phénix. On aboutit à des différences très importantes; publier les estimations hautes aurait laissé entendre aux détracteurs des Rapides qu'ils ne seraient jamais compétitifs. L'émotion passée, il fut décidé de publier l'estimation basse d'1 milliard de francs qui ne comptabilise ni les coûts de recherche et développement, ni les coûts d'ingénierie, ni les intérêts financiers supportés pendant la construction.

F/kW (en monnaie 1978 (6)). La N.E.R.S.A. estimait, en décembre 1976, le coût de Super Phénix à 6 170 F/kW, soit environ deux fois plus que le coût d'un réacteur à eau légère (7). Le Ministère de l'Industrie, en réponse à une question de la Commission des finances, annonce à l'automne 1978 un coût approximativement identique (8).

Aucun renchérissement de coût n'aurait donc eu lieu depuis 2 ans, si l'on en croit les seules informations officielles dont nous disposons. Pourtant un nombre important d'avenants aux contrats entre la N.E.R.S.A. (la filiale d'E.D.F.) et Novatome (le constructeur) ont déjà été signés : par exemple 4 boucles supplémentaires ont dû être rajoutées in extremis pour évacuer la puissance résiduelle. Pourtant la mise en application de la procédure d'Assurance Qualité (visant à contrôler sévèrement la conformité des pièces) ne manquera pas de peser forcément sur les coûts du fait de l'accroissement des délais de réalisation ou la mise au rebut des pièces refusées au contrôle (comme ce fut le cas pour les réacteurs PWR de Framatome). Il en est de même d'ailleurs pour les mesures de renforcement des normes de sécurité et de contrôle imposées par le Service Central de Sécurité des Installations Nucléaires (S.C.S.I.N.), mesures que ne manquent pas de critiquer ouvertement les dirigeants de Novatome dont les propos sont rapportés avec empressement par le très pronucléaire *Enerpresse* :

« Il a été fait état au cours des séances de discussion (de la Conférence Nuclex de Bâle d'octobre 1978) de difficultés et de retards provoqués par des modifications des normes de sécurité (de Super Phénix). L'impression générale est que les problèmes administratifs ne sont pas toujours surmontés. On peut même se demander parfois comment ils seront surmontables à l'estime de M. Ville-neuve, directeur général adjoint de Novatome » (9).

(6) *Rapport de la Commission PEON, 1970. Document du ministère de l'Industrie et de la Recherche, t. 2, p. 69.*

*En monnaie 1970, le coût était de  $1300 \pm 130$  F/kW. Ce coût s'entend intérêts intercalaires inclus, mais hors première charge de combustible.*

(7) *Source : Rivera (L.). NERSA. Coût du kWh de la centrale de Creys-Malville. Estimation à la date du 1<sup>er</sup> septembre 1976. 5 p.*

(8) *4,9 milliards en monnaie 1977 hors intérêts intercalaires. Questions posées au Gouvernement, J.-O. de l'A.N. Rapport n° 570, Annexe 2, p. 52.*

(9) *Enerpresse n° 212, octobre 1978, p. 1.*

D'autres indices laissent à penser que Super Phénix coûte beaucoup plus cher que l'évaluation du Ministère de l'Industrie. Le financement de la part française de Super Phénix (51 %) est réparti entre E.D.F. qui paie l'équivalent d'un réacteur PWR de même taille et le C.E.A. qui est supposé payer le reste, c'est-à-dire le surcoût. Or, alors que le programme de recherches du C.E.A. sur les Rapides-Sodium avait jusqu'à présent toujours bénéficié de l'ensemble des montants nécessaires, pour la première fois en 1979 ces montants ont été limités pour pouvoir payer le surcoût de Super Phénix.

Précisons d'ailleurs au passage que le C.E.A. effectue des études pour Novatome dans le cadre du projet Super Phénix et réalise des essais pour les constructeurs (en particulier les essais au sodium) dont les coûts ne sont pas comptabilisés dans le devis affiché; ce serait, paraît-il, la cotisation du C.E.A. à Novatome dans laquelle il participe pour 34 % du capital...

Bref, il y a de très bonnes raisons de croire que le coût officiel de Super Phénix est sous-évalué et a sensiblement augmenté depuis deux ans, et il y a tout lieu de penser que les dérapages de coût continueront de se produire. Il a bien été fait état en Conseil d'Administration d'EDF début 1979, d'un coût de 9,3 à 9,7 milliards de francs. Mais ce coût est un coût comptable intégrant les hausses inflationnistes prévisibles jusqu'en 1983, date de démarrage du réacteur. Et en ramenant ce devis en monnaie de 1978 pour le comparer aux autres (en utilisant l'échéancier utilisé par EDF pour ses réacteurs de 1 300 MW et en supposant une décroissance progressive de l'inflation jusqu'au niveau officiellement prévu de 6,6 % en 1983), on retombe approximativement sur un chiffre voisin du devis du Ministère de l'Industrie (7,5 milliards de francs en monnaie 1978).

Il est hélas difficile de se servir des exemples étrangers : Clinch River et F.F.T.F. aux U.S.A., Kalkar en Allemagne, pour cerner d'un peu plus près le coût, car les devis ne sont pas du tout estimés de la même façon et les projets en question ont été gérés de façon très différente (10), les industriels ayant joué un rôle beau-

*(10) Le coût du FFTF (400 MWth) en cours d'achèvement depuis 5 ans (!) est passé de 87,5 millions de \$ en 1968 à 200 millions en 1973 et 1200 millions en 1977!*

*Quant au projet de Clinch River (380 MWé), il a vu passer son devis de 1200 \$/kW en 1970 à 1840 \$ en 1972, puis à 5260 \$/kW en 1977 avant même qu'aient commencé les travaux totalement suspendus depuis mars 1977 par les décisions du président Carter.*

*Ces coûts sont estimés en monnaie courante; ils incluent les hausses inflationnistes (6 % par an) de même que certains coûts de recherche et développement. Ils reflètent avant tout la mauvaise gestion des projets, vu les rivalités entre les firmes concernées par les projets.*

*En Allemagne, le projet Kalkar (280-300 MWé) était estimé vers 1962 à 165 millions de DM; en 1969, à 500 millions de DM; en 1975, à 2,27 milliards de DM sans qu'il soit possible de définir précisément une évaluation à l'heure actuelle.*

coup plus important qu'en France. On peut toutefois noter que Super Phénix coûte officiellement environ 6 000 F/kW tandis que Phénix construit sous la maîtrise d'œuvre du C.E.A. n'aurait coûté officiellement que 5 000 F/kW (11); logiquement le progrès technique ou la croissance de la taille aurait dû permettre une réduction substantielle du coût. Il est vraisemblable que Novatome, entreprise privée, s'est prémunie contre certains risques financiers dans ses propositions et qu'elle évalue largement le prix payé par la N.E.R.S.A. pour la qualité des composants. L'avenir dira si la hausse des coûts réels n'épuisera pas rapidement la marge de manœuvre de cette firme dans ses négociations avec E.D.F.-N.E.R.S.A.

Faute d'informations précises, nous ne pouvons donc avancer aucune contre-évaluation face à celle du Ministère de l'Industrie : 7,5 milliards de francs 1978 (coût direct et intérêts intercalaires). Quel sera le coût final de Super Phénix ? Nul ne peut le dire à priori; toutefois nous croyons savoir, d'après nos renseignements, que si le coût par kW de Super Phénix dépasse 3 fois celui d'un réacteur à eau légère, la Direction de l'Équipement d'E.D.F. aura bien du mal à se laisser convaincre de poursuivre dans la voie des Surgénérateurs (d'où peut-être les récriminations des dirigeants de Novatome contre les services de sécurité nucléaire).

Quoiqu'il en soit, Super Phénix serait déjà 2 à 2,5 fois plus cher qu'un réacteur à eau légère; de plus, l'écart du coût officiel de sa première charge de combustible et des deux premières recharges avec celles d'un réacteur à eau légère serait du même ordre de grandeur (1 milliard de francs comparés à 300-400 millions de francs).

(11) Sur la même base monétaire (monnaie 1978 et intérêts intercalaires inclus).

**Encart n°1****Montant de certains investissements particulièrement utiles à la collectivité**

Quelques points de repère :

1 hôpital de 150 lits ..... 20 à 25 millions de francs  
 1 CEG ..... idem  
 3 km d'autoroutes ..... idem  
 1 central téléphonique (20 000 lignes), 120 millions de francs

1 bombe à neutrons avec son missile ..... 35 millions  
 1 bombardier ..... 50 millions  
 1 sous-marin atomique sans missile ..... 700 millions  
 1 porte avion nucléaire ..... 1,3 milliard  
 1 base de missiles intercontinentaux ..... 1,3 milliard  
 1 réacteur Phénix de 250 MW ..... 1,3 à 4 milliards  
 1 réacteur à eau légère de 1 300 MW  
 (coût comptable) ..... 4 à 5 milliards (PALUEL)  
 1 SuperPhénix (coût comptable) 10 milliards (actuellement)  
 1 usine de retraitement de combustible  
 de type UP3 ou Goerleben (RFA) 10 milliards (actuellement)  
 1 programme Surgénérateur (58-78) ..... 10 milliards  
 1 usine d'enrichissement Eurodif  
 (sans les centrales adjointes) 22 milliards (actuellement)  
 1 programme Concorde  
 (France + Grande-Bretagne) ..... 24 milliards

**Pour comparaison**

1 investissement en Mer du Nord  
 pour extraire 1 MTEP/an ..... 0,5 à 0,9 milliard  
 1 raffinerie de 2 MTEP/an ..... 0,3 à 0,4 milliard

**Encart n°2****Quelques définitions utiles**

**Actualisation** : l'actualisation est une pratique économique comparable à la pratique de l'intérêt financier. Elle permet de comparer des échéanciers économiques différents en attachant une valeur dégressive aux recettes ou dépenses unitaires des années futures :

1 F l'année n vaut  $1 / (1+a)^n$  F ramené à la date 0 si a est le taux d'actualisation.

**Facteur de charge** : quotient de la quantité d'énergie électrique effectivement fournie pendant un intervalle de temps donné (ici, l'année) sur la quantité d'énergie électrique maximale qui pourrait être produite pendant le même temps.

**Nombre d'heures actualisées** : concept abstrait permettant de calculer l'amortissement du coût d'investissement d'une centrale électrique lors du calcul du prix de revient du kWh produit. Le nombre d'heures de fonctionnement d'une centrale, et donc sa production de l'année n, est « corrigée » par un taux d'actualisation.

Cette procédure a pour conséquence de minorer la valeur des mêmes productions ou recettes immédiates. Son impact sur une production ou une recette future a le même effet qu'un taux d'escompte

soit  $P_0, P_1, \dots, P_t$ , les heures de fonctionnement de l'année 0 à t,

soit  $a$ , le taux d'actualisation,

soit  $N$ , le nombre d'heures actualisées,

$N = P_0 + P_1/1+a \dots + P_t/(1+a)^t$

Tableau 3 : Evolution du devis de Super Phénix (en milliards de francs).

DATE	Source	Septembre 1976	Septembre 1978	Octobre 1978
		NERSA	Min. de l'industrie	Novatome
	Monnaie	1976 1978	1977 1978	1978
	Chaudière	2600 3146	3000 3300	?
	Matériel mécanique et électrique	700 847	272 300	?
	Génie Civil. frais de site...	550 665	223 245	?
	Aléas	190 230		
	Frais d'ingénierie	360 435	1415 1555	?
	Total coût direct	4400 5323	4910 5400	5350
	Intérêts intercalaires (1)	1700 2057	?	?
	TOTAL devis	6100 7380	?	?

Source :

Novatome : Revue Générale Nucléaire - 1978 - n°5 - p. 427.

Remarque (1) :

Les intérêts intercalaires correspondent aux intérêts financiers sur les sommes immobilisées pendant la construction de la centrale.

Remarque (2) :

Les intérêts intercalaires ont été calculés ici dans les mêmes conditions que dans l'évaluation NERSA.

## La soi-disant compétitivité de Malville par rapport aux centrales classiques

Tout est permis pour faire croire à l'intérêt économique des surgénérateurs. Dans un contexte de totale impunité où personne ne prend la peine d'étudier et de critiquer les évaluations de la N.E.R.S.A., d'E.D.F. et du C.E.A., certains vont même jusqu'à affirmer que « le coût du kWh Super Phénix sera non pas de l'ordre de grandeur, mais inférieur à celui produit actuellement par les centrales à combustibles fossiles »!! (12). Nous avons pu avoir connaissance des estimations de la N.E.R.S.A. (13) de septembre 1976 dans une note à usage interne où l'auteur ne s'embarrasse guère de précautions :

1) valeur unique du coût d'investissement (pas de marge d'incertitude),

2) durée de réalisation de 68 mois (mise en service industrielle en novembre 1982 (14)) pour les calculs des intérêts intercalaires,

3) excellent fonctionnement de la centrale (75 % environ de facteur de charge),

4) valeur unique pour le coût du cycle du combustible.

Malville n'est pourtant pas une centrale de série d'une technologie éprouvée, mais d'abord un prototype. La rigueur commanderait d'adopter une certaine prudence pour le coût d'investissement, le facteur de charge et le coût du combustible.

Le prototype Phénix a subi bien des ennuis techniques depuis son démarrage. Son facteur de charge moyen s'établissait fin 1978 à 46 % du fait d'un arrêt prolongé de quelques mois (15); mais qui peut prédire que Super Phénix ne se heurtera pas à des problèmes techniques qui le contraindront à l'arrêt ou au fonctionnement à puissance réduite de façon chronique?

Au niveau du combustible, chaque poste du coût (achat de plutonium, fabrication, transport, retraitement...) reste entâché d'une profonde incertitude. Une contre-expertise du groupe parisien des Amis de la Terre montre par exemple que la première charge de Super Phénix et les deux recharges suivantes coûte-

(12) Jean-Michel Fauve, haut fonctionnaire de la Cellule nucléaire de la Direction de l'Energie du ministère de l'Industrie. *Auditions du Conseil Général de l'Isère de septembre 1976.*

Creys-Malville : Le dernier mot? déjà cité, p. 124.

Novatome est un peu plus prudente : « Le coût du kWh de Super Phénix sera vraisemblablement très voisin du coût du kWh d'une centrale classique répondant aux normes modernes de pollution. » Rozenholz et al., exposé à Nuclex 78, RGN, déc. 78, p. 478.

(13) L. Revira, déjà cité.

(14) On parle maintenant officiellement du 2<sup>e</sup> semestre 1983.

(15) *Nuclear Engineering International*, March 1979, Vol. 4, n° 282, p. 67.

raient 2,6 fois plus cher que le montant annoncé par Novatome (16). Quant aux problèmes techniques du transport et du retraitement, ils sont loin d'être résolus; le retraitement des combustibles de Super Phénix n'a encore fait l'objet d'aucune offre commerciale...

Quoiqu'il en soit, même avec les hypothèses pour le moins optimistes de la N.E.R.S.A., le coût du kWh de Super Phénix est très largement supérieur au coût du kWh produit par les centrales classiques au charbon ou au fuel estimé par le rapport P.E.O.N. 1978 (17) (17,05 c/kWh contre 13,4-14,4 c/kWh).

Avec des hypothèses prudentes (coût d'investissement de 2,5 à 3 fois plus élevé que celui d'un PWR de 1 200 MW), l'écart de compétitivité est encore plus important; et dans un cadre encore plus modéré, le coût du kWh produit par Super Phénix pourrait être deux fois plus élevé que le coût du kWh produit par une centrale thermique classique (29,5 c/kWh contre 12,6 à 14,4 c/kWh).

La sous-estimation des coûts et la surestimation des avantages a toujours été une caractéristique des évaluations de coût du nucléaire depuis les origines des recherches sur l'atome civil. Ainsi, dans l'euphorie des trains de commande de centrales à eau légère aux Etats-Unis vers 1965, General Electric avait annoncé qu'elle lancerait des surgénérateurs commerciaux et compétitifs vers 1975. Cette annonce fit un certain effet en Europe et contribua à accélérer les projets de construction des prototypes de 250 MWe au Royaume-Uni, en France et en Allemagne. Dans ce dernier pays, le centre nucléaire de Karlsruhe, instigateur du programme allemand, prévoyait en 1968 que les surgénérateurs fourniraient dès 1970 du courant 15% moins cher que les réacteurs à eau légère, à partir des estimations américaines (18). Les affirmations des pouvoirs publics, du C.E.A., de Novatome ou d'E.D.F.-N.E.R.S.A. à propos de Super Phénix relèvent du même type d'intoxication grossière en s'évertuant à faire croire que le réacteur de Creys-Malville sera intéressant économiquement. Il est permis d'ailleurs de s'interroger sur cette maladresse car, au nom du prestige technologique et industriel, au nom d'une soi-disante indépendance énergétique, combien de citoyens français seraient prêts à accepter n'importe quel projet grandiose, comme ce fut le cas à maintes reprises par le passé.

(16) Source : G.O., janvier 1979. Pour ce faire, Y. Lenoir évalue le prix du plutonium à partir du coût du retraitement actuel et du prix de l'uranium.

(17) Notes d'information CEA, juillet-août 1978, n° 7-8, p. 4-5.

(18) O. Keck, Comment est né le programme allemand de surgénérateurs? La Recherche, décembre 1978.

Tableau 4 : Comparaison du coût du kWh Superphénix avec le coût du kWh des centrales classiques.

Monnaie 1978	Super Phénix		Centrales classiques	
	Calcul NERSA	Calcul CUSPAN	Charbon	
Nb d'heures actualisées	54 000	45 500	PEON 78	CUSPAN
Coût d'investissement F/kWh	6 090	8 000-10 000	59700-60700	id. PEON
Amortissement de la charge d'investissement c/kWh	11,25	17,5-21,9	3,1-1,2	3,1
Coût du cycle du combustible c/kWh	3,18	3,2-5,0	7-12	7-10
Charges d'exploitation c/kWh	2,62	2,60	2,2-2,6	2,2-2,6
Coût total c/kWh	17,05	23,3-29,50	12,6-19,0	12,2-15,6

Remarque sur tableau 4 :

La hausse des centrales au charbon ou au fuel entre 1977 et 1978 aurait été, d'après le rapport PEON 78, de 7 à 35 % en monnaie constante. Pendant ce temps le nucléaire PWR aurait vu son coût décroître de 3 % environ.

Le coût de base d'une centrale au charbon a été établi par rapport aux devis de centrale construite à l'unité et nécessitant la remise en route d'ateliers en sommeil. Le réacteur PWR de référence est celui d'un train de commande d'une quinzaine... 2 poids, 2 mesures!

Nous avons repris, pour nos évaluations, les données de 1977 et nous leur avons fait subir une évolution comparable à celle de l'inflation.

L'absence de possibilité de contre-expertise permet le développement d'un discours totalement manichéen, qui n'admet même pas de nuancer l'argumentation, alors qu'au fond le coût du kWh de Super Phénix n'est pas déterminant dans le projet. En effet, le but stratégique du programme Rapides-Sodium n'est-il pas, nous dit-on, de permettre à la France de retrouver, d'ici deux ou trois décades, les délices de l'abondance énergétique à bas prix dans l'indépendance. Mais voyons ce qu'il en est du prix du kWh des surgénérateurs de série?

## 2.2 LE COUT DU KWH DES SURGENERATEURS DE SERIE

### Le bluff

A partir d'un prototype, le coût d'une filière est censé décroître sous l'influence de plusieurs facteurs dont les principaux seraient :

1) les effets de taille ou d'échelle, si la taille des installations s'accroît,

2) les effets de série résultant de la production annuelle de plusieurs installations qui permet, entre autres, de mieux amortir les frais fixes du constructeur.

Le saut impressionnant de taille de Phénix à Super Phénix (250 à 1 200 MW) (19) et les projets avortés de réalisation de réacteurs de 1 800 MW (Projets baptisés Saône I et II) manifestaient visiblement une foi profonde dans le dogme des effets de taille ou d'échelle sur lequel a reposé un des axes d'industrialisation des technologies nucléaires. Mais les aspirations au gigantisme se sont brusquement tues depuis 2 ans devant une série de constatations :

1) Super Phénix coûterait plus cher par KW que Phénix (6 000 F/kW officiellement comparé à 5 000 F/kW comme nous l'avons précisé plus haut);

2) le passage de la taille unitaire des réacteurs à eau pressurisée PWR de 900 à 1 300 MW n'a pas entraîné la baisse attendue

(19) « L'extrapolation la plus hardie que l'on pouvait tenter après la mise en service de Phénix, sans courir de risque déraisonnable » (souligné par nous). A. Dejou (Délégué général à EDF). *Enerpresse* n° 1313, 5 mai 1975.

de coût d'investissement : 10 à 15 % par KW.

Les constructeurs ne souhaitent plus assumer de risques importants : ainsi, alors qu'initialement Super Phénix devait être équipé d'un turboalternateur de 1 200 MW, il sera finalement équipé de deux turboalternateurs de 600 MW (d'ailleurs, le groupe Alsthom-C.G.E. refuse pour les PWR de 1 300 MW de se lancer dans ces tailles au niveau de la partie classique de la centrale). De même, le C.E.A. et Novatome furent défavorables au projet 2 x 1 800 MW de la Direction de l'Equipement d'E.D.F. en songeant aux problèmes techniques déjà considérables posés par la réalisation de Super Phénix. Après bien des discussions, l'ardeur de la Direction de l'Equipement s'est calmée. Les équipes « Projet » d'E.D.F. se sont attelées aux plans d'un réacteur plus modeste de 1 450 MW appelé Super Phénix 2 tandis que 70 ingénieurs de Novatome travaillent dès à présent sur les études d'une chaudière un peu améliorée qui devrait conduire vers 1984-1985 à une prise de commande ferme de deux chaudières de 1 450 MW par E.D.F. (20).

Il ne s'agit donc plus de profiter d'effets de taille hypothétiques, mais des effets de série au niveau du coût de la chaudière.

L'intérêt de Novatome, firme privée, irait plutôt dans le sens d'un gel de la technologie pour créer rapidement les conditions de production de séries standardisées afin de réduire au maximum ses coûts et maintenir un taux de profit appréciable tout en proposant des prix de vente de chaudières en diminution :

« Le caractère répétitif des réalisations ultérieures..., les simplifications de conception et le progrès technique sont des facteurs de baisse importants... et il apparaît que le coût de l'investissement de la chaudière standard de la filière pourrait s'abaisser suffisamment par rapport à celui de Creys-Malville pour que le coût du kWh atteigne un niveau compétitif avec celui des centrales à eau légère »

soulevait récemment M. Rozenholc, directeur général de Novatome (21) qui estime que cet objectif n'est pas hors de portée.

Ceci se traduit au niveau des objectifs à court et à long terme de Novatome. Immédiatement, la firme travaille sur le projet Super Phénix 2 en tentant de réduire son coût de 30% par rapport à celui du réacteur de Creys-Malville (qu'on ne connaîtra d'ailleurs véritablement qu'en 1983, lors de son achèvement).

Le programme de commercialisation, quant à lui, est défini de la façon suivante :

(20) Nuclear News, November 1978, p. 82.

(21) Rozenholc-Megy-Robert, *Surgénérateurs : pour atteindre la compétitivité*. Revue Générale Nucléaire, décembre 1978.

- une paire de 1 200-1 500 MW au début des années 1980
- 8 000-10 000 MW installés en 1992
- 25 000 MW installés en 2000.

L'importance de ce programme devrait permettre d'exploiter non seulement les effets de série, mais encore de profiter des effets de taille au niveau de la fabrication et du retraitement du combustible des Rapides (qui, eux, existent forcément lors du passage des ateliers expérimentaux aux usines de taille industrielle).

Derrière ce raisonnement se profile la toute-puissante logique technocratique conduisant à des décisions monolithiques et irréversibles. Le problème de rentabilité des Rapides Sodium est en effet un cercle vicieux : pour qu'on fasse des surgénérateurs qui aient quelque chance d'être compétitifs, il faut en faire beaucoup. Mais, pour en faire beaucoup, il faut que l'on soit sûr qu'ils soient compétitifs un jour. Les experts et dirigeants d'E.D.F., du C.E.A. et de Novatome brisent ce cercle vicieux en affirmant avec certitude et superbe qu'ils seront compétitifs vers 1990-1995 (bien que les disponibilités de plutonium liées aux difficultés du retraitement puissent limiter la vitesse de pénétration des surgénérateurs et donc l'importance des séries). Il est sûr que, dans le jeu entre ces acteurs et les pouvoirs publics, il est important d'afficher cette certitude de compétitivité pour obtenir les fonds suffisants, nécessaires au passage du stade du prototype au stade commercial. Et une fois que les pouvoirs publics adhèrent aux objectifs du C.E.A., de Novatome et d'E.D.F., il est compréhensible qu'ils fassent état des estimations de ces mêmes organismes. Il serait alors naïf de croire que les estimations du ministère de l'Industrie aient quelque chance d'être objectives. Les coûts officiels ne sont que le reflet des intérêts dominants.

Le bluff sur le coût du kWh surgénérateur n'est d'ailleurs pas nouveau en France; pendant la décennie soixante, pour ne pas rester en arrière des affirmations fracassantes de la General Electric auxquelles faisaient écho l'optimisme de l'U.S. Atomic Energy Commission, le C.E.A. affirmait en 1968 que la raison essentielle de l'effort sur les Rapides dans les différents pays avancés était, non pas tant la surgénération que « l'espoir que, d'ici 10 à 15 ans, ils se seront montrés les plus économiques pour la production d'électricité » (22). En 1971, le Ministère de l'Industrie de l'époque, F.X. Ortoli, allait encore plus loin en affirmant sa quasi-certitude de la nécessité du relais des filières actuelles par les surgénérateurs, quasi-certitude fondée d'abord sur le caractère très compétitif de cette nouvelle filière, ce qui simplifiait considérablement la tâche des politiciens (23). Par la

(22) M. Rozenholc. *Phénix*, in *Energie Nucléaire*, mars-avril 1968, vol. 10, n° 2.

(23) *Energie Nucléaire*, septembre 1971, vol. 13, n° 5, p. 378.

suite, l'optimisme des affirmations des pouvoirs publics, d'E.D.F. mais surtout du C.E.A. ne s'est jamais démenti.

Or la compétitivité future des surgénérateurs par rapport aux réacteurs à eau légère ou aux centrales classiques n'a rien d'évident, et il faut raisonner avec des hypothèses très favorables pour que les Rapides-Sodium présentent un avantage économique déterminant, comme nous allons le voir. Il est nécessaire, pour procéder de façon rigoureuse, de comparer les coûts que continuera à supporter la collectivité pour la mise au point des Rapides-Sodium pendant des années avec les avantages éventuels que ceux-ci seront susceptibles d'offrir d'ici 3 ou 4 décades. C'est ainsi que le problème a été et est posé aux Etats-Unis dans le cadre des procédures d'Evaluation Technologique, instituées depuis 1969 sur les grands programmes de Recherche et Développement et appliquées en particulier au programme Surgénérateurs-Rapides-Sodium (24). Les analyses coûts-avantages ont été menées par l'U.S. A.E.C. (et plus tard l'E.R.D.A. (25)), l'équivalent du C.E.A. Leurs résultats reflètent forcément les intérêts du lobby nucléaire américain et sont, à ce titre, très controversés (26). Mais ces expertises officielles ont l'avantage d'exister et permettent une meilleure confrontation des point de vue, même si nous ne sommes pas d'accord avec l'optimisme des conclusions.

À notre connaissance, aucune étude officielle de ce type n'a été effectuée en France sur ce sujet. Les rapports ou articles d'experts français sur le programme Rapides-Sodium se contentent de faire état de grossiers calculs de compétitivité à partir de quelques hypothèses « raisonnables » sur des paramètres hautement incertains. Et personne n'a encore proposé de comparer les sommes économisées dans 30-40 ans grâce aux surgénérateurs avec les dépenses de recherche et développement actuelles. La raison en est en fait très simple : il faut déjà un peu forcer les hypothèses pour obtenir un coût du kWh surgénérateur moins cher que celui d'un kWh PWR en 2000; si, en plus, l'avantage hypothétique ainsi obtenu dans 2 ou 3 décennies doit être comparé par actualisation avec les 700 millions de francs dépensés annuellement pour la mise au point des réacteurs, il deviendra vite évident que les Rapides-Sodium ne présentent aucun bénéfice social net.

(24) USAEC, *Cost-Benefit Analysis of the US Breeder Reactor Program*. WASH 1126, avril 1969.

USAEC-ERDA, *Proposed Final Environmental Statement, LMFBR program*. WASH 1535, décembre 1974. ERDA 1535 (décembre 1975).

(25) *Energy Research and Development Administration*.

(26) Brian Chow, *The Liquid Metal Fast Breeder Reactor. An economic analysis (National Energy Project)*. American Enterprise Institute for Public Policy Research. December 1975, Washington (76 p.).

## Incertitudes sur les différents éléments du coût du kWh

Tout le problème est de savoir si le surcoût d'investissement des Rapides par rapport aux réacteurs à eau légère peut être compensé par un avantage sur le coût du cycle du combustible. Pour se faire une juste idée de la question, il est nécessaire de savoir que la part du coût du combustible dans le coût total de production d'un kWh PWR est de l'ordre de 30 % tandis que la part de l'investissement est de 50% environ.

## Le coût d'investissement

Traditionnellement les évaluations des organismes de Recherche-Développement nucléaires ont sous-estimé les coûts d'investissement futurs. « Les dépassements de devis et les glissements de calendrier sont, par nature, impossibles à prédire avec précision. Un bon programme de planification se doit d'établir des coûts raisonnables » lit-on dans le rapport de l'U.S.A.E.C. (E.R.D.A.) sur l'évaluation du programme Rapides-Sodium. Mais en réalité les coûts « raisonnables » ne le sont que pour les experts de l'organisme qui ont tendance à oublier les dépassements de devis des réalisations passées. Beaucoup de projets de développement technologique ont pu être maintenus en vie en sous-estimant continuellement leurs coûts; ces dépassements étaient peut-être inéluctables, mais auraient dû et devraient servir de leçons.

Les évaluations dont il est fait état en France et dans le monde sur les Rapides-Sodium sembleraient a priori prudentes. En effet, alors que certains pensaient, il y a quelques années, que le bon rendement, la compacité du réacteur à neutrons rapides, l'absence de pression dans les échangeurs permettraient l'obtention d'un coût d'investissement très modéré (27), l'accord semble maintenant se faire pour reconnaître que ce coût d'investissement sera de toute façon plus élevé que celui des LWR. Mais le degré de « prudence » est très variable d'un expert à l'autre. En parcourant la littérature française et étrangère, on remarque des surcoûts d'investissement s'étalant de 12 à 50 % du coût d'investissement d'un PWR (28). Les estimations les plus faibles font porter le surcoût uniquement sur la chaudière nucléaire, en l'expliquant par la présence d'un circuit intermédiaire au sodium (29). En fait, il est impossible à l'heure actuelle d'estimer sérieusement l'impact économique de l'utilisation du sodium qui nécessite une technologie bien particulière, de l'emploi de matériaux devant résister à de plus fortes irradiations, de la nécessité de

(27) *Rapport PEON 1969. Document du MIR, t. 1, p. 113. Documentation française.*

(28) *Par exemple, les estimations de Westinghouse citées par H. Bethe, prix Nobel américain pronucléaire, font état d'un écart d'au moins 50 %.*

*Hearing on Nuclear Energy, Overview of Major Issues. Hearings before the Subcommittee on Energy of the House of Representatives. Serial n° 94-16, part. 1, p. 707-709-712 (mai 1975).*

(29) *J. Beaumier, op. cit.*

sens ne manquerait pas de retentir sur le coût d'investissement.

Quoiqu'il en soit, l'opinion générale des experts est qu'il existera toujours un surcoût d'investissement. Voyons ce qu'il en est du coût du combustible dont la différence avec celui du kWh PWR doit compenser ce surcoût pour que les surgénérateurs soient compétitifs.

### Le coût du cycle du combustible

Pendant de nombreuses années, les économistes nucléaires estimaient que, le plutonium étant un sous produit, il serait quasiment gratuit. Or il persiste de cette époque l'idée généralement admise que le coût du combustible FBR sera faible. Notre propos est de montrer qu'il n'est rien.

Situons-nous dans l'hypothèse, improbable pour l'heure, où le retraitement du combustible PWR ou celui du combustible FBR sont véritablement opérationnels. Le plutonium alimentant les surgénérateurs proviendra dans un premier temps du retraitement du combustible PWR.

Le fonctionnement des PWR n'implique pas obligatoirement de retraitement, comme le montre le choix américain d'avril 1977. C'est une activité extrêmement coûteuse : 3 000 à 5 000 F/kg U (31) qui se justifie essentiellement par l'option des surgénérateurs. Et il faudra un prix de vente élevé du plutonium pour rentabiliser cette activité (32).

Le développement des surgénérateurs a été mené de façon totalement déconnectée de la mise au point industrielle du retraitement du combustible FBR. Le programme Rapides-Sodium a été mené en supposant que le reste (cycle du combustible, sûreté) suivrait. Or, pour l'heure, les recherches sur le retraitement n'en sont qu'au stade expérimental dans l'atelier-pilote de Marcoule qui a déjà retraité des combustibles oxydes irradiés jusqu'à 65 000 MWj/t. Il apparaît que ces activités de retraitement seront encore plus difficiles à maîtriser sur le combustible FBR (voir chapitre sur le retraitement). Assurer des conditions normales de sécurité pour les travailleurs et l'environnement retiendra fatalement sur le coût du cycle du combustible FBR et donc sur la compétitivité de la filière.

Pour l'heure, les responsables du programme de réacteurs à neutrons rapides se déchargent totalement de ce problème sur les responsables du retraitement, et les difficultés sont minimisées officiellement. Ainsi les économistes du C.E.A. estiment qu'« une valeur plafond peut être appréciée en supposant qu'on opère par dilution dans une usine destinée au retraitement des combusti-

(31) Dix fois plus cher que ce que l'on prévoyait il y a cinq ans.

(32) Du retraitement de combustible LWR, il sort, - outre des déchets radioactifs - de l'uranium encore légèrement enrichi et du plutonium.

bles des réacteurs à eau » (33). Et, d'après eux, même si le coût unitaire du retraitement FBR est supérieur, « l'effet sur le coût du kWh est bien moindre puisqu'un réacteur rapide use une quantité de combustibles trois fois moindre ».

Le problème nous apparaît traiter à la légère. Tant que n'existera pas d'expérience industrielle, toute évaluation du coût du retraitement, quel que soit le sérieux de leurs auteurs, sera incertaine. Mais d'ici là, beaucoup d'années se passeront, car les promoteurs de la filière ne sont pas véritablement intéressés par la surgénération qui est d'abord et avant tout un argument de relations publiques. Ainsi, du fait de son faible taux de surgénération et des pertes au retraitement, Super Phénix semblerait incapable de fournir plus de combustible qu'il n'en consomme (34). D'un autre côté, les programmes du C.E.A. en 1978 ou 1979 n'ont engagé aucun moyen sur l'amélioration des performances en ce domaine (35). L'autarcie des surgénérateurs de série n'est ni pour demain, ni pour après demain et il n'y a pas, dans les 2 ou 3 prochaines décennies, d'autre possibilité pour les alimenter que le retraitement du combustible PWR. Ceci signifie en clair que, vu l'importance des dépenses de retraitement, la nécessité d'équilibrer le bilan économique de cette activité conduit à la définition d'un prix du plutonium élevé (les recettes obtenues par la vente de l'uranium récupéré enrichi à 1 % n'étant pas suffisantes aux prix attendus du minerai d'uranium et de l'enrichissement).

Le combustible FBR (même en imaginant que son retraitement fonctionne bien) supportera des charges financières importantes tout au long des différentes activités jalonnant le cycle du combustible car il supportera des immobilisations très longues à chaque étape. Dans le meilleur des cas, on compte qu'une charge de 5 t de plutonium dans le réacteur nécessite une immobilisation de 3 t en amont et en aval.

Le prix du plutonium ainsi que les coûts de fabrication et de retraitement (36) seront donc appréciables. Il est possible que le coût du cycle du combustible FBR soit un peu en deçà de celui associé au cycle PWR car l'étape de l'enrichissement n'existe pas. Mais il n'est pas acceptable de s'en tenir à une seule valeur du coût ou même à une fourchette étroite de 2 à 3 dixièmes de

(33) Ferrari, Kremser et al., op. cit. p. 92.

Ça n'empêche pas que le combustible LWR subit des taux d'irradiation deux à trois fois moins importants et met en œuvre des concentrations de plutonium beaucoup plus faible (0,6 % pour un LWR, 12 % pour un FBR) qui nécessitent donc des normes de sécurité moins sévères.

(34) Amis de la Terre, Les pertes de plutonium : les conséquences pour la surgénération et les déchets, mai 1978.

(35) Changement de conception du cœur, étude du combustible-carbure, etc..

(36) D'ailleurs Ferrari et al. admettent que les précautions qu'impose le Pu se traduisent par une multiplication du coût (au kg de métal lourd) de l'ordre de 4 ou 5 par rapport au coût de fabrication du combustible PWR.

c/kWh, comme en font état les évaluations françaises mentionnées précédemment.

**Tableau 5 : Rappel des fourchettes de coût du combustible Rapides-Sodium présentées dans les évaluations françaises (en c 1978/kWh).**

(Sources : idem que dans le tableau 1)

1970	1975	1976	1977
0,86	1,24-1,34	1,09-1,45	1,10

En 1978, les économistes du CEA s'en tenaient à des évaluations floues et non chiffrées : « A partir du cinquième surgénérateur, on devrait (souligné par nous) gagner un tiers sur le coût du cycle par rapport à celui qui est actuellement retenu pour les PWR ». En faisant le calcul à leur place, le coût du combustible FBR serait de 2,5 c/kWh contre 3,5 c/kWh pour le combustible PWR (en monnaie 1978), ce qui est nettement plus élevé que les évaluations proposées précédemment. Comme, en même temps, ils estimaient que cinq Rapides pourraient être en service dès 1990, ce coût devrait être atteint vers cette date où les usines de retraitement du combustible PWR devraient fonctionner industriellement et où les usines de fabrication de combustible FBR devraient être suffisamment grandes pour profiter des effets de taille. Mais tout ceci reste bien hypothétique (le coût officiel du cycle du combustible alimentant Super Phénix reste d'ailleurs largement incertain; la NERSA le chiffrait en 1976 à 3,15 c/kWh (en monnaie 1978)). Les estimations du CEA antérieures à 1978 (environ 1 c/kWh) nous semblent totalement irréalistes car il est difficile d'imaginer des réductions du prix du plutonium, des charges d'immobilisation, des coûts de fabrication et de retraitement tels que le coût total du cycle d'un FBR de série se rapproche de 1 c/kWh. L'estimation floue du CEA de 1978, si nous n'avons pas trahi la pensée de ses auteurs, nous semble par contre plus réaliste, comme nous le montre l'exercice suivant :

En prenant un coût du cycle PWR (3,5 c/kWh) diminué de celui de l'enrichissement (0,9 c/kWh) et en considérant le retraitement PWR comme une opération blanche (37), on retombe approximativement sur cette estimation.

Par la suite, afin de procéder à notre propre évaluation nous retiendrons un intervalle de paramétrage de 1 à 3 c/kWh.

(37) C'est-à-dire où les recettes résultant de la vente de l'U ou de Pu récupérés équilibrent les dépenses.

### c) Détermination des conditions de compétitivité des Rapides-Sodium

Tout calcul précis du coût du kWh surgénérateur, même enrobé de certaines précautions oratoires, tels ceux que l'on trouve dans la littérature en provenance du CEA, est mystificateur. De même des formules floues non étayées par le calcul, même si elles sont exprimées au conditionnel, conduisent trop facilement à des conclusions hâtives, comme le prouve la démonstration des économistes du CEA en 1978 qui se ramène aux propositions suivantes :

« A partir du 4<sup>e</sup> ou 5<sup>e</sup> surgénérateur, le surcoût d'investissement **devrait** se limiter à 25 ou 30 % (...) on **devrait** gagner un tiers sur le coût du cycle du combustible (...). Comme cinq surgénérateurs **pourraient** être en service dès 1990, c'est vers 1995, même sans changement de prix de l'uranium, qu'ils **approcheraient** la compétitivité » (38).

Rien ne nous empêcherait de tenir un raisonnement du même type aboutissant aux conclusions inverses, par exemple : « Vu l'importance du surcoût de Super Phénix et les différences importantes entre un PWR et un Surgénérateur (en particulier au niveau des techniques au sodium, au plutonium ou des problèmes de sécurité), il est tout à fait vraisemblable que le surcoût d'un surgénérateur de série ne descende pas au-dessous de 50 % du coût d'un PWR. Vu les difficultés de retraitement du combustible PWR et les inconnues nombreuses sur celui du combustible FBR, le coût du combustible des surgénérateurs devrait rester proche de celui d'un PWR, à moins que le prix de l'uranium triple ou quadruple. Dans ces conditions, les surgénérateurs ne pourraient être compétitifs avant 40 ans. » Notre raisonnement, qui se fonderait sur des doutes exprimés par les milieux nucléaires américains quant à la maîtrise des surgénérateurs et des activités annexes, est tout aussi crédible que le raisonnement du CEA.

Nous préférons, quant à nous, recourir à une méthode plus rigoureuse, celle du doute scientifique, qui consiste à envisager le maximum d'éventualités possibles. En l'occurrence, nous allons paramétrer le surcoût d'investissement des surgénérateurs par rapport aux réacteurs à eau légère et le coût du cycle du combustible FBR et envisager différents couples de valeurs sur ces deux paramètres. Et, dans chaque situation caractérisée par un couple de valeurs, nous chercherons à déterminer dans quelle condition - c'est-à-dire pour quel prix de l'uranium naturel - les surgénérateurs deviennent compétitifs.

(38) Ferrari, Kremser et al., op. cit., p. 93 et 94 (les conditionnels sont soulignés par nous).

En effet les hausses du prix de l'uranium naturel se répercutent sur le coût du cycle PWR, mais pratiquement pas sur celui des surgénérateurs; elles peuvent donc améliorer sensiblement la position compétitive de ces derniers par rapport aux PWR.

Pour simplifier la démarche, nous ferons trois hypothèses importantes.

### **Hypothèse 1 : le coût du cycle du combustible FBR est supposé indépendant du prix de l'uranium**

Dans les calculs du coût du kWh sortant des PWR, la valeur économique de l'uranium et du plutonium récupérés à l'usine de retraitement (si elle marche...) est soustraite des dépenses associées à cette activité. La valeur économique de l'uranium récupéré découle bien évidemment du prix du marché mondial de l'uranium fixé par ailleurs.

Etant donné le coût très élevé du retraitement, les recettes provenant de la vente de l'uranium récupéré ne permettront pas d'équilibrer le bilan économique du retraitement. En conséquence, le prix du plutonium peut être considéré comme défini de telle sorte que les recettes globales équilibrent les dépenses pour rentabiliser le retraitement.

Cette simplification devient discutable si le prix de l'uranium s'accroît sensiblement (200 à 300 %) car, dans ce cas, la valorisation de l'uranium récupéré pourrait dépasser les dépenses de retraitement.

### **Hypothèse 2 : le fonctionnement des deux types de réacteurs est supposé identique.**

Nous comparerons les PWR aux surgénérateurs en supposant que leurs facteurs de charge sont identiques, ce qui ne manquera pas de peser sur les résultats. En effet, compenser un désavantage de 1 500 F/kW, cas extrême envisagé, nécessiterait un écart de coût de combustible en faveur des FBR de 2,7 c/kWh pour un facteur de charge moyen de 75 % et de 3,3 c/kWh pour 60 %. Or, qui peut prédire un fonctionnement très bon des surgénérateurs de série alors que les PWR dont les éléments supportent des taux d'irradiation 3 fois moins élevés sembleraient manifester quelque résistance à fonctionner trois heures sur quatre.

### **Hypothèse 3 : en l'absence d'expérience d'exploitation industrielle des surgénérateurs, on supposera que les frais d'assurance, de main d'œuvre et d'entretien sont identiques pour les deux types de réacteurs.**

Le principe de la méthode est alors très simple : il consiste à rechercher le prix de l'uranium qui rend compétitif les surgénérateurs dont on connaîtrait le coût d'investissement et le coût du combustible.

En appelant N, le nombre actualisé de kWh produits par un kW pendant sa durée de vie,

$I_B$  et  $I_W$ , les coûts d'investissement respectifs d'un kW FBR et d'un kW LWR (en c/kW),

$F_B$  et  $F_W$ , les frais respectifs d'exploitation (en c/kWh),

$C_B$  et  $C_W$ , les coûts respectifs du combustible (en c/kWh),

les coûts totaux du kWh FBR et du kWh LWR s'écrivent :

$$C_B = I_B/N + F_B + C_B$$

$$C_W = I_W/N + F_W + C_W$$

La différence de coûts totaux s'écrit alors,

$$C_W - C_B = \frac{I_W - I_B}{N} + F_W - F_B + c_W - c_B$$

$$\text{ou } C_W - C_B = \frac{I_W - I_B}{N} + c_W - c_B$$

car  $F_W = F_B$  d'après l'hypothèse 3

La positivité de  $C_W - C_B$  permet de définir la zone de compétitivité des surgénérateurs par rapport aux réacteurs à eau légère. Nous retiendrons dans les calculs suivants un facteur de charge de 65 %, ce qui équivaut approximativement à 48 000 kWh actualisés.

Or,  $c_W$ , coût du combustible PWR, est une fonction linéaire du prix p de l'uranium naturel :

- en supposant p exprimé en francs par kilo d'uranium naturel, kilo qui produira par la suite 22 320 kWh,

- en considérant par hypothèse le retraitement comme une opération blanche (les recettes équilibrant les dépenses),

- en fixant à 1,3 c/kWh la somme du coût de l'enrichissement et de la fabrication du combustible,

$c_W =$  coût extraction + coût enrichissement + coût (en c/kWh)  
et fabrication et retraitement

$$c_W = \frac{P}{22\ 320} + 1,3 + 0 \quad (\text{en c/kWh})$$

La différence  $C_W - C_B$  devient

$$C_W - C_B = \frac{I_W - I_B}{48\ 000} + \frac{P}{22\ 320} + 1,3 - c_B \quad (\text{en c/kWh})$$

Elle est fonction uniquement de  $p$  puisque  $I_W - I_B$  et  $c_B$  sont des paramètres définis par ailleurs. Et pour envisager l'ensemble des cas possibles, nous avons choisi d'étudier six cas caractérisés par un couple d'hypothèses sur le surcoût d'investissement  $I_W - I_B$  et sur le coût du combustible  $c_B$  des surgénérateurs; pour chaque couple est en effet calculé l'avantage ou le désavantage du coût du kWh FBR par rapport au kWh LWR pour différents prix de l'uranium. Sur la figure suivante, chacun de ces cas est ainsi caractérisé par une droite  $F(p)$  fonction du prix de l'uranium.

Tableau 6 : Hypothèses envisagées

Cas	Surcoût d'investissement F/kW	Coût du combustible c/kWh
1	1500	3
2	1500	2,5
3	1000	2,5
4	1000	1,7
5	1000	1,0
6	500	1,0

**Remarques :**

1° Nous n'avons volontairement envisagé que des cas où la valeur des deux paramètres évoluait parallèlement. En effet le surcoût d'investissement sera d'autant plus faible que les séries seront importantes; de ce fait, il y a effet sur la taille des usines du cycle du combustible et donc sur le coût du combustible.

2° Dans l'éventualité (encore bien hypothétique) où des surgénérateurs commerciaux seront développés d'ici l'an 2 000, leurs caractéristiques économiques se situeront dans le champ défini par les trois premiers couples de valeur. Les trois derniers couples relèveraient plutôt de l'optimisme fréquent chez les marchands de nucléaire.

Le calcul de  $C_W - C_B$  pour les différentes hypothèses, dont les résultats sont reportés sur la figure, montre qu'à l'évidence les surgénérateurs dépasseront difficilement le cap de la compétitivité même si le prix de l'uranium monte sensiblement. Or les rapports officiels récents sont relativement optimistes sur le prix de l'uranium puisqu'ils envisagent soit une stabilisation au niveau actuel (30 \$/lb d' $U^{235}$  environ) jusqu'en 2000, soit une faible hausse de 2% par an à partir de 1985 (40 \$/lb d' $U^{235}$  en 2000).

Dans ce contexte, pour que les surgénérateurs soient compétitifs en 2000, le calcul montre qu'il faudrait se situer au moins dans le cas n° 4. Le surcoût d'investissement devrait être au



maximum de 1 000 F/KW et le coût du combustible de 1,7 c/kWh.

Les effets de série devraient, pour ce faire, jouer de façon importante, et les normes de sécurité et les contrôles ne point subir de renforcements importants. On ne peut certainement pas compter sur les économies d'investissement induites par une croissance des tailles unitaires des réacteurs puisque, comme il a été rappelé, les industriels viennent de constater que ces économies n'existaient plus à partir d'une certaine taille.

Donc si une tendance à la stabilisation du prix de l'uranium dans la zone des 30-40 \$/lb pendant la période 1978-2000 se manifestait, les surgénérateurs de série ne pourront produire de kWh compétitifs. Le surcoût total du kWh sera de l'ordre de 1 à 2 c/kWh. Mais, même en prenant les hypothèses très optimistes du C.E.A. (cas n° 5 et 6), l'avantage de coût restera voisin de 1c/kWh dans la zone de prix de l'uranium.

Plus généralement, d'ici 50 ans, en se situant dans ces cas 5 et 6 qui reflèteraient la maturité commerciale des Rapides-Sodium et en retenant un prix de l'uranium de 50 à 60 \$/lb, cet avantage économique serait de 1,5 à 2 c/kWh, c'est-à-dire peu de choses par rapport au coût total du kWh sortant des centrales nucléaires.

En effet, le calcul, tel qu'il a été mené, permet de ne pas considérer l'évolution du coût de l'investissement PWR sur le long terme, puisque l'on raisonne par différence. Cependant, en retenant un coût de 4 000 F/kWh PWR (en monnaie 1978) pour l'an 2000, le coût du kWh serait de l'ordre de 15 c et l'économie réalisée grâce aux FBR d'environ 10 % (39).

Il est sûr qu'il ne faut pas accorder trop de signification aux résultats de ce calcul volontairement simplifié qui ignore les interdépendances entre les deux coûts du cycle du combustible ou même les possibilités de réduction du coût du cycle PWR grâce à l'utilisation éventuelle d'autres procédés de séparation isotopique (40). Il faut cependant retenir de cet exercice que c'est uniquement en posant des hypothèses très optimistes que les surgénérateurs peuvent apparaître compétitifs avant 2010-2020. Le kWh FBR sera probablement plus cher de 1 à 3 c/kWh en fin de siècle, ce qui n'est d'ailleurs pas forcément déterminant dans le choix de développement de la filière si le surcoût est considéré par les pouvoirs publics comme le prix nécessaire à payer pour réduire notre dépendance énergétique. Mais il y aurait lieu d'apprécier alors dans quels délais s'effectuent cette réduction de dépendance et à quel coût social pour la collectivité.

#### **d) Analyse du rapport coût-avantage du programme surgénérateur**

Comme il a été précisé auparavant, les décisions françaises concernant le programme Rapides-Sodium n'ont jamais reposé sur une étude d'évaluation technologique comparable à celles effectuées plusieurs fois aux Etats-Unis sur le programme homologué. Ces études, entre autres, mettent en balance les coûts de développement supportés actuellement et dans le futur avec les avantages à attendre d'ici quelques décades de la production d'électricité à l'aide des surgénérateurs.

Ces coûts de développement doivent comprendre :

i) les dépenses de recherche et de développement englobant le coût des études, celui des différents réacteurs (réacteurs de recherche et d'essai, prototypes...) et de la mise au point des activités liées au combustible (fabrication, retraitement...) et celui

(39) Le kWh rendu chez le consommateur domestique supporte en plus un coût de transport distribution de 20 c/kWh environ. L'avantage relatif vu du consommateur serait donc encore plus réduit.

(40) La séparation par laser permettrait une récupération plus complète de l' $U_{235}$  (+ 40 % environ). Le rapport Ford-Mitre estime l'économie possible à environ 1 c/kWh, pour un prix de l'uranium de 40 \$/lb, grâce à cette méthode d'enrichissement.

Rapport Ford-Mitre, *Nuclear Power Issues and Choices*, 1977, Ballinger, 410 p. (p. 439).

Voir aussi Gillette (R.), Uranium Enrichment : Rumors of Israeli Progress with lasers. *Science*, Vol. 183, March 22, 1974, p. 1173.

des recherches concernant la sûreté de la filière;

ii) les surcoûts des réacteurs des séries précommerciales jusqu'à ce que la filière atteigne le stade de la compétitivité par rapport aux réacteurs à eau légère.

Les surgénérateurs, en effet, ne seront pas compétitifs avec les réacteurs à eau légère tant qu'il n'y en aura que 10 ou 20 installés face aux centaines de FWR et de BWR.

« Pendant un temps, ils devront concurrencer un produit qui bénéficie d'une certaine expérience industrielle. Il est bien connu que si un nouveau produit est grossièrement l'équivalent d'un ancien, il ne peut espérer devenir compétitif avant qu'un certain nombre d'unités n'aient été produites. En attendant, il est nécessaire de supporter les surcoûts résultant des différences de maturité des 2 technologies... (41). »

Au seul niveau des dépenses de développement de la filière, les coûts sont très difficiles à évaluer sur le passé à l'aide des sources d'information dont nous disposons (essentiellement les rapports annuels du C.E.A.) dans la mesure où les dépenses « réacteurs », les dépenses « combustibles » et les dépenses « sûreté » sur les surgénérateurs sont dispersées entre différents postes du budget

**Tableau 7 : Dépenses de Recherche et Développement sur les Rapides (hors combustibles et sûreté)  
(en millions de Francs 1977)**

1960	40	1971	740
1961	70	1972	750
1962	175	1973	590
1963	235	1974	530
1964	375	1975	550
1965	385	1976	650
1966	450	1977	520
1967	500	1978	470
1968	550	Total en 1978 : 8 105 millions	
1969	700		
1970	725		

Sources : CEA et Nuclear Engineering International. March 1979. p. 52

Remarque : les dépenses de 1977 et 1978 n'incluent pas le surcoût de SuperPhénix.

(41) I. Bupp and J.C. Derian, Another look of the Economics of Breeder Reactors. Center for International Affairs. Harvard University. November 1973. p. 34.

du C.E.A. Par exemple, au budget de 1977, 525 millions de francs ont été dépensés pour la mise au point des réacteurs, tandis qu'il est impossible d'évaluer combien de fonds étaient affectés aux deux autres postes (peut-être 150 à 200 millions).

Tableau 8 : Effet de l'actualisation sur les coûts ou avantages futurs.

Année n	5	10	15	20	25	30
Valeur d'1 F dépensé (ou gagné) l'année n	0.621	0.386	0.239	0,149	0.092	0.057

Quoiqu'il en soit, sur la seule mise au point des réacteurs Rapides en 1978, environ 8,1 milliards de francs 1977 avaient été dépensés depuis 1958, date de démarrage des recherches sur la filière (42). Par la suite, hors le surcoût de Super Phénix, au moins 500 millions de francs devraient être dépensés annuellement sur la mise au point de la filière. Par ailleurs le surcoût de Creys-Malville est déjà de 6 milliards environ (43) et celui de Super Phénix II devrait être de 3 milliards (44); il serait ainsi possible de calculer les dépenses que devra supporter la collectivité jusqu'en 2005 ou 2010 ou 2020 (?), date où les Rapides pourraient être compétitifs.

Mais, en fait, il n'est point nécessaire de faire un tel exercice et de procéder à un calcul très sophistiqué pour comprendre qu'une analyse coûts-avantages aboutit, si elle est prudemment menée, à des conclusions forcément défavorables aux Rapides. Procédons en effet au calcul de l'avantage actualisé procuré à la collectivité par le développement de ces réacteurs.

Nous nous situons dans le cas optimiste où les Rapides ne se heurteront à aucun obstacle technologique et où ils seront compétitifs dès 2000. D'après les considérations précédentes, l'avantage de coût sera supposé être de 1c/kWh entre les Rapides et les PWR à partir de 2000.

Nous posons ensuite les hypothèses suivantes :

(42) D'après A. Dejou, « le lancement de la filière coûte, a déjà coûté et continuera de coûter ce que coûte toute filière nucléaire, c'est-à-dire à peu près une dizaine de milliards. On ne lance pas une filière quelle qu'elle soit à moins d'une dizaine de milliards ». Revue Générale Nucléaire, 1976, n° 2, p. 151.

(43) Un PWR de 1200 MW coûte, d'après EDF, 3,5 milliards de francs.

(44) L'objectif de Novatome est en effet de réaliser un réacteur coûtant 30 % moins cher que Super-Phénix.

- la production des Rapides croît de 10 % par an entre 2000 et 2020 et se stabilise par la suite;  
 - la quantité qu'ils produisent en 2000 est déjà de 100 milliards de kWh. Nous travaillons avec un taux d'actualisation  $a$  de 10 % :

Avec ces hypothèses, la valeur actualisée des économies réalisées chaque année après 2000 est identique; en effet :

- Economie réalisée en 2000 :  $100 \cdot 10^9 \text{ kWh} \times 1 \text{ c/kWh} = 100 \cdot 10^9 \text{ c} = 10^9 \text{ F}$ .

- Valeur actualisée à 1979 de l'économie réalisée en 2000 :  $10^9 \times 0,135 \text{ F} = 135 \cdot 10^6 \text{ F}$

- Economie réalisée en 2000 +  $t$  :  $10^9 \cdot (1,1)^t \text{ kWh} \times 1 \text{ c/kWh}$  ou  $10^9 \cdot (1,1)^t \text{ c}$

- Valeur actualisée à 1979 de l'économie réalisée en 2000 +  $t$  :  $10^9 \cdot (1,1)^t / (1+a)^{21+t}$

Or, comme  $a$  est égal à 10 %, cette valeur actualisée est de :  $10^9 / (1+a)^{21}$ ,

c'est-à-dire au même niveau que celle réalisée en 2000, soit  $135 \cdot 10^6 \text{ F}$ .

Par conséquent, le montant actualisé de l'économie réalisée grâce aux Rapides entre 2000 et 2020 serait dans ce contexte 21 fois celle réalisée en 2000 :  $21 \times 135 \cdot 10^6 \text{ F}$ , soit 2,835 milliards de francs, c'est-à-dire la moitié du surcoût actuel de Super Phénix ou encore le montant de cinq à six années de dépenses de recherche sur les seuls réacteurs.

### Discussion :

1° Les économies réalisées après 2020 ont peu d'influence sur les résultats du calcul. En supposant une stagnation de la production des Rapides au niveau atteint en 2020, soit 670 milliards de kWh environ, l'économie réalisée entre 2021 et 2040 et actualisée à 1979 serait de  $(670 \times 10^9) \text{ kWh} \times 1 \text{ c/kWh} \times \sum 1/(1+a)^t \times 1/(1+a)^{41}$ , soit au total, sur ces 20 ans, environ 1,15 milliards de francs, c'est-à-dire 2 ans de dépenses de Recherche sur la filière.

2° Si l'avantage du prix de revient du kWh double, les conclusions du calcul vont rester identiques. En effet, raisonnons dans le cas simple où ce doublement s'opère brutalement en 2020; l'économie réalisée sur 2000-2040 passe de 3,985 milliards de francs (45) à 5,125 milliards (46). Si la date de doublement est en 2010, l'économie réalisée sur la même période serait de 6,485 milliards (47).

(45)  $2,835 + 1,15$  milliard.

(46)  $2,835 + 1,15 \times 2$  milliards.

(47)  $2,835 + 10/21 \times 2,835 + 1,15 \times 2$  milliards.

Ces économies restent inférieures ou voisines du surcoût actuel de Super Phénix. Si on ajoute les surcoûts des réacteurs suivants et les dépenses de recherche futures associées à la filière (actualisés dans les deux cas, il va de soi), le bénéfice social des surgénérateurs apparaît définitivement négatif même dans le cas optimiste considéré (compétitivité en 2000, développement extrêmement rapide à partir de 2000 à un taux de plus de 10 % par an, pas d'obstacles techniques à la fourniture de plutonium...).

Ceci s'explique, d'abord et avant tout, par l'actualisation des bénéfices à attendre du programme, bénéfices qui ne se manifesteront qu'à très long terme et qui, vus de l'année 1979, apparaissent minimales : 6 milliards de francs économisés en 2020 et actualisés en 1979 équivalent à 120 millions de francs...! Il semble alors tout à fait légitime de se demander pourquoi le problème n'est pas exposé de cette façon à l'opinion publique. Les énormes fonds de recherche et développement consacrés aux surgénérateurs ne pourraient-ils pas être affectés plus utilement à des recherches sur d'autres filières énergétiques ou à une véritable politique d'exploration du sous-sol français ? Ces différentes actions pourraient présenter des bilans coûts-avantages beaucoup plus intéressants, soit parce que l'effet de leur développement se ferait sentir plus rapidement, soit parce que les coûts associés seraient beaucoup plus faibles.

### Conclusion :

Cette étude sur les coûts (48) des Rapides-Sodium montre combien leur compétitivité est problématique à un horizon de 20 à 30 ans. Au-delà, l'avantage qu'il serait possible de tirer des Rapides-Sodium resterait faible (1 à 2 c sur 15 à 20 c/KWh) même si le prix de l'uranium naturel s'élève sensiblement (soulignons d'ailleurs au passage que, plus le marché des centrales nucléaires sera déprimé, moins la ponction sur les réserves sera importante et moins le prix de l'uranium aura tendance à s'envoler vers des niveaux élevés où les Rapides-Sodium seraient intéressants). Mais, étant donné que cet avantage n'est à attendre dans le meilleur des cas que dans 2 ou 3 décades et qu'à l'opposé, les dépenses de développement seront effectuées dans les prochaines années, les analyses coûts-avantages, si elles étaient menées en France au niveau officiel et de façon mesurée, conduiraient logiquement à conclure qu'il n'y a aucun intérêt économique (en simples termes de coûts financiers) à développer les Rapides-Sodium de préférence aux réacteurs à eau légère. Il serait alors intéressant de comparer ce programme avec un plan où l'affectation des ressources s'effectuerait plutôt vers d'autres procédés énergétiques (conservation d'énergie, systèmes énergétiques alternatifs, etc...).

(48) Sans considération des coûts sociaux (voir plus loin).

Des défenseurs du programme Rapides-Sodium pourraient remettre en cause la pratique de l'actualisation qui « écrase » les avantages futurs. Il serait bon alors de leur rappeler qu'elle écrase aussi les coûts à très long terme de la gestion des systèmes nucléaires, en particulier au niveau du démantèlement des centrales, de la gestion des stocks de combustibles irradiés ou des déchets radio-actifs.

D'autres défenseurs du programme Rapides-Sodium font état de la rareté des ressources d'uranium tant en France que dans le Monde, et de l'intérêt à affranchir le pays de la dépendance vis-à-vis de ressources importées, face aux risques d'interruption des fournitures ou d'augmentation du prix de l'uranium dans le cadre d'un marché cartellisé. Il y aurait lieu alors d'analyser sérieusement l'efficacité du programme par rapport à ces objectifs pour apprécier si le surcoût social que l'on accepterait de payer pendant quelques dizaines d'années n'est pas trop élevé.

### 3. LA SUREVALUATION DES AVANTAGES DES SURGENÉRATEURS VIS-A-VIS DES RESERVES MONDIALES D'URANIUM ET DE LA DEPENDANCE FRANÇAISE.

Les surgénérateurs ont été présentés comme la panacée au problème de l'épuisement rapide des ressources mondiales d'uranium, grâce à la possibilité qu'ils offrent d'utiliser 50 fois mieux le potentiel énergétique de ces dernières sur longue période. Mais cet avantage ne saurait s'apprécier sans une vision objective et mesurée de la situation mondiale du marché de l'uranium (à long et très long terme) alors que les lobbies nucléaires nationaux ou internationaux ont eu tendance à dramatiser cette situation dans le but de mieux accréditer l'idée de la nécessité des surgénérateurs.

#### 3.1. DES RESSOURCES MONDIALES SOUS-ESTIMEES

D'un point de vue mondial et selon les estimations actuelles, les ressources d'uranium s'avèrent importantes bien que leur contenu énergétique, calculé uniquement à partir d'un programme de réacteurs à neutrons thermiques soit très inférieur à l'ensemble des ressources pétrolières (29 milliards de TEP contre 140 milliards) (49).

Le développement d'un programme de surgénérateurs et le recyclage du plutonium dans ces réacteurs multiplieraient ce potentiel énergétique par 50 (à long terme) l'élevant ainsi au niveau des ressources charbonnières évaluées à l'heure actuelle. Un tel énoncé du problème des disponibilités d'uranium reste cependant bien limité. Dans un premier temps une meilleure appréciation pourrait découler d'une meilleure connaissance de l'histoire de l'exploration uranifère.

Jusqu'en 1965, l'essentiel des besoins d'uranium était destiné à la fabrication et à la constitution des stocks d'armes nucléaires; et l'exploration n'avait jamais été systématiquement entreprise, vu la faiblesse de la pression de la demande civile. Ceci se matérialisait par le bas niveau du coût maximum d'extraction envisagé, qui était retenu dans les estimations publiées officielle-

### Encart n° 3

#### Notion de réserves et de ressources de combustibles

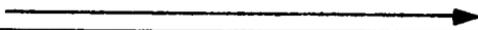
(D'après M. GRENON -La Pomme Nucléaire et l'Orange Solaire, p. 189 et suiv.), on appelle réserves d'un combustible donné, « les quantités estimées se trouvant dans le sol dans des gisements bien identifiés et qu'on peut espérer produire, ou récupérer, dans les conditions économiques et techniques du moment ou raisonnablement prévisibles à moyen terme (...) ».

Les ressources (ou réserves potentielles) qui constituent une seconde catégorie sont désagrégées en 2 grandes catégories :

- les ressources identifiées non économiques. On sait où elles sont, mais on ne sait pas encore les produire à des coûts acceptables;
- les ressources restant à découvrir, hypothétiques quand on les suppose dans des provinces géologiques déjà connues, spéculatives dans les régions moins bien connues.

On peut ranger ces différentes notions dans le schéma de classification de Mac Kelvey.

Connaissance géologique croissante



Identifiées		Non identifiées	
Prouvées	Probables	Hypothétiques	Spéculatives
Réserves		Autres ressources	
Ressources non économiques à la date considérée			

ment (10 \$ par livre d'oxyde d'uranium). Après le décollage des ventes de centrales nucléaires aux Etats-Unis, puis dans les autres pays avancés, l'effort d'exploration reprit progressivement bien que le prix de l'uranium sur le marché mondial se maintint au niveau très bas de 6,5 \$/lb d'U3 O8 jusqu'en 1973.

Toutefois, à partir de 1970, le plafond de coût servant à caractériser les réserves et les ressources (49) estimées a été rehaussé jusqu'à 15 \$/lb. Par la suite, la tension du marché de l'uranium – créée par le développement des besoins associés aux programmes électronucléaires des années 1960 et entretenue par les perspectives de rareté à moyen terme résultant de l'accélération des plans nucléaires des différents pays vers 1973-1974 – entraîna une hausse importante du prix mondial de l'uranium (30 \$/lb actuellement) du fait entre autres de la cartellisation du marché mondial, à laquelle le CEA est d'ailleurs loin d'être étranger.

Une augmentation des coûts de référence en résulta afin de suivre l'inflation et la hausse spéculative du prix mondial mais aussi afin d'anticiper la rareté future. Ainsi de 1974 à 1976, le coût plafond de référence était de 30 \$/lb et, à partir de 1977, de 50 \$/lb. La reprise de l'effort d'exploration (matérialisée par ces changements de coût) se concrétisa rapidement par une augmentation sensible des réserves et ressources estimées officiellement.

**Tableau 9 : Estimations des ressources d'uranium naturel recensées dans le monde non communiste (en milliers de tonnes)**

1964	1967	1970	1973	1975	1977
896	1213	1700	3073	3490	4290

Sources : Rapports conjoints de l'OCDE et l'Agence Internationale de l'Energie Atomique-Ressources, Production et demande d'uranium.

Il faut toutefois prendre quelque recul par rapport à ces estimations :

1° D'après un expert mondial (50), les évaluations communes de l'OCDE et l'AIEA sont particulièrement difficiles à effectuer du fait de l'absence de méthodologie éprouvée ou normalisée d'un pays à l'autre, et même quasi impossibles dans certaines régions.

(49) Pour la définition du concept de réserves et de ressources, voir l'encadré précédent.

(50) M. Grenon, La pomme nucléaire et l'orange solaire, éd. Robert Laffont, Paris, 1978, p. 79-80.

M. Grenon est loin d'être un adversaire des surgénérateurs, comme il le laisse entendre à plusieurs reprises. Son propos en est d'autant plus intéressant.

2° Cet expert rappelle par ailleurs que « les quantités dans les catégories supérieures de prix sont généralement moindres que pour les catégories inférieures, (...) du fait qu'un intérêt moindre ait été porté à l'estimation de ces ressources, comme il arrive toujours. Les chiffres pour ces catégories n'ont donc qu'une signification limitée. »

3° D'aucuns complètent les catégories de l'OCDE et le l'AIEA par d'autres catégories : les ressources possibles et les ressources hypothétiques, dont la prise en compte double pratiquement les montants totaux de ressources proposés par ces organismes. Ainsi en est-il de l'ERDA, l'homologue américain du CEA jusqu'en 1978, pour l'uranium du sous-sol américain.

Réserves US prouvées (30 \$/lb)	Ressources potentielles US (30 \$/lb)		
	Probables	Possibles	Hypothétiques
640	1060	1270	590
Total AIEA : 1 700	Total ERDA : 3 560		

Source : Statistical data of the Uranium Industry. 1976. ERDA. Grand Junction - Colorado - January 1976.

Certains rapports américains (51) soulignent par ailleurs que l'essentiel de l'exploration n'a été effectué sur le sol des Etats-Unis que pour un seul type de roches uranifères, le grès, puisque 95 % des réserves et 80 % des ressources résident dans cette roche, alors qu'au Canada l'uranium découvert réside dans les structures veinées (veins) et les conglomérats (conglomerates). Les experts estiment que 36 % des ressources possibles et 39 % des ressources hypothétiques pourraient se situer dans d'autres roches-mères du sous-sol des Etats-Unis. Au niveau mondial, sans généraliser l'exemple américain, on peut, sans grand risque, supposer que de nombreuses découvertes restent à faire. Il est instructif de savoir que la part des ressources des Etats-Unis, du Canada, de l'Afrique du Sud et de l'Australie dans le total mondial est très importante à l'heure actuelle : 77 % du monde communiste en 1977. Cela révèle simplement que l'essentiel de l'effort d'exploration a été porté dans ces pays. Ainsi, l'Amérique du Sud, le Moyen Orient, l'Asie et une partie de l'Afrique n'ont fait l'objet d'aucune recherche vraiment systématique. Mais même dans un pays aussi bien exploré que la France, il reste possible de découvrir de nouveaux gisements, comme ce fut le cas

(51) Voir entre autres : Uranium Industry Seminar. ERDA. Grand Junction Colorado. October 1975; Statistical data of the Uranium Industry. 1976. ERDA. Grand Junction Colorado. January 1976.

récemment à Chamadelle dans la région de Bordeaux où le groupe CEA vient de trouver un gisement très important, peut-être le plus important d'Europe (52).

Pour illustrer l'incertitude du montant des réserves/ressources d'uranium, citons l'exercice de calcul effectué par deux chercheurs de l'IIASA (International Institute of Applied Systems Analysis) sous la direction de W. Häfele (53) :

- dans un premier temps, ils ont évalué l'aire des surfaces uranifères (ou susceptibles de l'être) du sol des Etats-Unis et effectué le rapport entre le montant des ressources US et l'aire de ces surfaces;
- dans un second temps, ils ont reporté ce rapport sur l'ensemble des régions éventuellement uranifères du Monde occidental;
- ils ont ainsi évalué que le monde pouvait receler 27,1 millions de tonnes d'uranium comparés aux 4,28 millions de tonnes de l'estimation de l'Agence Internationale de l'Energie Atomique.

Un géologue trouverait vraisemblablement cet exercice sans fondement scientifique. Il nous semble toutefois que, par delà sa grossièreté, il montre utilement qu'on ne sait encore guère de choses sur les ressources d'uranium.

### 3.2 DES BESOINS ESTIMES DE FAÇON CATEGORIQUE

Le phénomène de rareté d'une ressource naturelle s'apprécie par rapport au montant des besoins futurs prévisibles. En ce qui concerne l'uranium, de nombreux paramètres économiques et techniques sont susceptibles d'influencer le montant de ces besoins:

- 1° l'importance de la croissance des consommations d'électricité des différents pays (et plus particulièrement des pays avancés) et l'importance des programmes nucléaires qui en découle plus ou moins logiquement;
- 2° les caractéristiques techniques des filières mises en œuvre.

Un réacteur à eau lourde pourrait utiliser 1,5 à 3 fois mieux l'uranium naturel que les réacteurs à eau légère; un réacteur HTGR pourrait fertiliser le thorium et valori-

(52) Cette nouvelle a été diffusée en février 1979 par le groupe parisien des Amis de la Terre qui bénéficie d'un réseau d'informations digne de foi (G.O. n° 249, p. 7).

(53) W. Häfele, Uranium resource estimates for use in the energy modelling exercise. IIASA, Note de travail, juillet 1978.

Il nous paraît important de préciser que W. Häfele est l'ancien responsable du programme Rapides allemand et qu'il est encore un fervent avocat de la filière.

ser, par ce biais, un certain potentiel de réserves. Une récente étude vient de montrer que les Etats-Unis, avec leur potentiel de ressources d'uranium, pourraient, en utilisant des LWR, puis des réacteurs à eau lourde, se passer de Rapides Sodium pendant le XXI<sup>e</sup> siècle avec 600 à 700 réacteurs installés (54);

3° à programme donné, le plus ou moins bon fonctionnement des réacteurs;

4° les techniques d'enrichissement mises en œuvre (qui permettent une plus ou moins bonne récupération de l'<sup>U</sup>235);

5° l'utilisation ou non du retraitement et son efficacité (grossièrement, le retraitement permettrait d'économiser 15 % des quantités d'uranium extrait).

Les études de l'AIEA sur la demande mondiale font en général autorité. Bien qu'on ne puisse suspecter le sérieux de leurs auteurs, il faut toutefois préciser que cette Agence ne travaille qu'à partir des informations provenant des organismes nucléaires officiels des différents pays. Elles ne peuvent donc guère envisager de travailler sur des changements de filières ou sur d'autres options concernant les réacteurs avancés, le retraitement, la technologie de l'enrichissement que celles envisagées par ces organismes. Plus généralement, la rigidité du cadre d'hypothèses retenues pour évaluer la demande d'uranium ou de la méthode de confrontation des besoins aux ressources d'uranium dont nous avons vu l'incertitude de l'évaluation, contribue à orienter les résultats dans le sens souhaité par l'Agence ou les milieux nucléaires internationaux.

En effet, en considérant le scénario fort de l'AIEA de 1977 (programmes nucléaires importants, bon facteur de charge, pas de retraitement et donc pas de recyclage d'uranium et de plutonium), on remarque (voir tableau) qu'en 2000, les ressources d'uranium probables à moins de 50 \$/lb ne seront pas épuisées. Cependant, si l'on s'en tenait à un raisonnement aussi étroit, il apparaîtrait de bonne politique de commencer à développer industriellement vers 1990-2000 les surgénérateurs car, de toute évidence, les ressources restantes seront tout juste suffisantes pour assurer le relais des réacteurs à neutrons thermiques par les surgénérateurs; c'est d'ailleurs l'argumentation principale des partisans de cette filière (55).

(54) H. Feiveson, F. Von Hippel, R. Williams, An evolutionary strategy for Nuclear Power. Déposition devant le Comité of Science and Technology of the US Houses of Representatives, 4 avril 1978.

(55) Voir par exemple : A. Giraud, Les besoins énergétiques et l'évolution nucléaire du monde d'ici l'an 2025, Revue de la Défense nationale, mars 1977, p. 27-44.

**Tableau 10 : Estimation par l'AIEA des besoins mondiaux  
d'uranium naturel (hors pays socialistes) (1977)**  
Unité : milliers de tonnes

	1975	1980	1985	1990	2000
Puissance nucléaire installée (en GW)	69	146	278-368	504-700	1000-1890
Besoins mondiaux cumulés d'uranium Avec recyclage	18	128-130	411-464	796-999	1859-2885
Sans recyclage	18	128-130	423-477	873-1107	2276-3591

**Tableau 11 : Estimation par l'AIEA des ressources mondiales  
d'uranium (hors pays socialistes) (1975 et 1977)**  
Unité : milliers de tonnes

1975		1977	
Réserves 30\$/1b	Ressources 30\$/1b	Réserves 50\$/1b	Ressources 50\$/1b
1810	1680	2190	2100
<b>Total :</b>	<b>3490</b>	<b>Total :</b>	<b>4290</b>

Ce calcul de l'AIEA conduit trop rapidement à une telle conclusion :

- du côté des besoins, les programmes nucléaires sont donnés et le raisonnement est vite enfermé dans cette hypothèse de calcul, négligeant l'incertitude pesant sur la croissance des consommations électriques, les potentialités offertes par les centrales au charbon, et au niveau proprement nucléaire, par d'autres technologies;

- du côté des ressources d'uranium, il n'apparaît pas du tout indifférent d'omettre l'incertitude pesant dessus.

Globalement, ce calcul n'apparaît qu'un bon exercice tendant à mettre simplement en évidence les limites des ressources mondiales d'uranium évaluées à l'heure actuelle dans l'hypothèse d'un fort développement du nucléaire à base de réacteurs à eau légère.

Il est d'ailleurs important de remarquer que l'évaluation la plus basse des besoins d'uranium en 2 000 dans le scénario « pessimiste » du rapport de l'A.I.E.A. (1 859 000 à 2 276 000 t)

(56) est inférieur ou voisin des réserves raisonnablement assurées à moins de 50 \$/1b estimées en 1977 (2 190 000 t). Donc, même dans le cas pessimiste où les découvertes à faire ne confirmeraient pas les évaluations actuelles de l'ensemble des ressources additionnelles (57), les surgénérateurs sont parfaitement inutiles à moyen et long terme du fait du ralentissement général de la quasi-totalité des programmes électro-nucléaires. Ce sont d'ailleurs des considérations identiques qui ont conduit les experts du Nuclear Energy Policy Study Group à estimer, dans le rapport Ford-Mitre, que les Etats-Unis n'avaient pas un besoin immédiat de réacteurs surgénérateurs, étant donné leur potentiel des ressources uranifères et les révisions en forte baisse des projections de capacité nucléaire installée en 2 000 (58).

D'ailleurs, au vu de l'analyse économique sur la compétitivité des surgénérateurs effectués précédemment, il faudrait que le prix de l'uranium grimpe au-delà de 100 \$/1b d' $U^{235}$  pour que cette filière présente un avantage économique décisif (5c/kWh et plus) qui permette de contrebalancer les coûts de mise au point de la filière. Mais alors, cette hausse de prix accroîtrait sensiblement le potentiel de ressources d'uranium exploitables économiquement, valorisant entre autres les ressources non conventionnelles : uranium des phosphates, de la lixiviation des tailings du cuivre, des schistes noirs, des granitoïdes... etc (59). Et les surgénérateurs s'avèrent alors d'autant moins nécessaires que les disponibilités d'uranium se sont accrues.

Quoiqu'il en soit, il apparaît clairement, qu'au niveau mondial les surgénérateurs n'apparaissent pas être d'une impérieuse nécessité du seul point de vue des ressources d'uranium. L'analyse doit toutefois être affinée au niveau de différents types de pays.

On peut lire en effet fréquemment que les Etats-Unis peuvent se permettre de se passer des surgénérateurs, étant donné l'importance de leurs ressources naturelles énergétiques. Mais la France peut-elle renoncer à se dégager, grâce à cette technologie-miracle, d'une intolérable dépendance énergétique, tant par rapport aux combustibles fossiles qu'aux combustibles fissiles ?

### **A quand la réduction de la dépendance grâce aux surgénérateurs ?**

La France, d'après les évaluations de 1977 de l'A.I.E.A. fondées sur les informations du C.E.A., disposerait de 2,3 % des réserves mondiales d'uranium (contrairement aux réserves d'hy-

(56) *Le scénario pessimiste est une prolongation des tendances actuelles.*

(57) *Voir encadré sur la définition des réserves et ressources.*

(58) *De la fourchette - estimée en 1972 - de 850-1400 GW installés en 2000, les estimations officielles américaines sont passées à 625-1200 GW en 1975, puis à 380-620 GW en 1977.*

(59) *V. Ziegler (CEA), Le point sur les sources non classiques d'uranium et les techniques d'extraction associées. Revue de l'Energie, novembre 9178, n° 309.*

drocarbures dont elle dispose d'une part infime). Les réserves à moins de 50 \$/lb se montent à 51 800 t et les ressources additionnelles à 44 100 t. Elles n'en apparaissent pas moins limitées au vu des besoins associés au programme nucléaire français actuel, car, au cas où les objectifs officiels seraient respectés, les ressources françaises seraient épuisées vers l'année 1990 si on décidait de ne faire appel qu'à ces ressources. La France serait donc condamnée à importer de l'uranium (voir tableau joint).

Historiquement, la politique du C.E.A. visa très tôt à ne point dépendre de la tutelle des Etats-Unis pour la fourniture de matériaux fissiles (60). L'exploration du sous-sol français et des dépendances d'Afrique fut entreprise à partir de 1950. Par la suite, allié à des groupes privés français ou parfois étrangers (japonais, allemands), le C.E.A. prit des participations dans l'exploitation de gisements au Niger (61), au Gabon et en ex-République Centrafricaine (62). Cette politique de diversification des sources d'uranium pourrait apparaître prudente si elle ne reposait pas sur l'espoir de perpétuation des rapports néo-colonialistes avec les pays d'Afrique Noire; elle ne met pas à l'abri la France du risque d'une nationalisation des compagnies minières et de celui d'interruptibilité des fournitures d'uranium (63).

**Tableau N° 12 : Réserves et Ressources d'uranium de la France et des pays où l'extraction est contrôlée par les intérêts français.**

Milliers de tonnes	Réserves	Ressources additionnelles	Réserves	Ressources additionnelles
	<30\$/lb	<30\$/lb	>30\$/lb	>30\$/lb
France	37	24,1	14,8	20
Gabon	20	5	--	5
Niger	160	53	--	--
Empire centrafricain	8	8	--	--
<b>TOTAL</b>	<b>225</b>	<b>90,1</b>	<b>14,8</b>	<b>25</b>

Sources : OCDE/AIEA - décembre 1977 - pp. 21-22.

(60) Les visées militaires du CEA étaient loin d'être étrangères à une telle politique.

(61) Les ressources totales du Niger seraient plus du double des ressources françaises.

(62) Au Canada, opère aussi une société à 100 % française, l'Amok, qui exploitera le gisement de Cluff Lake. Mais le gouvernement canadien semble très sourcilieux à la fois sur le respect de l'environnement et sur la destination du combustible.

(63) Qu'on en juge par les récents événements d'Iran et leurs conséquences sur les livraisons de pétrole début 1979.

Les surgénérateurs seraient susceptibles de réduire progressivement la dépendance vis-à-vis des approvisionnements étrangers d'uranium, et donc les risques associés. La Commission P.E.O.N. décrivait en 1973, en des termes très caractéristiques, l'avantage des surgénérateurs à ce niveau :

« La ressource en énergie primaire, le plutonium, ne sera plus liée à l'origine géographique, mais apparaîtra comme un simple sous-produit de l'activité industrielle, ce qui pourrait être l'origine d'une véritable révolution dans les fondements de la géopolitique. »

Il est toutefois important, pour mieux apprécier cet avantage, d'évaluer les délais où celui-ci pourra avoir un impact significatif et appréciable.

Situons-nous dans l'hypothèse optimiste où les conditions techniques, économiques et sociales du développement des surgénérateurs sont satisfaites, et considérons les prévisions les plus récentes du C.E.A. sur le développement des surgénérateurs (voir tableau suivant). Remarquons au passage que, même dans les hypothèses les plus basses, le Commissariat à l'Energie Atomique considère en effet que cette filière se développera sans problème technique majeur, tant au niveau de la sécurité de ces réacteurs que de la maîtrise du retraitement : environ 1/5 du parc nucléaire (16 GW sur 86 GW) serait ainsi constitué par les surgénérateurs en 2 000. Pour nous, l'hypothèse basse qu'il faudrait envisager serait une absence de développement des Rapides-Sodium.

Dans les prévisions (ou scénarios) du C.E.A., la vitesse de développement des Rapides est conditionnée jusqu'en 2 000 par les fournitures de plutonium essentiellement en provenance des réacteurs PWR à travers les usines de retraitement de combustible irradié; après 2 000, se surajoutent des flux de plutonium en provenance du retraitement du combustible des surgénérateurs. La lecture des graphiques montre clairement que, de 1980 à 2 020, environ 400 000 t d'uranium seraient consommées dans l'hypothèse d'un développement accéléré des surgénérateurs dans le cadre d'un programme nucléaire fort, contre 520 000 t si cette filière ne se développait pas; vers 2 035-2 040, date approximative où le système électronucléaire français serait autarcique grâce à celle-ci, 600 000 t d'uranium auront été brûlées.

Comparé aux 100 000 t de ressources françaises reconnues officiellement, il nous paraît complètement fallacieux, voire mahonnête, de passer sous silence le fait que les surgénérateurs ne sont pas la solution au problème de la dépendance énergétique française. Dans le meilleur des cas, ils réduiront très lentement les besoins d'uranium (de 7 à 15 % des besoins cumulés en 2000)

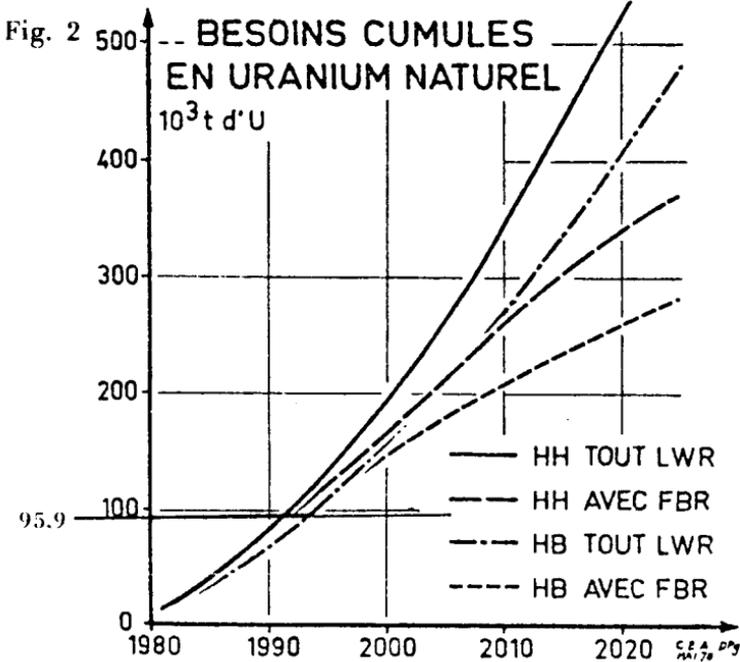
Tableau 13 : REPARTITION PAR FILIERE DU PARC ELECTRONUCLEAIRE FRANÇAIS  
1978-2025

REPARTITION PAR FILIERE DU PARC ELECTRONUCLEAIRE FRANÇAIS  
1978 - 2025

ANNEE	1978	1980	1985	1990		1995		2000		2005		2010		2015		2020		2025	
				(1)	(2)	(1)	(2)	(1)	(2)	(1)	(2)	(1)	(2)	(1)	(2)	(1)	(2)	(1)	(2)
Puissance électro-nucléaire installée (GWe)	6,5	17,5	39	59	67	73	84	86	106	93	120	100	132	106	143	112	153	116	162
Eau ordinaire	3,9	14,9	35,6	53,1	59,6	63	72	70	83	70	81	68	78	65	69	62	63	58	52
Graphite-Gaz	2,4	2,4	2	1,5	1,5	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
Neutrons Rapides	0,2	0,2	1,4	4,4	5,9	10	12	16	23	23	39	32	54	41	74	50	90	58	110

(1) Hypothèse basse; (2) Hypothèse haute.

Source : Notes d'information du CEA - Juillet Août 1978 n°7-8



et la France sera obligée d'avoir recours à des importations considérables d'uranium (5 fois environ le montant des ressources françaises entre 1980 et 2040). En termes de consommation annuelle, il faudra attendre 2010 pour que les besoins d'uranium soient réduits de moitié.

La prétendue réduction de la dépendance vis-à-vis de l'uranium grâce aux surgénérateurs n'est donc pas pour demain, ni pour après-demain. Et il peut paraître surprenant qu'un président de la République, à l'œil fixé sur la ligne bleue de l'an 2000, soit aussi peu perspicace et se laisse abuser aussi facilement par les « nucléocrates » qui n'ont rien à faire de la surgénération, so-disant propriété miracle servant d'argument publicitaire pour promouvoir la filière dans l'esprit du public.

A Cadarache même, au centre de recherche du C.E.A. qui effectue des études théoriques sur la filière, aucun effort pour améliorer le taux de surgénération ou étudier d'autres cœurs plus efficaces n'est, à l'heure actuelle, entrepris. D'ailleurs la surgénération n'aurait de sens que si l'on sait retraiter à l'échelon industriel et commercial le combustible des Rapides-Sodium dans de bonnes conditions de sécurité, ce qui n'est pour l'heure qu'une hypothèse d'école. On sait peut-être retraiter les aiguilles de Rapsodie à l'échelle du laboratoire, mais les agents du C.E.A. syndiqués à la C.F.D.T. estiment que le retraitement a au moins dix ans de retard sur la mise au point des réacteurs.

Fig. 3

### BESOINS ANNUELS EN URANIUM NATUREL

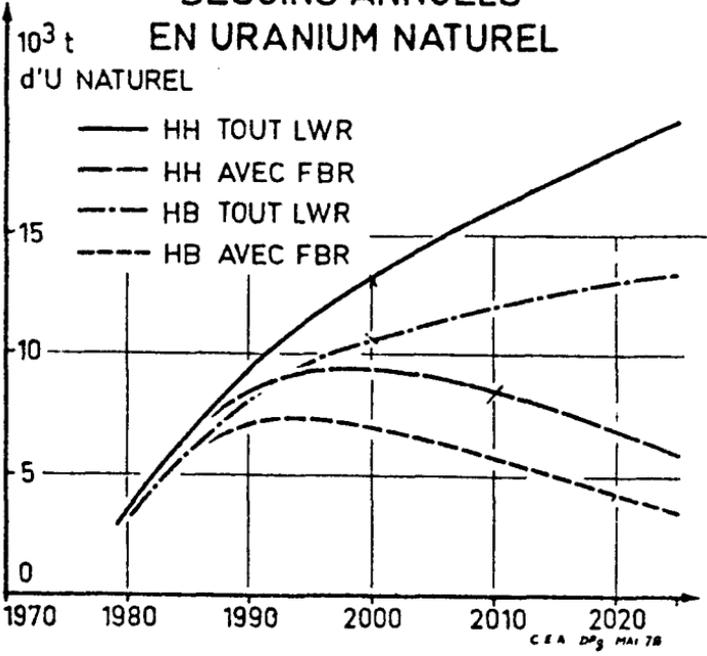
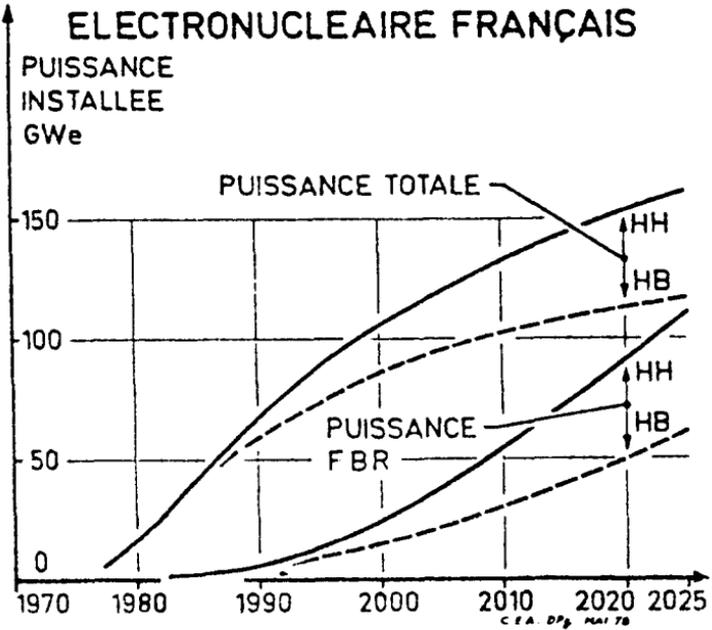


Fig. 4

### PREVISIONS D'EVOLUTION DU PARC ELECTRONUCLEAIRE FRANÇAIS



Pourquoi, d'ailleurs, appelle-t-on surgénérateur, Rapsodie, Phénix et Super Phénix? G. Vendryès, responsable du programme Rapides, ne connaît même pas, de son propre aveu, le temps de doublement de Phénix et il explique fort bien pourquoi cela n'a aucune importance :

« Dans un premier temps, c'est-à-dire dans les vingt ou trente ans qui viennent, les FBR vont s'alimenter exclusivement avec le Pu fourni par les réacteurs de première génération. C'est pourquoi, pendant cette période là, le temps de doublement des Rapides n'a aucun intérêt » (64).

Le fait que, par ailleurs, il estime important que les temps de doublement s'améliorent après 2000 ne contredit pas ce que traduisent implicitement ses propos, à savoir que la réduction de la dépendance à moyen et long terme grâce aux surgénérateurs n'est pas le véritable objectif des nucléocrates, contrairement à ce que l'on veut faire croire au bon peuple.

Faut-il s'étonner alors, comme l'a montré avec beaucoup de rigueur Y. Lenoir (65) que Super Phénix n'est en aucun cas surgénérateur, du fait des pertes de plutonium, lors de la fabrication et du retraitement du combustible, qui ne peuvent pas être compensées par les quantités de combustible générées lors du fonctionnement du réacteur? Faut-il s'étonner en plus qu'il en sera vraisemblablement de même pour les réacteurs suivants qui seront proposés par Novatome?

Ces réacteurs seront en effet simplifiés afin d'obtenir des réductions de coût d'investissement et tenter de les rendre compétitifs par rapport aux réacteurs à eau légère, le but de Novatome et du C.E.A. étant de faire en sorte que « les perspectives économiques de la filière ne soient pas défavorables », pour convaincre E.D.F. de s'équiper en Rapides-Sodium. Il nous apparaît donc fondamental de souligner avec vigueur que la surgénération est un **argument de publicité mensongère**.

D'ailleurs, le lobby nucléaire a souvent justifié l'intensité de programme français de réacteurs PWR par la nécessité de passer le plus rapidement possible aux Surgénérateurs, technologie miracle, afin d'obtenir de quantités importantes de plutonium pour la constitution des premières charges. Et le bon peuple de se taire devant la cohérence de cette belle construction intellectuelle.

Mais on peut simplement remarquer qu'il serait peut-être plus cohérent d'adopter dans ce cas des filières beaucoup plus pluto-

(64) Creys-Malville : Le dernier mot? P.U.G., 1977, p. 86-87.

(65) *Les pertes de plutonium : conséquences pour la surgénération et les déchets*, in Y. Lenoir - Rapport Mazarin - p. 32-39, Paris, 1978 (Librairie des Amis de la Terre).

Ces coûts sociaux ne sont pas spécifiques des seuls surgénérateurs, mais ils seront amplifiés de façon importante par la pénétration massive de cette filière (voir § 4.2.). A ce niveau toute évaluation monétaire de toutes ces conséquences sociales relèverait de la mystification car elle reposerait d'abord et avant tout sur un jugement de valeurs, d'autant plus que les soi-disants avantages économiques et les inconvénients du nucléaire sont répartis très inégalement dans le temps et dans l'espace.

On touche ici aux limites du calcul et du discours économique; dès lors que l'on déborde du champ technico-économique, on se heurte à des jugements politiques, sociaux ou éthiques que le technocrate refuse de voir, en tournant en dérision l'aspect émotionnel ou irrationnel du débat nucléaire. Il rejette par là-même toute possibilité de choix démocratiques; sans contreévaluation, son expertise s'impose :

- auprès de politiciens qui n'ont ni le temps, ni la formation pour comprendre un discours hautement spécialisé;
- et auprès de la grande majorité de la société française pour qui le manager ou le technocrate représente un modèle de réussite sociale.

#### 4 RESUME DE NOS PRINCIPALES CONCLUSIONS ECONOMIQUES

1° Bien qu'il soit impossible de connaître le devis réel de Super-Phénix, de nombreuses modifications de conception et adaptations aux règlements de sécurité ont entraîné des dérapages de coût importants. Super-Phénix doit coûter à l'heure actuelle deux fois et demie plus cher qu'un réacteur à eau légère, et non pas deux fois, comme l'affirment le C.E.A. et Novatome. La Direction de l'équipement d'E.D.F., leur interlocuteur, n'exclut pas du tout l'éventualité d'atteindre en 1983 un coût définitif trois fois plus élevé (10 à 11 milliards de francs 1978).

2° Il est faux de prétendre que le kWh sortant de Super-Phénix sera moins cher que le kWh sortant d'une centrale classique, comme l'affirment certains fonctionnaires ou dirigeants de Novatome.

3° Il est faux de prétendre que les surgénérateurs commerciaux seront compétitifs vers 1990-1995, comme l'affirme le C.E.A., le surcoût d'investissement par rapport aux réacteurs à eau légère étant bien trop important pour être compensé par l'avantage éventuel du coût du combustible. Dans le cas le plus probable, on commencera à observer un léger avantage sur le coût total du kWh vers 2010-2015.

4° Il est faux de prétendre que les surgénérateurs présentent un quelconque bénéfice social si l'on compare les faibles avantages à attendre dans 30-40 ans avec les énormes fonds de recherche qu'il faut engager d'ici là (700 millions par an).

5° Il est totalement abusif de vouloir accréditer la thèse d'une rareté prochaine et définitive de l'uranium pour justifier la commercialisation accélérée des surgénérateurs. Les ressources mondiales sont encore très mal connues. De plus, l'intérêt économique des surgénérateurs vis-à-vis de l'utilisation des ressources est forcément remis en question par ce qu'on pourrait appeler le théorème de la mauvaise politique nucléaire : « si on veut rentabiliser les Rapides, il faut tripler ou quadrupler le prix de l'uranium; mais, à ce prix, d'immenses ressources d'uranium seront mises à jour, ce qui rendra d'autant moins nécessaire le développement des Rapides ».

6° Les évaluations des ressources françaises elles-mêmes qui sont effectuées par la C.O.G.E.M.A., filiale à 100 % du C.E.A., font l'objet de suspicion même de la part de hauts fonctionnaires ou dirigeants d'E.D.F. La découverte du gisement d'uranium le plus important d'Europe à la limite de la Gironde et de la Charente n'a jamais été annoncée pour ne point gêner l'engagement de Super-Phénix et les pressions du lobby C.E.A.-Novatome sur le gouvernement.

7° Les surgénérateurs ne sont pas la solution au problème de la dépendance énergétique. Si les plans du lobby se réalisent, et si toutes les conditions techniques sont satisfaites, il faudra attendre plus de 30 ans pour que les besoins annuels en uranium de la France soient réduits de moitié. De toute façon, jusqu'au moment où le système nucléaire français sera quasiment dégagé de l'approvisionnement en uranium vers 2040, il faudra importer 5 à 6 fois le montant officiel des ressources françaises. Les délais de développement des économies d'énergies ou des énergies nouvelles sont incomparablement plus courts.

8° La surgénération n'est qu'un argument de propagande : Rapsodie, Phénix et Super-Phénix ne sont pas globalement des surgénérateurs. Le lobby ne s'intéresse pas pour l'heure à cette potentialité, son but étant d'abord de simplifier au maximum la conception des réacteurs suivant Super-Phénix pour atteindre la compétitivité. Le retraitement du combustible des Rapides est négligé et la surgénération est reportée au années 2010-2020.

9° Le choix de concentrer la majorité de l'effort de recherche dans le domaine de l'énergie sur les surgénérateurs est un pari très lourd de conséquences, vu les énormes incertitudes techniques et commerciales pesant dessus :

*Jeudi  
17/12*

- tant que le retraitement des combustibles P.W.R. n'est pas opérationnel à l'échelon industriel, tout espoir sur les Rapides est parfaitement illusoire,
- alors que la sécurité P.W.R. est encore loin d'être maîtrisée malgré l'importance des fonds engagés aux États-Unis dessus, celle sur les Rapides l'est encore moins et les moyens américains ne seront pas là pour mener un effort conséquent en ce domaine.

Tout le discours économique autour des surgénérateurs est artificiel. Il s'impose en France facilement du fait de la monopolisation de l'expertise par les milieux nucléaires. Pour une fois, la France serait leader dans un domaine technologique de pointe et pourrait nourrir quelque espoir à l'exportation. Mais la crise mondiale du nucléaire dans la quasi-totalité des pays avancés condamne à terme cette stratégie.

*LA FRANCE EST ENCORE VICTIME DU SYNDROME «CONCORDE»*

Les **surgénérateurs** sont-ils réellement les réacteurs nucléaires miracles de l'an 2000, comme veut nous le faire croire le gouvernement ?

**C'est faux**, répondent les scientifiques du GSIEN \* de Grenoble, preuves à l'appui !

*Plutonium-sur-Rhône* est le dossier complet, détaillé et minutieux des preuves de la folie furieuse qu'est la construction de Super-phénix, un réacteur au plutonium qui ne respecte même pas les règles de sécurité prévues au cahier des charges !

Un **dossier accablant** où sont passés en revue les risques d'accident, les paris du retraitement des déchets de ces réacteurs, l'échec commercial et industriel inévitable de ce genre de filière nucléaire.

*Plutonium-sur-Rhône*, un livre indispensable pour savoir de quoi on parle lorsqu'on prononce le mot « **surgénérateur** » ; un livre que certains regretteront plus tard, de ne pas avoir dans leur bibliothèque.

\* GSIEN : Groupement de Scientifiques pour l'Information sur l'Energie Nucléaire.

Fondé en 1975, son objectif est d'attirer l'attention sur les projets du C.E.A. et d'E.D.F., en matière d'énergie nucléaire.

La « Gazette Nucléaire » est publiée sous sa responsabilité.