

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.

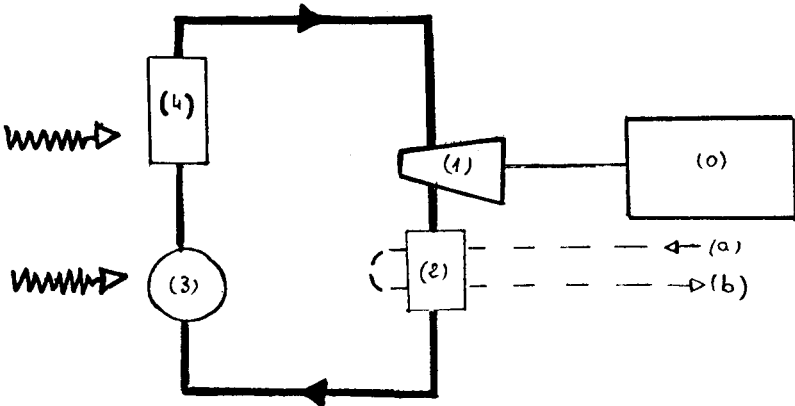


Schéma 1

- 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)**

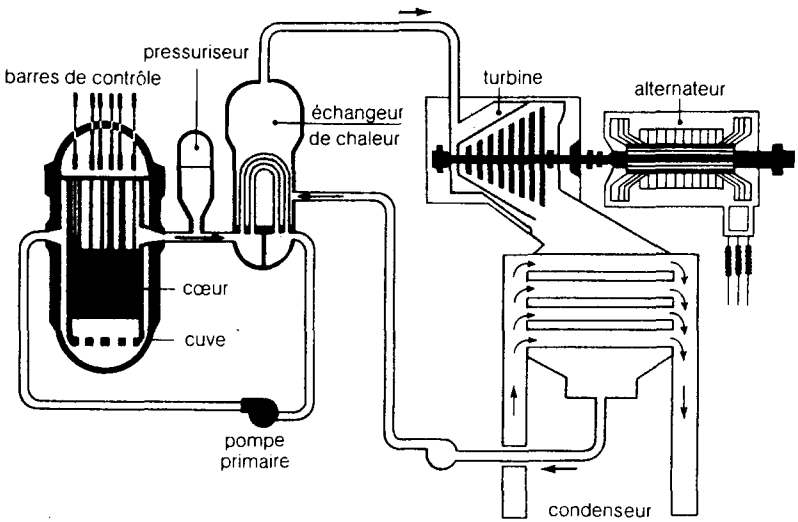


schéma 2

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.

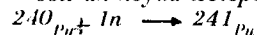
(1) Un noyau est caractérisé par son nombre de charges (ou de protons) et son nombre de masses (protons + neutrons). Tous les noyaux isotopes d'un même élément ont même nombre de charges (donc même nombre de protons) mais pas même nombre de masses (donc pas même nombre de neutrons). Pour caractériser 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

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

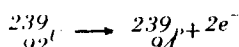
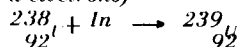
(2) Les neutrons lents sont dits « thermiques » parce que leur énergie cinétique moyenne est égale à l'énergie d'agitation thermique des noyaux diffusants qui les ont ralentis.

(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}Pu , ^{238}U , ^{235}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}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}U , ^{239}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}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}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}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 (filrière canadienne C.A.N.D.U.) ou carbone (ex-filrière 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 filrière 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 filrière peut être **surrégénératrice** c'est-à-dire que l'on peut espérer **fertiliser plus de noyaux d' ^{238}U** que l'on casse de noyaux (de ^{239}Pu , d' ^{235}U ou encore en plus faible nombre d' ^{238}U fissile aux neutrons rapides). C'est à cette filrière 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}U	^{235}U	^{239}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}U , ^{239}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'emballlement est cependant accru par le fait qu'une faible fraction β 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}Pu

= 6,5/1000 pour ^{235}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'emballle 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	230×10^{-6} secondes
1.008	1 secondes	16×10^{-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 β 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.

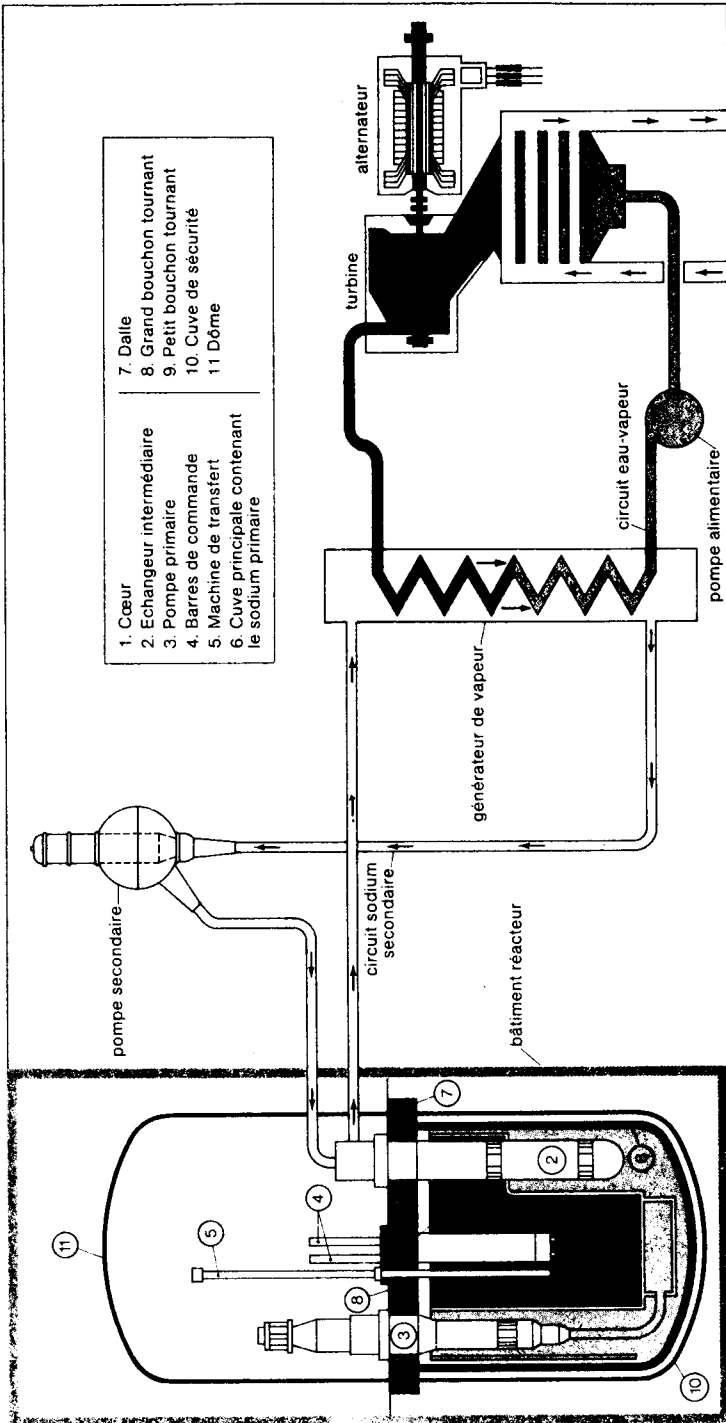


Schéma 3 : Schéma d'un réacteur à neutrons rapides comportant deux circuits de sodium

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}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}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}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}Pu est introduite à cause des qualités différentes des divers isotopes. Le ^{240}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}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}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}Pu par exemple est un radioélément de période plus courte que ^{239}Pu (6 600 ans contre 24 400 ans) donc plus radio-actif que ^{239}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 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}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).

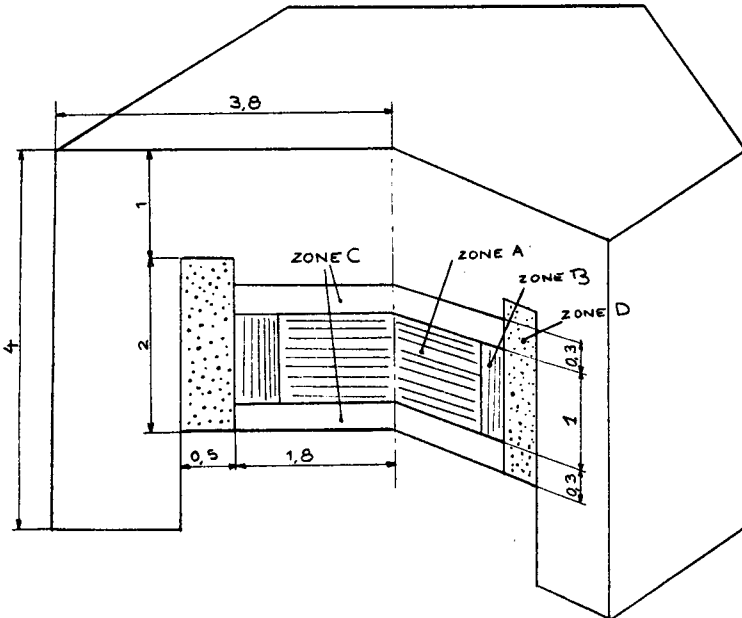
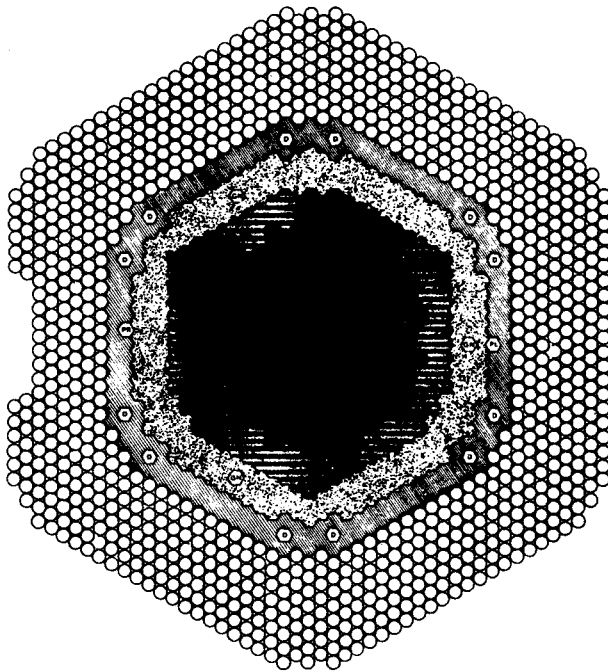
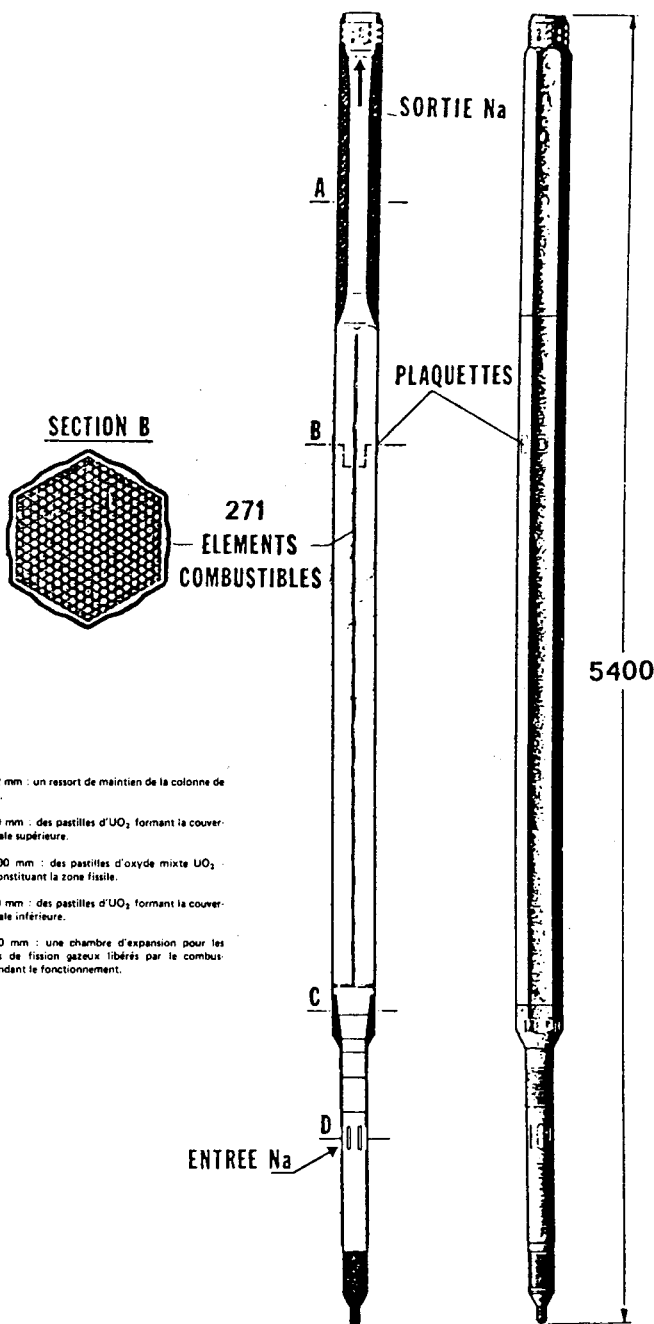


Schéma 4 : Géométrie du cœur – les côtes sont en mètres



- | | |
|---------------------------------------|---|
| ● 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.