

**TRADUCTION COMMENTEE DES TEXTES CHOISIS  
(SCIENTIFIQUES ET TECHNIQUES)**

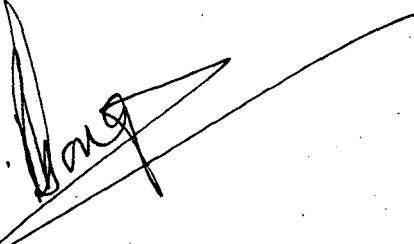
**A Dissertation**  
Submitted in partial fulfilment  
for the Degree of  
**MASTER OF PHILOSOPHY**  
Jawaharlal Nehru University

By  
**ALKA MONGA**  
under the supervision of  
**MRS. SHANTHA RAMAKRISHNA**

**CENTRE FOR FRENCH STUDIES  
SCHOOL OF LANGUAGES  
JAWAHARLAL NEHRU UNIVERSITY  
NEW DELHI—110067.**

1988

This is to certify that the work of the M.Phil dissertation entitled "Traduction commentée des textes choisis (scientifiques et techniques)" has been carried out in the Centre of French Studies, School of Languages, Jawaharlal Nehru University, New Delhi. The work is original and has not been submitted in part or full for any degree or diploma of any other University.



Chairman,  
Centre of French Studies  
School of Languages



(ALKA MONGA)

Shantha Ramakrishna  
Mrs. Shantha Ramakrishna  
Supervisor



Dean,  
School of Languages,  
Jawaharlal Nehru University,  
New Delhi - 110067

## REMERCIEMENTS

Je tiens à remercier :

- Mme Shantha Ramakrishna dont les conseils précis m'ont permis d'élaborer cette étude.
  
- Le CEDUST, la bibliothèque de l'Ambassade de France, l'INSDOC et la bibliothèque de l'Université de Jawaharlal Nehru,
  
- Mlle Sunita et M. Talwar qui ont déchiffré mon écriture en un temps record et ont permis la mise au point finale de mon travail.

## INTRODUCTION



Selon J.R.Ladmiral, "La traduction est une activité humaine universelle, rendue nécessaire à toutes les époques et dans toutes les parties du globe, par les contacts entre communautés parlant des langues différentes, que ces contacts soient individuels ou collectifs, accidentels ou permanents, qu'ils soient liés à des courants d'échanges économiques ou apparaissent à l'occasion de voyages ou qu'ils fassent l'objet de codifications institutionnalisées."<sup>1</sup>

L'opération traduisante consiste            à présenter un texte dans une langue autre que celle dans laquelle il a été rédigé à l'origine. Pour accomplir cette tâche, un traducteur doit surmonter plusieurs obstacles tant linguistiques qu'extralinguistiques. Cette étude se propose de signaler un certain nombre de difficultés qu'un traducteur des textes scientifiques et techniques est susceptible de rencontrer et d'offrir des suggestions pour identifier des solutions.

Comme la portée de cette étude est limitée aux textes scientifiques et techniques            relevant du domaine nucléaire, il me semble nécessaire de préciser tout d'abord ce que signifient les termes "scientifique" et "technique". En général on distingue deux types de traductions selon la nature des textes à traduire. Ainsi

---

1. LADMIRAL, J.-R. : Traduire : Théorèmes pour la traduction, Petite bibliothèque Payot, Paris, p.11.

on parle de la traduction littéraire et de <sup>la</sup> traduction scientifique et technique. La première traite de la traduction des textes littéraires tels romans, poèmes, nouvelles, etc. alors que la deuxième traite des textes dont l'objet porte sur un domaine ou une matière spécialisé(e) de la connaissance. Plus précisément, le mot "technique" signifie "ce qui appartient à un domaine particulier, spécialisé de l'activité ou de la connaissance."<sup>1</sup> Alors que le terme "scientifique" signifie ce qui est relatif à une science ou à la science.

Etant donné le caractère subjectif du style littéraire, le traducteur est obligé d'avoir recours à une traduction libre. Par contre, le traducteur technique arrivera à transmettre le message même en faisant une traduction littérale ou bien mot-à-mot. Il faut toutefois remarquer que ce dernier n'est pas toujours possible. Dire que la traduction scientifique et technique ne pose que des problèmes de terminologie serait injuste. Le traducteur scientifique et technique ne peut pas se contenter de rester au niveau des mots. De même que souvent, "les arbres cachent la forêt, l'obsession du vocabulaire peut amener à négliger les autres aspects de la traduction et les liens logiques qui existent entre eux."<sup>2</sup>

- 
1. ROBERT P. : Le Petit Robert I, Dictionnaire alphabétique et analogique de la langue française, Le Robert, Paris, 1982.
  2. MAILLOT Jean : La traduction scientifique et technique, 2ème édition, Technique et Documentation, Paris, 1981, p.3.

Le corpus de cette étude comporte quatre textes du domaine nucléaire rédigés en français et leurs traductions en anglais. Le choix de ces textes a été fait selon un certain nombre de critères. La science et la technologie représentent un vaste domaine de connaissances humaines. Je me suis limitée au domaine du nucléaire car c'est un domaine d'actualité et de pointe. L'énergie nucléaire s'impose comme une source d'énergie peu négligeable. Elle reste, en outre, un domaine dans lequel on a fait tant de recherche que le jargon ne cesse d'évoluer et elle présente, de ce fait, un défi au traducteur. Le deuxième critère de choix est lié à la typologie du discours scientifique telle proposée par Anne Marie Lauffler Laurian. Sa classification est fondée sur des critères de situation de communication, de personnalité de l'Émetteur et du Récepteur, etc. Selon elle, le discours scientifique peut être classé en six types, à savoir : discours spécialisé, discours de semi-vulgarisation, discours de vulgarisation, discours pédagogique, discours de type mémoire, thèse etc. et discours officiels. Je me suis quand même, limitée aux premiers quatre car ils représentent les types de textes qu'un traducteur scientifique et technique est susceptible de rencontrer fréquemment dans l'exercice de sa profession.

Naturellement ces textes sont tirés des revues qui se distinguent l'une de l'autre par la personnalité des écrivains et celle du lectorat qui les lit. Ainsi la Revue Générale Nucléaire,

une revue spécialisée, comportent des articles écrits par des spécialistes du domaine nucléaire et destinés aux spécialistes; La Recherche, revue de semi-vulgarisation scientifique comportant des articles traitant de domaines multiples dont l'émetteur est un journaliste professionnel, spécialiste d'un domaine scientifique et le récepteur peut être n'importe qui ayant de solides connaissances de base; Science et Vie, revue de vulgarisation scientifique, dont les articles, rédigés par un journaliste professionnel, sont destinés au public général. Et finalement un article tiré d'un manuel de classe terminale qui s'adresse à des étudiants qui suivent ces cours.

En faisant une traduction de ces quatre textes, je propose de faire un commentaire sur la nature du travail impliqué, les problèmes que rencontrera un traducteur face à de tels textes. Plus particulièrement j'aimerais aborder le problème de compréhension et celui de réexpression. Ces textes, par leur nature même présentent au traducteur des difficultés à deux niveaux - linguistique et thématique. Les problèmes linguistiques étudiés se rapportent, entre autres, aux difficultés relevant de la polysémie, de la monosémie, des faux amis et des mots composés.

Le premier chapitre sera consacré à une brève étude du discours scientifique; le deuxième comportera les textes traduits. Dans le troisième, j'aborderai les obstacles précités.

Et, enfin, la conclusion fera état des observations que j'ai pu dégager en faisant la traduction et l'analyse de nombreuses difficultés rencontrées dans l'opération traduisante.

CHAPITRE I

DISCOURS SCIENTIFIQUE ET SA TYPOLOGIE

"On entend souvent parler du "langage scientifique" pratiqué par les scientifiques comme s'ils disposaient d'un seule "style" pour s'exprimer quelque soit leur compétence scientifique, leur niveau de formation et leur situation professionnelle."<sup>1</sup> Cependant, contrairement à la notion traditionnelle, au sein du langage scientifique, on est souvent face à de nombreuses classifications selon qu'un texte appartient à une communication orale ou bien à une communication écrite (qui implique l'utilisation de différents procédés de reformulation du texte). Cela dépend, en outre, du type de destinataires auxquels s'adresse le texte et ainsi de suite. Anne-Marie LOFFLER-LAURIAN, dans son article intitulé "Typologie des Discours Scientifiques : Deux Approches", définit l'expression précitée comme "on appelle discours scientifique l'ensemble des textes écrits et des productions orales ayant un contenu dit scientifique, c'est-à-dire lié à la recherche, l'enrichissement et la diffusion des connaissances sur la nature et le fonctionnement du monde minéral, végétal, humain, etc."<sup>2</sup>

L'utilité des textes scientifiques pour la recherche n'est pas négligeable. Or, pour être exploité, un texte scientifique se doit d'être exploitable par ses utilisateurs. En plus, une notion scientifique perd sa valeur si sa reformulation n'est pas

---

1. LAURIAN A.M.L. : Typologie des discours scientifiques : deux approches, Etudes de linguistique appliquée, No.51, juillet septembre (1983), Didier, Paris.

2. Ibid.

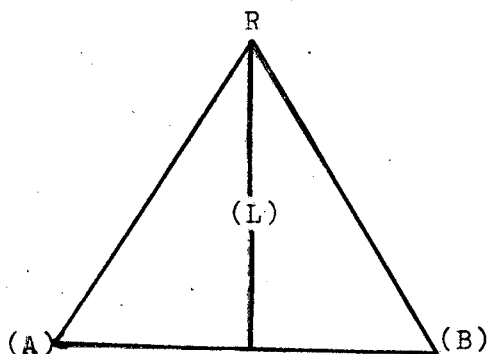
faite selon le destinataire visé. D'où la notion de reformulation qu'André Jean Petroff, dans son article "Sémiologie de la reformulation dans le discours scientifique et technique" définit comme "le résultat du travail sur toute information afin de l'adapter à un type de destinataire précis et en fonction d'une action déterminée."<sup>1</sup> Par "destinataire" on fait référence à des "utilisateurs potentiels des informations."<sup>2</sup>

L'objectif primordial d'un discours scientifique est donc d'organiser et de reformuler toute une gamme de connaissances de manière à ce qu'il soit utile à un certain type de destinataire d'un niveau de connaissance particulière. En effet, une modification du niveau de connaissance chez le destinataire modifie le discours lui-même. On voudrait constater ainsi qu'un texte scientifique et technique n'est pas un texte "en-soi". Pour ~~\_\_\_\_\_~~ citer A.J. Pétroff, "il est non seulement inséré dans une action déterminée, mais il s'organise différemment en fonction des destinataires."<sup>3</sup>

Gérard Vigner et Alix Martin, dans leur ouvrage intitulé "Le Français Technique", ~~représentent~~ la communication technique par le schéma (appelé "le schéma de communication")<sup>4</sup> suivant :

- 
1. PETROFF A.J. : Sémiologie de la reformulation dans le discours scientifique et technique, Langue Française, No.64, décembre 1984, p.53. Larousse, Paris.
  2. Ibid.
  3. Ibid., p.56.
  4. VIGNER G. & MARTIN A. : Le Français Technique, Librairies Hachette Et Larousse, BELC, 1976.





où le destinataire A entre en contact avec le destinataire B à propos d'un référent R, objet de communication, par l'intermédiaire d'un code linguistique L. Selon les auteurs, la réorganisation de ces cinq facteurs (constituant le message) donne lieu au "processus discursif". Les différents types de discours résultent selon lesquels des éléments précités prennent la prééminence dans ce schéma. Les auteurs considèrent A et B comme les facteurs les plus importants dans le processus discursif. Et c'est parce que le texte scientifique est grandement déterminé par les caractéristiques individuelles et sociales dont la combinaison est à la base de l'attitude et de compétence de ces deux éléments là.

Signalons tout d'abord que le type de langage utilisé dans un texte change selon qu'il est rédigé pour une revue de spécialistes qui sont au courant de l'ensemble de détails minutieux d'un domaine scientifique particulier ou qu'il est écrit dans une revue de vulgarisation. Même si ces textes comportent la même information, un message identique, devant des destinataires diversifiés, ils emploient de différentes tournures. Dans un texte spécialisé,

l'écrivain aura recours à l'emploi des termes et des expressions très recherchés. Alors que dans un texte de vulgarisation l'écrivain expliquera <sup>mêmes</sup> les notions scientifiques dans une langue très simple.

Par exemple un terme scientifique tel que :

1) - Hématies (dans un texte spécialisé)

va être rendu par :

- Globules rouges (dans un texte vulgarisé)

et une expression telle que :

2) - "le retour des atomes à l'état fondamental" peut être rendu par :

a) - "return of atoms to ground level" (dans un texte vulgarisé)

b) - "decay of atoms" (dans un texte spécialisé)

De même, une autre expression telle :

3) - "le fluide de refroidissement" (dans un texte vulgarisé)

va être rendue par :

- "le fluide caloporteur" (dans un texte spécialisé)

Et finalement l'expression

4) - "le transfert calorifique" se révèle être plus recherché

que "le transfert de chaleur".

Dans les textes vulgarisés scientifiques, tenant compte de son lectorat, l'écrivain commence généralement par un exposé des notions fondamentales du domaine scientifique en question, un rappel des principales définitions de concept, nécessaires pour comprendre le contenu de l'article, de manière à ce que même ceux qui ne connaissent pas déjà le sujet peuvent le comprendre.

Alors que dans les textes de haute spécialisation on emploie plutôt le style spécialisé, pour décrire des notions que seuls les spécialistes connaissent.

La typologie que présente Anne Marie est basée sur les trois critères suivants :

- critère de situation de communication,
- critère de personnalité de l'Emetteur et du Recepteur,
- critère de nature du support du Message

Comme mentionné plus haut, bien que je me sois inspirée de la classification proposée par Anne Marie, mon corpus n'inclut que quatre des six types de textes proposés par elle, à savoir :

(1) Discours scientifique spécialisé

<u>Destinateurs</u>	<u>Message</u>	<u>Destinataire</u>
Chercheur scientifique	Support : Revues spécialisées (ici, Revue Générale Nucléaire)	Chercheur scientifique

Dans ce type de discours, l'Emetteur ainsi que le Récepteur sont des spécialistes (du même domaine). Les articles appartiennent au domaine de spécialité de l'émetteur<sup>et</sup> sont destinés à des spécialistes.

2) Discours de semi-vulgarisation scientifique

<u>Destinateur</u>	<u>Message</u>	<u>Destinataire</u>
Chercheur scientifique ou un journaliste	Support : Revue traitant de domaines multiples (ici, La Recherche)	Public de niveau de formation universitaire.

Le destinateur peut soit être un scientifique soit un journaliste ayant des connaissances approfondies pour pouvoir rédiger le texte. Le message concerne le domaine de spécialité de l'Emetteur<sup>suffisamment</sup> mais non celui du Récepteur; celui-ci possède de connaissances dans ce domaine pour pouvoir plus ou moins le comprendre. Le support est une revue traitant de divers domaines qui peuvent attirer l'attention du public<sup>général</sup>. Ces domaines peuvent être très variés tels la chimie, la physique, la biologie, etc.

3) Discours de vulgarisation scientifique

<u>Destinateur</u>	<u>Message</u>	<u>Destinataire</u>
Journaliste	Support : revues traitant de divers domaines (ici, Science et Vie)	Public général

Dans cette catégorie le destinataire est un journaliste qui s'est spécialisé dans un domaine particulier. Le texte est destiné au public général lequel est susceptible de s'intéresser à ces différents domaines mais manque de connaissances fondamentales. Le support est une revue facilement accessible et peu coûteuse.

4) Discours scientifique pédagogique

<u>Destinateur</u>	<u>Message</u>	<u>Destinataire</u>
Enseignant	Support : Manuel	Elève ou un étudiant en voie de formation spécialisée.

Ici, les textes concernent les ouvrages d'initiation ou d'enseignement approfondi, rédigés par des enseignants chercheurs de haut niveau <sup>sont</sup> destinés à des élèves ou <sup>à</sup> des étudiants de spécialisation.

Les deux dernières catégories sont de type mémoire, thèse et des discours scientifiques officiels que je n'inclus pas dans ma dissertation.

Traits pertinents du discours scientifique

Un examen détaillé des quatre textes choisis permet de dégager certains traits pertinents dans chacun d'eux : la langue utilisée dans la "Revue Générale Nucléaire" est hautement spécialisée et le vocabulaire très recherché, que seuls ceux qui connaissent bien le sujet pourront arriver à comprendre. Ainsi on remarquera la présence de l'expression telle que "le fluide caloporteur"<sup>1</sup> qui, dans un texte de vulgarisation sera rendue par "le fluide de refroidissement". En plus les détails minutieux qu'on peut y trouver ne sont pas indiqués dans les textes vulgarisés. Le manque des expressions telles que "nous", "je", etc. révèle être une caractéristique important des textes hautement techniques. C'est-à-dire, les textes de sciences exactes où l'on suppose une "réalité", une "vérité", un "ordre des choses", des "lois du monde" indépendants du regard du chercheur. Le chercheur se contente de décrire "objectivement" ce qu'il observe.

Cela nous amène à la deuxième catégorie des textes semi-vulgarisés. Bien que l'auteur ait expliqué les notions "assez" techniques, le langage employé est plus général et relativement facile à comprendre.


Le troisième article tiré de "Science et Vie" est un texte type de vulgarisation. Tout d'abord les notions techniques sont expliquées par l'auteur très brièvement. Puis ce dernier a recours

- 
1. R.G.N., No.6, novembre-décembre, 1979, Paris, p.604
  2. La Recherche, No.31, février 1973, Paris, para 1, p.145

des mots anglais  
aux emprunts/par exemple, "l'outsider" de l'amiral Rickover,<sup>1</sup> à  
l'utilisation des phrases idiomatiques, par exemple, "coup de  
tonnerre"<sup>2</sup> et à l'emploi des métaphores, par exemple, "maillot  
jaune"<sup>3</sup> pour créer un effet stylistique afin d'attirer l'attention  
du public général.

Finalement, le texte tiré d'un manuel de classe terminale  
ne donne qu'une présentation de base des notions élémentaires.  
Ici, on peut noter une abondance de définitions pour simplifier  
autant que possible le texte et pour permettre une lecture facile.  
Prenons par exemple, la définition suivante :

"On appelle temps de doublement d'un sur-  
régénérateur, le temps qui lui serait nécessaire  
pour produire la quantité de plutonium nécessaire..."<sup>4</sup>

En revanche, dans un texte de semi-vulgarisation, l'explication de  
cette notion n'est donnée qu'entre  parenthèses et non pas sous  
forme d'une définition, notamment :

"Si un jour le temps de doublement des réacteurs  
rapides (temps nécessaire pour produire en  
excédent dans un réacteur rapide la quantité  
de matière fissile nécessaire pour ...) <sup>5</sup>

---

1. Science et Vie, Les Nouvelles Sources Energétiques, No. hors série, 1975, p.42, para 7.

2. Ibid., p.39. para 2.

3. Ibid., p.38. para 7.

4. Manuel Physique Classe terminale D, 1983, Hatier, Paris, 1983. p.362.

5. La Recherche, No.31, février 1973, p.146. para 5.

CHAPITRE II

TRADUCTION



TECHNICAL REALITIES<sup>1</sup>

CREY-MALVILLE POWER PLANT ~~GENERAL LAYOUT~~ AND MAIN FEATURES

By

Edmond ROBERT  
Director of NERSA Technical and  
Administrative Services

The author presents the main options that were adopted for setting up the Super-Phénix power plant. He then gives a description of the installation and outlines the important steps taken during its designing and commissioning.

---

<sup>1</sup> Revue Générale Nucléaire, N° 6, Novembre - Décembre 1979, Paris

Detailed research and careful planning led to the setting in up of CREYS-MALVILLE. Such an unprecedented prudence, demonstrated by the scientists involved in this project, outstripping that during Phénix installation is a testimony to the heavy cost investment and rigorous economic surveys that were carried out.

The lines on which preliminary studies were undertaken since 1970 onwards were envisaged bearing in mind the fact that Super-Phénix would pave the way for a prototype, "the first of a series" of fast breeder power plants to be developed at industrial level.

Thus it was necessary to develop a reactor which could produce electricity under conditions comparable to those of installations equipped with "tested reactors, especially light water reactors currently developed by Electricité de France.

## 1. MAIN OPTIONS

### (A) Overview :

After having determined the main objectives, ~~choice~~ choice regarding the fundamental options was exercised. This was done on the lines of Phénix, thereby benefitting both from the knowledge acquired during the designing and installation of this demonstration reactor and from the experience gained a little later from its operation.

1) The first objective to be determined was the level of power. In fact, of all the parameters having economic implications, power plays a primary role and fast breeder reactors can function well at high units of power.

The mark of 100 MW was adopted as reference power at the stage of preliminary studies which, for practical considerations was later increased to 1200 MW. As a matter of fact, for its Light Water Projects, Electricité de France has also adopted an identical rate of power generation. Besides, depending upon the prevalent technology of the concerned period, this option allows nuclear power plants to be equipped either with two 600 MW turbo-generator assemblies (designed by EDF) or with a single 1200 MW assembly.

2) Before arriving at this option of such huge dimensions, a systematic study of the boiler components was undertaken in order to ensure reasonable extrapolation with respect to Phénix.

On the other hand, research conducted on levels of power higher than 1200 MW showed that this choice would hold good in the future as well.

3) Certain hypotheses were made on the lines of Phénix. However, apart from a few modifications which were permitted whenever there was a need to simplify the design, <sup>or</sup> to provide additional facilities at the time of reactor construction or an increased reliability during plant operation, the basic features of Phénix have been retained :

- mixed plutonium and uranium to be used as fuel
- liquid sodium to be used as coolant
- a provision for primary integrated circuit is made
- a secondary sodium circuit is provided for as a "spacer" between the primary sodium and steam circuits.
- fuel is discharged when reactor stops functioning.



Whenever it was possible, various components were simply extrapolated from Phénix. There are, however, certain well-known exceptions.

In this general line of operation, all major modifications were brought about either for economic considerations or for the purpose of improving upon the existing state of technology. These are mainly as follows :-

- the characteristics of water-vapour thermodynamic cycle, as compared to that found in Phénix, were slightly modified in order to ensure combustion rate of fuel.
- low power modules (17 MW in case of Phénix) could not be preserved and unit power of steam generators was stepped up to 750 MW. An important test program was drawn up by EDF for this purpose in order to underline possible difficulties inherent to this extrapolation.
- the general structure of vessels and their layout were slightly modified. The roof of the main Phénix vessel which, bearing in mind the dimensions of Crey-Malville, could have created problems related to

DP55  
P, 122, 795  
122MB1

TH-282

temperature fluctuations leading to operational hurdles, has been replaced by a more suitable structure.

as increased energy transfer rendered it difficult to extrapolate the solution offered by Phénix, it was decided that primary sodium pumps would be driven by hydraulic coupler system.

- the design of the intermediate heat exchanger heads was reviewed following experience gained from Phénix plant operation.
- fuel handling components were modified in order to improve fuel rods transfer rate between the reactor core and storage cylinder, thereby shortening fuel handling periods leading to reactor availability for longer periods of time.
- shut-down and start-up systems were simplified
- and finally, a word on environmental protection which naturally, was accorded top most priority by the project designers. Efforts were made to ensure that Super-Phénix falls in line with future trends in technology, in France as well as outside it. This concern has led, more than ever before to greater caution being exercised in implementing the various solutions retained from the Phénix experiment.

Thus, a dome shaped cover was provided for the slab which, being a part of the safety vessel constituted a very effective barrier shield.

On the other hand, many major changes were brought about during initial stages of research work making provisions for residual heat removal by a

feedwater circuit located slightly away from the safety vessel inside the reactor vessel bits. This circuit was connected to a sodium/sodium and sodium/air circuit system capable of direct heat removal from the primary circuit.

(B) Number Of Turbo-generator Assemblies :

The target for electricity generation (1200 MW) that was set in the case of Creys-Malville was identical to that fixed for light water reactors (1300 MW) which were also built around the same time. After studying the reactor design, there were two options of equipping the reactor :

- either with one 1200 MW capacity turbo-generator assembly
- or with two turbo-generator assemblies of 600 MW each.

Technical and economic surveys were carried out in collaboration with different French, Italian and German manufacturers to decide on one of the two choices.

After going through all the bids and keeping technical and economic considerations in mind, the decision was finally taken in favour of installing two turbo-generator assemblies each with 620 MW unit capacity functioning at 300 rpm.

In fact, the main reasons for adopting this solution were rooted in the fact that it required very little modifications on the one hand and on the other, setting up of a 1200 MW capacity turbo-generator was subject to greater

uncertainty. Moreover, keeping the technological knowhow in mind, a two assembly system proved to be better suited as compared to the single assembly system.

(C) Thermodynamic Cycle And General Lay Out Of Steam Circulation Circuit :

Steam produced by steam generators is used in a re (super) heating type of thermo-dynamic cycle, the heat required for the latter being provided by steam delivered during expansion.

Main features of the principal heat removal circuit system are as follows:-

-Thermal power of the reactor-----3000 MW

-Electrical power -----1242 MW

-Water flowing into steam generator inlet :-

. Flow rate -----1360 kg/s

. Temperature -----235° C

. Pressure -----210 bar

- Superheated steam at generator outlet :-

. temperature -----487° C

. pressure -----177 bar

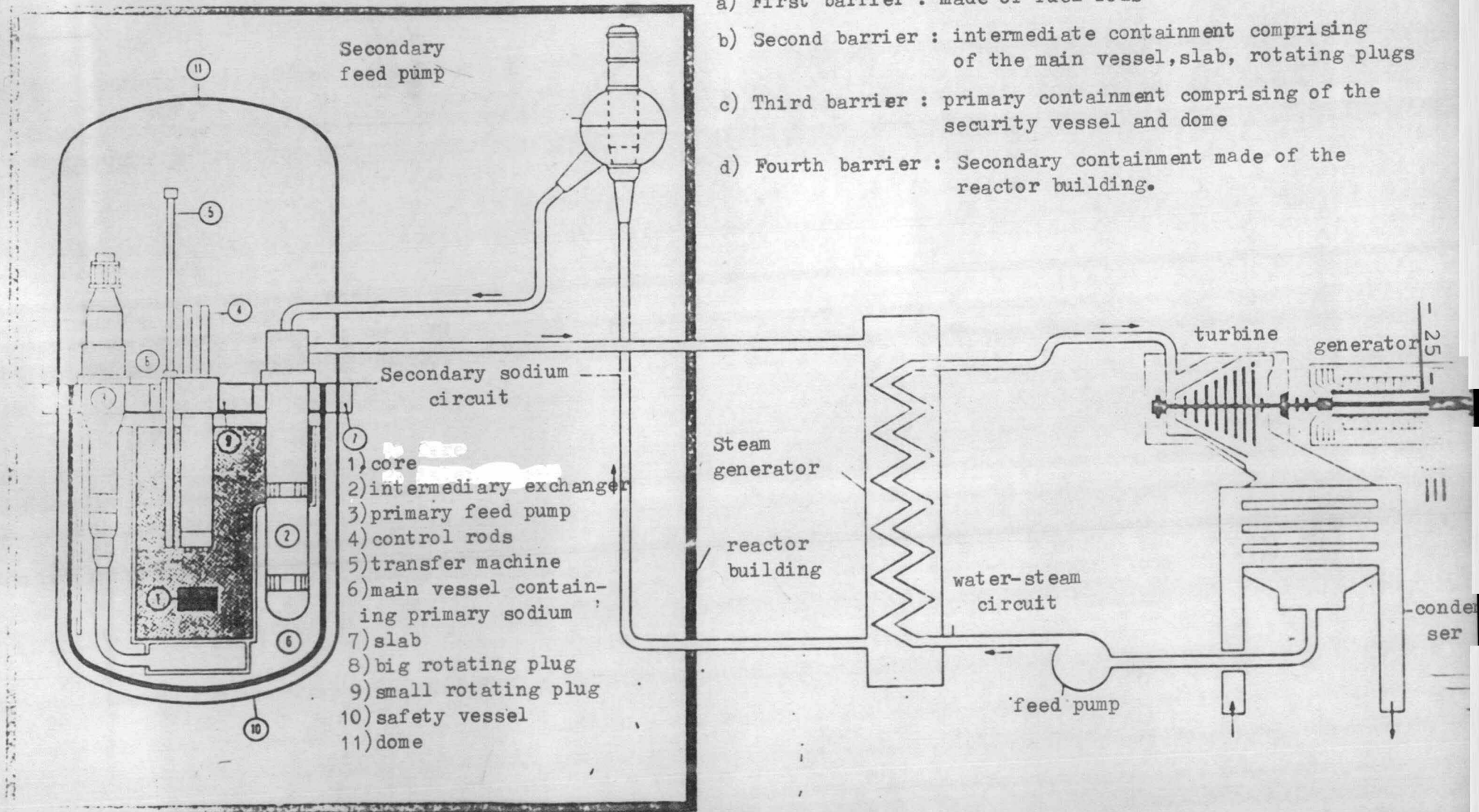
- Steam to be re (super) heated :-

. at the superheater dryer inlet -----165°C & 7 bar

. at the superheater dryer outlet -----290°C & 5 bar

### CONFINEMENT BARRIERS

- a) First barrier : made of fuel rods
- b) Second barrier : intermediate containment comprising of the main vessel, slab, rotating plugs
- c) Third barrier : primary containment comprising of the security vessel and dome
- d) Fourth barrier : Secondary containment made of the reactor building.



Detailed outline of a fast nuclear reactor (creys-Malville)



(D) Electricity Supply Lay Out :

(see figure 12 at the end of the article)

For each assembly, heat produced in the reactor core is transferred both by a 600 MVA 20/400:KV transformer and a line connected to a 400 KV interconnection station housed at the end of the site. This station comprising of two sets of rods will, at an initial stage, be connected to the EDF network through two lines going in the direction of the Saint-Wulbas power station and two towards the Génissiat station.

Each assembly is connected to the network through an on-off switch mounted on the 20 KV coaxial cladding in the machine floor and a 400 KV plug located on the interconnection station.

Power supply to the auxiliary systems is made by means of the following sources :

- a) Two independant external sources comprising of 400 KV network which is connected to the interconnection station. This source feeds auxiliary assemblies by means of two 400/20 KV main power removal transformers and two 20/6.6 KV 'bleeding' type transformers of 50 MVA with two secondary windings. Each of these in turn, is connected in parallel to the main generator-transformer situated above the on-off switch and mounted on heat removal platforms.  
KV .
- . the 225/<sup>KV</sup> network linked to the power plant through a 225/<sup>KV</sup> Saint-Wulbas serrières power line antenna making a parallel power supply to the two 50 MVA, 225/6.6 KV 'auxiliary' transformers with secondary windings,

installed on a platform south of the central building.

These permanently live auxiliary transformers are always equipped to continue power supply to the reactor auxiliary assemblies in case of non-availability of electricity owing to malfunctioning of bleeding transformers, the main power supply source under normal conditions, or of the 400 KV network.

- b) Two independant sources housed within the site, consisting of two separate assemblies each comprising of two Diesel engine driven 2000 KW power generating sets. Located at the two extremes, north and south of the control building, these two sets are completely separated from each other, both from geographical as well as functional point of view. In case of non-availability of the two network sources, these two internal assemblies will feed power to a certain number of auxiliary assemblies called "emergency auxiliaries", indispensable for the safety of the reactor system and for the protection of important equipments.

The distribution network comprises of two semi-networks constituting an extension of two redundant power lines A and B of control and monitoring.

Each semi-network comprises, on the one hand, of two 6.6 KV "regular" sets of rods, each of them getting power supply from the two external sources, and on the other two sets of 6.6 KV "emergency" rods, each of which gets power supply both by the two external sources as well as by<sup>a</sup> diesel motor.

Both in the case of regular as well as emergency rods, the 6.6 KV and 380 V pull-out cell boards of the two semi-networks are installed in each wing of the control building and are thus separated from each other. Electrical connections between boards and power supply sources and between boards and users are made through separate channels for each semi-network.

(E) Operating Principles Of The Installation :

1. Functioning with respect to the network:

The entire set of equipment and instrumentation is designed to meet the demands of a basic nuclear power plant in order to enable it to :-

- carry out primary frequency regulation with a static change of 4%
- carry out, on a range of 60 to 100% of rated power supply, secondary regulation (remote control) within a  $\pm 10\%$  band of the same rated power.
- remain linked to the network as long as frequency doesn't cross the limits of 47 and 51 HZ, rated power supply in this case being between 48 and 50.5 HZ
- remain coupled with the network in case of any accident of the latter provided it doesn't last for more than 1.5 seconds.

Understandably, the above mentioned functions would be initiated slowly depending upon the results obtained from the nature of fuel used in reactors already under operation.

2. POWER PLANT OPERATION :

The nuclear reactor system is monitored from a single control room where all means of control and information transmission equipment, necessary for the functioning of the reactor are located. Sitting inside the control chamber the operator has the following computers at his disposal :-

- 2 core temperature regulation computers (TRTC) ensuring core monitoring and reactor safety.
- one core fault detection and removal computer (DDDC) supplying information on core and associated circuit's physical parameters without having anything to do with reactor safety.
- one computer for additional information processing (TCI) of the entire network.

The **latter two** are not indispensable for the immediate functioning of the power plant.

In case of non-availability of the control room, the operator performs his functions through control and information devices necessary for monitoring reactor shut down and its safe maintenance. These control and information instruments are housed in two double fold semi-panels, each located in one wing

of the electrical equipment room.

Fuel is handled during reactor shut down and is monitored in a decentralised control room located in the reactor building.

3. GENERAL MONITORING AND MODE OF FUNCTIONING :

The nuclear power generating system is monitored so as to meet the above mentioned demands of the network. The function of the generators should therefore be adapted to variations in load demand.

Automatically controlled variables and the corresponding devices are summarised below :-

Controlled variable	Controlling variables	control device
GV outlet sodium temperature	GV feed water flow rate	feed water pump (speed) + control valve
Steam pressure	Steam flow rate	Turbine valve
Electrical power	Secondary sodium flow rate	Secondary sodium pump (variable speed)
Average core outlet temperature	Reactivity	Control rods

For safety reasons, flow rate of primary circuit sodium is monitored automatically. After a load variation in the reactor, the flow rate is manually adjusted by the operator.

As far as the reactor as such is concerned, its reactivity is adjusted by means of three control rods (automatic control).

4. OFF-NORMAL STAGES OF REACTOR FUNCTIONING :

Apart from normal operation at rated or partial power supply, a reactor can also function under certain exceptional cases :-

- on the turbine circuits
- with one primary feed pump shut down (working on only 70% of the rated power supply)
- with a secondary circuit going out of service (power supply limited to 70%)
- with a turbo-generator assembly going out of service (power supply reduced to 50%)
- with a turbo-feed-pump going out of service (power supply restricted to 75% if motor driven feed pumps are available)

5. SHUT DOWN SITUATIONS :

There can be three kinds of shut down situations :-

- Hot shut down - a short duration shutdown in which the temperature of the hot primary circuit sodium is maintained at around 330° C. This stage corresponds to a repeat position after an accident or if an untimely safety action is triggered off.
- Semi hot shut down - a medium duration shut down in which temperature of hot sodium flowing through the primary circuit is maintained at 250° C; this stage corresponds to a "week-end type" shut down.

- Cold shut down - a long duration shut down in which hot primary sodium circuit/temperature is 180° C; this stage corresponds to a "fuel handling", "equipment monitoring" or "steam generator cleaning" type shut down.

Residual heat under such circumstances, is removed :

- either by water fed steam generators and associated start up - shut down circuits during hot shut downs and, if need be, during semi-hot shut down.
- or by sodium/air exchangers during cold and finally by semi-hot shut downs.

## II. DESCRIPTION OF NUCLEAR INSTALLATIONS

### (A) Site And Layout Plan :

The site at creys-Malville was chosen after a detailed examination and survey of different locations. This choice was made not only on the basis of technical but also on socio-economic criteria as well as on the fact that it had to be located on French territory some where near Italy and Germany.

The reactor is situated at the Creys-Musignieu commune (Isère), 45 km east of Lyon and 32 km north of the Bugey installation at Rhône.

The basement is made of a very thick gravelly - sandy highly permeable clay keeping the construction above the surface thereby reducing the area of portions built underground.

At this spot, the water level of Rhône is at the lowest during the winter months.

Its annual average rate of flow is  $443 \text{ m}^3/\text{s}$ . Its millennial flood is estimated to be  $3500 \text{ m}^3/\text{s}$ . The Genissiat dam, built 90 km upstream controls the river's flow rate which is more less sufficient for reactor cooling as water used for this purpose can directly be drawn from and discharged into the river.

The site of Creys-Malville is located in a sismotectonic province categorised under zone VI as per MSK (1) scale. This part of "tabular" Jura (Crémieu island plateau) is devoid of any known seismic activity. Besides, geological features of the site are known quite well as a result of surveys conducted bearly in 1964.

There is a provision for connecting the site with the SNCF network thanks to a private junction and an old railway line which has now been repaired.

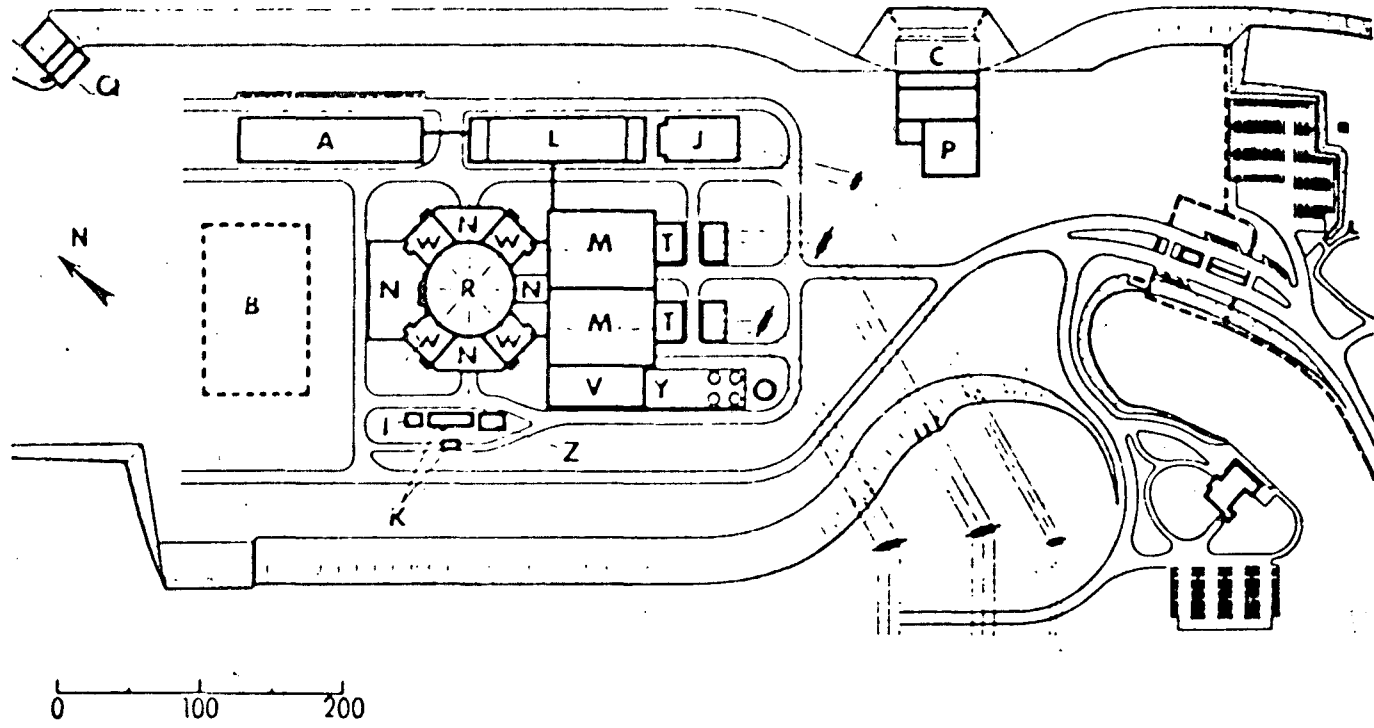
B) Civil Engineering :

The various divisions of the installation extending from north to south are given as follows (fig.2) :-

- circulation water discharge assembly
- nuclear boiler building assembly
- equipment Room
- auxiliary nuclear boiler assembly room
- control and monitoring room
- circulation water inlet and pumping station.



← Rhône



- |  |  |
|--|--|
| A - General shop-garages-oil-works       | O - Ordinary water storage             |
| B - Prefabrication and mounting workshop | P - Filtering and pumping station      |
| C - Water connection                     | Q - Water discharge                    |
| I - Boiler room                          | R - Reactor building                   |
| J - Network supply transformer platform  | T - Heat removal, transformer platform |
| K - Sodium decanting and storage         | V - General auxiliary assembly room    |
| L - Equipment room                       | W - Steam generator building           |
| M - Machine room                         | Y - Demineralisation                   |
| N - Nuclear auxiliary assembly room      | Z - Gas storage station                |

Fig. - An overall plan.

Apart from these, there are a few other annex structures :-

- site entrance and reception building
- decanting and storage tank of sodium for initial loading
- argon and nitrogen storage tanks

Finally there are some  $380 \frac{\text{KV}}{\text{capacity}}$  heat removal stations and  $225 \frac{\text{KV}}{\text{capacity}}$  auxiliary emergency stations.

A succinct description of the main portions of the installation (fig. 3 & 4) are as follows :-

The reactor building is a 1 meter thick and 82 meters high cemented circular containment with a 64 meters long internal diameter. All nuclear assemblies are housed within this vessel namely : the reactor vessel mounted with its metallic dome (primary containment envelop), active auxiliary circuits of the entire system, irradiated fuel rods handling system, special handling devices a part of secondary sodium circuit (intermediate heat exchangers, secondary pumps and link pipelines).

All these assemblies constituting the machine room are made of reinforced concrete with metallic framework supporting it from the basement uptill their roof.

~~The~~ control room is connected through underground cables and through a foot bridge for access to the staff.

Following are connected to the machine room building :-

- general auxiliary assembly building (auxiliary boiler, ordinary water storage tank, demineralisation station, compressors) to the west.
- main transformer platforms to the south.
- Control And Monitoring Building :

This 13 m. high reinforced concrete structure is situated parallel to the machine room building on the side of the Rhône.

Designed to act as a spacer between two redundant power supply channels and reactor equipment monitoring-control device, it is made of :-

- . two wings, one in the north and one in the south, each containing auxiliary electrical assembly of a channel.
- . one central nucleus separated from both the wings by anti-missile and fire proof concrete walls used for eliminating all chances of a simultaneous shut down of the two redundant channels located in the building wings.

This central nucleus particularly houses the control room and its annexes (operation office and staff).

Electrical connections between the control room and other buildings of the portion go through underground galleries ensuring complete separation of the two channels. Two buildings also made of reinforced concrete are connected to each wing of the building at the northern and southern ends, each housing two emergency generator sets.

1. Intermedi ate exchanger
2. Primary feed pump
3. cylinder
4. Steam generator
5. Secondary feed pump
6. Secondary circuit
- 7, 9 Superheater dryer
8. Generator
10. Degasser
11. 48 MVA 20 KV/ 6.8 KV bleeding transformer
12. 670 MVA, 20/380 KV main transformer
13. Supply tray

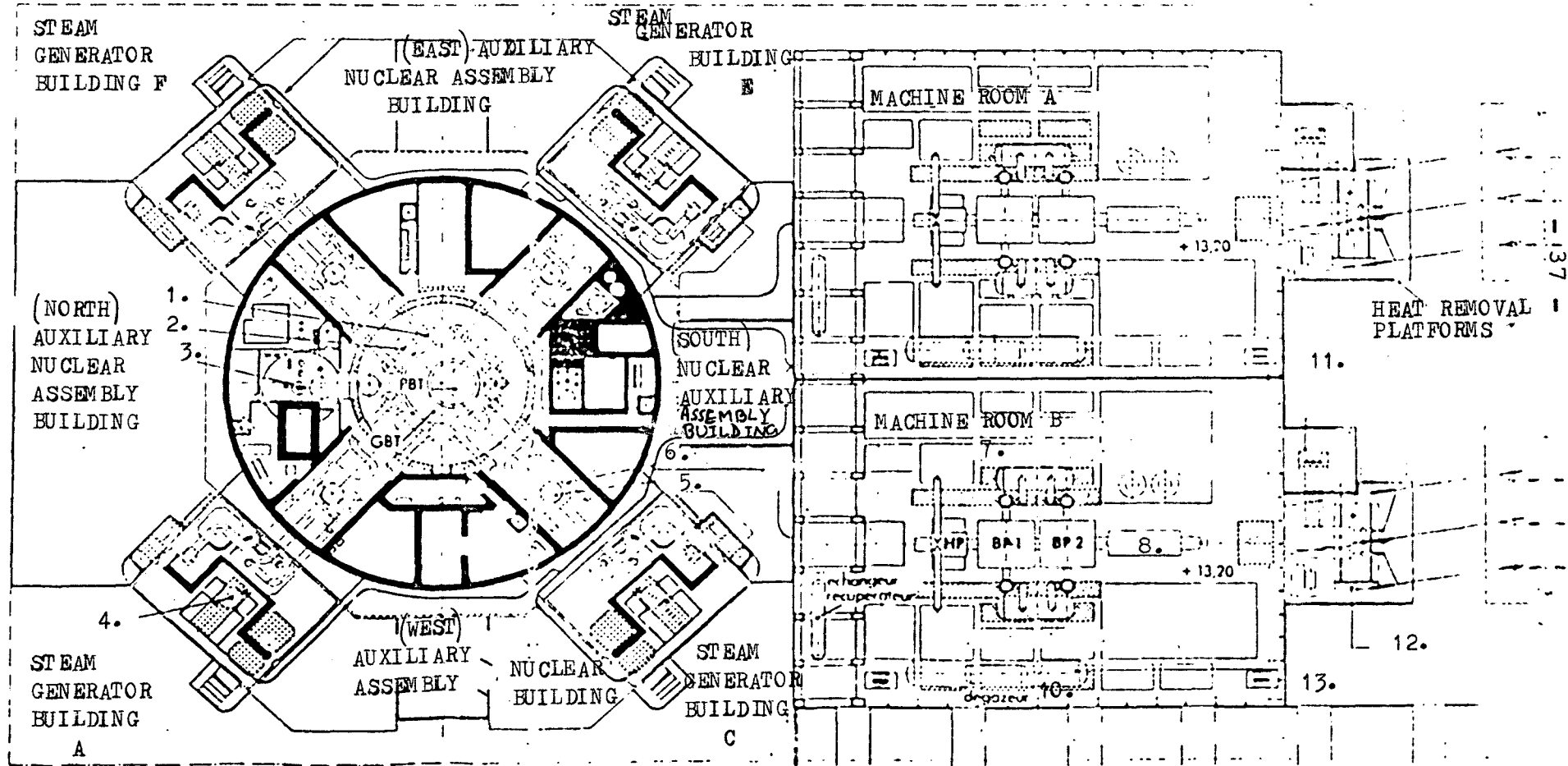


Fig. 4. — View of the reactor plan at 22,50

610/RGN - 1979 - 11

Following are located in the building extensions :-

- . operations building in the north (offices, workshops and shops)
- . two 225000/6600 V auxiliary transformer platforms in the south.

Pumping stations situated by the side of Rhône upstream to the portion. It comprises :-

- . feed pumps
- . ordinary cooling water pumps of the primary safety circuit (two groups of feed pumps and two circuits separated from each other).
- . fire extinguishers

After passing through turbo generator assembly condensers and various coolers, circulation water is discharged into the Rhône flowing down the power plant. All water canals are built underground.

C) Nuclear Boiler :

With a capacity of 3000 thermal MW a nuclear boiler comprises of an "integrated primary circuit" type reactor linked to the steam generator by four secondary loops.

1. Core : The reactor core contains on the whole 364 fuel rods.

Each rod basically comprises of 271 fuel pins, contained in a hexagonal body, a handling head, and a sodium coolant flow rate regulation equipment is mounted.

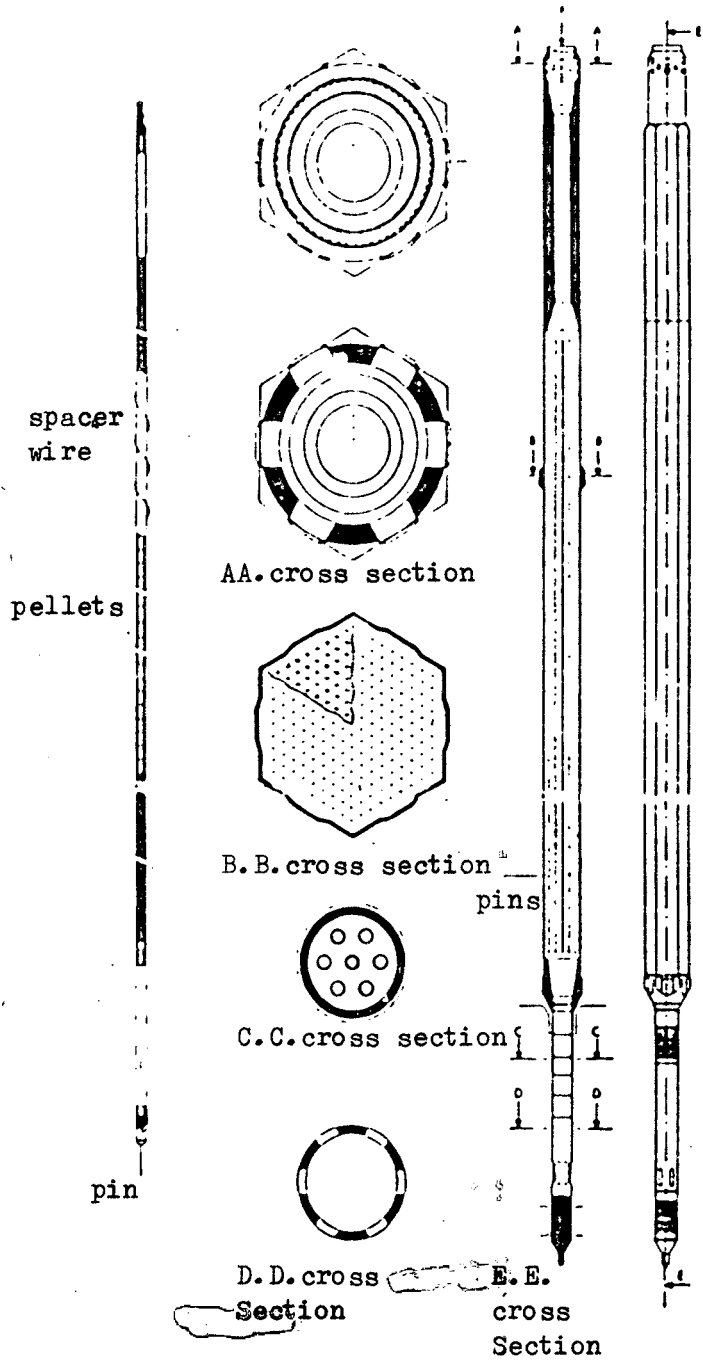


Fig. 5 : Fuel Rods

Upper and lower axial neutron protection assemblies made of depleted uranium are an integral part of the fuel rods themselves.

Reactor core built in this manner is surrounded by three rings of fertile assemblies containing depleted uranium and by many layers of steel assemblies, all of which go to make the first layer of lateral neutron protection. This entire assembly is finally completed by many neutron protection layers which help reduce radioactivity of primary circuit sodium circulating in the intermediate heat exchangers mounted around the reactor core, to an acceptable level.

## 2. Reactor Building (fig. 6) :

It consists of a main vessel, 21 meter in diameter and filled with sodium. It has a flooring on which rests a beam. The latter provides support to fuel rods and supplies them with sodium under pressure. Furthermore, it is surrounded with another beam which supports neutron protection assemblies which are cooled by free convection.

The inner vessel, surrounding the core, separates hot sodium from the cold one. The upper portion of this vessel has an array of eight intermediate heat exchangers and allows four primary <sup>feed</sup> pumps to pass through the chimneys.

After passing through the assemblies, hot sodium flows into the intermediate heat exchangers and flows out again at the lower portion between the primary and the main vessel meant for collecting the cold fluid. This cold sodium is then collected by the feed pumps which deliver it into the beam through link pipelines.

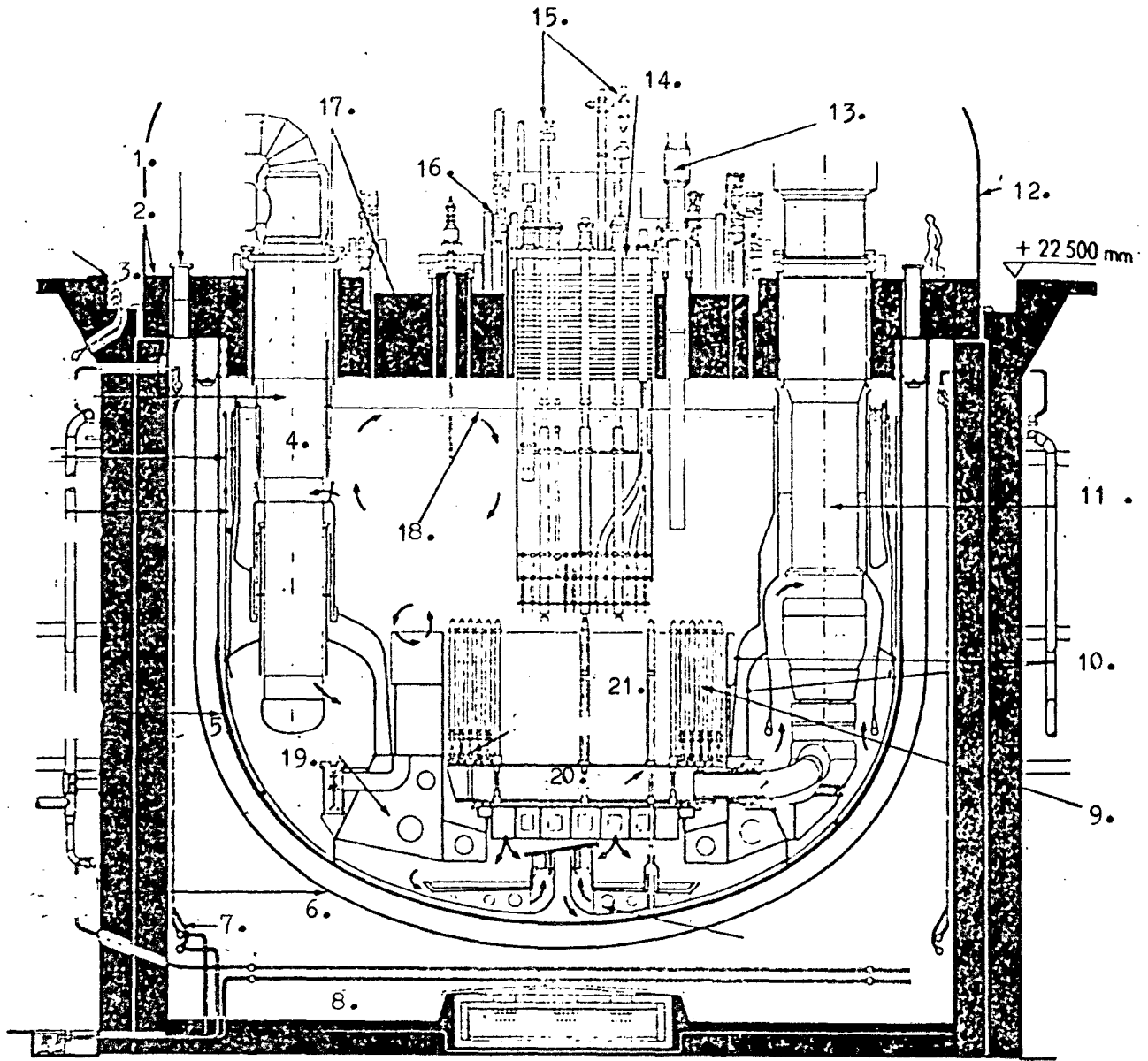
The upper portion of the main vessel, above the free level of sodium is covered with a slab. A heat insulater provides an insulation barrier to the slab by protecting it from hot sodium surface and from the covering gas (argon).

~~Two rotating plugs located at the centre of the~~ slab enable access to all fissile and fertile rods and to the core protection layers.

The shut down system of the reactor comprises of 21 control rods out of which three rods, constituting the principal shutdown system, ensure core regulation by adjusting reactivity level on the one hand, and on the other, three special safety rods constituting the complementary shut down system. The control rods as well as the control rod drivers are supported by the "core lid end plug" mounted in the small rotating plug. This structure also supports three end plugs for detection of failure in fuel element. Apart from this, three thermo-converte are provided per assembly which help in monitoring temperature of sodium exiting through assemblies.

The core cover slab supports four primary pumps, eight intermediate heat exchangers, an integrated primary sodium purification device and a loading-unloading system of reactor assemblies. The integrated primary sodium purification system consists of an electromagnetic pump and a cold trap dipped in hot sodium contained in the primary vessel. The loading unloading (device), made of of a drill rod lock, extends into the reactor by means of a handling platform. A





- |   |                         |
|---|-------------------------|
| 1. observation hole...                      | 11. primary feed pump   |
| 2. slab                                     | 12. dome                |
| 3. cooling circuit of the slab              | 13. transfer machine    |
| 4. intermediate exchanger                   | 14. core lid end plug   |
| 5. main vessel<br>$\varnothing$ 21,000 mm   | 15. control rod drives  |
| 6. safety vessel<br>$\varnothing$ 22,450 mm | 16. small rotating plug |
| 7. cooling of core pits                     | 17. big rotating plug   |
| 8. heat insulator                           | 18. sodium level        |
| 9. lateral protection from neutrons         | 19. flooring            |
| 10. internal vessels                        | 20. beam                |
|   | 21. core                |

Fig. 6. - Reactor

valve, fixed at the reactor building outlet holds the reactor assemblies together during plant operation.

The reactor is surrounded by a containment ensuring its primary confinement. The lower portion of this confinement is made of a safety vessel completely surrounding the principal reactor vessel which is soldered to the core slab. In the upper portion, this confinement is provided by a metallic containment comprising of a cylindrical barrel topped with a dome (fig. 3)

### 3. Handling of Fuel Rods (Fig. 7 & 8) :

Fuel handling system comprises of a set of devices and equipment for carrying out the following functions on control, fertile and fuel rods as well as on a section of safety assemblies :-

- . transfer of reactor assembly from one place to another by means of two rotating plugs and two "Transfer machines".
- . Reactor unloading and loading from storage tank with the help of two trolleys rotating on inclined ramps connecting the reactor to the storage tank through a drill rod lock; vessel filled with sodium kept on the trolley removes residual heat of fuel rods.
- . Fuel storage, which would help cool the fuel rods to a certain extent before they are removed, with the help of a barrel of bare fuel rods placed in a sodium filled vessel, the residual heat brought in by fuel rods is removed through two independent sodium circuits connected to

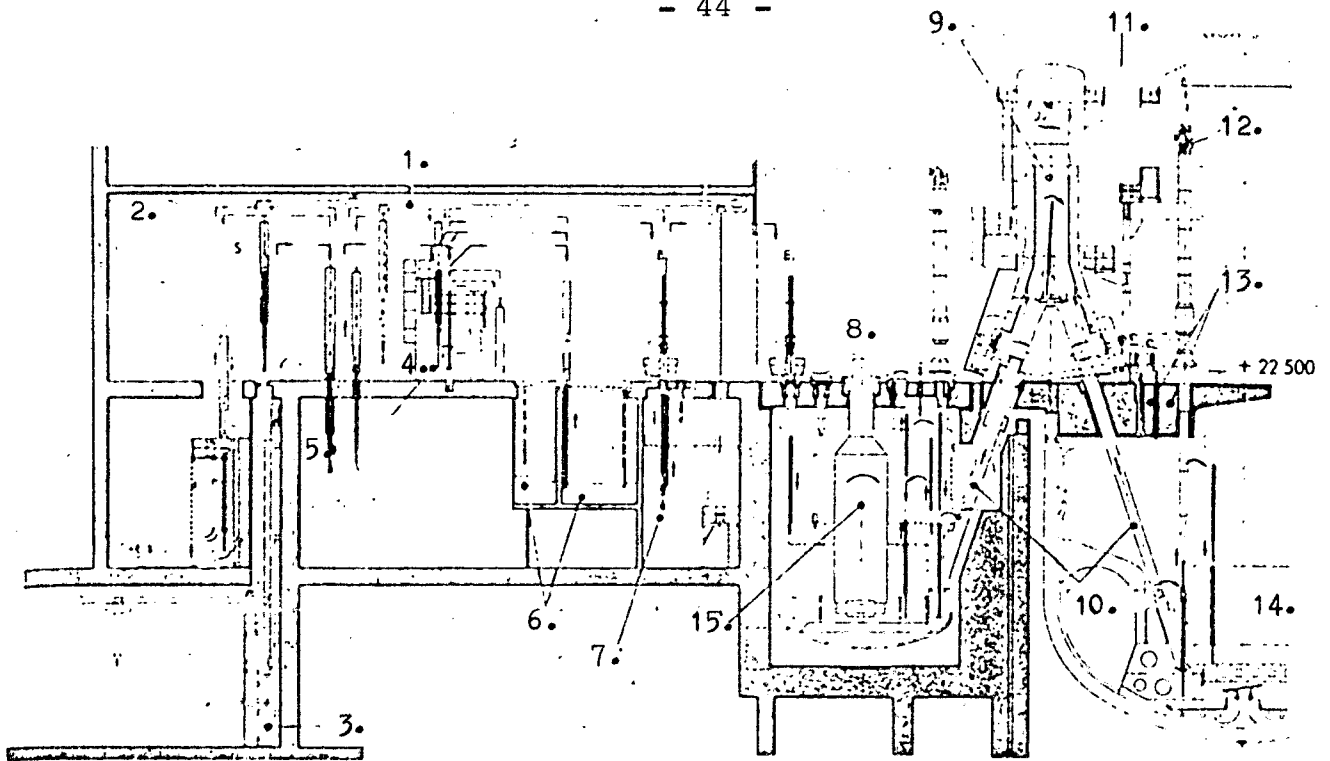
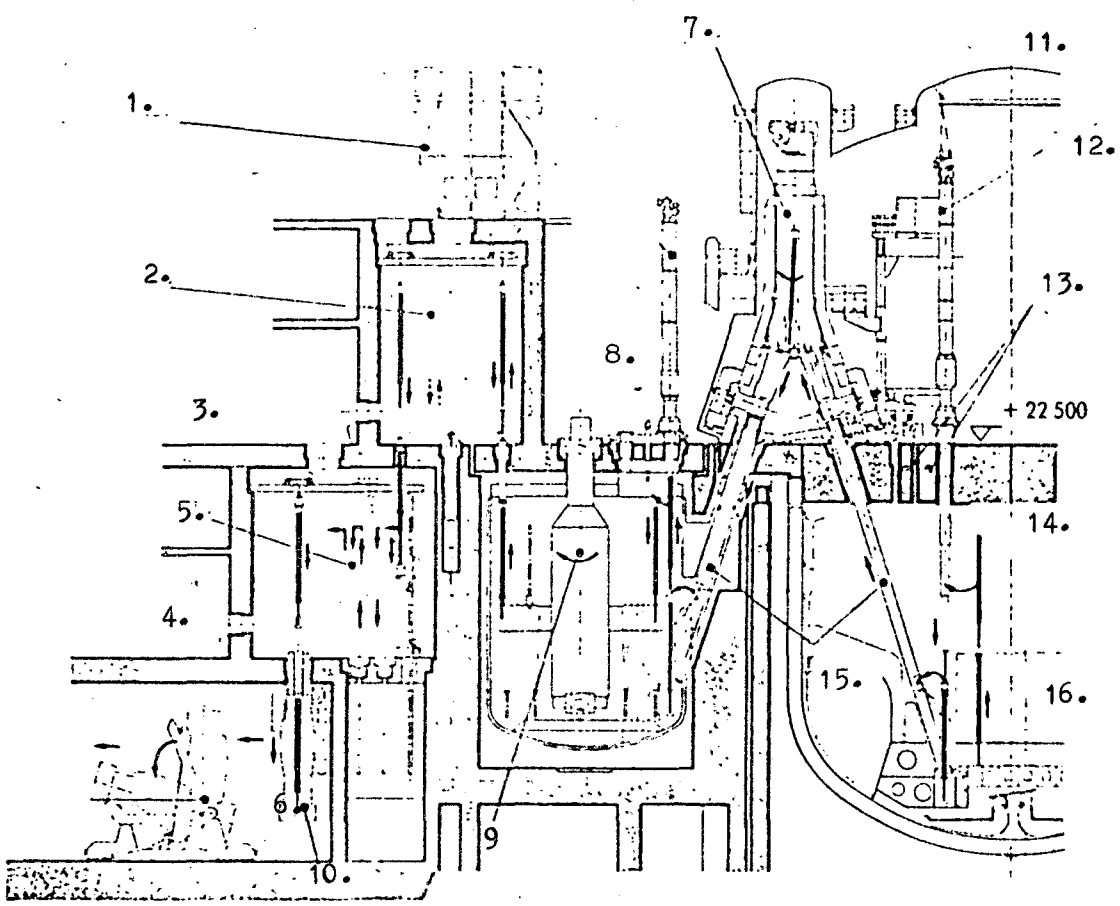


Fig. 7. —

- |                          |                       |
|--------------------------|-----------------------|
| 1. pivoting beam         | 9. drill rod lock     |
| 2. new assemblies' room  | 10. ramps             |
| 3. lift                  | 11. dome              |
| 4. control station       | 12. transfer machines |
| 5. pits                  | 13. rotating plugs    |
| 6. new fuel rods storage | 14. core              |
| 7. conditioning pits     | 15. Cylinder          |
| 8. cylinder passage      |                       |

Fig. 7 - Fuel loading. Movement of a new fuel rod.



- |                      |                       |
|----------------------|-----------------------|
| 1. passage           | 9. cylinder           |
| 2. handling passage  | 10. cask              |
| 3,4. working zones   | 11. dome              |
| 5. conditioning room | 12. transfer machines |
| 6. cask              | 13. rotating plugs    |
| 7. drill rod lock    | 14. reactor           |
| 8. cylinder passage  | 15. ramps             |
|                      | 16. core              |

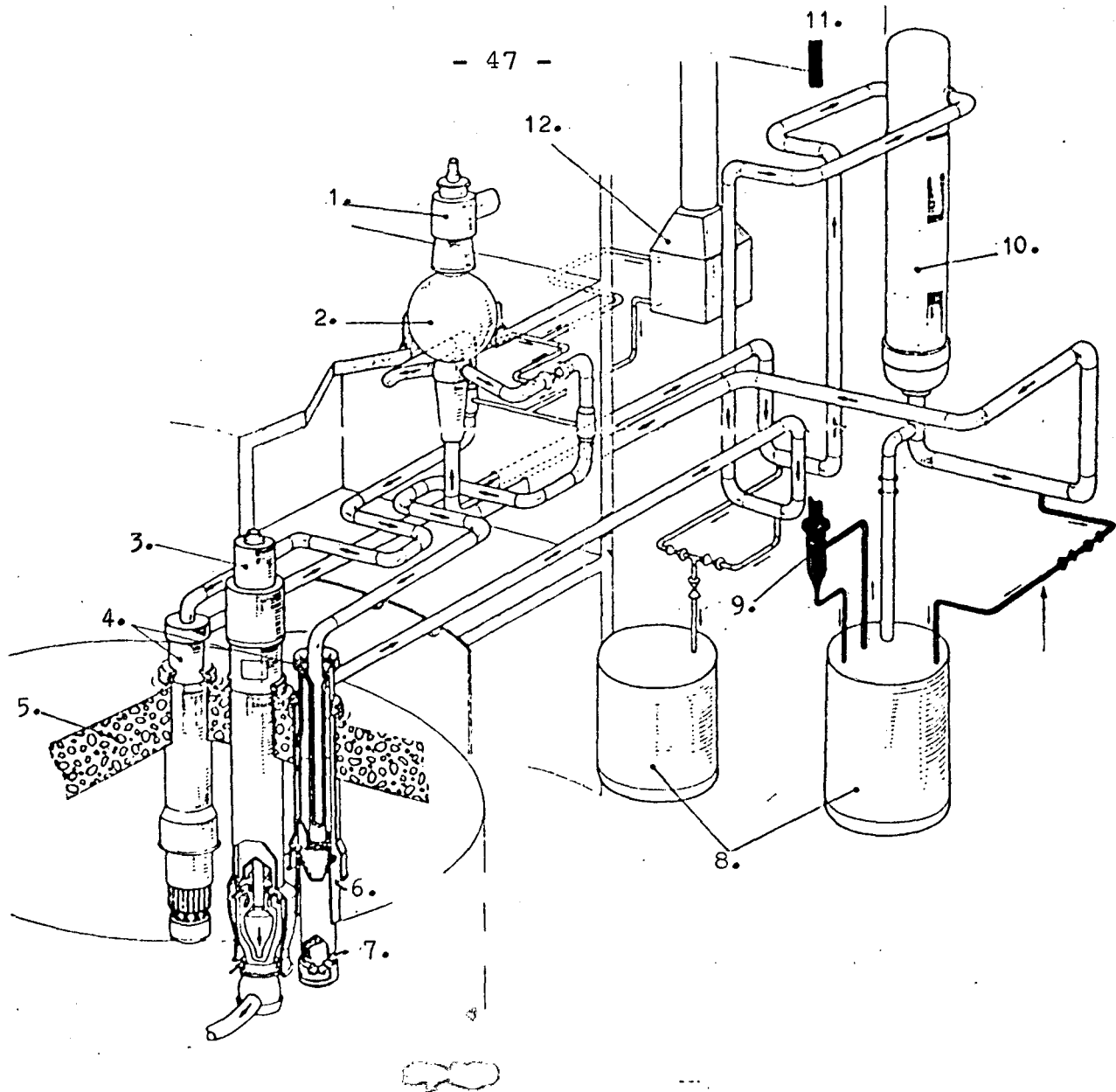
cooling towers; fuel assemblies inside the cylinders are shifted from the bottom of the ramp to different positions by means of a rotating plug and a transfer machine.

- . Extracting the cylinder and introducing the fuel rods to be disposed off, into the processing room by means of a handling aisle.
- . Fuel rod conditioning and disposal; for this purpose, each assembly is kept inside a case which is later on filled with sodium and closed with a tight lid; these cases are then placed in the transfer cask situated below the room.
- . Storing and conditioning of new assemblies in a special room where they are kept in pits.
- . Introduction of new assemblies in the cylinder by means of a hood which transports each assembly separately from the conditioning pit, located in the new assembly room, upto the storing cylinder.

#### 4. Main Secondary Circuits (fig. 9 & 10) :

These are essentially made of four separate loops each consisting of two intermediate heat exchangers, installed in the main reactor vessel, a vertical axis secondary main pump placed at the bottom of a spherical expansion pool and and a steam generator assembly.

Sodium is injected by means of secondary pumps into each intermediate heat exchanger where it is received into a vertical steam collector going right



- 1. Secondary feed pump
- 2. Expansion reservoir
- 3. primary feed pump
- 4. Intermediate exchangers
- 5. Slab
- 6. Primary sodium (inlet)
- 7. Primary sodium (outlet)

- 8. Storage reservoirs
- 9. Na/H<sub>2</sub> Separator
- 10. Steam generator
- 11. Hydrogen removal channel
- 12. Sodium /air exchanger.

Fig. 9 : Secondary Circuits

through the centre of the exchanger. From here onwards, sodium travels up and down through the array of tubes. Primary circuit hot sodium flowing from the core enters through the upper window of the heat exchanger from where it passes down parallel to the standpipes and flows out radially. Whenever the loop goes out of service, the upper window can be sealed by lowering a cylindrical ring.

Steam generator assemblies are unitary in nature and are "once through" type (direct passage). Secondary pumps are driven by means of an adjustable speed engine. They are also equipped with an emergency engine of reduced output.

The reactor is shut down whenever the steam generators become simultaneously unavailable; the residual heat is then removed by free convection by four sodium/air exchanger systems connected parallel to the four steam generators.

#### 5. Auxiliary Circuits :

The number of primary sodium auxiliary circuits has been reduced since the purification installation forms an integral part of the reactor. They comprise mainly of electromagnetic pumps and pipelines allowing coolant circulation between the three storage tanks of the reactor building and the reactor itself.

Auxiliary argon circuits of the reactor link up argon gas with the three primary sodium storage tanks. Mounted between the reactor and its storage tanks, filter, condensers catch sodium spray and aerosols and facilitate argon cooling. Storage tanks also

ensure decay of short-lived products. The passage situated above active carbon cages provided with liquid nitrogen cooling installations retain gaseous products. Purified in this manner, argon can be reused for dam circuits of reactor assembly mechanisms.

Auxiliary sodium circuits comprise of two independent circuits for residual heat removal by means of sodium-air exchangers whose exchange pipelines are coiled inside the cylinder. They are also equipped with a sodium purification installation.

Secondary argon auxiliary circuits monitor covering gas pressure both in the secondary pump expansion reservoirs and in storage reservoirs of each loop. They also regulate the level of sodium in steam generators.

Secondary sodium auxiliary circuits are furnished with a purification installation in each loop and with a discharge circuit which collects products resulting from sodium-water reaction in case of a highly improbable steam generator leakage. They are also provided with a hydrogen detection device comprising of an electromagnetic pump, many sample selection valves and an analyser whose principle of operation lies in the fact that hydrogen can easily pass through a nickel wall.

#### 6. Annex Circuits :

For its normal operation the nuclear boiler should be provided with the following main circuits :



- . rotating plugs and core plate cooling circuit (two independent sources of supply) ;
- . vessel pits cooling circuit ;
- . organic liquid circuit ensuring cooling of cold sodium and argon purification traps ;
- . steam circuit and auxiliary boiler used for preheating various storage tanks ;
- . Nitrogen circuit for intervessel refuelling and regulation.

D) Power production plants :

The machine room is designed to accomodate two 620 MW turbo-generator sets. It is divided into two identical sections each connected to one set and its auxiliary assemblies.

The turbo-generator is made of a high pressure and average pressure body (HP-AP) and another of two low pressure double flux bodies (LP). Steam is injected into the HP-LP body through two pipelines from a general purpose barrel containing steam produced by generators.

Thus the four steam generators are not allocated 2 by 2 to each turbo-generator set thereby leading to an easy operation.

The steam, meant for heating up the feed water is collected by five bleeding points (3 on the HP and 2 on the LP body) (fig.11)

The turbine generator has the following features :-

- . Power output : 620 MW
- .  $\cos \phi$  : 0.9
- . Rated voltage : 20 KV
- . Rotation speed : 3000 r/mn

Stator windings are cooled by a demineralised feed water circuit. The rotor and the stator circuit are cooled by circulating hydrogen. Excitation is of static type ensured by thyristors.

Each turbo-generator group is linked to a water source. It comprises of :

- two full speed condensate pumps
- a continuous condensate processing unit ensuring overall monitoring of water flow rate.
- two rows of two heaters fed by two bleeding points.
- a deaeration tank collecting steam released either from :-
  - . bleeding point mounted on HP exhaust of the turbine
  - . steam cylinder
  - . a burst balloon used during start up and shut down of steam generators,
  - . or of an auxiliary boiler.
- a feed water turbo-pump collecting steam from the deaerating tank and delivering it in the HP station. Its turbine drive is supplied either with steam flowing from re(super)heater drier (main supply) or with

(hot) steam ~~released~~ from burst balloon or auxiliary boilers.

- two engine driven feed pumps without diesel stand by and with a capacity to ensure 25% flow rate. These pumps are used during start up and shut down phases of the power generating system. They blow into the deaerating tank and deliver directly at the steam generator inlet.
- HP station comprising of two rows of reheaters supplied with steam released from the two HP bleeding points.

At the HP station outlet, feed water released from its storage tanks is delivered into a common ~~cylinder~~ before being discharged into the four steam generators.

This principal set of circuits is connected to an outer circuit with a 100% normal flow rate capacity comprising of separator valves and a de-superheating system. During start up phase, this circuit allows direct transfer of steam produced by steam generators to the condensor.

### 3. DESIGNING AND COMMISSIONING OF THE POWER PLANT (fig. 13) :

1. The preliminary studies undertaken by Electricité de France in collaboration with commissariat à l'énergie Atomique since 1970 for setting up an electronuclear power station equipped with an industrial level sodium cooled fast breeder reactor were completed in 1972.

Consequently, a draft scheme was taken up at the end of 1974. A dossier containing technical and economic details deemed indispensable for deciding upon

The construction of this plant was drawn up.

2. Following were the major decision making stages :-

- law of 23rd december 1972 which autorises commissioning of the power plant in France expected to produce electricity in order to meet European demands.
- decree of 13th May 1974, signed by the Prime Minister, authorising creation of NERSA.
- setting up of NERSA society on 8th July 1974.
- final decision on the construction taken on 20th December 1976

Main administrative authorisations :-

- Public Utility Declaration - decree signed on May 2nd 1977
- Declaration Regarding Sanction For Setting Up The Plant - decree signed on May 12th 1977

3. The initial orders concerning preparatory work for installing equipment at the site were initially placed in 1974.

4. The operation was carried out by carefully following the general plan as shown in fig. 13. The reactor is expected to be commissioned by the end of 1983 and important dates for planning are indicated in the box given below :

PLANNING OF THE CREYS-MALVILLE  
POWER PLANT : SOME IMPORTANT DATES

Reactor building above water	Early 1980
Safety vessel installation	March 1980
Start of sodium delivery	Early 1981
Start of fuel rod delivery	January 1982
Supply of sodium	Mid - 1982
Loading	Early 1983
Reactor turning critical	1st half of 1983

The following pages give an outline of the planning and commissioning of Creys-Malville (Fig.13) and a table showing general technical features of the power plant.



- Number of constituting elements of the rod 3
- Cladding material Stainless Steel

#### REACTOR VESSEL

- Shape Cylindrical
- Internal diameter 21,000 mm
- Height 19,500 mm
- Component metal Stainless Steel

#### PRIMARY CIRCUIT

- Cooling agent Sodium
- Total weight of sodium in primary circuits 3,500 t
- Nominal flow rate 4X4.24 t/s
- Temperature at the intermediary exchangers outlet 392° C
- Temperature at core inlet 395° C
- Temperature at core outlet 545° C
- Temperature at intermediary exchangers inlet 542° C

#### SECONDARY CIRCUITS

- Cooling agent Sodium
- Total weight of sodium in secondary circuits 1,500 t

- Nominal flow rate Sodium
- Temperature at steam generator outlet 345° C
- Temperature at Intermediary exchanger inlet 345° C
- Temperature at the intermediary exchanger 525° C
- Temperature at the steam generator inlet 525° C

#### WATER-STEAM CIRCUIT

- Water temperature at the steam generator inlet 235 °C
- Temperature of steam at the turbine inlet 487° C
- Water pressure at the steam generator inlet 210 bar
- Water pressure at the turbine inlet 177 bar
- Nominal flow rate 4X340 kg/s

FAST BREEDER REACTORS<sup>1.</sup>

by

GUY DENIELOU AND LOUIS VAUTREY.

- Fast nuclear reactors generate greater quantity of plutonium than what they actually consume : a phenomenon that is striking the imagination of physicists and engineers! And there is just one step to take to turn this dream into a reality : these power plants, called breeder reactors are already in their demonstration phase. Thus, Phénix, the first french reactor of such a capacity should turn critical in a few months.
- Eventhough one will have to wait for the coming into being of 1000 megawatts capacity (or more) reactors in order to realise these dreams, there is every reason to believe that, by the turn of the century, breeder reactors will play an important role in the process of electricity generation. Besides, isn't it a necessary step towards saving the natural reserves of uranium?

---

<sup>1.</sup> La Recherche N° 31, Fevrier 1973, Paris.



Fast breeder reactors are totally different from the earlier nuclear installations.

- 58 -

The evolution of mankind is characterised by an ever increasing consumption of more and more sophisticated forms of energy. In the XVIth century, water and wind mills were the only means of procuring energy for industrial purposes and it was as late as in XIX century that these were substituted by steam engines. With the advent of electricity and its future development, energy consumption in the XXth century has increased many folds. It is estimated that within the next thirty years, the United States will consume more energy than it did throughout its history. Furthermore, the average perhead energy intake in the U.S. in 1970 was already ten hundred times higher than when man lived in caves and 300 times greater than hardly a century ago. In this era of increasing energy consumption, electricity seems to be playing a more and more dominating role. Practically nil at the end of last century, less than quarter at present, it could come to meet half the total energy requirements by the turn of the century. This would imply that in France and elsewhere in the world, electric energy consumption could double once in ten years. This, in turn, amounts to installing, every ten years, thermal power stations with a capacity to produce as much electric energy as was being consumed earlier.

This rate of increase naturally forces one to think in terms of problems related to sources of energy and their availability. At present, the only usable sources are water falls, coal, petroleum (oil), gas and nuclear energy. What is their future? In France, almost all means of procuring hydel power have been exhausted without there being a single new water reserve in sight. The use of coal, the cost of which has, besides, gone up considerably, has steadily

decreased ever since the II World War and is being used in very limited areas like <sup>the</sup> Iron and Steel Industry. In comparison to this, an increasing amount of energy is being derived from petroleum products, which, in the coming 15 years, are estimated to cover 75% of the total energy demands. And as far as natural gas is concerned, by 1980, it would barely fulfill 13% of power required in Europe. Such a state of affairs not only leads to a dependency on outside sources of energy (for example oil) but also creates a feeling of economic uncertainty. From 40% in 1960, our overall energy deficit has reached the mark of 80% in 1980. Besides, our already limited oil reserves, may, according to some forecasts, get totally used up within a period of about sixty years. Today, all industrialised nations are taking an active interest in electricity production through nuclear power, latest among currently envisageable means of energy production. This seems to be the only answer <sup>to</sup> the present state of energy crisis for the following reasons :-

- . As of now, it is the only technology that can replace fossil fuels which, sooner or later, are bound to be exhausted.
- . even now, the cost of electricity production is competitive as compared to that of conventional stations.
- . it is the means for ensuring self sufficiency in energy as compared to oil sources
- . at a time when quality of life is an important factor and where there is an acute and conscious need to protect nature and environment from degradation brought about by modern technologies, nuclear energy seems

to provide a solution to problems of atmospheric pollution brought about by Thermal reactors

- . nuclear power stations do not discharge any smoke into the atmosphere.

Table 1 shows the increasingly important place that nuclear power will be occupying amongst all power plants installed in France (Hydraulic, conventional and nuclear thermal plants).

Out of 140,000 electrical MW based on nuclear sources, earmarked for the year 2000, around 40,000 could be installed in the form of fast breeder reactors. At present, after having set up Rapsodie, an experimental power plant, we would venture into constructing our first fast breeder demonstration plant, called Phénix which should start supplying 250 electrical MW from 1973 onwards.

Year	Nuclear power plants	Other power plants	Nuclear %
end 1971	2,200 MW	38,000 MW	5.8
1980	11,000	65,100	17
1990	56,000	30,000	43
2000	140,000		

Table 1 : These different figures indicate the increasingly important place that nuclear energy will occupy in the years to come amongst all power plants installed in France (hydraulic, conventional and nuclear thermal plants).. As can be seen in the table, nuclear sources will generate almost half the available electricity in the next twenty years.

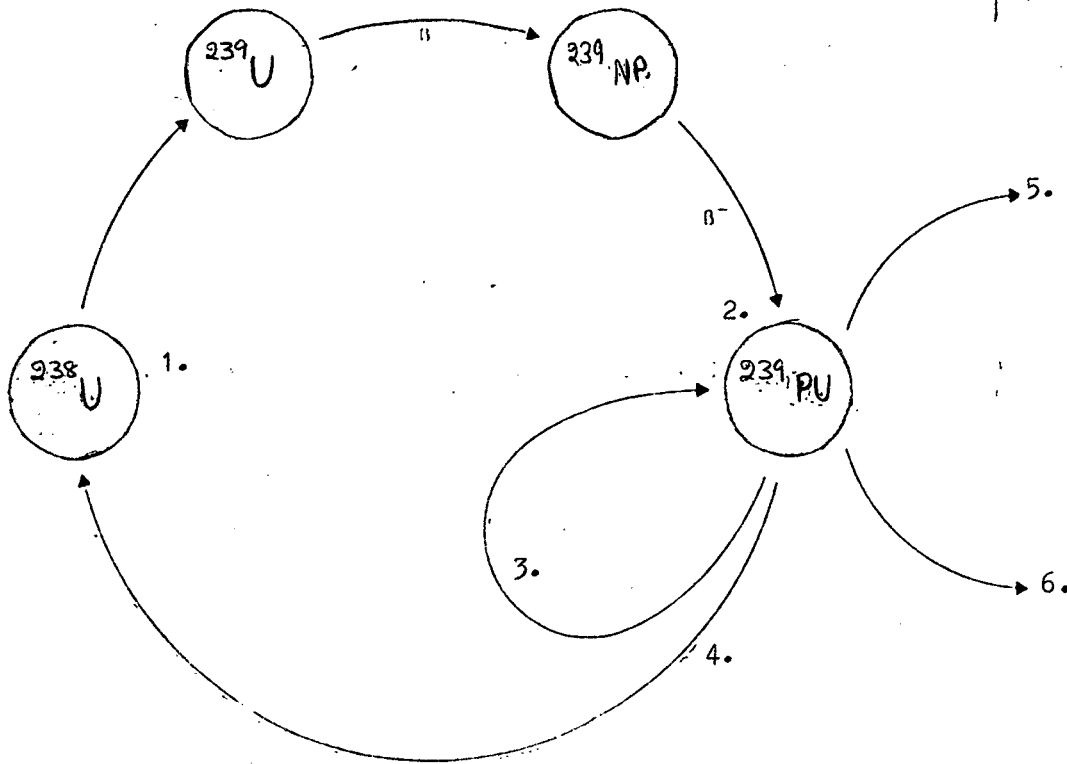
#### DIFFERENT NUCLEAR SYSTEMS :

In a nuclear steamplant, heat is generated through the fission of fissile nucleids : uranium 235 or plutonium 239.

Uranium-235 is the only fissile element existing in nature, constituting 1/40th part of natural uranium, the rest of it being mainly composed of non fissile uranium-238. An uranium atom, under the influence of a neutron<sup>1</sup>, fissions, thereby producing 2 or 3 high energy neutrons (2 MeV on an average) called fast neutrons (20,000 Km/s). These neutrons, in turn, can provoke further fissions of more uranium nucleids emitting more neutrons leading to more atomic break ups. A chain reaction is set off in this manner, which, in a sufficiently large block of pure fissile material, continues to multiply leading to an explosion - this, in fact, is the basic principle of an atomic bomb. In a nuclear reactor, one must keep the following factors in mind for the purposes of a reaction schedule : Some neutrons are captured in uranium, especially in uranium 238 without resulting in any fission; others are absorbed into the component material of the

---

1. these neutrons, elementary particles constituting the nucleus, are present in the cosmic radiation surrounding us.



1. Fertile isotope
2. Fissile isotope
3. Neutron which triggers off the fission
4. Neutron which transforms the fertile isotope into a fissile isotope.
- 5,6. Fission products

Fig.2 : Chain reaction with plutonium-239. Absorption of a neutron by plutonium results into its fission along with the release of energy, fission products and at least two neutrons. One of the latter is used to sustain a chain reaction and the other for transforming the fertile isotope (in the form of Uranium-238) into fissile material (Plutonium-239).

structure while some others manage to get out of the core and are lost. From here it follows that a reactor of a given volume cannot operate unless it is supplied with a minimum mass of fissile material, called critical mass. Thus, however big a block of natural uranium be, it is impossible to ensure a chain reaction if the quantity of fissile material is very low, for the simple reason that most of the neutrons get absorbed into  $^{238}\text{U}$ , and are lost. In order to improve the functioning of a nuclear power plant, the number of fissions as compared to unproductive capture of neutrons has to be artificially increased. This can be brought about either by considerably increasing the amount of fissile material (by enriching uranium to obtain Uranium-235 or by adding Uranium-239 to natural Uranium) or by decreasing neutron energy by means of a moderator (retarder), the latter resulting in an intensification the role of  $^{235}\text{U}$  (which, in the words of a physicist, would be termed as activation cross section of  $^{235}\text{U}$  fission) as compared to that of  $^{238}\text{U}$  (i.e. activation cross section of  $^{238}\text{U}$  captures). Thus from the above description, two kinds of reactors can be conceived : high energy neutron fueled fast reactors requiring fuel containing a high percentage of fissile material (15% for a big reactor) and natural uranium fueled thermal neutron reactors using a moderator. To these schematic notions, it is important to add that in thermal neutron reactors, use of natural uranium can be envisaged only if neither the component material nor the coolant used for transferring heat to activate turbines, provokes a high rate of parasitical captures. This was taken care of in heavy water reactors and in gas-graphite-natural uranium power plants (see below). In fact in most of the thermal reactors, the fuel is required to be slightly enriched (by 3%) owing to the very nature of the component material and coolant.

Figure 3 gives a very systematic representation of the essential components of a reactor : it consists of basic cells made of long fuel pencils or pins, the surface of which is coated with a cooling fluid. In the case of a thermal neutron reactor, these cells are evenly distributed within the moderator. In a breeder reactor, there is no moderator. This unit constituting the reactor's core is clad in a reflector which prevents neutrons from escaping outside. This reflector, in turn, is covered with a biological sheet (concrete) for protection against radiation. A fast reactor is provided with a blanket zone placed immediately around the core thereby enabling breeding process, a phenomenon which will be taken up later. Finally, a set of control rods made of a neutron absorbing element, (not shown in the figure) is lowered inside the core when the reactor is required to be stopped, and is more or less removed when the latter has to be started or when its functioning is to be controlled.

The different types of reactors (or systems as they are popularly known) which have been or which are currently being commissioned on industrial scale, are based largely on factors indicated herein above. They may be divided into the following categories :-

- . Natural uranium, gas graphite reactor (UNGG), the order of the terms indicating fuel, cooling fluid (CO<sub>2</sub>) and moderator. This was the first industrially developed system of power plants - installed in the United Kingdom and in France where it further made way for three power stations at Chinon, two at Saint-Laurent-des-Eaux and Bugey. This system

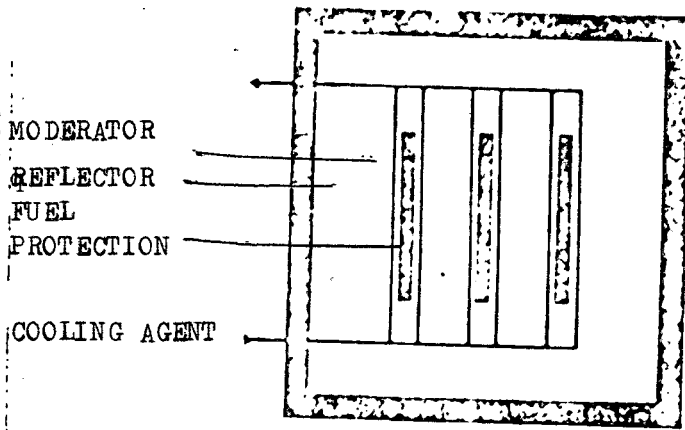
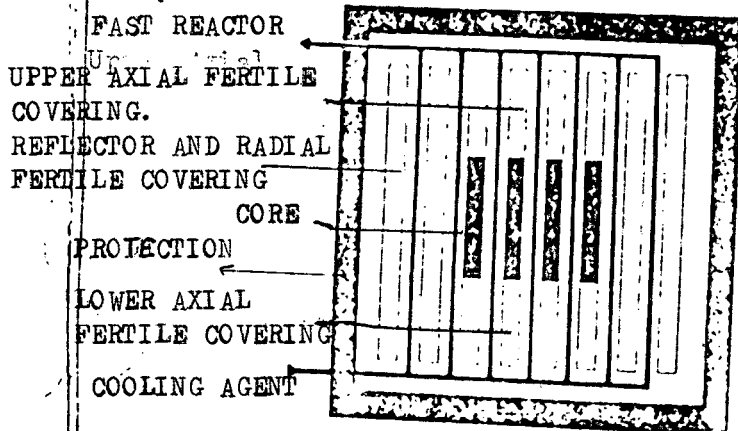


Fig. 3: Principal outline of a reactor.

- The main part of a thermal neutron reactor (core) is made of fuel rods cooled by an appropriate fluid which is evenly placed inside a moderator. The fuel containing fissile matter (normally, a more or less enriched Uranium-235 in the form of an oxide) is very often found in chalk form (10 to 12 mm in diameter and 3.5 m in length in a big reactor) housed in a metallic cladding. Ordinary water, heavy water or a gas ( $\text{CO}_2$ , He) can be used as cooling agent. Ordinary water, heavy water or graphite can be used as moderators. The core is surrounded by a reflector, made of the same material as the moderator which helps in minimising neutron escape. This assembly is placed inside a thick concrete enclosure which ensures biological protection against radiation.



- A fast reactor comprises of the similar constituent except for a moderator. A mixed oxide of Plutonium ( $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ ) is used as fissile material. The fine fuel pins (6 to 8 mm in diameter and 0.50 to 1 m in length) are clad in stainless steel and are cooled by liquid sodium. The core is surrounded by other covering pins containing  $\text{UO}_2$  oxide. These ensure breeding by transforming Uranium-238 into plutonium - 239. The reflector is normally made of steel blocks.



is, however, no longer used, mainly as a consequence of the impact of American light water reactors on the international market.

- Light water reactors using a slightly enriched oxide as fuel and ordinary water both as moderator and cooling fluid. These are further split into pressurised water reactor (PWR) and boiling water reactor (BWR).

~~Developed initially~~ in the United States, these plants are being widely used all over the world.

- Heavy water reactors using heavy water ( $D_2O$ ) as moderator and in which natural uranium may be used as fuel. Cooling can be carried out by pressurised heavy water or boiling heavy water. This system was especially developed in Canada.
- HTR or High Temperature Reactors using graphite as moderator, highly enriched uranium along with thorium in the form of carbide as fuel and pressurised helium as cooling agent.
- Fast neutron reactors called breeders or fast breeder reactors (to be discussed in detail later) using a mixed oxide of uranium and plutonium as fuel and sodium (if need be a gas) as coolant.

#### NUCLEAR FUEL : PRODUCTION EXCEEDS CONSUMPTION :

Let us try to understand why fast neutron reactors were developed and what was the motivating force behind them. The story dates back to the beginning of their history when atomic energy still belonged to the domain of physicists. To operate a reactor with fast neutrons meant striking a new path, totally different

Fast breeding will lead to a 100 fold increase in energy that can be produced from uranium.

- 67 -

from that of slow reactors. It is but natural that human mind was engrossed in it.

One must however add that it was  almost<sup>a</sup> miraculous phenomenon, that later came to be known as fast breeding, which incited scientists into venturing in this direction. Let us now attempt to explain this process of fast breeding.

As mentioned earlier, Uranium, in its natural form contains 1/140 (0.7%) of fissile atoms (i.e.  $^{235}\text{U}$ ), the rest being constituted by  $^{238}\text{U}$  known as fertile atoms, the latter, on absorbing a neutron, get transferred into plutonium-239, which, being fissile in nature can be used as fuel just like uranium-235. Consequently, when this process of transformation, called breeding, spreads to the entire reactor, a quantity of fissile material higher than 1/140 is generated. On the contrary, the neutron count in a thermal atomic reactor is such that only a small number of these can be used to produce  $^{239}\text{P}$ , thereby generating a lesser quantity of fissile material than what is consumed. Theoretically in a heavy water reactor, one can at best manage to use up around 2% of natural uranium if the plutonium generated can be recycled in a reactor. Whereas, a fast breeder reactor generating a higher yield of plutonium 239 than what is consumed as fissile material proves to be extremely beneficiary.

This newly formed Pu is reutilised in the reactor to generate more fissile material. In principle, a breeder reactor thus manages to use up the entire amount of natural uranium present in it. And in practice, lets say that this amounts to a 100 fold increase in the energy available in uranium.

Breeding will lead to a 100 fold increase in the energy available in uranium.

- 68 -

These prospects are naturally very tempting especially since earth's crust does not contain inexhaustible reserves of natural uranium. Just ten or fifteen years back it was customary to think that these limited resources of uranium would lead to an early introduction of fast breeder reactors so as to save on uranium resources. Eversince, new uranium deposits have however been discovered and its use in thermal plants has been improved. Moreover there is not as urgent a need to set up breeder reactors in the near future as one was inclined to think earlier on.

#### COMPLEMENTARY SYSTEMS :

So, why should breeder reactors be set up at such an early stage - this is a question that naturally comes to one's mind. In fact, their rapid development can only be justified because they are economically advantageous. Thermal neutron reactors have already started competing with conventional ones and the future fast breeder reactors must therefore carve a niche for themselves to be on par with the present light water plants. And keeping technical progress at industrial level in mind, one could rightly equate the cost of construction of a big sized atomic station to that of a light water power plant. The cost of operation in both the cases should also more or less be similar. Finally, the third factor regarding cost price, cost of fuel cycling (financial balance of plutonium invested and produced added to the cost of reprocessing of irradiated fuel and that of fresh fuel production) happens to be particularly low for fast nuclear reactors. This overall low cost is obtained not only due to an "overproduction" of plutonium but also due to the long life of the fuel

element (it is said that the fuel can withstand higher burn up rates). This economical viability would get further compounded if big recycling units are set-up, each of them linked to a group of power plants with a total capacity of many thousand megawatts. Following detailed economic studies conducted on concrete data already available, an overall target of 3.3 centimes per kilowatt-hour has been fixed as cost price. Such a rate can favourably be compared with that of other kinds of nuclear or thermal power stations.

Another advantage with fast breeder installations is that they are best suited to make a proper use of plutonium generated through thermal units. In fact in a fast breeder reactor owing to the respective characteristics of plutonium and uranium, one gram of fissile plutonium is equal to almost 1.4 grams of uranium 235. Whereas in a thermal station, one gram of plutonium is hardly worth around 0.75 gram of  $^{235}\text{U}$ . And it is only reasonable to burn Uranium 235 in thermal power plants and plutonium in fast breeder installations. These two factors thus seem to be complementary and should certainly coexist at least till the turn of the century. A stage will come when the doubling time of a breeder reactor (time required by a fast breeder reactor to produce a specific quantity of fissile material, higher than that consumed and sufficient to feed another identical new reactor, identical to each of those already existing, will have to be built. And once this stage is reached, one could envisage the commissioning of nothing other than fast breeder reactors which, owing to their plutonium breeding capacity would continue to feed themselves on their own.

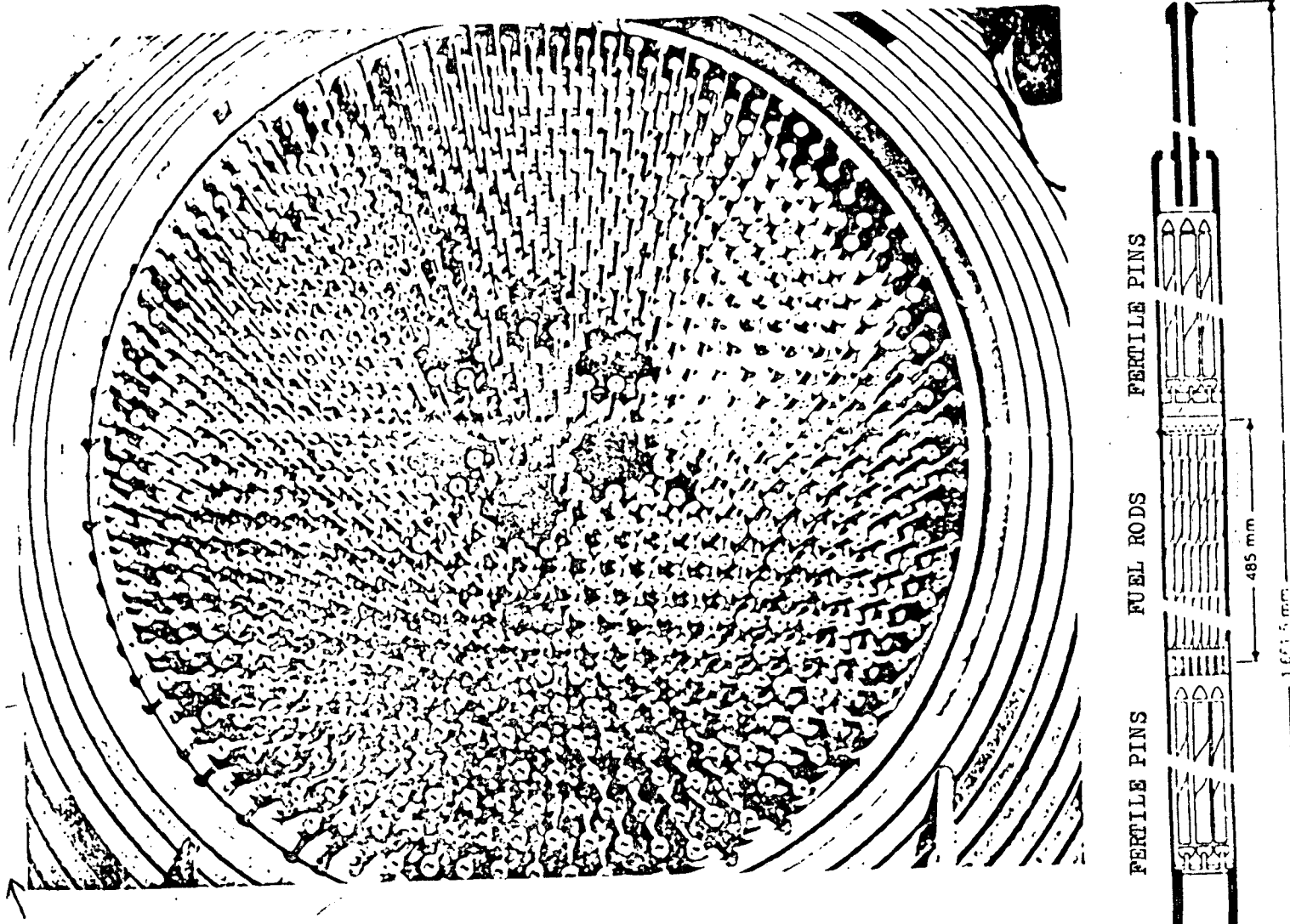


Fig. 4 : The Rapsodie vessel in the process of being loaded. One can see the heads of different rods which are, from the centre to the ~~periphery~~ core rods (about sixty), radial covering rods (about 250) and steel reflector rods (two layers). Cylindrical steel rings are found in the peripheral region (neutron protection). Control rods with other surrounding assemblies, will be housed in the six vacant regions in the Centre.

Fig. 5 : Rapsodie fuel Rod. Sodium flows from the bottom to the top inside each rod. The external stainless steel box which has a hexagonal cross section, contains different fuel rods kept together like in a honey comb. The following are kept from the bottom to the top; in the assembly : ~~7~~ 7 UO<sub>2</sub> fertile rods (axial internal covering), 37 UO<sub>2</sub>-PUO<sub>2</sub> fuel rods (core) and 7 UO<sub>2</sub> rods (upper axial covering). All these rods are clad in stainless steel. There is a similar radial covering assembly, containing, however, 7 UO<sub>2</sub> fertile rods placed from top to the bottom of the assembly.

(studies related to gas cooled fast breeder reactors have been done only on paper : sodium is at present unanimously chosen as cooling fluid.)

- 71 -

Finally, one must add that fast breeder plants are extremely safe from the point of view of environmental protection. On the one hand, use of sodium at high temperature yields considerable quantities of heat energy (more than 40% instead of 32 to 33% in water based reactors). As a consequence, the amount of heat transferred to the turbine condenser is reduced, thereby minimising pollution due to hot discharges into the river whose water is used for cooling the condensers. On the other hand, a closed primary cooling circuit prevents any kind of radioactive gas discharge into the atmosphere and thus makes these reactors perfectly foolproof. Finally safety of people against all possible accidental or incidental threats has also been taken care of. These installations have been carefully studied in great detail in a manner that was never witnessed before for any other reactor, and it has been confirmed that all precautions regarding their design and commissioning have been taken <sup>thus</sup> making them completely safe, & capable of warding off even the remotest possibility of a failure.

#### A HIGHLY ENRICHED FUEL :

Let us deal with fast breeder reactors in a more concrete manner. First of all it is important to underline the fact that all activation cross section, especially capture sections, in a breeder reactor are on the whole more limited than in a thermal plant. Moreover, these sections differ relatively much less from one nucleus to another.

As a result, the choice of material for the core of a fast reactor is much more varied than that for some thermal reactors. Steel of any kind, especially

stainless steel can be used in the core without having to face any problem resulting from excessive neutron capture.

On the contrary, limited fission sections may lead to a high level of leakage. As a result for equal volume, the critical mass in a breeder plant is 50 times higher than that in a thermal plant. Similarly, for an equal mass of fuel, the volume is even lesser. In order to minimise the investment on fissile material, one is naturally forced to use cores smaller than those in thermal plants of similar power generating capacity. This leads to an extremely elevated power density (power per unit volume) : although economic optimum in big sized reactors seem to be of the order of 500 KW per litre and only 1 to 2 MW per litre, however, has been produced. The corresponding figure in light water reactors is 30 to 150 KW/liter.

High critical mass as well, as the preoccupation to generate power in a reduced volume has several consequences such as :-

- . the fuel used should be extremely enriched or should at least have a high proportion of fissile element : 15% for a big reactor, 70% for a small one (compared to which it is only around 3% in a light water reactor)
- . neutron flux should be very high :  $2 \cdot 10^{15}$  neutrons/cm<sup>2</sup> for a small reactor with a capacity of 20 odd megawatts,  $8 \cdot 10^{15}$  for a power plant with a capacity of 2000 MW or more ( $10^{13}$  to  $10^{14}$  in a thermal neutron reactor),

- finally even while dividing the fuel into very fine rods, the heat flux to be extracted from pins' cladding should be very high, going upto 200 to 300 MW/cm<sup>2</sup> (about three times more than in a water based reactor.)

In the following pages, we will study the consequences of these specific characteristics.

#### A UNANIMOUS CHOICE

The core containing a pile of fast neutrons is ultimately nothing but a set of fuel rods housed in metallic cladding with cooling fluid circulating around them.

The core is covered on top, bottom and sides by a blanket zone made of pins of fertile material where actual breeding takes place. So, the various elements constituting a fast breeder reactor are : cooling fluid, fuel, fuel rods, cladding and fertile material.

Certain fluids, especially heavy and ordinary water, are excluded as it is imperative to avoid slowing down of neutrons : with the result, even though steam is supposed to be used for cooling purpose, the effect of moderator is minimal. Bearing in mind power densities used in earlier breeder reactors, an attempt was made to identify fluids that could be used as particularly effective cooling agents, at the end of which their choice fell upon molten metals. These are especially suited for breeder reactors as metallic nature of these metals helps them maintain



a high level of thermal conductivity giving rise to an uncomparable heat exchange coefficients. Besides, during an accidental stoppage of the forced circulation, they are capable of sustaining an efficient cooling. Moreover, their high ~~heat~~ capacity provides breeder reactors, with a thermal inertia of which it is intrinsically deprived. These are the main features which ensure a reactor's safety.

In the earliest installations (1945-55) the coolant used was mercury as it was most easily accessible. Since then different metals were subjected to various tests (for checking their nuclear characteristics, fusion and boiling points, thermal characteristics, pumping facility, chemical activity, manipulation facility, corrosion, availability and cost) as a result of which sodium and later its alloys, NaK, proved to be the best choice.

Sodium is a cheap metal (2.20 francs per kilogram) which melts at  $98^{\circ}$  and boils at  $880^{\circ}$  C. It can thus be used in a very wide range of temperatures without requiring any pressurisation. This is particularly advantageous as it helps to set up a cooling system within the reactor. Since its density and viscosity at  $500^{\circ}$  C border around those of water, it can very easily be pumped. It is gifted with a very high heat capacity, around one third of that of water, and with about double its heat transfer coefficient. Good thermal qualities as well as very low moderating capacity make this element particularly suited to fast breeders. Besides, if it contains sufficiently pure oxygen, it can be less corrosive than water. It, however, has two disadvantages : capable of catching fire on coming into contact with air, it seems to be a dangerous fluid, under certain circumstances, it may react very violently on coming into contact with

water. These aspects have to be kept in mind at the time of designing steam generators based on sodium as cooling agent. In fact, experience has shown that, in highly sophisticated reactors, use of sodium at high temperature has not really posed major problems.

One must however point out that, bearing in mind their power density of 1 MW per litre or more as was then envisaged, gas coolants, which proved to be unsuitable to breeder reactors, are again being considered since about 12 years or so. Although use of gas as coolant is a much simpler technique (as a principle) than that employed for sodium, it is not free from disadvantages : its heat exchange coefficient is 12 to 13 times less than that of sodium. In order to root out this problem one has to decrease the power density which, in turn, requires an increase in the size of the reactor implying, thereby, use of more fissile material, about double the quantity used earlier. Besides, its heat capacity is very low and cooling through free convection negligible. As a result a forced circulation has got to be maintained to ensure safety of the cooling system. In fact, most studies related to gas cooled breeder installations have been done only on paper. No such installation actually exists nor is it in the pipelines.

THE SOURCE OF ENERGY : PLUTONIUM; FAST BREEDING : NATURAL URANIUM :

Plutonium is the best suited fissile material for breeder reactors. Uranium-235 when used in power plants would increase critical mass by 40% and reduce the rate of breeding by 0.4%. Small reactors, with a core volume of 2 litres,

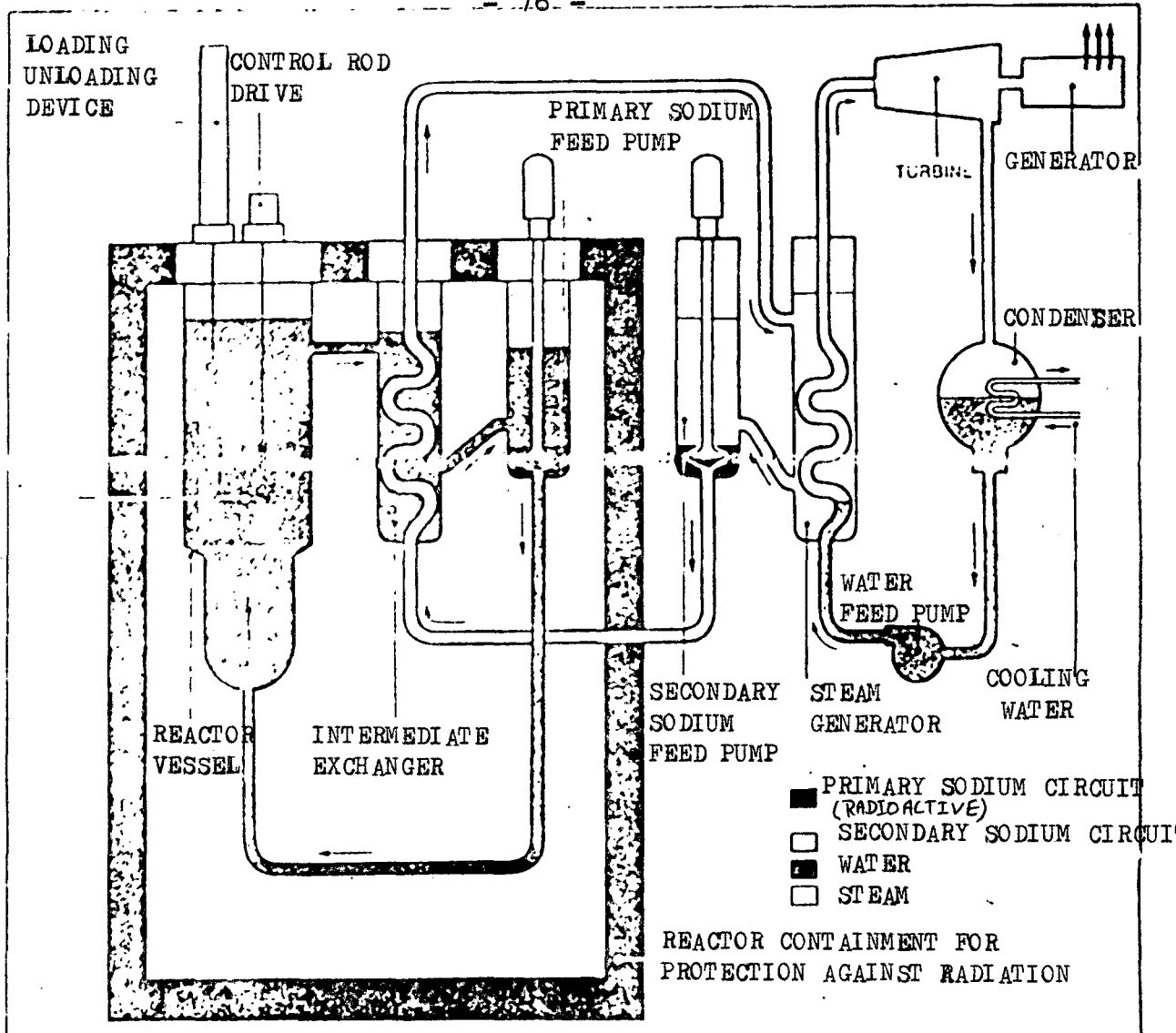


Fig. 6 : Radioactive sodium which flows from the core in the current fast neutron nuclear reactor, is not discharged directly into the steam generator. On the contrary, it passes to an intermediate exchanger where its heat is transferred to a secondary non radioactive sodium circuit. And it is this secondary circuit sodium which is passed on to the the heat generator.

built in the beginning were fed with pure uranium as fissile material. In bigger set ups, the fissile material present in natural uranium is diluted. For example a reactor with a 40 litres capacity will use a fuel containing 70% fissile element. Whereas fuel in a big reactor, generating 1200 electrical MW or 2900 thermal MW and with a core volume of  $6 \text{ m}^3$ , would comprise of 15 to 18% plutonium diluted in natural or depleted uranium.

In what form should this plutonium-- Uranium mixture be used? The easiest way out is to use a U-Pu metallic alloy, which, however, has the disadvantage of considerably expanding at high burn up levels, thus proving incompatible with the cladding. The next alternative which drew attention were ceramic fuels obtained through sintering of oxides, carbides or carbonitrides. They have the advantage of a good heat conductivity and a high fusion point which is indeed favourable for obtaining a high specific output of power.

But our scientists were neither practical nor did they have enough experience in this field. On the contrary, fuel, in the form of an oxide was largely tested in the present test breeder reactors giving very encouraging results. And now, all fast reactors presently under construction are using a mixed oxide of  $\text{UO}_2 - \text{PuO}_2$ .

The material used for the purpose of fuel cladding should be compatible both with the fuel as well as with sodium. It should, on the other hand, not only provide resistance but also mechanical support to the fuel in order to ensure the latter's integrity for as long a lifetime as possible. At present, stainless steel is incontrovertibly the only satisfying answer to these demands. Durability

of the cladding may be effected by various factors like combustion rate of the oxide, especially <sup>the</sup> pressure of the fission gas and expansion of the oxide. On the basis of results obtained from reactors functioning at present, Rapsodie in particular, one has come to the conclusion that a proper designing of fuel rods and its cladding, would help tackle these problems and obtain high rates of combustion (the objective being 100,000 MWj/t) which would perfectly satisfy our needs on the economic front.

Unfortunately, a relatively newly discovered phenomenon has left everybody guessing. This relates to expansion of steel under the effect of neutron flux which completely disturbs the crystalline network leading to the formation of gaps which can join up and result into miniscule cavities. It is true that neutron flux is so high that on an average each steel atom is displaced once a day. The seriousness of this phenomena is not yet fully known as steel expands only under the effect of a very high integrated neutron flux. And this has not still been carried out in experimental reactors (. as a few years of operation would be required for such a stage to come). However, the cladding in the big reactors to be set up in the future would be able to bear this flux. But then, there is one problem whose implications are difficult to gauge and which exercise an influence on the designing of fuel apparatus. One must, however, add that by making a correct choice of stainless steel, particularly hard drawn molybdenum steel, there would be no expansion beyond a certain level and which would be absolutely acceptable.

At the present stage of technological advancement, use of plutonium 239 as fissile material naturally implies use of uranium-238 as fertile material. In practice, natural uranium or a quality of uranium  $^{235}\text{U}$  in the form of an oxide is used for the following two purposes : on the one hand it is mixed with  $\text{PuO}_2$  to make the fuel and on the other it is used as such to make the core covering. Breeding essentially takes place in this  $\text{UO}_2$  cover.

#### FERTILE AND FUEL RODS :

A fast breeder reactor is essentially a vessel filled with sodium with  $\text{UO}_2 - \text{PuO}_2$  fuel immersed into it. This fuel is divided into fine pins clad with stainless steel, having a diameter of 5 to 8 mm and a length varying from 40 cm to about 1 meter depending upon the reactor size. These pins are grouped together forming a network (37 pins in Rapsodie and about 271 in a big reactor of 1000 electrical MW) placed in a hexagonal box constituting what are known as fuel rods. The latter, joined to one another, are housed vertically inside the sodium filled vessel constituting the reactor core. Covering rods ( $\text{UO}_2$ ) are placed both above and below the core rods (upper and lower axial coverings) as well as on the sides (fertile fuel rods constituting radial covering). Heat is removed by sodium which flows vertically up and down the fertile fuel rods. Rods placed at the outermost circle are hexagonal prisms full of steel which play the role of reflector (fig? 3 & 4). The vessel is surrounded by a concrete biological protection (fig. 7). Control devices (carbide boron rods that are absorbing in nature, immersed inside the core) regulate the reactor activity. External mechanised devices handle introduction and removal of fertile fuel rods through channels made in the upper biological protective layer.

Sodium circulating in the core is highly radioactive as a result of which the reactor cooling circuits, called primary circuits are housed in thick concrete walled units (fig. 6). These are connected to other non radioactive sodium circuits known as secondary circuits. Heat is transferred from the primary to the secondary circuits by means of intermediate exchangers. The secondary circuits supply this heat to the steam generators which, in turn, drive the turbo-generators.

The temperature of primary sodium are controlled by the hot reactor zone (core), particularly by the hot points of the fuel cladding which keep its temperature below 650 to 700° C by leaving margin for unforeseen incidents. Problems related to long term steel support of the vessel can also reduce primary hot sodium temperature. In big reactor the latter at the core inlet is around 380 to 400° C and at the core outlet, it is of the order of 540 to 560° C. Consequently the temperature of steam that is produced <sup>500° C</sup> is similar to that in modern conventional reactors leading to a high yield of electricity production (41 to 42%), a level which thermal neutron reactors are unable to match.

#### FAST BREEDER FUTURE DEPENDS UPON THE PRESENT DEMONSTRATION PHASE :

Where does one stand today? The United States, France and Great-Britain are the three leading countries in the field of fast reactors (Table 2). The new technology of high temperature sodium based installations has been studied for more than twenty five years in the United States and since nearly twenty years in France. Wide ranging problems were studied and later overcome, initially in the laboratory, then at the level of small test installations, and finally at

at industrial scale. These problems pertained to : material strength, heat exchange related laws, electromagnetic and mechanical feed pumps, steam generators and heat exchangers, instruments and equipments, purification, etc.

Name of the reactor and year of commissioning	Rated thermal & electrical power (MW)	Primary fluid	fuel	Primary fluid temperature at the reactor inlet and outlet (°C)
Clémentine (USA) 1946	0,025/0	Hg	Pu	140/40
BR-2 (USSR) 1956	0,2/0	Hg	Pu	70/40
EBR-1 (USA) 1951	1,4/0,2	NaK	U	450/375
BR-5 (USSR) 1958	5/0	Na	PuO <sub>2</sub> puis carbure	
DFR (GB) 1959	72/15	NaK	U-Mo	350-360/230
EBR-2 (USA) 1963	62/16,5	Na	U-Mo	482/371
EFFBR (USA) 1963	200/65,9	Na	U-Mo	427/288
Rapsodie (France) 1967	40/0	Na	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	514/400
BOR-60 (USSR) 1969	60/0	Na	UO <sub>2</sub> ou PuO <sub>2</sub>	600/360-450
JEFR (Japan) 1974	100/0	Na	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	500/370
FBR (India) 1976	40/15	Na	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	518/400
SEFOR (USA) 1969	20/0	Na	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	430/370
FFTF (USA) 1974	400/0	Na	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	590/370
PEC (Italy) 1976	140/0	Na	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	525/375
EN-350 (USSR) 1972	1000/350	Na	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	500/300
PFR (GB) 1973	600/250	Na	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	560-585/400-420
Phénix (France) 1973	538/250	Na	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	560/400
SNR (Germany) 1978	730/300	Na	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	560/380
EN-600 (USSR) 1975	1430/600	Na	UO <sub>2</sub> (UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub> ) <sub>2</sub>	580/410
USA 1980	/ 300	Na	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	
1000 MWe	2700/1000	Na	UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub>	540-560/400



Table 2 : At present, there are ten neutron reactors in the world and about a dozen more are expected to be installed by 1980. The leading countries in the field of breeder reactors are the United States, Soviet Union, Great Britain and France. Only the initial american and Soviet reactors were mercury based. The remaining ones, including those in the pipeline, use sodium as cooling fluid.

Fast breeder reactors began to be commissioned simultaneously and this phenomenon has been growing at a highly accelerated pace. It started initially with Clémentine in USA in 1946, then BR2 in 1956 in USSR : these were two small reactors with a respective power of 25 and 200 Kw and a mercury cooler core having a volume of 2 litres. One must however note that despite a small core, the entire Clément reactor along with its protection layers measured 3.30 m and 4.50 m on its sides and was 2.70 m high. The first ever reactors to use NaK cooling fluid were EBRI in the United States (1951, 1.4 thermal Mw) and BR5 in USSR (1958, 5 thermal MW). It is, besides, interesting to note that FBR1 was the first reactor to produce electricity from nuclear sources for the first time in the world (200 electrical KW). The subsequent generation is that <sup>of</sup> much bigger experimental reactors : DFR in the United Kingdom (1959, about 60 thermal MW); EBR2 (1963, 62.5 MW) and EFFBR (1963, 200 MW) in USA; Rapsodie (1967, 40 KW) in France; BOR (1969, 60/MW) in USSR. This generation of reactors has two main objectives : to provide experience in sodium based fast reactors at a scale sufficiently high in order to set up big reactors on the one hand, and on the other, to test and manufacture fuel elements capable of giving the necessary high burn

up rates so as to make fast neutrons reactors economically viable.

At present, one is in the phase of demonstration reactors : this pertains to large sized ~~electrical~~ plants (250 to 600 electrical MW or 560 to 1450 thermal MW) which are supposed to pave the way for big breeder reactors. Following is the order in which various reactors will start operating : BN 350 at the end of 1972 and BN 600 in 1976 in USSR; PFR in 1973 in the United Kingdom, Phénix, in 1973 in France, SNR in 1978 Germany and a demonstration reactor in 1980 in USA. To this list are also added SEFOR, a reactor to carry out studies in physics in the United States, and then FFTF (USA) and PEC (Italy) which would be used for conducting high level fuel tests. Finally, Japan and India have also joined the race. The big power stations can now be seen on the horizon. France, which is at present the leader, is preparing the ground for a 1200 electrical MW breeder reactor (around 3000 thermal MW) so as to commission it by the year 1974.

#### A 100 FOLD INCREASE IN URANIUM RESOURCES : ISNT IT SOMEWHAT MAGICAL?

Thus, sodium based fast breeder reactors which came into being for the first time some twenty five years back, are now hardly a step away from being launched into the phase of generating large scale electricity from nuclear sources. The necessary technology is now well developed and the experience acquired in the plant operation only further strengthen's one's confidence in the future of these installations.

On the basis of the present result, it is estimated that in case fuel oxide in sodium based breeder reactors is able to withstand sufficiently high burn

up rates, these installations can match light water reactors. Even though demonstration plants and later the first - big breeder reactors are deemed necessary to realise what one can only call <sup>a</sup>"dream" at present, there is every reason to believe that they will play an important role in the process of electricity generation by the turn of the century.

Although one is not very clear on this account, fast breeder reactors will, on a long term basis, contribute towards economising upon our natural uranium reserves. Doesn't it sound almost magical to suddenly multiply these resources by 100 thanks to breeder reactors?

NUCLEAR ENERGY FOR TOMORROW<sup>1</sup>

by

Jérôme PIETRASIK

The french program in the field of nuclear energy is now well established and everything, or almost all, has been said on this subject. However, some problems still remain to be solved : those related to security which are coming in the way of setting up of power plants, and those related to nuclear fuel supply. Research scientists and electricity producers are turning towards two big technologies which have given rise to some hope for overcoming these problems. Namely, fast breeder reactors on the one hand and thermonuclear fusion on the other.

---

<sup>1</sup> Science et Vie

2000 MW capacity fast breeder reactors : nobody had ever dreamt of such a thing at the end of the last century, the time when Armstrong and Aldrin landed on moon. And however, the idea of building such powerful breeders before the end of 1990 is fast taking shape. In this respect, it would be appropriate to point out that the Phénix power plant which has been working at full force since march 1974 has indeed pleasantly surprised all the specialists, to begin with those of CEA and EDF who did not expect such a brilliant success.

One must admit that it is the very nature of these breeder reactors which has given rise to such high hopes in a power thirsty world.

Efficiency, better output (nuclear, thermal and electrical) than what the present power plants offer, fuel economy for user countries : such are the main advantages of fast breeder reactors. We should not forget that a breeder transforms Uranium 238, a useless isotope of natural uranium, into a large quantity of fissile plutonium 239. Thus, from one kilogram of uranium, it extracts 50 to 60 times more energy than do the present generation reactors.

By using plutonium 239 as fissile material, a breeder generates greater quantity of plutonium 239 than what it actually consumes. By reutilising the newly formed plutonium to further generate greater quantities of the same and by repeating the operation, we can succeed in using up the entire quantity of natural uranium. Energy trapped in uranium can thus be multiplied by a factor of 100! Yes. There is no doubt that the performance of breeder reactors is

such as to captivate energy planners.

This was the main reason that triggered off a stiff competition between France, U.K, USSR, and then United States which, despite having taken the lead in 1949 has ended up last in the race.

Besides, it is quite likely that problems relating to security and environmental protection have contributed to further slowing down the american and probably even the european program. We shall see later the why and wherefore of it.

It would be worthwhile to review the thrust made by latest projects because they tend to show that France has perhaps regained, thanks to Phénix, the primacy which it enjoyed five years back.

In the Soviet Union, the Shevtchenko power station whose construction lasted from 1964 to 1972 on the shores of the Caspian sea, had in fact to be shut down after the serious accident of October 1973. The accident, occurring shortly after the commissioning of the plant, had seriously damaged its cooling system.

In a fast breeder reactor, the fission reaction within the core is much more intense than in a conventional reactor, and the large amount of heat to be removed from the very compact core necessitates a rapid circulation of huge quantities of liquid sodium whose temperature is raised to 550°.

What the manufacturers of fast breeder reactors apprehended actually took place at Shovtchento; Burning hot sodium came into contact with water

present in the steam generator which led to a violent explosion. Since the primary sodium circuit was not damaged, there was no radioactive leakage. But the Soviet scientists had to immediately stop the BN-350; they will have to carefully monitor the construction of their future BN-600 power station at Bielyarsk.

The BN-600 power plant, having a thermal capacity of 1430 MW, will produce 600 MW electricity and its design will be different from BN-350. In fact, the design which has been chosen is the one drawn up by the French and British scientists in which a provision for the primary sodium circuits built inside the reactor vessel.

#### WEST EUROPE, THE FRONT RUNNER ?

Before the Shevtchenko accident, USSR was generally considered by experts as the leader amongst the pioneers of breeder reactors. But now, thanks to projects drawn up by Germany, Italy and France, Europe seems to be in the front rank once again.

The manufacturers of electricity and industrialists of these three countries are infact going to invest around 2000 million Francs in the construction of the first model <sup>of</sup> Super phénix. Before it is set-up at Cheys Malville in Isère, Super-Phénix will have an electrical capacity of 1200 MW and is scheduled to go into operation in 1981. The RWE will finance 16% of the project investment, ENEL 33% and EDF 51%.

As far as <sup>the</sup> industrialists are concerned, everything is jet set. Two

groups were formed : GNR (fast neutron group) set up by CGE consisting of Alsthom and Five Cailbacoeh in France and, the NIRA group of Italy comprising of Agip Nuclears, Ansaldo and Fiat. Electricity producers are expected to place an order for Super-Phénix in the former half of the current year of 1975.

Yet another breeder reactor with a similar capacity, will be ordered later on and, for which, this time RWE will contribute 51%, ENEL 33% and EDF 16%. However, this model will be identical to the breeder being built by Germany, Belgium and Netherlands. Like in the case of Phénix or the future Soviet BN 600, this one appears to be a "loop" type power plant in which sodium feed pumps and intermediary exchangers, instead of being housed inside the reactor, are built outside.

The German breeder reactor, being set up in collaboration with neighbouring countries like Belgium and Netherland at Halkar, in West Phalia Rhineland, will thus "turn critical" in 1979.

This experimental reactor named SNR-300 with a capacity of 300 MW (282 MW to be precise) will cost 1.7 billion DM, i.e. slightly more than 3 million francs.

In this race for breeder reactors, Japan occupies the last but one position with its Monju project, a 300 MW loop type reactor which should theoretically start functioning around 1980, thanks especially to the assistance being provided by AEC for the past six years.



THE BREEDER IS INFLATIONARY

The Americans, after having been the pioneers of fast breeder technology, a position achieved thanks to the experimental reactors Clémentine, EBR-1, EBR-2 and Enrico Fermi, are now resting  their oars. This may be attributed to many reasons : competitive value of conventional heavy fuel reactors and the instant competitive edge of pressurized water and boiling water reactors; slow down in the quest for new energy sources during the sixties.

In short, it is only in the beginning of this decade that the AEC has started pressing for the development of a fast breeder reactor construction program.

It succeeded in its efforts in 1972. That very year, in the month of January, the AEC signed a contract with the famous Tennessee Valley Authority and the Commonwealth Edison of Chicago for setting up (near the huge Oak Ridge atomic complex) a 350 electrical capacity "demonstration" breeder. Out of the three rival groups, Westinghouse was finally awarded the contract for constructing the new plant. This project was, in principle,  suppose <sup>to</sup> have begun in 1976 so as to be ready for commissioning in 1982.

But, after the green signal was given, <sup>some</sup> problems cropped up. First of all, the cost of the project went up from 2.5 billion francs to 3.5 francs. And then came the doom's day on 13th June 1973 : the Washington court of appeal ordered the termination of the breeder construction project which, in its opinion, would "pose, in the coming years, unprecedented environmental and health hazards". This decision was taken in the wake of protests launched by <sup>the</sup> ecologist Barry Commoner and by many other eminent American scientists.

The arguments of those who ~~are~~ criticise breeder reactors need to be carefully studied since the very future of this type of reactors may eventually be questioned.

#### THE PLUTONIUM IN QUESTION

The initial grievance : the breeder reactors would produce a large quantity of plutonium which, being one of the most toxic substances under the sun, is the highly sought after instrument for nuclear arms pile up. According to the point of view of an expert, "besides the fact that the period of plutonium 239 is as long as 24000 years, just one ton of this poison, spilled accidentally, would suffice to infect hundreds of thousands of people with lung cancer. And with breeders, one runs the risk of transporting thousands of tons <sup>of</sup> plutonium every where..." Another observation : fast breeder reactors concentrate a staggering quantity of thermal power over a limited space due to which the cooling and control of fission reaction give rise to serious problems regarding component reliability. The risks of explosion arising from a contact between sodium and water have been amply demonstrated at Chevtchenko.

Finally some experts have started doubting whether breeder reactors are actually capable of producing a kilowatt hour cheaper than, or at least at the same price as the present PWR or BWR power plants.

In March 1974, the AEC published, in its turn, a voluminous report of 5 volumes rejecting the arguments of Linus Pauling, Barry Commoner, Laus Bethe

(Nobel Prize winner) and others. According to this report, "By the year 2020 USA would be able to construct 550 breeder reactors at the cost of 8000 billion dollars thereby saving on 50 billion dollars in electricity production. Further, these breeders would help to reduce uranium consumption by 4 million tons.

### A NEW BREEDER ?

Who is right, who is wrong? Doubtless, the truth lies somewhere in between. As usual, it had to be an eminent personality from the U.S. Admiral Hyman Rickover, "father" of Strategic atomic submarines and the present Director of the AEC's naval reactors division came up with an original proposition which has sown the seeds of bitterness in many a hearts. Admiral Rickover is convinced about transforming the pressurised light water reactor of <sup>the</sup> shipping port into a light water breeder reactor or (WBR at the cost of one billion francs. This process would require replacement of the slightly enriched uranium of the reactor by a fuel containing uranium 233 another fissile isotope of uranium - and coat it with a layer of thorium.

Subjected to a bombardment of neutrons ejected by uranium 233 atoms, thorium 232 is in fact converted into uranium 233 so naturally and completely that one has simply to keep adding thorium at certain intervals of time for the reaction to continue. And admiral Rickover confirms that "America has enough of thorium to last for centuries to come".

Research scientists at the Westinghouse Bettis Laboratories have in fact discovered that the neutrons emitted by U233 is capable of transforming a fertile isotope into a fissionable isotope in a normal breeder. This is important in

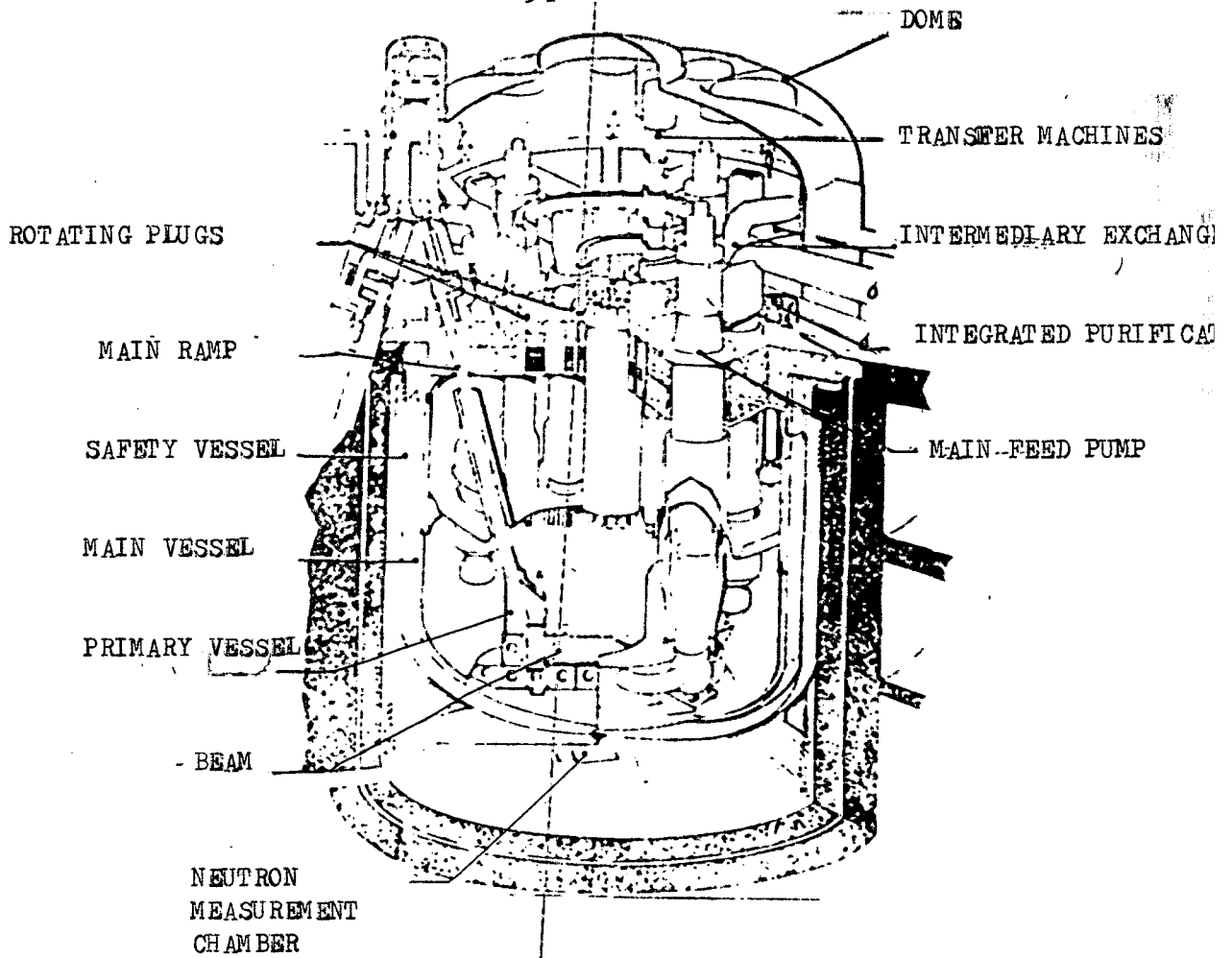
in the sense that in a PWR, water acts as a powerful neutron moderator.

At once, scientists started thinking in terms of using a core made of slightly moderating zirconium, instead of the conventional stainless steel, and of considerably tightening the fuel cladding in order to reduce the quantum of water that could hinder neutron movement.

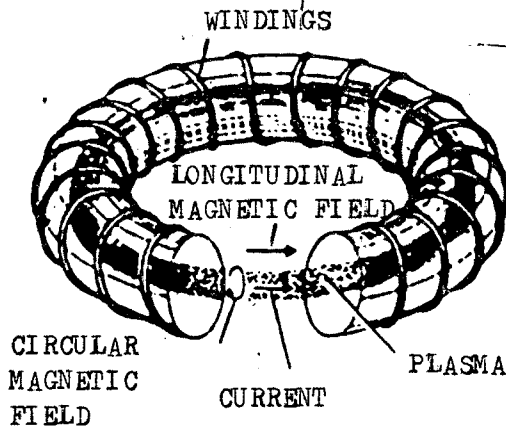
A terrific advantage of the formula : control rods are eliminated and the reactor can be stopped by simply lowering fuel cladding! Disadvantages : the initial mass of the fuel for producing a sufficient amount of Uranium 233 is double than that in a normal breeder reactor. Besides, Admiral Rickover's reactor would have to be equipped with a large neutron reflector reducing, in turn, the space available for the fuel. However, according to Mr. William Wegner, a close associate of the admiral, "This last drawback would be practically eliminated in all the 800 MW PWR or wherever the reactor are transformed into light water breeder reactors".

It must be said that conversion of a PWR into a LWBR would cost only 25 million dollars and that, in the absence of sodium plutonium, safety related problems would be solved much more easily.

No decision has yet been taken. A serious controversy is on in the United States to decide if the "outside" of admiral Rickover should be given a chance. One is sure of just one thing : the Oak Ridge breeder crossed the mark of 8.65 billion francs last September!



Super-Phénix, made with European collaboration, will acquire electrical capacity of 1200 MW



A current circulating inside the plasma is a characteristic of the Tokamak confinement system

CONTROLLED FUSION

The other source of energy to which developed nations are turning is the controlled thermonuclear fusion. How many hopes have been attached to this project for the past 20 years? How often has one been let down during this time?

Since 1951, the year of the first H Bomb explosion, physicists all over the world have developed several equipments with a view to mastering over thermonuclear fusion reactions. And man has started dreaming of the day when he would be able to couple fusion reactors to his electricity network...

Doubtless, Russians were the first to make a breakthrough in this field where everything depends upon the progress made in basic research work. Under the leadership of Professor A. Artsimovitch a group of scientists of the Kourtkhakov Institute has successfully conducted a series of experiments on their tokamaks which have inspired the United States and France to equip themselves with the same.

The underlying problem confronting the scientists is, in fact, quite simple. It involves bringing two nuclei of light atoms (deuterium, tritium, lithium) close enough, and combining them to form a simple nucleus so as to release energy resulting from this fusion. Now each nucleus is surrounded by a protection barrier which ~~comes~~ <sup>into being</sup> owing to its electric charge which repels the other nucleus. All that one has to do is to break through the barrier by increasing the number of chances of one nucleus coming in contact with another under very high temperature condition.

Thus, according to professor Artsimovitch, in a deuterium - tritium

mixture, when the temperature of the plasma inside a tokamak is raised to 50 million degrees, fusion reactions could be triggered off. For a pure deuterium plasma, the temperature should be of the order of 200 million degrees.

#### BASIC PROBLEMS

Two of the problems faced by research scientists are rather weighty : the difficulty of confining a plasma in the given space and of making this confinement last for a sufficiently long time so that fusion reactions may take place. Under very high temperatures, electrons get highly animated and start moving about in a very disorganised manner at a stupendous speed of many dozens of thousands of kilometers per second. In the process they manage to escape from their confinement, hit against the machine walls and lose their energy leading to an immediate cooling down of the plasma.

Besides, at 100 or 200 million degrees, the pressure exerted on the tokamak's rings goes up to hundreds of kilos per square centimeter.

The problem of heating plasma is far from being resolved : with the electric current passed through hydrogen in the form of a fantastic short discharge, produced by a powerful external magnetic field, one can hardly expect to exceed some tens of millions of degrees.

So finally in April 1969, Professor Artsimovitch and his group succeeded in elevating the temperature of a hydrogen plasma containing fifty thousand

billion nuclei per cubic cm to a temperature of five million degrees for a period of two hundredth of a second. The operation, verified by the British scholars, was carried out in the T-3 tokamak. "To attain the Eldorado of fusion", declared Lev Artsimovitch, "it will be necessary to multiply temperature by 20, obtain a density of plasma 50 times higher and bring about a 100 folds increase in its confinement time.....".

### SURE PROGRESS

A lot of progress has been made ever since : in March 1973, some Japanese scientists successfully triggered off a fusion phenomenon, which lasted for two hundredth of a second, by confining a plasma at 7 million degrees whose density in deuterium rose as much as to ten thousand billion particles per cubic centimeter.

Unfortunately, we are still far from attaining the ideal conditions as defined by J.D. Lawson, a British physicist, according to whom there will be a positive  $\bigcirc$  energy output in a deuterium - tritium fusion experiment when the density of plasma (expressed in number of particles per cubic centimeter) crosses  $10^{14}$  for a temperature of 100 million degrees...

However, the teams of research scholars at the AEC, working on the Fontenay-aux-Roses tokamak have recently come up with a new breakthrough : a plasma with a density of ten thousand billion particles per cubic centimeter, heated at 10 million degrees was supposed to have been confined for 0.1



seconds. Besides, the Fontenay tokamak is one of the most sophisticated ones that have ever been designed the world over; the reason being that in this particular instrument, for a ring radius of 98 cms and plasma cylinder radius of 20 cm, its outer magnetic field is of the order of 6.0 kilograms.

Research scientists are thus impatiently awaiting the coming into being of both the Russian T-10 and the American "Princeton Large Torus" tokamaks with the hope that the construction of the Joint European Tokamak would effectively start in 1976.

Tokamaks would infact be far from having had their last word : on 3rd October 1974, a group of physicists led by William Drumond of the Texas University announced that he had heated the plasma in his "turbulent tokamak" to an incomparable temperature of 200 million degrees. And the experiment seems to have been repeated a number of times even though it did not result in any fusion reaction .

#### THE OUTSIDER OF FUSION

Research scientists have been working stead fastly, along the lines of tokamaks, since a decade or so, on an apparantly promising field : fusion by laser.

Once again, it is the Russian scientists, Nikolai G. Basov to be precise, a Nobel Prize winner for physics, who have taken the initiative in this field. In 1968, they announced their first discovery when they observed neutrons emitting from plasma obtained by a laser.

In September 1969, a group of AEC french scientists, working out at the Limeil centre succeeded in producing neutrons by concentrating a beam of coherent <sup>Light</sup> on a deuterium rod, solidified at - 269 degrees, for around a 10 billionth of a second.

In January and May 1972, the american AEC authorised the publication of a similar project undertaken by the Livermore Lawrence Institute (University of California) which has become famous ever since. This was done especially on the occasion of the 7th International Conference on quantum electronics. This came as a surprise for the entire world as it got to know very shortly, the considerable progress that America had made in this field. The names of people involved in this project come to one's mind again and again; those of John Nuckolls, Lowell Wood, Albert Thiessen and George Zimmerman constituting the Livermore team of scientists and that of the physicist Keith Brueckner.

#### THE AMERICAN TECHNOLOGY

The Americans have come up with a fascinating scenario whose starting point is a drop of deuterium solidified at - 269 degrees resulting, right from the initial stage, into a plasma dense by about 100 million times more than that of tokamak. This drop is shot, under vacuum, for a short time, into a very powerful laser beam whose temperature goes up to some 100 million degrees.

Under the impact of a light beam, a part of the matter gets evaporated, but the mass eliminated during this process produces a shock wave that moves

towards the centre of the drop thereby suddenly subjecting the latter to a very high pressure of the order of  $10^{12}$  atmospheres. This results into a real implosion of the matter, 20 times more compact and at a density augmented by a factor of ten thousand. The pellet is virtually transformed into a "micro-star".

High level technological progress has been made in the manufacture of high power laser over a period of two years. Such an accomplishment has enabled the team of scientists working at the Lawrence Institute to set up a project expected to be completed in 1977.

In order to realise this project, a huge experimental installation, about 20 m. high, will have to be set up implicating an investment of more than 150 million francs. This also involves a highly powerful laser with neodymium doped glass on the one hand; and on the other, a hollow sphere in which various deuterium and tritium pellets will be hambarbed. In between these two falls an extraordinary system of multiplying laser energy consisting of twelve optical amplification chains, which would help to concentrate an energy of 10,000 joules on the pellet for as much as 100 to 500 picoseconds ( $10^{-12}$  seconds).

Consequently, the team working under the leadership of John Nuckolls has every chance of successfully realising fusion by laser within two years. One dare not imagine the implications of such a technological breakthrough.

TOWARDS AN OPERATIONAL REACTOR

The main features of an operational fusion reactor have already been defined by the "farsighted scientists" at the Lawrence Institute.

Such a reactor would have an electrical power of about one gigawatt ( $10^9$  W) and should be equipped with a laser of around 300,000 joules bombarding some hundred targets per second inside a sphere filled with lithium melted at 800 degrees. This lithium would be rotated around its vertical axis in a manner as to create a vortex at the centre of the sphere in whose centre, the "implosion" of fuel pellets would be carried out.

A very simple circuit would ensure a constant circulation of lithium, released from the bottom of the sphere, and transferred to a superheated steam-lithium heat exchanger. This, in turn, would drive the turbines like in the case of a conventional power plant.

According to the estimations made by John Nuckolls, wave length of the laser beam(s) should vary between 3000 to 8000 angstroms and the range of power generated through thermonuclear micro-explosions should be between  $10^7$  and  $10^8$  joules which is, in fact, equal to that generated in an explosion of 2.6 to 22.6 kg of T.N.T.!

One must underline the fact that there will be very less mechanical restrictions <sup>which are</sup> imposed around the reactor wall, resulting from a thermonuclear micro-explosion. For the simple reason that the pressure resulting from an explosion in which heat energy of the order of 10 million joules is released

would be less than that of a detonating signal. Such a paradox can easily be explained as follows: the mass of a deuterium pellet hardly goes beyond one milligram, that is two million times less than two kilos of chemical explosives. And the energy of one shock wave is proportional to the square root of the mass of explosion debris.

One must however underline that the special implosion chambers will have to be studied in order to make them resistant to neutrons; x-rays and to plasma, an outcome of fusion reactions.- Vanadium and lithium appear to be capable of retarding neutrons, alpha particles, as well as thermal tritons and deuterions released in a deuterium-tritium pellet explosion.

#### ENERGY AVAILABILITY FOR THREE BILLION YEARS

According to Robert Hirsh, manager of the american research program on controlled fusion, "keeping the current estimates in mind, mankind will be able to build the first (such) reactors by the year 2000 and the fusion energy will begin to be used for electricity generation in 2020....

One must point out that Dr. Redan S. Pease, who has been leading fusion related research programs at the UKEA Culham Laboratory, England, since a long time, estimates the present energy consumption rate to be 0.1 Q per year, which is expected to go upto 0.5 Q by 2000. And 1 Q =  $0.25 \times 10^{18}$  Kcal!

All said and done, a deuterium stockpile of  $10^{10}$  Q would furnish enough energy to 7 billion people for around 3 billion years. The studies that are

expected to be conducted will, however, be quite expensive : in the financial year of 1974, the Americans have invested 224 billion francs for carrying out research work on fusion out of which 100 billion francs were spent on fusion by laser. The Russians are spending a similar amount, if not more. England, with its budget of some fifty million francs, and France are  far behind the "big". At the present economic conjuncture, the basic research projects do not seem to have the wind in their sails.

But it is such an irony that in the midst of a severe energy crisis, one is not always inclined to  bank upon such technological advancements.

Jérôme PIETRASIK

## NUCLEAR REACTORS<sup>1</sup>

In a nuclear reactor, heat required for generating steam which in turn drives the turbine generator in order to produce electricity, is released during fission reactions.

The first useful nuclear power plants were set up around 1960 in which heat is produced by the fission of U235, a fissile isotope of uranium. In order to sustain a controlled chain reaction, natural uranium is required to be enriched so as to contain 3% of fissile isotope. As Uranium 235 and 238, have more or less similar properties, an isotopic separation is extremely difficult.

In the following photograph (fig.1) representing the Bugey power plant, one can distinctly see the cooling tower (T), the reactors (R) and the generator building (A).

Another kind of nuclear reactor is being developed since 1970, called the breeder reactor in which thermal energy is supplied by the fission of plutonium 239. Contrary to uranium 235 used in conventional power plants, fission in breeder reactors can be triggered off by fast neutrons. We shall now describe two types of nuclear reactors.

### 1. PWR Power Plant (Pressurised Water Reactor)

These reactors are located at Chooz, Tihange, & Fesseuneim.

Enriched uranium is used as fuel and uranium 235 as fissile isotope which represents only 0.7% of natural uranium. The Pierrelatte power plant

---

<sup>1</sup> Physique classe terminale D, 1983, Hatier, Paris, 1983

uses enriched uranium containing 3% uranium 235.

- Since chain reaction is possible only in slow reactors, a moderator is circulated through uranium oxide pellets. This moderator which performs the function of slowing down neutrons gets heated up during this process. In a PWR nuclear power plant pressurised liquid water is used as moderator (its temperature is equal to 290° C and its pressure is 155 times more than <sup>the</sup> atmospheric pressure). Pressurised water circuit constitutes the primary circuit.
- Control rods and boron drives can more or less be inserted in the reactor core. By absorbing neutrons these bars control the chain reaction. With the help of computers they are automatically monitored with respect to the core temperature variations.
- The primary water circuit is a closed one which transfers its heat on to the second circuit also containing water (270°, pressure equivalent to 56 times the atmospheric pressure). This water is transformed into steam which in turn, drives the turbine generator.
- In order to convert <sup>the</sup> steam back into water, secondary circuit water is then cooled with a open tertiary circuit water.

Reactor core and primary circuit, which are radioactive in nature, are protected by an external 80 cm. thick prestressed concrete containment, covered with a 7 mm. thick steel layer.

In order to trigger off a chain reaction it is necessary to have an initial quantity of plutonium. The neutrons produced during fission reaction are



not slowed down (hence its name : fast neutrons reactor) so as to carry out plutonium fission on the one hand, and on the other change of uranium 238 into plutonium.

It is important to carry out a periodic fuel reprocessing in order to isolate fission products and to recover excess plutonium 239.

Thus a fast breeder reactor consumes natural or depleted uranium   thereby producing ~~fissile~~ <sup>239</sup> plutonium.

Doubling time of a breeder reactor is the time required to produce a sufficiently large quantity of plutonium to feed another identical reactor. This time is generally around ten years.

- a breeder reactor does not require a moderator as there is no need to slow down the neutrons.
- liquid sodium at normal atmospheric pressure is used for the removal of   heat produced in the reactor. This sodium circuit called the primary circuit, is a closed one. The temperature of sodium at reactor inlet is 400° C and that at reactor outlet is 500° C.
- The secondary circuit also contains liquid sodium which does not become radioactive as it does not come into direct contact with the core.
- Heat is transferred from the secondary circuit to the tertiary circuit containing water which, converted into steam, drives the electric turbine generators.

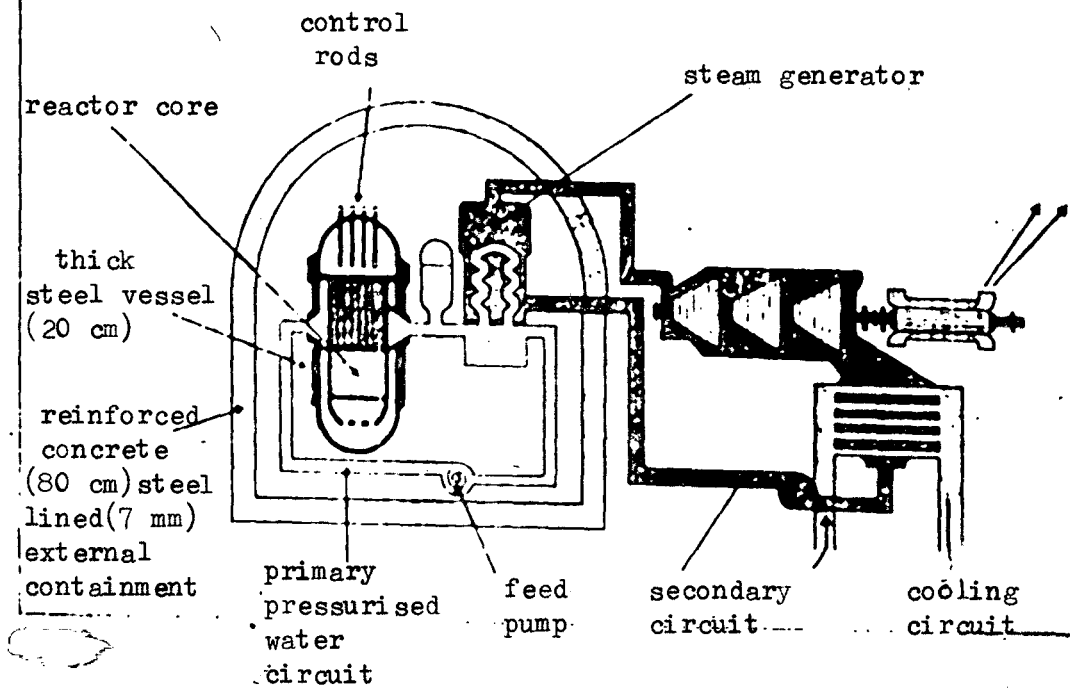


Fig. 2 : PWR Power Plant.

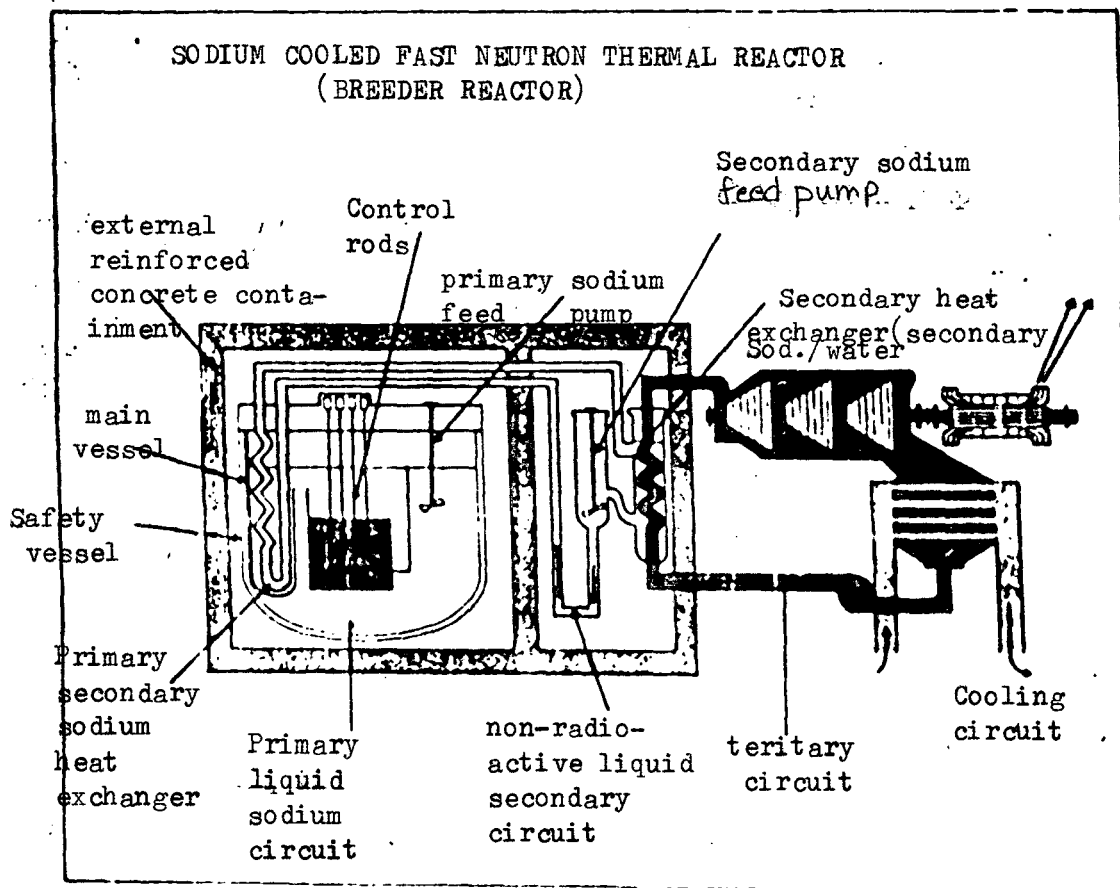


Fig. 3: BREEDER REACTOR

- . A fourth water circuit cools down the system.
- . A fast breeder reactor poses more complex problems than a thermal reactor for in the earlier :-
  - flux of heat exchanged is greater
  - sodium can automatically catch fire by coming into contact with air.
  - there is a risk that the breeder may start racing very fast (for a few seconds) in case of a complicated breakdown.
  - there is a greater activity of fuel rods.

CHAPITRE III

COMMENTAIRE

Une des plus grandes difficultés de la traduction des textes authentiques techniques est que le traducteur se trouve en face de tous ses aspects au même temps et se sent incapable d'apprécier l'importance relative et les rapports mutuels. Il s'agit donc de classifier, de manière la plus juste, les problèmes que rencontre un traducteur lors de son travail. Je vais tout d'abord traiter des problèmes d'équivalence entre les termes pour continuer le commentaire en précisant les problèmes tels que les faux amis, la création des termes, leurs associations et leurs formes.

Je traiterai, dans le premier abord, de l'importance de la documentation dans le métier du traducteur. Au cours de son activité traduisante le traducteur est amené à faire face aux problèmes de compréhension et de réexpression. Le premier se divise encore en deux groupes : celui de compréhension linguistique et de compréhension thématique. En face des problèmes relatifs à la détermination des équivalences entre deux termes de langues différentes, le traducteur a recours aux dictionnaires bilingues et multilingues. Mais bien qu'une simple consultation d'un dictionnaire permette d'éviter certaines erreurs, elle ne suffit pas à résoudre tous les problèmes d'identification des équivalences. En ce qui concerne les mots monosémiques, leur passage dans une autre langue ne pose pas de problèmes (par exemple, un mot tel que "arbre"). Mais la situation est toute autre si le terme considéré est polysémique et exige de la part du traducteur une connaissance

contextuelle (compréhension thématique) pour pouvoir choisir exactement le terme équivalent dans l'autre langue.

Devant l'insuffisance que présentent les dictionnaires, le traducteur est amené à consulter les ouvrages. Le défaut des dictionnaires est qu'ils ne donnent que très peu d'information sur le choix à faire entre les différents sens que peut présenter un seul terme dans des contextes différents. D'où l'importance du recours à une documentation qui permet au traducteur de mieux placer le terme dans le contexte et finalement de déterminer l'équivalence exacte. Mais ce problème ne se limite <sup>PAS</sup> uniquement aux termes techniques et s'étend également à leur association avec d'autres termes.

Parmi les ouvrages auxquels on pourrait avoir recours, les grandes encyclopédies, source d'une connaissance universelle complète, occupent le premier rang. Il s'agit de se référer aux articles traitant d'un même sujet dans chacune des encyclopédies des deux langues; ceci donne au traducteur le contexte nécessaire. Après les avoir consultés, le traducteur peut procéder aux ouvrages spéciaux traitant explicitement du contenu des articles à traduire. Sous cette catégorie, on pourrait nommer des textes, des manuels, des journaux publiés par des organisations techniques et scientifiques et écrits par des spécialistes. Ici, il est important de garder à l'esprit la question de niveau <sup>de langue</sup> /puisque dans un seul domaine, les articles peuvent être écrits <sup>selon</sup> /des points de vues très différents. Cependant, en ce qui concerne les sciences

appliquées, des textes du niveau de l'enseignement professionnel se révèlent être très utiles.

Lorsqu'on compare deux textes traduits, l'un en anglais, l'autre en français, on peut remarquer que les deux emploient très souvent des tournures grandement différentes pour n'exprimer qu'une seule idée. Cela nous amène à la classification des problèmes qu'un traducteur scientifique et technique est susceptible de rencontrer lors de l'opération traduisante surtout au niveau de la terminologie.

#### 1. CHOIX MULTIPLES ET CHOIX DEFINITIF

On est dans le domaine d'un problème où une notion n'est non seulement mal définie mais où il y a une absence totale de correspondance d'une langue à l'autre entre notions. L'opération traduisante consiste alors à trouver une expression voisine.

Prenons par exemple un mot français tel "appareil" qui d'ailleurs est un terme général et comprend le sens aussi bien d'un "générateur", d'un "transformateur" que d'un instrument quelconque. Le terme équivalent anglais "apparatus" a un sens très restreint dans le domaine technique. Par exemple le mot "apparatus" est utilisé en anglais pour désigner de préférence, les appareils qu'on utilise dans les laboratoires. Pour un appareil électrodomestique l'anglais emploiera plutôt le mot "appliance".

Prenons un autre exemple :

"La vapeur ainsi créée met en rotation  
les turbines de ..."<sup>1</sup>

Dans cette phrase prise du domaine nucléaire, le mot français "vapeur" ne sera pas rendu par "vapor" en anglais, mais par "steam", le mot "vapor" ne désignant pas le même sens que celui désigné par le mot "steam".

De même, un terme aussi général que "énergie" en français couvre un sens beaucoup plus étendu que son équivalent anglais "energy". L'expression "La source d'énergie"<sup>2</sup> pourrait être traduite littéralement par "The source of energy" en anglais. Ou bien une phrase telle que :

"L'évolution de l'humanité ... utilisation  
croissante d'énergie ..."<sup>3</sup>

sera traduite en anglais comme suit :

"The evolution of mankind ... an ever increasing  
energy consumption ..."

Mais le traducteur fera une grande erreur en rendant ce mot par son équivalent anglais dans la phrase suivante :

"Les possibilités en énergie hydraulique ..."<sup>4</sup>

---

1. Physique classe terminale D 1983, Hatier, Paris, avril 1983. p.362.

2. La recherche, No.31, Février 1973, p.148. para.14.

3. Ibid., p.144. para 1.

4. Ibid. para 2.



Dans une telle situation, un bon traducteur le substituera par le mot "power". De même, "l'énergie thermique" dans la phrase "Dans les projets actuels de centrales nucléaires utilisant l'énergie thermique ..." <sup>1</sup> sera rendue, en anglais par "heat". Le traducteur aura recours à une telle modulation puisque tenant compte du contexte de la technologie nucléaire, il devra connaître le rôle important joué par la chaleur produite dans les réacteurs dans le processus de la production d'électricité

Il existe d'autres exemples du même genre :

- "énergie rayonnée effective" (antenne)

dont la traduction sera :

- "effective radiated power"
- "énergie réglante d'un réseau (électricité)

qui sera rendu comme suit :

- "rate of performance of a network"

Les exemples de "motor" et de "engine" nous offrent un exemple du même type. "Les pompes à moteurs" en français s'appellent soit les "motor driven pumps" soit les "engine driven pumps". Comme le signale M. Jean Maillot, le terme anglais "engine" ne correspond pas à "engin" en français mais signifie un

---

1. La Recherche, op.cit., p.149. para 1.

instrument utilisant une quantité de combustible de l'énergie. En français, ce terme se traduit, selon le contexte, soit par "engin" (internal combustion engine), soit par moteur (diesel motor), soit par machine (heat transfer machine).

A partir de tous les termes généraux mentionnés en haut, on pourrait conclure que dépendant de leur contexte, ces termes, que M. Mounin qualifie de "passe-partout", <sup>présentent</sup>  de choix multiples en ce qui concerne leurs équivalences dans d'autres langues.

Il peut y avoir des cas où un seul terme de la langue de départ ait un ou plusieurs équivalents. Il s'agit là d'un exemple problématique de traduction qui nécessite une recherche approfondie de la part du traducteur; seul un recours au contexte peut fournir une solution. Prenons par exemple le terme "Résistance" qui peut signifier soit "resistance", une grandeur, soit "resistor", l'appareil qui sert à mesurer cette grandeur. Ce n'est que le contexte qui aidera le traducteur à retenir le terme qui convient dans la langue d'arrivée. Sur ce point il importe de signaler que parmi les mots équivalents, le choix exact d'un terme dans la langue d'arrivée dépend du domaine dont traite l'article en question.

Dans le contexte du réacteur nucléaire, on préfère utiliser (peut-être par habitude) le terme "barrel" au lieu de "cylinder" ou "canister" lorsqu'on a à traduire l'expression telle

que "barillet de banalisation".<sup>1</sup>

Un traducteur scientifique et technique peut rencontrer un cas de polysémie où c'est la langue de départ qui dispose de deux expressions pour lesquelles il n'y a qu'un seul équivalent dans la langue d'arrivée. C'est le cas du mot "modérateur" qui s'exprime aussi par le terme "ralentisseur",<sup>2</sup> sa fonction principale étant de ralentir la vitesse des neutrons. Ici intervient la question du registre de langue puisque le vocabulaire technique change selon le niveau de langue auquel appartient l'article.

Ainsi un article de niveau plus recherché emploiera l'expression "capacité calorifique"<sup>3</sup> alors qu'un autre se contentera de "capacité de chaleur".

Quelquefois, c'est seulement une question d'esthétique et non pas celle de différence de niveau de langue qui incite l'écrivain à avoir recours à des expressions différentes aussi bien dans la langue de départ que dans la langue d'arrivée pour une seule notion. D'où une série d'appellations françaises suivantes pour un réacteur à neutron rapide :

- filière à neutrons rapides,
- réalisation nucléaire à neutrons rapides

---

1. R:G.N., 1979, No.6, Novembre-Décembre, p.615. para 13.

2. La Recherche, op.cit., p.145. para 1.

3. Ibid., p.148. para 11.

- l'installation nucléaire à neutrons rapides,
- un coeur rapide,
- un  $\odot$  surrégénérateur, etc.

L'anglais possède, elle aussi, de telles expressions  
variantes :

- fast breeder reactor,
- breeder reactor,
- fast breeder power production set up/system/  
installation,
- fast nuclear reactor, etc.

Revenant un peu sur ce qu'on mentionnait plus haut,  
on constate que certains verbes français peuvent se trouver en  
face de deux équivalents anglais lesquels peuvent être employés  
tous les deux sans apporter de grande différence de sens : Par  
exemple, le verbe "alimenter" dans une phrase telle que :

"Le circuit primaire, alimenté en sodium ..." <sup>1</sup>

peut être rendu  $\odot$  soit par :

"The primary circuit supplied with sodium ..."

ou par :

"The primary circuit, fed by sodium ..."

---

1. R.G.N., op.cit., p.611.

On pourrait encore citer de nombreux exemples du même genre. En face du terme "gaine" français, on peut signaler que l'anglais emploie "sheath" ainsi que "jacket" parmi lesquels le traducteur choisira le mot "sheath" qui se révèle être mieux adapté puisque dans le domaine nucléaire, cela souligne la fonction d'une gaine isolante. Encore, pour "gainage", le traducteur a du choix entre "cladding" et "sheathing".

Ces cas analogues se présentent non seulement pour des substantifs et des verbes mais aussi dans le domaine des adjectifs. Tel est le cas du mot "nominal" (dans une expression telle que "tension nominale")<sup>1</sup>. pour lequel l'anglais utilise le terme "rated" (rated power). Un autre exemple d'un verbe couple est celui de "souder" pour lequel l'anglais donne deux verbes - "to solder" et "to weld".

A partir de tous les exemples précités, on arrive à la conclusion que c'est le contexte qui aide dans le choix du terme à employer dans la langue d'arrivée. Ce qui importe encore plus, c'est une connaissance parfaite, de la part du traducteur, du sujet dont traite l'article sous question. Il faut quand même mettre en lumière l'insuffisance des dictionnaires bilingues ou multilingues en face d'un tel domaine problématique des difficultés croissantes.

---

1. R.G.N., op.cit., p.615. para 16.

## 2. LES FAUX AMIS

Dans le domaine de la traduction scientifique et technique, les faux amis ont fait couler beaucoup d'encre. Ce terme a été utilisé pour la première fois en 1928 dans le livre "Les faux amis ou les trahisons du vocabulaire anglais - conseils aux traducteur", écrit par M. Loessler et J. Derocquigny. M. Jean Maillot, lui, définit ce terme comme suit :

"Termes de langues différentes, de même origine, de forme semblable ou suffisamment voisine, compte tenu de la structure des langues considérées, Pour être pris pour des équivalents alors qu'ils ont un sens différent."<sup>1</sup>

Vinay et Darbelnet, eux, décrivent les faux amis dans leur ouvrage "Stylistique Comparée" de la manière suivante :

"Sont de faux amis du traducteur les mots qui se correspondent d'une langue à l'autre par l'étymologie et par la forme, mais qui, ayant évolué au sein de deux langues et, partant, de deux civilisations différentes, ont pris des sens différents."<sup>2</sup>

---

1. Jean Maillot : La traduction scientifique et technique, 2<sup>ème</sup> édition, Paris, 1981, p.61.

2. J.P. Vinay et J. Darbelnet : Stylistique Comparée du français et de l'anglais; Didier, Paris, 1958. p.71.

Il est intéressant de noter que le sens des termes anglais est fidèle à la langue latine, langue d'origine que celui de leurs équivalents français. Le terme correspondant en anglais pour les faux amis est "deceptive cognates".

Il s'agit d'un degré de trahison du sens vis-à-vis du sens latin original. Les déviations à partir de ce sens primitif peuvent quelquefois donner lieu à des sens complètement opposés. Mais cette notion n'est valable que dans le domaine des termes monosémiques. D'autre part, il peut y avoir des termes qui sont des faux amis dans un certain sens mais pas dans un autre. C'est ce qu'on appelle par le nom des "faux amis partiels", que j'essayerai d'aborder plus tard.

J'aimerais mettre en lumière, à l'aide de quelques exemples, l'intérêt qu'il y a pour le traducteur de reconnaître les faux amis chaque fois qu'il les rencontre dans un texte et de ne pas se laisser piéger par eux.

"L'interrupteur"<sup>1</sup> dans le domaine électrique (et également nucléaire) n'est pas le "interruptor" mais un "switch".

Le "turbo-alternateur"<sup>2</sup> se rend par "turbo-generator" et non pas par "turbo-alternator".

---

1. R.G.N., op.cit., p.606. para 3.

2. Ibid., p.615. para 12.

Le "thermocouple"<sup>1</sup> français se traduit en anglais par "thermal convertor" et non pas par "thermocouple"<sup>0</sup> qui en français devient le "couple thermoélectrique".

Le mot français "tension"<sup>2</sup> constitue un autre exemple classique d'un faux ami, cité d'ailleurs par M. J. Maillot et plusieurs autres traducteurs. En anglais, ce mot ne se traduit toujours pas par "tension" mais aussi par "voltage" selon le contexte.



En dépit du fait qu'il existe en anglais un adjectif du mot d'origine "calory", l'adjectif français "calorifique" dans le cas restreint nucléaire se rend par "heat". Ainsi "capacité calorifique"<sup>3</sup> se dira "heat capacity".

Un autre cas de ressemblances trompeuses qui attire l'attention d'un traducteur scientifique et technique, notamment du domaine nucléaire, se trouve sous forme du mot "réfrigération". Son équivalent anglais se révèle être "cooling" et non pas "refrigeration" qui désignera le refroidissement d'un produit alimentaire.

Cela nous amène à un autre exemple frappant des faux amis de l'anglais et du français. La traduction du mot "contrôle"<sup>4</sup> (français) en anglais se diffère d'un contexte à un autre. Dans le

---

1. R.G.N., op.cit., p.612. para 2.

2. Ibid., p.615. para 16.

3. La Recherche, op.cit. n.148. para 11.

4. R.G.N., op.cit., p.608. para 8.



domaine administratif, ce mot peut être substitué par son correspondant en anglais (par exemple - Managerial control). Mais dès qu'il s'agit du domaine nucléaire, on se trouve devant un faux ami partiel puisque "contrôle" se traduit ici par "monitoring".

Il peut y exister "certains mots de la même langue, construits sur la même racine, et de forme suffisamment voisine pour être pris pour des équivalents alors qu'ils ont des sens différents."<sup>1</sup> Une telle situation pose des problèmes du choix pour le traducteur. Ainsi les termes anglais qui terminent par "-ic" et "-ical" qui ont quand même des sens suffisamment proches pour donner lieu à des confusions lors du choix des termes équivalents dans la langue d'arrivée.

Pour ne prendre qu'un exemple, le mot "électrique" dispose de deux équivalents - "electric" ainsi que "electrical" en anglais. L'expression "les liaisons électriques"<sup>2</sup> se traduit par "electrical connections" ou "electric connections" ou bien plutôt par "electricity connections".

Il convient de signaler qu'"une puissance thermique de 3000 MW"<sup>3</sup> devient "a 3000 MW thermal (et non pas "thermic") power" en anglais.

---

1. La traduction scientifique et technique, op.cit., p.44.

2. R.G.N., op.cit., p.611. para 4.

3. Ibid. para 10.

Il serait intéressant de dresser une liste de différents exemples des faux amis afin de souligner le rôle important qu'ils jouent dans la traduction scientifique et technique. (Il faut signaler que tous les termes ont été pris à partir du domaine nucléaire).

---

<u>FAUX AMIS</u>		<u>EQUIVALENTS CONTEXTUELS</u>
<u>COMPLETS</u>	<u>PARTIELS</u>	
boucle <sup>1</sup>	buckle <sup>2</sup>	loop
uranium appauvri <sup>2</sup>	poor uranium	depleted uranium
couronnes de protection <sup>3</sup>	protection crowns	protection rings
convection naturelle <sup>4</sup>	natural convection	free convection
calorifuge <sup>5</sup>	calory insulator	heat insulator
isoler	to isolate	to insulate
barres de commande <sup>6</sup>	command bars	control rods
à passage direct <sup>7</sup>	direct passage	once through

---

1. Science et vie, p.38. para 11.

2. R.G.N., op.cit., p.611. para 10.

3. Ibid. para 10.

4. Ibid. para 14.

5. Ibid. para 14.

6. Ibid., p.612. para 2.

7. Ibid., p.614. para 9.

---

<u>FAUX AMIS</u>		<u>EQUIVALENTS CONTEXTUELS</u>
<u>COMPLETS</u>	<u>PARTIELS</u>	
poste de traitement <sup>1</sup>	treatment post	processing station
centrale classique <sup>2</sup>	classical reactor	conventional reactor
tampon <sup>3</sup>	tampon	spacer
locaux électriques <sup>4</sup>	-	electrical equipment
régulation <sup>5</sup>	regulation	control
divergence <sup>5</sup>	divergence	to turn critical
transformateur sous tension <sup>5</sup>	transformator under tension	live transformer

---

---

1. R.G.N., op.cit., p.617, para.1

2. La Recherche, op.cit., p.144.

3. Ibid., p.604. para 7.

4. Ibid., p.606. para 23.

5. R.G.N., op.cit., p.617 (box)

○

On rencontre dans le domaine nucléaire, comme dans bien d'autres domaines techniques, des termes qui désignent normalement une partie du corps humain ou animal, termes que la langue scientifique emprunte et s'en sert pour désigner des objets concrets physiques. Ainsi dans le contexte nucléaire la partie centrale du réacteur où a lieu la majorité des opérations, est nommée le "coeur" qui en fait est l'organe le plus important du corps soit de l'homme soit des animaux.

On pourrait en citer de tels exemples dans la phrase suivante :

"Chaque assemblage comprend essentiellement un corps ..., une tête de manutention et un pied portant le dispositif de réglage de débit du sodium de refroidissement."<sup>1</sup>

Le terme transféré "tête" souligne la manière dont est disposé cet instrument à la partie supérieure du coeur. De même le "pied" met en clair que cette partie se trouve tout en bas de l'ensemble.

Le traducteur devrait tenir compte de cette spécificité du langage scientifique/technique et restituer l'imagerie conformément à ce qui est en usage dans la langue d'arrivée.

La phrase précitée sera donc traduite par :

"Each assembly basically comprises of a hexagonal body ..., a handling head and a foot on which a coolant sodium flow rate regulation equipment is mounted."

---

1. R.G.N., op.cit., p.611. para 8.

### 3. LES TERMES COMPLEXES OU COMPOSES

Dans cette partie je vais élaborer certains traits pertinents de la formation des mots composés (l'autre expression pour les termes complexes) en anglais ainsi qu'en français. Il s'agit d'un point important dont le traducteur devrait tenir compte.

Lorsqu'on compare deux textes traduits, l'un en anglais, l'autre en français, on peut remarquer que les deux emploient très souvent des tournures très différentes ou parfois même opposées pour n'exprimer qu'une seule idée.

En ce qui concerne les mots composés, il est à signaler que chaque langue se sert des méthodes différentes d'associer des mots pour en faire un énoncé. Certaines formes quoiqu'elles existent dans les deux langues, se rencontrent plus fréquemment dans l'une que dans l'autre : une langue emploie facilement des adjectifs alors que l'autre préfère ne pas les employer si fréquemment. De même on rencontre de nombreux substantifs dans une langue tandis qu'une autre utilise la forme verbale et ainsi de suite. D'où l'intérêt de bien connaître les règles inhérentes de chaque langue. C'est un fait qui s'avère important plus particulièrement lors d'une traduction technique puisque les dictionnaires ne fournissent pas les compositions complexes sous forme d'un seul mot.

Une étude comparative des textes traduits en anglais et en français nous montre qu'il y a une prédominance de juxtaposition des mots en anglais alors que le français procède à réunir ces mots juxtaposés par des prépositions.

Cela nous amène aux traits pertinents de ces langues qui soulignent la façon dont les deux s'expriment et les raisons pour lesquelles elles emploient des tournures différentes.

Si l'on fait une étude comparative systématique des textes dans les deux langues tirés de nombreuses revues scientifiques et techniques, on se rendra compte que l'anglais a recours à la formation des noms composés par la juxtaposition de deux substantifs dont l'un joue le rôle d'un adjectif qualificatif. Prenons par exemple, les cas suivants :

1. La modulation par impulsion et codage<sup>1</sup>  
= Operational pulse code modulation
2. Commutation des paquets<sup>2</sup>  
= packet switching
3. Des étudiants en médecine  
= Medical students

En ce qui concerne notre domaine nucléaire, les exemples en sont plus particulièrement frappants :

- 
1. L'Echo des Recherches, International Issue, 1980, para 4, p.5
  2. Ibid

1. Ce bâtiment abrite le circuit primaire avec trois boucles de refroidissement.<sup>1</sup>  
= This building houses the primary system with three coolant loops.
2. Réacteur à neutrons rapides<sup>2</sup>  
= Fast breeder reactor
3. Générateur de vapeur<sup>3</sup>  
= Steam generator
4. Réaction en chaîne<sup>4</sup>  
= Chain reaction
5. Les réacteurs rapides refroidis par gaz<sup>5</sup>  
= Gas cooled fast reactors
6. enceinte de protection contre les radiations<sup>6</sup>  
= radiation protection containment
7. transformateurs à enroulements secondaires<sup>7</sup>  
= secondary windings transformers
8. Transformateur de soutirage<sup>8</sup>  
= bleeding transformer

---

1. NUC, para 3. p. 9

2. Science et vie, op.cit., p.35. para 3.

3. Ibid., p.38.

4. Physique, classe terminale D. 1983, op.cit., p.360, para 2.

5. La Recherche, op.cit., p.148, para 12.

6. La Recherche, op.cit., p.149.

7. R.G.N., op.cit., p.606, para 5.

8. Ibid., p.605, para. 5.

9. bouchon du couvercle coeur<sup>1</sup>

= core lid end plug

10. Tuyauteries de liaison<sup>2</sup>

= link pipelines

A partir des exemples précités, on constate que la juxtaposition s'effectue en anglais à l'aide de deux ou plus de deux substantifs dont l'un sert de l'adjectif de l'autre. L'exemple le plus banal que l'on peut choisir est le terme "copper conductor". Ici, le mot "copper" remplit la même fonction, celle de l'adjectif que le mot "wooden" dans "wooden box". Ainsi dans les exemples, les mots tels "Operational" et "pulse code", "packet", "Medical", "coolant", "fast breeder", "steam", "chain", "gas cooled", "radiation", "protection", servent comme adjectifs qualificatifs. Le français par contre a recours aux locutions adjectivales ou substantivales.

En face d'un tel cas, le traducteur fait l'usage du procédé de transposition qui, selon Vinay et Darbelnet, consiste à remplacer une partie du discours par une autre sans changer le sens du message. Lorsqu'une expression telle que "The moving molecules" est traduite par "Les molécules en mouvement", il faut reconnaître que les moyens de réalisation du passage sont très différents. C'est-à-dire que le mot "moving" (l'adjectif adverbial)

---

1. R.G.N., op.cit., p.612. para 2.

2. Ibid., p.611. para 11.



est rendu par le mot "movement" (substantif) par l'intermédiaire de la préposition "en". Dans un autre exemple tel que "boucle de refroidissement", on a eu recours à un bouleversement des espèces grammaticales tels : le substantif "refroidissement" est rendu par l'adjectif "coolant".

Si l'on étudie les raisons qui font que la démarche anglaise diffère de celle de français on remarquera que les substantifs ont un rôle prépondérant en français. Ceci a, d'ailleurs, été signalé par beaucoup de linguistes. André Thérive a fait remarquer dans son "Querelles de langage" que "l'accent de la phrase française tend à porter sur le substantif plutôt que sur le verbe" (ou bien l'adjectif; un phénomène commun en anglais), de sorte que si "se démettre" devient archaïque, c'est "donner sa démission" qui doit le remplacer et non "démissionner"<sup>1</sup>.

Selon André Chevrillon, "le français traduit surtout des formes, états arrêtés, les coupures imposées au réel par l'anglais."<sup>2</sup>

Et encore, Charles Balley note que "le caractère statique du français se reflète dans la prédominance des substantifs."<sup>3</sup>

Par tout cela, on ne veut pas contrarier ce que nous venons de dire à propos des mots juxtaposés en anglais. Ce qu'on

---

1. Stylistique Comparée du français et de l'anglais, op.cit., p.102.

2. Ibid.

3. Ibid.

veut dire est qu'en français en général, c'est la forme substantivale qui est la plus fréquente. Alors qu'en anglais, c'est quelquefois la forme verbale, soit le présent, soit le participe passé etc. et quelquefois la forme substantivale qui prévaut, surtout dans la formation des mots composés, ce qui nous amène à ~~à~~ deuxième caractéristique pertinent.

Le français tend à se placer en face de la réalité, c'est-à-dire que la suite de déroulement des mots en français est plus réelle qu'en anglais, où l'alignement des mots ne suit aucune logique. Le fait même que l'adjectif qualificatif anglais est rendu en français par l'intermédiaire d'une préposition peut éclaircir ce que l'on veut dire. Prenons par exemple "Le réacteur à eau lourde". Cette expression française qui fait référence à un type particulier de réacteur nucléaire est traduite en anglais par "Heavy water reactor".

L'utilisation de la préposition "à" dans l'expression de départ nous donne une image claire pour ce qui est du rôle de l'eau lourde dans le réacteur. Elle met en lumière la technique qui est à la base de ce réacteur, la façon dont marche le réacteur. La juxtaposition en anglais n'éclaircit pas le lecteur sur ce point important.

Prenons un autre exemple: "La tendance du métal à se briser comme du verre".<sup>1</sup> Cette expression est rendue en anglais par : "Metal embrittlement".

---

1. Science Dimension, 1980/2, para 8, p.20.

Ici, la façon dont s'exprime le français se révèle être plus imagée, plus logique. L'expression anglaise, de nouveau, se contente de juxtaposer les termes alors qu'à la lumière de l'expression française, on comprend tout de suite le trait pertinent de ce genre de métal dans cet exemple.

Revenons un peu à ce que nous avons mentionné à propos de la logique chez les français. Une étude approfondie de nombreux textes anglais et français nous montrera que dans la plupart des cas, le français exige des détails minuscules que l'anglais préfère garder sous-entendus. Et c'est grâce à ces petits détails, grâce à sa démarche sur le plan de la logique qu'un profane a l'impression d'avoir mieux compris un texte, surtout s'il appartient au domaine scientifique et technique. Par exemple dans un énoncé tel que :

Fast breeder reactor

Ce n'est que quelqu'un qui dispose d'une connaissance du domaine nucléaire pourra le comprendre. Alors que son équivalent en français :

Le réacteur à neutrons rapides

ne garde aucun secret pour ce qui est de la technologie à la base de ce réacteur.

Ici, on aimerait remarquer que très souvent, dans n'importe quelle traduction, le traducteur doit toujours se prémunir des

gains et des pertes. Par ces deux termes on veut dire que le traducteur doit s'assurer que sa traduction transmet tout le contenu du texte sans rien en perdre. Cependant, comme on vient de constater que lorsqu'un terme scientifique et technique se traduit du français en anglais, il y a une perte puisque la traduction n'explicité pas tous les détails de la situation et les laisse dans l'ombre. Pour les cas contraires marqués par un gain, Vinay et Darbelnet remarquent que :

○ 'une phrase qui marque un gain ne suffit d'avantage à elle-même, elle rétablit les sous-entendus ou rappelle de ce qui a été dit précédemment. Et parce qu'elle dépend moins, pour sa compréhension du texte de la situation, elle dispense le lecteur de s'y reporter."<sup>1</sup>

On peut aller un peu plus loin et dire que la traduction anglaise des expressions françaises dérobe certaines notions inhérentes. On pourrait les catégoriser :

A) Silence sur la conception

Examinons tout d'abord, l'exemple suivant :

"... remplacement de l'enceinte d'étanchéité doublée d'une peau métallique par une double

---

1. Stylistique Comparée du français et de l'anglais, op.cit., p.164.

enceinte en béton."<sup>1</sup>

= "... replacement of the metal lined reactor  
containment by a concrete double wall  
containment."

Ici, il y a une transposition nette du substantif par l'adjectif "metal lined". De plus, le mot français "béton" rendu à l'aide de la préposition "en" et jouant le rôle du substantif est transposé par l'adjectif anglais "concrete". Cependant l'ajout du terme "d'étanchéité" nous permet de voir ce à quoi est destinée la peau métallique. Ce supplément d'information que nous apporte l'expression française est sous-entendu en anglais. La formule anglaise fait référence au matériel dont est revêtu le réacteur alors que la formule française explicite la fonction de ce revêtement

On pourrait y ajouter d'autres exemples de ce genre tant du domaine nucléaire que d'autres :

- 1) les lasers à semi conducteurs<sup>2</sup>  
= semi conductor lasers
- 2) fibre à gradient d'indice  
= graded index fibre

---

1. NUC. para 8, p.10.

2. L'Echo des Recherches, International Issue, 1980, para 12, p.20.

- 3) ... de la taille d'un aéronef à large fuselage  
et à ailes à delta tel que DC-9.<sup>1</sup>  
= ... a wide-bodied delta winged aircraft about  
the size of a DC-9.
- 4) ... fusées d'accélération récupérables à propergals  
solides.<sup>2</sup>  
= ... solid-fuel recoverable boosters.
- 5) ... des lasers réglables à colorants<sup>3</sup>  
= ... tunable dye lasers.
- 6) le taux de combustion<sup>4</sup>  
= burn up rate
- 7) transformateur à 2 enroulements secondaires<sup>5</sup>  
= 2 secondary winding transformers
- 8) Ces transformateurs, en permanence sous tension<sup>6</sup>  
= These permanently live transformers

---

1. Science Dimension, 1976/4, para 4, p.14.

2. Ibid.

3. Science Dimension, 1976/2, para 8, p.8.

4. R.G.N., op.cit., p.604. para 10.

5. Ibid., p.606. para 5.

6. Ibid. para 6.

- 9) mécanisme des barres de contrôle<sup>1</sup>  
= control rod drive
  
- 10) sas à tourniquet<sup>2</sup>  
= drill rod lock
  
- 11) les possibilités en énergie hydraulique  
= hydel-energy availability

Passons maintenant à la deuxième perte d'information à laquelle on fait <sup>face</sup> à la suite du passage des mots composés du français en anglais.

B) Perte d'information sur la technique  
ou sur le moyen de réalisation

Prenons les exemples suivants :

Les réacteurs rapides refroidis par gaz<sup>3</sup>  
= gas cooled fast reactors.

Dans ce cas, on pourrait noter que

- 
- 1. La Recherche, op.cit., p.149.
  - 2. R.G.N., op.cit., p.612. para 3.
  - 3- La Recherche, op.cit., p. 148.

l'expression française explicite mieux et fait référence au moyen de refroidissement. On remarquera la même chose dans les expressions suivantes :

1. "la filière à uranium enrichi et eau ordinaire"<sup>1</sup>  
= the enriched uranium and light water system
2. "des chaudières à eau légère sous pression"<sup>2</sup>  
= light water pressurised reactors
3. "... un système employant l'hydrogen comme carburant"<sup>3</sup>  
= a hydrogen fuel system
4. "... ce qui simplifie notablement la conception de l'installation de refroidissement du réacteur"<sup>4</sup>  
= which considerably simplifies <sup>the</sup> reactor cooling system.
5. "le fluide de refroidissement"<sup>5</sup>  
= coolant fluid
6. "Les signaux à trajectoires hélicoïdales de même sens au retour qu'à l'aller"<sup>6</sup>  
= same sense return signals.

---

1. Nuc. para 2., p.6.

2. Ibid.

3. Science Dimension, 1975/5, para 6, p.26.

4. La Recherche, op.cit., p.148. para 11.

5. Ibid., p.148. para 8.

6. Science Dimension, op.cit., p.26.



Cependant, il arrive quelquefois qu'on se trouve devant un passage où l'anglais se révèle être plus exigeant que le français. Alors, il s'agit là d'un cas exceptionnel où les moyens de réalisation dans les deux langues sont inverses. Dans ce cas là, c'est l'anglais qui se présente sur le plan de l'entendement alors que le français se situe au celui du réel. Par exemple :

1. moto-pompes

= motor driven pumps

2. les réacteurs à sodium

= reactors using sodium as cooling agent

Ici, une telle modulation rend le mécanisme de fonctionnement de la filière plus claire. Or, l'usage même en anglais des mots tels "driven" et "using" fait référence à la technologie propre du système. Toutefois, il faut signaler que de tels cas sont assez rares.

CONCLUSION

A l'époque actuelle la traduction scientifique et technique est de plus en plus recherchée à cause de vastes progrès réalisés dans le domaine de la science et de la technologie, et à cause de la concurrence qu'entraîne l'industrialisation graduelle des pays en voie de développement qui s'empressent de plus en plus de se doter des technologies de pointe.

Les traits pertinents du discours scientifique varient d'une langue à l'autre. Par exemple, le français abonde en tournures nominales, des mots <sup>qui</sup> se ressemblent d'une langue à l'autre. Un même terme peut se révéler polysémique dans une langue et monosémique dans l'autre. Selon Georges Mounin, "chaque langue préfabrique, impose à ses locuteurs une certaine manière de regarder le monde. Par conséquent, les phénomènes publiquement observables, la situation commune, apparemment semblable, en deux langues, que désignent deux énoncés linguistiques ne peuvent pas servir de communes mesures immédiates à ces deux énoncés."<sup>1</sup>

Il va de soi qu'afin de traduire honnêtement un texte, un traducteur doit disposer d'une connaissance approfondie de la langue de départ ainsi que celle d'arrivée. Puisque ce n'est qu'après avoir saisi les traits pertinents des deux langues, et, qu'après avoir étudié ces nuances légères qui caractérisent les deux langues, qu'il pourra traduire parfaitement ce que l'auteur exprime dans son texte.

---

1. Mounin, Georges : Les Problèmes théoriques de la traduction, Editions Gallimard, 1963, p.272. Paris.

Ainsi l'expression telle que "générateur de vapeur" se traduit non pas par "vapor generator" mais par "steam generator"; la "divergence" en français sera rendue en anglais par "to turn critical" et non pas par "divergence". En plus, "réacteurs à neutrons rapides" en français sera rendue par une simple juxtaposition des mots, soit "fast breeder reactors" en anglais où il y a une prédominance de substantifs. Il faut toutefois signaler que pour le choix définitif des équivalences, le traducteur technique doit s'inspirer du contexte.

Les discours scientifiques se distinguent l'un de l'autre selon les qualités de l'émetteur et du destinataire. De ce fait ce qui est présenté de façon objectif dans un texte peut être présenté sous forme de réflexion subjective dans un autre. Donc un traducteur ne saura se contenter de faire une traduction mot-à-mot ou une transposition mais avoir recours à des légères modifications relevant des servitudes de la langue comme par exemple, la réorganisation d'une phrase et d'autres moyens de la traduction oblique.

Il s'agit là d'un cas de certains effets stylistiques de la langue de départ que l'on trouve très difficile à traduire dans la langue d'arrivée. Dans un tel cas, une traduction littérale peut parfois aboutir à un non-sens. Prenons l'exemple frappant de l'expression "maillot jaune"<sup>1</sup> qui a été rendue par "the front

---

1. Science et Vie, p.38.

runner". Ici, on voit qu'une telle traduction se révèle être la plus ~~appropriée~~ puisque tenant compte du contexte, elle permet de souligner le fait que les pays de l'Europe occidentale étaient les plus ~~avancés~~ à l'époque, dans le domaine des surrégénérateurs. Ainsi, le choix définitif est fait par le contexte.

Ceci dit, seuls des connaissances linguistiques ne suffiront pas à faire de la traduction scientifique et technique. Par leur nature même, les textes scientifiques et techniques exigent des connaissances extralinguistiques. Le traducteur devrait donc se doter des outils tels encyclopédies, dictionnaires, des glossaires spécialisés, etc.

BIBLIOGRAPHIE

BIBLIOGRAPHIE

Ouvrages

- BORDIEU Pierre : Le français chassé des sciences,  
Cireel, ~~Paris, 1981.~~
- CARY Edmond : Comment faut-il Traduire?  
Presse Universitaires de Lille, 1985.
- LADMIRAL Jean-René : Traduire : Théorèmes pour la traduction,  
Petite bibliothèque Payot, Paris.
- MAILLOT Jean : La traduction scientifique et technique,  
2<sup>ème</sup> édition, Technique et Documentation,  
Paris, 1981.
- MARGOT Jean-Claude : Traduire sans trahir,  
L'Age d'homme, Suisse, 1979.
- MOUNIN Georges : Les Problèmes Théoriques de la Traduction,  
Edition Gallimard, 1963, Paris.
- PERGNIER Maurice : Les fondements sociolinguistiques de  
la traduction, 2<sup>ème</sup> édition, Diffusion  
Librairie Monore Champion, Paris, 1980.

- PHAL André : Vocabulaire Général D'orientation  
Scientifique, Crédif, Paris, 1971.
- VIGNER G. & MARTIN A. : Le Français Technique,  
Librairie Hachette et Larousse,  
BELC, 1976.
- VINAY J.P. & DARBELNET J. : Stylistique Comparée du français et  
de l'anglais, Didier, Paris, 1958.

Reuves

- CHISS J.-L. & FILLIOLET J. : LANGUE FRANCAISE, LA TYPOLOGIE DES  
DISCOURS, No.74, Mai 1987, Larousse, Paris.
- GUILBERT L. & PEYTARD J. : LANGUE FRANCAISE, LES VOCABULAIRES  
TECHNIQUES ET SCIENTIFIQUES, No.17,  
février 1973, Larousse, Paris.
- LADMIRAL J.-R. & Meschonnic H., LANGUE FRANCAISE : LA TRADUCTION,  
No.51, Septembre 1981, Larousse, Paris.
- PEYTARD J., JACOBI D. & PETROFF A., LANGUE FRANCAISE, No.64,  
Décembre 1984, Larousse, Paris.



LA RECHERCHE, No.31, février, Paris.

REVUE GENERALE NUCLEAIRE, No.6, novembre-décembre, 1979, Paris.

Science et Vie, Les Nouvelles Sources Energétiques, No. hors série, 1975.

Articles

LAURIAN Anne Marie Loffler : "Typologie des discours scientifiques :

deux approches", Etudes de linguistique

appliquée, No.51, juillet-septembre,

1983, Didier, Paris.

LEDERER M. :

"La Traduction - transcoder ou

réexprimer?" Etudes de linguistique

appliquée, No.24, octobre-décembre 1976,

Didier, Paris.

LEDERER M. :

"Synecdoque et Traduction", Etudes de

linguistique appliquée, No.24, octobre-

décembre, 1976, Didier, Paris.

SELESKOVITCH D. :

"Traduire : de l'expérience aux

concepts", Etudes de linguistique

appliquée, No.24, octobre-décembre 1976,

Didier, Paris.

Manuels

DEGURSE A.-M., GIPCM R.-L., SOULIE L., ZEMB T., GOZARD F.,

Physique classe terminale D 1983,

Hatier, Paris, 1983.

Encyclopédies

Mac-Graw Hill : Scientific & Technical Encyclopedia.

Vol. 12, Mc. Graw-Hill Book Company, 6<sup>th</sup> Edition, New York, 1987.

Encyclopédie Internationale des Sciences et des Techniques.

Vol. 8, Presses de la Cité, France, 1979.

Dictionnaires

ATKINS Beryl T. :

Collins-Robert French-English/English

French Dictionary, Collins, London,

1984.

ERNST (Dr.) Richard I. :

Dictionnaire Général de la Technique

Industrielle, Editions Brandstetter,

Wiesbaden, Germany, 1982.

HORBY A.S. : Oxford Advanced Learner's Dictionary  
of Current English, Oxford University  
Press, 1987.

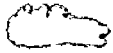
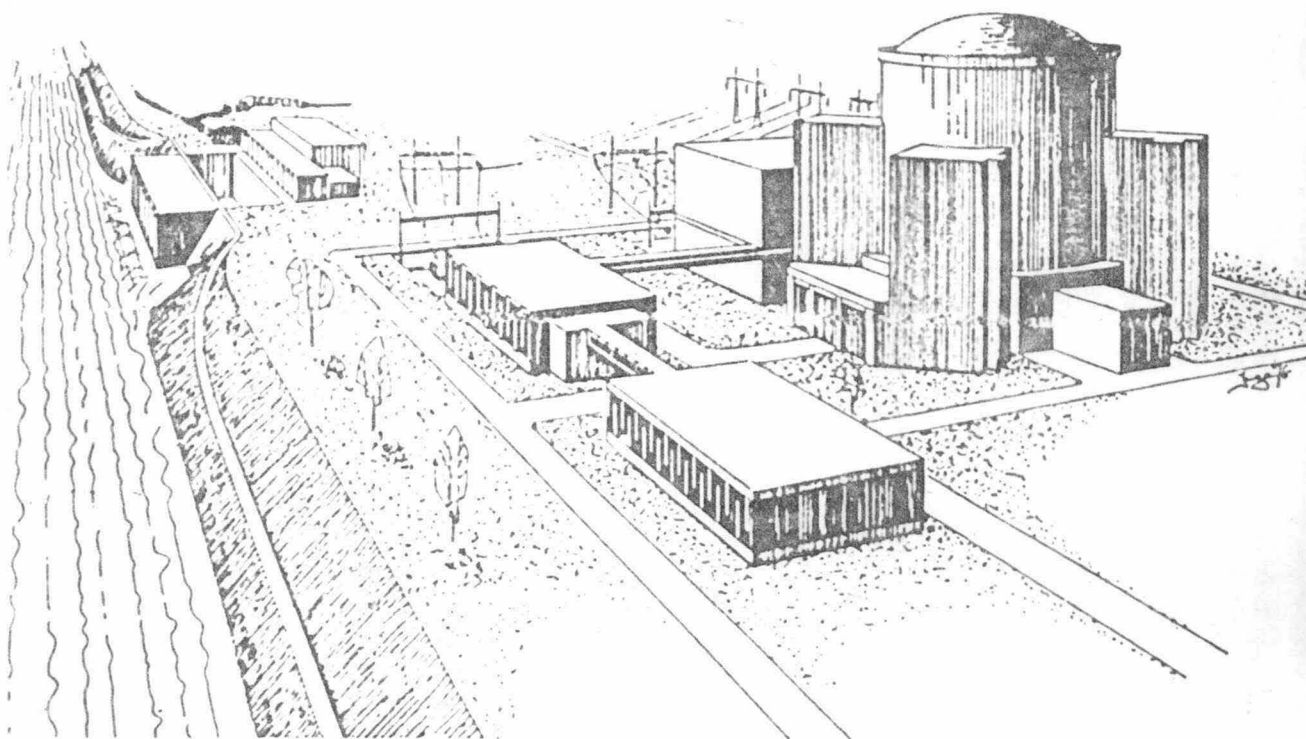
MALGORN G. : Dictionnaire technique, français-anglais,  
Gauthiers-Villars,  Paris, 1975.

TABLE DES MATIERES

	<u>Page</u>
INTRODUCTION	1
CHAPITRE I	7
DISCOURS SCIENTIFIQUE ET SA TYPOLOGIE	
CHAPITRE II	17
TRADUCTION	
TECHNICAL REALITIES	18
FAST BREEDER REACTORS	57
NUCLEAR ENERGY FOR TOMORROW	85
NUCLEAR REACTORS	104
CHAPITRE III	109
COMMENTAIRE	
CONCLUSION	139
BIBLIOGRAPHIE	143
ANNEXE	

ANNEXE

## La centrale de Creys-Malville : présentation d'ensemble et caractéristiques



Représentation de la centrale de Creys-Malville. Vue perspective.

par Edmond ROBERT,  
Directeur des Services Techniques  
et Administratif de la NERSA.

*L'auteur présente les principales options adoptées pour la réalisation de Super-Phénix. Il décrit ensuite les installations de la centrale et donne les points de repères essentiels quant à son planning de conception et de réalisation.*

Il s'agissait donc de réaliser une installation destinée à produire de l'énergie électrique dans des conditions capables de soutenir la comparaison avec des centrales équipées de réacteurs de type « éprouvé », en particulier les centrales à eau ordinaire, actuellement développées par Electricité de France.

La prudence qui a présidé à l'engagement de PHENIX a été a fortiori reconduite dans les études et la réalisation de CREYS-MALVILLE compte tenu notamment du poids de l'investissement et de la valeur d'engagement des études économiques effectuées.

L'orientation des études préliminaires entreprises dès 1970 a été faite en considérant que SUPER-PHENIX donnera naissance à une centrale prototype, « tête de série » des centrales à réacteurs rapide parvenues au stade industriel.

### I. Principales options.

#### A. Généralités.

Les principaux objectifs ayant été fixés, les grands choix relatifs aux options fondamentales ont été effectués dans la continuité de PHENIX, mettant ainsi à profit les connais-

sances acquises pendant la conception et la construction de cette centrale de démonstration, connaissances d'ailleurs complétées peu après par l'expérience de son exploitation.

1) Le niveau de puissance était le premier point important à fixer. En effet, parmi les paramètres ayant une influence économique, la puissance joue un rôle primordial et les réacteurs rapides s'accrochent bien d'une puissance unitaire élevée.

La puissance de référence adoptée au niveau des études préliminaires était de 1000 MW. Elle a été portée par la suite, pour des considérations pratiques, à 1200 MW. Ce niveau de puissance est, en effet, très sensiblement celui du palier adopté par Electricité de France pour le développement des centrales à eau légère. Ce choix permet, d'autre part, d'équiper la centrale soit de deux groupes turbo-alternateurs de 600 MW (développés d'ailleurs par EDF), soit d'un seul groupe de 1200 MW si la technologie de l'époque le permettait.

2) Le choix de cette taille a été fait en s'assurant, d'autre part, par un examen systématique des composants de la chaudière, que l'extrapolation par rapport à Phénix restait raisonnable.

D'autre part, des études conduites jusqu'à des niveaux de puissance largement supérieurs à 1200 MW ont montré que les choix faits restaient valables pour l'avenir.

3) Les hypothèses prises en compte l'ont été dans la continuité par rapport à Phénix. Toutefois, certaines modifications ont été admises chaque fois qu'elles conduisaient à des simplifications de conception, à des facilités accrues au niveau de la réalisation, à une augmentation de la fiabilité lors de l'exploitation.

Les grandes options de Phénix ont donc été conservées :

- le type de combustible est à base d'oxyde mixte de plutonium et d'uranium,
- le fluide caloporteur est du sodium fondu,
- le circuit primaire est intégré,
- un circuit secondaire de sodium est disposé en « tampon » entre le circuit primaire de sodium et le circuit eau-vapeur,
- le déchargement du combustible se fait à l'arrêt.

Chaque fois que cela a été possible, les différents composants ont été purement extrapolés de Phénix. Il y a toutefois quelques exceptions notoires.

Dans cette ligne générale de conduite, les principales évolutions constatées ont été motivées soit par des considérations économiques, soit par des améliorations des connaissances technologiques. En particulier :

— les caractéristiques du cycle thermodynamique eau-vapeur sont en léger retrait par rapport à celles de Phénix afin de garantir plus sûrement le taux de combustion du combustible ;

— les modules de faible puissance (17 MW de Phénix) n'ont pu être conservés et la puissance unitaire des générateurs de vapeur a été portée à 750 MW ; de ce fait, un important programme d'essais a été développé par EDF afin de mettre en évidence les éventuelles difficultés inhérentes à cette extrapolation ;

— la structure générale des cuves et leur organisation ont été légèrement modifiées ; notamment le « toit » de la cuve principale de Phénix, pouvant poser, pour les dimensions de Creys-Malville, des problèmes de tenue aux variations de température se traduisant par des contraintes d'exploitation, est supprimé et remplacé par une structure mieux adaptée ;

— l'entraînement des pompes de sodium primaire se fera par l'intermédiaire d'un coupleur hydraulique, l'augmentation de la puissance transmise rendant difficile à l'époque l'extrapolation de la solution Phénix ;

— le dessin de la tête des échangeurs intermédiaires a été revu suite aux enseignements apportés par l'exploitation de Phénix ;

— les dispositifs de manutention du combustible ont été modifiés afin d'accélérer la cadence de transfert des assemblages combustibles entre le cœur du réacteur et le barillet de stockage ; l'indisponibilité de la centrale découlant de ces périodes de manutention est ainsi notablement réduite ; d'autre part, le dispositif de manutention des éléments irradiés a été conçu de manière que l'extraction des assemblages soit toujours effectuée verticalement ;

— les systèmes de démarrage-arrêt ont été simplifiés ;

— enfin, bien évidemment, la sûreté en vue de la protection de l'environnement est restée au premier plan des préoccupations des projeteurs ; tous les efforts ont été faits afin que Super-Phénix soit bien situé par rapport à l'évolution prévisible en la matière, tant en France qu'en dehors de nos frontières ; ce souci, toujours plus vif, a conduit à accentuer dans plusieurs domaines le caractère de très grande prudence des solutions retenues à Phénix.

Ainsi, un dôme couvrant la dalle a été disposé, constituant, en continuité de la cuve de sécurité, une barrière très efficace.

D'autre part, lors du déroulement des études, d'importantes modifications ont été apportées au projet initial prévoyant l'évacuation de la puissance résiduelle par un circuit alimenté en eau, disposé dans le puits de cuve à quelque distance de la cuve de sécurité. Ce circuit a été complété par un circuit sodium/sodium et sodium/air capable de prélever directement dans le circuit primaire les calories à évacuer.

## B. Nombre de groupes turbo-alternateurs.

Le niveau de puissance (1200 MW) a été fixé par analogie avec les centrales à eau légère (1300 MW) construites durant la même période que Creys-Malville.

Deux possibilités s'offraient alors à l'examen des concepteurs :

- 1 groupe turbo-alternateur de puissance 1200 MW,
- 2 groupes turbo-alternateurs de puissance unitaire 600 MW.

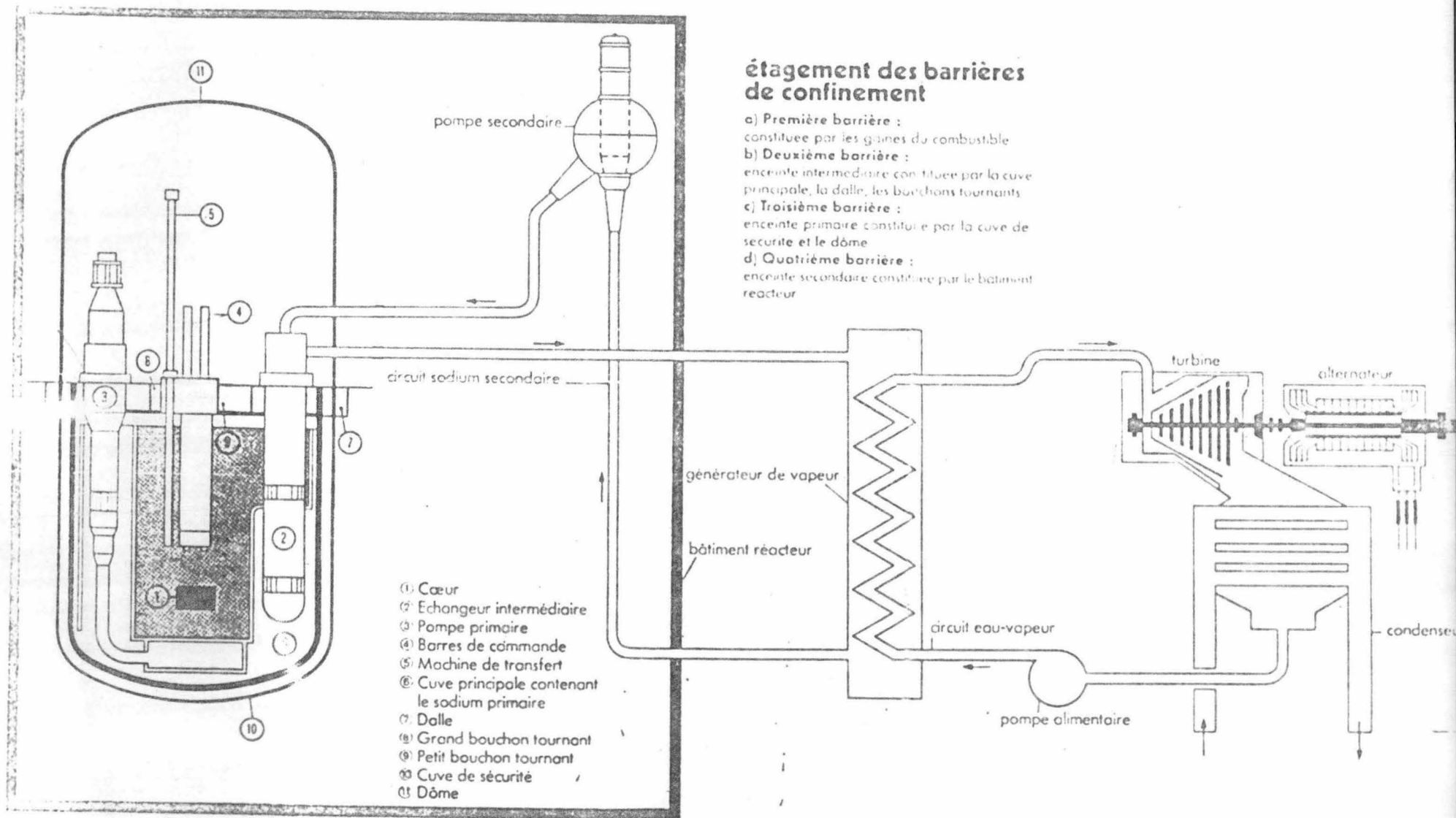
Des études techniques et économiques ont été engagées avec différents constructeurs français, italiens et allemands et l'appel d'offres a été lancé avec les deux variantes.

Au dépouillement des offres et en fonction de considérations techniques et économiques, le choix s'est finalement fixé sur une solution comportant deux groupes turbo-alternateurs de puissance unitaire de 620 MW et tournant à 3000 t/mn.

En fait, les raisons majeures de ce choix ont été l'absence d'innovations importantes de la solution comportant des groupes de puissance unitaire de 600 MW alors que le développement d'un groupe de 1200 MW comportait plus d'incertitudes. Par ailleurs, compte tenu de l'état comparé des connaissances technologiques, la disponibilité d'une solution 2 groupes s'est avérée être meilleure que celle ne comportant qu'un seul groupe.

## C. Le cycle thermodynamique et la structure générale du circuit eau-vapeur.

La vapeur issue des générateurs de vapeur est utilisée dans un cycle thermodynamique du type à resurcharge, l'apport de calories nécessaires à cette dernière fonction étant effectué à l'aide de vapeur prélevée en cours de détente.



### étagement des barrières de confinement

- a) Première barrière : constituée par les gaines du combustible
- b) Deuxième barrière : enceinte intermédiaire constituée par la cuve principale, la dalle, les bouchons tournants
- c) Troisième barrière : enceinte primaire constituée par la cuve de sécurité et le dôme
- d) Quatrième barrière : enceinte secondaire constituée par le bâtiment réacteur

- ① Cœur
- ② Echangeur intermédiaire
- ③ Pompe primaire
- ④ Barres de commande
- ⑤ Machine de transfert
- ⑥ Cuve principale contenant le sodium primaire
- ⑦ Dalle
- ⑧ Grand bouchon tournant
- ⑨ Petit bouchon tournant
- ⑩ Cuve de sécurité
- ⑪ Dôme

Schéma de principe d'une centrale nucléaire à neutrons rapides (Creys-Malville).



Les caractéristiques essentielles du circuit principal d'évacuation d'énergie sont approximativement les suivantes :

— Puissance thermique du réacteur .....	3 000 MW
— Puissance électrique .....	1 242 MW
— Eau à l'entrée des générateurs de vapeur :	
• débit .....	1 360 kg/s
• température .....	235 °C
• pression .....	210 bar
— Vapeur surchauffée à la sortie des générateurs de vapeur :	
• température .....	487 °C
• pression .....	177 bar
— Vapeur à resurchauffer :	
• à l'entrée des sècheurs surchauffeurs ..	165 °C
	et 7 bar
• à la sortie des sècheurs surchauffeurs ..	290 °C
	et 6,5 bar

## D. Structure des alimentations électriques (voir figure 12 en fin d'article).

L'énergie produite est évacuée par l'intermédiaire, pour chaque groupe, d'un transformateur 20/400 kV de 600 MVA et d'une ligne vers un poste d'interconnexion 400 kV situé en bordure du site. Ce poste, constitué de deux jeux de barres, sera relié dans une première étape au réseau EDF par deux lignes allant vers le poste de Saint-Vulbas (centrale du Bugey) et deux lignes allant vers le poste de Génissiat.

Chaque groupe est couplé au réseau par l'intermédiaire d'un interrupteur-enclencheur situé en salle des machines sur les gaines coaxiales 20 kV et d'un disjoncteur 400 kV situé au poste d'interconnexion.

L'alimentation des auxiliaires se fait à partir des sources suivantes :

a - Deux sources externes au site, indépendantes l'une de l'autre et constituées par :

- le réseau 400 kV matérialisé par le poste d'interconnexion ; cette source alimente les auxiliaires à travers les deux transformateurs principaux d'évacuation d'énergie 400/20 kV et deux transformateurs dits de «soutirage» 20/6,6 kV de 50 MVA à 2 enroulements secondaires, branchés chacun en dérivation sur les liaisons alternateur-transformateur principal en aval de l'interrupteur-enclencheur et installés sur les plates-formes d'évacuation d'énergie ;

- le réseau 225 kV raccordé à la centrale par une antenne de la ligne 225 kV Saint-Vulbas-Serrières alimentant en parallèle deux transformateurs dits «auxiliaires» 225/6,6 kV de 50 MVA chacun à enroulements secondaires, installés sur une plate-forme située au sud du bâtiment de commande. Ces transformateurs auxiliaires sont en permanence sous tension prêts à reprendre instantanément l'alimentation de l'ensemble des auxiliaires de la centrale normalement assurée par les transformateurs de soutirage en cas d'incident sur ces derniers ou sur le réseau 400 kV.

b - Deux sources internes au site, indépendantes l'une de l'autre, constituées par deux ensembles distincts comprenant chacun deux groupes électrogènes à moteur Diesel de 2 000 kW. Ces deux ensembles sont complètement séparés géographiquement (aux deux extrémités nord et sud du bâtiment de commande) et fonctionnellement. Ces deux sources internes alimenteront, en cas de perte de deux sources réseau, un certain nombre d'auxiliaires dits «auxiliaires secours», indispensables à la sécurité de la centrale et à la protection de matériels importants.

Le réseau de distribution est constitué de deux demi-réseaux distincts constituant un prolongement des deux voies redondantes A et B de contrôle-commande.

Chaque demi-réseau comprend, d'une part, deux jeux de barres 6,6 kV «normaux» alimentés chacun par les deux sources externes au site et, d'autre part, deux jeux de barres 6,6 kV «secours» alimentés chacun par les deux sources externes au site et aussi par un diesel.

Aussi bien pour les jeux de barres normaux que pour les jeux de barres secours, les tableaux de cellules débrochables 6,6 kV et 380 V des deux demi-réseaux sont installés dans chacune des deux ailes du bâtiment de commande, donc séparés géographiquement. Les liaisons électriques entre tableaux et sources et entre tableaux et utilisateurs suivent des cheminements séparés pour chaque demi-réseau.

## E. Principes de fonctionnement des installations.

### 1 - Fonctionnement vis-à-vis du réseau.

Tous les matériels sont conçus pour répondre aux spécifications d'une centrale de base qui doit pouvoir :

- participer au réglage primaire de la fréquence avec un statisme de 4 %,

- participer, dans la plage de 60 à 100 % de puissance nominale, au réglage secondaire (télé-régulation) dans une bande de  $\pm 10\%$  de cette même puissance nominale,

- rester couplée au réseau tant que la fréquence reste comprise entre 47 et 51 Hz, la puissance nominale n'étant fournie qu'entre 48 et 50,5 Hz,

- rester couplée au réseau pour tout incident sur ce dernier d'une durée inférieure ou égale à 1,5 seconde.

Bien entendu, ces différents types de fonctionnement seront mis en œuvre progressivement, en fonction des résultats acquis sur le comportement du combustible des réacteurs déjà en service.

### 2 - Conduite de la centrale.

La centrale est exploitée à partir d'une salle de commande unique où sont centralisés tous les moyens de choix d'émission d'ordres et d'informations nécessaires à la conduite. L'exploitant dispose en salle de commande des calculateurs suivants :

- deux calculateurs de traitement des températures cœur (TRTC) assurant la surveillance du cœur et intervenant dans la protection du réacteur,

- un calculateur de détection et de diagnostic des défauts du cœur (DDDC) donnant des informations sur les grandeurs physiques du cœur et de circuits associés mais n'intervenant pas dans la sécurité,

- un calculateur de traitement complémentaire des informations (TCI) de l'ensemble de la centrale.

Ces deux derniers calculateurs ne sont pas indispensables à la conduite immédiate de la centrale.

En cas d'indisponibilité de la salle de commande, l'exploitant dispose des commandes et des informations nécessaires au contrôle de l'arrêt du réacteur et à son maintien en état sûr, regroupées sur deux demi-panneaux de repli situés chacun dans une aile des locaux électriques.

Les manutentions du combustible se font réacteur à l'arrêt et sont commandées à partir d'un poste de commande décentralisé dans le bâtiment réacteur.

### 3 - Régulation générale et modes d'exploitation.

La régulation est conçue pour permettre à la centrale de répondre aux exigences du réseau telles que définies ci-dessus. Il faut donc adapter le fonctionnement des générateurs de vapeur aux variations de puissance électrique demandées.

Les grandeurs pouvant faire l'objet d'un réglage automatique et les grandeurs et organes réglants correspondants sont les suivants :

Grandeurs réglées	Grandeurs réglantes	Organes réglants
Température sodium sortie GV	Débit d'eau d'alimentation GV	Turbo-pompe alimentaire (vitesse) + vanne réglante
Pression vapeur	Débit vapeur	Soupapes turbines
Puissance électrique	Débit sodium secondaire	Pompes sodium secondaire (vitesse variable)
Température moyenne sortie cœur	Réactivité	Barres de commande (nombre : 3)

Pour des raisons de sûreté, il n'y a pas d'action automatique sur le débit de sodium primaire. L'opérateur ajuste manuellement ce débit après une variation de charge de la centrale.

En ce qui concerne le réacteur proprement dit, on ajuste la réactivité au moyen de trois barres de régulation (action automatique).

#### 4 - Etats possibles de fonctionnement de la centrale.

Outre les états de fonctionnement normaux à puissance nominale ou à puissance partielle, un certain nombre d'états exceptionnels de fonctionnement ont été prévus :

- fonctionnement sur les circuits de contournement des turbines,
- fonctionnement avec une pompe primaire arrêtée (puissance limitée à 70% de la puissance nominale),
- fonctionnement avec un circuit secondaire hors service (puissance limitée à 70%),
- fonctionnement avec un groupe turbo-alternateur hors service (puissance limitée à 50%),
- fonctionnement avec un turbopompe alimentaire hors service (puissance limitée à 75% si les motopompes alimentaires sont disponibles).

#### 5 - Etats d'arrêt.

Trois états d'arrêt ont été prévus :

- **arrêt chaud** ou de courte durée pour lequel la température du sodium primaire chaud est maintenue au voisinage de 330°C ; cet état correspond à une position de repli après un incident ou après le déclenchement intempestif d'une action de sécurité,
- **arrêt semi-chaud** ou de moyenne durée pour lequel la température du sodium primaire chaud est maintenue à 250°C ; cet état correspond à un arrêt « type week-end »,
- **arrêt froid** ou de longue durée pour lequel la température du sodium primaire chaud est égale à 180°C ; cet état correspond à un arrêt type « manutention de combustible », « intervention sur équipement » ou « nettoyage des générateurs de vapeur ».

L'extraction de la puissance résiduelle est alors assurée par :

— soit les générateurs de vapeur alimentés en eau et les circuits de démarrage-arrêt associés pour les états d'arrêt chaud et éventuellement semi-chaud,

— soit par les échangeurs sodium-air pour les états d'arrêt froid et éventuellement semi-chaud.

## II. Description des installations.

### A. Site et plan de masse.

Le site de Creys-Malville a été retenu après examen et études de divers emplacements. Le choix a été fait en fonction des critères aussi bien techniques que socio-économiques sans omettre qu'il devait se situer sur le territoire français à proximité de l'Italie et de l'Allemagne.

La centrale est située sur le territoire de la commune de Creys-Pusignieu (Isère) à 45 km à l'est de Lyon et à 32 km en amont du site du Bugey, sur le Rhône (fig. 1).

Le sous-sol est constitué par des argiles sablo-graveleuses en forte épaisseur d'assez grande perméabilité conduisant à garder les ouvrages en surface en limitant les parties enterrées.

A cet endroit, le Rhône présente un régime glacio-nival avec étiage pendant les mois d'hiver. Le débit moyen annuel est de 443 m<sup>3</sup>/s. La crue millénaire est estimée à 3 500 m<sup>3</sup>/s. Le barrage de Génissiat, situé à 90 km en amont, stabilise le débit du fleuve qui est largement suffisant pour assurer la réfrigération de cette installation par prise et rejet direct de l'eau de refroidissement.

Le site de Creys-Malville est situé dans une province sismotectonique classée en zone VI de l'échelle MSK (1). Il s'agit du Jura dit « tabulaire » (plateau de l'île Crémieu) qui apparaît comme une zone sans activité sismique connue. Les caractéristiques géologiques du site sont par ailleurs bien connues grâce à des campagnes de reconnaissance dont la première a été effectuée en 1964.

Il est prévu que le site soit raccordé au réseau SNCF grâce à la réalisation d'un embranchement privé et la remise en état, sur une faible longueur, de l'ancienne voie ferrée des chemin de fer de l'est de Lyon.

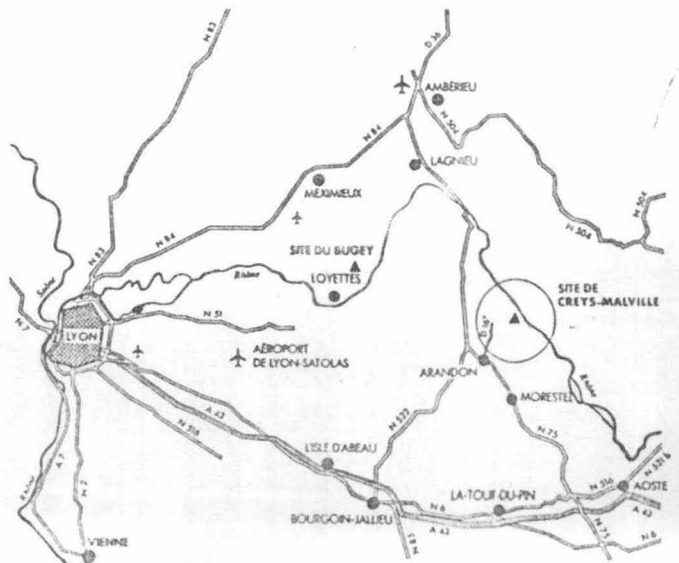
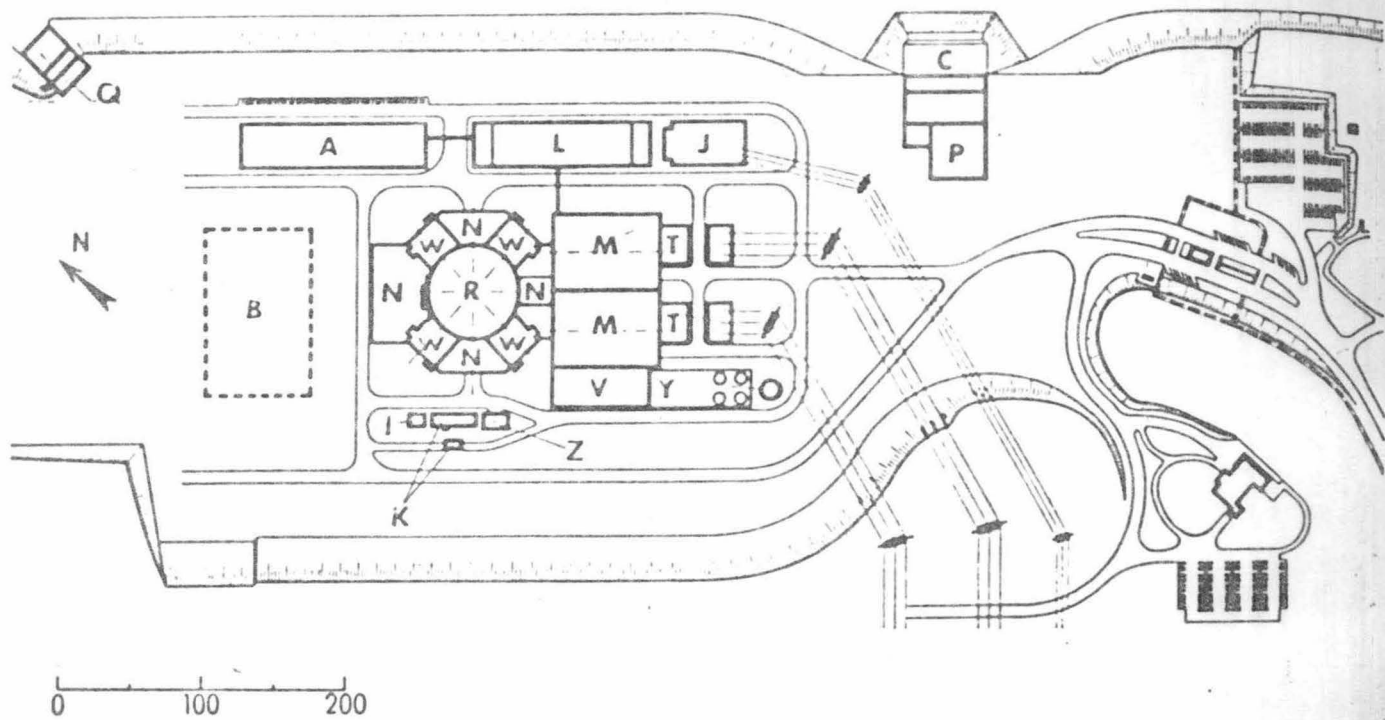


Fig. 1. — Localisation du site de Creys-Malville.

(1) MSK = MEVDEVEV, SPONHAUER, KARNIK.



- |   |  |
|---|--|
| A - Magasin général - garages - huilerie.             | O - Stockage eau brute.                                  |
| B - Atelier de montage et de préfabrication.          | P - Station de pompage et filtration.                    |
| C - Prise d'eau.                                      | Q - Rejet d'eau.   |
| I - Chaufferie.                                       | R - Bâtiment réacteur.                                   |
| J - Plateforme transformateur alimentation réseau.    | T - Plateforme transformateurs, évacuation de l'énergie. |
| K - Dépotage et stockage sodium.                      | V - Bâtiment des auxiliaires généraux.                   |
| L - Locaux électriques (y compris salle de commande). | W - Bâtiments des générateurs de vapeur.                 |
| M - Salle des machines.                               | Y - Déminéralisation.                                    |
| N - Bâtiments des auxiliaires nucléaires.             | Z - Station de stockage gaz.                             |

Fig. 2. — Plan de masse.

## B. Génie civil.

Les ouvrages définitifs de la centrale comprennent du nord au sud (fig. 2) :

- les ouvrages de rejet d'eau de circulation,
- l'ensemble des bâtiments de la chaudière nucléaire,
- la salle des machines,
- les bâtiments des auxiliaires nucléaires de la chaudière,
- le bâtiment de contrôle-commande,
- la prise d'eau de circulation et la station de pompage.

Par ailleurs, sont disposés un certain nombre de bâtiments annexes :

- l'entrée du site et le bâtiment d'accueil,
- le dépotage et le stockage du sodium destiné au premier remplissage,
- les stockages d'argon et d'azote.

Enfin, les postes 380 kV d'évacuation de l'énergie produite et 225 kV de secours des auxiliaires.

La description succincte des ouvrages principaux (fig. 3 et 4) est la suivante :

— Le bâtiment réacteur est constitué par une enceinte circulaire en béton armé de 64 m de diamètre intérieur, de 1 m d'épaisseur et de 82 m de hauteur. Il abrite l'ensemble des

installations proprement nucléaires, c'est-à-dire : le bloc réacteur surmonté de son dôme métallique (enceinte primaire), les circuits auxiliaires actifs du bloc pile, la manutention des assemblages irradiés, les manutentions spéciales, une partie des circuits de sodium secondaire (échangeurs intermédiaires, pompes secondaires et tuyauteries de liaison).

L'ensemble des structures de génie civil, constituant la salle des machines, est en béton armé depuis les fondations jusqu'au plancher des groupes, en ossature et bardage métalliques au-dessus.

Les liaisons avec le bâtiment de commande se font en sous-sol pour les câbles et par une passerelle pour le personnel.

Au bâtiment de la salle des machines, sont accolés :

- à l'ouest, le bâtiment des auxiliaires généraux (chaudières auxiliaires, stockage d'eau brute, station de déminéralisation, compresseurs),
  - au sud, les plates-formes des transformateurs principaux.
- Bâtiment de contrôle-commande.

Ce bâtiment en béton armé est disposé parallèlement à la salle des machines côté Rhône et a une hauteur totale de 13 m.

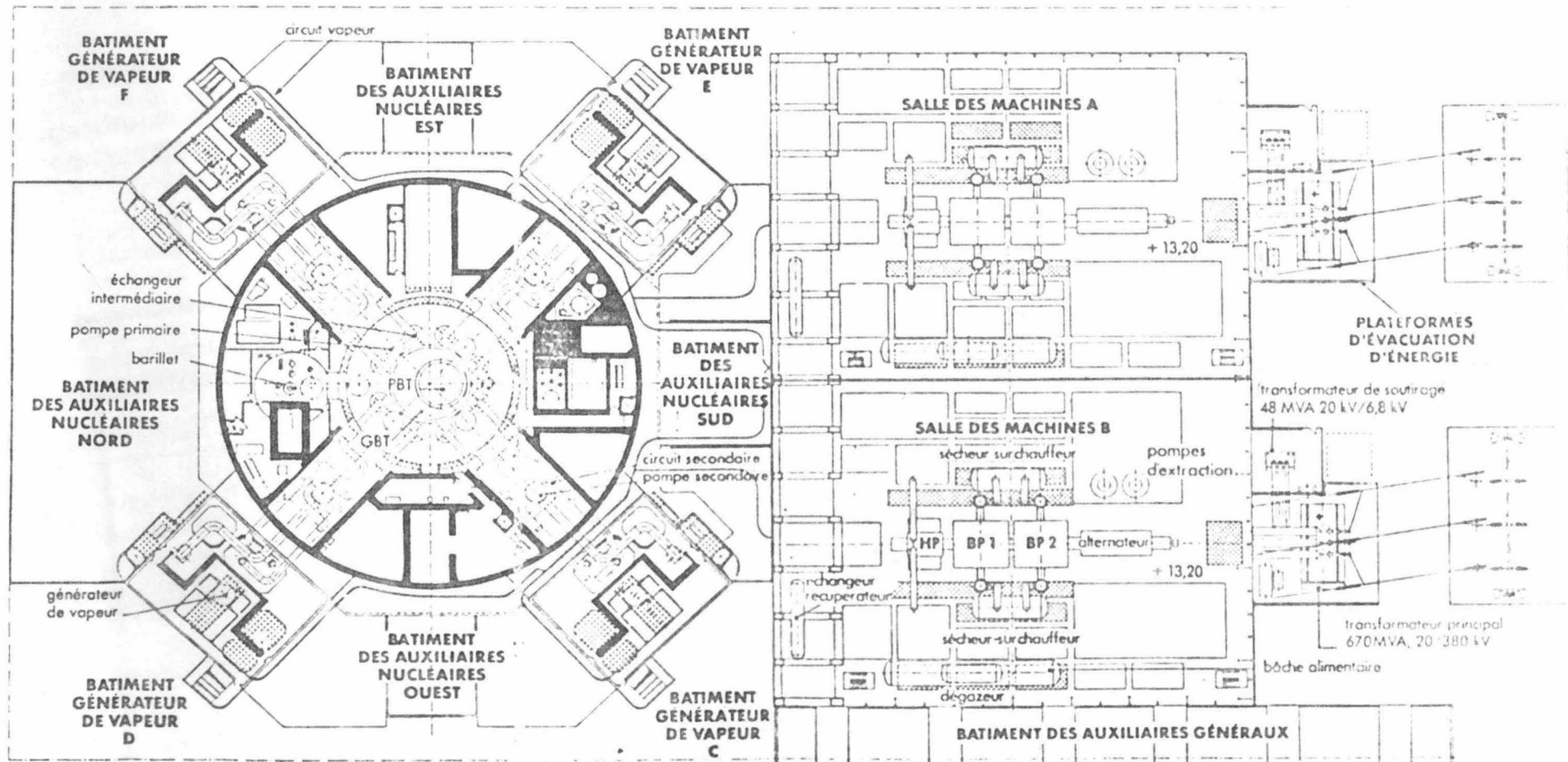


Fig. 4. — Vue en plan de la centrale au niveau 22,50.



Conçu pour réaliser une séparation géographique de deux voies redondantes d'alimentation de puissance et de contrôle-commande des équipements réacteur, il est constitué par :

- une aile nord et une aile sud contenant chacune des auxiliaires électriques d'une voie,
- un noyau central séparé des ailes par des murs en béton anti-missiles et pare-feu, excluant la mise hors service simultanée des deux voies redondantes contenues dans les ailes de ce bâtiment. Ce noyau central contient, en particulier, la salle de commande et ses annexes (locaux et bureaux d'exploitation).

Les liaisons électriques entre le bâtiment de commande et les autres bâtiments de la tranche cheminent dans des galeries enterrées respectant la séparation totale des deux voies. Aux extrémités nord et sud, se trouvent accolés à chaque aile deux bâtiments également en béton armé abritant chacun deux groupes électrogènes de secours.

Dans le prolongement de ces bâtiments, on trouve :

- au nord, le bâtiment de l'exploitation (bureaux, ateliers et magasins),
- au sud, la plate-forme des deux transformateurs auxiliaires 225 000/6 600 V.

— Station de pompage située en bordure du Rhône en amont de la tranche. Elle comprend :

- les pompes de circulation,
- les pompes de refroidissement en eau brute des circuits de sécurité (deux groupes de pompes et deux circuits bien séparés),
- les pompes à incendie.

L'eau de circulation, après son passage dans les condenseurs des groupes turbo-alternateurs et les divers réfrigérants, est rejetée au Rhône en aval de la centrale. Toutes les canalisations d'eau sont enterrées.

### C. Chaudière nucléaire.

D'une puissance thermique de 3 000 MW, elle comprend essentiellement un réacteur du type « à circuit primaire intégré » relié aux générateurs de vapeur par quatre boucles secondaires.

#### 1 - Le cœur.

L'ensemble des assemblages combustibles, au nombre de 364, constitue le cœur du réacteur. Chaque assemblage (fig. 5) comprend essentiellement un corps hexagonal contenant 271 aiguilles combustibles, une tête de manutention et un pied portant le dispositif de réglage de débit du sodium de refroidissement. Les protections neutroniques axiales supérieures et inférieures, constituées par de l'uranium appauvri, sont intégrées dans les aiguilles combustibles elles-mêmes.

Ce cœur ainsi formé est entouré de trois couronnes d'assemblages fertiles contenant de l'uranium appauvri et de plusieurs couronnes d'assemblages acier, constituant la première partie de la protection neutronique latérale. Plusieurs couronnes d'assemblages de protection neutronique complètent l'ensemble. Cette protection permet de limiter à une valeur acceptable la radioactivité du sodium des circuits secondaires circulant dans les échangeurs intermédiaires, disposés en couronne autour du cœur.

#### 2 - Le bloc réacteur (fig. 6).

Il est constitué par une cuve principale de 21 m de diamètre, remplie de sodium, dans laquelle est posé un platelage recevant le sommier. Ce dernier supporte les assemblages combustibles et les alimente en sodium sous pression. Autour du sommier, le faux sommier reçoit les assemblages

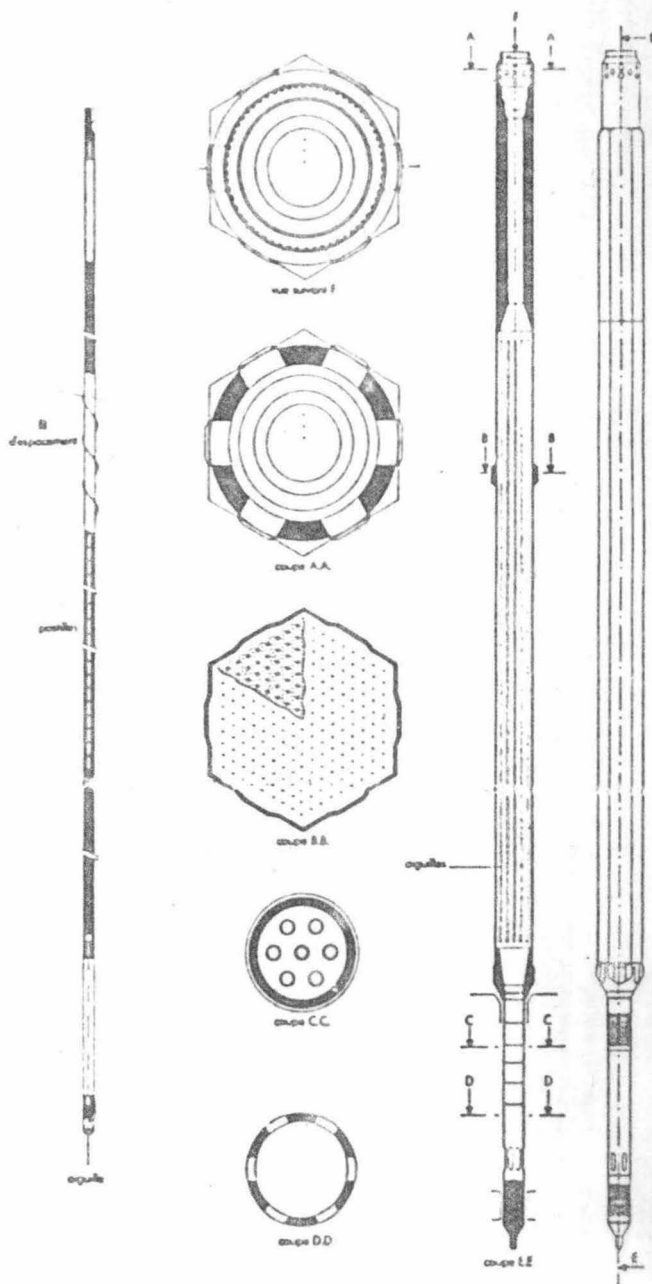


Fig. 5. — Assemblages combustibles.

de protection neutronique qui sont refroidis en convection naturelle.

Entourant l'ensemble du cœur, la cuve interne sépare le sodium chaud du sodium froid. La partie haute de cette cuve est traversée par les huit échangeurs intermédiaires et laisse passer les quatre pompes primaires au travers de cheminées.

Le sodium chaud sortant des assemblages passe dans les échangeurs intermédiaires et ressort à la partie inférieure entre la cuve primaire et la cuve principale formant le collecteur froid. Les pompes reprennent ce sodium froid pour le refouler dans le sommier, grâce à des tuyauteries de liaison.

La partie supérieure de la cuve principale est fermée, au-dessus du niveau libre du sodium, par une dalle. Un calorifuge isole la dalle du rayonnement de la surface de sodium chaud et du gaz de couverture (argon).

Au centre de cette dalle, deux bouchons tournants, excentrés l'un par rapport à l'autre, permettent de desservir tous les emplacements d'assemblages fissiles et fertiles et de

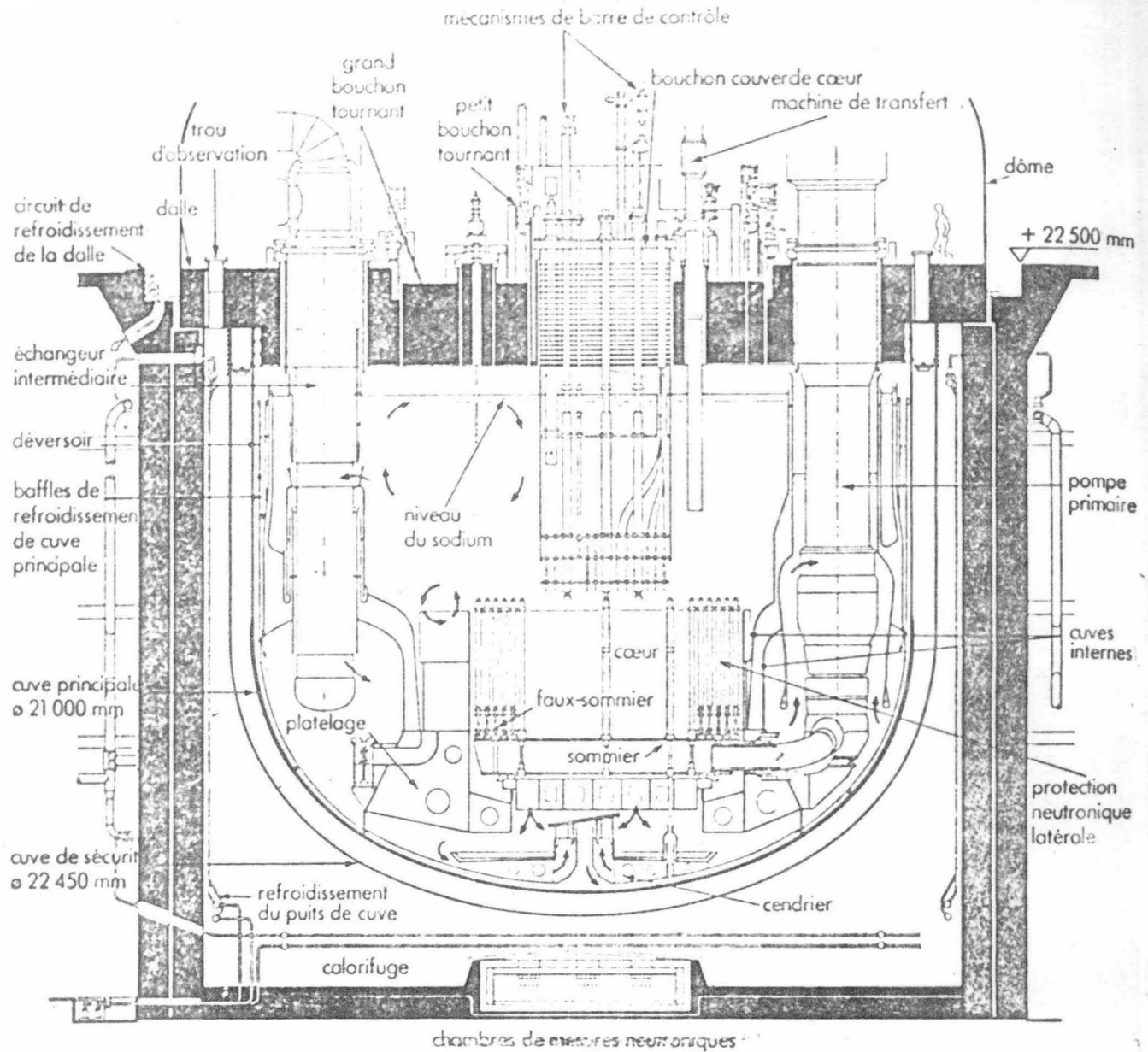


Fig. 6. — Réacteur.

protection du cœur, ainsi qu'une partie des rondins de protection implantés sur le faux sommier.

Le système d'arrêt du réacteur comprend 21 barres de commande, dont trois assurent la régulation du cœur en ajustant la réactivité constituant le Système d'Arrêt Principal d'une part, et trois barres particulières pour la sécurité, constituant le Système d'Arrêt Complémentaire d'autre part. L'ensemble des barres de commande et leurs mécanismes est supporté par le « Bouchon du Couvercle Cœur », implanté dans le petit bouchon tournant. Cette structure supporte également trois bouchons de « Localisation de Rupture de Gaine ». En outre, trois thermocouples par assemblage permettent de surveiller la température du sodium sortant des assemblages.

La dalle porte les quatre pompes primaires, les huit échangeurs intermédiaires, une installation de purification du sodium primaire intégré et l'installation de chargement-déchargement des assemblages du réacteur. La purification du sodium primaire intégrée comprend une pompe électromagnétique et un piège froid plongeant dans le sodium chaud de la cuve principale. L'installation de chargement-déchargement, constituée d'un sas à tourniquet, se prolonge dans

le réacteur par une rampe de manutention. Une vanne, à la sortie du bloc réacteur, assure l'étanchéité de ce dernier en période de fonctionnement.

Une enceinte, disposée autour du bloc réacteur, assure le confinement primaire. En partie inférieure, celui-ci est constitué par la cuve de sécurité entourant complètement la cuve principale du réacteur qui est soudée à la dalle. En partie supérieure, ce confinement est assuré par une enceinte métallique comportant un fût cylindrique surmonté d'un dôme (fig. 3).

### 3 - La manutention des assemblages (fig. 7 et 8).

Elle comprend un ensemble d'appareils et d'installations permettant d'effectuer sur les assemblages combustibles, fertiles et de contrôle et sur une partie des assemblages de protection :

- Le transfert d'un logement à un autre du bloc réacteur au moyen des deux bouchons tournants et des deux « Machines de transfert ».
- Le déchargement du réacteur et le chargement à partir du stockage, au moyen de deux chariots circulant sur des rampes inclinées reliant le bloc réacteur au stockage par

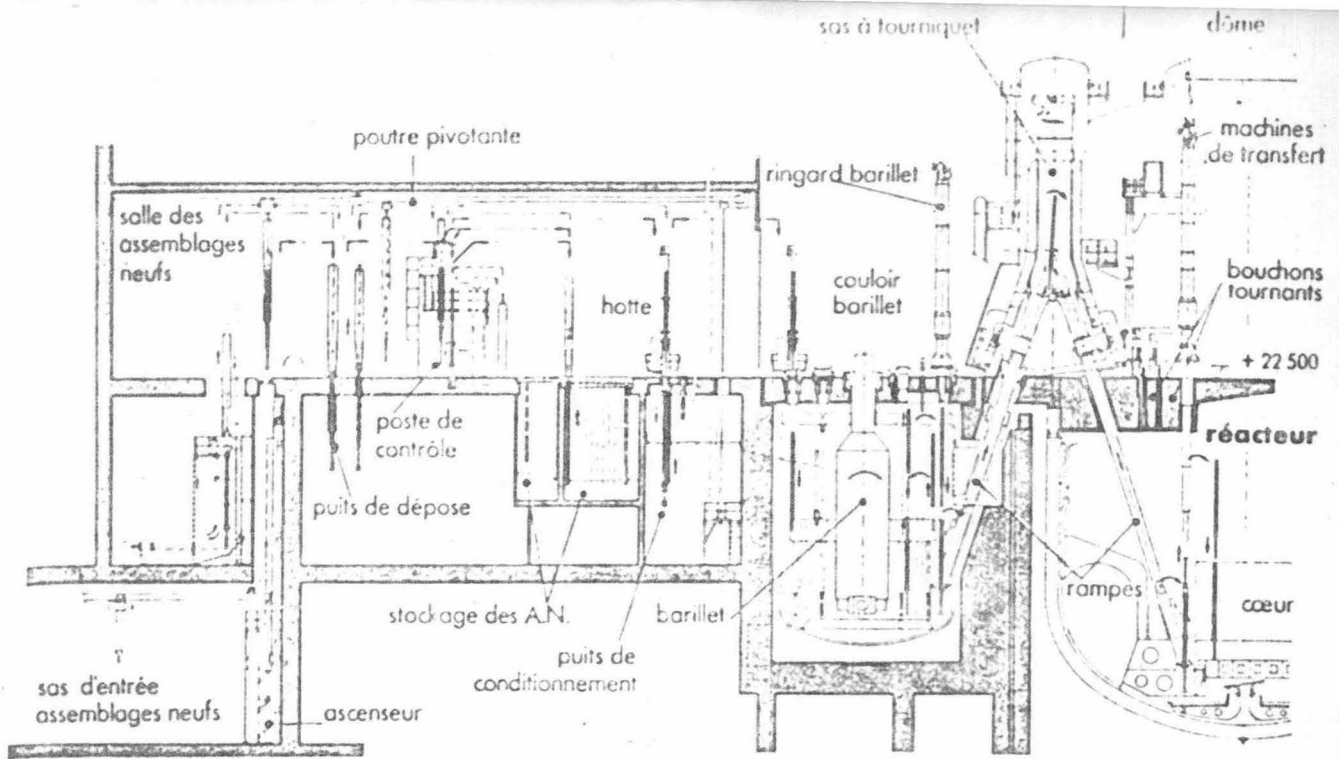


Fig. 7. — Chargement du combustible. Cheminement d'un assemblage combustible neuf.

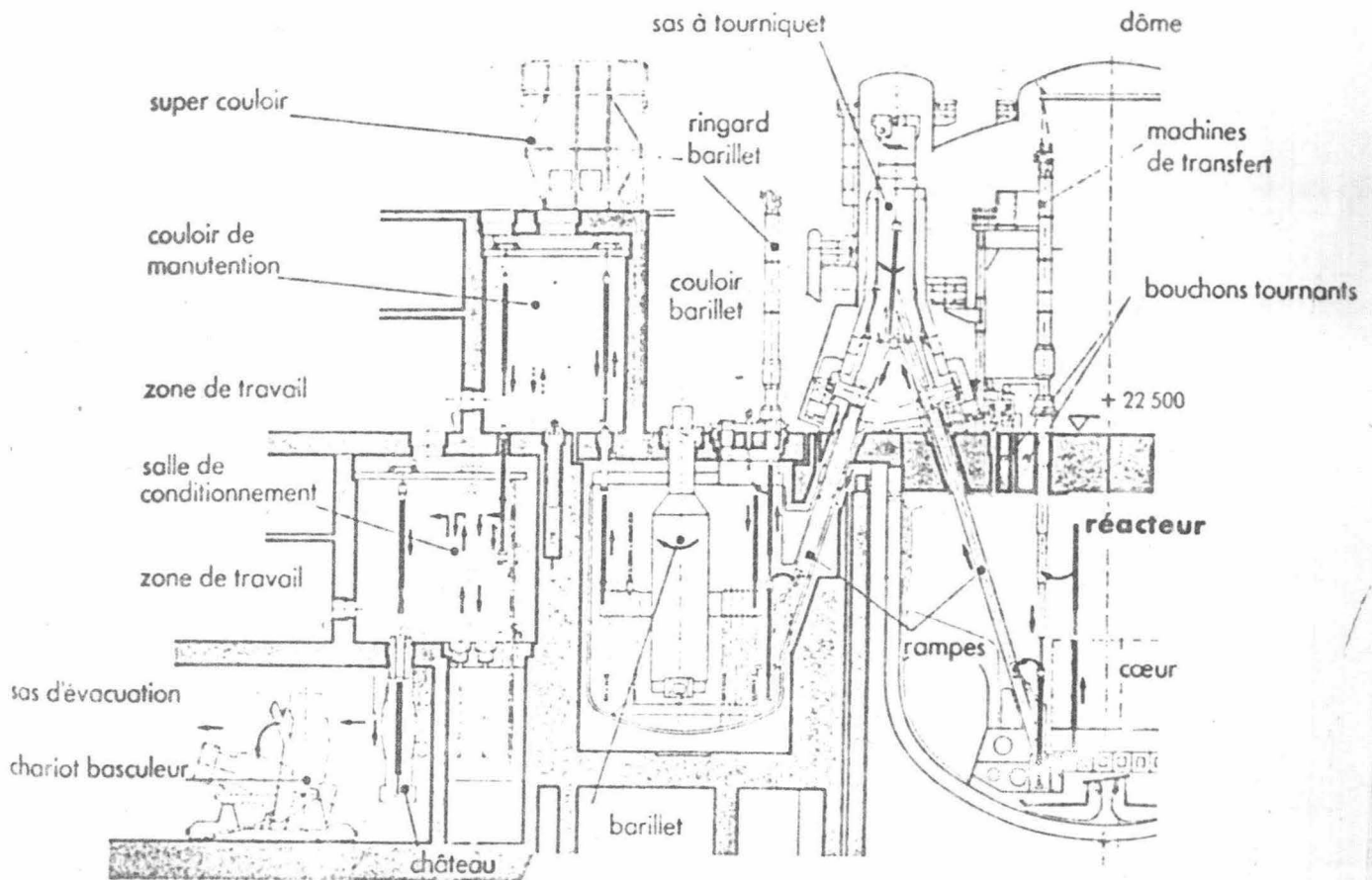


Fig. 8. — Déchargement du combustible. Cheminement d'un élément combustible irradié.

un sas à tourniquet étanche ; un pot rempli de sodium, placé sur chaque chariot, assure l'évacuation de la puissance résiduelle des assemblages.

• Le stockage permettant une certaine désactivation des assemblages avant leur évacuation, grâce à un barillet consti-

tué d'un manège recevant les assemblages à nu, placé dans une cuve remplie de sodium ; la puissance calorifique résiduelle amenée par les assemblages est évacuée au moyen de deux circuits indépendants en sodium reliés à des aéro-réfrigérants ; le transfert dans le barillet des assemblages,

du bas de la rampe aux différentes couronnes du manège s'effectue avec un bouchon tournant et une machine de transfert.

- L'extraction du barillet et l'introduction dans la salle de conditionnement des assemblages à évacuer, grâce au « couloir de maintenance ».
- Le conditionnement et l'évacuation des assemblages ; à cet effet, chaque assemblage est introduit dans un étui qui est alors rempli de sodium et fermé avec un couvercle étanche ; les étuis sont ensuite placés dans un château de transport situé sous la salle.
- Le stockage et le conditionnement des assemblages neufs, dans une salle spéciale où les assemblages sont placés dans des fosses.
- L'introduction des assemblages neufs dans le barillet au moyen d'une hotte qui assure le transport de chaque assemblage séparément depuis le puits de conditionnement, situé dans la salle des assemblages neufs, jusqu'au barillet de stockage.

#### 4 - Les circuits secondaires principaux (fig. 9 et 10).

Ils sont constitués essentiellement de quatre boucles indépendantes comportant chacune deux échangeurs implantés dans la cuve principale du réacteur, une pompe

principale secondaire à axe vertical disposée au fond d'un réservoir d'expansion sphérique et une unité de générateur de vapeur.

Chaque échangeur intermédiaire reçoit le sodium, refoulé par la pompe secondaire, dans un collecteur vertical passant au centre de l'échangeur. Le sodium circule ensuite, de bas en haut, dans le faisceau de tubes.

Le courant de sodium primaire chaud provenant du cœur pénètre par la fenêtre haute de l'échangeur, puis circule de haut en bas parallèlement aux tubes et sort radialement. La fenêtre haute peut être obturée en abaissant une virole cylindrique, lorsque la boucle est hors service.

Les générateurs de vapeur sont unitaires et du type « once through » (à passage direct). Les pompes secondaires sont actionnées par un moteur à vitesse réglable. Elles possèdent également un moteur de secours, de puissance réduite.

En cas d'indisponibilité simultanée de tous les générateurs de vapeur, la centrale est arrêtée et une installation comprenant essentiellement quatre échangeurs sodium-air, branchés en parallèle sur les quatre générateurs de vapeur, permet d'évacuer la puissance résiduelle en convection naturelle.

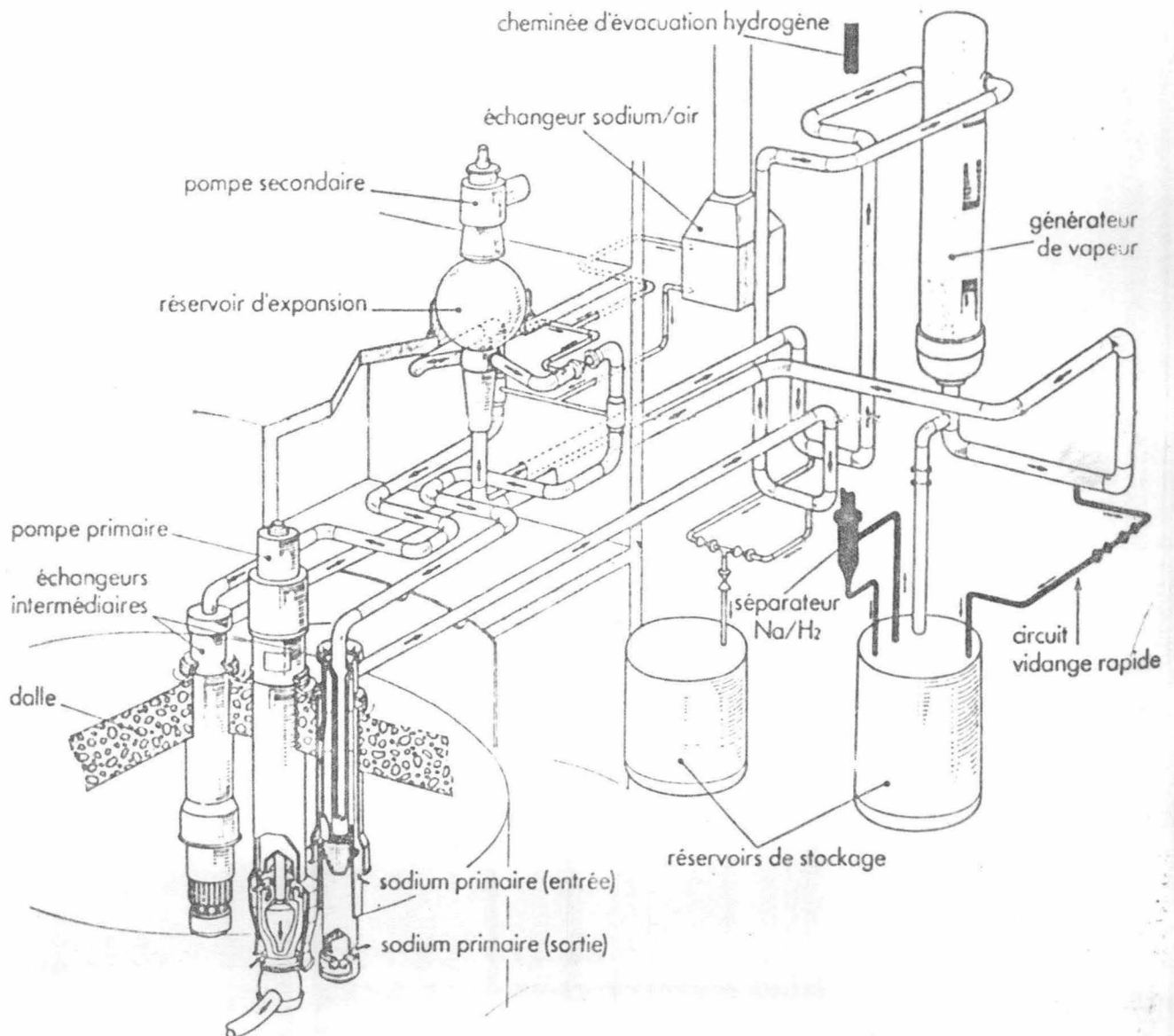


Fig. 9. — Circuits secondaires.



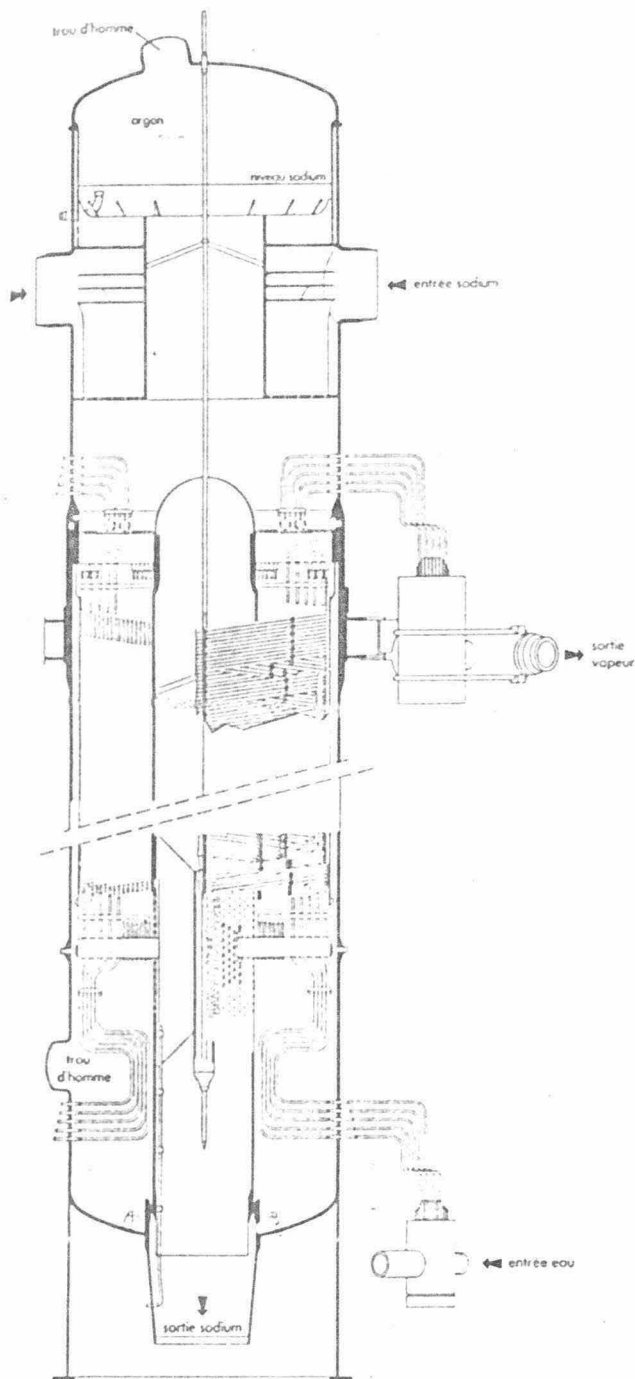


Fig. 10. — Générateur de vapeur.

#### 5 - Les circuits auxiliaires.

Les circuits auxiliaires du sodium primaire sont réduits car l'installation de purification est intégrée dans le réacteur. Ils comportent essentiellement les tuyauteries et les pompes électromagnétiques permettant de faire le transfert de sodium entre les trois réservoirs de stockage du bâtiment réacteur et le réacteur lui-même.

Les circuits auxiliaires argon du réacteur permettent de faire communiquer l'atmosphère d'argon du réacteur avec les trois réservoirs de stockage du sodium primaire. Des condenseurs-filtres, placés entre le réacteur et ses réservoirs, permettent de piéger les aérosols et les vapeurs de sodium et de refroidir l'argon. Les réservoirs assurent la désactivation des produits à vie courte. Le passage sur des pièges à charbon actif avec refroidissement à l'azote liquide retient

les produits gazeux. L'argon, ainsi épuré, est réutilisé pour les circuits de barrage des mécanismes du bloc réacteur.

Les circuits auxiliaires sodium du barillet comprennent deux circuits indépendants d'évacuation de la puissance résiduelle par des échangeurs sodium-air dont les tuyauteries d'échange sont enroulées à l'intérieur de la cuve du barillet. Ils comportent également une installation de purification du sodium.

Les circuits auxiliaires secondaires d'argon ont pour rôle de réguler la pression du gaz de couverture dans les réservoirs d'expansion des pompes secondaires, les réservoirs de stockage de chaque boucle, et de participer à la régulation du niveau du sodium dans les générateurs de vapeur.

Les circuits auxiliaires secondaires de sodium comportent une installation de purification par boucle et un circuit de décharge qui reçoit les produits de la réaction sodium-eau, dans le cas hautement improbable où une fuite apparaîtrait dans les générateurs de vapeur. Ils comprennent également, par boucle, une installation de détection d'hydrogène composée d'une pompe électromagnétique, de plusieurs vannes de sélection des prélèvements et d'un analyseur utilisant le principe de la diffusion de l'hydrogène à travers une paroi de nickel.

#### 6 - Les circuits annexes.

Pour son fonctionnement normal, la chaudière nucléaire doit disposer de divers circuits annexes dont les principaux sont les suivants :

- le circuit de refroidissement de la dalle et des bouchons tournants (double alimentation indépendante) ;
- le circuit de refroidissement du puits de cuve doublé intégralement ;
- le circuit de liquide organique assurant le refroidissement des pièges froids de purification sodium et argon ;
- le circuit vapeur et la chaudière auxiliaire pour le préchauffage de divers réservoirs ;
- le circuit d'azote pour le remplissage et la régulation de l'atmosphère intercuve.

#### D. Installation de production d'énergie électrique.

La salle des machines est conçue pour deux groupes turbo-alternateurs de 620 MW. Elle se divise en deux parties identiques se déduisant l'une de l'autre par translation et correspondant chacune à un groupe et à ses auxiliaires.

La turbine est composée d'un corps haute et moyenne pression (HP - MP) et de deux corps Basse Pression (BP) double flux. L'admission de vapeur au corps HP - MP s'effectue par deux tuyauteries à partir d'un barillet de banalisation de la vapeur produite par les générateurs de vapeur.

Ainsi, les générateurs de vapeur, au nombre de 4, ne sont pas affectés 2 par 2 à chaque groupe turbo-alternateur d'où une souplesse d'exploitation accrue.

Cinq soutirages (3 sur le corps HP, 2 sur le corps BP) prélèvent la vapeur destinée au réchauffage de l'eau alimentaire (fig. 11).

L'alternateur a les caractéristiques suivantes :

- Puissance électrique : 620 MW
- $\cos \varphi$  : 0,9
- Tension nominale : 20 kV
- Vitesse de rotation : 3 000 tr/mn

Les enroulements statoriques sont refroidis par une circulation d'eau déminéralisée. Le rotor et le circuit statorique sont refroidis par une circulation d'hydrogène. L'excitation est du type statique à thyristors.

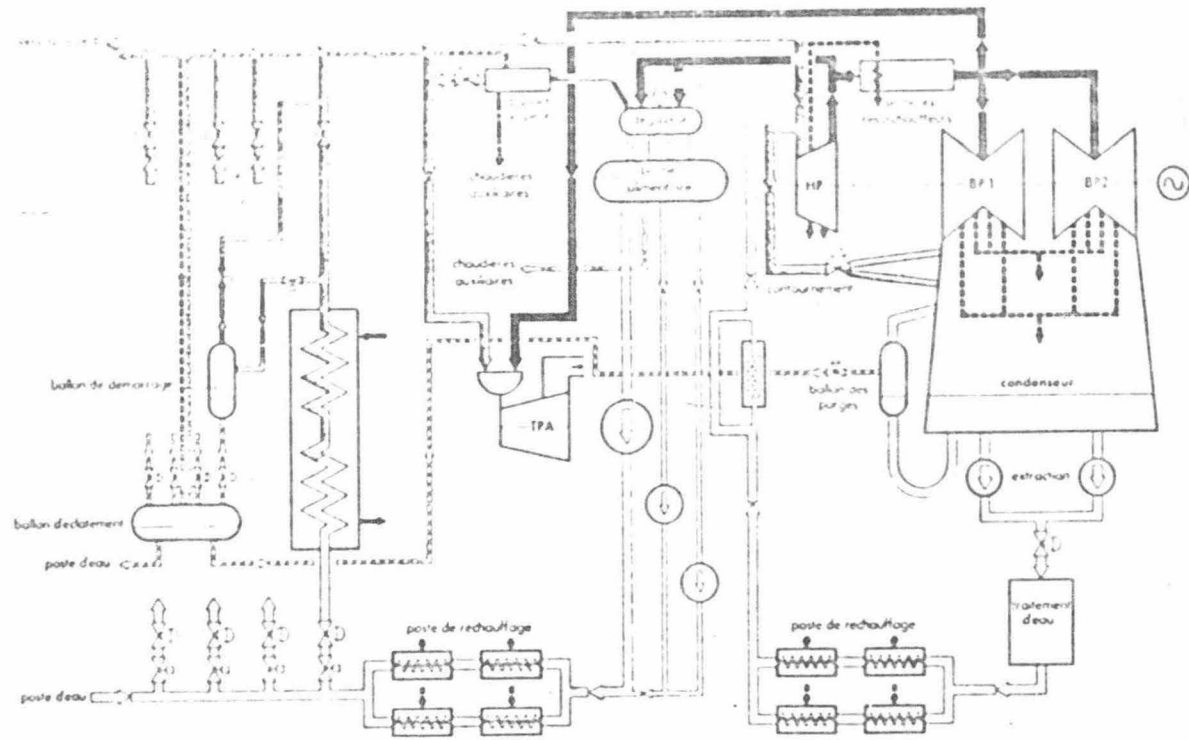


Fig. 11. — Schéma eau - vapeur.

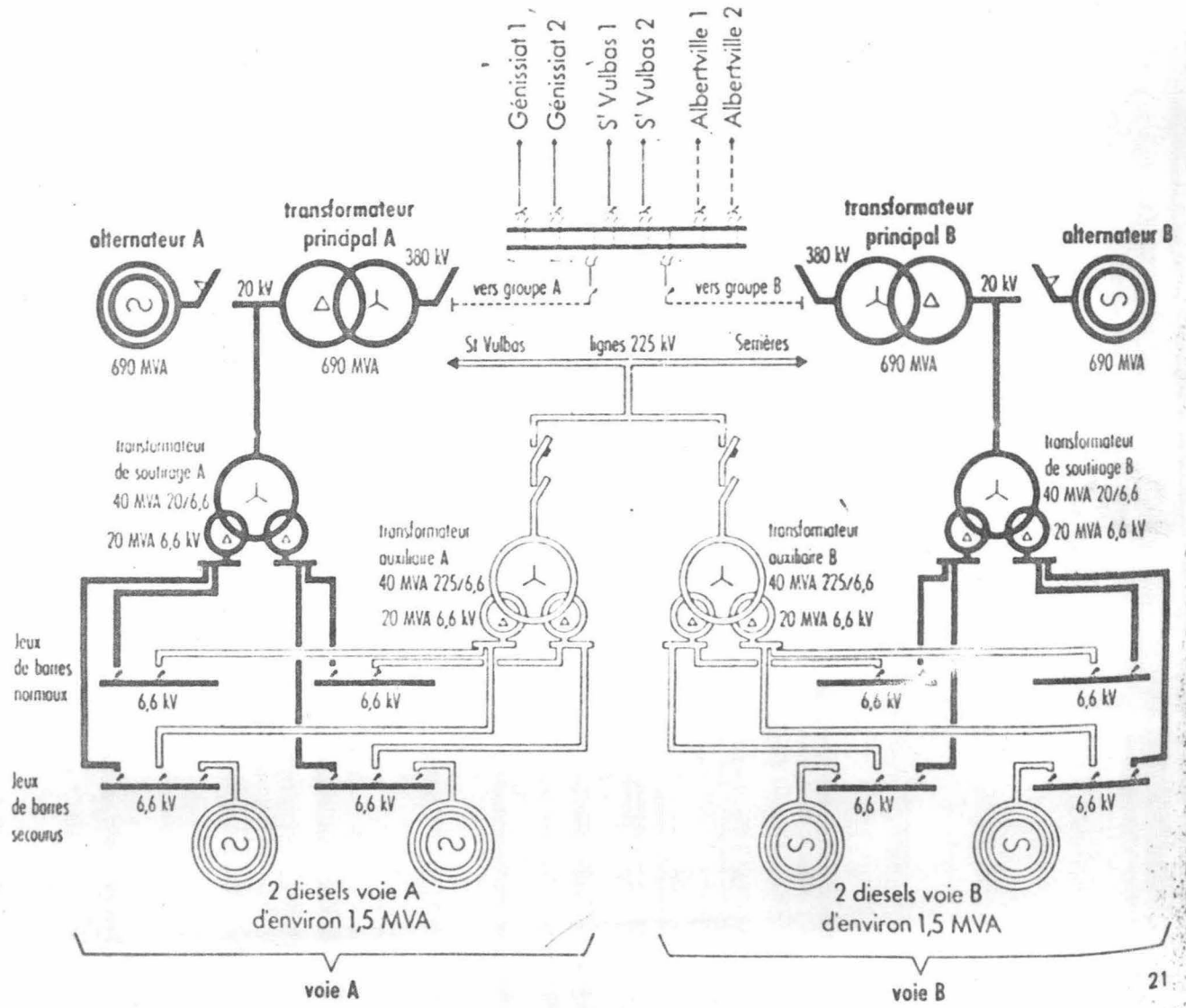


Fig. 12. — Alimentations électriques.

Un poste d'eau est associé à chaque groupe turbo-alternateur. Il comprend :

- deux pompes d'extraction plein débit,
- un poste de traitement continu des condensats capables d'assurer le traitement de la totalité du débit d'eau,
- deux files de deux réchauffeurs alimentés par les 2 soutirages BP,
- une bache dégazante alimentée par de la vapeur provenant :
  - soit du soutirage situé à l'échappement HP de la turbine,
  - soit du barillet de vapeur vive,
  - soit du ballon d'éclatement utilisé pendant les phases de démarrage et d'arrêt des générateurs de vapeur,
  - soit des chaudières auxiliaires,
- une turbopompe alimentaire plein débit aspirant dans la bache dégazante et refoulant dans le poste HP. Sa turbine d'entraînement est alimentée, soit par de la vapeur soutirée provenant du sécheur resurchauffeur (alimentation principale), soit par de la vapeur vive ou de la vapeur provenant du ballon d'éclatement ou des chaudières auxiliaires,
- deux motopompes alimentaires non secourues par diesel et susceptibles d'assurer 25% du débit des groupes. Ces pompes sont utilisées pendant les phases de démarrage et d'arrêt de la centrale. Elles aspirent dans la bache dégazante et refoulent directement à l'entrée des générateurs de vapeur,
- un poste HP constitué de 2 files de réchauffeurs alimentés en vapeur par les deux soutirages HP.

A la sortie du poste HP, l'eau alimentaire provenant des deux postes d'eau arrive dans un barillet commun avant d'être envoyée aux quatre générateurs de vapeur.

A cet ensemble de circuits principaux, est associé un circuit de contournement capable de 100% du débit nominal comprenant des vannes d'isolement, des soupapes de détente et un système de désurchauffe. Ce circuit permet d'évacuer directement au condenseur la vapeur produite par les générateurs de vapeur pendant les phases de démarrage.

### III. Planning de conception et de réalisation (Fig. 13).

1 - Dès 1970, Electricité de France, en collaboration avec le Commissariat à l'Energie Atomique, a entrepris des études

préliminaires concernant une centrale électronucléaire équipée d'un réacteur de taille industrielle, à neutrons rapides, refroidi au sodium. Ces études se sont achevées en 1972.

Les études d'avant-projet ont été alors entreprises. Elles se sont concrétisées, fin 1974, par la constitution d'un dossier technico-économique indispensable pour prendre la décision de mettre en chantier cette installation.

2 - Les principales étapes de décision ont été les suivantes :

- loi du 23 décembre 1972 autorisant la création d'entreprises exerçant en France une activité d'intérêt européen en matière d'électricité,
- décret du 13 mai 1974, signé du Premier ministre, autorisant la création de NERSA,
- constitution de la société NERSA, le 8 juillet 1974,
- prise de décision définitive de construire le 20 décembre 1976,
- autorisations administratives principales :
  - Déclaration d'Utilité Publique - décret du 2 mai 1977,
  - Déclaration d'Autorisation de Création - décret du 12 mai 1977.

3 - La passation des premières commandes concernant les travaux préparatoires de l'aménagement du site ont débuté en 1974.

4 - Le déroulement des travaux s'effectue très sensiblement suivant le planning général présenté figure 13. La mise en service de la centrale est prévue pour la fin de l'année 1983, les principales dates clés du planning sont indiquées dans l'encadré joint.

#### Quelques dates clés du planning de la centrale de Creys-Malville

Bâtiment réacteur hors d'eau	Début 1980
Mise en place cuve de sécurité	Mars 1980
Début livraison sodium	Début 1981
Début livraison assemblages combustibles	Janvier 1982
Mise en sodium	Mi-1982
Chargement	Début 1983
Divergence	1 <sup>er</sup> semestre 1983
Mise en service industriel	2 <sup>e</sup> semestre 1983

Voir pages suivantes le planning de réalisation de Creys-Malville (Fig. 13) et le tableau sur les caractéristiques techniques générales de la centrale.

**CARACTERISTIQUES TECHNIQUES  
GENERALES DE LA CENTRALE**

- Type de réacteur	à neutrons rapides, de type intégré à refroidissement par sodium
- Puissance nominale thermique de la chaudière	3 000 MW
- Puissance électrique nette avec deux groupes turbo- alternateurs 3 000 tr/mn	1 200 MWe
- Puissance électrique brute	1 240 MWe
- Durée d'utilisation annuelle prévue	6 600 h

**Combustible**

- Composition	oxyde mixte fritté d'UO <sub>2</sub> - PuO <sub>2</sub>
- Enrichissement massique en Pu-239 équivalent (moyen)	15,12 %
- Masse de Pu-239 équivalent	4 800 kg
- Gain de régénération	0,183
- Taux de combustion maximal (objectif visé)	70 000 à 100 000 MWj/t (oxyde)

**Caractéristiques des assemblages combustible**

- Nombre d'assemblages dans le cœur	364
- Nombre d'aiguilles par assemblage	271
- Longueur totale de l'aiguille	2 700 mm
- Longueur totale de l'assemblage	5 400 mm
- Matériau de gainage	acier inoxydable
- Température maximale nominale de gaine	620 °C

**Caractéristiques des assemblages fertiles**

- Nombre d'assemblages dans le cœur	233
- Nombre d'aiguilles par assemblage	91
- Longueur totale de l'aiguille	1 950 mm
- Longueur totale de l'assemblage	5 400 mm
- Matériau de gainage	acier inoxydable

**Caractéristiques des assemblages de commande**

- Système d'arrêt principal	
- Nombre d'assemblages dans le cœur	21
- Nombre d'aiguilles absor- bantes par assemblage	31
- Longueur de l'aiguille	1 300 mm
- Matériau de gainage	acier inoxydable

- Système d'arrêt complémentaire	
- Nombre d'assemblages dans le cœur	3
- Nombre d'éléments composant l'assemblage	3
- Matériau de gainage	acier inoxydable

**Cuve du réacteur**

- Forme	cylindrique à fond torisphérique
- Diamètre intérieur	21 000 mm
- Hauteur	19 500 mm
- Métal	acier inoxydable

**Circuits primaires**

- Fluide caloporteur	sodium
- Masse totale de sodium dans les circuits primaires	3 500 t
- Débit nominal	4 x 4,24 t/s
- Température de sortie des échangeurs intermédiaires	392 °C
- Température d'entrée dans le cœur	395 °C
- Température de sortie du cœur	545 °C
- Température d'entrée aux échangeurs intermédiaires	542 °C

**Circuits secondaires**

- Fluide caloporteur	sodium
- Masse totale de sodium dans les circuits secondaires	1 500 t
- Débit nominal	4 x 3,27 t/s
- Température de sortie des générateurs de vapeur	345 °C
- Température d'entrée aux échangeurs intermédiaires	
- Température de sortie des échangeurs intermédiaires	525 °C
- Température d'entrée aux générateurs de vapeur	

**Circuits eau-vapeur**

- Température de l'eau à l'entrée des générateurs de vapeur	235 °C
- Température de la vapeur à l'admission des turbines	487 °C
- Pression de l'eau à l'entrée des générateurs de vapeur	210 bar
- Pression de la vapeur à l'admission des turbines	177 bar
- Débit nominal	4 x 340 kg/s



# Les réacteurs à neutrons rapides

par Guy Denielou et Louis Vautrey

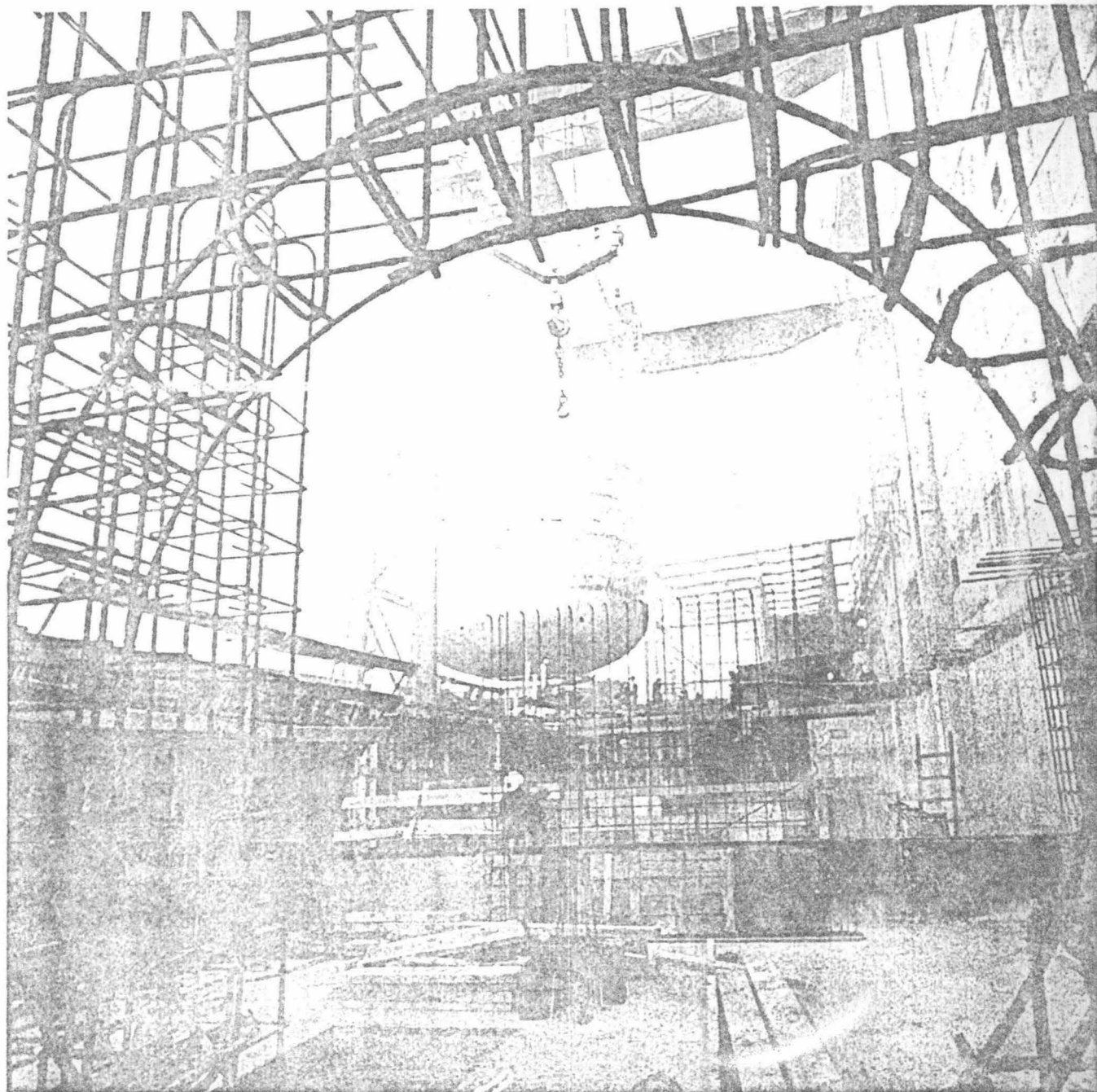


Fig. 1. La cuve principale de Phénix avant son introduction dans l'enceinte de protection en béton du réacteur. Cette cuve en acier inoxydable contient le réacteur, et son système de refroidissement par sodium fondu. Elle a un diamètre de 12,75 m et une hauteur de 11,40 m. (Cliché Pierre Jahan/CEA.)

■ Des réacteurs fournissant plus de combustible qu'ils n'en consomment, voilà de quoi exciter l'imagination des physiciens et des ingénieurs ! Du rêve à la réalité, il n'y a souvent qu'un pas : ces réacteurs, dits à neutrons rapides, sont déjà dans leur phase de démonstration. Ainsi Phénix, premier réacteur français de puissance de ce type, doit diverger dans quelques mois.

■ Il faudra certes attendre les premières grandes centrales de plus de 1 000 mégawatts pour prouver dans les faits les pronostics actuels, mais tout porte à croire que les réacteurs à neutrons rapides devraient, dès la fin du siècle, prendre une place essentielle dans la production d'énergie électrique. N'est-ce pas d'ailleurs une nécessité pour sauvegarder les ressources naturelles en uranium ?

Les réacteurs à neutrons rapides constituent une filière nucléaire totalement différente des précédentes.

Guy Denlelou a été chef du Département des réacteurs à neutrons rapides au Centre d'études nucléaires de Cadarache, et Louis Vautrey est actuellement assistant du directeur de la Division d'étude et de développement des réacteurs au Centre d'études nucléaires de Saclay.

■ L'évolution de l'humanité se caractérise par une utilisation croissante d'énergie, sous des formes de plus en plus évoluées. Au XVI<sup>e</sup> siècle, la roue à eau et le moulin à vent étaient encore les seuls mécanismes utilisés pour actionner des installations mécaniques, et il fallut attendre le milieu du XIX<sup>e</sup> siècle pour que la machine à vapeur devint la base de l'industrie. Avec l'apparition et le développement de l'électricité, notre XX<sup>e</sup> siècle a été marqué par une croissance fabuleuse de la consommation d'énergie, qui se poursuit actuellement. On estime qu'aux Etats-Unis on consommera, au cours des trente prochaines années, davantage d'énergie qu'au cours de toute l'histoire passée, et en 1970, la consommation moyenne par habitant était déjà 100 000 fois plus grande qu'au temps de l'homme des cavernes, 3 000 fois plus qu'il y a un siècle. Dans cette consommation accélérée d'énergie, la part de l'électricité est de plus en plus prépondérante : nulle à la fin du siècle dernier, et actuellement un peu inférieure à un quart, elle pourrait atteindre la moitié à la fin du siècle. Cela se traduit en France, et dans l'ensemble du monde, par un temps de doublement de la puissance électrique de l'ordre de dix ans, ce qui signifie qu'il faut installer tous les dix ans des centrales électriques nouvelles d'une puissance égale à l'ensemble de ce qui existait antérieurement.

Ce taux de croissance pose évidemment le problème des sources d'énergie utilisables et de leur approvisionnement. Dans l'état actuel de la technique, ce sont les chutes d'eau, le charbon, le pétrole, le gaz et l'énergie nucléaire. Quel est l'avenir ? Les possibilités en énergie hydraulique en France sont déjà presque totalement exploitées, et aucune ressource nouvelle ne peut évidemment être escomptée dans ce domaine. La part du charbon, dont le prix s'est fortement accru, a diminué constamment depuis la fin de la dernière guerre et tend à se réduire de plus en plus aux usages spécifiques, en particulier sidérurgiques. Corrélativement, la part des produits pétroliers va en croissant, et, au cours des quinze prochaines années, on prévoit que le pétrole couvrira près de 75 % de la production totale d'énergie. L'utilisation du gaz naturel ne pourra guère fournir que 13 % des besoins en Europe vers 1980. Cet état de choses crée évidemment une situation de dépendance vis-à-vis de l'étranger pour l'approvisionnement en énergie (pétrole en particulier), en même temps qu'une incertitude sur l'évolution des conditions économiques.

année	centrales nucléaires	toutes centrales	% nucléaire
fin 1971	2 200 MW	38 000 MW	5,8
1980	11 000	65 100	17
1990	56 000	130 000	43
2000	140 000		

Tableau 1. Ces différents chiffres montrent l'importance croissante qui sera prise dans les années à venir par l'énergie nucléaire dans l'ensemble des centrales installées en France (hydrauliques, thermiques classiques et thermiques nucléaires). On peut voir que d'ici une vingtaine d'années, l'énergie nucléaire fournira presque la moitié de l'électricité disponible.

Globalement, notre déficit en énergie, qui était de 40 % en 1960, pourrait atteindre 80 % vers 1980. Le pétrole n'est d'ailleurs pas une ressource illimitée, et certaines estimations envisagent un épuisement dans un délai de l'ordre de soixante ans.

La production d'électricité d'origine nucléaire, la dernière-née des possibilités actuellement envisageables, prend une importance rapidement croissante dans le programme de tous les pays industrialisés, pour les raisons suivantes :

- c'est la seule technique actuellement possible pour prendre la relève des combustibles fossiles, et économiser ainsi des ressources qui tôt ou tard s'épuiseront ;
- le prix de l'énergie électrique produite est dès maintenant compétitif avec celui des centrales conventionnelles ;
- c'est le moyen d'assurer l'indépendance énergétique vis-à-vis des sources d'approvisionnement en pétrole ;
- à une époque où se développe la conscience de la qualité de la vie et où se manifeste avec acuité la nécessité de protéger la nature et l'environnement contre les dégradations dues aux techniques modernes, l'énergie nucléaire apparaît comme une solution aux problèmes de pollution atmosphérique par les centrales thermiques (absence de fumées).

Le tableau 1 montre l'importance croissante qui sera prise par l'énergie nucléaire dans l'ensemble des centrales installées en France (hydrauliques, thermiques classiques et thermiques nucléaires).

Parmi les 140 000 MW électriques d'origine nucléaire prévus pour l'an 2000, 40 000 environ pourraient être installés sous forme de centrales à neutrons rapides. Actuellement, après

avoir réalisé le réacteur expérimental Rapsodie, nous en sommes à construire la première centrale de démonstration à neutrons rapides, baptisée Phénix, qui doit fournir une puissance de 250 MW électriques à partir de 1973.

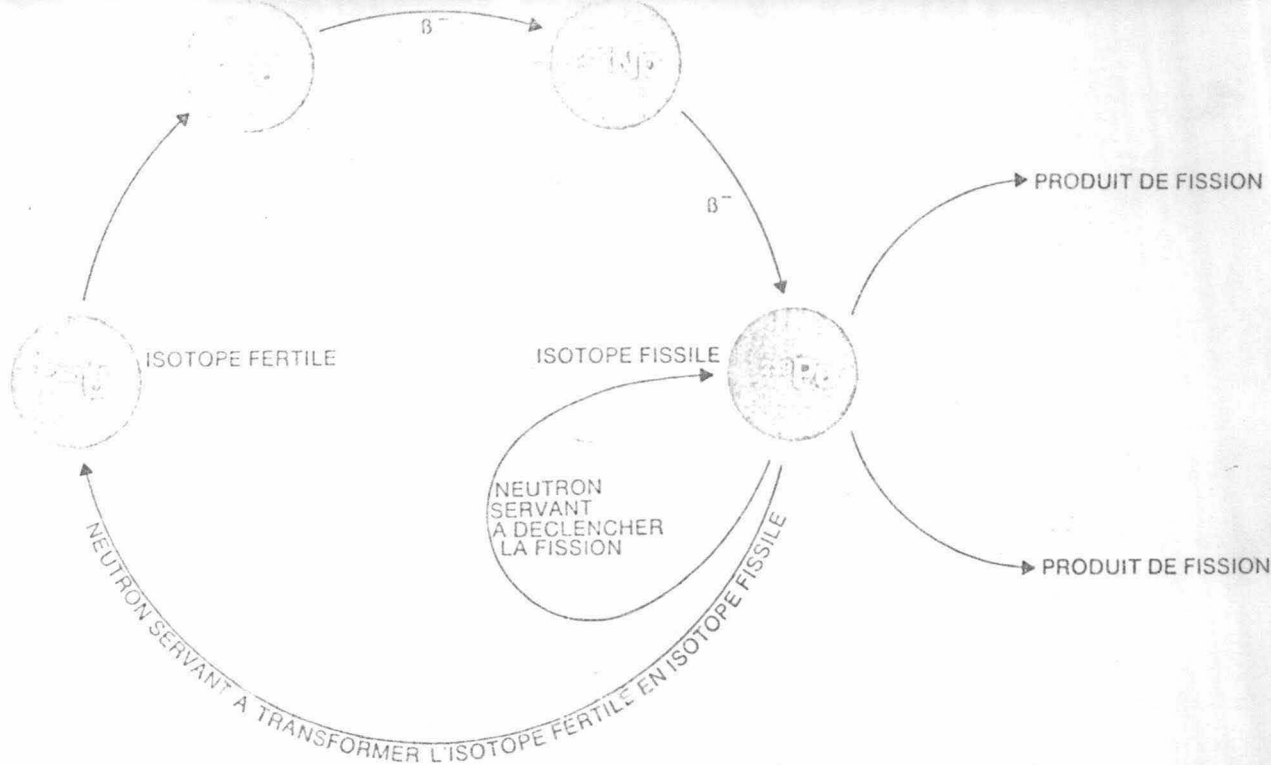
#### Les différentes filières nucléaires.

Un réacteur nucléaire produit de la chaleur dont la source réside dans la fission des noyaux fissiles : uranium-235 ou plutonium-239.

Le seul élément fissile existant dans la nature est l'uranium-235, qui constitue 1/140 de l'uranium naturel, le reste étant essentiellement de l'uranium-238 non fissile. Chaque fission (cassure) d'un atome d'uranium sous l'action d'un neutron<sup>(1)</sup> engendre 2 ou 3 neutrons de haute énergie (en moyenne 2 MeV), c'est-à-dire rapides (20 000 km/s). Ces neutrons peuvent à leur tour produire la fission d'autres noyaux d'uranium, qui émettront des neutrons produisant d'autres fissions, etc. C'est ainsi que se réalise une réaction en chaîne divergente, qui, dans le cas d'un bloc de matière fissile pure suffisamment gros, s'amplifie d'elle-même et conduit à une explosion : c'est le principe de la bombe atomique. Dans un réacteur nucléaire, un certain nombre d'autres phénomènes doivent être pris en considération pour établir un bilan de la réaction : des neutrons sont capturés dans l'uranium, en particulier dans l'uranium-238, sans produire de fission ; d'autres sont absorbés par les matériaux de structure ; d'autres enfin s'échappent à l'extérieur du cœur et sont perdus. Il s'ensuit qu'un réacteur ne peut fonctionner (diverger) avec un volume donné que s'il existe une masse minimale de matière fissile : c'est la masse critique. Dans un bloc

(1) Ces neutrons, particules élémentaires entrant dans la constitution des noyaux, existent dans le rayonnement cosmique qui nous entoure.

Fig. 2. Réaction en chaîne avec le plutonium-239. Le flux de plutonium par absorption d'un neutron donne naissance, en dégageant de l'énergie, à des produits de fission et à au moins deux neutrons. L'un d'eux sert à entretenir la réaction en chaîne, l'autre à transformer l'isotope fertile (en l'occurrence l'uranium-238) en matériau fissile (plutonium-239).



d'uranium naturel, aussi grand soit-il, la réaction en chaîne est impossible : la quantité de matière fissile (uranium-235) est trop faible, et la majorité des neutrons est capturée en pure perte par l'uranium-238. Il faut donc artificiellement favoriser les fissions vis-à-vis des captures sans fission. Deux voies sont possibles : ou bien augmenter de façon importante la quantité de matière fissile (enrichir l'uranium en  $^{235}\text{U}$ , ou lui ajouter du plutonium-239), ou bien diminuer l'énergie des neutrons au moyen d'un modérateur (ralentisseur), ce qui renforce le rôle de l'uranium-235 (en termes de physicien, la section efficace  $\sigma_f$  de fission du  $^{235}\text{U}$  vis-à-vis de celle de capture du  $^{238}\text{U}$ ). Ainsi se dessinent deux classes de réacteur : d'une part, ceux qui utilisent le plus directement les neutrons de haute énergie issus des fissions ; ce sont les réacteurs à neutrons rapides, dont le combustible doit contenir une proportion importante de matière fissile (15 % dans un gros réacteur) ; d'autre part, les réacteurs utilisant un modérateur (réacteurs à neutrons thermiques), dont le combustible peut être de l'uranium naturel. Il faut encore ajouter à ces notions schématiques une précision importante : dans des réacteurs à neutrons thermiques, l'utilisation d'uranium naturel n'est possible que si les matériaux de structure et le fluide de refroidissement qui véhiculent la chaleur produite pour actionner les turbo-alternateurs n'introduisent pas de captures parasites trop considérables. C'est ce qui a été réalisé dans les réacteurs à uranium naturel-graphite-gaz et les réacteurs à eau lourde (voir ci-dessous). En fait, dans la plupart des réacteurs thermiques, la nature des matériaux de structure et du fluide de refroidissement imposent un léger enrichissement de l'ordre de 3 % du combustible

La figure 3 représente très schématiquement les constituants essentiels d'un réacteur : c'est un ensemble de cellules élémentaires formées de longs crayons ou d'aiguilles de combustible, dont la surface est léchée par un fluide de refroidissement. Si le réacteur est à neutrons thermiques, ces cellules sont régulièrement réparties au sein d'un modérateur. Dans un réacteur rapide, il n'y a pas de modérateur. Cet ensemble, qui constitue le cœur, est entouré d'un réflecteur, qui limite les fuites de neutrons, et d'une protection biologique (béton) contre le rayonnement. Dans le cas des réacteurs rapides, une zone appelée couverture située directement autour du cœur permet d'assurer la surrégénération, dont on reparlera plus loin. Ajoutons enfin que des barres de contrôle, non figurées sur le schéma, et constituées d'éléments absorbateurs de neutrons, sont introduites dans le cœur pour arrêter le réacteur, et plus ou moins retirées pour le mettre en route et régler son fonctionnement.

Les différents types de réacteur (on dit couramment les différentes filières) qui ont été ou qui sont actuellement développés industriellement se déduisent largement des considérations qui précèdent. Ce sont essentiellement :

- Les réacteurs à uranium naturel, gaz, graphite (UNGG), ces trois termes indiquant, dans l'ordre, le combustible, le fluide de refroidissement ( $\text{CO}_2$ ) et le modérateur. Ce fut la première filière industrielle développée en Grande-Bretagne et en France, où elle donna naissance aux trois centrales de Chinon, aux deux centrales de Saint-Laurent-des-Eaux et à la centrale de Bugey. Cette filière a été maintenant abandonnée, en grande partie par suite de l'influence sur le marché international des filières américaines (eau légère).
- Les réacteurs à eau légère : le com-

bustible est de l'oxyde d'uranium légèrement enrichi, le modérateur, en même temps fluide de refroidissement, est de l'eau ordinaire. Il s'agit d'une part des réacteurs à eau sous pression, ou PWR (pressurized water reactors), et des réacteurs à eau bouillante, ou BWR (boiling water reactors). Ces filières mises au point aux Etats-Unis se sont actuellement imposées mondialement.

- Les réacteurs à eau lourde, dont le combustible peut être de l'uranium naturel, le modérateur étant de l'eau lourde (D<sub>2</sub>O). Le refroidissement peut être assuré par de l'eau lourde sous pression ou de l'eau légère bouillante. Cette filière a été développée en particulier au Canada.

- Les réacteurs à haute température, ou HTR (high temperature reactors) : le modérateur est du graphite, le combustible de l'uranium très enrichi joint à du thorium, sous forme de carbure, et le refroidissement est effectué par de l'hélium sous pression.

- Les réacteurs à neutrons rapides appelés encore surgénérateurs ou sur-régénérateurs, dont on va parler plus en détail : le combustible est un oxyde mixte d'uranium et de plutonium, et le fluide refroidisseur du sodium (éventuellement un gaz).

#### Produire plus de combustible nucléaire qu'on en consomme.

Pourquoi les réacteurs à neutrons rapides se sont-ils développés, et quelles sont leurs motivations ? A l'origine de leur histoire, quand l'énergie atomique appartenait encore au domaine du physicien, il y eut sans doute une large part de curiosité scientifique. Faire fonctionner un réacteur avec des neutrons rapides, c'était explorer une voie nettement distincte de celle des neutrons thermiques, et il n'était pas pensable que l'esprit humain s'en désintéresse.



La surregénération permettra de multiplier par 100 l'énergie disponible dans l'uranium.

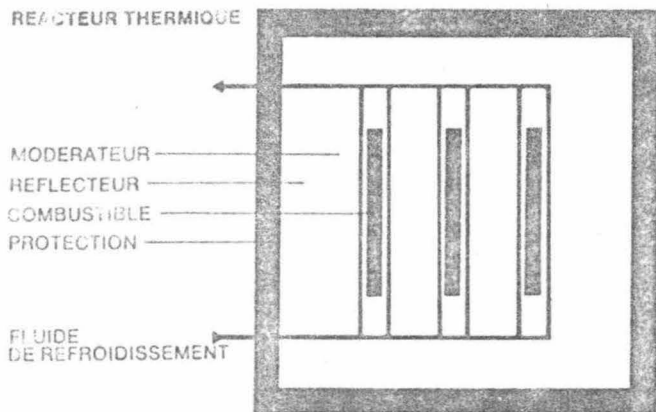


Fig. 3. Schéma de principe d'un réacteur.

● La partie essentielle d'un réacteur à neutrons thermiques (le cœur) est constituée d'éléments combustibles refroidis par un fluide approprié et disposés régulièrement au sein d'un modérateur. Le combustible contenant la matière fissile (en général oxyde d'uranium plus ou moins enrichi en isotope 235) est disposé le plus souvent sous forme de crayons (diamètre de l'ordre de 10 ou 12 mm et longueur de l'ordre de 3,5 m dans un gros réacteur) contenus dans une gaine métallique. Le fluide de refroidissement peut être de l'eau ordinaire, de l'eau lourde ou un gaz ( $\text{CO}_2$ , He). Le modérateur est de l'eau ordinaire, de l'eau lourde ou du graphite. Le cœur est entouré d'un réflecteur, constitué du même matériau que le modérateur, et qui minimise les fuites de neutrons. L'ensemble est logé dans une épaisse enveloppe de béton qui assure la protection biologique contre les rayonnements.

Mais il faut ajouter qu'une perspective quelque peu miraculeuse incitait fortement à une telle tentative : c'est celle de la surregénération. Expliquons un peu ce concept. Comme on l'a indiqué plus haut, l'uranium naturel ne contient que 1/140 (0,7 %) d'atomes fissiles ( $^{235}\text{U}$ ). Mais les atomes d'uranium-238 qui constituent les 139/140 de l'uranium naturel, et qu'on appelle atomes fertiles, se transforment, par capture d'un neutron, en plutonium-239 qui, lui, est fissile et peut donc être utilisé comme combustible au même titre que l'uranium-235. Dans tout réacteur, cette transformation a lieu : c'est la régénération, grâce à laquelle on peut en fait disposer d'une quantité de matière fissile supérieure au 1/140 indiqué. Si le réacteur est à neutrons thermiques, le bilan neutronique est tel qu'une faible part des neutrons peut être utilisée pour fabriquer du plutonium-239. La quantité de matière fissile ainsi produite est nettement inférieure à celle qui est consommée. Dans le meilleur des cas, avec des réacteurs à eau lourde, on peut théoriquement arriver à utiliser environ 2 % de l'uranium naturel, si l'on recycle dans un réacteur le plutonium produit. Avec un réacteur à neutrons rapides, au contraire, on bénéficie d'une circonstance assez exceptionnelle, puisque, en utilisant le plutonium-239 comme matière fissile, le réacteur peut fabriquer du plutonium-239 nouveau en quantité supérieure à celle qu'il consomme.

En réutilisant le Pu formé pour en fabriquer à nouveau davantage, et en recommençant cette opération, on voit qu'on peut en principe utiliser intégralement l'U naturel. Disons qu'en pratique l'énergie disponible dans l'uranium peut ainsi être multipliée par un facteur de l'ordre de 100.

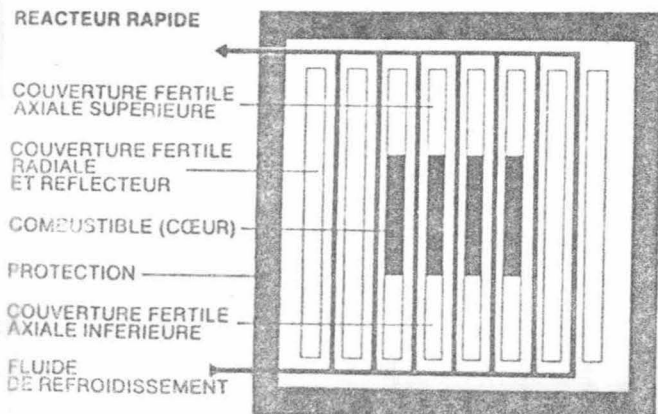
Ces perspectives sont évidemment alléchantes, d'autant que l'uranium de l'écorce terrestre n'est pas inépuisable. Il y a dix ou quinze ans, on pensait même que la limitation des réserves en uranium imposerait une introduction aussi précoce que possible des réacteurs rapides pour économiser les ressources en uranium. Depuis, de nouveaux gisements ont été découverts, et l'utilisation de l'uranium dans les réacteurs thermiques s'est améliorée. Aussi l'introduction des réacteurs rapides ne présente-t-elle plus, dans l'immédiat, le caractère d'urgence et de nécessité qu'on lui a tout d'abord attribué.

#### Des filières qui se complètent.

Alors, pourquoi faire dès maintenant des réacteurs rapides ? En fait, seul un intérêt économique peut inciter à développer rapidement cette filière. Les centrales nucléaires à neutrons thermi-

ques sont dès maintenant compétitives avec les centrales classiques et les futures centrales à neutrons rapides doivent donc trouver leur place en concurrence avec les centrales nucléaires actuelles, c'est-à-dire à eau légère. Or on peut raisonnablement penser que le prix de construction de centrales rapides de grande taille, en tenant compte d'un progrès technique normal sur le plan industriel, ne devrait pas être supérieur à celui des centrales à eau légère. Les frais d'exploitation ont toute raison d'être sensiblement identiques dans les deux cas. Enfin, le troisième poste intervenant dans le prix de revient, le coût du cycle de combustible (bilan économique du plutonium investi et du plutonium fabriqué, auquel s'ajoute le prix du retraitement du combustible irradié et de la fabrication du nouveau combustible) s'annonce particulièrement bas pour les réacteurs rapides : cela provient essentiellement du bénéfice en plutonium dû à la surregénération, ainsi que de la longue durée de vie escomptée pour les éléments combustibles (on dit que le combustible peut supporter un taux de combustion élevé). Cet avantage économique sera d'autant plus net si l'on installe de grandes usines de retraitement du combustible liées chacune à un groupe de centrales totalisant plusieurs milliers de mégawatts. Globalement, un prix de revient de 3,3 centimes par kilowatt-heure est la perspective raisonnable qui résulte d'études économiques détaillées appuyées sur les données concrètes dont on dispose déjà. Cette perspective se compare très favorablement à celles des autres types de centrales, nucléaires ou classiques.

Les réacteurs à neutrons rapides ont pour eux un autre atout : ils sont les réacteurs les mieux adaptés à une bonne utilisation du plutonium produit par les réacteurs à neutrons thermiques. En effet, de par les caractéristiques nucléaires respectives du plutonium et de l'uranium, un gramme de plutonium fissile équivaut à peu près à 1,4 gramme d'uranium-235 dans un réacteur à neutrons rapides, alors que dans un réacteur à neutrons thermiques, un gramme de Pu fissile ne vaut en fait qu'environ 0,75 g d'uranium-235. Il est donc a priori rationnel de brûler l'uranium-235 dans des réacteurs à neutrons thermiques, et le plutonium dans des réacteurs à neutrons rapides. Les réacteurs thermiques et les réacteurs rapides apparaissent ainsi comme complémentaires, et il est certain qu'ils coexisteront au moins jusqu'à la fin du siècle. Si un jour le temps de doublement des réacteurs rapides (temps nécessaire pour produire en excédent dans un réacteur rapide la



● Dans un réacteur à neutrons rapides, on retrouve les mêmes constituants essentiels, à l'exception du modérateur. La matière fissile est du plutonium utilisé sous forme d'oxyde mixte  $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ . Les fines aiguilles de combustible (diamètre 6 à 8 mm, longueur 0,50 à 1 m) sont gainées d'acier inoxydable et refroidies par du sodium fondu. D'autres aiguilles dites de couverture, contenant de l'oxyde  $\text{UO}_2$ , entourent le cœur. Elles assurent la surregénération par transformation de l'uranium-238 en plutonium-239. Le réflecteur est constitué en général de blocs d'acier.



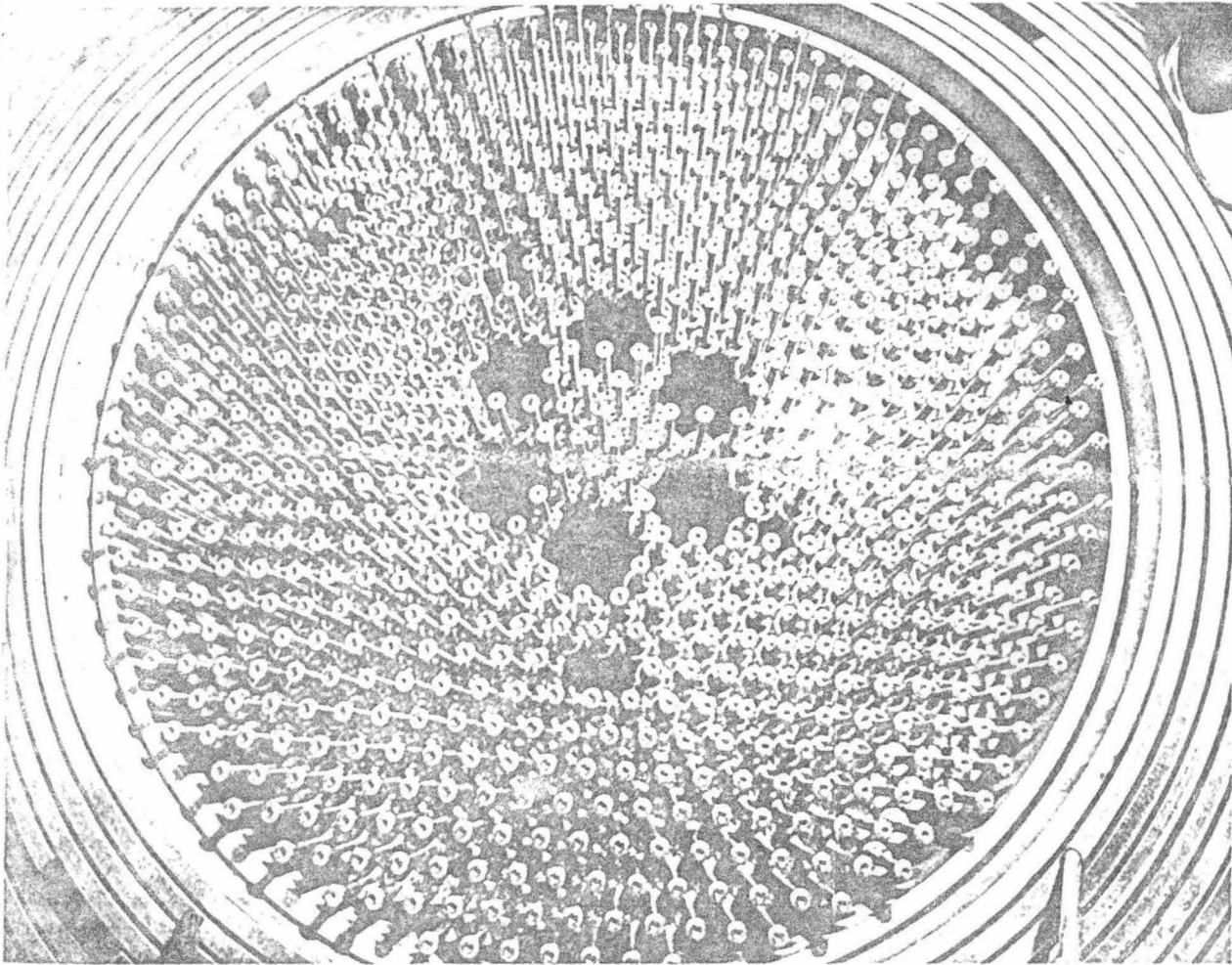


Fig. 4. La cuve de Rapsodie en cours de chargement. On voit les têtes des différents assemblages, qui sont, du centre vers l'extérieur : les assemblages du cœur (une soixantaine), les assemblages réflecteurs en nickel (environ 250), les assemblages de couverture radiale (environ 250) et les assemblages réflecteurs en acier (deux rangées). En périphérie se trouvent des couronnes cylindriques en acier (protection neutronique). Dans les six régions encore vides au centre seront placées les six barres de contrôle et les assemblages qui les entourent. (Cliché CEA.)

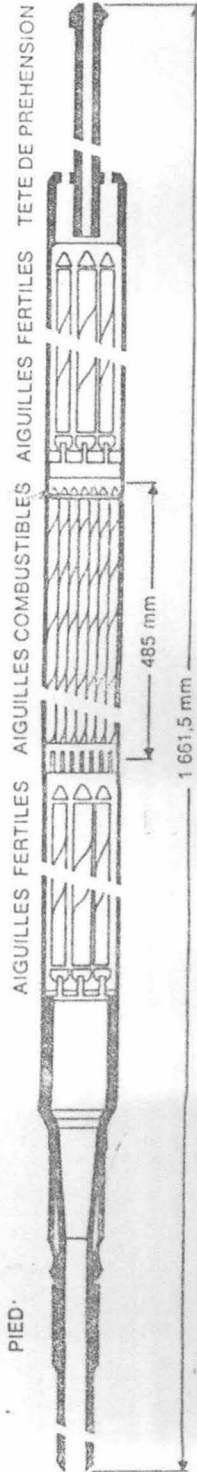


Fig. 5. Assemblage combustible Rapsodie. Le sodium circule de bas en haut à l'intérieur de chaque assemblage. Le boîtier extérieur en acier inoxydable a une section hexagonale, les différents assemblages étant disposés de façon jointive, selon un réseau en nid d'abeilles. L'assemblage contient de bas en haut : 7 aiguilles fertiles d' $UO_2$  (couverture axiale inférieure), 37 aiguilles combustibles d' $UO_2-PuO_2$  (cœur) et 7 aiguilles d' $UO_2$  (couverture axiale supérieure). Toutes ces aiguilles sont gainées d'acier inoxydable. Un assemblage de couverture radiale est analogue, mais contient seulement 7 aiguilles fertiles d' $UO_2$ , qui vont du haut en bas de l'assemblage.

Quantité de matière fissile nécessaire pour alimenter un nouveau réacteur identique) peut être rendu égal à celui de la production électrique, c'est-à-dire au temps au bout duquel il faut construire une nouvelle centrale identique à chacune de celles qui existent, on pourra alors envisager de ne plus réaliser que des centrales à neutrons rapides, qui pourront s'alimenter elles-mêmes en combustible par leur production de plutonium.

Ajoutons enfin que, sous l'angle de la protection de l'environnement, les réacteurs rapides se présentent sous un jour particulièrement favorable. D'une part, l'utilisation de sodium à haute température permet des rendements thermiques très élevés (plus de

40 % au lieu de 32 ou 33 % avec des réacteurs à eau) : la quantité de chaleur rejetée au condenseur de la turbine est donc limitée, et le problème de la pollution thermique, c'est-à-dire de l'échauffement de l'eau d'un fleuve, par exemple, utilisée pour refroidir le condenseur, est minimisé. D'autre part, les réacteurs rapides sont particulièrement propres : l'utilisation d'un système primaire de refroidissement complètement clos permet d'éliminer le rejet de tout effluent gazeux radioactif dans l'atmosphère. Enfin, sous l'angle de la sécurité vis-à-vis des populations dans tous les cas incidentels ou accidentels, les réacteurs rapides (comme les autres types de réacteurs) ont été étudiés avec un soin et un détail qui

dépasse de loin ce qui a jamais été fait pour aucune autre technique, et qui permettent d'affirmer que toutes les précautions sont prises dans la conception et dans la réalisation pour parer à toute défaillance envisageable, aussi improbable soit-elle.

#### Un combustible très enrichi.

Abordons de façon plus concrète les caractéristiques des réacteurs à neutrons rapides. Il est important de noter tout d'abord que, pour des neutrons rapides, toutes les sections efficaces, notamment les sections de capture, sont nettement plus faibles que pour les neutrons thermiques. Par ailleurs, ces sections varient relativement peu

Les réacteurs rapides refroidis par gaz n'ont donné lieu qu'à des études sur le papier ; le sodium fait pour le moment l'unanimité comme fluide de refroidissement.

d'un noyau à l'autre. Il en résulte que le choix des matériaux pour un cœur rapide est relativement indifférent, en tout cas beaucoup plus large que pour certains types de réacteurs thermiques. Tous les aciers, et en particulier les aciers inoxydables, pourront être utilisés dans le cœur sans poser de problèmes dus à une capture excessive de neutrons.

Par contre, les faibles sections de fission donnent une importance accrue aux fuites. Par suite, à volume égal, la masse critique est environ 50 fois plus grande qu'en neutrons thermiques, ou à masse de combustible égale, le volume est plus faible d'autant. Pour limiter l'investissement en matière fissile, on est alors naturellement conduit à utiliser des cœurs de volume beaucoup plus faible que dans des réacteurs thermiques de puissance équivalente. La densité de puissance (puissance par unité de volume) est donc très élevée : l'optimum économique pour des réacteurs de grande taille apparaît de l'ordre de 500 kW par litre, mais on a réalisé jusqu'à 1 ou 2 MW par litre, alors que dans des réacteurs à eau légère, la valeur correspondante est de 30 à 150 kW par litre.

La masse critique élevée ainsi que le souci de produire la puissance dans un volume réduit impliquent plusieurs conséquences :

- le combustible doit être très enrichi, ou contenir une proportion importante de matière fissile : de l'ordre de 15 % pour un très gros réacteur, 70 % pour un petit (à comparer à 3 % environ pour un réacteur à eau légère) ;
- les flux de neutrons sont très élevés : de l'ordre de  $2.10^{13}$  neutrons/cm<sup>2</sup>s pour un petit réacteur d'une vingtaine de mégawatts,  $8.10^{13}$  pour un réacteur de 2 000 MW ou plus ( $10^{13}$  à  $10^{14}$  dans un réacteur à neutrons thermiques) ;
- enfin même en divisant le combustible en aiguilles très fines, les flux de chaleur à extraire sur les gaines des aiguilles sont très élevés : jusqu'à 200 à 300 W/cm<sup>2</sup> (trois fois plus environ que dans un réacteur à eau).

Nous verrons, dans ce qui suit, les conséquences de ces caractéristiques spécifiques.

#### Un choix unanime.

Le cœur d'une pile à neutrons rapides se réduit dans son principe à des aiguilles de combustible contenues dans des gaines métalliques, autour desquelles circule le fluide de refroidissement. Le cœur est entouré en haut, en bas et latéralement par une zone appelée couverture, où a lieu la surrégénération. Cette zone est constituée d'aiguilles de matériau fertile.

Examinons donc le choix des éléments constitutifs essentiels d'un réacteur rapide : le fluide de refroidissement, le combustible, la gaine des aiguilles combustibles, et le matériau fertile.

La nécessité d'éviter le ralentissement des neutrons exclut un certain nombre de fluides, en particulier l'eau lourde et l'eau ordinaire, bien qu'un refroidissement à la vapeur ait été envisagé, l'effet modérateur étant alors très faible. Compte tenu des densités de puissance utilisées dans les premières réalisations de réacteurs rapides, on a cherché des fluides qui soient des agents de refroidissement particulièrement efficaces, et on a fait appel pour cela aux métaux fondus (on dit plutôt métaux liquides). Par suite de leur conductivité thermique très élevée due à leur caractère métallique, ces fluides permettent d'obtenir des coefficients d'échange thermique inégalables et, de ce fait, sont particulièrement adaptés aux réacteurs rapides. Leur faculté d'assurer encore un refroidissement efficace en cas d'arrêt accidentel de la circulation forcée, ainsi que leur capacité calorifique importante, qui confère à un réacteur rapide une inertie thermique dont il est dépourvu intrinsèquement, sont d'ailleurs des caractéristiques essentielles pour la sûreté du réacteur.

Dans les premières réalisations de réacteurs rapides (1945-1955), on a utilisé le mercure comme fluide refroidisseur, car c'était le métal liquide le plus à la portée de la main. Mais dès cette époque, une comparaison des propriétés des différents métaux (caractéristiques nucléaires, points de fusion et d'ébullition, caractéristiques thermiques, facilité de pompage, activité chimique, facilité de manipulation, corrosion, disponibilité et prix) avait montré l'intérêt incontestable du sodium et éventuellement des alliages sodium-potassium (NaK).

Le sodium est un métal bon marché (2,20 francs le kilogramme), qui fond à 98° et bout à 880°C. Il est ainsi utilisable dans une très grande gamme de températures sans pressurisation, ce qui simplifie notablement la conception de l'installation de refroidissement du réacteur. Sa densité et sa viscosité à 500°C sont voisines de celles de l'eau. Il est donc facile à pomper. Sa capacité calorifique est environ le tiers de celle de l'eau, donc assez élevée, et les coefficients de transfert thermique environ le double. Ces qualités thermiques ainsi que son pouvoir modérateur très faible font qu'il est particulièrement adapté aux réacteurs rapides. C'est d'ailleurs un fluide moins corrosif que l'eau, s'il est suffisamment pur en oxygène. Il présente deux inconvénients certains : c'est un fluide

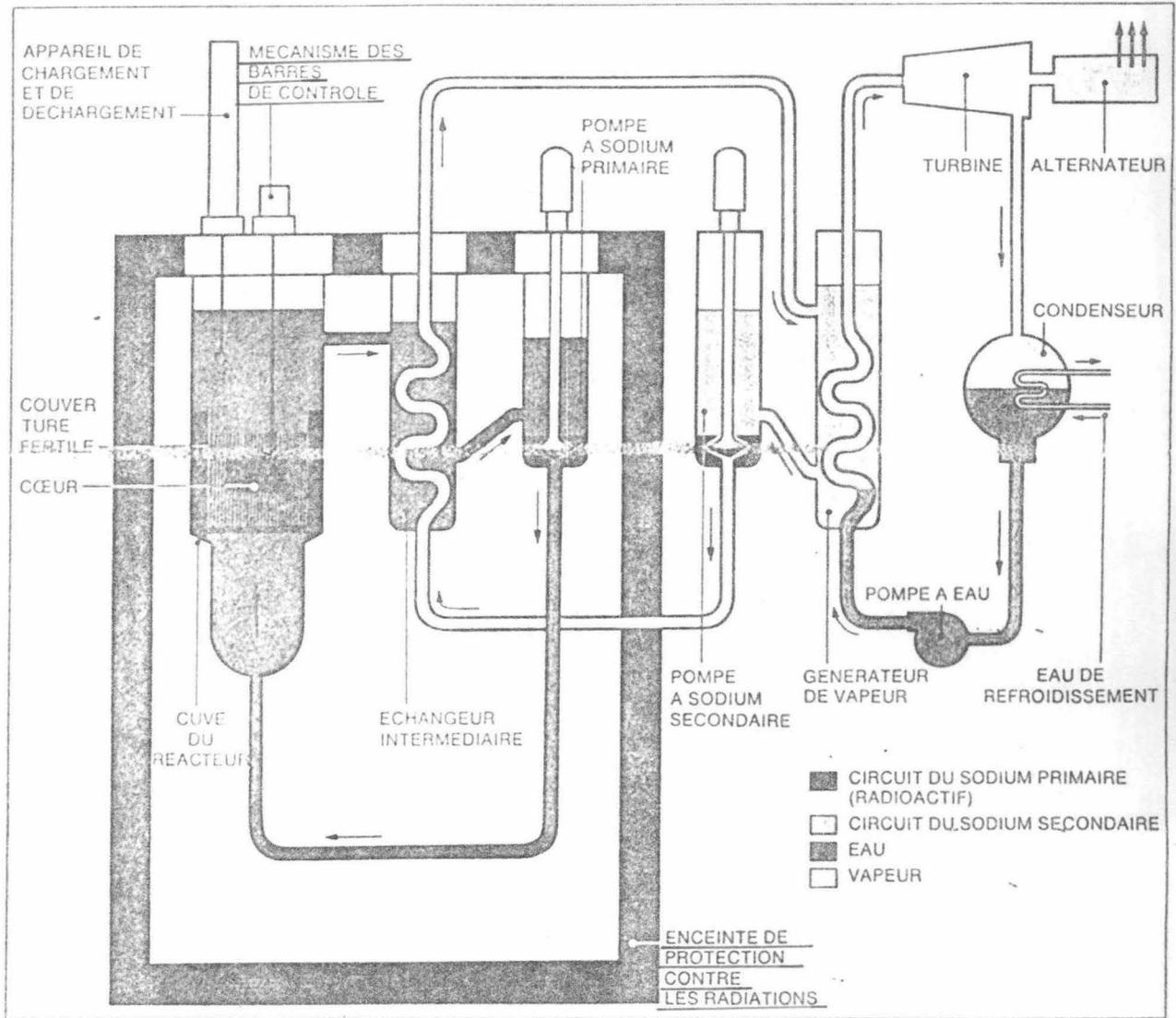
dangereux, qui s'enflamme spontanément à l'air ; d'autre part, le contact avec l'eau peut donner lieu, dans certaines conditions, à une réaction violente, et il faut en tenir compte dans la conception de générateurs de vapeur alimentés par un circuit de sodium. En fait, l'expérience prouve qu'avec une technologie adaptée, l'utilisation du sodium à haute température dans de grandes installations ne pose pas de problèmes majeurs. L'unanimité s'est faite actuellement sur le choix du sodium, et tous les grands réacteurs rapides en projet sont refroidis au sodium.

Il faut toutefois signaler que le refroidissement par gaz, qui avait été à une époque considéré comme inadapté aux réacteurs rapides, compte tenu des densités de puissance de 1 MW par litre ou plus qui étaient alors envisagées, a été de nouveau pris en considération depuis une dizaine d'années. Les protagonistes du refroidissement par gaz font état d'une technologie en principe plus simple que celle du sodium. Mais l'emploi d'un gaz n'est pas sans inconvénient : les coefficients d'échange thermique sont très faibles comparés à ceux du sodium, de l'ordre de 12 à 13 fois plus petits ; on est donc amené à diminuer les densités de puissance, c'est-à-dire à grossir le réacteur, donc à augmenter les quantités de matière fissile investies, qui peuvent être de l'ordre de deux fois plus grandes. Par ailleurs, la capacité calorifique du fluide est très faible et le refroidissement par convection naturelle insignifiant ; la sécurité de refroidissement ne peut donc reposer que sur le maintien en toutes circonstances d'une circulation forcée. Actuellement, les réacteurs rapides refroidis par gaz n'ont donné lieu qu'à des études sur le papier. Aucune réalisation n'existe ou n'est en projet.

**La source d'énergie ; le plutonium ; la surrégénération ; l'uranium naturel.**

Le plutonium est la matière fissile la mieux adaptée aux réacteurs rapides : l'utilisation d'uranium-235 conduirait à une augmentation d'environ 40 % de la masse critique et à une réduction de l'ordre de 0,4 du taux de surrégénération. Dans les tout petits réacteurs réalisés à l'origine, et dont le volume du cœur était de l'ordre de 2 litres, la matière fissile était pure. Dans de plus grandes installations, on dilue la matière fissile dans de l'uranium naturel : un réacteur d'une quarantaine de litres aura par exemple un combustible contenant 70 % de matière fissile ; dans un grand réacteur produisant 1 200 MW électriques, soit envi-

Fig. 6. Dans les projets actuels de centrales nucléaires utilisant l'énergie thermique d'un réacteur à neutrons rapides, le sodium qui sort du réacteur, et qui est radioactif, ne passe pas directement dans le générateur de vapeur. Il est envoyé dans un échangeur intermédiaire où il transfère sa chaleur à un circuit de sodium secondaire, non radioactif. C'est le sodium du circuit secondaire qui passe dans le générateur de chaleur.



ron 2 900 MW thermiques, et dont le volume du cœur est de l'ordre de 6 m<sup>3</sup>, le combustible sera constitué de 15 à 18 % de plutonium dilué dans de l'uranium naturel ou appauvri.

Sous quelle forme utiliser ce mélange de plutonium et d'uranium ? La solution la plus simple est un alliage métallique U-Pu, mais cet alliage subit des gonflements importants pour des taux de combustion élevés, et pose des problèmes de compatibilité avec la gaine. On s'est alors tourné vers des combustibles céramiques obtenus par frittage d'oxydes, de carbures ou de carbonitrides. Les carbures et carbonitrides ont l'avantage d'une bonne conductibilité thermique et d'un point de fusion élevé, favorables à la réalisation de puissances massiques élevées. Mais ils ont été encore peu pratiqués, et l'on manque d'expérience. Le combustible sous forme d'oxyde, au contraire, a été largement expérimenté dans les réac-

teurs rapides d'essai existants, et les résultats obtenus sont très prometteurs. Tous les réacteurs rapides actuellement en construction ou en projet utilisent l'oxyde mixte UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub>.

Le gainage du combustible doit être compatible à la fois avec le combustible et avec le sodium ; il doit d'autre part offrir une résistance et une tenue mécanique satisfaisante pour garantir l'intégrité du combustible pendant une durée de vie aussi longue que possible. Dans l'état actuel des connaissances, c'est incontestablement un acier inoxydable qui satisfait le mieux à ces exigences. Différents phénomènes peuvent limiter la vie de la gaine, et donc le taux de combustion de l'oxyde, en particulier la pression des gaz de fission, et le gonflement de l'oxyde. D'après les résultats obtenus dans les réacteurs actuellement en fonctionnement. Rapsodie en particulier, on sait qu'avec une conception

correcte de l'aiguille combustible et de sa gaine, on peut faire face à ces phénomènes, et obtenir des taux de combustion élevés (100 000 MWj/t étant l'objectif qui serait parfaitement satisfaisant sur le plan économique).

Malheureusement, un phénomène découvert assez récemment est venu jeter le trouble dans les pronostics. Il s'agit du gonflement des aciers sous l'effet du flux de neutrons, qui bouleverse le réseau cristallin et y crée des lacunes, qui peuvent se réunir pour former de minuscules cavités. Il est vrai que le flux de neutrons est si élevé que chaque atome d'acier inoxydable est déplacé en moyenne une fois par jour. L'ampleur du phénomène n'est pas encore très bien connue, car le gonflement n'apparaît guère que pour des flux de neutrons intégrés très élevés, qui n'ont pas encore été réalisés dans les réacteurs expérimentaux (il faut pour cela un certain nombre



Actuellement dans leur phase de démonstration, les surrégénérateurs devraient entrer massivement dans la production d'électricité d'ici la fin du siècle.

d'années de fonctionnement). Mais dans les gros réacteurs de l'avenir, les gaines devront supporter ces flux. Il y a là un problème dont on ne peut pas encore mesurer l'importance réelle, et qui pourra influencer sur la conception des assemblages combustibles. Ajoutons toutefois que l'extrapolation des derniers résultats expérimentaux semble montrer qu'en choisissant correctement l'acier inoxydable utilisé, en particulier en utilisant un acier au molybdène écroui, le gonflement pourrait ne pas dépasser quelques pourcent, ce qui serait tout à fait tolérable.

Dans la technologie actuelle, l'utilisation du plutonium-239 comme matière fissile implique tout naturellement celle de l'uranium-238 comme matière fertile. En pratique, il s'agit d'uranium naturel ou même appauvri en  $^{235}\text{U}$  sous forme d'oxyde  $\text{UO}_2$ , qui est d'une part mélangé au  $\text{PuO}_2$  pour former le combustible, d'autre part utilisé seul pour constituer la couverture qui entoure le cœur. C'est essentiellement dans cette couverture en  $\text{UO}_2$  que se produit la surrégénération.

#### Les assemblages combustibles et fertiles.

Un réacteur à neutrons rapides se présente comme une cuve remplie de sodium dans laquelle est immergé le combustible  $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$ . Ce combustible est divisé en fines aiguilles gainées d'acier inoxydable, d'un diamètre de 5 à 8 mm, la longueur variant de 40 cm à 1 m environ suivant la taille du réacteur. Ces aiguilles sont groupées en faisceaux (37 aiguilles dans Rapsodie, 271 par exemple dans un gros réacteur de 1 000 MW électriques) logés dans des boîtiers hexagonaux pour constituer ce qu'on appelle les assemblages combustibles (fig. 5). Ceux-ci sont fichés verticalement, de façon jointive, dans la cuve de sodium pour former le cœur du réacteur. Des aiguilles de couverture ( $\text{UO}_2$ ) sont placées au-dessus et au-dessous des aiguilles du cœur, (couvertures axiales supérieure et inférieure) ainsi que dans des assemblages latéraux (assemblages fertiles formant la couverture radiale). Le sodium évacue la puissance thermique en circulant verticalement dans les assemblages combustibles et fertiles. Les assemblages les plus périphériques sont des prismes hexagonaux pleins en acier, qui jouent le rôle de réflecteur (fig. 3 et 4). La cuve est entourée de protections biologiques en béton (fig. 7). Des dispositifs de contrôle (barres absorbantes de carbure de bore plongeant dans le cœur) permettent de régler la marche du réac-

nom du réacteur et année de fonctionnement	puissances nominales thermique et électrique (MW)	fluide		températures du fluide primaire à la sortie et à l'entrée du réacteur (°C)
		primaire	combustible	
Clémentine (USA) 1946	0,025/0	Hg	Pu	140/40
BR-2 (URSS) 1956	0,2/0	Hg	Pu	70/40
EBR-1 (USA) 1951	1,4/0,2	NaK	U	
BR-5 (URSS) 1958	5/0	Na	$\text{PuO}_2$ , puis carbure	450/375
DFR (GB) 1959	72/15	NaK	U-Mo	350-360/230
EBR-2 (USA) 1963	62/16,5	Na	U-Mo	482/371
EFFBR (USA) 1963	200/65,9	Na	U-Mo	427/288
Rapsodie (France) 1967	40/0	Na	$\text{UO}_2\text{-PuO}_2$	514/400
BOR-60 (URSS) 1969	60/0	Na	$\text{UO}_2$ ou $\text{PuO}_2$	600/360-450
JEFR (Japon) 1974	100/0	Na	$\text{UO}_2\text{-PuO}_2$	500/370
FBTR (Inde) 1976	40/15	Na	$\text{UO}_2\text{-PuO}_2$	518/400
SEFOR (USA) 1969	20/0	Na	$\text{UO}_2\text{-PuO}_2$	430/370
FFTF (USA) 1974	400/0	Na	$\text{UO}_2\text{-PuO}_2$	590/370
PEC (Italie) 1976	140/0	Na	$\text{UO}_2\text{-PuO}_2$	525/375
BN-350 (URSS) 1972	1 000/350	Na	$\text{UO}_2\text{-PuO}_2$	500/300
PFR (GB) 1973	600/250	Na	$\text{UO}_2\text{-PuO}_2$	560-585/400-420
Phénix (France) 1973	538/250	Na	$\text{UO}_2\text{-PuO}_2$	560/400
SNR (Allemagne) 1978	730/300	Na	$\text{UO}_2\text{-PuO}_2$	560/380
BN-600 (URSS) 1975	1 430/600	Na	$\text{UO}_2(\text{UO}_2\text{-PuO}_2)$	580/410
USA 1980	1 ~ 300	Na	$\text{UO}_2\text{-PuO}_2$	
1 000 MWe	2 700/1 000	Na	$\text{UO}_2\text{-PuO}_2$	540-560/400

Tableau 2. Dix réacteurs à neutrons rapides existent actuellement dans le monde, et une autre dizaine devrait diverger d'ici 1980. Les pays les plus avancés dans la voie des surrégénérateurs sont les Etats-Unis, l'Union soviétique, la Grande-Bretagne et la France. Seuls les premiers réacteurs américains et soviétiques étaient refroidis au mercure. Pour tous les autres, y compris les réacteurs en projet, le fluide refroidisseur est du sodium.

teur. Des organes mécaniques extérieurs sont prévus pour introduire et extraire les assemblages combustibles et fertiles au travers de canaux pratiqués dans la protection biologique supérieure.

Le sodium qui circule dans le cœur est fortement radioactif. C'est pourquoi les circuits de refroidissement du réacteur, appelés circuits primaires, sont logés dans des cellules à parois épaisses de béton (fig. 6). Ils sont suivis d'autres circuits de sodium non radioactifs appelés circuits secondaires, auxquels ils transmettent la puissance calorifique par l'intermédiaire d'échangeurs dits intermédiaires. Les circuits secondaires alimentent des générateurs de vapeur qui permettent d'actionner des turbo-alternateurs.

Les températures du sodium primaire sont limitées par la zone chaude du réacteur (le cœur) et, plus précisément, par les points chauds des gaines du combustible, qu'on garde actuellement

inférieurs à 650 ou 700 °C, en y incluant les facteurs d'incertitude. Des problèmes de tenue à long terme des aciers des cuves peuvent également limiter la température du sodium primaire chaud. Dans de gros réacteurs, la température du sodium à l'entrée du cœur est de l'ordre de 380 à 400 °C, celle du sodium chaud sortant de 540 à 560 °C. Cela permet de produire de la vapeur à une température de l'ordre de 500 °C, dans des conditions analogues à celles des centrales classiques modernes, et donc d'obtenir de l'électricité avec un excellent rendement (41 à 42 %), que ne peuvent réaliser les réacteurs à neutrons thermiques.

**De la phase de démonstration actuelle dépendra l'avenir des surrégénérateurs.**

Où en est-on actuellement ? Les pays

les plus avancés dans la voie des réacteurs rapides sont les Etats-Unis, l'Union soviétique, la Grande-Bretagne et la France (tableau 2). La technologie nouvelle des installations de sodium à haute température a été étudiée aux Etats-Unis depuis plus de vingt-cinq ans, en France depuis près de vingt ans. Au laboratoire, puis sur de petites installations d'essai, enfin à l'échelle industrielle, on a abordé et résolu les problèmes très divers qui se posaient : tenue des matériaux, lois d'échange thermique, pompes mécaniques et électromagnétiques, échangeurs de chaleur et générateurs de vapeur, appareillage et instrumentation, purification, etc.

Parallèlement, les réalisations de réacteurs rapides ont débuté puis sont allées en s'accroissant. Ce fut d'abord Clémentine, aux Etats-Unis en 1946, puis BR2 en 1956 en URSS : deux petits réacteurs de puissance respective 25 et 200 kW, dont le cœur, d'environ 2 litres, était refroidi au mercure. A noter que, malgré la petitesse du cœur, l'ensemble du réacteur avec ses protections représentait pour Clémentine un massif de 3,30 m et 4,50 m de côtés, et 2,70 m de haut. Les premiers réacteurs qui annoncent l'avenir et utilisent respectivement le NaK et le sodium comme fluides de refroidissement sont EBR1 aux Etats-Unis (1951, 1,4 MW thermique) et BR5 en URSS (1958, 5 MW thermiques). Il est d'ailleurs intéressant de signaler que la première électricité d'origine nucléaire produite au monde le fut en 1951 par EBR1 (200 kW électriques). La génération suivante est celle de réacteurs expérimentaux de plus grande taille : en Grande-Bretagne, DFR (1959, 60 MW thermiques environ), aux USA, EBR2 (1963, 62,5 MW) et EFFBR (1963, 200 MW) ; en France, Rapsodie (1967, 40 MW) ; en URSS, BOR (1969, 60 MW). Cette génération a essentiellement deux objectifs : d'une part fournir une expérience d'exploitation des réacteurs rapides à sodium à une échelle suffisante pour préparer les grands réacteurs, d'autre part tester et mettre au point des éléments combustibles capables de supporter les taux de combustion élevés nécessaires pour que les centrales à neutrons rapides soient économiquement rentables.

On en est actuellement à la phase des réacteurs de démonstration : il s'agit déjà de centrales électriques d'une taille importante (250 à 600 MW électriques, soit 560 à 1 450 MW thermiques) destinées à préparer l'avènement des grandes centrales rapides. C'est ainsi que vont fonctionner : en URSS, BN 350 à la fin de 1972 et BN

600 en 1976 ; en Grande-Bretagne, PFR, en 1973 et en France, Phénix, également en 1973 ; en Allemagne, SNR en 1978, et aux USA, un réacteur de démonstration en 1980. Signalons également SEFOR aux USA, réacteur pour étude de physique, puis FFTF (USA) et PEC (Italie) qui seront utilisés pour des essais poussés de combustible. Enfin, d'autres pays, comme le Japon et l'Inde, se sont lancés récemment dans la course. Les grandes centrales sont maintenant à l'horizon. La France, qui se trouve actuellement dans le peloton de tête, prépare le dossier d'une centrale à neutrons rapides de 1 200 MW électriques (environ 3 000 MW thermiques) pour que la décision de construction puisse être prise vers l'année 1974.

#### N'est-il pas quelque peu magique de multiplier par 100 les ressources en uranium ?

Ainsi les réacteurs rapides à sodium, dont les premiers ancêtres datent d'il y a quelque vingt-cinq ans, sont maintenant entrés dans la phase qui précède immédiatement leur introduction massive dans la production d'électricité d'origine nucléaire.

Bien que le refroidissement des réacteurs rapides par gaz ait des adeptes, et qu'il ne soit pas exclu que ce système donne lieu à des réalisations dans l'avenir, le refroidissement par sodium a fait l'unanimité dans tous les grands pays industrialisés. La technologie nécessaire est maintenant bien développée, et l'expérience acquise sur les réacteurs en fonctionnement ne fait que renforcer la confiance dans l'avenir de ces installations.

Si, comme les résultats actuels le laissent espérer, le combustible en oxyde permet de réaliser des taux de combustion suffisamment élevés, les réacteurs rapides à sodium devraient aboutir à une énergie électrique compétitive avec celle des réacteurs thermiques à eau légère. Bien que les centrales de démonstration, puis les premières grandes centrales à neutrons rapides soient nécessaires pour prouver dans les faits ce qui ne peut être actuellement que des pronostics, tout porte à croire qu'à partir de la fin du siècle, les centrales à neutrons rapides devraient prendre une place essentielle dans la production d'énergie électrique.

A plus long terme, mais sur ce point l'horizon n'est pas encore clair, les centrales rapides deviendront une nécessité pour sauvegarder les ressources naturelles en uranium. N'est-il pas quelque peu magique de multiplier d'un coup ces ressources par 100 grâce aux réacteurs rapides ?

## Pour en savoir plus :

■ Jean Sauteron, *Les Combustibles nucléaires*, Hermann, Paris, 1965.

Ouvrage conçu pour le profane aussi bien que l'ingénieur. Contient des généralités sur l'énergie nucléaire et les différents types de réacteurs. Détaille les problèmes posés par les différents types de combustibles. Est évidemment un peu ancien.

■ J. Andriot, *Economie et perspectives de l'énergie atomique*, Dunod, 1964.

Rappel des données fondamentales sur l'énergie nucléaire, et les différentes filières possibles. Précise le contexte économique du développement de l'énergie nucléaire. Les conclusions seraient sans doute à réactualiser, mais la présentation générale garde toute sa valeur.

■ *Génie atomique*, PUF, 1961.

Cet ouvrage en cinq tomes traite de façon didactique de tous les sujets concernés par l'énergie atomique. Le tome 3 traite des piles, et en particulier des piles à neutrons rapides sous leurs divers aspects physiques et technologiques.

■ *Fast Breeder Reactors, Proceedings of the London Conference on Fast Breeder Reactors, organized by the British Nuclear Energy Society, 17-19 May 1966*, Pergamon Press.

Textes de communications des plus grands spécialistes mondiaux sur les différents aspects de la question : la place des réacteurs rapides dans le développement énergétique, l'expérience acquise, la conception des réacteurs, la physique, la technologie du sodium et du combustible.

■ *Sodium Cooled Fast Reactor Engineering, Proceedings of a Symposium held in Monaco, 23-27 March 1970*. Agence internationale de l'énergie atomique, Vienne.

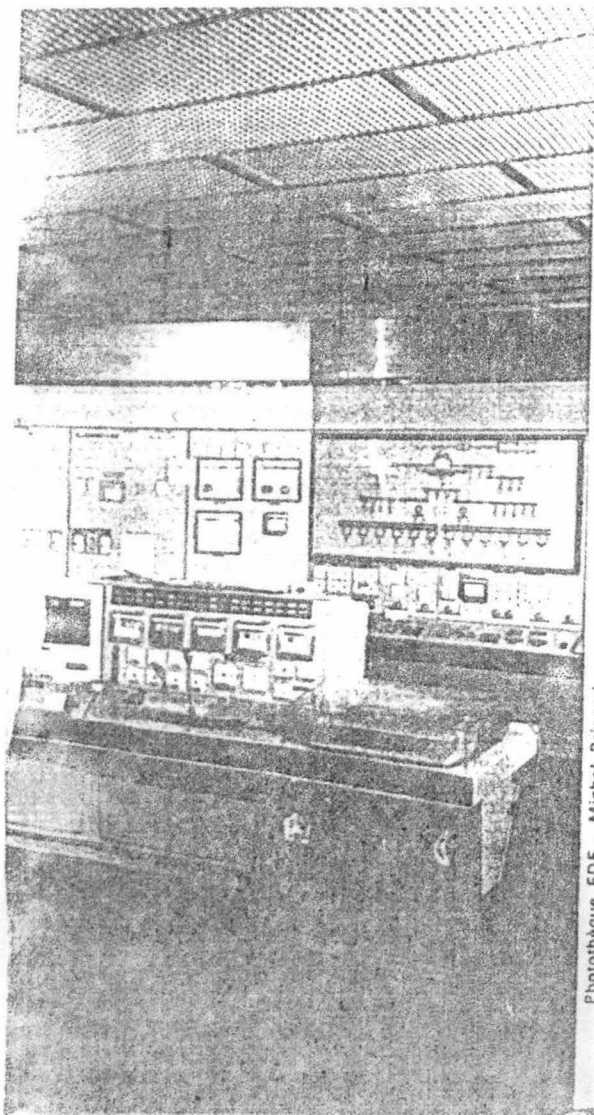
Revue générale de l'état des connaissances dans le domaine de la technologie et de l'ingénierie.

■ *Conférence internationale sur les réacteurs à neutrons rapides*, 2-4 septembre 1971, Aix-en-Provence. Secrétariat de la section française de l'ANS, B.P. n° 2, 91190 Gif-sur-Yvette.

Exposés généraux et discussions très libres sur : les problèmes de base, la sûreté, l'expérience de construction et l'expérience de fonctionnement.

# LE NUCLEAIRE D'APRES-DEMAIN

*En matière d'énergie nucléaire, le programme français est maintenant bien lancé et tout, ou presque, a été dit sur le sujet. On sait que des problèmes demeurent. Les uns, liés à la sécurité, limitent les possibilités d'implantation des centrales. Les autres sont relatifs à l'approvisionnement en combustible nucléaire. Deux grandes techniques susceptibles d'aider à tourner ces difficultés retiennent l'attention des chercheurs et des producteurs d'électricité. Les surrégénérateurs, d'une part, la fusion thermonucléaire, d'autre part.*



Photothèque EDF - Michel Brigaud.

Des réacteurs surrégénérateurs de 2 000 MW : personne n'y songeait encore à la fin de la dernière décennie, au moment où Armstrong et Aldrin débarquaient sur la Lune. Et pourtant la perspective de construire avant 1990 des « breeders » de cette puissance se concrétise de jour en jour. Il convient de dire à cet égard que la performance du réacteur Phénix, qui fonctionne à pleine puissance depuis mars 1974, étonne agréablement tous les spécialistes. A commencer par ceux du CEA et d'EDF, qui ne s'attendaient pas à une réussite aussi éclatante.

Il faut bien admettre que si la technologie des surrégénérateurs suscite aujourd'hui tant d'espoir dans un monde assoiffé d'énergie, c'est en raison des caractéristiques même de ces centrales.

Efficacité, meilleur rendement (nucléaire, thermique et électrique) que tous les réacteurs actuels, économie de combustible pour les pays qui les exploiteront. Tels sont les avantages clés des réacteurs à neutrons rapides. Car, faut-il le rappeler, un breeder transforme massivement l'uranium 238, cet isotope inutile de l'uranium naturel, en plutonium 239 fissile. De ce fait, il tire d'un kilo d'uranium 50 à 60 fois plus d'énergie que les réacteurs de la génération actuelle.

En utilisant le plutonium 239 comme matière fissile, un breeder fabrique du plutonium 239 nouveau en quantité supérieure à celle qu'il consomme. En réutilisant le plutonium formé pour en fabriquer à nouveau davantage et en rééditant l'opération, on peut donc parvenir à utiliser intégralement l'uranium naturel. L'énergie disponible dans l'uranium peut ainsi être multipliée par un facteur de l'ordre de 100 ! Oui, les performances des réacteurs à neutrons rapides sont décidément faites pour séduire les planificateurs de l'énergie.

C'est bien pour cette raison qu'une concurrence

suite page 39



rence assez âpre oppose principalement la France, la Grande-Bretagne, l'Union Soviétique et les Etats-Unis, lesquels, partis curieusement les premiers en 1946, sont maintenant bons derniers dans la course. Il n'est d'ailleurs pas impossible que les problèmes de sécurité et de protection de l'environnement contribuent à ralentir encore le programme américain et peut-être même les programmes européens. On verra plus loin pourquoi.

L'état d'avancement des projets les plus récents vaut d'être examiné, car il tend à démontrer que la France aurait repris, grâce à Phénix, l'avance considérable dont elle disposait voici cinq ans.

En Union Soviétique, la centrale de Shevtchenko, construite de 1964 à 1972 sur les bords de la mer Caspienne, a en effet été arrêtée après le grave accident d'octobre 1973. Mise en service peu de temps auparavant, la centrale soviétique a été victime d'une avarie importante de son système de refroidissement.

Dans un réacteur surrégénérateur, en effet, l'activité de fission à l'intérieur du cœur est bien plus intense que dans un réacteur classique, et la quantité de chaleur à évacuer du cœur très compact est importante au point de nécessiter une circulation abondante et rapide de sodium liquide dont la température est portée à 550°.

Il s'est produit à Shevtchenko l'accident que redoutent tous les constructeurs de surrégénérateurs, à savoir une violente explosion provoquée par l'entrée en contact du sodium brûlant du circuit secondaire avec l'eau du générateur de vapeur. Aucune fuite de matières radioactives ne s'est produite puisque le circuit primaire de sodium n'était pas en cause. Mais les Soviétiques ont dû précipitamment arrêter le BN-350 et ils seraient en train de contrôler minutieusement la construction de la future centrale BN-600 de Bielyarsk.

D'une puissance thermique de 1 430 MW, le BN-600 produira 600 MW électriques et différera du BN-350 par sa conception. C'est en effet la solution française et anglaise, avec circuits primaires de sodium intégrés à l'intérieur de la cuve du réacteur, qui a été choisie.

### **L'Europe occidentale, maillot jaune?**

Les experts s'accordaient pour dire, avant l'accident de Shevtchenko, que l'URSS avait pris définitivement la tête parmi les pionniers du neutron rapide. Il semblerait que l'Europe a à nouveau entité le maillot jaune, grâce notamment aux projets échafaudés par l'Allemagne, l'Italie et la France.

Les producteurs d'électricité et les industriels de ces trois pays vont en effet investir quelque 2 000 millions de francs dans la construction d'un premier exemplaire de Super-Phénix. Devant être construit à Cheys-Malville, dans l'Isère, Super-Phénix aura une puissance électrique de 1 200 MW et devrait théoriquement entrer en service en 1981. La RWE (Rheinische

Westfälische Elektrizitätswerk) financera 16 % des travaux, l'ENEL (Ente Nazionale per l'Energia Elettrica) apportera une contribution de 33 %, et EDF participera à concurrence de 51 %.

Du côté des industriels, tout est prêt. Deux groupements ont été constitués : en France, le G.N.R. (*Groupement neutrons rapides*) a été formé par CGE — Alsthom et Fives-Cail-Babcock, tandis qu'en Italie le groupe NIRA (Nucleara Italiana Reattori Avanzati) se compose d'Agip Nucleare, de Ansaldo et de Fiat. C'est dans la première moitié de cette année 1975 que les producteurs d'électricité devraient normalement passer commande de Super-Phénix.

Un second surrégénérateur de même puissance sera commandé plus tard, RWE participant cette fois pour 51 %, l'ENEL pour 33 % et EDF pour 16 %. Ce réacteur sera cependant d'un modèle identique au breeder en cours de construction par les Allemands, la Belgique et les Pays-Bas. Il s'agit en l'occurrence d'une centrale à « boucle », dont les pompes à sodium et l'échangeur intermédiaire sont situés à l'extérieur du réacteur au lieu d'y être intégrés, comme dans Phénix ou le futur BN-600 soviétique.

En 1979, les Allemands feront ainsi « diverger » le surrégénérateur construit avec leurs voisins belges et néerlandais à Halkar, en Rhénanie-Westphalie. Ce réacteur expérimental SNR-300, d'une puissance de 300 MW (très exactement 282 MW), aura coûté 1,7 milliard de DM, soit un peu plus de trois milliards de francs.

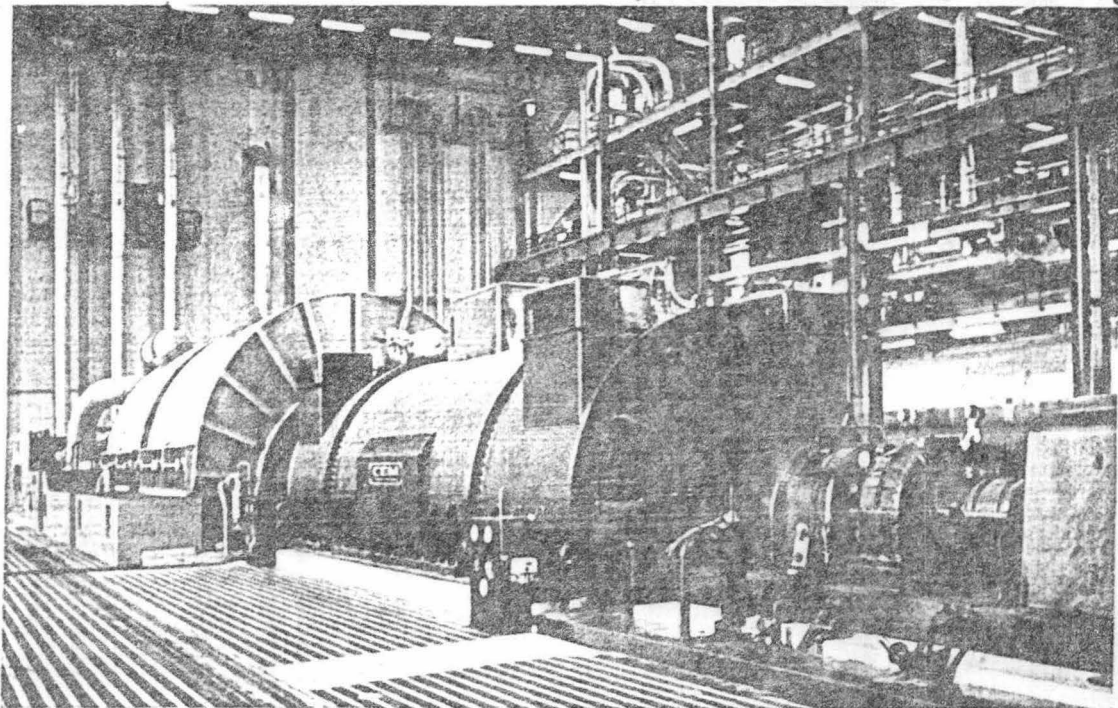
Avant-dernier dans la course aux neutrons rapides le Japon, avec son projet Monju, un réacteur à boucle de 300 MW qui devrait théoriquement entrer en service vers 1980, notamment grâce à l'aide apportée depuis six ans par le CEA.

### **Le breeder est inflationniste**

Les Américains, après avoir été les pionniers des surrégénérateurs grâce aux réacteurs expérimentaux Clementine, EBR-1, EBR-2, et Enrico Fermi, se sont endormis sur leurs lauriers. Ceci pour des raisons multiples : compétitivité des centrales classiques à fuel lourd, compétitivité immédiate des réacteurs à eau pressurisée et à eau bouillante, absence de préoccupations d'ordre énergétique au cours des années soixante.

Bref, c'est seulement au début de la décennie actuelle que l'Atomic Energy Commission a commencé à réclamer la mise au point d'un programme de construction de surrégénérateurs.

Ses efforts ont abouti en 1972. En janvier de cette année-là, l'AEC conclut un accord avec la célèbre Tennessee Valley Authority et la Commonwealth Edison de Chicago, pour la réalisation (à proximité du grand complexe atomique d'Oak Ridge) d'un breeder de « démonstration » d'une puissance de 350 MW électriques. Des trois industriels dans la course, c'est finalement Westinghouse qui est choisi pour construire la nouvelle centrale, les travaux devant en prin-



Photothèque EDF - Michel Brigaud.

La salle des machines de Phénix ; puissance maximale des turboalternateurs : 250 MW.

39

cipe débuter en 1976 pour une mise en service en 1982.

Or, un an après le feu vert, les ennuis commencent... Dans un premier temps, le coût du projet passe de 2,5 milliards de francs à 3,5 milliards. Puis, le 13 juin 1973, le coup de tonnerre la cour d'appel de Washington ordonne l'arrêt des travaux de mise au point du breeder dont elle estime « qu'il présente des dangers sans précédents pour l'environnement et la santé humaine au cours des siècles à venir ». Cette décision fait suite à l'intervention de l'écologiste Barry Commoner et de nombreux et éminents hommes de science américains.

Les arguments de ceux que les breeders inquiètent méritent d'être soigneusement étudiés car ils risquent, à terme, de remettre en cause l'avenir même de ce type de réacteur.

### Le plutonium en question

Premier grief : les surrégénérateurs produiront des quantités importantes de plutonium, qui est l'une des substances les plus toxiques sur la terre, ainsi que l'instrument rêvé de la dissémination des armes nucléaires. « Outre le fait que la période du plutonium 239 est de 24 000 ans, estime un expert, il suffirait d'une seule tonne environ de ce poison, répandue accidentellement, pour donner le cancer du poumon à des centaines de milliers de personnes. Et on prend le risque, avec les breeders, de laisser transporter partout des milliers de tonnes de plutonium... ». Autre remarque : les surrégénérateurs concentrant une formidable quantité d'énergie thermique dans un espace réduit, le refroidissement et le contrôle de

39.

la réaction de fission posant alors de sérieux problèmes de fiabilité des composants. Les risques d'explosion à la suite d'un contact sodium — eau ont été mis en évidence à Chevtchenko.

Enfin, certains experts ont mis en doute la capacité des surrégénérateurs à produire un kilowatt-heure moins cher, ou du moins au même prix, que les centrales actuelles de type PWR ou BWR.

En mars 1974, l'AEC publie à son tour un volumineux rapport en cinq tomes dans lequel elle réfute les arguments des Linus Pauling, Barry Commoner, Hans Bethe (prix Nobel) et autres Lew Kowarski. « D'ici à l'an 2020, stipule le rapport, les Etats-Unis pourraient construire 550 surrégénérateurs pour 8 000 milliards de dollars et réaliser 50 milliards de dollars d'économies au niveau de la production d'énergie. De plus, ces breeders permettraient de diminuer de 4 millions de tonnes la consommation d'uranium... »

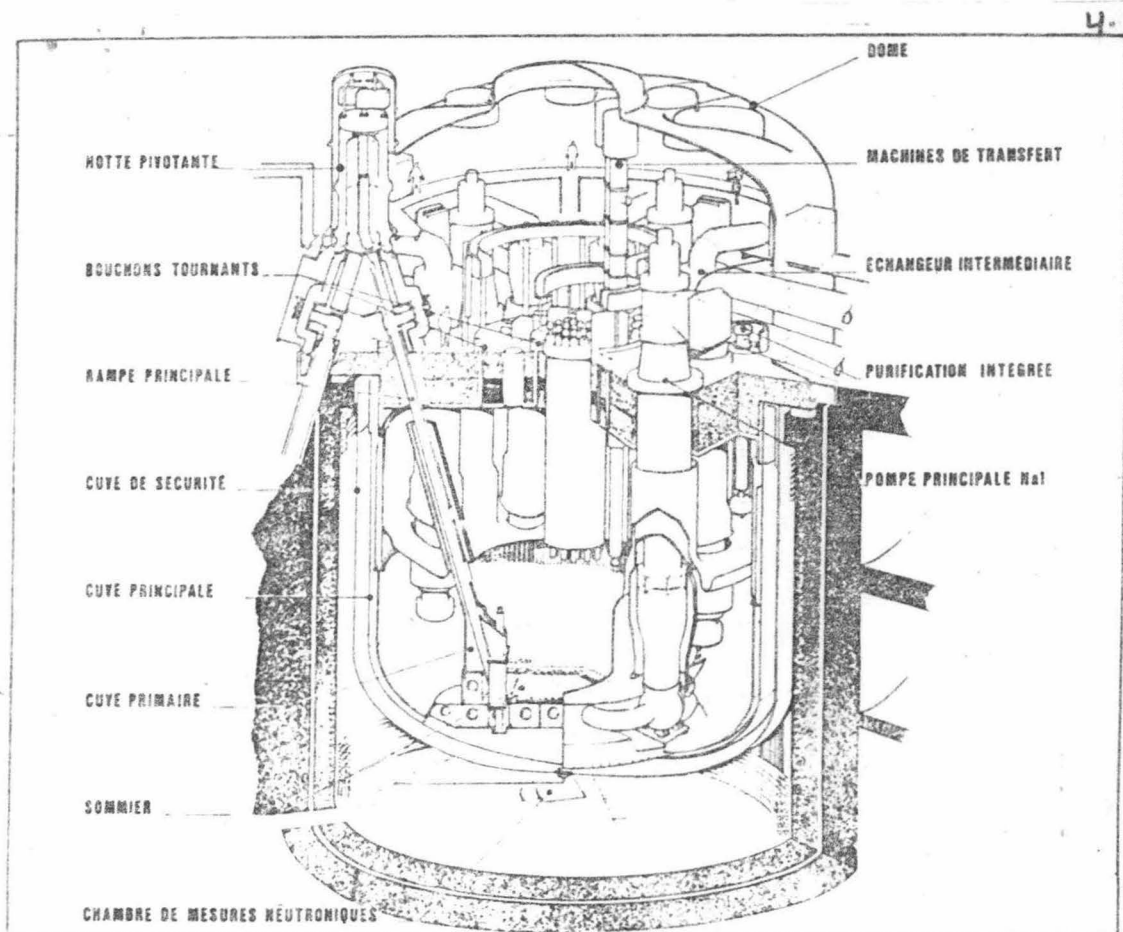
### Un nouveau breeder ?

Qui a tort, qui a raison ? Sans doute la vérité se situe-t-elle à mi-chemin entre les deux clans.

Toujours est-il qu'un homme célèbre aux Etats-Unis, l'amiral Hyman Rickover, « père » des sous-marins atomiques stratégiques et actuel patron de la division des réacteurs navals de l'AEC, vient d'émettre une proposition originale qui sème le trouble dans bien des esprits. L'amiral Rickover se fait fort de transformer le réacteur à eau légère pressurisée de Shippingport en réacteur surrégénérateur à eau légère ou LWBR (Light Water Breeder Reactor), pour la somme

suite page 42





*Super-Phénix, construit en coopération européenne, atteindrait 1 200 MW de puissance électrique.*

de un milliard de francs. Il s'agirait de remplacer l'uranium légèrement enrichi du réacteur par une charge contenant de l'uranium 233 — autre isotope fissile de l'uranium — et d'entourer cette charge d'un manteau de thorium.

Soumis au bombardement des neutrons provenant des atomes d'uranium 233, le thorium 232 se transmute en effet en uranium 233, tant et si bien qu'il suffit de rajouter du thorium à certaines périodes pour entretenir la réaction. « Or, affirme l'amiral Rickover, l'Amérique a suffisamment de thorium pour les siècles à venir ».

Les chercheurs des Bettis Laboratories de Westinghouse ont en effet découvert que l'uranium 233 émet un neutron capable de transformer un isotope fertile en isotope fissile à une vitesse moins grande que dans un breeder normal. Cela est capital dans la mesure où l'eau d'un PWR constitue un puissant ralentisseur de neutrons.

Du coup, les chercheurs ont imaginé de faire appel à un cœur en zirconium faiblement ralentisseur, au lieu du classique acier inoxydable, et de resserrer considérablement les gaines de combustible afin de diminuer les quantités d'eau faisant obstacle au déplacement des neutrons.

Avantage fantastique de la formule : on élimine les barres de contrôle et l'arrêt du réacteur s'obtient par simple abaissement des gaines de combustible ! Inconvénients : la masse initiale de combustible permettant d'avoir suffisamment d'uranium 233 est double de celle d'un surrégénérateur normal. Le réacteur de l'amiral Rickover devrait par ailleurs être doté d'un réflecteur à neutrons très volumineux qui réduirait l'espace disponible pour le combustible. « Ce dernier inconvénient serait pratiquement éliminé sur tous les PWR de 800 MW ou plus que l'on transformerait en breeders à eau légère » affirme cependant William Wegner, le collaborateur immédiat de l'amiral.

Il faut dire que la transformation d'un PWR en LWBR ne reviendrait qu'à 25 millions de dollars et que sans sodium et sans plutonium, les problèmes de sécurité seraient bien plus facilement résolus...

Aucune décision n'est encore prise à l'heure actuelle. La bataille fait rage aux Etats-Unis pour savoir s'il faut donner ou non une chance à « l'outsider » de l'amiral Rickover. Une seule chose est certaine : le devis du breeder d'Oak Ridge est passé, en septembre dernier, à 8,65 milliards de francs !

## LA FUSION CONTROLÉE

L'autre source d'énergie vers laquelle se tournent les yeux des nations développées est la fusion thermonucléaire contrôlée.

Que d'espoirs n'a-t-on pas émis à son sujet depuis vingt ans? Que de déceptions n'a-t-on pas enregistrées dans le même temps?

Depuis 1951, année de l'explosion de la première bombe H, les physiciens du monde entier ont construit bien des machines dans le but de parvenir à domestiquer les réactions de fusion thermonucléaire. Et l'homme s'est pris à rêver du jour où il pourrait coupler des réacteurs à fusion sur ses réseaux...

Ce sont sans nul doute les Soviétiques qui ont acquis les premiers une importante expérience dans ce domaine où tout demeure lié aux progrès de la recherche fondamentale. Avec leurs tokamaks, les équipes de l'Institut Kourtschakov, dirigé par le professeur Lev A. Artsimovitch, ont en particulier réussi une série d'expériences qui ont incité les Etats-Unis et la France à se doter aussi de tokamaks...

Les données du problème posé aux chercheurs sont au fond très simples. Il s'agit de rapprocher suffisamment deux noyaux d'atomes légers (deutérium, tritium, lithium), de les combiner en un seul noyau et de libérer l'énergie provoquée par cette fusion. Or, chaque noyau est entouré d'une barrière protectrice due à sa charge électrique qui repousse les autres noyaux. Le tout est de réussir à franchir cette barrière en multipliant les occasions de rencontre des noyaux à très haute température.

Le professeur Artsimovitch estime ainsi que, dans un mélange deutérium-tritium, des réactions de fusion peuvent s'amorcer quand le plasma obtenu à l'intérieur d'un tokamak atteint une température de l'ordre de 50 millions de degrés. Pour un plasma de deutérium pur, la température indispensable est de 200 millions de degrés.

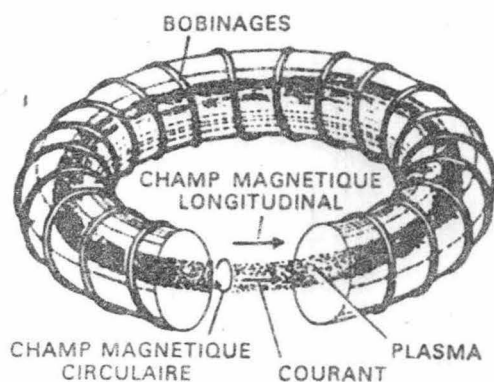
### Les problèmes essentiels

Parmi les difficultés auxquelles se heurtent les chercheurs, il en est deux qui sont de taille : la difficulté de confiner un plasma dans l'espace, et celle de le faire durer suffisamment pour que les réactions de fusion puissent avoir lieu. Lorsqu'ils sont portés à très haute température, les ions et les électrons sont animés de mouvements extrêmement désordonnés et se déplacent à des vitesses prodigieuses, de l'ordre de plusieurs dizaines de milliers de kilomètres par seconde. Ils échappent ainsi au confinement, viennent heurter les parois de la machine, perdent leur énergie, et le plasma refroidit instantanément.

A 100 ou 200 millions de degrés, les pressions exercées sur les anneaux des tokamaks atteignent par ailleurs des centaines de kilos par centimètre carré.

Le problème du chauffage du plasma est loin d'être résolu : avec le courant électrique que l'on fait passer dans l'hydrogène sous forme d'une formidable et courte décharge, grâce à la variation d'un puissant champ magnétique extérieur, on ne peut guère espérer dépasser quelques dizaines de millions de degrés.

C'est ainsi qu'en avril 1969, l'équipe du professeur Artsimovitch réussit à porter un plasma d'hydrogène contenant cinquante mille milliards de noyaux par centimètre cube à la température de cinq millions de degrés pendant deux centièmes de seconde. La performance, vérifiée par des savants britanniques, fut réalisée dans



Un courant circulant à l'intérieur du plasma caractérise le système de confinement Tokamak.

le tokamak T-3. « Pour atteindre l'Eldorado de la fusion, déclarait alors Lev Artsimovitch, il faudra multiplier les températures par 20, obtenir des densités de plasma 50 fois plus élevées et des temps de confinement 100 fois plus longs... »

### Des progrès certains

Depuis, des progrès importants ont été réalisés : en mars 1973, des chercheurs japonais réussissent à provoquer un phénomène de fusion pendant deux centièmes de seconde, en confinant un plasma de sept millions de degrés ayant une densité en deutérium de dix mille milliards de particules par centimètre cube.

Mais on est, hélas, encore loin de réunir les conditions idéales définies par le physicien britannique J.D. Lawson, à savoir que le bilan énergétique d'une expérience de fusion deutérium-tritium sera positif lorsque le produit de la densité du plasma (en nombre de particules par centimètre cube) par le temps de confinement (en secondes) dépassera  $10^{14}$ , pour une température de 100 millions de degrés...

Récemment, les équipes du CEA travaillant sur le tokamak de Fontenay-aux-Roses, annonçaient cependant une nouvelle performance : un

suite page 46

## Une centrale nucléaire

- 1 - bâtiment du réacteur
- 2 - purge
- 3 - grue 100 tonnes
- 4 - pont roulant de recharge
- 5 - accès à la tête de l'enceinte
- 6 - soute à combustible de recharge
- 7 - accès à la ventilation de l'enceinte
- 8 - trappe de fermeture
- 9 - piscines pour combustible irradié
- 10 - fermetures
- 11 - trop-plein
- 12 - piscine de stockage
- 13 - déminéraliseur
- 14 - arrivée combustible
- 15 - préfiltre de l'eau de refroidissement
- 16 - monte-charges
- 17 - séparateur de vapeur
- 18 - tête de l'enceinte du réacteur
- 19 - cuve du réacteur
- 20 - mécanisme des barres de contrôle
- 21 - sortie principale de vapeur
- 22 - arrivée d'eau
- 23 - pompe de recirculation
- 24 - boucle de recirculation
- 25 - sortie des conduits vapeur
- 26 - commandes barres de contrôle
- 27 - accès au réacteur
- 28 - accès des équipements
- 29 - plate-forme d'accès aux barres de contrôle
- 30 - pompe d'assèchement
- 31 - plongeurs de vapeur
- 32 - piscine de désactivation
- 33 - caisson en béton
- 34 - enceinte en béton
- 35 - mur-écran
- 36 - accès au contrôle de la désactivation
- 37 - pilier de support
- 38 - refroidissement de l'enceinte
- 39 - pompe de refroidissement de secours du cœur
- 40 - pompe d'assèchement du bâtiment
- 41 - pompe de refroidissement
- 42 - échangeurs de chaleur
- 43 - sas d'accès au bâtiment
- 44 - soubassement
- 45 - cheminée de ventilation
- 46 - bâtiment des générateurs
- 47 - grue 190 tonnes
- 48 - salle des turbines
- 49 - turbines basse-pression
- 50 - turbines haute-pression
- 51 - soupape vapeur basse-pression
- 52 - salle des condenseurs
- 53 - réchauffeur et séparateur de phases
- 54 - réchauffeurs haute-pression
- 55 - pompe d'alimentation des condenseurs
- 56 - ventilation du bâtiment
- 57 - ventilation du bâtiment
- 58 - traitement des eaux
- 59 - traitement des eaux
- 60 - équipements divers
- 61 - arrivée d'eau de refroidissement
- 62 - sortie d'eau de refroidissement
- 63 - bâtiment auxiliaire
- 64 - salle de commande
- 65 - salle des câbles
- 66 - salle des relais
- 67 - transformateurs
- 68 - générateurs électriques
- 69 - salle des accumulateurs
- 70 - salle des compresseurs d'air
- 71 - équipements traitement des déchets
- 72 - salle de commande traitement des déchets
- 73 - collecteur de déchets
- 74 - séparateur de phases
- 75 - sortie des déchets radioactifs
- 76 - ascenseur
- 77 - puisard
- 78 - administration

46.

plasma d'une densité de dix mille milliards de particules par centimètre cube chauffé à 10 millions de degrés aurait été confiné pendant 0,1 s. Le tokamak de Fontenay est d'ailleurs l'un des plus perfectionnés du monde puisque, pour un rayon d'anneau de 98 cm et un rayon de cylindre de plasma de 20 cm, son champ magnétique extérieur est de 60 kilogauss.

Les savants attendent donc avec impatience l'achèvement de la construction du tokamak T-10 soviétique, et du « Princeton Large Torus » américain, et souhaitent que la construction du Joint European Tokamak puisse effectivement débuter en 1976.

Les tokamaks seraient en effet loin d'avoir dit leur dernier mot : le 3 octobre 1974, une équipe de physiciens de l'Université du Texas dirigée par William Drummond déclarait avoir porté, dans son « turbulent tokamak », un plasma à la température encore inégalée de 200 millions de degrés. Et l'expérience aurait été répétée de nombreuses fois, bien que sa durée n'ait pas permis d'entretenir une réaction de fusion...

### L'outsider de la fusion

Parallèlement à la voie des tokamaks, les chercheurs se sont résolument engagés depuis une dizaine d'années sur le chemin apparemment prometteur de la fusion par laser.

Une fois de plus, ce sont les Soviétiques, en la personne du prix Nobel de physique Nikolaï G. Basov, qui ont accompli les premiers pas dans cette voie. Ils annonçaient en 1968 la première observation de neutrons venant d'un plasma obtenu grâce à un laser.

En septembre 1969, un groupe de physiciens français du CEA travaillant au centre de Limeil réussit à son tour à produire des neutrons en braquant sur un bâton de deutérium solidifié à  $-269$  degrés un faisceau de lumière cohérente d'une puissance de quatre milliards de watts, pendant un dix-milliardième de seconde environ.

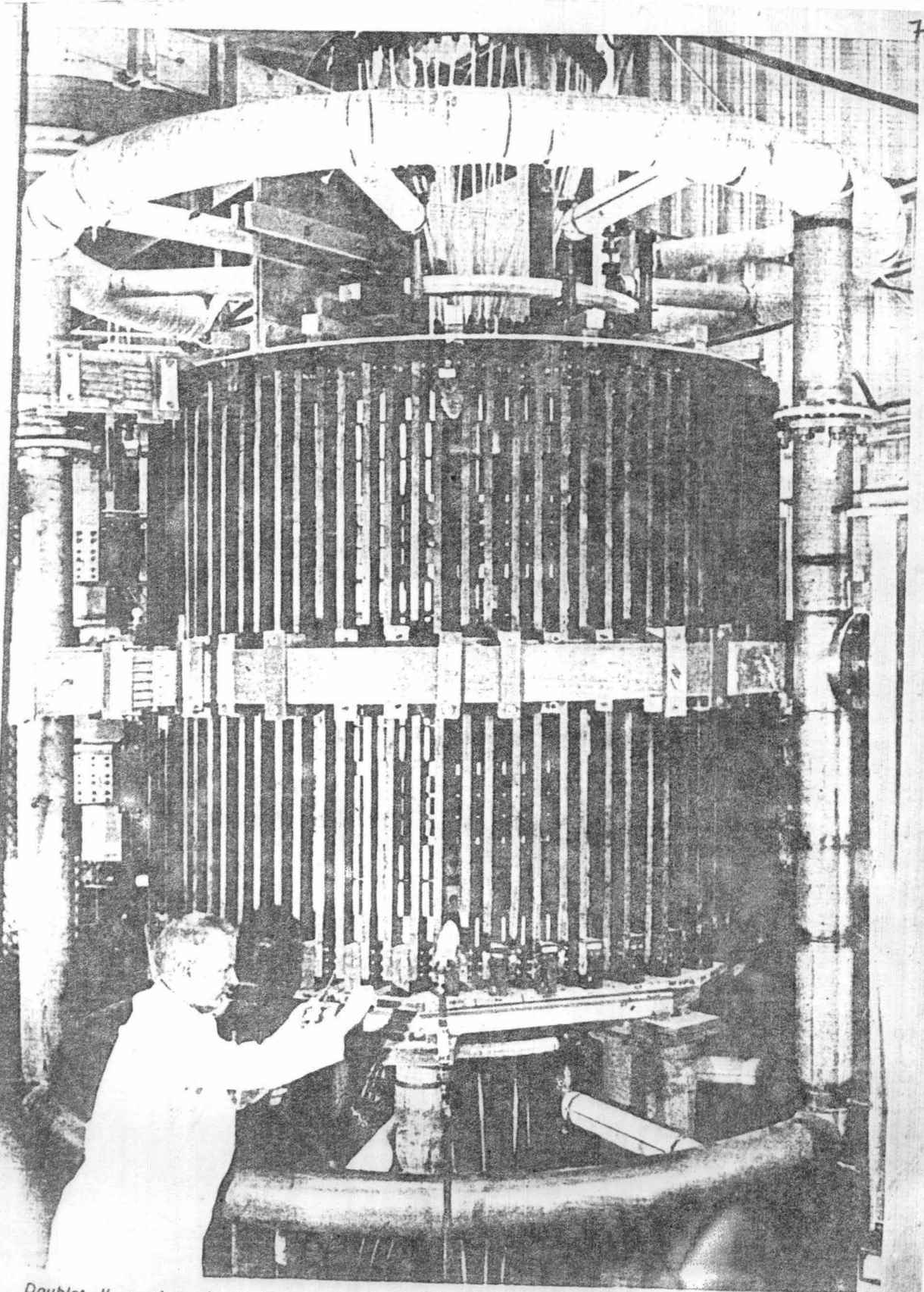
En janvier et mai 1972, l'AEC américaine autorise la publication des résultats de travaux similaires entrepris par le désormais célèbre Lawrence Institute de Livermore (Université de Californie), notamment à l'occasion de la septième conférence internationale d'électronique quantique. Dans le monde entier c'est étonnement, car il apparaît très vite que les Américains ont accompli des progrès considérables. Des noms reviendront sans cesse : John Nuckolls, Lowell Wood, Albert Thiessen et George Zimmerman, qui forment l'équipe de Livermore, et celui du physicien Keith Brueckner.

### La technique américaine

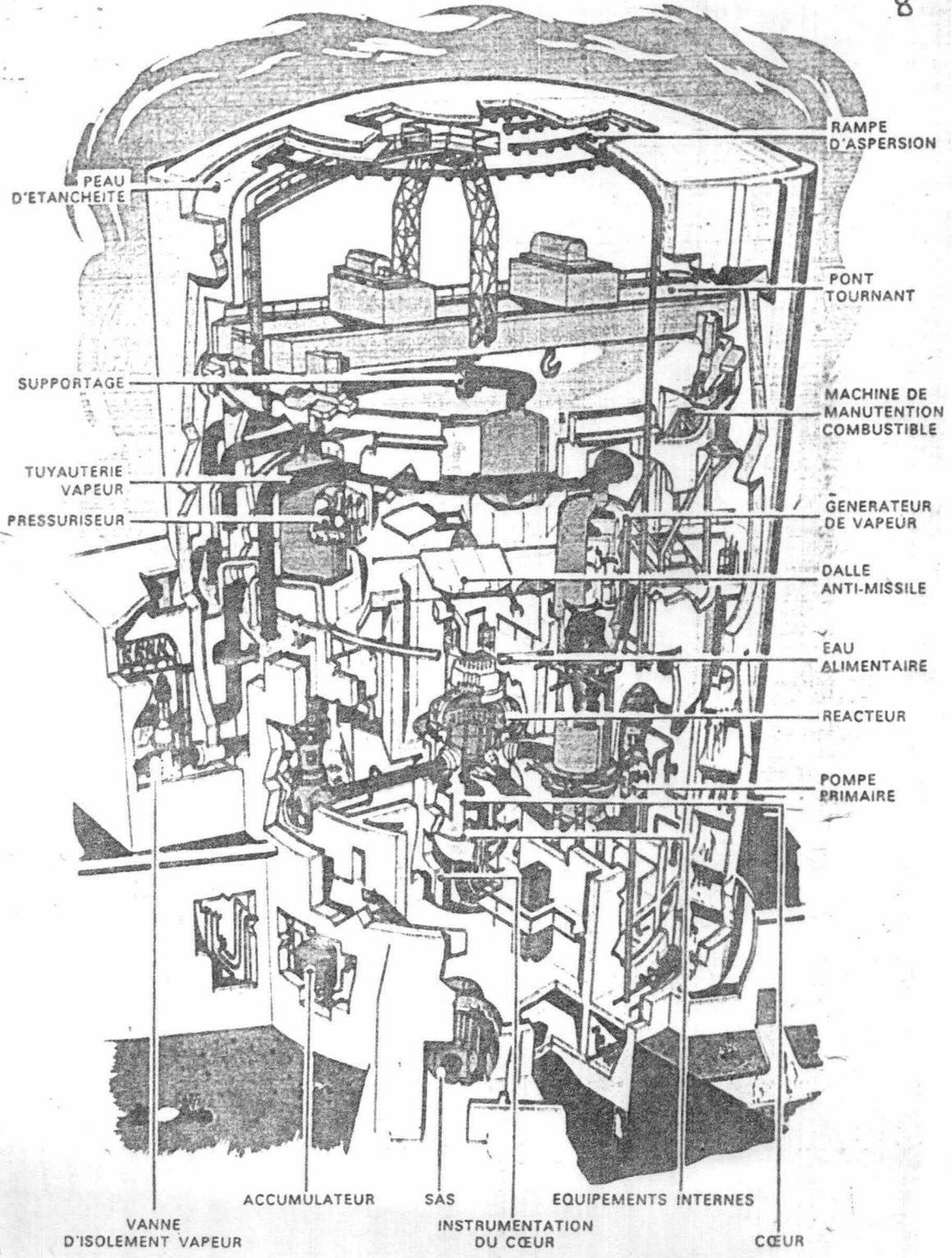
Les Américains ont mis au point un fascinant scénario dont le point de départ est une goutte de deutérium solidifié à  $-269$  degrés, permettant d'obtenir dès le départ une densité environ 100 millions de fois plus grande que celle d'un plasma de tokamak. Cette goutte est projetée, pendant un court instant, sous vide, dans le fais-

suite page 49





*Doublet II, système de confinement magnétique dérivé du Tokamak, étudié par General Atomic Co.*



DOCUMENT FRAMATOME. DAVID'SON

ceau d'un très puissant laser qui porte sa température à quelque 100 millions de degrés.

Sous l'impact du faisceau lumineux, une partie de la matière est vaporisée, mais la masse ainsi éliminée produit une onde de choc qui se déplace vers le centre de la goutte, laquelle est soumise, du coup, à une fantastique pression, de l'ordre de  $10^{12}$  atmosphères. D'où une véritable implosion de la matière, comprimée 20 fois et à la densité augmentée d'un facteur dix mille. La pastille est virtuellement transformée en « microétoile » !

En deux ans, des progrès technologiques importants ont été réalisés dans la fabrication de lasers de grande puissance, qui ont permis à l'équipe du Lawrence Institute de faire avancer un projet qui pourrait aboutir en 1977.

Il s'agira en fait d'une énorme installation expérimentale de quelque 20 m de haut, qui coûtera plus de 150 millions de francs. D'un côté, un laser de grande puissance au verre dopé au néodyme ; de l'autre, une sphère à vide où seront bombardées diverses pastilles de deutérium et de tritium. Entre les deux, un extraordinaire système de démultiplication de l'énergie du laser, composé de douze chaînes d'amplification optique permettant de concentrer sur la pastille une énergie de 10 000 joules pendant 100 à 500 picosecondes ( $10^{-12}$  seconde). Moyennant des modifications, la future machine de Livermore pourrait délivrer 50 000 joules pendant quelques nanosecondes ( $10^{-9}$  seconde).

Il n'est donc pas impossible que d'ici deux ans, l'équipe de John Nuckolls réussisse à démontrer que la fusion par laser est praticable. On n'ose imaginer les implications d'une telle percée.

### Vers un réacteur opérationnel

Déjà, les caractéristiques essentielles d'un réacteur à fusion opérationnel ont été définies par les « visionnaires » du Lawrence Institute.

Une telle centrale aurait une puissance électrique d'environ un gigawatt ( $10^9$  W), et nécessiterait l'emploi d'un laser d'environ 300 000 joules bombardant une centaine de cibles par seconde à l'intérieur d'une sphère remplie de lithium fondu à 800 degrés. Ce lithium serait animé d'un mouvement de rotation autour de son axe vertical de façon à créer au centre de la sphère un vortex au centre duquel seraient « implosées » les pastilles de combustible.

Un circuit très simple assurerait une circulation constante du lithium qui serait évacué par le bas de la sphère, dirigé vers un échangeur de chaleur lithium-vapeur d'eau surchauffée. Celle-ci alimenterait des turbines, comme dans une centrale classique.

*Le bâtiment du réacteur d'une centrale à eau pressurisée et uranium enrichi type Westinghouse. Les premières unités construites en France ont complété l'équipement des centrales du Bugey et de Fessenheim.*

Selon John Nuckolls, la longueur d'onde du ou des faisceaux laser devra se situer entre 3 000 et 8 000 angströms et la puissance des micro-explosions thermonucléaires atteindrait  $10^7$  à  $10^8$  joules, soit l'équivalent de l'explosion de 2,6 à 22,6 kg de T.N.T. !

Il faut noter que la contrainte mécanique imposée aux parois du réacteur par une micro-explosion thermonucléaire sera relativement faible. Une explosion dégageant par exemple une énergie de 10 millions de joules n'exercerait pas une pression supérieure à celle d'un pétard. L'explication de ce paradoxe est simple : la masse d'une pastille de deutérium n'atteint guère qu'un milligramme, soit deux millions de fois moins que deux kilos d'explosif chimique. Et l'énergie d'une onde de choc est proportionnelle à la racine carrée de la masse des débris de l'explosion.

Il n'en demeure pas moins que des chambres à implosion spéciales devront être étudiées pour résister aux neutrons, aux rayons X et au plasma créé par les réactions de fusion. Le vanadium et le lithium semblent faire partie des matières utilisables pour freiner les neutrons, les particules alpha, ainsi que les deutérons et les tritons thermiques issus de la fusion d'une pastille deutérium-tritium.

### Trois milliards d'années d'énergie propre

Selon Robert Hirsh, patron du programme américain de recherches sur la fusion contrôlée, « les estimations actuelles indiquent que l'on pourrait parvenir à construire les premiers réacteurs vers l'an 2000 et que l'énergie de fusion commencerait à avoir un impact sur la production d'électricité en 2020... »

Il faut dire, avec le Dr Redan S. Pease, qui dirige depuis longtemps en Angleterre les recherches sur la fusion au Culham Laboratory de l'UKEA, que la consommation actuelle d'énergie est évaluée à 0,1 Q par an, cette consommation devant atteindre 0,5 Q en l'an 2000. Et 1 Q =  $0,25 \times 10^{18}$  kcal.

Tous comptes faits, des réserves de deutérium de  $10^{10}$  Q permettraient à une humanité de 7 milliards d'âmes de disposer de suffisamment d'énergie propre pendant quelque trois milliards d'années. Mais les études coûteront cher : les Américains ont consacré aux recherches sur la fusion 224 millions de francs, dont 100 millions pour la fusion par laser, durant l'exercice fiscal 1974. Les Soviétiques dépensent autant sinon plus. L'Angleterre, avec son budget d'une cinquantaine de millions de francs, et la France sont loin derrière les « Grands ». Il est vrai qu'en la conjoncture économique actuelle, la recherche fondamentale n'a pas le vent en poupe.

Mais l'ironie veut qu'en pleine crise de l'énergie, on ne songe pas toujours à miser sur le procédé gagnant à terme.

Jérôme PIETRASIK



## Les centrales nucléaires

Dans une centrale nucléaire, la chaleur nécessaire à l'échauffement de la vapeur mettant en rotation l'alternateur produisant l'énergie électrique est libérée lors de réactions de fission.

Vers 1960, les premières centrales nucléaires utiles sont mises au point : la chaleur est créée par la fission de l'isotope fissile de l'uranium : U 235. Pour qu'une réaction en chaîne contrôlée puisse avoir lieu, il faut enrichir l'uranium naturel jusqu'à ce qu'il contienne 3 % d'isotope fissile. La séparation isotopique est un problème très difficile,

l'uranium 235 et 238 ayant des propriétés très voisines.

La photo (fig. 1) représente la centrale de Bugey. On distingue les tours de refroidissement (T), les réacteurs (R) et les bâtiments abritant les alternateurs (A).

Depuis 1970, on met au point un autre type de réacteur nucléaire : le surrégénérateur. L'énergie thermique est fournie par la fission du plutonium 239. Cette fission peut être produite par des neutrons rapides, contrairement à la fission de l'uranium 235 des centrales classiques. Nous allons décrire maintenant deux types de centrales.

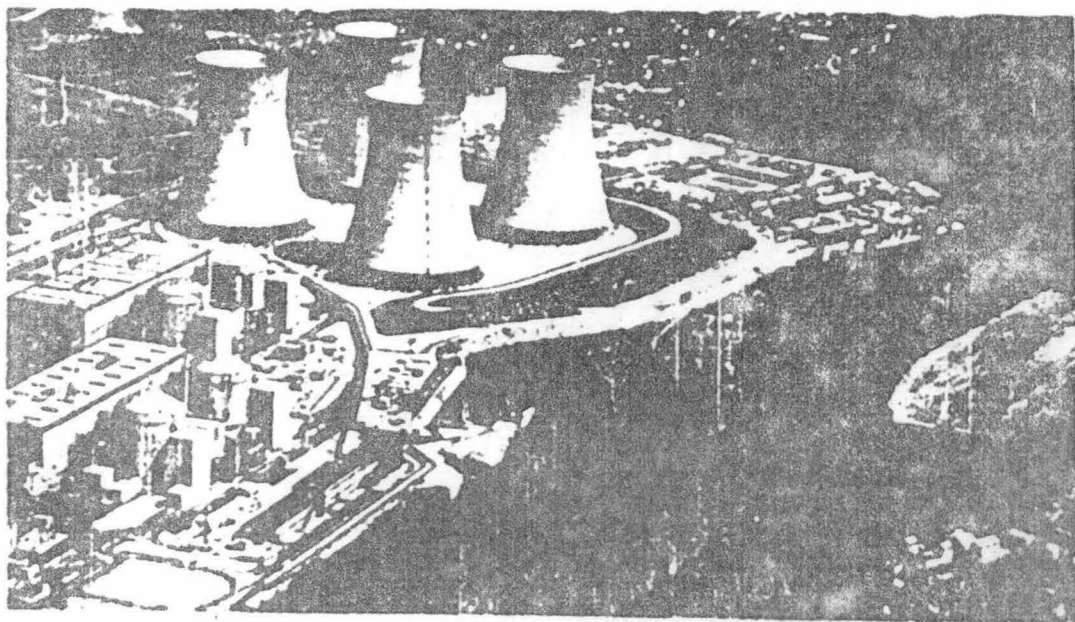


Fig. 1 : Centrale nucléaire de Bugey.

### 1. Centrale PWR (Pressurized Water Reactor)

Centrale à eau sous pression. Ces centrales existent à Chooz, Tihange, Fessenheim.

• Le combustible est de l'uranium enrichi : l'isotope fissile est l'uranium 235. Il représente seulement 0,7 % de l'uranium naturel. A Pierrelatte, l'uranium est « enrichi » en uranium 235 jusqu'à ce que la teneur soit égale à 3 %.

• La réaction en chaîne n'étant possible que si les neutrons sont ralentis, il est nécessaire de faire circuler entre les pastilles d'oxyde d'uranium un modérateur, c'est-à-dire un corps susceptible de ralentir les neutrons ; au cours de ce ralentissement le modérateur s'échauffe. Dans une centrale PWR, le modérateur est de l'eau liquide sous pression (sa température est égale à 290°C et sa pression à 155 fois la pression atmosphérique). Le circuit d'eau sous pression constitue le circuit primaire.

- Des barres de contrôle et de pilotage en bore peuvent être plus ou moins enfoncées dans le cœur du réacteur. Ces barres absorbent les neutrons et permettent de contrôler la réaction en chaîne. Elles sont pilotées automatiquement par ordinateur en fonction de la température du cœur.

- Le circuit primaire d'eau sous pression est fermé. Il cède sa chaleur au circuit secondaire contenant également de l'eau (270°, pression égale à 56 fois la pression atmos-

phérique). Cette eau est transformée en vapeur qui va entraîner la turbine de l'alternateur.

- Pour passer de l'état vapeur à l'état liquide, l'eau du circuit secondaire est refroidie ensuite par l'eau d'un circuit tertiaire qui peut être ouvert.

Le cœur du réacteur et le circuit primaire qui sont radioactifs sont protégés par une enceinte extérieure de béton armé, de 80 cm d'épaisseur et doublée de 7 mm d'acier.

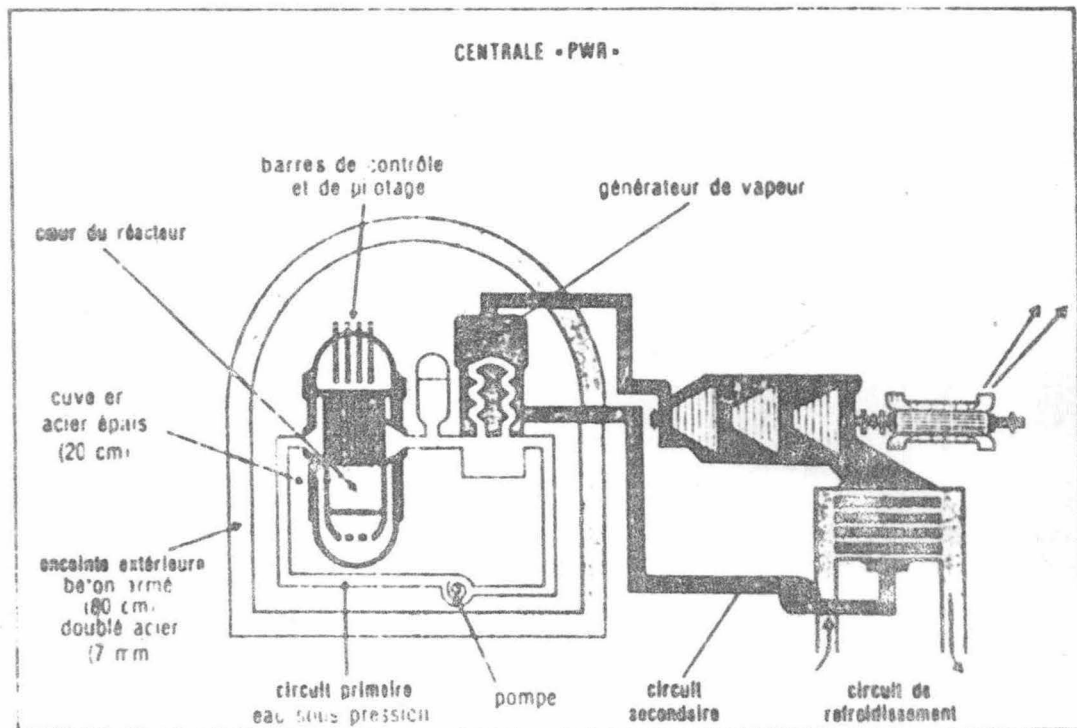


Fig. 2 : Centrale PWR.

## 2. Surrégénérateur

Dans les centrales classiques à neutrons lents, seul l'uranium 235 est utilisé. Au cours de réaction de transmutation, l'uranium 238, fertile, donne naissance au plutonium 239 lui-même fissile. Mais la quantité de noyaux fissiles consommés est toujours supérieure à la quantité de noyaux fissiles formés.

Dans un surrégénérateur, il se forme plus de noyaux fissiles qu'il ne s'en consomme.

- Le combustible est constitué de plutonium 239 fissile et d'uranium 238 fertile.

Une charge initiale de plutonium est nécessaire pour amorcer la réaction en chaîne. Les neutrons libérés lors des réactions de fission ne sont pas ralentis (d'où le nom de centrales à neutrons rapides) afin de permettre, d'une part, la fission du plutonium et, d'autre part, la transmutation de l'uranium 238 qui conduira à la formation de plutonium.

Le combustible doit être retiré périodiquement afin d'isoler les produits de fission et de récupérer le plutonium 239 produit en excès.

Le surrégénérateur consomme donc de



# LECTURE

l'uranium naturel ou appauvri et fabrique du plutonium 239 fissile.

On appelle temps de doublement d'un surrégénérateur, le temps qui lui serait nécessaire pour produire la quantité de plutonium nécessaire à l'alimentation d'un deuxième réacteur identique à lui-même. Ce temps de doublement est d'environ dix ans.

- Les neutrons ne devant pas être ralentis dans un surrégénérateur, il n'y a pas de modérateur.

- Le fluide qui évacue la chaleur produite dans le réacteur est du sodium fondu, à pression atmosphérique normale. Le circuit de sodium appelé circuit primaire est fermé. La température du sodium est de l'ordre de 400°C à l'entrée dans le cœur et de l'ordre de 500°C à sa sortie.

- Le circuit secondaire contient aussi du sodium fondu. Le sodium fondu de ce circuit

n'est pas en contact direct avec le cœur. Il n'est pas radioactif.

- La chaleur du circuit secondaire est cédée au circuit tertiaire contenant de l'eau. La vapeur ainsi créée met en rotation les turbines de l'alternateur électrique.

- Un 4<sup>e</sup> circuit d'eau permet le refroidissement.

Les problèmes posés par les centrales à neutrons rapides sont plus complexes que ceux créés par les centrales à neutrons lents :

- les flux de chaleur échangés sont grands,
- le sodium peut s'enflammer spontanément à l'air,
- le surrégénérateur risque de s'emballer rapidement (quelques secondes) en cas de panne complète,
- l'activité des barreaux de combustible est très grande.

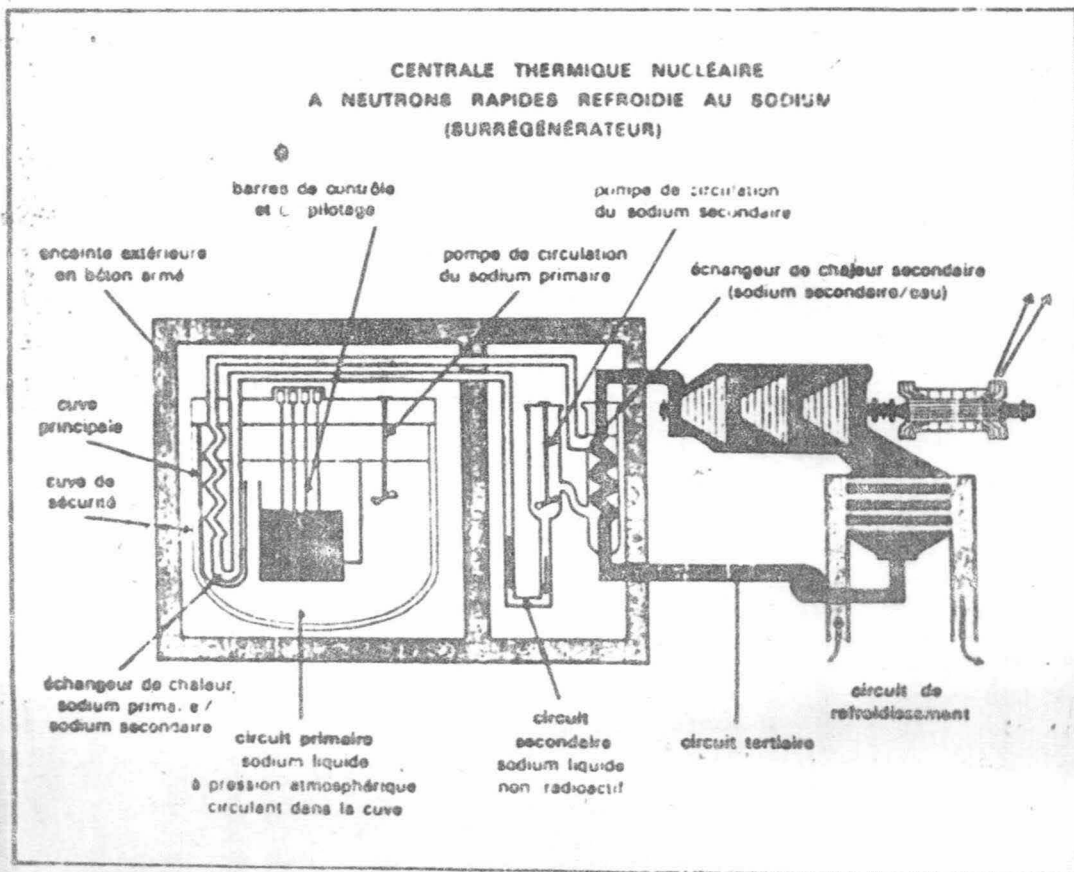


Fig. 3 : Surrégénérateur