

UNIVERSITE D'ALGER

ECOLE NATIONALE POLYTECHNIQUE

DEPARTEMENT ELECTRONIQUE

3/75

lex

T<sub>1</sub>

# THESE D'INGENIORAT D'ETAT

## LA FISSION NUCLEAIRE

VOLUME I: THEORIE GENERALE  
DE LA FISSION NUCLEAIRE



Proposée par :

Mr. ZERGUERRAS

Professeur à l'E. N. P.

Etudiée par :

B. BENYOUCEF

JUIN 1975

A MON PERE

A MA MERE

A MES FRERES ET SOEUR

A TOUS MES PARENTS

A qui je dois tout, ce faible témoignage  
d'affection et de profonde reconnaissance.

A CEUX QUI M'ONT AIDE

d'achever mes études dans de bonnes  
conditions de vie.

A Monsieur Le Professeur ZERGUERRAS

qui nous a fait le grand honneur d'accepter de diriger cette thèse, nous l'assurons de notre profonde gratitude et de notre respectueuse admiration pour son enseignement.

A Monsieur Le Chef de Département Electricité

A Messieurs les Professeurs, les Assistants de l'Ecole Nationale Polytechnique.

qu'ils veuillent trouver ici l'expression de notre profonde gratitude et nos remerciements pour la sollicitude qu'ils nous ont témoignée durant nos études.

A tous ceux qui m'ont aidé,

de près et de loin, aussi bien moralement que matériellement, pour la composition de cet ouvrage.

TABLE DES MATIERES  
\*\*\*\*\*

<u>MATIERES</u>	<u>Pages</u>
Dédicaces	1
Table des matières	3
Bibliographie	8
Avant-propos	9
	10
 <u>CHAPITRE I : INTRODUCTION - GENERALITES</u>	
I - Utilisation croissante de l'énergie par l'humanité	11
1) Dans l'histoire	11
2) Quelques aperçus chiffrés de cette évolution	11
3) Importance de l'énergie électrique	11
4) Problèmes de limitations de sources d'énergie	12
II-La naissance de l'Energie Nucléaire	13
III-Introduction aux Réacteurs Nucléaires	15
1) Principe d'un réacteur	15
2) Principe de la fission	15
3) Que se passe t-il dans un réacteur nucléaire?	16
4) Classification des réacteurs	16
IV-Schémas synoptiques de réacteurs.	17
1) Schéma de principe d'un réacteur à neutrons ther-19 miques	19
2) Schéma de principe d'un réacteur à neutrons rapides	21
V-Les différentes filières des réacteurs nucléaires	21
1) Les réacteurs à Uranium Naturel, gaz, graphite	22
2) Les réacteurs à eau légère (PWR, BWR)	22
3) Les réacteurs à eau lourde	23
4) Les réacteurs à haute température	23
5) Les réacteurs à neutrons rapides (surgénérateurs)	23

CHAPITRE II : PRINCIPE DE LA FISSION NUCLEAIRE

A) Historique	24
B) La fission nucléaire	25
I) Quest-ce la fission nucléaire ?	28
1) Ethymologie du mot fissile	28
2) Définition	28
3) Exemples	28

MatièresPages

II Bilan énergétique	21
III Les matériaux fissiles	31
* Schémas illustrant la réaction en chaîne du Pu et de U233.	32
IV Photo-neutronique	33
V Les sections efficaces	33
1) Etude géométrique	33
2) Etude expérimentale	34
3) Différents types -Unités	36
C) La réaction de fission en chaîne	37
1) Eléments d'amorçage et entretien de la réaction en chaîne	37
2) Quelques définitions	37
3) Le facteur de multiplication	38
4) Evolution exponentielle de la chaîne	39
5) Evolution en régime sous critique	39
D) Thermo-neutronique	41
1) Notion de thermique dans la fission	41
Généralités	
2) Quelques définitions de thermique neutronique	42
* Cycle de neutrons en milieu infini	44

CHAPITRE III : THEORIE DE LA DIFFUSION NEUTRONIQUE 45

---

A) Généralités	46
I- Introduction	46
II-Distribution spectrale	46
III-Densité, flux, courant de neutrons	47
IV-Taux de réaction	49
V Libre parcours moyen de diffusion	49
VI-Libre parcours moyen de capture	51
 B) La diffusion :	 52
I- Courant neutronique	52
1) Cas où $\phi$ est constant	53
2) Cas où $\phi(x,y,z)$ est variable	54
3) Remarque sur la théorie de transport	55
4) Loi de FICK	56
II - Courant de fuite	57
III- Equation de diffusion	58
1) Hypothèses	58
2)Variation du nombre de neutrons par unité de temps	58
3) Régime permanent	58
4) Cas général de sources locales	59
5) Cas particuliers	59
IV-Résolution de l'équation de diffusion	60
1) Conditions aux limites	60
2)Extrapolation linéaire	61
3)Cas d'une source ponctuelle isotrope	62
V-L'albédo d'un milieu diffusant	64
1) Définition	64
2) Etude de l'albédo	64
D- Résolution d'un problème	66
I)Enoncé	66
II) Solution proposée.	67

CHAPITRE IV - LES REACTEURS NUCLEAIRES

	1
A) Principe des réacteurs	2
I) Généralités	2
II) Constitution d'un réacteur	5
III) Classification de réacteurs	5
IV) Liste des matériaux de constitution de réacteurs	6
B) Les filières des réacteurs nucléaires	7
I) La filière Uranium Naturel, graphite, gaz, carbonique	
1) Le combustible	7
a) Matériau de fission	7
b) la gaine	7
c) la chemise de graphite	9
2) Le modérateur	9
a) le graphite	9
b) Empilement des barres de graphite	12
c) Cas du réacteur de St-Laurent des Eaux	13
d) le platelage	14
e) Sole	15
f) la Pipe	15
3) Le caisson et son aspect Génie Civil	17
4) Peau d'étanchéité et système de refroidissement du caisson	22
5) Le calorifuge	22
6) Système Thermique-vapeur	23
7) Les groupes turbo-alternateurs	26
II-La filière Uranium enrichi (légèrement), eau lourde gaz carbonique	28
1) Le combustible	28
2) Les canaux	28
3) La cuve	29
4) Les barres de contrôle	29
5) Le modérateur	29

6) Le circuit primaire de refroidissement	30
7) Le bâtiment de réacteur	30
8) Production Electrique	31
9) Contrôle-Commande de la centrale	31
III - La filière Uranium enrichi-Eau légère	32
IV-La filière des réacteurs à haute température	33
1) Généralités	33
2) Le combustible	33
3) Le coeur	34
4) Récupération de l'énergie de fission	34
CHAPITRE V : Perspectives d'Avenir-Les surgénérateurs	35
I- La filière à neutrons rapides	36
1) Généralités	36
2) le métal :fluide caloporteur	36
3) Avantages des surgénérateurs	38
II-La centrale PHENIX	41
1) Généralités	41
2) Le réacteur	41
3) Le combustible et le coeur	41
4) La cuve	43
5) les pompes primaires	43
6) Les échangeurs intermédiaires	44
7) Générateur de vapeur-Circuits secondaires	44
8) Production d'énergie.	45
III-Perspectives d'Avenir	47
* CONCLUSION.	49

é

\*\*\*\*\*

- Génie Atomique (5 volumes)
- Théorie de la Réaction de Fission en Chaîne par  
A. BLAQUIERE.
- Eléments de Physique Moderne  
par SPROUL
- Physique Nucléaire Appliquée  
par R.GUILLIEN
- Notions de physique Nucléaire en vue des applications  
Energétiques par P.Leuba
- Quelques Aspects du Processus de Fission Nucléaire  
Thèse de F. NETTER
- Encyclopédie QUILLET (Sciences Industrielles)  
Electricité - Electronique - Généralités
- Recueil de problèmes de Physique Nucléaire  
par H. Bongrain ( et de Louis de Broglie)

\*Revue :Energie Nucléaire :

- Volume 8 N°2
- Volume 11 N°8
- Volume 13 N°1
- Volume 13 N°3
- Volume 14 N°6
- Volume\* 15 N°1
- Volume 15 N°2
- Volume 15 N°3

Recherche : N°31Sciences -Avenir : N°338

Sciences et Vie : Nouvelles sources d'Energie  
(Hors-série) N°110

AVANT - PROPOS  
\*\*\*\*\*

C'est en 1939 que Frédéric Joliot et son équipe (Halban, Kowarski), mettait en évidence le phénomène de la Réaction de Fission Nucléaire en Chaîne, théoriquement d'abord, puis expérimentalement.

Parallèlement à cette étude, Francis Perrin de son côté donnait les conditions d'autoentretien d'une telle réaction dans un bloc d'oxyde d'uranium.

Depuis, la Technique a pris un grand pas à l'au-delà, et l'on assiste actuellement à une systématisation de production d'énergie électrique d'origine Nucléaire, capable, dès l'immédiat et dans l'avenir de concurrencer celles d'origines traditionnelles (surtout si l'on tient compte de la crise énergétique mondiale à l'heure actuelle).

Il nous apparaît bien clair qu'une étude de la Fission Nucléaire est nécessaire aux Ingénieurs, intéressés de près ou de loin par les problèmes de l'Energie. Ainsi cela nous permettra d'aborder quelques aspects théoriques et techniques de la physique des Réacteurs Nucléaires.

Aussi, dans notre étude nous avons insisté sur la théorie de la Diffusion Neutronique qui se présente comme la base de la théorie de la fission Nucléaire.

Un chapitre y a été consacré spécialement, avec une résolution d'un problème de 3ème cycle.

II H A P I T R E I  
\*\*\*\*\*

II N T R O D U C T I O N

G E N E R A L I T E S  
\*\*\*\*\*

INTRODUCTION-GENERALITES  
\*\*\*\*\*

I- L'UTILISATION CROISSANTE DE L'ENERGIE PAR L'HUMANITE

Une des plus grandes caractéristiques de l'évolution de l'humanité est l'utilisation croissante de l'énergie. Celle-ci apparait sous des formes de plus en plus évoluées.

1°) Dans l'histoire

Avant le Moyen-Age, on ne connaissait pratiquement pas d'autres sources d'énergie autres que celles de l'homme et ou de l'animal. Ce fut l'avènement de la roue à eau puis du moulin à vent; mais il a fallu attendre les années 1830 pour voir s'épanouir l'énergie thermique avec la machine à vapeur.

Notre siècle quant à lui, a été marqué par une folle et attrayante à la fois course à la croissance de l'énergie et qui ne cesse d'ailleurs de se préciser davantage.

La naissance et le développement de l'Electricité en a été pour beaucoup.

2°) Quelques aperçus chiffrés de cette évolution

D'après certaines estimations, les Etats Unis d'Amérique consommeront dans les 30 années prochaines plus d'énergie que toute l'histoire passée; et encore la consommation moyenne par habitant en 1970 était 100.000 fois celle de l'homme des cavernes et 3000 fois celle d'il y a un siècle.

3°) Importance de l'énergie électrique

Dans cette consommation accélérée d'énergie, l'électricité a une part de plus en plus prépondérante.

En 1900, sa part était pratiquement nulle, elle tend à prendre une part de quart et en 2000 pourrait être de moitié.

On assiste actuellement à un doublement de puissance électrique par décennie, ce qui revient à dire que tous les 10 ans on place de nouvelles installations (centrales électriques) qui équivalent à celles déjà existantes.

4°) Problèmes de limitations de sources d'énergie

Réflexion faite sur ce taux de croissance, on ne peut s'empêcher de se pencher sur le côté sources et approvisionnement de cette énergie. Jusqu'à lors, avec les techniques maîtrisées, les sources ont été :

- les chutes d'eau
  - le charbon
  - le pétrole
  - la gaz
  - l'énergie nucléaire.
- L'énergie hydraulique reste limitée et localisée
  - la part du charbon a diminué considérablement et le prix en a été affecté.
  - le pétrole est actuellement la 1ère source d'énergie.

Mis à part les pays producteurs, un problème crucial se pose pour le ravitaillement de cette énergie. Pour les pays accidentaux, cela crée une situation de dépendance vis à vis des pays de l'O.P.E.P. (organisation des Pays Producteurs Exportateurs de Pétrole) après que ces derniers aient pris conscience de la valeur de leurs ressources pétrolières.

Pour la FRANCE le déficit global en énergie était de 40 % en 1960 et sera en 1980 de 80 %.

Aussi le pétrole est estimé encore pour une durée de vie de 60 ans (notons que ce chiffre est discutable, mais il représente une moyenne des estimations).

## II - LA NAISSANCE DE L'ENERGIE NUCLEAIRE .

La "dernière-née" c'est l'électricité d'origine nucléaire; elle prend d'énormes considérations dans les pays industrialisés .

Le choix de ce programme intense se justifie par de multiples raisons , dont ici nous évoquerons celles qui nous ont paru les plus pertinentes :

- Jusqu'à l'heure actuelle c'est la seule technique qui peut prendre la relève des combustibles fossiles (hydrocarbures) . Ainsi on peut économiser ces ressources qui, à plus ou moins longue échéance se verront épuiser .
- Le prix de cette énergie est en compétition avec celui qui reviendrait des centrales classiques .
- Indépendance vis à vis des sources d'approvisionnement en pétrole .
- Avec les problèmes de l'environnement , où l'homme cherche à protéger la nature contre les dégradations dues aux techniques modernes , où il aspire à une vie meilleure , l'énergie nucléaire se présente comme une solution aux problèmes de pollution atmosphérique ( ici absence de fumée , ce qui n'est pas le cas des centrales thermiques ) .



D'ici 20 ans, la moitié de l'électricité disponible sera d'origine nucléaire.

Notons aussi que parmi les 140 000 MW d'origine nucléaire prévus pour l'an 2000, 40 MW proviendront de centrales à Neutrons Rapides (cas du réacteur expérimental Rapsodie et de "Phénix" 1ère centrale à Neutrons rapides dont la puissance est 250 MW électriques).

### III - INTRODUCTION AUX REACTEURS NUCLEAIRES

#### 1°) Principe d'un réacteur :

Le réacteur nucléaire a pour but de produire de l'énergie calorifique dont la source réside dans la fission de noyaux fissiles:

Uranium 235 ou Plutonium 239

#### 2°) Principe de la fission :

On trouve dans la nature un seul atome fissile, c'est l'U 235 dont il est le 1/140 de l'Uranium naturel, le reste étant de l'U 238 non fissile.

- . Chaque fission (cassure) d'un atome d'uranium sous l'action d'un neutron engendre 2 ou 3 neutrons de haute énergie ( $\approx 2$  Mev), c'est à dire rapides (20 000 Km/s)
- . Ces neutrons à leur tour donne naissance à la fission d'autres atomes d'uranium qui émettront des neutrons lesquels engendreront d'autres neutrons et ainsi de suite... Ainsi se réalise une réaction de fission en chaîne divergente. Celle-ci dans le cas d'un bloc de matière fissile pure s'amplifie d'elle même et conduit à une explosion : c'est le cas de la bombe atomique.

3°) Que se passe t-il dans un réacteur nucléaire ?

Pour établir le bilan d'une réaction de fission dans un réacteur nucléaire, il faut prendre en considération un certain nombre de critères ;

- certains neutrons sont capturés dans l'uranium (U238) sans produire de fission
- d'autres neutrons sont absorbés par les matériaux de structure.
- d'autres neutrons par contre s'échappent du "Coeur" et sont perdus.

Ainsi une condition nécessaire pour le fonctionnement d'un réacteur nucléaire est qu'il existe une masse minimale de matière fissile (masse critique) pour un volume donné.

\* On ne peut pas réaliser une réaction de fission en chaîne pour un bloc d'uranium naturel aussi grand soit-il, car la quantité de la matière fissile (U235) est très faible devant celle de l'U 238 qui elle, va capter en pure perte la majorité des neutrons.

Pour résoudre cela, il faut donc artificiellement favoriser la fission devant la capture du neutron par la matière non fissile. Il existe deux possibilités :

- Soit accroître à grande échelle la quantité de matière fissile (enrichir l'uranium en U 235 ou lui ajouter du plutonium 239).
- soit diminuer l'énergie des neutrons au moyen d'un modérateur (ralentisseur) ce qui renforce le rôle de l'U 235 (section efficace de la fission du U235)

4°) Classification des réacteurs

Ainsi nous apparaissent 2 types de réacteurs.

- Ceux utilisant le plus directement les neutrons de haute énergie issus des fissions.

Ce sont des réacteurs à neutrons rapides dont le combustible doit contenir une proportion de matière fissile importante (15% dans un gros réacteur).

- Ceux qui utilisent un modérateur (réacteurs à neutrons thermiques), dont le combustible peut-être l'uranium naturel.

REMARQUE :

Il est à préciser que pouvoir utiliser l'uranium naturel il faut que les matériaux de structure et le fluide de refroidissement qui véhicule 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-gratuite-gaz et les réacteurs à eau lourde

Aussi à cet effet, dans la plupart des réacteurs thermiques un léger enrichissement (de l'ordre de 3% .) du combustible est imposé par la nature des matériaux de structure et du fluide de refroidissement.

IV - SCHEMAS SYNOPTIQUES DE REACTEURS NUCLEAIRES.

Un réacteur nucléaire se présente comme un ensemble de cellules élémentaires formées de longs crayons ou d'aiguilles de combustible dont la surface est léchée par un fluide de refroidissement.

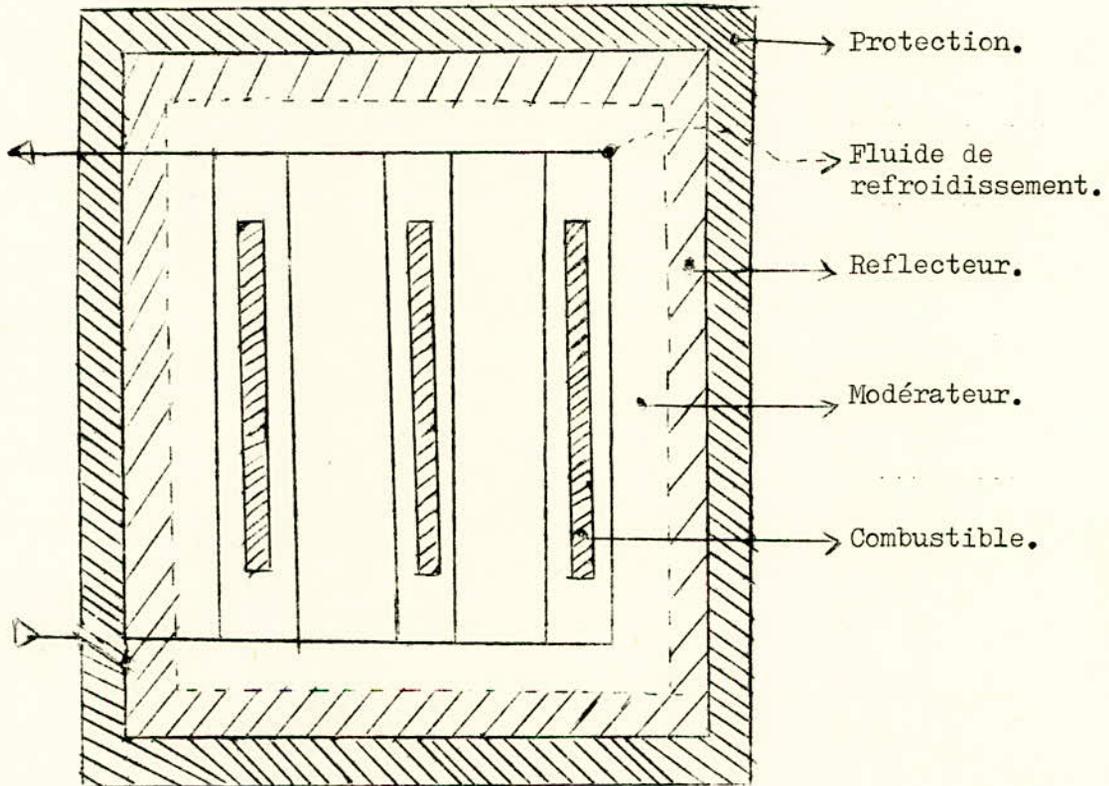
- les cellules sont régulièrement réparties au sein du modérateur pour le réacteur à neutrons thermiques
- Dans un réacteur à neutrons rapides il n'y a pas de modérateur.

xxxx Cet ensemble de cellules constitue le coeur, il est entouré d'un réflecteur, qui limite les fuites de neutrons, et d'une protection biologique (Béton) contre le rayonnement (de radio-activité).

- Dans le cas des réacteurs rapides zone dite "couverture" qui se trouve directement autour du coeur permet d'assurer la surrégénération.

Notons aussi qu'il existe des barres de contrôle constituées d'éléments absorbeurs de neutrons, introduites dans le coeur pour arrêter le réacteur et pour le mettre en marche et régler son fonctionnement suivant qu'elles sont plus ou moins retirées.

1°) Schéma de principe d'un réacteur à neutrons thermiques :



\* Le coeur (partie la plus importante d'un réacteur à neutrons thermiques) est l'ensemble des éléments combustibles refroidis par un fluide approprié. Ces éléments sont régulièrement disposés au sein d'un modérateur. Il s'agit d'un combustible contenant de la matière fissile (dans la plupart des cas c'est de l'Uranium plus ou moins enrichi en isotope U 235).

Sa disposition est souvent sous forme de crayons (diamètre de 10 à 12 mm, longueur 3,5mm environ dans un grand réacteur).

Ces crayons sont dans une gaine métallique.

\* Comme fluide de refroidissement, on utilise :

- soit de l'eau ordinaire
- soit de l'eau lourde
- soit un gaz (CO<sub>2</sub>, He)

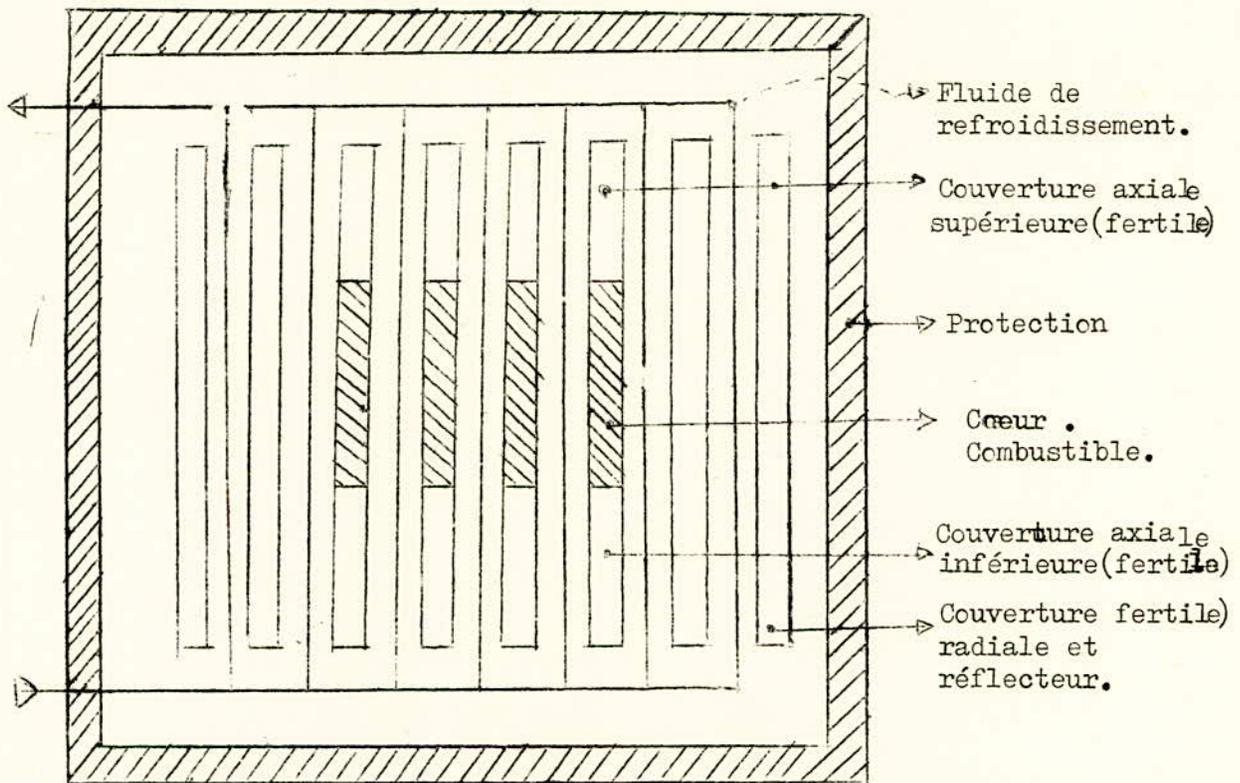
\* le modérateur est :

- soit de l'eau ordinaire
- soit de l'eau lourde
- soit du graphite

\* Le réflecteur qui entoure le coeur, a pour rôle de minimiser les fuites de neutrons. Il est constitué du même matériel que le modérateur.

\* L'ensemble est logé dans une épaisse enveloppe (caisson) de béton). Celle-ci assure la protection biologique contre les rayonnements radioactifs.

2°) Schéma de principe d'un réacteur à neutrons rapides



Ici on retrouve les mêmes constituants que pour un réacteur à neutrons thermiques, sauf pour le modérateur.

\* La matière fissile est dans ce cas du plutonium utilisé sous forme d'oxyde mixte Pu O<sub>2</sub> - UO<sub>2</sub>

\* Les aiguilles de combustibles sont ici plus fines :  
(diamètre 6 à 8 mm, longueur 0,50 m à 1m) .

- elles sont gainées d'acier inoxydable

- elles sont refroidies par du sodium fondu.

Il existe d'autres aiguilles qui entourent le cœur, dénommées "aiguilles" de couverture. Elles contiennent de l'oxyde UO<sub>2</sub>. Elles permettent la surrégénération par transformation de l'U 238 en PU 239.

\* En général, ce sont des blocs d'acier qui constituent le réflecteur.

## V - LES DIFFERENTES FILIERES DE REACTEURS NUCLEAIRES

Tenant compte des considérations précédentes, nous pouvons dégager la classification suivante :

### 1°) Les réacteurs à Uranium naturel, gaz, graphite (UN GG)

- L'Uranium naturel représente le combustible
- le gaz " " le fluide de refroidissement
- Le graphite \* " le modérateur (CO<sub>2</sub>)

Elle a été la 1ère filière industrielle la plus développée en France et en Grande Bretagne, elle donna naissance à :

- Trois centrales à CHINON
- deux " à St Laurent des Eaux
- une " de Bugey.

Il est à noter qu'à la suite de l'influence, sur le marché des filières américaines (à eau légère) ce type de filière a été abandonné.

Mais tout récemment, il y a du renouveau avec la commande Irakienne.

### 2°) Les réacteurs à eau légère :

#### Caractéristiques :

- combustible : oxyde d'Uranium légèrement enrichi
- modérateur : Eau ordinaire
- fluide de refroidissement : eau ordinaire

On distingue 2 types de ces filières, mises au point aux USA et qui s'imposent actuellement dans le monde

- réacteur à eau sous pression (Bressu Zied Water réacteurs ou PWR)
- réacteurs à eau bouillante (Boiling Water réacteurs ou BWR)

- Les réacteurs à eau lourde :

- combustible : Uranium naturel
- modérateur : Eau lourde (D<sub>2</sub>O)
- fluide de refroidissement : eau lourde sous-pression  
ou eau légère bouillante

Le pays où ce type de technique est développé, est le CANADA.

- Les réacteurs à haute température

(High Temperature Reactors) ou HTR

- combustible : Uranium téés enrichi plus du thorium sous forme de carbure
- modérateur : graphite
- fluide de refroidissement : trélium sous pression.

- Les réacteurs à neutrons rapides

ou surgénérateurs ou encore surrégénérateurs

- combustible ; oxyde mixte d'uranium et de plutonium
- fluide de refroidissement : Sodium (ou gaz)

 CHAPITRE II  
\*\*\*\*\*

PRINCIPE DE LA  
FISSION NUCLEAIRE.



A ) H I S T O R I Q U E .  
\*\*\*\*\*

Les transmutations induites par les neutrons ont été un grand pôle d'attraction pour les chercheurs , après la découverte du neutron par CHADWICK en 1932 et après celle de la radioactivité artificielle par IRENE et FREDERIC JULIOT CURIE en 1934 .

Le mathématicien-physicien FERMI va y contribuer beaucoup quand il montrera comment améliorer le rendement de ces réactions en modérant les neutrons dans un bloc de paraffine .

Alors les chercheurs vont essayer de préparer les éléments transuraniens par capture radioactive suivie de radioactivité  $\beta^-$ .

Les résultats furent de taille :

—L'irradiation de l'uranium par des neutrons donna un mélange très complexe de corps radioactifs avec différentes périodes de décroissance . Aucune théorie ne parvint à expliquer les résultats .

— L'élément (  $Z=93$  ) avaient manifesté des propriétés peu conformes à celles qui étaient prévues dans le tableau de MENDELEIEFF .

—L'entraînement par le baryum d'une partie de l'activité formée par la réaction laissait croire à la présence de radium .

En 1939 HAHN et STRASSMANN , après l'échec des radiochimistes de 1935 à 1939 , séparent du baryum entraîneur , le fameux isotope que l'on s'obstinait à prendre pour un radium, et cela grâce à l'utilisation des isotopes du radium : Thorium X (radium 224) et Mésothorium I (radium 228) . Mais contrairement à ce que l'on s'attendait cet isotope suivit le baryum et non le radium . Encore là où l'on avait cru déceler la présence d'actinium , on vit l'activité se concentrer dans un composé du lanthane et non dans un sel d'actinium .

Ainsi l'expérience a montré que : l'action d'un neutron ( $n_0^1$ ) sur l'uranium ( $U_{92}^{234}$  ou  $235$  ou  $238$ ) donnait naissance à :

- un baryum ( $Ba_{56}^{137}$ ) .
- un lanthane ( $Ba_{56}^{139}$ ) .

Donc ainsi apparait la division du noyau d'uranium activé en deux fragments de masses comparables ( LISE MEITNER et FRISCH ) .

Après ce fut la découverte du krypton , partenaire du baryum , puis celle de plusieurs autres paires de fragments complémentaires .

La notion de F I S S I O N N U C L E A I R E est mise en évidence ( KERNSPALTUNG )- -( NUCLEAR FISSION ) .

Vers la fin de 1939 le phénomène de la fission était bien connu :

— Une fission élémentaire est suivie de l'émission d'au moins un neutron ( proposition de HAHN et STRASSMANN ; mise en évidence et observations par VON HALBAN , JULIOT , FERMI ... ) .

— Lors de l'émission , certains neutrons accusent un retard qui peut s'évaluer jusqu'à la minute ( étude de ROBERTS , MEYER , WANG ) .

— Il y a des possibilités de réactions en chaîne ( théorie élaborée par FLUGGE ) ; plusieurs brevets en résultent ( JULIOT et ses collaborateurs ) .

\*\*\*Niels BOHR prouve que l'uranium 235 est responsable de la fission par neutrons thermiques ( mise en évidence expérimentale en 1940 ) . Aussi un grand mérite revient à WHEELER qui a proposé à cette époque ( 1940 ) une théorie complète et assez élaborée de la fission appuyée par les faits observés .

B - LA FISSION NUCLEAIRE  
\*\*\*\*\*

I - QU'EST-CE QUE C'EST LA FISSION ?

1°) Etymologie du mot "fissile"

"Fissile" vient du mot latin "Fissus qui signifie "fondu"  
Cela nous amène à l'idée de division, de cassure.

2°) Définition

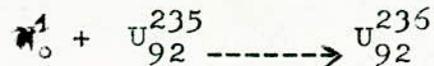
Par définition, la fission nucléaire est la coupure (ou rupture) d'un noyau lourd (c'est-à-dire de numéro atomique élevé) en deux noyaux dont l'ordre de grandeur de masses est de moitié de la masse initiale (ou encore de masses comparables).

3°) Exemples :

Dislocation des noyaux d'uranium U 235 en fragments de masses atomiques plus faibles.

\*Supposons qu'un neutron frappe un atome d'uranium 235; ainsi est provoquée la réaction de fission.

a) Absorption du neutron par le noyau U 235

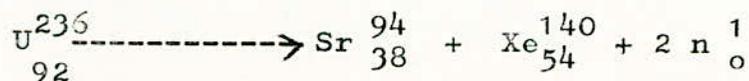


b) Tendence du noyau à osciller et à se disloquer, alors

2 cas peuvent se présenter :

- dans 16% des cas, c'est un rayonnement gamma qui apparaît à la suite de l'élimination de l'excès d'énergie. Ainsi l'isotope U 236 reste stable et intact
- dans le reste des cas (84%) c'est la division du noyau en éléments plus légers.

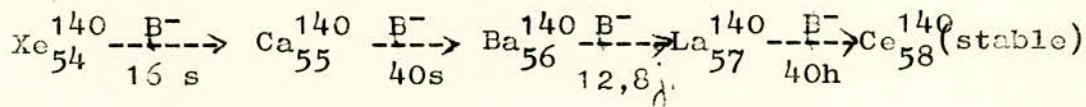
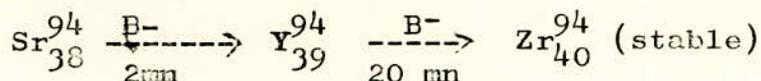
Exemple



Ainsi les éléments obtenus (ici Sr et Xe) sont tels que :

- ils possèdent une énergie cinétique
- il existe une évolution interne qui tend à les ramener à une forme stable; ceci s'accompagne de rayonnements bêta et gamma.

Exemple :



## II BILAN ENERGETIQUE

Notons quelques chiffres relatifs à l'énergie des produits de fission.

EMISSION INSTANNEE (Mev)		EMISSION RETARDEE (Mev)	
Energie cinétique	167	Rayonnements $\beta$	7
Rayonnement $\gamma$	5	Rayonnements $\gamma$	6
<b>T O T A L</b>	<b>172</b>		<b>13</b>

Energie fournie lors de la capture des neutrons : 7 Mev

TOTAL : 165 + 7 = 192 Mev avec une erreur absolue de 5 à 6 Mev.

Comme la plus grande partie de cette énergie est cinétique (donc d'agitation thermique), on ne récupère de cette énergie qu'une très faible partie (théorème de Carnot).

Il est à mentionner qu'il existe une autre énergie véhiculée par les neutrinos ; elle s'estime à 11 Mev, mais elle est irrécupérable vu la faible interaction de ces neutrinos avec la matière.

CONCLUSION :

- Le bilan énergétique par fission est 200 Mev environ, donc une grande libération d'énergie
- apparition de nouveaux neutrons qui engendrent d'autres fissions, et ainsi, il y a entretien de la réaction en chaîne

\* Nous nous proposons d'évaluer l'énergie libérée par la fission de 1 gramme d'U 235.

1°) Nombre d'atomes dans 1g :

$$N = 0,6.10^{24} \times \frac{1}{235} = 25,6.10^{20} \text{ noyaux/g.}$$

2°) La fission d'un noyau permet la libération de 200 Mev, donc celle de n noyau correspond à:

$$200 \times 25,6.10^{22} = 51,2.10^{22} \text{ Mev}$$

$$\text{Comme } 1 \text{ Mev} = 4,5.10^{-20} \text{ kWh} = 3,82.10^{-11} \text{ kcal}$$

$$E = 2,3.10^4 \text{ kWh} = 1,95.10^7 \text{ Kcal}$$

Ce calcul permet d'apprécier l'importance de l'énergie libérée par 1 g d'U 235.

\* Définitions de quelques paramètres de la fission

- Taux de réaction :

Pour une puissance de 1 watt, (en tenant compte de l'énergie libérée par fission égale à 200 Mev) :

$$\zeta = 3,3.10^{10} \text{ fissions/seconde.}$$

- Nombre de neutrons émis par fission :

$$1 < n < 6 ; \text{ sa valeur moyenne est } \bar{n} = 2,5$$

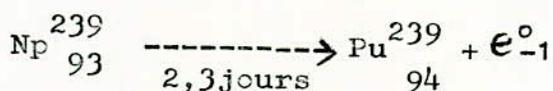
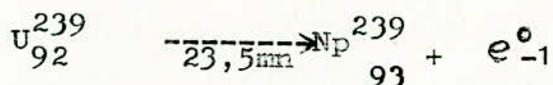
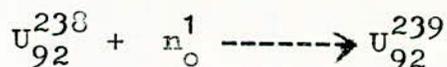
### III - LES MATERIAUX FISSILES

Ce sont essentiellement : U 235, Pu 239, U 233.

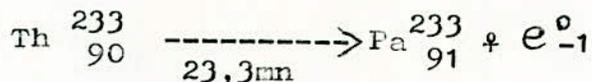
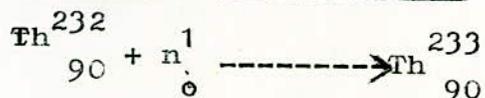
L'avantage qu'ont ces matériaux, c'est qu'ils peuvent subir une fission sur une énorme gamme énergétique, à savoir que la fission leur est accessible par des neutrons à très grande énergie comme par des neutrons lents.

Contrairement à cela, la fission de l'U 238 n'est possible qu'avec des neutrons à énergie  $> 1\text{Mev}$  (neutrons rapides)

La chaîne de réactions est la suivante :

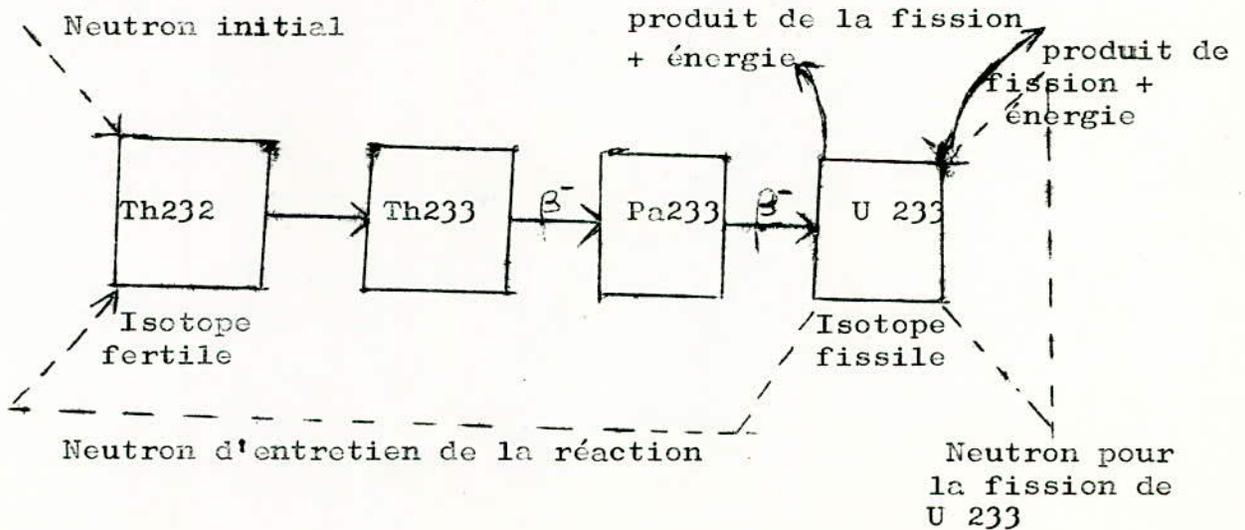
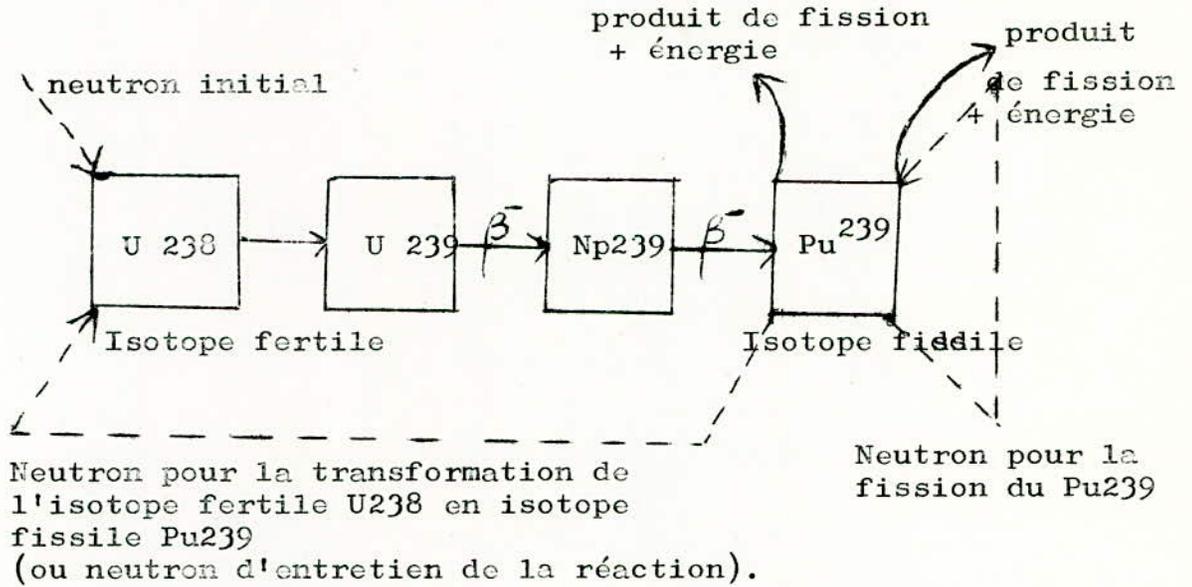


Autre Exemple : cas du Th 232 :



SCHEMAS ILLUSTRANT LA REACTION EN CHAINE DU Pu  
ET DE U 233

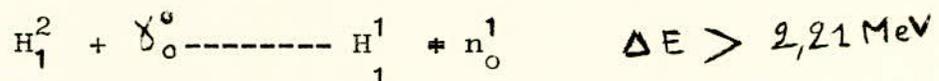
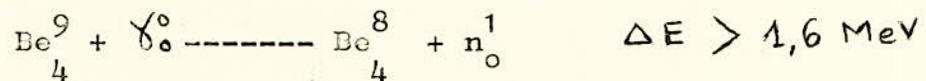
\*\*\*\*\*



IV - PHOTO-NEUTRONIQUE :

Un photon gamma peut-être absorbé par un noyau. Celui-ci ayant gagné de l'énergie se trouve alors dans un état excité, d'où il peut expulser un neutron appelé "photoneutron"

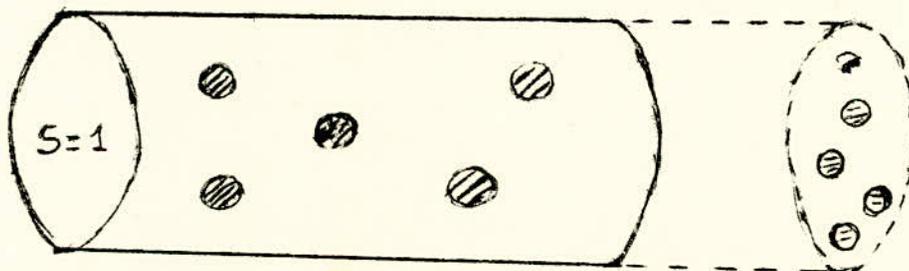
Comme exemples, nous citerons les réactions du Beryllium et du deutérium :



L'importance de la photo-neutronique est appréciable dans le fonctionnement des réacteurs dont le modérateur est le béryllium et l'eau lourde.

V - SECTIONS EFFICACES :

Nous nous proposons de calculer la probabilité qu'a un neutron de subir un choc lors de la traversée d'un milieu matériel.

1°) Etude géométrique

Soit un élément cylindrique de volume  $1\text{cm}^3$  de section droite  $S = 1\text{cm}^2$  contenant  $N$  noyaux.

Soit  $\sigma$  l'aire de la section droite d'un noyau isolé appelée : "section efficace élémentaire de choc".

Les noyaux sont supposés assez éloignés les uns des autres, leur ombre portée est :  $N\sigma = \Sigma$  : "section efficace macroscopique".

La probabilité de choc est :  $p = \frac{N\sigma}{S} = \frac{N\sigma}{1} = N\sigma = \Sigma$

Du point de vue statistique cette probabilité de choc peut être évaluée comme le rapport :

$$\frac{n'}{nv} = \frac{\text{nombre de collisions par seconde}}{\text{nombre de neutrons qui pénètrent par seconde dans le cylindre.}}$$

$n$  = densité des neutrons arrivant parallèlement aux génératrices du cylindre.

$v$  = vitesse des neutrons.

$$P = \frac{n'}{nv} = \Sigma \quad \implies n' = nv \Sigma$$

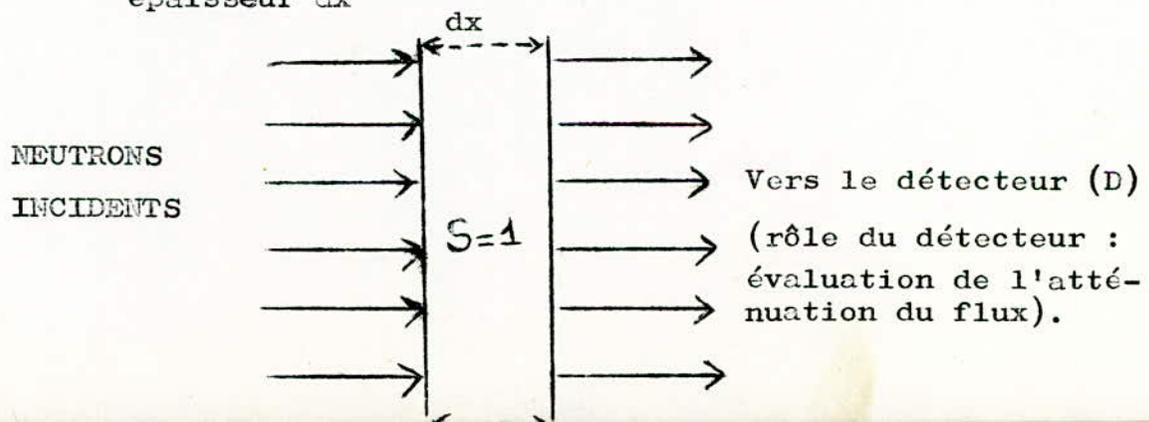
Pour 1 volume  $dV$ , le nombre de chocs par seconde sera :

$$n'' = nV \Sigma dV$$

$nV = \phi = \text{"flux neutronique"}$

## 2°) Etude expérimentale :

Appliquons un faisceau parallèle monocinétique de neutrons normalement sur une plaque de très faible épaisseur  $dx$



$$dv = S dx = 1 \times dx \quad (S = 1)$$

$n'' = nV \Sigma dv = \phi \Sigma dx =$  nombre de neutrons mis hors de jeu par les chocs, par seconde

l'atténuation du flux est :  $d\phi = -\phi \Sigma dx$

Si  $x$  n'est pas extrêmement petit, par intégration on a :

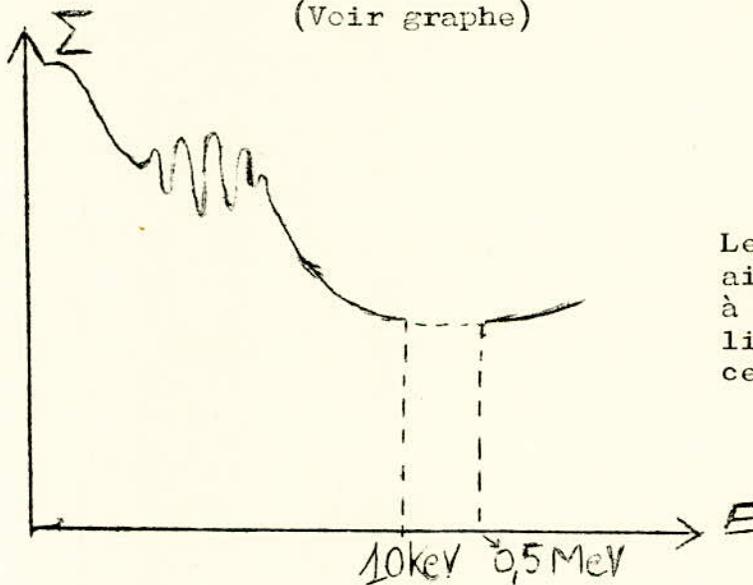
$$\phi(x) = \phi_0 e^{-\Sigma x}$$

On vérifie cette formule par l'expérience :

- des détecteurs sont placés à différentes profondeurs afin de prélever les flux correspondants.

Ainsi la section efficace macroscopique du milieu est déterminée, et l'on remarque qu'elle est fonction de l'énergie des neutrons incidents.

(Voir graphe)



Les pics de résonance aigue correspondent à une grande probabilité de choc pour certaines énergies.

La mécanique quantique explique l'existence de ces pics, en considérant le noyau comme une cavité résonante et non une bille.

Aussi elle associe au faisceau de neutrons incidents une onde dont la longueur d'onde est liée au moment corpusculaire par la relation de Louis de Broglie :

(P)

$$\lambda = \frac{h}{p}$$

$h =$  constante de PLANCK

CONCLUSION :

Pour certaines fréquences, donc pour certaines énergies de neutrons, la cavité travaille en résonance et absorbe la quasi-totalité de l'énergie de l'onde incidente.

3°) Différents types-Unité :

\* La section efficace est lié au type de choc, alors on distinguera essentiellement :

- la section efficace de choc élastique ou de diffusion
- la section efficace de choc inélastique
- " " de fission

La section efficace macroscopique sera

$$\Sigma = \Sigma_f + \Sigma_i + \Sigma_d$$

On exprime les sections efficaces macroscopiques en

BARNS :  $\left[ 1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2 \right] \cdot$

c)

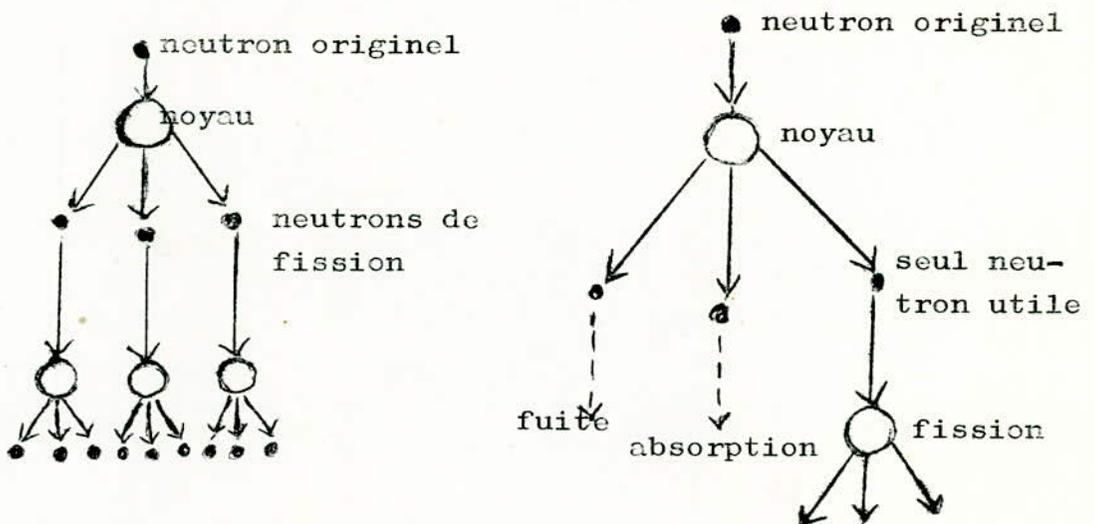
**C) LA REACTION DE FISSION EN CHAÎNE**  
\*\*\*\*\*

**1 - ELEMENTS D'AMORCAGE ET ENTRETIEN DE LA REACTION EN CHAÎNE :**

- Une quantité d'énergie très grande est libérée (200 MeV pour U 235)
- Emission de neutrons prompts (en moyenne 2,5 par noyau U 235 avec une grande énergie soit 2 MeV par neutron.
- Emission de neutrons retardés due à la désintégration de particules nucléaires instables.

**2 - QUELQUES DEFINITIONS :**

- capture : capture utilisè ou absorption
- capture utile : capture de neutrons libres suivie de fission.
- absorption : capture de neutrons libres sans fission
- Fuite : sortie d'un neutron du milieu considérée.
- neutron utile ! sa disparition provoque la fission.



Donc seuls neutrons sont utiles pour la fission alors que les autres sont pour l'absorption et la fuite.

2 paramètres sont à prendre en considération :

- $\lambda$  = nombre moyen par fission de neutrons engendrés
- $k$  = " " " " " utiles produits
- = facteur de multiplication ou de reproduction
- = fixe l'autoentretien de la chaîne .

### 3 - LE FACTEUR DE MULTIPLICATION

\* Si le milieu est de dimension infinie, il n'y a pas de fuite  $\curvearrowright k_{\infty}$

\* Supposons que l'on ait  $N$  neutrons à la 1<sup>ère</sup> génération

- à la 2<sup>ème</sup> génération on aura  $N \times K$  neutrons
- à la 3<sup>ème</sup> " "  $N \times k^2$

-----  
n<sup>ème</sup> " "  $N \times k^{n-1}$

- Si  $k > 1 \implies$  grande ramification de la chaîne;  
chaîne divergente - système en état surcritique .

- Si  $k < 1 \implies$  Extinction de la chaîne .  
Chaîne convergente - système en état sous-critique

- Si  $k = 1$  : pas d'explosion, pas d'etouffement,  
 $N$  se maintient; exacte compensation des pertes par absorption et fuite, même quantité d'énergie.

Le système fonctionne dans les conditions critiques (c'est le cas le plus intéressant).

$k = \frac{\text{Nombre de neutrons utiles d'une génération (i)}}{\text{" " " de la génération (i - 1)}}$

$= \frac{\text{Nombre de neutrons d'une génération (i)}}{\text{" " de la " (i - 1)}}$

car le nombre de neutrons utiles d'une génération est proportionnel au nombre total de cette génération.

Soit  $n$  neutrons utiles d'une génération,  
 En un temps très court ( $10^{-3}$  s), la variation du  
 nombre de neutrons d'une génération à une autre est :

$$\frac{dn}{dt} = \frac{n(k-1)}{\tau}$$

intégrons  $\Rightarrow$

$$n = n_0 e^{\frac{k-1}{\tau} t}$$

$n_0$  = nombre de neu-  
 trons à l'ins-  
 tant initial  
 $t = 0$

La constance de temps  $C = \frac{\tau}{k-1}$  représente le temps  
 nécessaire pour que le nombre de neutrons initial soit  
 multiplié par  $e$ .

Exemple :  $k = 1,005 \Rightarrow C : \frac{10^{-3}}{5 \cdot 10^{-3}} = \frac{1}{5} \text{ s}$

$$n = n_0 \cdot e^5 \simeq n_0 \times 150$$

d'où un caractère explosif

seulement il faut aussi tenir compte des neutrons  
retardés qui ramène ces durées moins critiques

$\Rightarrow$  d'où le contrôle de ces réactions en chaîne.

Si  $k < 1 \Rightarrow C < 0 \Rightarrow e^{\frac{t}{c}} \Rightarrow$  Etouffement rapide.

5 - EVOLUTION EN REGIME-SOUS CRITIQUE :

lorsque  $k < 1$ , il est nécessaire d'y adjoindre une source  
 auxiliaire de neutrons (au radium - Béryllium).

Ainsi on peut avoir un système dont le fonctionnement est  
 stable.

Soit  $S$  le nombre de neutrons introduits par la source  
 dans le système sous-critique.

	Nombre de neutrons /génération
1 ère génération	$S \cdot dt$
2 ème "	$k \cdot S \cdot dt$
3 ème "	$k^2 \cdot S \cdot dt$
(n + 1)ème génération	$k^n \cdot S \cdot dt$

Nombre total au bout de  $(n + 1)$ ème génération

$$\begin{aligned} N_{dt} &= S_{dt} (1 + k + k^2 + \dots + k^n) \\ &= S \frac{1 - k^{n+1}}{1 - k} \end{aligned}$$

Comme  $k < 1$   $\lim_{n \rightarrow \infty} k^n = 0$

donc  $n \rightarrow \infty$

$$N = \frac{S}{1 - k}$$

Tout ce passe comme si le système contenait une source fictive dans un milieu non multiplicateur, introduisant  $N$  neutrons par seconde. Donc le système se comporte comme un amplificateur de neutrons, dont le facteur de gain est :

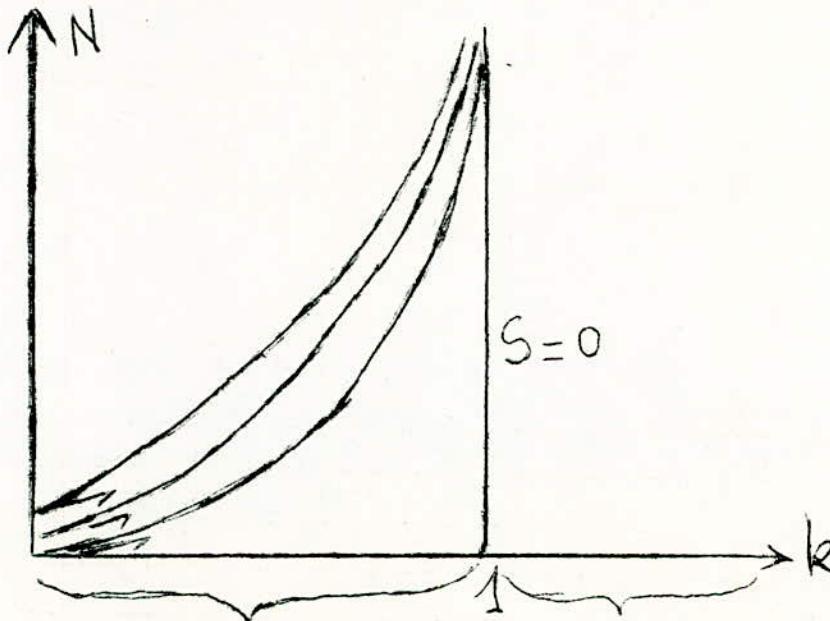
$$G = \frac{1}{1 - k}$$

Si  $k \rightarrow 1 \implies G \rightarrow \infty$  (danger)

Si  $k \rightarrow 1$  (considération théorique)  
et  $S \rightarrow 0$

(source supprimée)  
( $S = 0$ )  $\implies$  le système  
d'autoentretien.

Dans les conditions critiques, le niveau de fonctionnement peut-être choisi arbitrairement.



Variations de  $N$  avec  $k$  pour différentes valeurs de  $S$ .

D) THERMO- NEUTRONIQUE  
 \*\*\*\*\*

1 - NOTION DE THERMIQUE DANS LA FISSION

1°) Généralités :

L'étude est analogue à celle de la théorie cinétique des gaz. Cependant il existe les deux différences fondamentales :

- possibilité de disparition des neutrons dans le réacteur par absorption .
- possibilité de multiplication de neutrons par suite de fissions.

Comme analogie entre le gaz neutronique et les gaz neutres il y a lieu de citer la "température neutronique".

Cependant pour la définition de cette température il est nécessaire de se placer dans le cas où :

- les chocs neutrons-noyaux sont élastiques .
- le milieu est non multiplicatif .
- les matériaux sont en équilibre thermique à la température absolue  $T$ .

Quand l'énergie d'agitation thermique moyenne des noyaux est très inférieure à l'énergie cinétique moyenne des neutrons, les neutrons cèdent de l'énergie aux noyaux au cours de nombreux chocs élastiques. Après, un équilibre s'établit : ces 2 énergies deviennent sensiblement égales. La conséquence est que lors d'un choc neutron-noyau, le neutron peut soit céder soit gagner de l'énergie avec la même probabilité.

Donc ces neutrons participent à l'agitation thermique du matériau dans lequel ils évoluent; ils sont en équilibre thermique avec le milieu, d'où la température neutronique qui sera celle du milieu:  $T$ .

Dans le cas où les neutrons atteignent la limite thermique (c'est-à-dire qu'ils aient l'énergie cinétique la plus faible) avant de réagir, on se trouve en présence de réacteurs thermiques.

é

2°) Quelques définitions de thermique-neutronique

a) Coefficient  $\eta$  : Caractéristique du combustible du réacteur thermique

$$\eta < 1$$

- c'est le nombre moyen de neutrons de fission dûs à la capture d'un neutron thermique dans la matière combustible (U 235 + U 238)

$$\eta = \frac{\sum \text{fission}}{\sum \text{combustible}}$$

(le neutron capturé ne produit pas forcément une fission, il peut être absorbé de façon stérile)

$\Sigma_{\text{Fission}}$  = section efficace macroscopique de fission pour neutrons lents.

$\Sigma_{\text{Combustible}}$  = section efficace macroscopique totale de capture de neutrons lents dans le combustible.

b) Nombre de neutrons capturés dans le combustible :

On suppose qu'il n'y a pas de fuite (milieu infini) soit  $n$  le nombre de neutrons thermiques capturés dans le combustible. On aura  $n\eta$  neutrons de fission produits.

Au début il y a un excédent de neutrons produits car à l'instant les neutrons très énergétiques provoquent la fission de U 235 et de U 238, d'où introduction d'un coefficient :  $\epsilon \simeq 1,03$ , facteur de fission rapide (il est fonction de la géométrie du combustible) ; donc il y a  $n\eta\epsilon$  neutrons de fission.

Aussi un neutron a une probabilité  $p$  d'atteindre le niveau thermique sans être absorbé de façon stérile = probabilité antitrappe.

donc il y a  $n\eta\epsilon p$  neutrons qui atteignent le niveau thermique.

Une partie de ces neutrons se perd dans le modérateur et le combustible d'où introduction d'un "facteur d'utilisation thermique"  $f$  :

d'où finalement le nombre de neutrons capturés dans le combustible :

$$\boxed{n\eta\epsilon p f}$$

\* Le facteur de multiplication sera :

$$k = \frac{n\eta\epsilon p f}{n} = \eta\epsilon p f.$$

Si le milieu est fini, il y a des fuites  $\implies$

Au fonctionnement critique :  $k = 1$

$$\boxed{k_{\text{effectif}} = k_{\infty} P'}$$

$P'$  = facteur anti-fuite

$$\boxed{\eta\epsilon p f = 1}$$

$\eta, \epsilon$  = caractéristiques fixes du combustible.

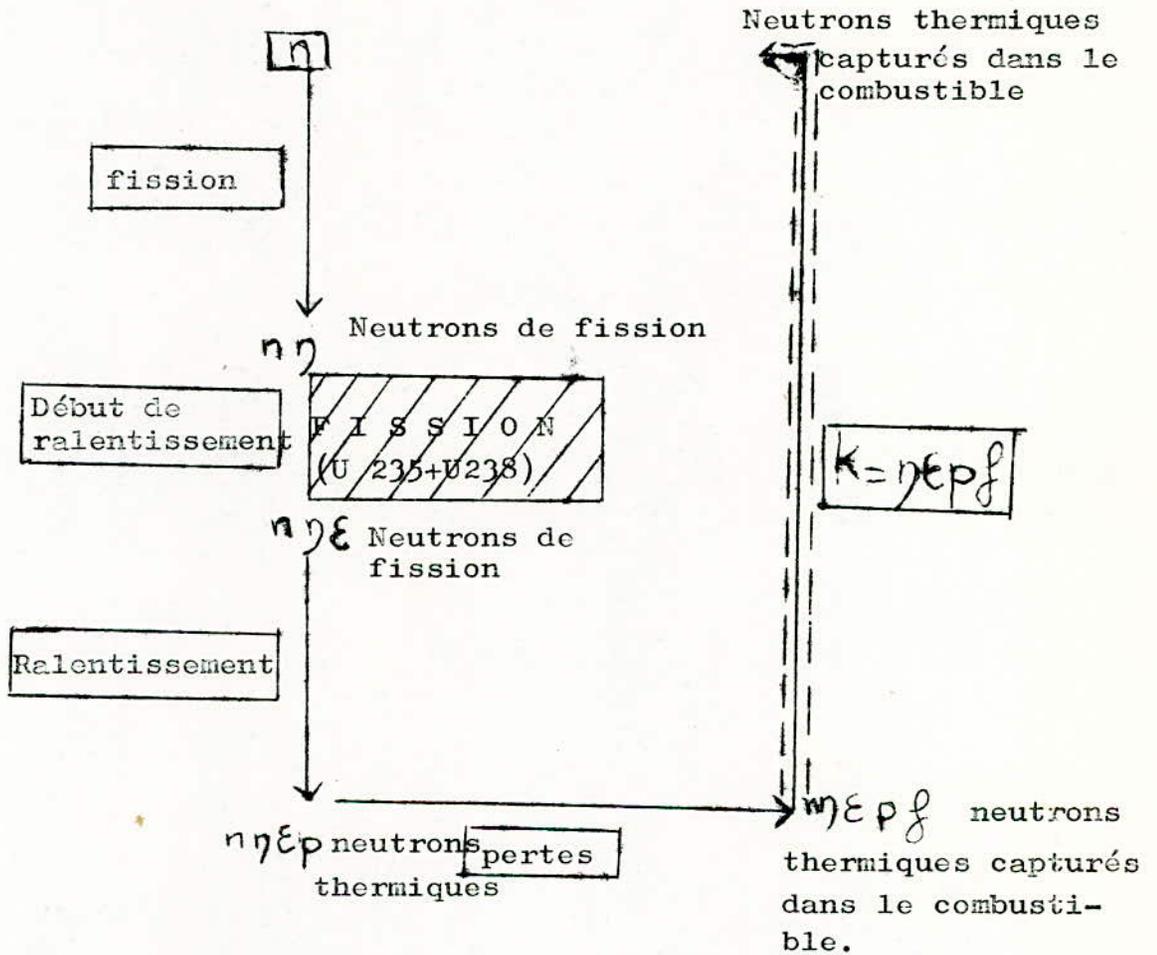
$\implies$  Agir sur  $p$  et  $f$  :

- Si  $f$   $\nearrow$  (quantité du modérateur)

$\implies p$   $\searrow$  (car la proportion de U 238  $\nearrow$ )  
et inversement.

$pf$  peut avoir une valeur maximum, pour une structure des matériaux du réacteur, convenablement choisie.

CYCLE DE NEUTRONS EN MILIEU INFINI  
 \*\*\*\*\*



$p$  = probabilité antitrappe

$f$  = facteur d'utilisation thermique

CHAPITRE III

THEORIE DE LA DIFFUSION NEUTRONIQUE

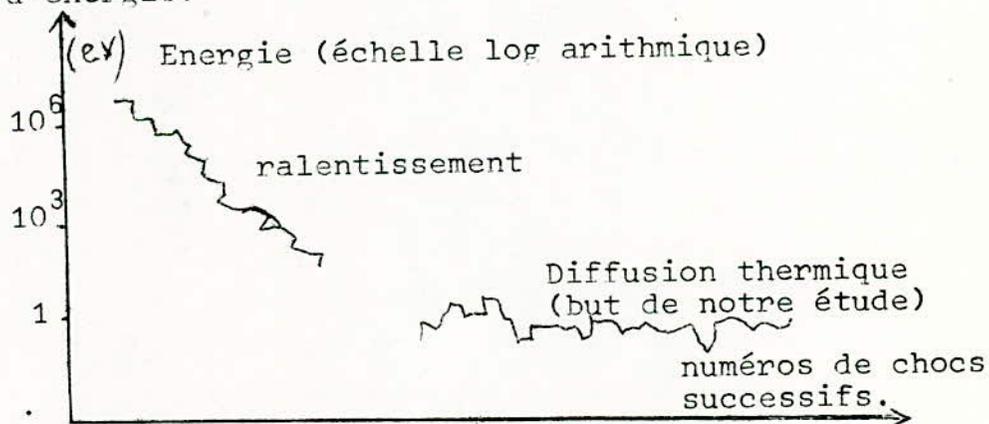
A. GENERALITESI. INTRODUCTION

Nous avons jugé utile de consacrer un chapitre spécial à cette théorie qui est au fait la base de l'étude de **la** fission.

Ainsi, nous allons examiner le comportement des neutrons dans un milieu diffusant où il n'y a pas de matière fissile, donc dans le modérateur. Les neutrons seront supposés avoir l'énergie de fission.

Au cours des chocs, les neutrons perdent de l'énergie au profit des noyaux (lourds) rencontrés, jusqu'à ce qu'il y ait équilibre (cf. chapitre II, D - thermo-neutronique). Alors là le neutron perd ou gagne une faible énergie de façon aléatoire.

Il y a échanges de quanta avec la région du cristallin (graphite) affecté par le choc, lors de ces transferts d'énergie.



## II. DISTRIBUTION SPECTRALE

Précédemment, nous avons dit que les neutrons thermiques avaient une analogie avec les gaz, en particulier la distribution de leurs vitesses obéit à une loi maxwellienne:

$$dN = A v^2 e^{-\left(\frac{v}{v_0}\right)^2} dv.$$

$v_0$  = vitesse la plus probable,  
correspond à l'énergie la plus probable =  $kT$ .

$k$  = constante de BOLTZMANN.

$T$  = température absolue du milieu.

à  $T = 20^\circ \text{C} \rightarrow v_0 \approx 2200 \text{ m/s}$

$$E = \frac{1}{40} \text{ eV}$$

La vitesse moyenne est  $\bar{v} = \frac{\int \frac{dN}{dv} v dv}{\int \frac{dN}{dv} dv}$

à  $t = 20^\circ \text{C} \rightarrow \bar{v} = 2480 \text{ m/s} = \frac{2}{\sqrt{\pi}} v_0 = 1,128 v_0$

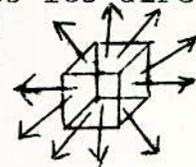
L'énergie moyenne des neutrons :  $\frac{3}{2} kT$ , la vitesse correspondante  $v^1$

$$\begin{aligned} \frac{3}{2} kT &= 1m (v^1)^2 & ) \\ kT &= \frac{21}{2} m (v_0)^2 & ) \end{aligned} \rightarrow v^1 = v_0 \sqrt{\frac{3}{2}}$$

### III. DENSITE, FLUX, COURANT DE NEUTRONS.

1. Densité = nombre de neutrons par unité de volume en un point du système.  
Elle est fonction du temps, sauf en régime stationnaire.

2. Flux =  $\phi = nV$  (les neutrons se déplacent dans toutes les directions possibles)



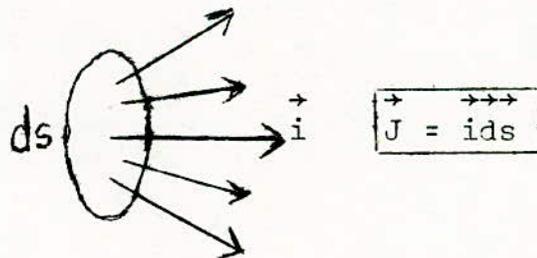
par exemple, supposons une pile de 5 MW avec une densité  $50 \cdot 10^{12}$  neutrons  $m^{-3}$  et une vitesse  $V = 2 \cdot 10^3$  m/s

$$\rightarrow \phi = nV = 10^{17} \text{ neutrons}/m^2/s$$

= faible

3. Courant des neutrons =

$i ds$  = nombre de neutrons traversant  $ds$  par seconde.



IV. TAUX DE REACTION

Nous avons vu que  $\phi = nv$

Le nombre de chocs par seconde est :

$$n'' = \phi \Sigma dv$$

$R = \phi \Sigma$  est le taux de réaction  
= nombre de chocs par seconde et par unité  
de volume.

$$\rightarrow \frac{R}{\Sigma} = \text{flux.}$$

V. LIBRE PARCOURS MOYEN DE DIFFUSION

C'est la distance entre deux chocs successifs sur les noyaux modérateurs.

La probabilité pour qu'un neutron subisse un choc sur un parcours élémentaire  $dx$  donné est :

$$p = \frac{dx}{\lambda}$$

$\frac{1}{\lambda}$  = coefficient relatif à la densité des obstacles dans le milieu considéré.

Cherchons la probabilité qu'a un neutron de franchir un intervalle macroscopique  $X$  sans subir de choc diffusant.

$P_0(X)$  étant la distribution de probabilités, nous en déduisons  $\lambda$  comme le libre parcours moyen de diffusion.

La probabilité qu'à un neutron de franchir l'intervalle  $dx$  sans être diffusé est :

$$\bar{p} = 1 - p = 1 - \frac{dx}{\lambda}$$

S'il y a  $n$  parcours élémentaires, cette probabilité devient :

$$\bar{p}^n = \left( 1 - \frac{dx}{\lambda} \right)^n$$

$$\text{Comme } X = ndx \rightarrow \bar{p}^n = \left( 1 - \frac{X}{n\lambda} \right)^n$$

$$\begin{aligned} dX \rightarrow 0 \\ n \rightarrow \infty \end{aligned} \quad \leftrightarrow \quad P_0(X) \approx 1 - \left( \frac{X}{n\lambda} \right)^n \\ \approx 1 - \frac{X}{\lambda} = e^{-\frac{X}{\lambda}}$$

$$\boxed{P_0(X) = e^{-\frac{X}{\lambda}}}$$

Aussi la probabilité pour qu'un neutron traverse l'intervalle  $X$  sans être diffusé et subisse un choc élastique en fin de course, sur le segment final  $dX$ , est :

$$P(X) dX = e^{-\frac{X}{\lambda}} \frac{dX}{\lambda}$$

Le libre parcours moyen sera défini par :

$$\bar{X} = \int_0^{\infty} X P(X) dX = \int_0^{\infty} X P(X) dX$$

$$= \int_0^{\infty} \frac{X}{\lambda} e^{-\frac{X}{\lambda}} dX = \lambda$$

$$\bar{X}^2 = \int_0^{\infty} X^2 P(X) dX = 2 \lambda^2$$

$\Sigma$  étant la section efficace microscopique de diffusion des noyaux modérateurs,

$$P = \Sigma dx \rightarrow \frac{dx}{P} = \frac{1}{\Sigma} \quad \left. \begin{array}{l} \} \\ \} \end{array} \right\} \rightarrow \lambda = \bar{X} = \frac{1}{\Sigma}$$

$$\text{aussi } P = \frac{dx}{\lambda} \quad \rightarrow \frac{dx}{P} = \lambda \quad \left. \begin{array}{l} \} \\ \} \end{array} \right\}$$

$$\text{et } \bar{X}^2 = \frac{2}{\Sigma^2}$$

Aussi, la probabilité qu'a un neutron de parcourir la distance  $X$  sans subir de choc diffuseur est :

$$P_0(X) = e^{-\frac{X}{\lambda}} = e^{-\Sigma X}$$

## VI. LIBRE PARCOURS MOYEN DE CAPTURE

Avant d'être capturé, le neutron subit plusieurs chocs diffuseurs (trajet "Brownien")

$$\lambda_c = \lambda_d \times \bar{n}$$

$\lambda_c$  = libre parcours moyen de capture .

Par raisonnement analogue, au précédent on a :

$\lambda_d$  = libre parcours moyen de diffusion .

$$\lambda_c = \frac{1}{\Sigma_c}$$

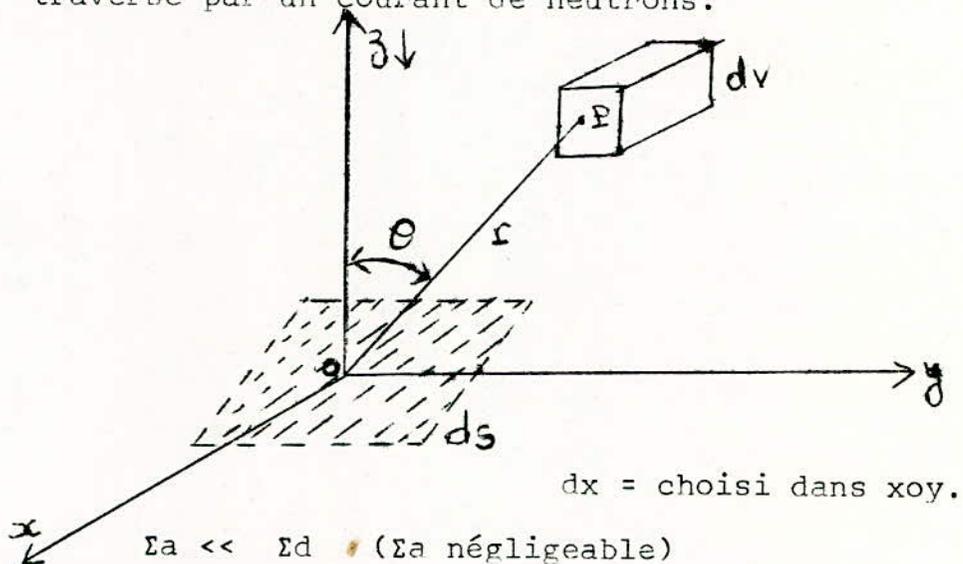
$\bar{n}$  = nombre de chocs subis par le neutron entre sa naissance et sa disparition .

$$\{\Sigma_c\}_{\text{total}} = \Sigma_{c1} + \Sigma_{c2} + \dots + \Sigma_{cn}$$

$$\left\{ \frac{1}{\lambda_c} \right\}_{\text{total}} = \frac{1}{\lambda_{c1}} + \frac{1}{\lambda_{c2}} + \dots + \frac{1}{\lambda_{cn}}$$

B. LA DIFFUSIONI. COURANT NEUTRONIQUE EN MILIEU DIFFUSANT

Soit un milieu modérateur de très grande surface dans lequel est plongé un élément de surface  $ds$  traversé par un courant de neutrons.



$\Sigma_d$  = section efficace macroscopique de diffusion

$\Sigma_a$  = section efficace macroscopique d'absorption

Le nombre de neutrons provenant d'un élément de volume  $dV$  au point P et qui atteignent  $ds$  par seconde est aussi le nombre de chocs diffuseurs/seconde dans  $dV$  =  $(\phi \Sigma_d dV)$ , X probabilité pour qu'un neutron diffusé soit dirigé dans la direction  $PO$   $\left( \frac{\cos \theta ds}{4\pi r^2} \right)$ , ( $PO = r$ )

X Probabilité pour que ce neutron parcoure  $PO$  sans subir de choc diffuseur  $(e^{-\Sigma_d \cdot r})$ .

Soit, en faisant la multiplication :

$$\phi \Sigma_d e^{-\Sigma_d r} \frac{\cos \theta}{4\pi r^2} ds dV.$$

Cette étude est faite pour le 1/2 espace supérieur (car dV se situe au-dessus de ds)

Prenons ds = 1

Pour tout le 1/2 espace, le courant neutronique en milieu diffusant est :

$$i = \iiint \phi \Sigma_d e^{-\Sigma_d r} \frac{\cos \theta}{4\pi r^2} dV$$

Passons aux coordonnées sphériques

$$\begin{aligned} x &= r \sin \theta \cdot \cos \varphi \\ y &= r \sin \theta \cdot \sin \varphi \\ z &= r \cos \theta. \end{aligned}$$

$$dV = r^2 \sin \theta d\theta \cdot dr \cdot d\varphi$$

$$i = \frac{1}{4\pi} \int_{\varphi=0}^{2\pi} \int_{r=0}^{\infty} \int_{\theta=0}^{\pi/2} \phi \Sigma_d \cdot \cos \theta \cdot \sin \theta \cdot dr \cdot d\theta \cdot d\varphi$$

1) si  $\phi$  est constant :

$$i = \frac{\phi_0}{4\pi} \underbrace{\iiint \Sigma_d e^{-\Sigma_d r} \cdot \cos \theta \cdot \sin \theta \cdot dr d\theta \cdot d\varphi}_{= \pi}$$

$$\rightarrow \boxed{i = \frac{\phi_0}{4}}$$

Comme il existe un courant du 1/2 espace inférieur

$i' = -\frac{\phi_0}{4}$  ; au total ul n'y a pas de courant:

$$i_{\text{total}} = 0$$

2) 2ème cas :  $\phi(x,y,z)$  variable

On considère les premiers termes du développement de Mac Laurin de  $\phi(x,y,z)$  au 1er ordre :

$$\phi(x,y,z) = \phi_0 + x \left( \frac{\partial \phi}{\partial x} \right)_0 + y \left( \frac{\partial \phi}{\partial y} \right)_0 + z \left( \frac{\partial \phi}{\partial z} \right)_0$$

Cela étant avec la condition : pas trop de perturbations locales (pas d'importantes distorsions dans la répartition du flux).

Après intégration, on obtient :

$$\phi_0 \rightarrow i_0 = \frac{\phi_0}{4}$$

$$x \left( \frac{\partial \phi}{\partial x} \right)_0 \text{ et } y \left( \frac{\partial \phi}{\partial y} \right)_0 \rightarrow \text{intégrales nulles, donc courants nuls.}$$

$$z \left( \frac{\partial \phi}{\partial z} \right)_0 \rightarrow i_1 = \frac{1}{6\Sigma d} \left( \frac{\partial \phi}{\partial z} \right)_0$$

Pour le 2ème demi-espace inférieur à  $(xoy)$

$$i_0^1 = - \frac{\phi_0}{4}$$

$$i_s^1 = \frac{1}{6\Sigma d} \left( \frac{\partial \phi}{\partial z} \right)_0 \quad (\text{même sens que } i_1)$$

D'où le courant de diffusion total :

$$i_d = i_1 + i_2 = \frac{1}{3\Sigma d} \left( \frac{\partial \phi}{\partial z} \right)_0 = \frac{\lambda d}{3} \left( \frac{\partial \phi}{\partial z} \right)_0$$

Il est à noter que dans la théorie du transport

$$\Sigma_d \curvearrowright \Sigma_{tr}$$

$$\lambda_d \curvearrowright \lambda_{tr}$$

Les flux les plus élevés se déplacent vers les flux les plus faibles, d'où la valeur algébrique de  $i_d$  est :

$$- \frac{\lambda_d}{3} \left( \frac{\partial \phi}{\partial z} \right)_0$$

Poseons  $\boxed{D = \frac{\lambda_d}{3}}$  = coefficient de diffusion du modérateur

$$i_+ = \frac{\phi_0}{4} - \frac{D}{2} \left( \frac{\partial \phi}{\partial z} \right)_0 \quad i_- = \frac{\phi_0}{4} + \frac{D}{2} \left( \frac{\partial \phi}{\partial z} \right)_0$$

$$i_d = i_+ - i_- = - D \left( \frac{\partial \phi}{\partial z} \right)_0$$

Aussi dès que  $r \nearrow \rightarrow e^{-\Sigma_d r}$  devient négligeable  $\rightarrow$   
d'où l'intégration s'étend uniquement à une sphère  
de rayon  $\frac{1}{\Sigma_d} = \lambda_d$ .

On prend comme distance type d'intégration 3 libres  
parcours moyens :  $3\lambda_d = 3 \frac{1}{\Sigma_d}$  (zone où le flux ne subit  
pas de variations brusques.)

### 3) Remarque sur la théorie du transport

Jusqu'à lors on admet que les chocs diffuseurs pré-  
sentent une symétrie sphérique, c'est à dire qu'ils  
présentent une isotropie.

Dans le cas général, il y a anisotropie.

Cela se traduit par un "cosinus moyen" de l'angle que fait la direction dans laquelle le neutron est diffusé et la direction incidente :  $\overline{\cos \theta}$ .

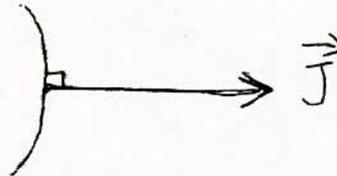
$$\text{d'où : } \lambda_{tr} = \frac{\lambda d}{1 - \overline{\cos \theta}}$$

$$\left[ \overline{\cos \theta} = 0 \text{ s'il y a isotropie } (\lambda_{tr} = \lambda d) \right]$$

$$D = \frac{\lambda_{tr}}{3} \quad \Sigma_{tr} = \frac{1}{\lambda_{tr}}$$

#### 4) Loi de FICK

En régime permanent (densité neutronique indépendante du temps), il existe des surfaces de même densité. Ainsi, il y a sur ces surfaces équi-densité le courant neutronique normal à la surface (sens des densités décroissantes).



Si les neutrons ont même vitesse  $V \rightarrow$   
surface équi-densité = surface équi-flux.

Ainsi, le courant de diffusion  $-D \frac{\partial \phi}{\partial z}$  peut s'écrire :

$$\vec{J} = -D \vec{\text{grad}} \phi$$

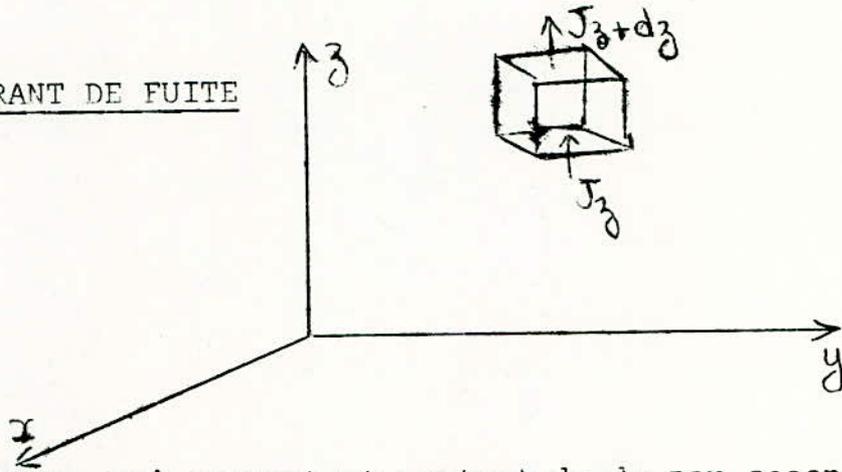
si  $\phi = nv$

$$\vec{J} = -Dv \vec{\text{grad}} n = -D_0 \vec{\text{grad}} n$$

c'est la loi de Fick

$$D_0 = Dv$$

On remarque l'analogie avec la densité de courant électrique.

II. COURANT DE FUITE

Neutrons qui entrent et sortent de  $dv$  par seconde est  $N$ .

1) Face de côté  $z$ 

- neutrons qui entrent :  $J_z dx dy = -D \left( \frac{\partial \phi}{\partial z} \right)_z dx dy$

- neutrons qui sortent :  $J_{z+dz} dx dy = -D \left( \frac{\partial \phi}{\partial z} \right)_{z+dz} dx dy$

$$-D \left( \frac{\partial \phi}{\partial z} \right)_{z+dz} dx dy = -D \left[ \left( \frac{\partial \phi}{\partial z} \right)_z + \left( \frac{\partial^2 \phi}{\partial z^2} \right)_z dz \right] dx dy$$

$$N_z = J_{z+dz} dx dy - J_z dx dy = (J_{z+dz} - J_z) dx dy$$

$$= -D \frac{\partial^2 \phi}{\partial z^2} dx dy dz$$

2) Toutes les faces

$$N = N_x + N_y + N_z = -D \left[ \frac{\partial^2 \phi}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 \phi}{\partial y^2} + \frac{\partial^2 \phi}{\partial z^2} \right] dx dy dz$$

$$N = -D \nabla^2 \phi dx dy dz \quad \nabla^2 = \text{Laplacien.}$$

D'où le courant de fuite pour une unité de volume.

$$\boxed{-D \nabla^2 \phi}$$

Le courant de fuite est sous la forme  $\boxed{\text{div } \vec{J}}$

Comme  $\vec{J} = -D \vec{\text{grad}} \phi$  (Fick)  $\rightarrow \rightarrow$

$$\boxed{N = -\text{div} (D \vec{\text{grad}} \phi)}$$

expression générale  
du courant de fuite.

Si D indépendant de P (x,y,z) (isotropie)

$$\rightarrow -\text{div} (D \vec{\text{grad}} \phi) = -D \nabla^2 \phi \text{ . expression moins générale.}$$

### III EQUATION DE DIFFUSION-

#### 1) Hypothèses

- milieu : homogène, diffusion, très peu absorbant.
- neutrons : ont même énergie E à la diffusion et à la disparition,  
leur nombre produit par seconde et par cm<sup>3</sup> est S.

#### 2) Variation du nombre de neutrons par unité de temps (production - absorption - fuites)

$$\begin{array}{l} \text{absorption} = \Sigma_a \phi \ ) \\ \text{fuites} \quad \quad = -D \nabla^2 \phi \ ) \\ \text{production} = S \quad \quad \ ) \end{array} \quad \frac{dn}{dt} = S + D \nabla^2 \phi - \Sigma_a \phi$$

#### 3) Régime permanent

$$\frac{dn}{dt} = 0$$

L'équation de diffusion devient :  $D \nabla^2 \phi - \Sigma_a \phi + S = 0$

4) Cas général de sources locales :

- Résolution de l'équation en se plaçant à moins de 3 libres parcours moyens de diffusion hors des sources locales.

- Voir les conditions aux limites pour la résolution particulière de l'équation <sup>aux</sup> dérivées partielles.

5) Cas particuliers :a) cas d'un rectangle :

$$\frac{\partial n}{\partial t} = D \left( \frac{\partial^2 \phi}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 \phi}{\partial y^2} + \frac{\partial^2 \phi}{\partial z^2} \right) - \Sigma a \phi + S$$

b) cas d'un milieu délimité par 2 faces planes // infinies :

$$\frac{\partial n}{\partial t} = D \frac{\partial^2 \phi}{\partial x^2} - \Sigma a \phi + S$$

c) cas d'un cylindre de révolution :

$$\frac{\partial n}{\partial t} = D \left( \frac{\partial^2 \phi}{\partial r^2} + \frac{1}{r} \frac{\partial \phi}{\partial r} + \frac{\partial^2 \phi}{\partial z^2} \right) - \Sigma a \phi + S$$

d) cas d'une sphère

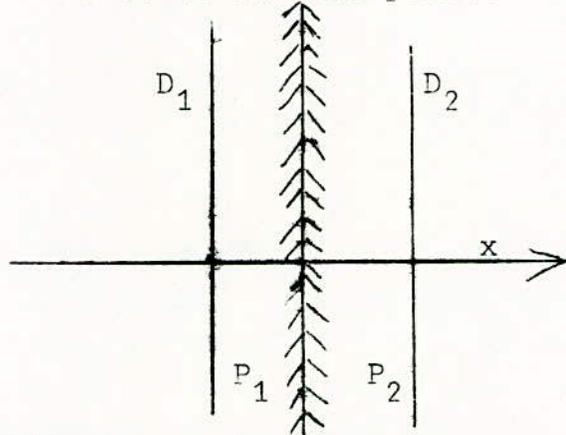
$$\frac{\partial n}{\partial t} = D \left( \frac{\partial^2 \phi}{\partial r^2} + \frac{2}{r} \frac{\partial \phi}{\partial r} \right) - \Sigma a \phi + S$$

IV. RESOLUTION DE L'EQUATION DE DIFFUSION1) Conditions aux limites :

a)  $\phi \gg 0$  ,  $\phi$  fini

b) conditions de passage :

Soit 2 milieux dont les propriétés sont assez voisines en contact suivant une surface plane considérée indéfinie. D'où 2 plans  $P_1$  et  $P_2$  parallèles à la frontière de part et d'autre de cette surface plane.



L'épaisseur de la tranche entre  $P_1$  et  $P_2$  (2 ou 3 livres parcours moyens) est transparente<sup>1</sup> aux neutrons (pouvoir réflecteur du milieu. cf. à la théorie de l'ALBEDO).

Ainsi, un neutron allant vers la frontière, traverse  $P_1$  puis  $P_2$ . Exceptionnellement, il pourra être réfléchi vers (1) sans traverser  $P_2$ .

Les conditions aux limites s'écrivent alors :

$$\begin{array}{l} \frac{\phi_1}{L_1} - \frac{D_1}{2} \frac{\partial \phi_1}{\partial x} = \frac{\phi_2}{L_2} - \frac{D_2}{2} \frac{\partial \phi_2}{\partial x} \\ \frac{\phi_1}{L_1} + \frac{D_1}{2} \frac{\partial \phi_1}{\partial y} = \frac{\phi_2}{L_2} + \frac{D_2}{2} \frac{\partial \phi_2}{\partial x} \end{array} \Rightarrow \left. \begin{array}{l} \phi_1 = \phi_2 \\ D_1 \frac{\partial \phi_1}{\partial x} = D_2 \frac{\partial \phi_2}{\partial x} \end{array} \right\}$$

Donc, il y a continuité de flux et de courant de diffusion.

NOTA :

Les courants neutroniques s'écrivent :

$$J_- = \frac{\phi}{4} - \frac{D}{2} \frac{\partial \phi}{\partial x} = \frac{\phi}{4} \left( 1 - 2D \frac{\partial}{\partial x} \ln \phi \right)$$

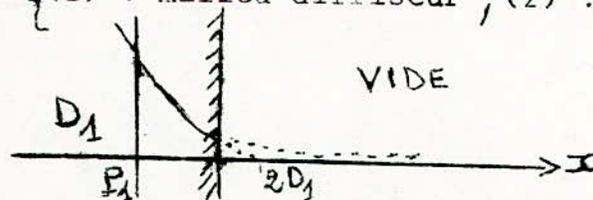
$$J_+ = \frac{\phi}{4} + \frac{D}{2} \frac{\partial \phi}{\partial x} = \frac{\phi}{4} \left( 1 + 2D \frac{\partial}{\partial x} \ln \phi \right)$$

d'où :

$$D_1 \frac{\partial}{\partial x} \ln \phi_1 = D_2 \frac{\partial}{\partial x} \ln \phi_2$$

2) Extrapolation linéaire :

Comme les deux milieux en contact ne sont pas identiques } (1) : milieu diffuseur, (2) : Vide }



La région entre  $P_1$  et la frontière est transparente aux neutrons : tout neutron qui se dirige vers la frontière est perdu ( $J_- = 0$ )

$$\frac{\phi_1}{4} \left( 1 + 2D_1 \frac{\partial}{\partial x} \ln \phi_1 \right) = 0$$

$$\Rightarrow \frac{\partial}{\partial x} \ln \phi_1 = - \frac{1}{2D_1} \Rightarrow \boxed{\phi_1 = k e^{-\frac{x}{2D_1}}}$$

$2D_1$  = distance d'extrapolation linéaire.

Il y a extrapolation linéaire de la loi de variation du flux  $\phi$  (la tangente à l'exponentielle à la frontière rencontre l'axe  $\phi = 0$  à la distance  $2D_1$  de la frontière).

Condition limite :  $\phi = 0$  pour  $x = 2D_1$

C'est une considération mathématique. En réalité  $\phi \neq 0$  car il y a toujours des neutrons qui s'échappent du milieu diffuseur. On améliore cela ( $2D_1 = \frac{2}{3} \lambda d$ ) par  $2D_1 = 0,7104 \lambda tr$ .

### 3) cas d'une source ponctuelle isotrope

En régime permanent, l'équation de diffusion en se rapportant aux coordonnées sphériques, s'écrit :

$$D \left( \frac{d^2 \phi}{dr^2} + \frac{2}{r} \frac{d\phi}{dr} \right) - \Sigma_a \phi = 0$$

posons  $\frac{\Sigma_a}{D} = \frac{3}{\lambda tr} \Sigma_a = \chi^2$ , l'équation devient alors

$$\frac{d^2 \phi}{dr^2} + \frac{2}{r} \frac{d\phi}{dr} - \chi^2 \phi = 0 \quad \text{posons } \phi(r) = \frac{F(r)}{r}$$

$$\rightarrow \frac{d\phi}{dr} = \frac{1}{r} \frac{dF}{dr} - \frac{F}{r^2}$$

$$\frac{d^2 \phi}{dr^2} = \frac{1}{r} \frac{d^2 F}{dr^2} - \frac{2}{r^2} \frac{dF}{dr} + \frac{2F}{r^3}$$

d'où l'équation se simplifie :  $\frac{d^2 F}{dr^2} - \chi^2 F = 0$

$$\rightarrow F(r) = A e^{\chi r} + B e^{-\chi r}$$

$$\rightarrow \phi(r) = A \frac{e^{\chi r}}{r} + B \frac{e^{-\chi r}}{r}$$

$\phi$  fini (ondes regressives)  $\rightarrow \phi(r) = B \frac{e^{-\chi r}}{r}$

Examinons maintenant les conditions aux limites afin de déterminer B

On considère une petite sphère de rayon  $r_0 = 3\lambda_{tr}$

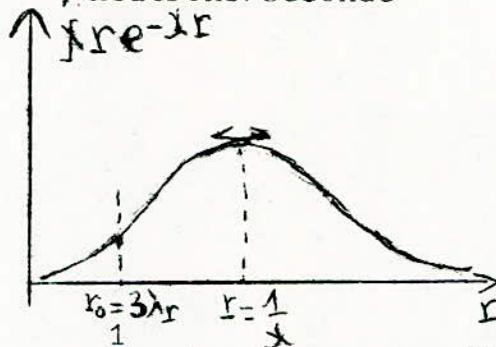
Ecrivons l'expression du courant neutronique qui circule dans la surface de cette sphère :

$$4\pi r_0^2 \times J_{r0} = 4\pi r_0^2 (-D \left(\frac{d\phi}{dr}\right)_{r0}) = 4\pi r_0^2 DB \frac{1 + \chi r_0}{r_0^2} e^{-\chi r_0}$$

= courant de diffusion

$$= 4\pi DB (1 + \chi r_0) e^{-\chi r_0}$$

=  $\phi$  neutrons/seconde



Le maximum de cette fonction est :

$$r = \frac{1}{\chi} = \frac{\sqrt{\lambda t z}}{3 \Sigma a}$$

$$= \sqrt{\frac{D}{\Sigma a}} = \frac{\sqrt{\lambda t r \lambda a}}{3}$$

$r = \frac{1}{\chi} = L_D =$  longueur diffusion (constante d'atténuation)

$\chi r_0 e^{-\chi r_0}$  est négligeable ;  $e^{-\chi r_0} \approx 1$

$$\rightarrow 4\pi DB = \phi \rightarrow B = \frac{\phi}{4\pi D}$$

D'où la solution générale :

$$\phi = \frac{\phi}{4\pi D} \frac{e^{-\chi r}}{r}$$

#### NOTA

La longueur de diffusion  $L_D$  est la distance moyenne entre le plan-source où le neutron est né et le plan où il est capturé.

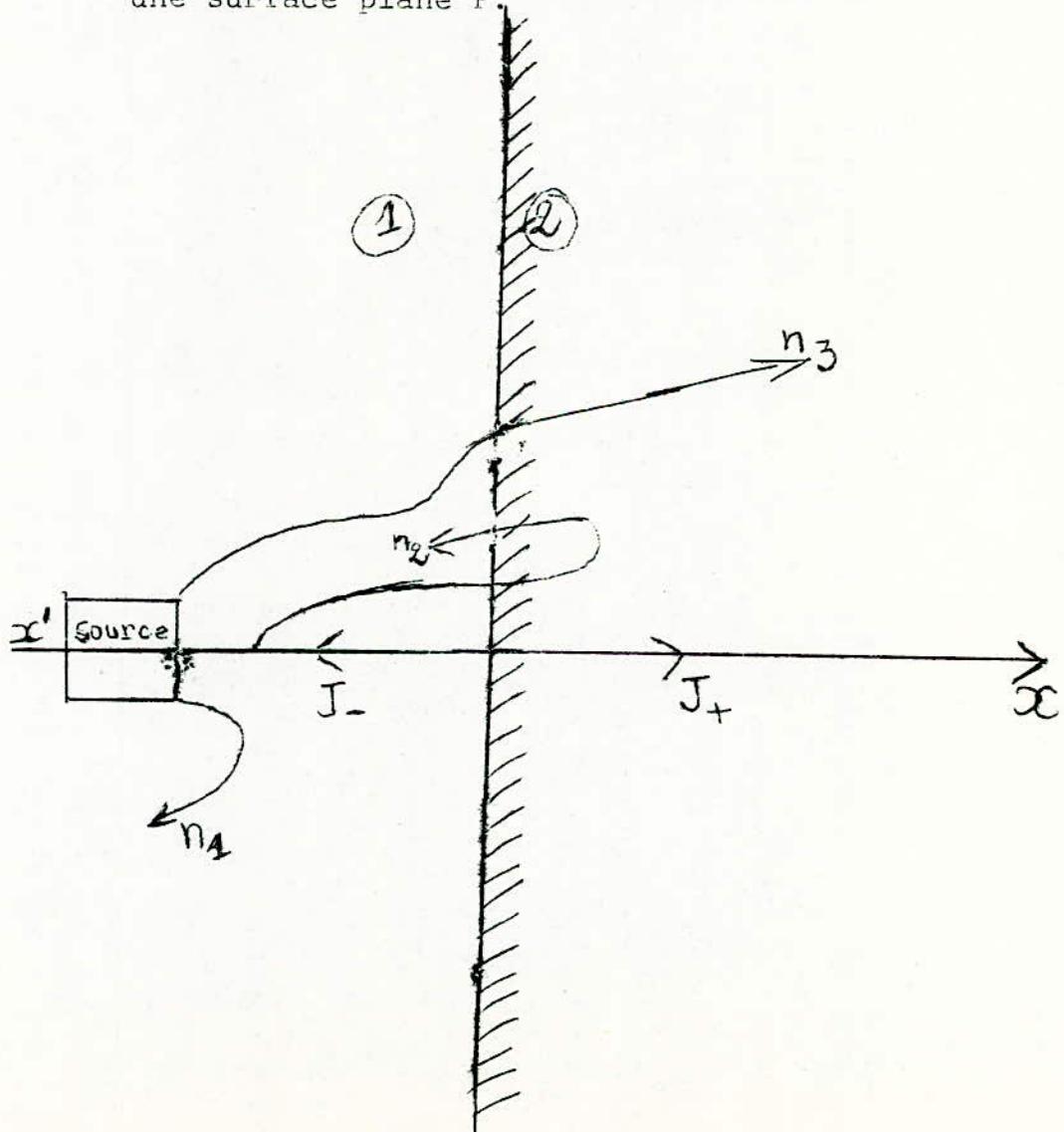
V. L'ALBEDO D'UN MILIEU DE DIFFUSION

1) Définition

Le mot latin "Albédo" signifie blancheur. Il exprime le pouvoir réflecteur du milieu diffusant vis à vis des neutrons qu'il reçoit de l'extérieur. Une couche diffusante renvoie les neutrons vers le combustible afin de réduire les fuites, appelée réflecteur.

2) Etude de l'Albédo

Soit deux milieux diffuseurs au contact suivant une surface plane P.



Les neutrons thermiques venant d'une source se déplacent par diffusion dans le sens  $x'x$ , atteignent P ou rebroussement chemin en cours de route (cas de  $n_1$ ).

Le neutron  $n_3$  fait sa traversée définitive, alors que  $n_2$  est réfléchi par le milieu (2)

→ L'Albedo ( $\gamma$ ) du milieu (2) par rapport au milieu (1) est :

= intensité neutronique diffusée du milieu (2) vers (1)

---

= intensité neutronique qui pénètre définitivement dans (2)

$$\text{Or de (1) à (2)} \rightarrow J+ = \frac{\phi_0}{4} - \frac{D}{2} \left( \frac{\partial \phi}{\partial n} \right)_0$$

$$\text{de (2) à (1)} \rightarrow J- = \frac{\phi_0}{4} - \frac{D}{2} \left( \frac{\partial \phi}{\partial n} \right)_0$$

$$\text{Ainsi : } \gamma = \frac{J-}{J+} = \frac{\frac{\phi_0}{4} + \frac{D}{2} \left( \frac{\partial \phi}{\partial n} \right)_0}{\frac{\phi_0}{4} - \frac{D}{2} \left( \frac{\partial \phi}{\partial n} \right)_0}$$

Comme il y a continuité du flux et du courant neutronique à la traversée de l'intersurface, on a :

$$\phi_{o1} = \phi_{o2} \quad ; \quad D_1 \left( \frac{\partial \phi}{\partial x} \right)_{o1} = D_2 \left( \frac{\partial \phi}{\partial x} \right)_{o2}$$

$$\frac{\phi_{o1}}{4} + \frac{D_1}{2} \left( \frac{\partial \phi}{\partial x} \right)_{o1} = \frac{\phi_{o2}}{4} + \frac{D_1}{2} \left( \frac{\partial \phi}{\partial x} \right)_{o2}$$

$$\frac{\phi_{o1}}{4} - \frac{D_1}{2} \left( \frac{\partial \phi}{\partial x} \right)_{o1} = \frac{\phi_{o2}}{4} - \frac{D_2}{2} \left( \frac{\partial \phi}{\partial x} \right)_{o2}$$

Ainsi l'Albedo  $\gamma$  de (2) est fonction des caractéristiques du milieu (2).

## C - RESOLUTION D'UN PROBLEME

\*\*\*\*\*

I - ENONCE :

Une sphère de graphite de rayon  $R$  isolée dans le vide est abandonnée à l'instant initial avec un flux de neutrons thermiques uniforme  $\phi_0$ .

On suppose que  $R$  est grand devant le libre parcours moyen de transport et on négligera la longueur d'extrapolation. Pour les applications numériques on adptera les valeurs suivantes :

- rayon ----- $R = 1\text{m}$
- Longueur de diffusion -----  $L = 0,5\text{m}$
- Coefficient de diffusion-----  $D = 0,9\text{cm}$
- Vitesse moyenne des neutrons- $V = 2480\text{m/s}$   
thermiques

On désignera par  $\phi(r,t)$  le flux à la distance  $r$  du centre, à l'instant  $t$ , et par  $\chi(t)$  le nombre de neutrons absorbés dans toute la sphère par unité de temps à l'instant  $t$

1°) Exprimer  $\chi(0)$  et le comportement de  $\chi(t)$  pour les grandes valeurs de  $t$ . Quand ce comportement devient-il valable ? Comparer  $\chi(0)$  et la valeur que fournirait pour  $t = 0$  la forme asymptotique de  $\chi(t)$ .

2°) Calculer  $\int_0^{\infty} \alpha(t) dt$  en fonction de R et

en déduire la fraction p des neutrons initialement présents absorbés dans la sphère.

Comparer avec le nombre de neutrons qui seraient absorbés par unité de temps, en régime permanent si la sphère contenait une source uniforme et constante.

II - SOLUTION PROPOSEE :

Voir le fascicule annexe.



UNIVERSITE D'ALGER

ECOLE NATIONALE POLYTECHNIQUE

DEPARTEMENT ELECTRONIQUE

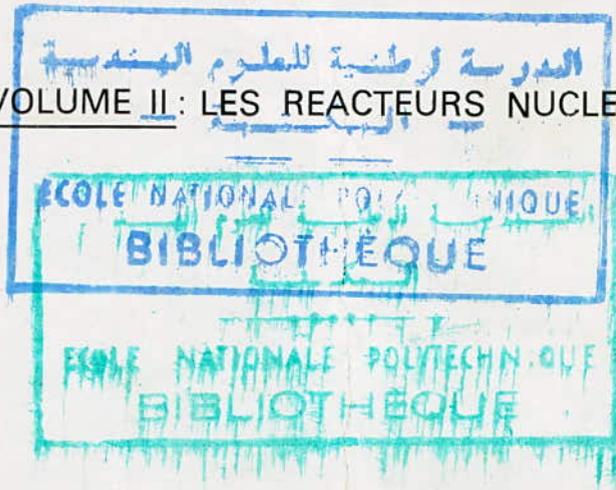
3/75

T2  
20x

# THESE D'INGENIORAT D'ETAT

## LA FISSION NUCLEAIRE

الدراسة ارشادية للعلوم الهندسية  
VOLUME II: LES REACTEURS NUCLEAIRES



Proposée par :

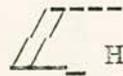
Mr. ZERGUERRAS

Professeur à l'E. N. P.

Etudiée par :

B. BENYOUCEF

JUIN 1975

 H A P I T R E   I V

\*\*\*\*\*

 E S   R E A C T E U R S

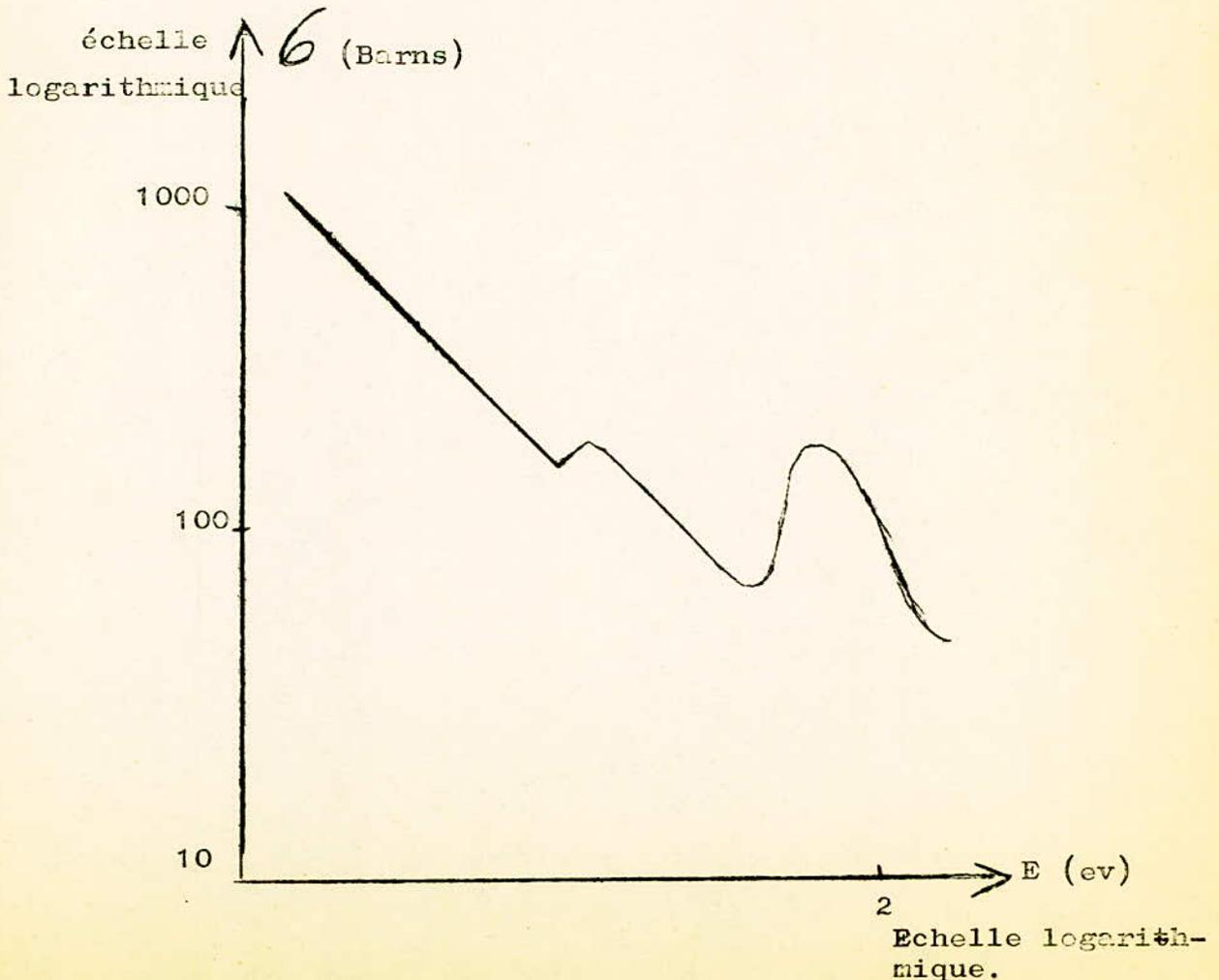
N U C L E A I R E S

\*\*\*\*\*

A - PRINCIPE DES REACTEURS  
\*\*\*\*\*

I -

Tenant compte de l'effet des chocs inélastiques d'une part et des faibles sections efficaces d'autre part, la probabilité pour que les neutrons libérés par fission d'un bloc d'uranium naturel puissent engendrer d'autres fissions reste faible, malgré les énergies élevées de ces neutrons à leur naissance. L'énergie de ces neutrons chute rapidement (par les chocs inélastiques) et l'on reste au-dessous du seuil d'énergie de fission de l'U 238 ( 1 Mev). L'uranium 238 absorbe stérilement les neutrons (perte neutronique) d'où l'impossibilité de l'entretien de la chaîne.



La figure ci-dessus montre que la section efficace est grande quand on abaisse le plus possible l'énergie des neutrons ( $< 2 \text{ ev}$ )  $\implies$  plus grande probabilité de choc entre neutron et noyau  ${}_{92}^{235}\text{U}$ .

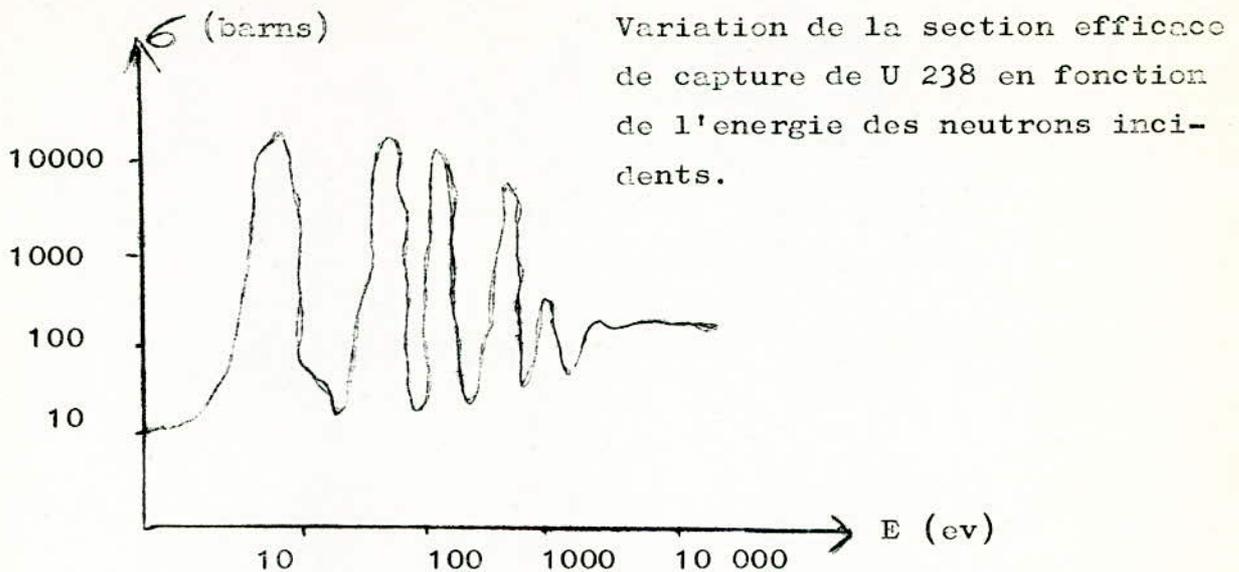
La réduction d'énergie, donc de vitesse, est obtenue lorsqu'on fait subir au neutron des chocs élastiques sur les noyaux d'une substance appropriée appelée modérateur ou ralentisseur.

On peut citer comme exemples de modérateurs :

- le graphite
- l'eau lourde
- l'oxyde de béryllium...

Maintenant que nous avons vu que la probabilité est suffisante pour que la réaction en chaîne puisse s'entretenir nous noterons une 2ème difficulté :

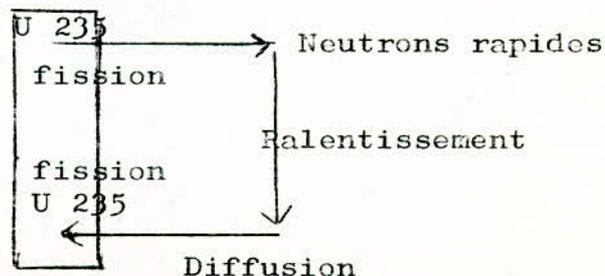
${}_{92}^{238}\text{U}$  absorbe énormément les neutrons, d'où risque d'extinction de neutrons avant qu'ils aient atteint l'énergie suffisante et efficace de la fission de  ${}_{92}^{235}\text{U}$ .



La figure ci-dessus montre que les pics de résonance sont aigus au-dessous de 100 eV.

Cette deuxième difficulté est surmontée de la façon indiquée ci-après :

c'est sous forme de barres (ou aiguilles) qu'est introduit l'uranium naturel à l'intérieur du modérateur. Les neutrons de fissions (rapides) s'échappent du barreau et sont ralentis à l'extérieur de celui-ci, dans le modérateur. Leur diffusion intérieure permet l'entretien de la réaction en chaîne par action sur l'U 235



Cependant il faut tenir compte d'un grand nombre d'effets secondaires qui entrent en jeu pour apprécier la possibilité d'entretien de la réaction en chaîne.

## II - Constitution d'un réacteur

Il se compose du :

- combustible (exemple : Uranium naturel); subit la fission et fournit de l'énergie.
- Modérateur = Ralentisseur de neutrons de fission. Il conditionne l'action efficace (bande d'énergie) des neutrons sur les noyaux fissiles.
- Fluide de refroidissement qui circule le long des barreaux afin d'éliminer la chaleur, forme dégradée d'énergie de fission (car il y a grand danger lorsque la température du réacteur s'élève).
- caisson : Enveloppe protectrice étanche et isolante du milieu extérieur. Elle est opâque aux neutrons (protection biologique) et supporte la pression du fluide de refroidissement.

## III - Classification des réacteurs

On distingue essentiellement 2 types de réacteurs :

- Réacteur homogène = Combustible et modérateur sont mélangés de façon qu'il n'y ait qu'une seule phase : exemple de l'eau ou eau lourde (modérateur) avec le sel d'uranium ou de plutonium (sulfate d'uranyle comme combustible).
- Réacteur hétérogène = 2 phases distinctes; exemple : graphite ou eau lourde (modérateur) et uranium naturel (combustible).

Pour toute classification nous nous reporterons à celle qui a été faite au 1er chapitre (cf classification de réacteurs CH.I).

IV - Liste des matériaux de constitution de réacteurs.

a) Combustible : U 235, Pu, U 233

b) Modérateur : eau lourde, Be ou son oxyde, graphite  
eau ordinaire.

c) Fluide de refroidissement :

- gazeux : Na, CO<sub>2</sub>, He, air

- liquide : eau, liquides organiques,  
eau lourde, métaux fondus.

B - LES FILIERES DES REACTEURS NUCLEAIRES  
\*\*\*\*\*

I - La Filière Uranium Naturel, Graphite, Gaz Carbonique: très développée en Grande-Bretagne, puis en France (Centrale Saint-Laurent-des-Eaux).

1°) Le combustible

a) Matériau de fission :

- U235 extrait à partir de l'uranium naturel (0,7 % de U 235 et 99,3 % de U238)
- Vu certaines perturbations (thermique, de pression ...), on utilise des alliages malgré l'importance des sections efficaces de capture .

A Saint-Laurent-Des-Eaux, c'est de l'uranium-molybdène (1,1 % de molybdène)

b) La gaine :

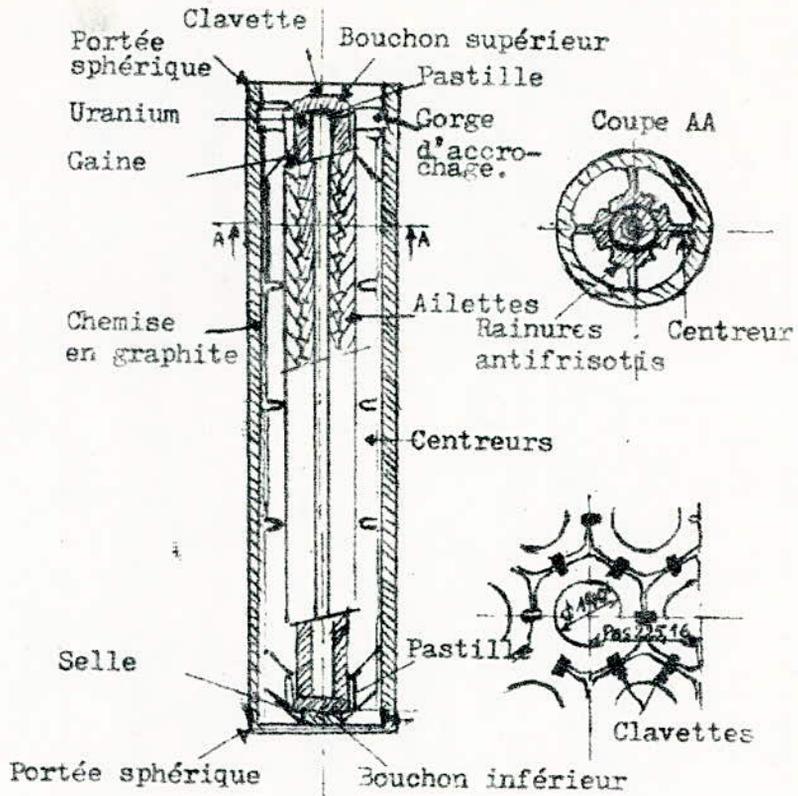
Afin que les circuits du réacteur ne soient pas répandus de produits radioactifs, que l'arrêt de la réaction de fission en chaîne n'ait pas lieu, on place l'aiguille d'uranium dans une gaine étanche.

Ainsi la tenue mécanique du combustible est renforcée, malgré la température , le bombardement neutronique, la corrosion.

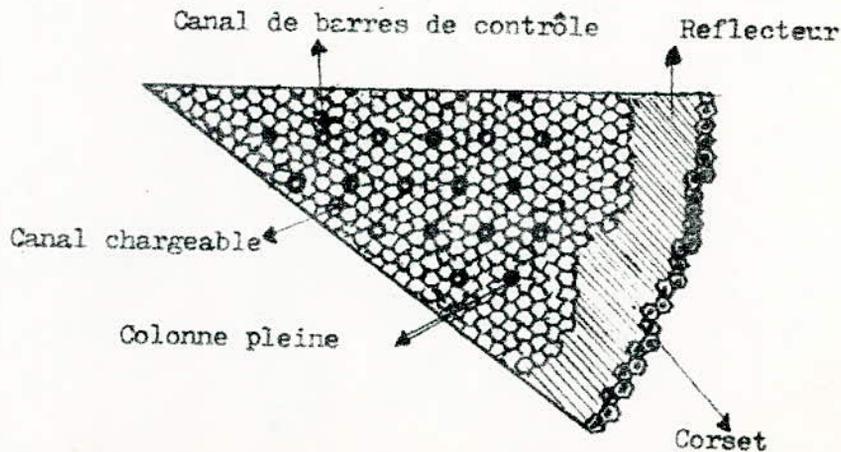
L'évacuation de la chaleur reste un problème important dans le choix du matériau de cette gaine.

On utilise un alliage de Magnésium-Zirconium (0,6 % Zr) : bonne ductibilité (supporte les déformations du tube d'uranium).

LA FILIERE URANIUM NATUREL , GRAPHITE , GAZ CARBONIQUE  
\*\*\*\*\*



1- Elément Combustible ( E.D.F. ) .



2- Coupe d'une portion de coeur du réacteur ( E.D.F. ) .

Il existe autour de cette gaine 4 aillettes, diamétralement opposées deux à deux, qui ont pour rôle de centrer le combustible dans la chemise en graphite. Les extrémités de la gaine sont fermées par 2 bouchons soudés.

c) La chemise de graphite (hauteur : 603,1 mm)

Elle a pour rôle de supporter les contraintes de tous les éléments du combustible afin d'éviter tout endommagement de la gaine lors de la manutention.

Un petit bloc cylindrique supporte une des extrémités de la chemise appelé "selle" placée dans la partie inférieure du cylindre par 4 étriers en fil d'acier inoxydable.

Les centreurs de la gaine sont à l'intérieur des rainures longitudinales de la chemise (cas de CHINON II).

Ainsi l'élément combustible pèse 17,250kg.

La puissance spécifique maximale par élément de combustible est : 6 MW/t.

### 3) LE MODERATEUR

a) Le graphite (carbone)

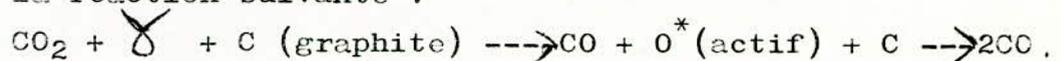
- Utilisé en grande quantité
- son pouvoir de modérateur est faible
- sa section efficace est faible ( $3,2 \cdot 10^{-3}$  barn).  
Celle-ci augmente si on ajoute des impuretés (Bore, fer, Calcium). (Le pouvoir absorbant d'un noyau de bore est 20.000 fois celui d'un noyau de carbone).
- Extrait à partir des hydrocarbures, du coke de pétrole. Le filage se fait sous pression à 2000°C.
- Sa densité est 1,7 (très poreux); 80% de carbone
- Les atomes de carbone sont placés sur les sommets d'héxagones, d'où des caractéristiques d'anisotropie.

Lors du bombardement neutronique, plusieurs noyaux sont expulsés de leur position.

Ainsi il y a un élargissement de 2 à 3% normalement au filage et une contraction longitudinale de 0,1 à 1%.

Ceci correspond à un emmagasinement d'énergie à partir d'une certaine température d'irradiation (effet Wigner observé spectaculairement dans le réacteur de Windscale en Angleterre -1957).

- La corrosion radiolytique détruit progressivement le graphite, sous l'effet du  $\text{CO}_2$ , de l'humidité de ce gaz et de la porosité du graphite. Le phénomène est régi par la réaction suivante :



On contrôle cela par la mesure du taux d'oxyde de carbone afin de réagir en conséquence.

Dans le cas de l'eau qui pénètre dans les circuits de gaz, l'irradiation provoque la dismutation de cette eau.

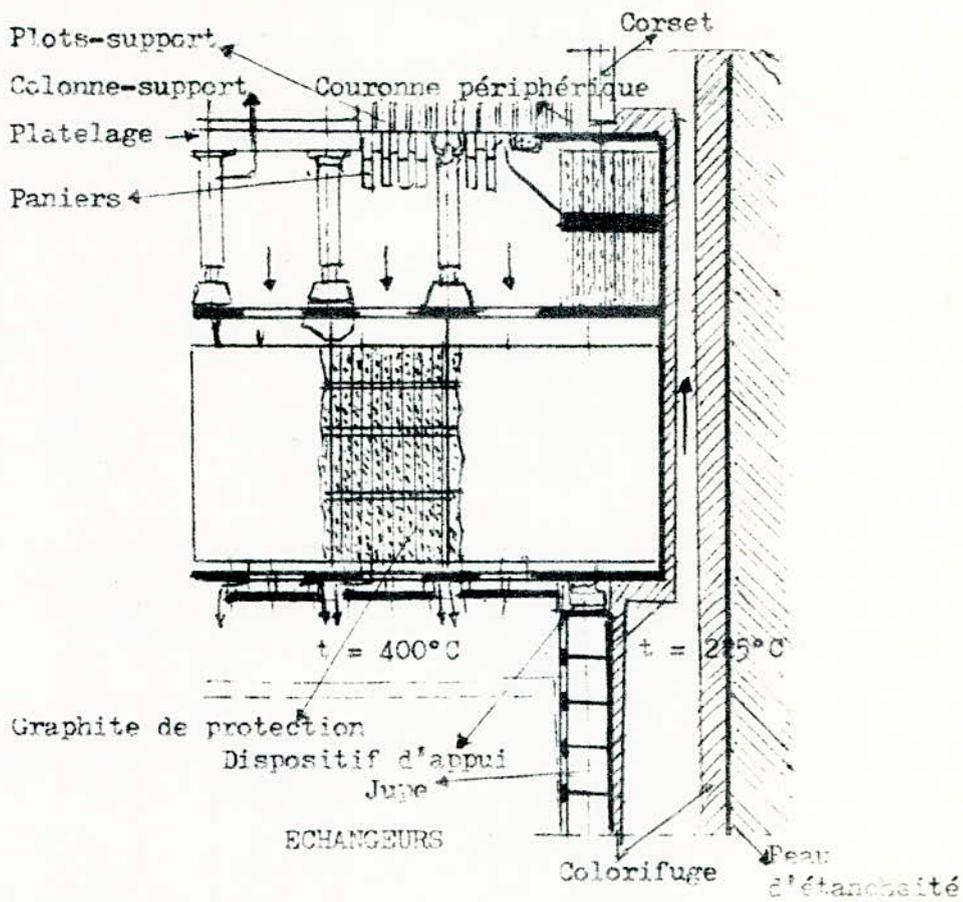
Aussi on a de l'hydrogène  $\text{H}_2$  dans le  $\text{CO}_2$ .

Cette corrosion radiolytique est croissante avec la température du gaz et de la puissance spécifique du combustible. Pour parer à cela on injecte dans le circuit du gaz caloporteur, un inhibiteur (du méthane  $\text{CH}_4$ ). Ce dernier subit la dismutation due aux rayons X : les atomes de carbone et d'hydrogène libérés fixent ceux de l'oxygène actif, d'où empêchement de formation de CO.

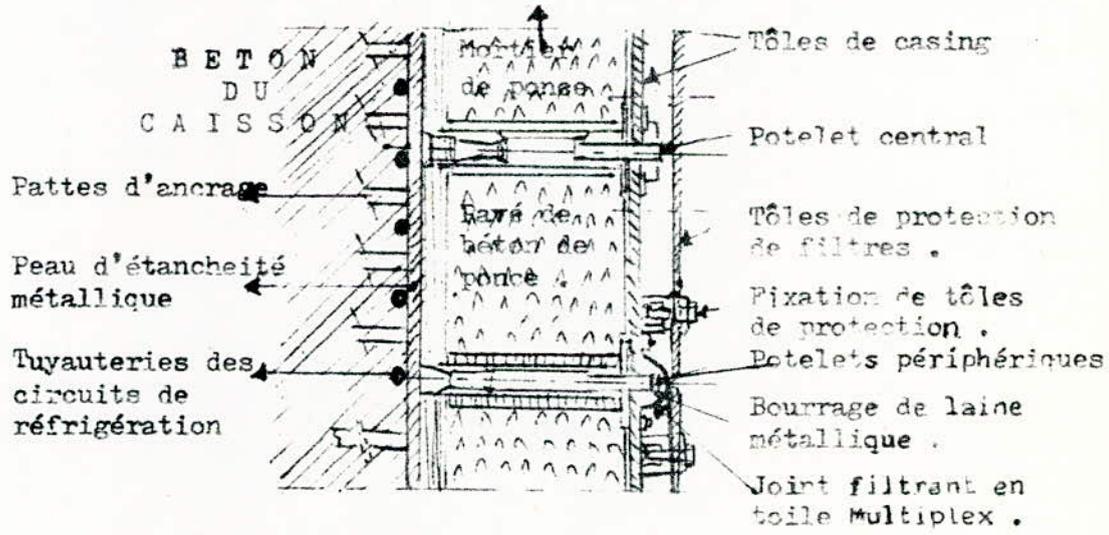
Il y a formation d'eau qu'il faut retirer en épurant le gaz.

- La corrosion thermique, négligeable (se fait sentir à partir de  $600^\circ\text{C}$ ).

LA FILIERE URANIUM NATUREL , GRAPHITE . GAZ CARBONIQUE  
 \*\*\*\*\*



3- Platelage.Aire-support et graphite de protection biologique .



4- Calorifuge - Casing ( E.D.F. ) .

b) Empilement des barres de graphite :

- \* Les barres sont prismatiques à base hexagonale (briques). Elles sont percées longitudinalement, une rainure est faite au milieu de chacune des 6 faces. Selon le sens longitudinal et dans celui de la hauteur. Une clavette consolide la barre avec celles qui lui sont adjacentes.

Les barres sont posées l'une sur l'autre dans le sens vertical.

Le clavetage permet le déplacement des colonnes perpendiculairement à leurs faces latérales. Sur une coupe horizontale, on peut voir un réseau de sections hexagonales homothétique du réseau initial. Ainsi l'empilement peut "respirer" et suivre les déformations du platelage sur lequel il est posé.

Le pas d'implantation est la distance entre les axes de 2 canaux adjacents.

(Voir la coupe d'une portion du coeur de réacteur).

- \* Il y a une division en zones de la partie active de l'empilement : il existe un regroupement d'un certain nombre de barres autour d'une barre de contrôle ou de sécurité qui peut véhiculer verticalement.

Autour de la partie active, il y a un certain nombre de couronnes de colonnes non percées, qui constituent le réflecteur. Le rôle de ce dernier est de renvoyer au coeur les neutrons qui pourraient s'échapper (cf au chapitre III théorie de l'Albédo, pouvoir de réflexion). Le bouclier thermique, formé par des colonnes d'acier contourne l'empilement de graphite.

La stabilité de l'ensemble de l'empilement est assurée par le Corset qui est formé de poteaux.

Ces derniers sont placés à l'intérieur de ces colonnes d'acier, ils sont maintenus à leur partie inférieure (sur le plateau) par une articulation à rotule et ils sont liés les uns aux autres à leur partie supérieure par des plaques d'acier.

- \* L'écran thermique supérieur, sur le dessus de l'empilement est formé de pavés hexagonaux en acier posés sur les colonnes de graphite.
- Au-dessus encore, il y a un transformateur de réseau, qui empêche le déplacement de pavés par le bras de chargement et assure la continuité du parcours des grappins lors de la manutention des cartouches de combustible.

- \* Les plots supports assurent le repos des colonnes de graphites sur le platelage : leurs effets est de centrer ces colonnes et d'étanchéité. Eux-mêmes reposent sur une plaque de réglage de l'horizontalité des faces d'appui des colonnes.

c) Cas du réacteur de la Centrale de Saint-Laurin-des-Eaux

BUT	Nombre de colonnes	Diamètre de perçage
Eléments de combustibles	3 2 8 8	140 mm
Barres de contrôle	2 1 1	82 mm
Réflecteur	1 0 6 2	non percées
Noyau actif	1 0 2	non percées

CARACTERISTIQUES DE L'EMPILEMENT

Hauteur totale	!	10,2 m
Diamètre hors tous	!	16,2 m
Diamètre actif	!	14 m
Hauteur active	!	9 m
Epaisseur du réflecteur	!	1 m
Nombre de poteaux du corset	!	252
Masse de l'empilement	!	2580 t
Nombre total de canaux	!	3264
Nombre de canaux chargeables	!	2874
Diamètre du canal	!	140 mm
Nombre de canaux pour barres de contrôle	!	211
Diamètre du canal	!	84 mm
Nombre d'éléments combustibles par canal	!	15
Nombre total d'éléments combustibles	!	43110
Masse totale d'uranium	!	444,9 t

d) Le platelage :

Elément sur lequel repose l'empilement par l'intermédiaire de plots-support. Il se compose de 37 plaques rectifiées ou marbres dont les formes sont imposées par la structure géométrique du coeur.

Elles sont disposées sur 2 ou 3 colonnes-support réglant le niveau de l'horizontalité pour un système de vis-écrou.

Elles sont percées dans le but de recevoir les plots-support et de laisser passer la poubelle (u panier) placée en bas de chaque canal.

Il y a récupération de débris d'éléments combustibles lors de la manutention dans ce panier. Le gaz caloporteur sort de la poubelle par des ouvertures périphériques.

e) Sole (ou aire-support)

Plancher circulaire formé de poutres formant une grille à mailles rectangulaires. Les âmes de ces poutres forment les parois verticales d'un alvéole (maille).

Les dimensions de l'aire-support sont :  
diamètre = 17,6m , hauteur = 2,7m.

Il supporte tout l'empilement et est soumis aux efforts d'écoulement du gaz (soit une charge de 10 000t.)

- \* Sur toute la hauteur de la poutre, dans les alvéoles, il existe des rondins de graphite qui ont pour rôle de :
- laisser passer le gaz .
  - stopper les neutrons et les rayons .

==> Ecran biologique

f) La pipe :

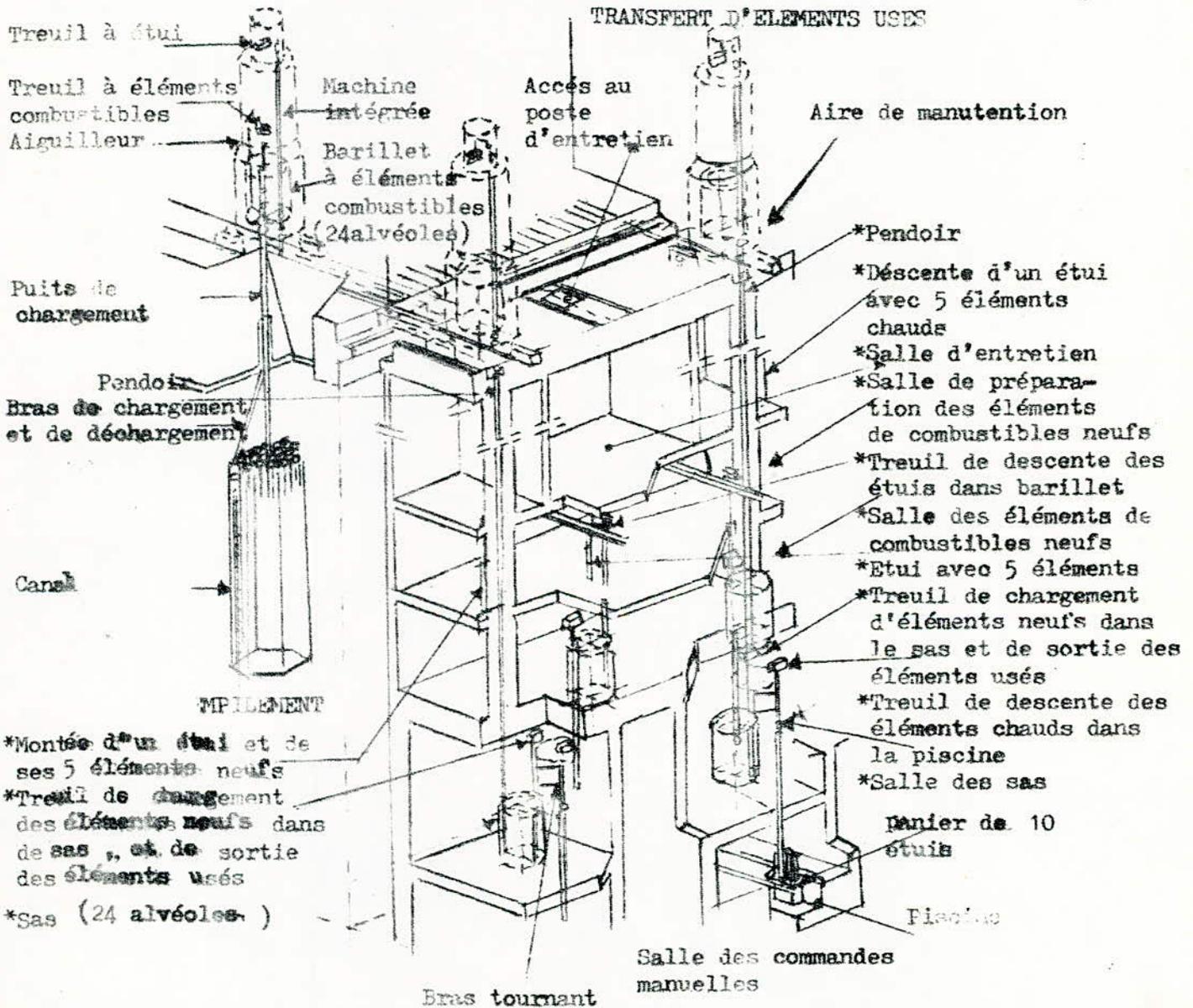
- Structure : c'est un cylindre de 14m de hauteur et de 15,6m de diamètre intérieur.
- composition : elle est formée de mailles carrées à nervures en forme de I; elle est soudée à une tôle d'étanchéité.

Epaisseur d'une maille = 0,470 m

LA FILIERE URANIUM NATUREL, GRAPHITE, GAZ CARBONIQUE  
\*\*\*\*\*

TRANSFERT D'ELEMENTS NEUFS

TRANSFERT D'ELEMENTS USES



5- Bâtiment du combustible irradié ( E.D.F. )

- Rôles

- \* 54 appuis permettent à la partie supérieure de la jupe de pouvoir supporter l'aire-support. Ainsi cela permet la libre flexion de celle-ci sans déformation de la jupe.
- \* Aussi elle est la paroi de la salle des échangeurs placés dans son enceinte.
- \* Afin d'éviter des contraintes thermiques importantes dues au passage du gaz caloporteur, on calorifuge avec des tôles d'acier inoxydable pour la virole périphérique.

- Aussi la jupe est pourvue de 6 ouvertures : 4 pour l'emplacement des soufflantes et 2 pour l'accès dans la salle des échangeurs.

- Emplacement :

Elle repose sur la dalle inférieure du caisson par l'intermédiaire de 54 appuis permettant la libre dilatation (chaude à 225°C) par rapport au caisson (froid à 50°C).

3) LE CAISSON ET SON ASPECT GENIE CIVIL

- Matériau : béton précontrain.
- Contraintes : \* Celui-ci admet des faibles contraintes de traction, mais supporte bien les contraintes de compression. La précontrainte consiste à comprimer excessivement le béton au moyen d'armatures de précontraintes tendues.

- \* Il y a aussi des contraintes thermiques car malgré la peau d'étanchéité, il existe un gradient de température entre la face interne et la face externe des parois du caisson
- ==>-contrainte de compression sur la face interne
  - contrainte de traction sur la face externe.

Ceci est équilibré par une précontrainte appropriée.

L'épaisseur des parois en béton précontraint peut être choisie aussi grande que l'on veut ; aucune contrainte ne s'impose, sinon l'aspect économique.

Avec le béton précontraint, on a une très grande sécurité car il peut résister à des efforts bien supérieurs aux contraintes de service. On y trouve de nombreux câbles. La rupture d'un de ces câbles est d'une incidence négligeable.

- Description :

\*

De forme prismatique, le caisson a une section droite hexagonale, est pourvu d'une cavité cylindrique. Deux dalles d'épaisseurs constantes couvrent les extrémités. Des puits sont installés depuis la dalle supérieure afin de pouvoir communiquer entre les canaux de l'empilement et la machine de manutention des éléments combustibles.

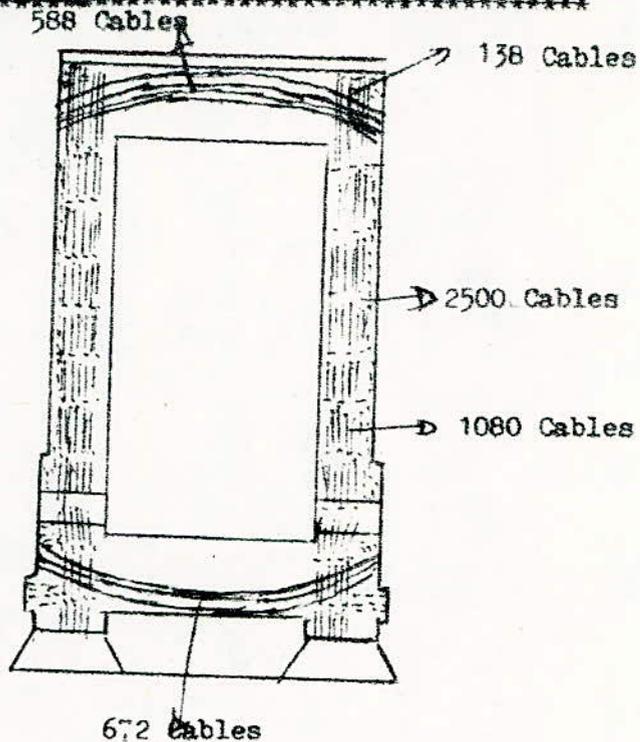
Aussi la dalle inférieure est pourvue de traversées pour les tuyauteries du circuit eau-vapeur de détecteurs de rupture de gaine, et des systèmes d'appuis de la jupe et des échangeurs de chaleur.

A 3,1m de fond, il y a 6 ouvertures sur les parois latérales :

- 4 pour les turbo-soufflantes, avec prolongement extérieur d'une console de 6m supportant les turbines d'entraînement des souffantes.
- 2 pour des trous d'accès.

LA FILIERE URANIUM NATUREL , GRAPHITE , GAZ CARBONIQUE

\*\*\*\*\*



6- Disposition schématique des cables dans le béton ( E.D.F.)

- Des câbles de précontraintes

\* Les parois latérales comportent:

- des câbles de précontrainte verticaux pour l'équilibre des pressions de fond.
- des câbles (en 6 groupes) horizontaux suivant la courbure de l'enceinte. Sur 2 faces opposées on ancre chacun de ces groupes afin de former des arcs et de faire opposition aux efforts tangentiels développés par la pression interne dans la paroi cylindrique.

\* En ce qui concerne les dalles de couvertures, il y a 3 groupes de câbles formant un réseau triangulaire courbe dans le plan vertical et il y a des câbles de ceinture avec un tracé identique à celui des câbles horizontaux de la partie cylindrique.

\* Enfin, par l'intermédiaire de 24 massifs de béton armé répartis sur sa périphérie, le caisson repose sur sa fondation.

Des plaques de néoprène fretté (2cm d'épaisseur) sont intercalées entre les massifs et le caisson. Cela permet la libre déformation sous l'action de la précontrainte, de la pression intérieure.

CARACTERISTIQUES DU CAISSON :

Pression maximale admissible	!	30 bars
Dimensions intérieures: - hauteur	!	36,5 m
- diamètre		19 m
Dimensions extérieures: - hauteur	!	48 m
Double apothème de l'hexagone	!	28,5 m
Diamètre des ouvertures dans le fût	!	2,7 m
Epaisseur de la dalle supérieure	!	5,7 m
Nombre d'ouvertures ( $\phi = 0,39 - 0,27$ m)	!	211
Epaisseur de la dalle inférieure	!	6 m
Nombre d'ouvertures ( $\phi = 0,46$ m)	!	211
Nombre de câbles de précontrainte	!	5182
dont : - verticaux	!	1080
- horizontaux	!	2826
- dans les dalles	!	1250
- dans les consoles des soufflantes	!	15
Capacité Unitaire	!	225 t
Longueur totale	!	180 km
Masse totale (y compris gaine et ancrage)	!	3200 t
Masse totale du caisson (y compris calorifuge et peau d'étanchéité)	!	70 000 t

#### 4) PEAU D'ÉTANCHEITE ET SYSTEME DE REFROIDISSEMENT DU CAISSON

\* Vu la non étanchéité du béton précontraint au gaz, on revêtit la face interne d'une tôle métallique = peau d'étanchéité, à grande ductilité (acier doux).

Le raccordement se fait par soudure à tous les tubes de coffrage des traversées. L'épaisseur de cette peau est de 35mm pour les dalles de couverture et de 25 mm pour les parois latérales. La masse est de 1800 t.

\* Afin que cette peau ne cloque pas sous l'effet de la chaleur, on a prévu un système de refroidissement doublé par mesure de sécurité, avec de l'eau déminéralisée. Le béton ne doit <sup>pas</sup> avoir une température au-delà de 70°C. L'eau injectée est à 25°C et son échauffement est de 5°C.

#### 5) LE CALORIFUGE :

Afin de réduire les pertes thermiques et de maintenir la puissance du circuit de refroidissement dans les normes, on interpose entre la peau d'étanchéité et le gaz un calorifuge en béton de ponce maintenu et protégé par une tôle métallique (casing). Ainsi le gaz à 225°C n'est plus en contact avec la peau d'étanchéité.

Autres les qualités de conduction, il y a lieu de tenir compte des phénomènes de convection qui sont nuisibles au calorifuge. Il faut choisir des matériaux stables, afin qu'ils puissent préserver toujours leur pouvoir d'isolant.

Ainsi, comme agrégat on utilise la pierre ponce (poreuse, dure, légère); comme liant, c'est le ciment Portland artificiel à haute teneur.

#### - Constitution :

Le calorifuge est formé de pavés de béton de ponce fixés à la peau d'étanchéité par des boulons. Il y a adhérence entre ces pavés et cette peau à l'aide d'un mortier de ponce qui les jointoyent.

(Traitement thermique au préalable des pavés = résistances à la compression et à la traction élevées module d'élasticité et coefficient de dilations peu élevées).

- Dimensions :

Epaisseur : 30 cm sur le fond inférieur  
20 cm sur la paroi cylindrique

Pavés : 1m sur la paroi du fût  
1,5m sur les fonds.

- Casing de protection du calorifuge :

Il est constitué de tôles et de profilés en acier doux (dilatable). Des filtres en laine de verre se trouvent dans l'espace de dilatation, maintenus par des toiles métalliques en acier inoxydable à faible teneur en cobalt. Ces filtres ont pour rôle d'éviter l'introduction de poussières dans la pile. Prévoir aussi l'étanchéité du casing.

6) LE SYSTEME THERMIQUE-VAPEUR

Il est analogue à celui d'une centrale thermique classique.

\* La chaleur est extraite à partir du fluide caloporteur ( $CO_2$ ). Celui-ci circule dans le circuit primaire, puis transfère la chaleur dans le générateur de vapeur à de l'eau qui se vaporise.

Cette vapeur, sous pression, va produire de l'énergie mécanique, entraînant une turbine, et cède une autre partie de cette énergie à une source froide (condensateur) le circuit secondaire est donc ce circuit eau-vapeur.

\* Le cycle thermodynamique :

- objectif = réduire le coût de l'énergie produite.
- dispositions particulières du point de vue thermodynamique.
- Intégration du générateur de vapeur et des soufflantes dans le caisson qui contient déjà les matériels du circuit primaire.
- A Saint-Laurent-des-Eaux = une seule pression de vapeur à l'admission des turbines : 33,6 bars  
(400 °C dans le circuit primaire)  
Température d'alimentation : 88°C

Pour un refroidissement de 11°C et un grand débit de 9000 m<sup>3</sup>/s à travers un échappement de 27,7m<sup>2</sup>, on a une pression au condenseur de 40m bars

\* Les échanges de chaleur sont à circulation forcée du fluide caloporteur, assurée par 4 soufflantes. Ces dernières sont entraînées par des turbines alimentées par le circuit eau-vapeur.

\* Les turbines principales sont alimentées par deux quarts d'échangeur. Elles possèdent chacune :

- un poste d'eau
- des condensateurs
- des pompes d'extraction
- des bâches et des pompes alimentaires.

CARACTERISTIQUES DES SOUFFLANTES :

Puissance absorbée :	16 MW
Vitesse de rotation :	0 à 2850 tr/mn
Débit :	2160 kg/s
Pression d'aspiration :	25 bars absolus
Rapport de compression :	1,072
Température d'aspiration:	220°C

CARACTERISTIQUES DU GENERATEUR DE VAPEUR

## a) Côté primaire (circuit gaz)

<u>Puissance thermique</u>	<u>1702 MW</u>
<u>Débit du gaz (CO<sub>2</sub>)</u>	<u>8720 kg/s</u>
<u>Masse de gaz (CO<sub>2</sub>)</u>	<u>185 t</u>
<u>Température du gaz - l'entrée</u>	<u>400°C</u>
<u>- à la sortie</u>	<u>219°C</u>
<u>Pression du gaz à la sortie de l'échangeur</u>	<u>25,6 bar</u>
<u>Perte de charge</u>	<u>400 mbar</u>

## b) Côté secondaire (circuit eau-vapeur)

<u>Débit de vapeur</u>	<u>600 kg/s</u>
<u>Pression de vapeur</u>	<u>35,3 bar</u>
<u>Température de vapeur</u>	<u>390°C</u>
<u>Température de l'eau d'alimentation</u>	<u>88°C</u>
<u>Perte de charge</u>	<u>8 bar</u>
<u>Masse totale de l'échangeur</u>	<u>2385 t</u>

## 7 - LES GROUPES TURBO-ALTERNATEURS

Analogie avec les turbo-alternateurs classiques.

a) La turbine : Elle se compose de :

- 1 corps à haute pression (HP) avec 2 x 8 étages  
( 8 détentes)
- 2 corps à basse pression (BP) ayant 12 étages chacun.

La vapeur vient des échangeurs par 4 tuyauteries, traverse 4 vanes d'arrêt et 4 soupapes principales avant son admission dans le corps H.P.

b) Le condensateur:

Condense 900 tonnes de vapeur/heure, qui s'échappe du corps BP de la turbine. Il est équipé de 2 détenteurs désurchauffeurs.

c) L'alternateur :

Les bobinages du stator sont refroidis par de l'hydrogène. Au bout de l'arbre, il y a un réducteur de vitesse de 3000 tr/mn à 1000 tr/mn dont le rôle est d'entraîner l'excitatrice.

d) Caractéristiques des groupes turbo-alternateurs

<u>Nombre de groupes</u>	<u>2</u>
Vitesse de rotation	3000 tr/mn

Turbine

<u>Pression de la vapeur d'admission</u>	<u>33,6 bars</u>
<u>Température de la vapeur d'admission</u>	<u>390°C</u>
<u>Débit de la vapeur</u>	<u>900 t/h</u>
<u>Pression au condensateur</u>	<u>35 à 40m/bar</u>
<u>Nombre de soutirages</u>	<u>2</u>

Alternateur :

Nombre de phases	3
Fréquence	50 Hz
Puissance apparente	290 MVA
Puissance active nominale	250 MW
Facteur de puissance ( $\cos \psi$ )	0,85
Tension aux bornes	20 Kv

e) Sortie :

Chaque alternateur est relié à un transformateur à l'aide d'un jeu de barres, sous gaines coaxiales (supportant 10 KA). Après il y a la ligne 380 kv (câble Al-acier de 595 mm<sup>2</sup> de section).

La transformation de soutirage pour alimentations auxiliaires est branché sur le jeu de barres 20 kv.

Caractéristiques des transformateurs :

<u>Transfo. principaux</u>		!	<u>Transfo. de soutirage</u>	
nombre	2	!	nombre	2
puissance	290 MVA	!	puissance	12 MVA
rapport	20/405	!	rapport	20/5,77

## II - LA FILIERE URANIUM ENRICHI (légèremen) EAU LOURDE, GAZ CARBONIQUE

### 1°) Combustible :

#### - Oxyde d'Uranium

- . Avantages : - moins de problèmes métallurgiques
  - plus grande stabilité (c'est un oxyde)
  - plus grande sécurité (ne s'enflamme pas)
  
- . Il se présente sous forme de pastilles empilées dans une gaine pour former un crayon.
  
- . Un élément combustible se compose de 19 crayons. Sa longueur est 0,5m, sa masse de 11 kg dont :
  - $UO_2$  : 8,4 kg
  - Acier inox. : 1,5 kg
  - graphite et alumine : 1,1 kg
  
- . Sa puissance spécifique est : 30 MW/t.
  
- . Le coeur se compose de 1944 éléments combustibles groupés en 216 canaux dans une zone octogonale. Le pas du réseau est 234 mm, chaque canal ( $\phi = 110\text{mm}$ ) contient 9 éléments combustibles.

### 2°) Les canaux :

Ils constituent une partie du circuit du gaz caloporteur  
Ils comprennent chacun :

- une tubulure extérieure (ou de force),  
pour résister à la pression interne du gaz
- une tubulure interne : tube de guidage,

Résiste à la corrosion.

- un isolant thermique
- des éléments internes amovibles; étanchéité;  
protection biologique.

3°) La cuve :

C'est la pièce maîtresse du réacteur.

Elle assure 2 rôles :

- structure permanente du coeur; règle le positionnement des canaux et des barres de contrôle (précision dans le génie civil).
- c'est un récipient pour l'eau lourde (étanche; résiste à la corrosion, à l'effet Wigner, aux surpressions).

4°) Les barres de contrôle : (nombre : 33)

Elles ont pour but de :

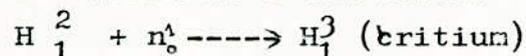
- compenser les variations de réactivité
- faire la régulation de puissance neutronique
- le respect des conditions de sécurité en marche et en arrêt.

5°) Le modérateur :

a) l'eau lourde : (Détérium  $D_{2O}$   $H_2^2$ )

Excellent modérateur = [son prix est élevé.]

- conservations de l'eau lourde
- pollution isotopique par introduction de l'eau ordinaire dans l'eau lourde.
- radioactivation de l'eau lourde



[protections spéciales]

b) Refroidissement du modérateur :

\* l'eau lourde est véhiculée dans 3 casemates comprenant chacun :

- une pompe de circulation (débit : 1280 m<sup>3</sup>/h)
- un échangeur (débit : 1180 m<sup>3</sup>/h)

\* Le dégazage permet d'éliminer les gaz de radiolyse d'eau lourde ( $5\text{cm}^3/\text{kWh}$ ) par pulvérisation sous vide et par entraînement d'hélium.

## 6 ) LE CIRCUIT PRIMAIRE DE REFROIDISSEMENT :

### a) Le gaz caloporteur :

Courant de  $\text{CO}_2$  à travers les éléments combustibles.

### b) La circulation du gaz :

Assurée par 3 turbo-soufflantes montées en parallèles (débit de gaz :  $880\text{ kg/s}$  à 60 bars).

### c) Echangeurs -générateurs de vapeur :

Circulation forcée dans des doubles tubes droits contenus dans des bouteilles.

Un échangeur est constitué par 8 bouteilles et chaque bouteille contient 151 tubes sur une longueur de  $16\text{m}$  renfermant l'économiseur, le vaporisateur et le surchauffeur. Le  $\text{CO}_2$  circule à l'extérieur des tubes dans les échangeurs à  $500^\circ\text{C}$  ( $241^\circ\text{C}$  à la sortie).

## 7) LE BATIMENT DU REACTEUR OU ENCEINTE ETANCHE

L'enceinte étanche est formée par :

- un radier polygonal de 16 côtés
- une partie cylindrique (en béton précontraint)
- une coupole.

Sa ventilation ; assurée par un système complexe, se fait dans 3 zones :

- zone inactive : locaux accessibles aux personnes,
- zone semi-active : là où il y a risque de fuite de  $\text{CO}_2$  ou de tritium,
- zone active : intérieur du réacteur.

## 8) PRODUCTION ELECTRIQUE

### a) Circuit secondaire eau-vapeur

- 2 échangeurs produisant 344 tonnes/heure de vapeur surchauffée à 490°C et à 83 bars .
- 3 turbines à contre-pression pour l'entraînement des soufflantes.
- un groupe turbo-alternateur composé d'un corps HP et d'un corps BP.
- un condensateur principal .
- les pompes d'extraction ,
- le réfrigérant de l'hydrogène de l'alternateur.
- le poste d'eau (3 réchauffeurs à BP, un réchauffeur dégazeur, une bache alimentaire).
- 3 pompes alimentaires .
- Un condensateur auxiliaire.

### b) L'alternateur

Classique : Rotor refroidi à l'hydrogène. 115-125 MW.  
Tourne à 3000 tr/mn puissance max. fournie : 77,1 MW

### c) Transfo-principal :

Puissance nominale : 100 MVA  
Rapport à vide : 15,5 kv/235 kV  $\pm$  5%

## 9) CONTROLE-COMMANDE DE LA CENTRALE

Personnel peu important. Presque tout est automatisé.

### III - LA FILIERE URANIUM ENRICHI-EAU LEGERE

L'eau lourde est un excellent modérateur avec faible section efficace de capture neutronique.

L'eau légère a une section efficace  $\Sigma_c$  trois fois plus grande, mais en revanche un ralentissement 20 fois plus important que l'eau lourde d'où la réduction du volume du coeur.

L'eau sert aussi de fluide caloporteur.

C'est Westinghouse et Général Electric (GECO) qui ont développé cette filière à travers le monde entier.

\* Il existe 2 types de réacteurs à eau légère :

- Réacteur à eau sous-pression ou PWR. (Pressurized Water Reactor)
- Réacteur à eau bouillante ou B.W.R. (Boiling Water Reactor)

Nous ne développons pas ici l'étude de ces réacteurs, car l'étude est théoriquement identique aux cas précédents, sinon des spécifications propres peuvent en différer.

#### IV - LA FILIERE DES REACTEURS A HAUTE TEMPERATURE (H.T.R. ou H.T.G.R)

Etudes et réalisations aux U.S.A., en Grande Bretagne (Projet Dragon où la France a participé aussi), en Allemagne de l'ouest.

##### 1°) Généralités :

Dans le réacteur la température est très élevée (750°C) alors on abandonne le gainage métallique des éléments combustibles au profit de produits réfractaires pour les combustibles et le modérateur.

\* Aussi il faut choisir un fluide caloporteur peu sensible à la corrosion et à la radiolyse ( $\text{He } \frac{4}{2}$ ).

\* Il y a large dépression du combustible pour avoir des densités de puissance élevées. On a choisi le graphite comme modérateur et l'hélium comme réfrigérant et le dicarbure mixte d'uranium enrichi et de thorium comme combustible.

##### 2°) Le combustible :

Pas de matériaux à très forte section de capture neutronique : fonctionnement de ce réacteur en convertisseur. Ceci veut dire que la matière fissile qui auparavant était fertile.

On définit le taux de conversion comme le rapport :

$$c = \frac{\text{Production de nouveau combustible}}{\text{consommation du combustible}}$$

- si  $C < 1$   $\implies$  Réacteur appelé convertisseur.

- si  $C > 1$   $\implies$  Réacteur appelé surgénérateur.

Exemples de cycles combustibles :

- Cycle thorium = Uranium : Th232 --->U233
- cycle Uranium = Plutonium U 238 --->Pu239

Comme combustibles utilisés, on trouve le plus souvent des particules sphériques de carbure d'Uranium ou de thorium ( $\phi = 300$  à  $800 \mu m$ ), entourées de couches de graphite pyrolytique et de carbure de silicium étanche, telles qu'elles laissent captifs les produits de fission.

### 3) Le coeur :

On place le combustible dans des canaux percés dans des blocs prismatiques de graphite. Ainsi, ces blocs empilés en couches les uns à côté des autres, forment le coeur du réacteur. Le graphite utilisé comme modérateur, est aussi consommable comme le combustible.

Les structures de stabilité face à la température et à l'irradiation, sont très mal au point.

### 4) Récupération de l'énergie de fission :

L'énergie de fission (chaleur) <sup>est</sup> transportée par l'hélium ou par l'intermédiaire de générateurs de vapeur intégrés ou non dans l'enceinte du coeur.

Des projets allemands très intéressants prévoient l'utilisation directe de l'hélium dans les turbines à gaz.

## V - LA FILIERE DES SURGENERATEURS

Etude dans le chapitre des Perspectives d'Avenir.

C H A P I T R E V  
\*\*\*\*\*

P E R S P E C T I V E S D' A V E N I R  
\*\*\*\*\*

L E S S U R G E N E R A T E U R S  
\*\*\*\*\*

C O N C L U S I O N  
\*==\*==\*==\*==\*==\*==\*==\*==\*==\*==\*==\*==\*

## I - LA FILIERE A NEUTRONS RAPIDES :

### 1°) Généralités :

- Pas de ralentissement des neutrons de fission à haute énergie : pas de modérateur.
- les sections efficaces des Uranium sont très voisines et sont faibles dans la gamme des énergies des neutrons rapides.
- Grande concentration des noyaux fissiles afin d'entretenir la réaction de chaîne.
- combustible : U 235 enrichi ou Pu 239  
enrichissement important (20%)  
masse critique pour un faible volume ==>
- fortes puissances pour très faible volume .
- création de combustible fissile en mettant autour du coeur de la matière fertile (Uranium appauvri en U 235)  
==> d'où le nom de surgénérateur : le taux de conversion est supérieur à 1 (il produit plus de combustible qu'il n'en consomme).

### 2°) Le métal liquide : fluide caloporteur

- le fluide caloporteur sera ici parmi les métaux alcalins comme le sodium  $\text{Na}_{11}^{23}$  et un mélange eutectique (NaK).
- Ils sont très stables thermiquement .
- Ils permettent des densités de puissance de 100 MW/ tonne de combustible (10 à 15 MW pour les réacteurs à neutrons thermiques).

Tableau de caractéristiques de ces métaux et de l'eau

FLUIDE	Point de fusion	point de d'ébullition	Densité par rapport à l'eau	Chaleur massique (calories /g/°C)	Section efficace de capture moyenne (barns) (énergie de 0 à 10 Mev)
Sodium	98 °C	883°C	0,9	à 200°C 0,32	0,8.10 <sup>-3</sup>
22% Na 78% K	- 11°C	784 °C	0,83	à 200°C 0,22	5.10 <sup>-3</sup>
Eau	0°C	100°C	1	à 100°C 1	0,1.10 <sup>-3</sup>

\* Inconvénients du Sodium :

- Certains matériaux de structure sont attaqués par le sodium, et sont cause "d'un transfert de masse".  
Le carbone "de l'acier" est soluble dans le sodium d'où modification de l'acier; ce carbone peut se fixer sur d'autres métaux tels que l'acier inoxydable austénitique rendu fragile. Aussi des particules métalliques radioactives peuvent être entraînées vers des parties froides des circuits ==> d'où une protection biologique plus conséquente.
- Forte affinité du sodium pour l'oxygène (de l'air ou de l'eau). Le remède existe en mettant dans des pièges chauds un absorbeur avide d'oxygène (zirconium). Les autres impuretés (hydrocarbure, huile) sont condensés dans des pièges froids.
- Un autre inconvénient : activation du sodium sous l'effet du bombardement neutronique  

$$\text{Na } 23 + n \text{ ---> Na } 24 \text{ radioactif de période 15 heures}$$
 Na24 émet 2 radiations de 1,37 et 4,75 Mev et une radiation  $\beta^-$  de 1,39 Mev.  
 ==> protection biologique autour des circuits de sodium.

\* En cas de rupture de circuit, ces 2 inconvénients pourraient être catastrophiques. Pour cela, on utilise un circuit secondaire dans lequel circule du sodium non radioactif, car celui-ci ne passe pas dans le coeur; ce circuit secondaire s'intercale entre le circuit vapeur-eau de la turbine et le circuit sodium radioactif (circuit primaire) : aussi cela empêche la rapide corrosion des tubes des générateurs de vapeur due à l'oxygène actif par radiolyse.

Les circuits :

- Le circuit secondaire : pour le transfert de la chaleur d'un échangeur primaire sodium-sodium à un échangeur secondaire sodium-eau; c'est aussi une barrière entre l'eau et le sodium du coeur.
  
- Le circuit primaire : disposition intégrée, même enceinte biologique. Elle comprend :
  - le coeur
  - la cuve
  - les pompes primaires de circulation du sodium
  - les échangeurs primaires sodium-sodium.

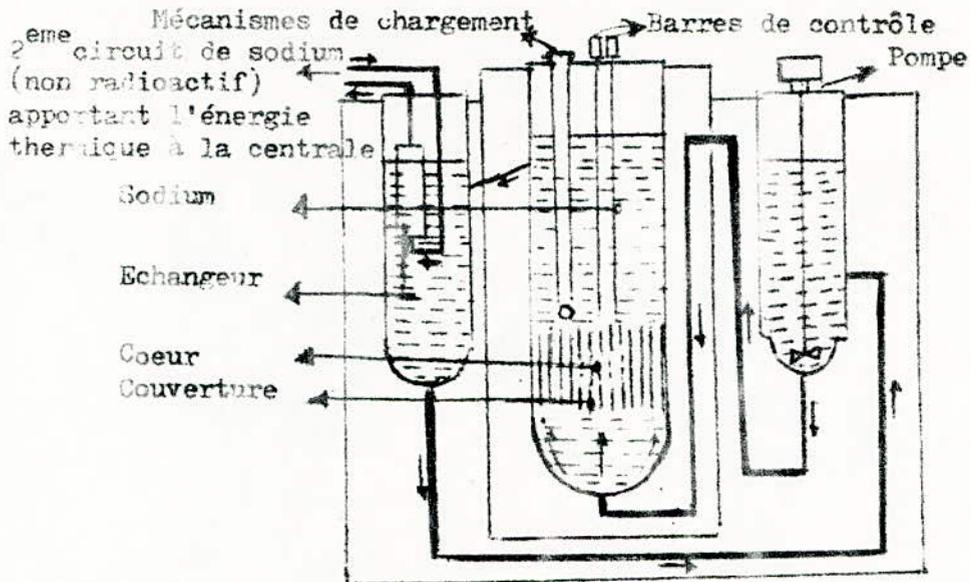
3°) Les avantages des surgénérateurs :

Malgré les inconvénients cités précédemment, cette filière est de loin la MEILLEURE.

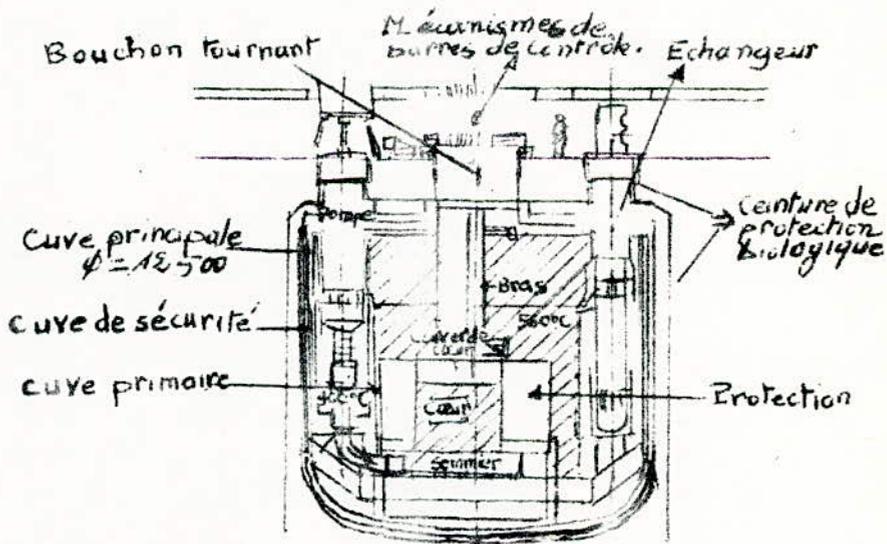
- Elle utilise le plus efficacement le combustible et en produit : avantages économiques
- elle produit la vapeur de mêmes caractéristiques que celle d'une centrale thermique.
- Mêmes turbo-alternateurs que dans les centrales thermiques + un circuit de refroidissement pour le réacteur à l'arrêt + un circuit de détente = Surchauffe de la vapeur en cas de déclenchement.
- moindre pollution thermique.

LA FILIERE DES REACTEURS A NEUTRONS RAPIDES

\*\*\*\*\*

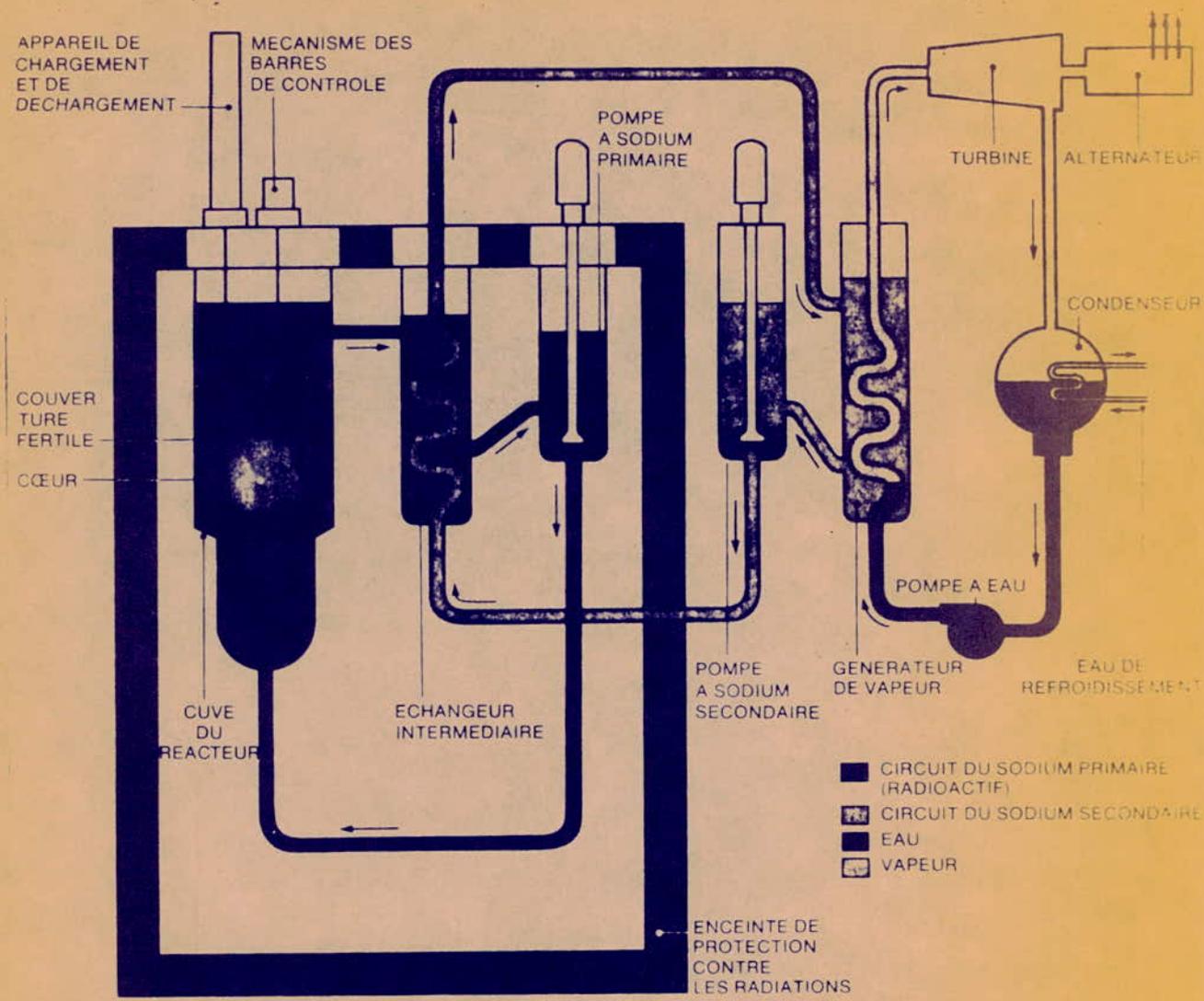


\*Schéma de principe d'un réacteur à neutrons rapides



\*Coupe du réacteur PHENIX ( C.E.A. )

### CENTRALE NUCLEAIRE UTILISANT L'ENERGIE THERMIQUE D'UN REACTEUR A NEUTRONS RAPIDES .



Le sodium , radioactif, sort du reacteur sans passer directement dans le generateur a vapeur . Il est envoye dans un echangeur intermediaire ou il transfere son energie calorifique a un circuit de sodium secondaire non radioactif . Ce dernier entre dans le generateur de chaleur .

## II - LA CENTRALE PHENIX

### 1°) Généralités :

Pour expérimenter cette nouvelle technique des réacteurs à neutrons rapides, ce fut d'abord la pile RAPSODIE (rapide-sodium) de 40 MW thermiques (elle n'est pas prévue pour produire l'énergie électrique).

En 1967, cette pile eut une disponibilité de 86,2% (résultat positif). Alors ceci incite à construire un prototype d'échelle industrielle : le réacteur PHENIX (comme le mythologique oiseau Phénix qui renaissait ses cendres) qui consomme son combustible et en crée de nouveau.

Les intéressés sont C.E.A. (Commissariat à l'Énergie Atomique) E.D.F. (Électricité de France), une société privée G.A.A.A. (Groupement Atomique Alsacienne Atlantique).

- Avant projet 1965
- Démarrage de la centrale : 1972
- Service effectif : Juillet 1973.

### 2°) Le réacteur:

Type intégré : même cuve où il y a le cœur, le sodium et les échangeurs intermédiaires. (Voir schéma).

### 3°) Le combustible et le cœur

- C'est un mélange :  $UO_2 + PuO_2$
- Pastilles ( $\phi = 5,5\text{mm}$ ) empilées dans les gaines en acier inoxydable et formant des aiguilles.
- dans des enveloppes en acier inox, de forme hexagonale, sont réunies 217 aiguilles pour chacune.
- ces faisceaux de 217 aiguilles, au nombre de plus de 100, ont des ouvertures axiales supérieure et inférieure de combustible fertile (aiguille d' $UO_2$  appauvri) et la protection neutronique supérieure.

- Dimensions : \* volume cylindrique des faisceaux :  
 $\phi = 1,4\text{m}$ , hauteur =  $0,7\text{m}$
- Masse : 3 tonnes de UO<sub>2</sub> et de PuO<sub>2</sub> enrichi de 670kg de Pu fissile.
- Puissance spécifique du coeur : 200 KW/kg d'oxyde soit  
500 KW/dm<sup>3</sup> de coeur.
- Puissance thermique totale : 550 MW.
- Tout faisceau possède à sa partie supérieure une gorge permettant de le saisir avec un grappin. Il est fiché à la base dans le sommier. Celui-ci est un coffre dans lequel arrive le sodium froid mis sous pression par les pompes primaires; il est muni de trous permettant une répartition équitable de sodium entre les différents faisceaux.
- En ce qui concerne le combustible fertile, il entoure le coeur disposé en groupes de 61 aiguilles d'UO<sub>2</sub> appauvri et d'Uranium naturel appauvri. Identiques au combustible fertile, ils sont fichés dans le sommier et refroidis par la circulation du sodium (couverture d'épaisseur  $0,4\text{m}$ ).
- les barres de contrôle ont leur emplacement dans le coeur
- une protection neutronique intégrée pour le coeur et sa couverture, comprend de l'intérieur vers l'extérieur :
  - des barres d'acier inox. à sections hexagonales plantées dans le sommier et refroidies par circulation forcée de sodium.
  - des rondins de graphite, refroidis par convection naturelle de sodium.
  - des rondins de graphite boré.

Dans la protection latérale en acier, on trouve 41 logements dont le rôle est de stocker les éléments irradiés à décharger.

#### 4°) La cuve

- Cuve primaire: est en acier inox. ( $\phi = 6,76\text{m}$ ), son fond est le sommier ; on y trouve le coeur avec sa protection biologique et le sodium chaud ( $560^{\circ}\text{C}$ ).
- la cuve principale ( $\phi = 11,82\text{m}$ , hauteurs  $\pm 11,43\text{m}$ ): elle contient la cuve primaire, les échangeurs, les pompes et le sodium.

Au-dessus de la surface de sodium, il y a un espace contenant  $100 \text{ m}^3$  d'argon.

- cette cuve principale est suspendue à une dalle par 21 suspentes, à la partie supérieure du réacteur (1650 tonnes).
- Par mesure de sécurité, une double enveloppe entoure la cuve, elle est en acier et est calorifugée extérieurement. Elle est suspendue à la dalle supérieure de couverture de réacteur (ossature métallique rempli de béton ==> protection biologique)
- Une 3ème enveloppe en acier ordinaire est placée à 80cm de la 2ème, maintenue en atmosphère d'azote, avec un double circuit de refroidissement.

#### 5) Les pompes primaires :

Au nombre de 3, elles permettent la circulation du sodium. Elles sont suspendues à la dalle supérieure pour permettre la libre dilatation. Elles sont entraînées par des moteurs asynchrones à rotor bobiné (vitesse de 250 à 975 tr/mn).

Les caractéristiques sont :

- Puissance absorbée par le moteur : 975 kW
- Vitesse nominale de rotation : 925 tr/mn
- Débit sodium : 1380 kg
- hauteur manométrique (Na à  $400^{\circ}\text{C}$ ): 76 m.

6°) Les échangeurs intermédiaires :

Au nombre de 6, suspendus à la dalle supérieure comme les pompes, chacun se compose de 2394 tubes droits dudgeonnés et soudés, à chaque extrémité, sur des plaques tubulaires. Les tubes sont disposés en 19 couches, leurs dimensions sont:

- diamètre intérieur : 12 mm, épaisseur 2mm,
- longueur 5,15 m

Ils sont pourvus d'une protection neutronique afin de ne pas rendre radioactif le sodium du circuit secondaire. C'est à l'extérieur des tubes que circule le sodium primaire. C'est le sodium secondaire froid qui circule à l'intérieur des tubes.

Il y a 3 groupements de 2 tubes ( $3 \times 2 = 6$ ), chacun d'eux alimente un circuit secondaire : il boucle (3 boucles secondaires).

Puissance échangées (pour les 6)	563 MW
Débit primaire	2760 kg/s
Débit secondaire	2210 kg/s
Pertes de charge au primaire	41m bars
Pertes de charge au secondaire	450m bars.
Température d'entrée du Na primaire	560°C
Température de sortie du Na secondaire	395,8°C
Température d'entrée du Na secondaire	350°C
Température de sortie du Na primaire	550°C
Coefficient global d'échange	8525 W/m <sup>2</sup> -K)
Surface d'échange (pour les 6)	2790 m <sup>2</sup>

7) Circuits secondaires-Generateur de vapeur :

- Le circuit secondaire transfère la chaleur du Na primaire au circuit eau-vapeur, par l'intermédiaire du générateur de vapeur. Il isole l'eau du sodium radioactif.

- Deux réservoirs de sodium sont dans le circuit pour la protection des échangeurs intermédiaires. A la sortie de ces derniers, le sodium chaud passe par 2 tuyauteries de 355 mm jusqu'à un collecteur de 508mm, puis dans un réservoir tampon ( $\phi=1,6m$ , hauteur : 4m) et arrive au générateur vapeur qui est à circulation forcée. Celui-ci se compose de :

- un économiseur-évaporateur
  - un surchauffeur et un résurchauffeur
- ) 12 modules de  
 ) 7 tubes en S  
 ) pour chaque  
 partie.

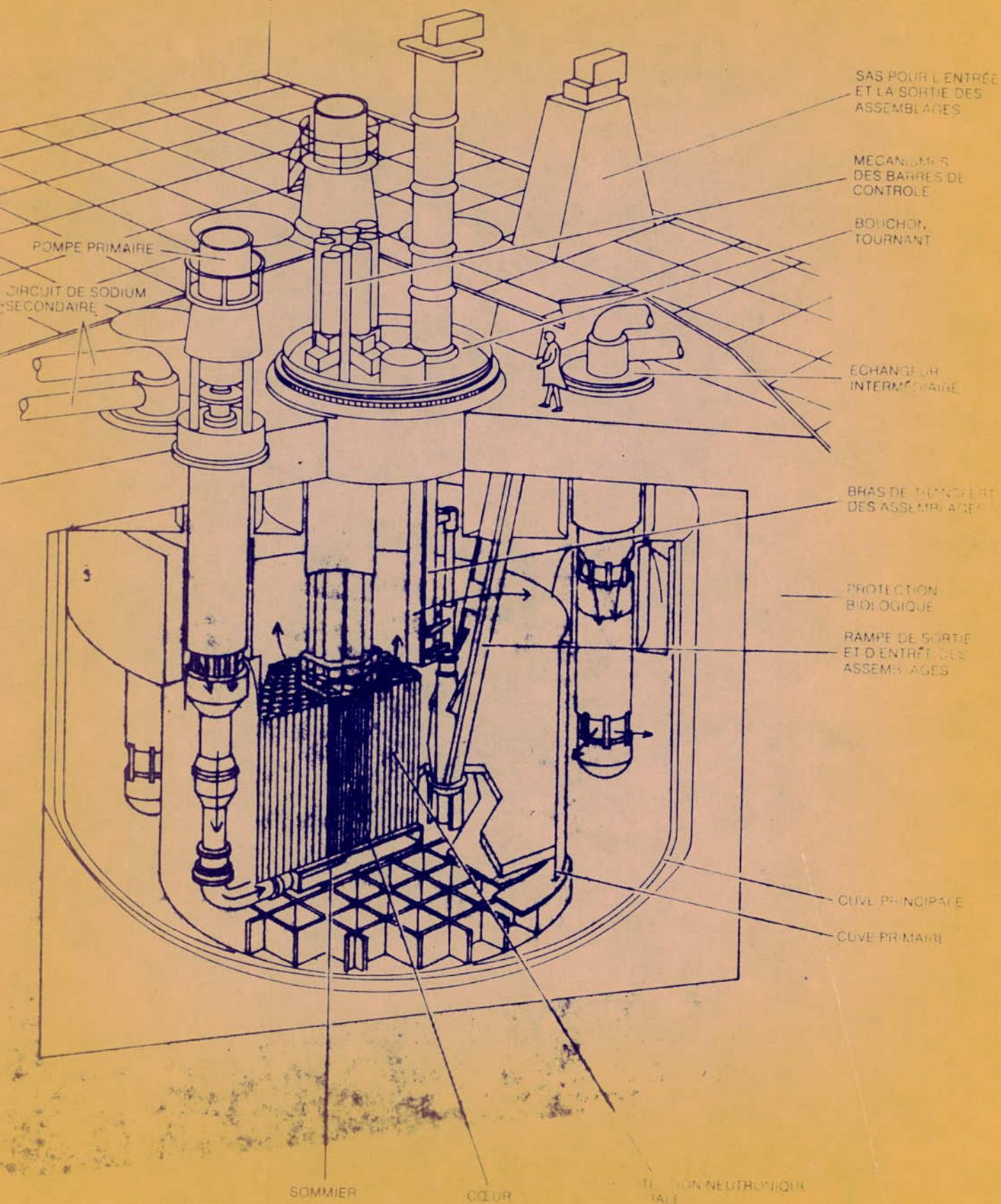
#### Caractéristiques de la vapeur :

Débit de l'eau d'alimentation	750 t/h
Température " "	246°C
Température de la vapeur à la sortie des surchauffeurs	512°C
Température " " des évaporateurs	375°C
Pression de la vapeur surchauffée à l'admission HP	163 bars
Débit de vapeur à surchauffer	670 t/h
Température de la vapeur à la sortie des résurchauffeurs	512°C
Pression de la vapeur résurchauffée à l'admission BP.	33,4 bars

#### 8) Énergie Electrique :

Même montage que pour les centrales thermiques classiques.  
 La puissance : 250 MW.

# VUE PERSPECTIVE DE PHENIX



### III - PERSPECTIVES D'AVENIR :

La réalisation de surrégénérateurs de 2000 MW est pour le proche avenir : estimations pour 1990.

Ces BREEDERS, de l'avant-garde sont appelés à révolutionner le monde de l'énergie, par leur efficacité, leur technologie leur puissance, leur production géante et leur rendement.

Déjà PHENIX, fonctionnant à pleine puissance depuis Mars 74, s'est révélé d'une performance extraordinaire. Personne ne s'y attendait à de tels résultats.

Du fait qu'il génère de la matière fissile (Pu239 fissile, à partir de l'U 238), il y a une production énergétique 50 à 60 fois celle des réacteurs actuels. Il produit plus de Pu239 qu'il n'en consomme, d'où la possibilité d'utiliser intégralement l'Uranium naturel.

La disponibilité énergétique de l'Uranium peut être 100 fois plus importante.

Les Etats Unis premiers investigateurs (1946) de ce type de réacteur, accusent actuellement un certain retard.

En pointe sont la France, l'Allemagne Fédérale, l'Angleterre et l'Union Soviétique.

En URSS, la centrale de Shevtchenko (BN 350) sur les bords de la Mer Caspienne a été l'objet d'une grande avarie de son système de refroidissement, puisque celui-ci nécessite un volume important de sodium fondu à 550°C (cf II) : introduction du sodium brûlant dans l'eau de générateur de vapeur avec violente explosion (fonctionnement de 1972 à Octobre 1973). Pour son futur BN 600 (1430 MW thermique, 600 MW électriques) l'URSS a choisi la conception franco-anglaise (sodium intégré dans la cuve).

La concurrence s'accroît de plus en plus : c'est l'Allemagne, la France et l'Italie qui émergent actuellement ils investissent un programme de 200 milliards de francs pour la construction de SUPER - PHENIX dont la puissance électrique est 1200 MW (mise en service prévue pour 1981) :

E.D.F. est majoritaire à 51%, l'Italie par ENEL (Ente Nazionale per l'Energia Electrica) à 33%, alors que la R.W.E. (Rheinische Westfälische Elektrizitätswerk) participera à 16%.

Les constructeurs seront :

- En Italie, le groupe NIRA (Nucleara Italia Reattori Avanzatti) composé de : Agip Nucleare, Ansaldo, Fiat.
- En France : le groupe G.N.R. (Groupement Neutrons rapides) composé de CGE, Alsthom, Fives-Cail Babcock.

Un autre surrégénérateur de même puissance est prévu avec la participation suivante :

RWE (51%), ENEL (33%), EDF (16%)

Il sera identique au "Broeder" qui se construit par l'Allemagne, la Belgique et les Pays Bas, sa conception est à "boucle" : les pompes à sodium et les échangeurs intermédiaires seront à l'extérieur.

Notons qu'il y a aussi dans la course le Japon avec son projet Monju, réacteur à boucle de 300 MW (mise en service: 1980).

U CONCLUSION

\*\*\*\*\*

Le 13 JUILLET 1973, la cour d'appel de Westinghouse (USA) ordonne l'arrêt immédiat de la construction de ces breeder, p  
puisqu'elle estime "qu'il présente des dangers sans précédents pour l'environnement et la santé humaine au cours des siècles à venir", après l'intervention d'éminents écologistes américains et autres savants.

Le Plutonium :

C'est l'élément le plus toxique de la terre, et l'instrument de la dissémination des armes nucléaires.

"Outre le fait que la période du Pu239 est de 24 000 ans estime un expert, il suffirait d'une seule tonne environ de ce poison, répandue accidentellement, pour donner le cancer de poumon à des centaines de milliers de personnes. Et l'on prend le risque de transporter partout des milliers de tonnes de plutonium!"

Les risques d'explosion sont évidents (cas de Chevtchenko). Certains estiment que le prix du Kwh ne serait pas moins cher que celui du PWR ou BWR.

Alors que contrairement à cela, le rapport de l'AEC de Mars 1974 réfute les arguments de Linus Pauling, Hans Bethe (Prix Nobel), Lez Kowarski :

"D'ici l'an 2020, stipule le rapport, les Etats Unis pourraient construire 550 surrégénérateurs pour 8000 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."

Qui a raison, qui a tort, où se situe la vérité ?  
Peut-être entre les deux.

Un autre type de breeder :

L'Amiral Hyman Rickover, père des sous-marins atomiques stratégiques vient de proposer la chose suivante :

- \* Transformer le PWR de Shippingport en réacteur surgénérateur à eau légère : LWBR (Light Water Breeder Reactor) pour un prix de 1 milliard de francs : remplacer l'Uranium enrichi légèrement par une charge contenant de l'U233 et d'entourer celle-ci d'une couverture de thorium ;  $\text{Th } 232 + \text{H}^1_{\text{O}} \rightarrow \text{U } 233$

(car les USA ont beaucoup de thorium).

Ainsi la bataille est de grande envergure aux USA.

Alors qu'en Europe, c'est bien parti pour les réacteurs surgénérateurs.

---

Ainsi pour terminer, nous pouvons dire que la fission nucléaire a secoué d'un grand coup les moyens de production d'énergie dont a besoin l'homme, et ne cessera d'aller à l'au-delà avec toutes les techniques à la fois révolutionnaires et concurrentes les unes des autres.