



الدرسة الوطنية للعلوم الهندسية  
— المكتبة —

ECOLE NATIONALE POLYTECHNIQUE  
BIBLIOTHÈQUE

MINISTERE DE L'ENSEIGNEMENT SUPERIEUR ET DE LA RECHERCHE SCIENTIFIQUE

UNIVERSITE DES SCIENCES ET DE LA TECHNOLOGIE D'ALGER

ECOLE NATIONALE POLYTECHNIQUE

DEPARTEMENT D'ELECTRONIQUE ET D'ELECTROTECHNIQUE

PROJET DE FIN D'ETUDES  
INGENIORAT EN ELECTRONIQUE

المدرسة لوطنية للعلوم الهندسية  
- المكتبة -  
ECOLE NATIONALE POLYTECHNIQUE  
BIBLIOTHEQUE

**CINETIQUE, DYNAMIQUE ET CONTROLE  
DES REACTEURS EQUIPANT LES CENTRALES  
ELECTRONUCLEAIRES DE PUISSANCE  
DE TYPE CANDU 600MW<sub>e</sub>**

Proposé par : M. KACIMI

Etudié par : K. BENNAB et S. FERRAT

Juin 1981

A mes parents,

A ma famille,

A mes amis (es)

KHADOUDJA

A ma mère

A mon père

A mon frère aîné

A mes frères et soeurs

A toute ma famille

A tous mes amis

SLIMANE

## R E M E R C I E M E N T S .

Le travail qui a fait l'objet du présent mémoire a été réalisé au Centre des Sciences et de la Technologie nucléaire d'ALGER.

Nous adressons nos vifs remerciements à Mr M.KACIMI pour nous avoir accueilli dans sa division et pour avoir dirigé notre travail dans les conditions les plus favorables.

Qu'il veuille bien trouver ici l'expression de notre sincère gratitude.

Nous remercions également Mr S.ABERKANE pour le soutien sans défaillance qu'il nous a apporté lors de la réalisation de notre Projet.

N'oublions pas de remercier le groupe d'Ingénieurs en électronique de la division IV : Mme N.IBRAHIM, Melle H.BOUARROUDJ, Mr A.AMER, Mr N.LAIEB et Mr A.HAMMICHE pour les conseils pratiques dont ils nous ont fait bénéficier.

Nos remerciements s'adressent également : à Mesdemoiselles YALA Djamila et CHABOUB Dalila, qui ont bien voulu accepter de dactylographier ce mémoire ce qui représente une bonne somme de travail et de patience.

Et ainsi que Mrs BERKANI, B.LABDI et FEKANE pour avoir pris en charge le tirage et la reliure de notre travail.

Nous exprimons notre profonde gratitude à tous les services du C.S.T.N. ayant participé à la réalisation de notre objectif.

Que tous ceux qui ont contribué à l'élaboration de ce travail soient remerciés.

# S O M M A I R E

## INTRODUCTION.

### CHAPITRE I : GENERALITES SUR LA FISSION NUCLEAIRE ET LES PHENOMENES PHYSIQUES ASSOCIES.

I - INTRODUCTION.

II - QU'EST-CE QUE LA FISSION NUCLEAIRE ?

III - CARACTERISTIQUES DE LA FISSION NUCLEAIRE.

IV - QUELLE EST LA DIFFERENCE ENTRE UN NOYAU FISSILE ET UN NOYAU FERTILE ?

V - QU'EST-CE QU'UN REACTEUR NUCLEAIRE ?

VI - COMMENT PEUT-ON CLASSER LES REACTEURS NUCLEAIRES ?

VII- QUELLES SONT LES DIFFERENTES PARTIES CONSTITUANT UN REACTEUR THERMIQUE ?

VIII- A QUOI PEUT SERVIR UN REACTEUR NUCLEAIRE ?

IX - POURQUOI ET COMMENT ASSURER LE CONTROLE D'UN REACTEUR ?

X - QU'EST-CE QU'UNE CENTRALE ELECTRONUCLEAIRE ?

XI - DE QUOI EST COMPOSEE UNE CENTRALE ELECTRO-NUCLEAIRE ?

### CHAPITRE II : DESCRIPTION DES CENTRALES ELECTRONUCLEAIRES DE PUISSANCE CANDU 600 MWe.

I - INTRODUCTION.

II - LE REACTEUR.

III - LE CIRCUIT PRIMAIRE DE CALOPORTAGE.

IV - LE PRESSURISEUR.

V - LE GENERATEUR DE VAPEUR.

VI - LE TURBO-ALTERNATEUR.

VII- LE CONTROLE DANS LES CENTRALES CANDU 600 MWe.

CHAPITRE III : MODELISATION DE FONCTIONNEMENT ET DU CONTROLE  
D'UNE CENTRALE ELECTRONUCLEAIRE DE PUISSANCE  
DE TYPE CANDU 600 MWe.

- I - INTRODUCTION.
- II - CINETIQUE.
- III - THERMIQUE.
- IV - DYNAMIQUE ET CONTROLE.

CHAPITRE IV : SIMULATION ANALOGIQUE DES PHENOMENES PHYSIQUES  
REGISSANT LE FONCTIONNEMENT ET LE CONTROLE  
D'UNE CENTRALE ELECTRONUCLEAIRE DE PUISSANCE  
DU TYPE CANDU 600 MWe.

- I - INTRODUCTION.
- II - TECHNIQUES DU CALCUL ANALOGIQUE.
- III - PRESENTATION DES OPERATEURS ANALOGIQUES  
UTILISES.
- IV - RESOLUTION ANALOGIQUE DES EQUATIONS SIMU-  
LANT LES PHENOMENES PHYSIQUES REGISSANT  
LE FONCTIONNEMENT ET LE CONTROLE D'UNE  
CENTRALE ELECTRONUCLEAIRE DE PUISSANCE  
DU TYPE CANDU 600 MWe.
- V - PRESENTATION DES RESULTATS EXPERIMENTAUX  
OBTENUS.

CONCLUSION.

A mes parents,

A ma famille,

A mes amis (es)

KHADOUDJA

A ma mère

A mon père

A mon frère aîné

A mes frères et sœurs

A toute ma famille

A tous mes amis

SLIMANE

## R E M E R C I E M E N T S .

Le travail qui a fait l'objet du présent mémoire a été réalisé au Centre des Sciences et de la Technologie nucléaire d'ALGER.

Nous adressons nos vifs remerciements à Mr M.KACIMI pour nous avoir accueilli dans sa division et pour avoir dirigé notre travail dans les conditions les plus favorables.

Qu'il veuille bien trouver ici l'expression de notre sincère gratitude.

Nous remercions également Mr S.ABERKANE pour le soutien sans défaillance qu'il nous a apporté lors de la réalisation de notre Projet.

N'oublions pas de remercier le groupe d'Ingénieurs en électronique de la division IV : Mme N.IBRAHIM, Melle H.BOUARROUDJ, Mr A.AMER, Mr N.LAIEB et Mr A.HAMMICHE pour les conseils pratiques dont ils nous ont fait bénéficier.

Nos remerciements s'adressent également : à Mesdemoiselles YALA Djamilia et CHABOUB Dalila, qui ont bien voulu accepter de dactylographier ce mémoire ce qui représente une bonne somme de travail et de patience.

Et ainsi que Mrs BERKANI, B.LABDI et FEKANE pour avoir pris en charge le tirage et la reliure de notre travail.

Nous exprimons notre profonde gratitude à tous les services du C.S.T.N. ayant participé à la réalisation de notre objectif.

Que tous ceux qui ont contribué à l'élaboration de ce travail soient remerciés.

# S O M M A I R E

## INTRODUCTION.

### CHAPITRE I : GENERALITES SUR LA FISSION NUCLEAIRE ET LES PHENOMENES PHYSIQUES ASSOCIES.

- I - INTRODUCTION.
- II - QU'EST-CE QUE LA FISSION NUCLEAIRE ?
- III - CARACTERISTIQUES DE LA FISSION NUCLEAIRE.
- IV - QUELLE EST LA DIFFERENCE ENTRE UN NOYAU FISSILE ET UN NOYAU FERTILE ?
- V - QU'EST-CE QU'UN REACTEUR NUCLEAIRE ?
- VI - COMMENT PEUT-ON CLASSER LES REACTEURS NUCLEAIRES ?
- VII- QUELLES SONT LES DIFFERENTES PARTIES CONSTITUANT UN REACTEUR THERMIQUE ?
- VIII- A QUOI PEUT SERVIR UN REACTEUR NUCLEAIRE ?
- IX - POURQUOI ET COMMENT ASSURER LE CONTROLE D'UN REACTEUR ?
- X - QU'EST-CE QU'UNE CENTRALE ELECTRONUCLEAIRE ?
- XI - DE QUOI EST COMPOSEE UNE CENTRALE ELECTRO-NUCLEAIRE ?

### CHAPITRE II : DESCRIPTION DES CENTRALES ELECTRONUCLEAIRES DE PUISSANCE CANDU 600. MWe.

- I - INTRODUCTION.
- II - LE REACTEUR.
- III - LE CIRCUIT PRIMAIRE DE CALOPORTAGE.
- IV - LE PRESSURISEUR.
- V - LE GENERATEUR DE VAPEUR.
- VI - LE TURBO-ALTERNATEUR.
- VII- LE CONTROLE DANS LES CENTRALES CANDU 600 MWe.

CHAPITRE III : MODELISATION DE FONCTIONNEMENT ET DU CONTROLE  
D'UNE CENTRALE ELECTRONUCLEAIRE DE PUISSANCE  
DE TYPE CANDU 600 MWe.

- I - INTRODUCTION.
- II - CINETIQUE.
- III - THERMIQUE.
- IV - DYNAMIQUE ET CONTROLE.

CHAPITRE IV : SIMULATION ANALOGIQUE DES PHENOMENES PHYSIQUES  
REGISSANT LE FONCTIONNEMENT ET LE CONTROLE  
D'UNE CENTRALE ELECTRONUCLEAIRE DE PUISSANCE  
DU TYPE CANDU 600 MWe.

- I - INTRODUCTION.
- II - TECHNIQUES DU CALCUL ANALOGIQUE.
- III - PRESENTATION DES OPERATEURS ANALOGIQUES  
UTILISES.
- IV - RESOLUTION ANALOGIQUE DES EQUATIONS SIMU-  
LANT LES PHENOMENES PHYSIQUES REGISSANT  
LE FONCTIONNEMENT ET LE CONTROLE D'UNE  
CENTRALE ELECTRONUCLEAIRE DE PUISSANCE  
DU TYPE CANDU 600 MWe.
- V - PRESENTATION DES RESULTATS EXPERIMENTAUX  
OBTENUS.

CONCLUSION.

## INTRODUCTION.

Le but que nous nous sommes fixé dans le cadre du présent projet de fin d'études est l'étude analogique de la cinétique, de la dynamique et du contrôle des réacteurs équipant les centrales électronucléaires de puissance 600 MWe de type Canadien, modérées et refroidies à l'eau lourde, communément désignées sous le sigle CANDU 600 MWe ou Canadian Deuterium Uranium Reactor.

Afin de rendre la présentation plus accessible, nous avons été conduit à présenter le résultat de notre travail en 4 parties :

- La 1ère partie consacrée aux généralités concernant la fission nucléaire et les phénomènes physiques associés, nous permettra de préparer le lecteur à mieux comprendre le contenu des chapitres qui suivent.
- La 2ème partie axée sur la description d'une centrale électronucléaire de puissance du type CANDU 600 MWe, nous permettra de mieux situer les problèmes liés au fonctionnement et au contrôle de telles centrales.
- La 3ème partie qui traite de la modélisation du fonctionnement et du contrôle d'une centrale électronucléaire, sera consacrée à la mise en équations des différentes grandeurs physiques qui conditionnent aussi bien le fonctionnement que le contrôle des centrales étudiées.
- La 4ème et dernière partie intitulée "Simulation analogique des phénomènes physiques régissant le fonctionnement et le contrôle d'une centrale électronucléaire", nous permettra de présenter les techniques du calcul analogique, qui seront utilisées pour résoudre les équations mathématiques définies au chapitre précédent.

Les résultats expérimentaux obtenus seront présentés et commentés dans ce chapitre.

# GENERALITES SUR LA FISSION NUCLEAIRE ET LES PHENOMENES PHYSIQUES ASSOCIES.

## I - INTRODUCTION.

Comme nous l'avons indiqué dans l'introduction, le but du présent chapitre est de présenter au lecteur, l'ensemble des phénomènes physiques liés à la fission nucléaire et aux phénomènes physiques associés, ce qui lui permettra de mieux comprendre le contenu des chapitres suivants.

Pour des raisons de commodités, ce chapitre sera présenté sous forme de questions-réponses.

## II - QU'EST-CE-QUE LA FISSION NUCLEAIRE ?

La fission nucléaire est le résultat de l'interaction d'un neutron incident et d'un noyau cible fissile du type  $U_{235}$ ,  $Pu_{239}$  et  $U_{233}$ .

L'expérience montre que la fission s'accompagne toujours de la libération :

- d'une énergie de l'ordre de 200 MeV.

Pour fixer les idées, il suffira de signaler que la fission d'1 gramme d' $U_{235}$  libère la même énergie que 2 tonnes de pétrole ou 2,5 tonnes de charbon.

- de 2 à 3 neutrons.

- de 2 fragments de fission.

L'énergie libérée devra être évacuée, pour être éventuellement utilisée, comme c'est le cas dans les centrales électro-nucléaires de puissance.

On utilise pour ce faire des fluides appelés : fluides caloporteurs ou fluides réfrigérants.

Les principaux réfrigérants utilisés sont :

- l'eau lourde,
- l'eau légère,
- le gaz,
- les liquides organiques.

La centrale électronucléaire de type CANDU MWe utilise l'eau lourde comme réfrigérant.

Les neutrons issus de la fission peuvent être utilisés pour provoquer d'autres fissions ce qui permettra d'entretenir une réaction en chaîne, dont la caractéristique principale est le facteur de multiplication  $K$ , défini comme le rapport entre la population de neutrons entre 2 générations successives.

La définition du paramètre  $K$  nous permet d'entrevoir 3 régimes de fonctionnement :

- Un régime sous critique pour lequel  $K$  est inférieur à l'Unité et dans lequel la population neutronique décroît d'une génération à la suivante.
- Un régime critique pour lequel  $K$  est égal à l'Unité et dans lequel la population de neutrons reste inchangée pour l'ensemble des générations.
- Un régime sur-critique pour lequel  $K$  est supérieur à l'Unité et dans lequel la population neutronique croît d'une génération à l'autre.

Dans la pratique, on caractérise l'état d'un réacteur par une grandeur  $\rho$  appelée réactivité définie par la relation :

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

La grandeur  $\rho$  est exprimée en p.c.m (pour cent mille).

Pour des raisons évidentes, on désire à tout instant maîtriser le fonctionnement du réacteur. Ce qui précède nous permet de constater qu'il suffira pour ce faire de contrôler la population de neutrons. Ce contrôle est assuré en faisant appel à des mécanismes absorbeurs de neutrons, dont l'efficacité dépend de leur taux d'insertion ou d'extraction au sein du milieu dans lequel se déroule la réaction en chaîne.

Signalons pour mémoire qu'il existe 2 types de neutrons.

Les neutrons prompts qui représentent plus de 99 % des neutrons de fission qui sont directement émis lors de la fission.

Les neutrons retardés qui représentent moins de 0,7 % des neutrons de fission qui sont émis par certains produits de fission dénommés précurseurs de neutrons retardés. Dans la pratique, l'effet de tels neutrons peut être étudié en considérant 6 groupes de neutrons retardés, caractérisés par leur concentration  $C_i$  et leur période de décroissance  $\lambda_i$ .

Les fragments de fission sont instables. Ils tendent à se stabiliser par décroissance radioactive en émettant des rayonnements nocifs du type  $\alpha$ ,  $\beta$  et  $\gamma$ . Il conviendra donc d'enfermer le milieu au sein duquel se produit la réaction en chaîne, de protection biologique destinée à atténuer les rayonnements précédents.

Parmi les fragments de fission, certains tels le  $X_e$  et le  $S_m$  sont neutrophages. On les appelle poisons.

### III - CARACTERISTIQUES DE LA FISSION NUCLEAIRE.

L'interaction d'un neutron avec un noyau fissile est caractérisée par une grandeur physique importante appelée section efficace, qui caractérise la probabilité pour que l'action d'un neutron sur un noyau lourd conduise à une fission.

L'expérience montre que la section efficace est fonction entre autre du noyau fissile et de l'énergie du neutron incident. On montre expérimentalement, que dans le cas de l' $U_{235}$  par exemple la section efficace de fission augmente lorsque l'énergie des neutrons incidents diminue. C'est la raison pour laquelle, il conviendra de ralentir les neutrons issus de la fission, si l'on désire accroître leur efficacité. On utilise pour se faire des milieux ralentisseurs appelés modérateurs.

Les modérateurs les plus utilisés sont :

- l'eau lourde,
- l'eau légère,
- le graphite.

Les centrales de type CANDU 600 MWe utilisent l'eau lourde comme milieu modérateur.

#### IV - QUELLE EST LA DIFFERENCE ENTRE UN NOYAU FISSILE ET UN NOYAU FERTILE ?

On appelle noyau fissile, une substance capable de subir une fission sous l'effet de neutrons de toute énergie. C'est le cas de l' $U_{235}$ ,  $U_{233}$  et  $Pu_{239}$ . Sur les 3 noyaux fissiles précédents, seul le premier existe dans la nature, où il est associé à l' $U_{238}$  dans les proportions de 99,3 % d' $U_{238}$  pour 0,7 % d' $U_{235}$ . Les 2 autres noyaux fissiles sont produits artificiellement à partir de noyaux fertiles après absorption de neutrons. C'est ainsi que le  $Pu_{239}$  est obtenu à partir de l' $U_{238}$  et que l' $U_{233}$  est obtenu à partir du  $Th_{232}$ .

#### V - QU'EST-CE-QU'UN REACTEUR NUCLEAIRE ?

Un réacteur nucléaire est une installation dans laquelle on peut provoquer et entretenir une réaction en chaîne.

#### VI - COMMENT PEUT-ON CLASSER LES REACTEURS NUCLEAIRES ?

La manière la plus rationnelle de classer les réacteurs est celle qui consiste à les différencier selon l'énergie des neutrons responsables des fissions.

D'après ce classement, les réacteurs doivent être divisés en 2 groupes :

- les réacteurs rapides,
- les réacteurs thermiques.

Les réacteurs rapides utilisent des neutrons directement issus de la fission, sans ralentissement préalable. De tels réacteurs n'utilisent pas de modérateur. Ils utilisent généralement du  $\text{Pu}_{239}$  comme matière fissile associé à l' $\text{U}_{238}$  fertile.

Les réacteurs thermiques utilisent, des neutrons préalablement ralentis pour provoquer des fissions. Ces réacteurs sont classés selon le modérateur et le fluide réfrigérant utilisé. Les réacteurs CANDU 600 MWe sont des réacteurs modérés et refroidis à l'eau lourde.

#### VII - QUELLES SONT LES DIFFÉRENTES PARTIES CONSTITUANT UN REACTEUR THERMIQUE.

La figure I - 1 qui donne le schéma de principe des éléments constituant un réacteur thermique montre que ce dernier est constitué d'une cuve étanche contenant :

- le coeur constitué des éléments combustibles responsables de la génération de puissance.
- les barres de contrôle qui assurent la régulation du niveau de puissance.
- le modérateur dont le rôle est de ralentir les neutrons de fission ce qui permet d'augmenter leur efficacité.
- le fluide réfrigérant chargé d'évacuer les calories produites par les fissions nucléaires.

- Le réflecteur qui permet de réduire la fuite de neutrons hors du coeur.
- Les protections biologiques généralement à base de béton lourd capables d'absorber les rayonnements émis par suite des réactions nucléaires.
- L'instrumentation nucléaire qui permet la mesure et le contrôle de toutes les grandeurs qui régissent l'évolution de la puissance nucléaire. Les données qui conditionnent le fonctionnement et le contrôle du réacteur sont généralement centralisées et exploitées au niveau de la Salle de contrôle.

#### VIII - A QUOI PEUT SERVIR UN REACTEUR NUCLEAIRE ?

Selon le but qui leur est assigné, les réacteurs peuvent être classés en 3 groupes :

- Les réacteurs d'enseignement,
- les réacteurs de recherche,
- les réacteurs de puissance.

Les réacteurs d'enseignement permettent de former les cadres compétents dans le domaine nucléaire.

Les réacteurs de recherche sont principalement utilisés pour effectuer un nombre important de travaux de physique tels que :

- physique du solide, spectroscopie, implantation dans les semi-conducteurs, étude du comportement du matériau sous irradiation, diffraction de neutrons, étude de l'interaction neutron-matière, analyse par activation permettant de déceler des traces à des taux relativement faibles dans les matériaux purs, tels que l'or etc...

Ces réacteurs sont aussi utilisés pour produire des radioisotopes qui sont utilisés en :

médecine, agriculture, industrie, chimie sous rayonnement, pharmacologie, datage, etc...

Les réacteurs de puissance sont utilisés pour produire de l'énergie électrique.

#### IX - POURQUOI ET COMMENT ASSURER LE CONTROLE D'UN REACTEUR ?

La figure I - 2 donne le schéma de principe de la boucle de contrôle d'un réacteur dont le but est de maintenir la puissance  $n$  du réacteur à une valeur aussi proche que possible de la puissance de consigne  $n_0$  choisie par l'opérateur en Salle de contrôle.

Le principe du contrôle est le suivant :

Un détecteur de neutrons, mesure à tout instant la population de neutrons dont la valeur est proportionnelle à la puissance du réacteur. Le signal ainsi obtenu est converti en une grandeur électrique qui une fois amplifiée est comparée au signal de référence  $n_0$ . Le signal d'erreur  $n - n_0$  amplifié par un amplificateur d'erreur, commande le servomécanisme des barres de contrôle dont le rôle est de déplacer automatiquement et dans le sens convenable, les barres de contrôle afin de stabiliser la puissance  $n$  à sa valeur de consigne  $n_0$  et ce quelle que soit la perturbation extérieure.

#### X - QU'EST-CE-QU'UNE CENTRALE ELECTRONUCLEAIRE ?

Une centrale électronucléaire de puissance est une installation industrielle destinée à convertir l'énergie nucléaire en énergie électrique. Cette conversion est réalisée selon le cycle suivant :

Energie nucléaire  $\xrightarrow{\quad}$  Energie thermique  $\xrightarrow{\quad}$  Energie mécanique  $\xrightarrow{\quad}$  Energie électrique.

En effet, l'énergie nucléaire est d'abord convertie en énergie thermique, énergie qui est utilisée pour produire de la vapeur, vapeur qui actionne un turbo-alternateur générateur de courant.

## XI - DE QUOI EST COMPOSEE UNE CENTRALE ELECTRONUCLEAIRE ?

Les centrales électronucléaires de puissance sont généralement composées :

- d'un réacteur,
- d'un ensemble de production de vapeur,
- d'un turbo-alternateur.

Le réacteur dont les composants ont été décrit précédemment assure la conversion :

Energie nucléaire ————— Energie thermique.

L'ensemble de production de vapeur est destiné à convertir l'énergie thermique en énergie mécanique. Mis à part les réacteurs dits "bouillants" dans lesquels la production de vapeur est obtenue directement par ébullition du réfrigérant, l'ensemble de production de vapeur est un générateur de vapeur qui peut-être assimilé à une immense bouilloire qui utilise les calories extraites par le fluide réfrigérant pour transformer en vapeur l'eau alimentaire contenue dans le circuit secondaire des générateurs de vapeur.

## DESCRIPTION DES CENTRALES ELECTRONUCLEAIRES DE PUISSANCE CANDU 600 MWe.

### I - INTRODUCTION.

La figure II - 1 qui donne le schéma d'ensemble d'une centrale CANDU 600 MWe, montre que cette dernière est constituée essentiellement :

- d'un réacteur,
- d'un circuit primaire de caloportage,
- d'un préssuriseur,
- de 4 générateurs de vapeur,
- d'un turbo-alternateur.

Nous nous proposons de décrire dans la suite de façon très succincte les composants précédemment inventoriés.

### II - LE REACTEUR.

Les réacteurs équipant les centrales électronucléaires de puissance du type CANDU 600 MWe sont essentiellement composés :

- d'une cuve à axe horizontal appelé calandre, dont les 2 fonds sont percés de 380 trous répartis selon un réseau régulier sur lesquels sont soudés 380 tubes de cuve.
- de 380 tubes de force disposés à l'intérieur des tubes de cuve, concentriquement à ces derniers,
- d'un isolant thermique à base de gaz carbonique se trouvant entre l'espace compris entre tubes de force et tubes de cuve,
- du combustible situé à l'intérieur du tube de force,

- du fluide réfrigérant circulant à l'intérieur des tubes de force,
- des organes de contrôle et de sécurité qui se déplacent perpendiculairement à l'axe de la cuve,
- de l'instrumentation chargée de suivre l'évolution de toutes les grandeurs qui conditionnent le fonctionnement, le contrôle et la sécurité de l'installation,
- du modérateur compris dans l'espace situé entre tubes de cuve et cuve.

### III - LE CIRCUIT PRIMAIRE DE CALOPORTAGE.

Le circuit primaire de caloportage est composé de 2 boucles identiques équipées chacune de 2 générateurs de vapeur et de 2 pompes.

Les boucles possèdent en commun un pressuriseur.

### IV - LE PRESSURISEUR.

Le pressuriseur est chargé de maintenir une pression voisine de 100 bars au sein du circuit primaire de caloportage. Cette pression élevée permet d'obtenir des températures de l'ordre de  $312^{\circ}$  C tout en restant en phase liquide. On montre physiquement que le rendement de la centrale est d'autant plus élevé que la température du fluide réfrigérant est élevé. Le choix des paramètres température et pression provient d'un compromis. En effet, pour obtenir un rendement élevé, il faut travailler à haute température donc à haute pression. La limite supérieure de la pression est d'ordre technologique, puisqu'il faudra prévoir des cuves qui tiennent aux pressions de service.

### V - LE GENERATEUR DE VAPEUR.

Le générateur de vapeur joue le rôle d'interfacé entre le

circuit primaire de caloportage et le circuit secondaire. Il est essentiellement constitué de 3550 tubes dans lesquels circule le fluide réfrigérant. Ces tubes sont chargés de transmettre l'énergie thermique véhiculée par le fluide réfrigérant au mélange eau-vapeur contenu dans le circuit secondaire du générateur de vapeur. La vapeur ainsi produite est envoyée vers le turbo-alternateur.

#### VI - LE TURBO-ALTERNATEUR.

Le turbo-alternateur utilise la vapeur issue des générateurs de vapeur pour produire de l'énergie électrique.

#### VII - LE CONTROLE DANS LES CENTRALES CANDU 600 MWe.

Il est prévu cinq types de contrôle dans les centrales CANDU 600 MWe :

- un contrôle de la réactivité,
- un contrôle de la pression du circuit primaire de caloportage,
- un contrôle d'inventaire du fluide primaire,
- un contrôle de niveau dans les générateurs de vapeur,
- un contrôle de pression au niveau du secondaire des générateurs de vapeur.

Le contrôle de la réactivité permet d'assurer une régulation du niveau de puissance du réacteur. Le système utilisé 3 types de mécanismes de contrôle :

- les barres liquides,
- les barres solides,
- les barres de compensation.

Ces mécanismes seront étudiés en détail dans la suite.

Le contrôle de la pression primaire est assuré par le préssuriseur qui peut-être assimilé à un récipient cylindrique relié au primaire par une conduite d'expansion et contenant 2 phases, l'une liquide et l'autre vapeur.

Le contrôle de la pression est assuré au moyen de cannes chauffantes plongées dans la phase liquide et de vannes de décharge de la vapeur.

Le contrôle d'inventaire est prévu pour maintenir la masse du fluide réfrigérant constante dans le primaire.

La raison d'être de ce contrôle est due au fait que lors des manoeuvres de puissance, le fluide primaire peut-être soit injecté, soit retiré du pressuriseur, selon que la puissance monte ou baisse respectivement. Comme le pressuriseur est incapable d'absorber toutes les variations, le constructeur a été conduit à prévoir un système d'appoint ou de retrait de fluide caloporteur au niveau du circuit primaire. Le circuit de contrôle d'inventaire est conçu pour maintenir le niveau d'eau dans le pressuriseur à une valeur aussi proche que possible d'un niveau de référence fonction de la puissance du réacteur.

Le contrôle du niveau dans les générateurs de vapeur est prévu pour maintenir le niveau d'eau dans les générateurs de vapeur à une valeur de consigne fonction de la puissance délivrée par le réacteur. En effet, un niveau bas risque de découvrir les tubes, ce qui peut entraîner leur détérioration, alors qu'un niveau haut risque d'entraîner de la vapeur vers la turbine.

Le contrôle de la pression au niveau du secondaire des générateurs de vapeur permet d'envoyer une vapeur de caractéristique donnée au niveau de la turbine.

Dans notre cas, nous nous sommes limités au contrôle de la réactivité qui sera décrite en détail dans la suite.

# MODELISATION DU FONCTIONNEMENT ET DU CONTROLE D'UNE CENTRALE ELECTRONUCLEAIRE DE PUISSANCE DU TYPE CANDU 600 MWe.

## I - INTRODUCTION.

L'étude de la modélisation du fonctionnement et du contrôle d'une centrale électronucléaire de puissance du type CANDU 600 MWe contient 3 parties :

- la cinétique,
- la thermique,
- le contrôle.

La partie réservée à la cinétique nous permettra d'écrire les équations qui régissent l'évolution de la puissance nucléaire du réacteur.

La thermique aura pour objet la distribution des températures au sein des différents composants constituant les différentes parties de la centrale et plus particulièrement celles qui se trouvent dans le coeur, tels que combustible, gaine et caloporteur.

Le contrôle inclut le bilan de la réactivité et le contrôle de celle-ci.

## II - CINETIQUE.

Dans les équations de la cinétique, la puissance  $P$  développée par le réacteur, le flux de neutrons  $\phi$  et le nombre total de neutrons  $n$  sont proportionnels.

C'est la raison pour laquelle les équations de la cinétique seront écrites en fonction de la grandeur  $n$ .

Nous rappelons pour mémoire que la population neutronique  $n$  est composée de neutrons prompts issus directement de la fission et de neutrons retardés provenant des précurseurs. Dans la pratique, on admet qu'il existe six groupes de précurseurs de neutrons retardés caractérisés chacun par sa concentration  $C_i$  et sa période de décroissance  $\lambda_i$  et sa proportion  $\beta_i$ , telle que la proportion totale de neutrons

retardés  $\beta$  soit égale à la somme des  $\beta_i$  .

Les équations de la cinétique doivent par conséquent tenir compte de l'évolution de la concentration  $C_i$  et de la population de neutrons  $n$ .

L'équation régissant l'évolution de la concentration  $C_i$  peut-être écrite en faisant le bilan :

$$\frac{dC_i}{dt} = \text{Production} - \text{pertes.}$$

Le terme production peut être obtenu compte-tenu de la définition du facteur de multiplication  $K$  qui donne :

$$n(t+\tau) = K.n(t)$$

Compte-tenu de la proportion  $\beta_i$  de neutrons retardés du groupe  $i$  et du temps de vie  $\theta$  des neutrons, on pourra écrire :

$$\text{production} = \beta_i \cdot \frac{K.n(t)}{\theta}$$

Le terme perte tient compte de la désintégration des pré-curseurs de sorte que l'on peut écrire :

$$\text{perte} = \lambda_i C_i$$

Il s'ensuit donc que :

$$\dot{C}_i = \beta_i \frac{K.n(t)}{\theta} - \lambda_i C_i$$

De même, on pourra établir l'équation régissant  $\dot{n}(t)$ , en partant de l'équation :

$$\dot{n}(t) = \frac{n(t+\theta) - n(t)}{\theta}$$

Le terme  $n(t+\theta)$  est la somme de 2 effets :

- la composante  $(1-\beta).K.n(t)$  dûe aux neutrons prompts.

- la composante  $\sum_{i=1}^6 \theta \lambda_i C_i$

Il s'ensuit que :

$$\dot{n}(t) = \left( \frac{K \cdot (1-\beta) - 1}{\theta} \right) \cdot n(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i$$

Compte-tenu du fait qu'au voisinage de la criticalité la grandeur  $K$  est voisine de l'Unité, les équations peuvent se mettre sous la forme :

$$\dot{n}(t) = \frac{\rho - \beta}{\theta} \cdot n(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i$$

$$\dot{C}_i(t) = \frac{\beta_i \cdot n(t)}{\theta} - \lambda_i C_i$$

avec :

$$\rho = \frac{K-1}{K} \approx \frac{K-1}{1} = \delta K$$

Le tableau suivant précise les caractéristiques des neutrons retardés dans un combustible CANDU irradié :

Groupe	$\beta_i \cdot 10^4$	$\lambda_i$ (s)
1	2,95	0,000612.
2	11,65	0,03155.
3	10,33	0,1218.
4	23,50	0,3175.
5	7,80	1,389.
6	1,97	3,784.

Nous prendrons :

$$\beta = \sum_{i=1}^6 \beta_i = 58,19 \cdot 10^{-4}$$

$$\theta = 10^{-3} \text{ s.}$$

Application numérique :

$$\dot{n}(t) = -5,819.n + 10^3 . \rho . n + 0,000612.C_1 + 0,03155.C_2 + 0,1218.C_3 \\ + 0,3175.C_4 + 1,389.C_5 + 3,784.C_6.$$

$$\dot{C}_1(t) = 0,295.n - 0,000612.C_1$$

$$\dot{C}_2(t) = 1,165.n - 0,03155.C_2$$

$$\dot{C}_3(t) = 1,033.n - 0,1218.C_3$$

$$\dot{C}_4(t) = 2,350.n - 0,3175.C_4$$

$$\dot{C}_5(t) = 0,780.n - 1,389.C_5$$

$$\dot{C}_6(t) = 0,197.n - 3,784.C_6$$

### III - THERMIQUE.

#### III - 1 : EQUATION DE TRANSMISSION THERMIQUE.

Si l'on considère un matériau caractérisé par :

- sa conductivité  $K$ ,
- sa température  $T$ ,
- sa densité  $\rho$ ,
- sa chaleur spécifique  $c$ ,

On montre que l'équation :

$$K . \nabla^2 T + w = \rho . c . \frac{\partial T}{\partial t} \quad (\text{III.1.})$$

régit avec une bonne approximation l'évolution spatiale et temporelle de la température au sein du milieu considéré, lorsque ce dernier est siège d'une génération de puissance par unité de volume.

$-\rho c \frac{\partial T}{\partial t}$  représente la puissance absorbée par le matériau.

$-K \nabla^2 T$  la puissance transmise par le matériau.

$-w$  la génération de puissance par unité de volume.

III - 2 : EVOLUTION RADIALE DE LA TEMPERATURE  $T_u(r)$  AU SEIN DU CRAYON COMBUSTIBLE.

Si l'on suppose que le crayon combustible est siège d'une génération de puissance uniforme et que sa conductivité  $K_u$  est indépendante de la température  $T_u(r)$ , la relation (III. 1. ) s'écrit en régime établi :

$$K_u \nabla^2 T_u(r) + w = 0 \quad (\text{III.2})$$

L'expérience montre que la transmission axiale de chaleur peut être négligée devant la transmission radiale dans un cylindre de hauteur  $H$  très élevée par rapport à son diamètre  $d$ .

Dans un PHWR CANDU 600 MWe :  $\frac{H}{d} = \frac{5,94}{0,012661} = 470$ .

Il s'ensuit que l'hypothèse précédent est largement vérifiée. Dans ce cas le laplacien se réduit à sa composante radiale et l'équation (III.2. ) s'écrit :

$$K_u \cdot \frac{1}{r} \cdot \frac{d}{dr} \left( r \cdot \frac{\partial T_u(r)}{\partial r} \right) + w = 0 \quad (\text{III.3})$$

Compte-tenu des conditions aux limites :

$$\left. \begin{array}{l} \frac{\partial T_u(r)}{\partial r} \\ T_u(r) \end{array} \right\}_{r=0} = 0$$

$$\left. \begin{array}{l} T_u(r) \\ \end{array} \right\}_{r=0} = T_u(0)$$

L'équation (III. 3 ) s'écrit :

$$\frac{d}{dr} \left( r \frac{\partial T_u(r)}{\partial r} \right) = - \frac{w r}{K_u}$$

ou encore :

$$r \frac{\partial T_u(r)}{\partial r} = - \frac{w}{K_u} \frac{r^2}{2} + C_1$$

Compte-tenu des conditions aux limites, on montre que  $C_1 = 0$

d'où :

$$\frac{\partial T_u(r)}{\partial r} + \frac{w r}{2 K_u} = 0$$

Où

$$T_u(r) = -\frac{w r^2}{4 K_u} + C_2$$

Comme :

$$T_u(0) = C_2.$$

On en déduit que :

$$T_u(r) = T_u(0) - \frac{w r^2}{4 K_u} \quad (\text{III} - 4)$$

Cette relation montre que le champ de température  $T_u(r)$  au sein du crayon combustible est parabolique et qu'il est maximal au centre du crayon.

Dans l'étude des échanges thermiques, il est commode d'introduire la température moyenne  $T_u$  du milieu considéré. Une telle grandeur est définie par la relation :

$$\bar{T}_u = \frac{1}{\pi a^2} \int_0^a 2 \pi r T_u(r) dr$$

Compte-tenu de l'équation (III - 4), l'intégration d'une telle équation donne immédiatement.

$$T_u = T_u(0) - \frac{w a^2}{8 K_u} \quad (\text{III-5})$$

Cette dernière équation nous donne directement la chute de température entre le centre  $T_u(0)$  et un point dont la température est égale à  $T_u$ .

Une telle chute peut être caractérisée par une grandeur physique importante appelée résistante thermique  $R_u$  définie par la relation :

$$R_u = \frac{\Delta T_u}{W} \quad (\text{III-6})$$

$W$  étant la puissance générée par le crayon combustible avec :

$$W = \pi a^2 H w$$

$$\Delta T_u = R_u W$$

ou

$$\Delta T_u = \frac{a^2}{8 K_u} \cdot \frac{1}{\pi a^2 H} W$$

$$R_u = \frac{1}{8 \pi K_u H} \quad (\text{III-7})$$

Nous avons montré que le champ de température est parabolique et que la température maximale est atteinte au centre du crayon. L'écart maximal de température est donné par la formule :

$$\Delta T_u = \frac{P-R^2}{4 K_u} \quad (\text{III-8})$$

R : Rayon du crayon combustible.

P étant la puissance spécifique, c'est le rapport de la puissance thermique nominale développée par le coeur au volume total de tous les crayons combustibles.

Soit :

$$P = \frac{P_{th}}{V}$$

Remarque: la conductivité de l'uranium  $K_u$  varie en réalité en fonction de la température, l'expérience montre que  $K_u$  est liée à la température moyenne de l'uranium par la relation :

$$K_u = \frac{3800}{(T_u + 400)} + 48 \cdot 10^{-12} (T_u - 127)^3$$

Néanmoins les variations de  $K_u$  en fonction de la température ne sont pas très importantes ce qui justifie le fait que l'ait considérée constante dans l'intégration de l'équation (III. 3.).

### III - 3 : CHUTE DE TEMPERATURE A L'INTERFACE COMBUSTIBLE GAINÉ.

Le contact entre l'oxyde d'uranium constituant le crayon et la gaine n'est pas parfait. Il s'ensuit que la transmission de chaleur entre le combustible et la gaine s'effectue avec certaines chutes de température.

$$\Delta T_{UG} = T_u(a) - T_G(a) \quad (\text{III-9})$$

$T_G(a)$  étant la température à la surface interne de la gaine  
 $T_u(a)$ , la température à la périphérie du combustible.

La chute de température est liée au flux surfacique  $\phi_s$  (a) au niveau de l'interface uranium - gaine par la relation :

$$\Delta T_{UG} = \frac{\phi_s (a)}{H_{UG}} \quad (\text{III-10})$$

$H_{UG}$  étant le coefficient d'échange thermique dû au contact uranium - gaine.

Le paramètre  $H_{UG}$  est lié à la résistance thermique de contact  $r_{UG}$  uranium - gaine par la relation.

$$H_{UG} = \frac{1}{r_{UG} \cdot S_{UG}} \quad (\text{III-11})$$

$S_{UG}$  étant la surface d'échange uranium - gaine.

La grandeur  $r_{UG}$  est généralement fonction de la température et de l'usure du combustible.

L'expérience montre cependant que l'on peut prendre avec une bonne approximation :

$$H_{UG} = 0,5 \text{ W/cm}^2 \cdot \text{°C}$$

#### III - 4 : EVOLUTION RADIALE DE LA TEMPERATURE $T_G(r)$ AU SEIN DE LA GAINE.

La gaine n'étant le siège d'aucune génération de puissance, la relation (III.1. ) nous donne :

$$K_G \nabla^2 T_G(r) = 0 \quad (\text{III-12})$$

En supposant que la conductivité  $K_G$  de la gaine est indépendante de la température  $T_G(r)$  et en négligeant la transmission axiale de la chaleur devant la transmission radiale pour les mêmes raisons que précédemment, on pourra écrire :

$$K_G \cdot r \cdot \frac{d}{dr} \left( r \frac{\partial T_G(r)}{\partial r} \right) = 0 \quad (\text{III-13})$$

d'où l'on tire :

$$\frac{d}{dr} \left( r \frac{\partial T_G}{\partial r} \right) = 0$$

ou encore :

$$r \frac{\partial T_G}{\partial r} = C_1 \quad (\text{III-14})$$

La valeur de la constante  $C_1$  est liée au flux surfacique  $\phi_s(a)$  à l'interface combustible - gaine par la relation :

$$\left. \begin{aligned} \phi_s(a) &= -K_G \frac{\partial T_G(r)}{\partial r} \end{aligned} \right\}_{r=a} \quad (\text{III-15})$$

avec :  $\phi_s(a) = \frac{w a}{2}$

Ce qui donne :

$$C_1 = \frac{a \partial T_G(a)}{\partial r} = -a \frac{\phi_s(a)}{K_G} = -w \frac{a^2}{2K_G}$$

En remplaçant  $C_1$  dans (III - 14 ), nous obtenons :

$$\frac{\partial T_G}{\partial r} = -\frac{a^2 w}{2K_G} \cdot \frac{1}{r}$$

ou encore :

$$dT_G = -\frac{a^2 w}{2K_G} \frac{dr}{r}$$

d'où l'on tire :

$$T_G(r) = -\frac{w a^2}{2 K_G} \text{Log } r + C_2 \quad (\text{III-16})$$

A la limite l'équation précédente donne :

$$T_G(a) = -\frac{w a^2}{2 K_G} \text{Log } a + C_2$$

d'où :

$$T_G(r) = T_G(a) - \frac{w a^2}{2 K_G} \text{Log } \frac{r}{a} \quad (\text{III -17})$$

En tenant compte du fait que l'épaisseur  $e$  de la gaine est négligeable devant le rayon  $a$  du crayon, un développement limite nous donne :

$$T_G(r) = T_G(a) - \frac{w a}{2 K_G} (r-a) \quad (\text{III-18})$$

Cette relation nous montre que la température au sein de la gaine est maximale à l'interface gaine-combustible et qu'elle varie ensuite linéairement avec  $r$ .

La valeur moyenne de la température dans la gaine est donnée par la relation suivante :

$$\bar{T}_G = \frac{1}{\Pi(b^2 - a^2)} \int_a^b 2\Pi r T_G(r) dr$$

Compte-tenu de la relation (III - 17 - ), l'intégration de l'équation précédente nous donne :

$$\bar{T}_G = T_G(a) - \frac{w a^2 b^2}{4K_G(b^2 - a^2)} \cdot \text{Log} \frac{b}{a} + \frac{w a^2}{8 K_G}$$

Comme  $e \ll a$ , un développement limité donne :

$$\bar{T}_G = T_G(a) - \frac{w a e}{4 K_G} \quad (\text{III-19})$$

La résistance thermique de la gaine est définie par la relation :

$$R_G = \frac{\Delta T_G}{W} \quad (\text{III-20})$$

avec :

$$W = w \Pi a^2 H$$

d'où

$$R_G = \frac{e}{4 \Pi a H K_G} \quad (\text{III-21})$$

De même que pour  $K_u$ , l'expérience montre que  $K_G$  varie en fonction de la température moyenne de la gaine selon la relation :

$$K_G = 12 + 125 \cdot 10^{-4} T_G$$

Néanmoins les variations de  $K_G$  en fonction de la température ne sont pas très importantes, ce qui justifie qu'on l'ait considérée constante dans l'intégration.

### III - 5 : CHUTE DE TEMPERATURE PAR CONVECTION A L'INTERFACE GAINÉ - CALOPORTEUR.

La transmission de la chaleur de la gaine caloporteur a lieu avec une chute de température donnée par la loi de Colburn :

$$\Delta T_{GC} = R_{GC} \Phi_s(b) \quad (\text{III-22})$$

où:

$\Phi_s(b)$  est le flux surfacique

$R_{GC}$  la résistance de contact gaine - caloporteur donnée par la relation :

$$H_{GC} = R_{GC}^{-1} = 0,023 \cdot \frac{\lambda_c}{D_H} \cdot R_e^{0,8} \cdot p^{0,4} \quad (\text{III-23})$$

$$R_e = \frac{\rho \cdot v \cdot D_H}{\mu} \quad \text{est le nombre Reynold.}$$

$$P = \frac{\mu c}{\lambda} \quad \text{est le nombre de Prandt.}$$

$\rho$  , la masse volumique du fluide (Kg/m<sup>3</sup>).

$v$  , la vitesse du fluide (m/s).

$\lambda_c$  , la conductivité du caloporteur.

$D_H$ , le diamètre hydraulique d'un canal alimentaire (voir figure III - 1) avec :

$$D_H^2 = 4 \left( \frac{d^2 - \Pi a^2}{\Pi} \right)$$

L'expérience montre qu'il existe deux types d'écoulement selon la valeur de  $Re$  :

- Un régime turbulent dans lequel  $Re$  est supérieur à 2000. Dans ce régime, il se produit un brassage continu des molécules d'eau, ce qui se traduit par de meilleurs échanges thermiques.
- Un régime laminaire dans lequel  $Re$  est inférieur à 2000. Dans ce régime les particules de fluide se déplacent parallèlement les unes des autres, ce qui se traduit par une forte réduction des échanges.

### III - 6 : TRANSFERT DE CHALEUR PAR RADIATION.

Nous venons d'étudier les modes de transfert par conduction et par convection :

- la conduction est due à l'agitation d'atomes dans le corps,
- la convection est due à un déplacement macroscopique de fluide avec échange de molécules.

Il existe cependant un mode de transfert par radiation thermique qui se superpose aux deux modes précédents puisque nous avons vu qu'une partie de l'énergie produite lors d'une fission provient de l'énergie des rayonnements  $\gamma$  et des particules  $\beta$ .

Les coefficients d'échange par radiation thermique sont donnés par les relations suivantes :

- A l'interface crayon - gaine.

$$H_{R_{UC}} = \frac{\epsilon_{UG} \cdot \sigma}{\bar{T}_U - \bar{T}_G} \cdot (\bar{T}_U^4 - \bar{T}_G^4) \quad (\text{III-24})$$

Expression dans laquelle :

$\sigma$  : constante égale à  $1,38 \cdot 10^{-2}$  cal/sec  $\text{cm}^2 \cdot \text{K}^4$

$\epsilon_{UG}$  : Taux d'émission d'absorption des surfaces du combustible et de la gaine  $\epsilon_{UG} \leq 1$

$T_U$  et  $T_G$  : températures du combustible et de la gaine.

- A l'interface gaine - caloporteur.

$$H_{R_{GC}} = \frac{\epsilon_{GC} \cdot \sigma}{\bar{T}_G - \bar{T}_C} (\bar{T}_G^4 - \bar{T}_C^4) \quad (\text{III-25})$$

Il est à noter que ces coefficients d'échange par radiation sont négligeables devant les autres coefficients d'échange thermique.

La figure III - 2 donne la répartition des températures dans le combustible, la gaine et le caloporteur.

### III - 7 : EQUATIONS REGISSANT LES EVOLUTIONS DES TEMPERATURES.

Les variations des températures moyennes du combustible  $T_U$ , de la gaine  $T_G$ , du caloporteur  $T_C$  peuvent être obtenues en appliquant le principe de conservation de l'énergie.

$$H_1 = R_1^{-1} + H_{RUG}.$$

avec :

$$R_1 = R_U + R_{UG} + R_G$$

(III-30)

$$\text{et } H_2 = R_2^{-1} + H_{RCG}.$$

avec :

$$R_2 = R_G + R_{GC}.$$

$$H_1 = R_1^{-1} + H_{RUG}.$$

avec :

$$R_1 = R_U + R_{UG} + R_G$$

(III-30)

$$\text{et } H_2 = R_2^{-1} + H_{RCG}.$$

avec :

$$R_2 = R_G + R_{GC}.$$

APPLICATION NUMERIQUE :

Afin de ne pas alourdir la présentation du texte, nous proposons de présenter les valeurs numériques de tous les paramètres permettant le calcul des coefficients qui rentrent dans les équations du bilan d'énergie.

COMBUSTIBLE :

Rayon du crayon combustible .....	$a = 0,006 \text{ m.}$
Diamètre extérieur du crayon .....	$d = 0,0137 \text{ m.}$
Hauteur du crayon .....	$H = 5,94 \text{ m.}$
Nombre total de crayons .....	$n = 14060.$
Chaleur spécifique du combustible .....	$C_u = 330 \text{ J/Kg}^\circ \text{C.}$
Masse totale du combustible .....	$M_u = 100 \text{ tonnes.}$
Température maximale du combustible ...	$T_{u\max} = 1900^\circ \text{C.}$
Energie fournie par le combustible ....	$W_u = 2031 \text{ MWth.}$
Conductivité du combustible .....	$\lambda_u = 2,7 \text{ W/m}^\circ \text{C.}$

GAINES :

Epaisseur de la gaine .....	$e = 4,19 \cdot 10^{-4} \text{ m.}$
Conductivité de la gaine .....	$\lambda_G = 60 \text{ W/m}^\circ \text{C.}$
Chaleur spécifique de la gaine .....	$C_g = 380 \text{ J/Kg}^\circ \text{C.}$
Masse totale de la gaine .....	$M_g = 10,5 \text{ tonnes.}$
Température maximale de la gaine .....	$T_{g\max} = 326^\circ \text{C.}$
Puissance produite dans la gaine .....	$W_g = 97 \text{ MWth.}$

FLUIDE CALOPORTEUR :

Masse spécifique de l'eau .....	$\rho = 1,1 \text{ g/cm}^3$
Viscosité dynamique de l'eau .....	$\xi = 1,1 \cdot 10^{-1} \text{ g/m.s.}$
Conductivité du fluide .....	$\lambda_c = 0,5 \text{ J/m.s.}^\circ \text{C.}$
Chaleur massique du fluide .....	$C_c = 5000 \text{ J/Kg}^\circ \text{C.}$
Masse totale du fluide caloporteur .....	$M_c = 8,6 \text{ tonnes.}$
Température maximale du caloporteur....	$T_{c\max} = 312^\circ \text{C.}$
Vitesse du fluide caloporteur .....	$v = 9,14 \text{ m/s.}$
Débit massique .....	$Q = 7600 \text{ Kg/s.}$
Débit/Canal maximale .....	$q_{\max} = 24 \text{ Kg/s.}$

Energie totale libérée lors de la fission ...  $W = 2180 \text{ MWth.}$   
Température à l'entrée du coeur .....  $T_e = 267 \text{ }^\circ\text{C.}$   
Température à la sortie du coeur .....  $T_s = 312 \text{ }^\circ\text{C.}$   
Température moyenne dans le coeur .....  $T_{\text{moy}} = 288 \text{ }^\circ\text{C.}$   
Flux surfacique maximal .....  $\Phi_{S \text{ max}} = 1288,5 \text{ KW/m}^2.$

Compte-tenu des valeurs numériques, on en déduit les paramètres suivants :

- $Re = 874305$  ; ce paramètre s'exprime sans unités.  
Re étant le nombre de Reynolds, sa valeur étant très supérieure à 2000, on a un régime turbulent.
- $Pr = 1$  ; ce paramètre s'exprime de même sans unités.
- $D_H = 1 \text{ cm.}$
- $H_{GC} = 65167 \text{ W/m}^2 \text{ } ^\circ\text{C.}$
- $\Delta T_{GC \text{ max}} = 20^\circ \text{ C.}$
- $\Delta T_G \text{ max} = 10^\circ \text{ C.}$
- $\Delta T_{UG \text{ max}} = 257^\circ \text{ C.}$
- $\Delta T_U \text{ max} = 770^\circ \text{ C.}$
- $T_{\text{max}} = 1900^\circ \text{ C}$  ; on a  $K_u = 2 \text{ W/m}^2 \text{ } ^\circ\text{C.}$
- $T_{\text{min}} = 1130^\circ \text{ C}$  ; on a  $K_u = 2,5 \text{ W/m}^2 \text{ } ^\circ\text{C.}$

On constate que les variations de la conductivité  $K_u$  en fonction de la température sont faibles ; ce qui vérifie les hypothèses faites précédemment.

Dans les calculs qui suivent, nous avons considéré une valeur moyenne :

$$K_{u\text{moy}} = 2,25 \text{ W/m}^2 \text{ } ^\circ\text{C.}$$

Un même raisonnement pour  $K_G$ , permet d'en déduire sa valeur moyenne :

$$K_{G\text{moy}} = 16 \text{ W/m}^2 \text{ } ^\circ\text{C.}$$

- $S_1 = 3187,3 \text{ m}^2$
- $S_2 = 3430,12 \text{ m}^2$
- $R_u = 67,5 \cdot 10^{-5} \text{ m}^2 \text{ } ^\circ\text{C/W.}$
- $R_{ug} = 15 \cdot 10^{-5} \text{ m}^2 \text{ } ^\circ\text{C/W.}$
- $R_G = 1,3 \cdot 10^{-5} \text{ m}^2 \text{ } ^\circ\text{C/W.}$
- $R_1 = 83,8 \cdot 10^{-5} \text{ m}^2 \text{ } ^\circ\text{C/W.}$

$$\cdot \text{HRCG} = 37 \text{ W/m}^2 \text{ } ^\circ\text{C}.$$

$$\cdot \text{H}_1 = 1230,3 \text{ W/m}^2 \text{ } ^\circ\text{C}.$$

$$\cdot \text{RGC} = 1,5 \cdot 10^{-5} \text{ m}^2 \text{ } ^\circ\text{C/W}.$$

$$\cdot \text{HRGC} = 8 \text{ W/m}^2 \text{ } ^\circ\text{C}.$$

$$\cdot \text{R}_2 = 2,8 \cdot 10^{-5} \text{ m}^2 \text{ } ^\circ\text{C/W}.$$

$$\cdot \text{H}_2 = 36000 \text{ W/m}^2 \text{ } ^\circ\text{C}.$$

$$\cdot \alpha = 0,045.$$

Les équations régissant les évolutions des températures  $\bar{T}_U$ ,  $\bar{T}_G$  et  $\bar{T}_C$  compte-tenu des paramètres précédemment déterminés s'écrivent :

$$\frac{d\bar{T}_U}{dt} = 2,9 \cdot 10^{-8} W - 0,12 \bar{T}_U + 0,12 \bar{T}_G$$

$$\frac{d\bar{T}_G}{dt} = 0,983 \bar{T}_U - 31,983 \bar{T}_G / 31 \bar{T}_G$$

$$\frac{d\bar{T}_C}{dt} = 1,05 \cdot 10^{-9} W + 2,87 \bar{T}_G - 2,87 \bar{T}_C - 2,37 \cdot 10^{-4} \bar{T}_G Q + 6,2 \cdot 10^{-2} Q$$

## IV - DYNAMIQUE ET CONTROLE.

## IV - 1 - INTRODUCTION.

La puissance nucléaire dépend de façon étroite d'un nombre important de paramètres qui influent sur la réactivité. Il s'ensuit que si l'on désire assurer de façon efficace le contrôle du réacteur, il conviendra de faire le bilan des réactivités introduites par chacun des paramètres précédemment signalés.

D'une façon générale, la réactivité est la somme de plusieurs effets dont les plus importants sont :

- effet température,
- effet d'empoisonnement.

Les variations de températures sont dûes à 2 causes :

- d'une part, la section efficace est fonction de l'énergie des neutrons. Il s'ensuit que toute variation de température du combustible entraîne une variation de la section efficace et par voie de conséquence celle de la réactivité. Cet effet appelé "Effet Doppler" est instantané. Il contribue à une variation  $\Delta \rho_U$  proportionnelle en première approximation à la variation de température du combustible  $\Delta T_U$  de sorte que l'on peut écrire :

$$\Delta \rho_U = \alpha_U \Delta T_U.$$

Expression dans laquelle  $\alpha_U$  représente le coefficient Doppler et est égale à  $-5 \cdot 10^{-6}$  Pcm/°C.

- d'autre part, le volume du caloporteur contenu dans le coeur dépend de la température qui règne dans ce milieu. Les variations de volume contribuent à modifier les caractéristiques de modération, ce qui influe sur la réactivité. Cet effet, appelé "Effet Caloporteur" est négligeable devant l'effet précédent.

L'effet d'empoisonnement est dû à l'accumulation du  $^{135}\text{Xe}$  et du  $^{149}\text{Sm}$ . Cet effet bien qu'important potentiellement est cependant très lent.

Pour des raisons de commodités, nous commencerons par décrire les phénomènes d'empoisonnement avant de passer à l'étude détaillée du contrôle.

IV - 2 - EMPOISONNEMENT D'UN REACTEUR PAR LES PRODUITS DE FISSION.

IV - 2 - 1 - INTRODUCTION.

Pendant le fonctionnement du réacteur, il s'accumule des produits de fission dont certains, appelés poisons, ont des sections efficaces d'absorption importantes.

Les poisons les plus redoutables sont :

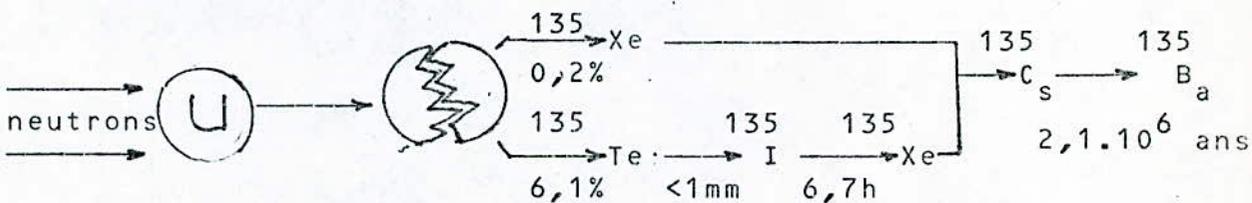
- Le Xénon et le
- Samarium.

IV - 2 - 2 - EMPOISONNEMENT DU REACTEUR PAR LE XENON.

IV - 2 - 2 - 1. GENERALITES.

La section efficace microscopique d'absorption du Xe pour les neutrons est de l'ordre de  $3 \cdot 10^{-6}$  barns ( $1\text{barn} = 10^{-24}\text{cm}^2$ ).

Le schéma de formation du  $^{135}\text{Xe}$  est le suivant :



Etant donné que la période de formation de l'iode est négligeable devant celle du  $^{135}\text{Xe}$ , on pourra admettre que tout se passe comme si l' $^{135}\text{I}$  se formait directement à partir de la fission.

La Loi d'évolution de l' $^{135}\text{I}$  s'obtient en faisant le bilan des créations et des disparitions.

- La vitesse de formation de l'Iode est proportionnelle au nombre de fissions thermiques qui ont lieu dans le combustible par seconde soit :  $\Sigma_F \Phi$

La vitesse de formation de l'iode s'écrit donc :  $\gamma_I \Sigma_F \Phi$

- La disparition de l'iode se fait :

- . Soit par désintégration avec la vitesse:  $\lambda_I I$
- . Soit par absorption des neutrons thermiques avec un taux :  $\sigma_I \Phi I$

La vitesse d'évolution de la concentration de l'iode s'écrit donc :

$$\frac{dI}{dt} = \gamma_I \Sigma_F \Phi - \lambda_I I - \sigma_I \Phi I.$$

Un raisonnement analogue au précédent nous permettra de déterminer la loi d'évolution du Xénon, en effet, le Xénon provient :

- Soit de la fission,
- soit de la désintégration radioactive de l'iode.

La vitesse de création du Xénon à partir de la fission vaut :  $\gamma_X \Sigma_F \Phi$

Celle correspondant à la désintégration radioactive de l'iode est égale à :  $\lambda_I I$

Le Xénon disparaît :

- Soit par absorption de neutrons,
- Soit par désintégration radioactive.

La vitesse de disparition du Xénon par absorption de neutrons thermiques est égale à :  $\sigma_X \Phi X$

Celle relative à la désintégration radioactive du Xénon vaut :  $\lambda_X X$

La vitesse d'évolution de la concentration du Xénon est donc donnée par l'expression :

$$\frac{dX}{dt} = \lambda_I I + \gamma_X \Sigma_F \Phi - \lambda_X X - \sigma_X X \Phi.$$

La réactivité liée à la formation du Xénon est donnée par :

$$\rho_{Xe} = - \frac{X \sigma_X}{\Sigma_F} \quad (\text{IV.1})$$

Le tableau suivant précise la signification des variables utilisées :

- X : concentration en Xénon,
- I : concentration en Iode,
- $\Sigma_F$  :  $0,86 \text{ cm}^{-1}$  = Section efficace macroscopique de fission du combustible.
- $\gamma_X$  : 0,2 % = Rendement de fission du Xénon.
- $\gamma_I$  : 6,1 % = Rendement de fission de l'Iode.
- $\Phi$  : Flux neutronique.
- $\sigma_X$  :  $2,9 \cdot 10^6$  barns = Section efficace microscopique d'absorption du Xénon.
- $\sigma_I$  : 7 barns = Section efficace microscopique d'absorption de l'Iode.
- $\lambda_X$  :  $2,1 \cdot 10^{-5} \text{ s}^{-1}$  = Constante de décroissance radioactive du Xénon.
- $\lambda_I$  :  $2,9 \cdot 10^{-5} \text{ s}^{-1}$  = Constante de décroissance radioactive de l'Iode.

Les valeurs numériques précédentes montrent que le terme  $\sigma_I \Phi I$  est négligeable devant  $\lambda_I I$  même pour de très hauts flux.

On pourra donc simplifier l'expression donnant la vitesse d'évolution de la concentration de l'Iode et la mettre sous la forme suivante :

$$\frac{dI}{dt} = \gamma_I \Sigma_F \Phi - \lambda_I I.$$

L'empoisonnement par le Xénon dépend de façon étroite de l'état du réacteur (démarrage, arrêt, redémarrage) et du flux. Nous nous proposons d'explicitier cette dépendance. Avant de le faire, nous avons cru utile de donner la valeur du flux régnant dans un réacteur du type CANDU 600 MWe.

## IV - 2 - 2 - 2. VALEUR DU FLUX REGNANT DANS UN CANDU 600 MWe.

La puissance neutronique  $P_{\text{watt}}$  est donnée par la relation :

$$P_{\text{watt}} = a \cdot \frac{N_0}{A} \cdot \sigma_{F235} \cdot P_{235} \cdot \Phi$$

expression dans laquelle :

$$a = 200 \cdot 1,6 \cdot 10^{-13}$$

$$N_0 = 6 \cdot 10^{23} : \text{Nombre d'Avogadro.}$$

$$A = 270 : \text{Nombre de masse de l'UO}_2$$

$$\sigma_{F235} = 492 \text{ barns} : \text{Section efficace microscopique de fission de l' } ^{235}\text{U.}$$

$$P_{235} = 680 \text{ Kg pour un CANDU 600 MWe} : \text{Masse de l' } ^{235}\text{U.}$$

$$P = 2180 \text{ MWth} = \text{Puissance thermique pour un CANDU 600 MWe.}$$

Compte-tenu des valeurs numériques précédentes, on déduit que le flux nominal dans un réacteur CANDU 600 MWe est de l'ordre de  $10^{14}$  neutrons/cm<sup>2</sup>.s.

## IV - 2 - 2 - 3. EMPOISONNEMENT PAR LE XENON A L'EQUILIBRE APRES FONCTIONNEMENT PROLONGE.

L'empoisonnement du réacteur à l'équilibre après fonctionnement prolongé peut-être obtenu en écrivant :

$$\frac{dI}{dt} = \frac{dX}{dt} = 0$$

Ce qui donne :

$$I_0 = \frac{\gamma_I \Sigma_F \Phi}{\lambda_I}$$

$$X_0 = \frac{\Sigma_F \Phi (\gamma_I + \gamma_X)}{\lambda_X + \sigma_X \Phi}$$

Tout calcul fait, on obtient les valeurs numériques suivantes :

$$I_0 = 1,7 \cdot 10^{17} / \text{cm}^3$$

$$X_0 = 1,7 \cdot 10^{16} / \text{cm}^3$$

$$\rho_0 = 3325 \text{ pcm.}$$

## IV - 2 - 2 - 4. EMPOISONNEMENT PAR LE XÉNON: ARRÊT DU RÉACTEUR.

Ce qui précède nous montre que :

- l'une des sources de production de Xénon est la désintégration radioactive de l'Iode, désintégration qui continue même après arrêt du réacteur.
- la production de Xénon par suite de fission diminue à l'arrêt du réacteur.
- la disparition du Xénon sous l'effet de captures neutroniques diminue à l'arrêt du réacteur.

Il s'ensuit que la disparition du Xénon sera essentiellement due à la désintégration radioactive, alors que la production par désintégration de l'Iode se poursuivra jusqu'à épuisement de ce dernier.

L'expérience montre que lors de l'arrêt d'un réacteur, la formation du Xénon est plus rapide que son élimination. De plus du fait que  $\lambda_I$  est supérieur à  $\lambda_X$ , les conditions sont favorables pour l'accroissement de la concentration du Xe.

On assiste ainsi à un empoisonnement prononcé du réacteur comme le montre la figure (III - 3).

L'effet d'empoisonnement est fonction du flux comme le montre la figure (III - 4).

Pour étudier l'empoisonnement d'un réacteur, après arrêt, il suffira de partir d'un temps  $t = 0$ , pris comme référence et d'écrire :

$$I = I_0 e^{-\lambda_I t}$$

Ce qui donne :

$$\frac{dx}{dt} = -\lambda_X x + \lambda_I I_0 e^{-\lambda_I t}$$

La résolution de cette équation donne :

$$x(t) = \frac{\lambda_I I_0}{\lambda_I - \lambda_X} (e^{-\lambda_I t} - e^{-\lambda_X t}) + x_0 e^{-\lambda_X t}$$

Une telle concentration atteint sa valeur maximale, en un temps  $t_{max}$  défini par :

$$\left(\frac{dX(t)}{dt}\right)_{max} = 0$$

Ce qui donne :

$$t_{max} = \frac{1}{\lambda_X - \lambda_I} \log \frac{\lambda_X}{\lambda_I} \left(1 - \frac{\lambda_X - \lambda_I}{\lambda_I} \cdot \frac{X_0}{I_0}\right)$$

Les valeurs numériques montre que le rapport :  $\frac{\lambda_X - \lambda_I}{\lambda_I} \cdot \frac{X_0}{I_0}$  est négligeable, ce qui donne :

$$t_{max} = \frac{1}{\lambda_X - \lambda_I} \log \frac{\lambda_X}{\lambda_I}$$

Compte-tenu des valeurs numériques, on tire :

$$t_{max} = 11 \text{ heures.}$$

$$X(t_{max}) = 8.10^{16} / \text{cm}^3$$

$$\rho_{max} = - 13784 \text{ p.c.m}$$

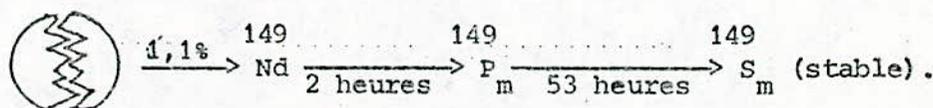
IV - 2 - 2 - 5. EMPOISONNEMENT XENON AU REDEMARRAGE.

Lorsque le réacteur redémarre, la concentration en iode augmente avec le flux neutronique tandis que la concentration Xénon diminue rapidement. Dès que la concentration en iode atteint l'équilibre  $I_0$ , la concentration Xénon augmente et va tendre vers l'équilibre  $X_0$  du réacteur en fonctionnement normal.

IV - 2 - 3 - EMPOISONNEMENT DU REACTEUR PAR LE SAMARIUM.

IV - 2 - 3 - 1. INTRODUCTION.

Le Samarium est un noyau stable dont le schéma de formation est le suivant :



Du fait que la durée de vie des produits de fission tel que le Nadium est faible par rapport à celle du Prométhium, on

pourra considérer que le Prométhium est produit directement à partir de la fission.

#### IV - 2 - 3 - 2. EVOLUTION DE LA CONCENTRATION DU PROMETHIUM, ET DU SAMARIUM.

Un raisonnement identique à celui fait au paragraphe (IV-2-2) nous permet d'écrire :

$$\frac{dP}{dt} = \gamma_p \Sigma_F \Phi - \lambda_p P.$$

$$\frac{dS}{dt} = \lambda_p P - \sigma_s \cdot S \cdot \Phi.$$

Expression dans laquelle :

P : est la concentration du prométhium,

S : la concentration du Samarium,

$\lambda_p = 3,6 \cdot 10^{-6} \text{ s}^{-1}$  : la constante de désintégration radioactive du prométhium.

$\lambda_s$  : la constante de désintégration radioactive du Samarium. (cette constante est nulle, car le Samarium est un élément stable).

$\gamma_p = 1,1 \%$  : le rendement de fission du prométhium.

$\sigma_s = 5 \cdot 10^{14}$  barns : la section efficace microscopique d'absorption du Samarium.

$\Sigma_F = 0,86 \text{ cm}^{-1}$  : Section efficace macroscopique de fission du combustible.

Pour les mêmes raisons que pour le Xénon, on montre que le terme  $\sigma_p \Phi P$  est négligeable devant  $\lambda_p P$ , même pour de très hauts flux.

La réactivité liée à la formation du Samarium est donnée par :

$$\rho_{Sm} = - \frac{\sigma_s}{\Sigma_c} \cdot S.$$

IV - 2 - 3 - 3. EMPOISONNEMENT SAMARIUM PENDANT LE FONCTIONNEMENT.

Par analogie à la formation du Xénon à partir de l'Iode, on peut déterminer la concentration à l'équilibre  $S_0$  et  $P_0$  du Samarium et du Prométhium respectivement.

$$P_0 = \frac{\gamma_p \cdot \Sigma_f \cdot \Phi}{\lambda_p}$$

$$S_0 = \frac{\lambda_p P_0}{\sigma_s \Phi}$$

Ce qui donne compte-tenu des valeurs numériques :

$$P_0 = 2,5 \cdot 10^{17} / \text{cm}^3$$

$$S_0 = 2 \cdot 10^{17} / \text{cm}^3$$

IV - 2 - 3 - 4. EMPOISONNEMENT SAMARIUM A L'ARRET DU REACTEUR.

A l'arrêt du réacteur, on pourra poser :

$$P = P_0 \cdot e^{-\lambda_p t}$$

Ce qui donne :

$$\frac{dS}{dt} = \lambda_p P_0 e^{-\lambda_p t}$$

La résolution de cette équation conduit à :

$$S_m(t) = -P_0 e^{-\lambda_p t} + P_0 + S_0$$

A un instant infini, après l'arrêt du réacteur, la concentration en Samarium est égale à :

$$S(\infty) = P_0 + S_0$$

Compte-tenu des valeurs numériques de  $P_0$  et  $S_0$  calculées précédemment :

$$S(\infty) = 4,5 \cdot 10^{17} / \text{cm}^3$$

$$\rho_S = -1424 \text{ pcm.}$$

IV - 2 - 3 - 5. EMPOISONNEMENT SAMARIUM APRES REDEMARRAGE  
DU REACTEUR.

La concentration en Samarium évolue selon :

$$S'_o = S_o + S(T).$$

Expression dans laquelle :

$S_o$  est la valeur de la concentration d'équilibre en fonctionnement normal.

$S(T)$  la concentration au redémarrage pour  $t = T$ .

Ce qui donne :

$$S'_o = S_o + P_o (1 - e^{-\lambda_p t}) + S_o.$$

ou encore :

$$S'_o = P_o (1 - e^{-\lambda_p t}) + 2 S_o.$$

Si  $T = \infty$  ; c'est à dire qu'on redémarre une fois que le régime permanent est atteint, on aura :

$$S'_o = P_o + 2 S_o.$$

Compte-tenu des valeurs numériques précédentes :

$$S'_o = 6,2 \cdot 10^{17} / \text{cm}^3$$

$$\rho_S(\infty) = 626,5 \text{ p.c.m}$$

On voit dans ce cas que l'empoisonnement Samarium est indépendant du Flux. Pour deux réacteurs identiques fonctionnant à des puissances différentes, l'empoisonnement Samarium sera le même ; seule la vitesse de montée vers cet empoisonnement à saturation varié.

Dans une pile de faible puissance, la saturation est atteinte plus rapidement.

La figure III - 5 donne l'empoisonnement du réacteur par le Samarium lors des différentes phases de fonctionnement.

## IV - 3. EQUATIONS DE L'EMPOISONNEMENT DU REACTEUR.

Compte-tenu des valeurs numériques du tableau précédent, les équations de l'empoisonnement du réacteur s'écrivent :

$$\dot{I} = 5,25 \cdot 10^{-2} \Phi - 2,9 \cdot 10^{-5} I$$

$$\dot{X} = 2,9 \cdot 10^{-5} I + 2,6 \cdot 10^{-3} \Phi - 2,1 \cdot 10^{-5} X - 2,9 \cdot 10^{-18} X \Phi$$

$$\dot{P} = 0,95 \cdot 10^{-2} \Phi - 3,6 \cdot 10^{-6} P$$

$$\dot{S} = 3,6 \cdot 10^{-6} P - 5 \cdot 10^{-20} \Phi \cdot S$$

## IV - 3. CONTROLE DE LA REACTIVITE.

## IV.3.1. INTRODUCTION.

La principale tâche du système de contrôle d'un réacteur demeure la surveillance et le réglage de la puissance neutronique de façon à rencontrer la demande de puissance.

Le système de régulation remplira évidemment d'autres tâches, mais celles-ci sortent du cadre de notre étude.

Dans la présente étude, nous nous intéresserons uniquement à l'effet d'un changement de la puissance.

Le système de commande n'aura d'autre but donc, que celui de maintenir la puissance au point de consigne en assurant une réactivité totale nulle.

La figure III. 6 donne le schéma d'ensemble du contrôle de la réactivité dans les centrales CANDU 600 MWe.

## IV.3.2. LES MECANISMES DE CONTROLE DE REACTIVITE.

Les mécanismes utilisés pour compenser les perturbations sont les barres liquides (B.L), les barres solides (B.S.) et les barres de compensations (B.C).

## IV.3.2.1. LES BARRES LIQUIDES.

Les barres liquides au nombre de 14 se présentent sous la forme de récipients cylindriques dans lesquels, on injecte une quantité réglable d'eau légère qui a la propriété d'absorber les neutrons.

On obtient un contrôle par un réglage différentiel du niveau d'eau dans les différents récipients.

L'ensemble du système des B.L. fournit une variation maximale de 670 pcm à un taux de 10 pcm/sec.

En fonctionnement normal le niveau des B.L. est maintenu à 50 %.

Lorsqu'elles sont entièrement pleines ou entièrement vides, elles fournissent respectivement - 335 pcm et + 335 pcm.

Afin d'assurer un refroidissement des barres et un contrôle chimique de l'eau légère, on maintient un débit continu dans chaque compartiment ; le débit de sortie demeure constant à 0,5 l/s et on obtient des changements de niveau en variant le débit d'entrée entre 0 l/s et 1 l/s.

En fonctionnement normal le niveau d'eau est limité entre 20 % et 70 % du niveau maximal.

#### IV.3.2.2. LES BARRES SOLIDES.

Les barres solides, au nombre de 4, sont des cylindres de Cadmium gainés d'acier inoxydable. Le Cadmium présente une section efficace très élevée pour l'absorption des neutrons. Ces mécanismes se trouvent hors du coeur en fonctionnement normal.

Lors de perturbations importantes les barres solides peuvent fournir environ 1000 pcm, si on les introduit par groupe de 2 dans le coeur à un rythme de 11 pcm/s max.

Les barres solides sont prévues pour tomber sous l'effet de la gravité en cas d'incidents sérieux.

#### IV.3.2.4. LES BARRES DE COMPENSATION.

Au nombre de 21, elles servent d'appoint aux B.L. en cas de besoin de réactivité positive pour la régulation.

En fonctionnement normal les B.C. sont enfoncées dans le réacteur et leur retrait peut fournir entre 0 et 1500 pcm ou taux maximal de 8 pcm/sec.

## IV - 3 - 3 - CALCUL DE L'ERREUR DE PUISSANCE.

Comme nous l'avons précisé plus haut les mécanismes de contrôle de réactivité ont pour but d'ajuster la puissance du réacteur à la puissance demandée par le réseau.

Ceux-ci seront déclenchés par un signal d'erreur  $E_p$  dépendant de l'écart relatif entre la puissance mesurée du réacteur et la puissance demandée ainsi que de l'écart entre le taux de changement de la puissance mesurée et un taux prédéterminé.

$$E_p(t) = \frac{n(t) - n_s(t)}{n_s(t)} + K_r \left( \frac{\dot{n}(t)}{n(t)} - R_s(t) \right)$$

avec :

$E_p$  : Erreur de puissance.

$n(t)$  : Densité neutronique normalisée proportionnelle à la puissance.

$n_s(t)$  : Densité neutronique proportionnelle à la puissance normalisée demandée.

$K_r$  = constante = 0,5

$R_s$  : Rampe de puissance demandée.

## IV - 3 - 4 - LOGIQUE DE COMMANDE DES BARRES DE CONTROLE.

## IV - 3 - 4 - 1. COMMANDE DES BARRES LIQUIDES.

La commande des barres liquides s'effectue de la manière suivante :

Le signal d'erreur de puissance  $E_p$  est utilisé pour commander une ouverture  $S^*$  des vannes qui alimentent les compartiments de B.L.

On admet que les paramètres  $E_p$  et  $S^*$  sont reliés par la relation suivante :

$$S^* = \frac{E_p - E_{pc}}{E_{po} - E_{pc}}$$

avec :

$$0 < S^* < 1$$

Expression dans laquelle :

$E_p = 2 \%$  représente le signal d'erreur de puissance pour lequel les vannes alimentant les compartiments des B.L. sont totalement ouvertes.

$E_p = -5 \%$  correspond au signal d'erreur de puissance pour lequel les vannes qui alimentent les B.L. sont totalement fermées.

La relation précédente montre que compte-tenu des valeurs numériques de  $E_{p_0}$  et  $E_{pc}$ , on pourra écrire :

$$S^* = 14,2857 E_p + 0,7143.$$

Cette relation montre qu'à chaque valeur du paramètre  $E_p$  correspond un signal de commande  $S^*$  appliqué aux vannes qui alimentent les compartiments des B.L.

Naturellement, compte-tenu des caractéristiques des vannes, celles-ci tendent à occuper une position  $S$  différente de  $S^*$ .

On montre par un calcul de dynamique élémentaire que les paramètres  $S$  et  $S^*$  sont reliés par la relation suivante :

$$\ddot{S} + 2 \xi_0 \omega_0 \dot{S} + \omega_0^2 S = \omega_0^2 S^*$$

Expression dans laquelle :

$\xi$  représente le coefficient d'amortissement de la vanne.

$\omega_0$  la pulsation propre de la vanne.

Les vannes alimentant les compartiments des B.L. qui équipent les centrales électronucléaires de puissance du type CANDU 600 MWe possèdent les caractéristiques suivantes :

$$\xi = 0,8$$

$$\omega_0 = 10 \text{ rd/s.}$$

En conclusion, il s'ensuit qu'à tout signal d'erreur de puissance  $E_p$  correspond une ouverture  $S$  des vannes, ouverture qui assure un débit d'entrée  $Q_e$  variant entre 0 l/s et 1 l/s. Ce débit soustrait du débit constant à la sortie nous donne un débit net entrant ou sortant et qui correspond à un taux de changement négatif ou positif

de la réactivité.

En intégrant ce taux, on obtient la réactivité correspondant au niveau des B.L.

On aura donc :

$$\Delta \dot{\rho}_{BL}(t) = - (2S^2(t) - 1) \rho_{BL}$$

avec :

$$\rho_{BL} = 14 \text{ pcm/sec} : \text{taux maximal de changement de réactivité.}$$

Si  $N_{BL}(t)$  est la position normalisée du niveau des B.L., on pourra admettre qu'il existe une relation linéaire entre la réactivité  $\Delta \rho_{BL}(t)$  et  $N_{BL}(t)$ .

Pour écrire cette relation, il suffira de partir du fait que :

- Pour  $N_{BL}(t) = 50\%$ ,  $\Delta \rho_{BL} = 0$
- Pour  $N_{BL}(t) = 100\%$ ,  $\Delta \rho_{BL} = -335 \text{ p.c.m}$
- Pour  $N_{BL}(t) = 0\%$ ,  $\Delta \rho_{BL} = +335 \text{ p.c.m}$

On en déduit donc :

$$N_{BL}(t) = 0,5 \left( 1 - \frac{\Delta \rho_{BL}(t)}{335 \cdot 10^{-5}} \right)$$

En remplaçant les constantes par leurs valeurs numériques, on obtient le système complet d'équations qui constituent le modèle de commande des B.L.

$$E_p = \frac{n(t) - n_s(t)}{n_s(t)} + K_r \left( \frac{\dot{n}(t)}{n(t)} - R_s(t) \right)$$

$$S^*(t) = 14,2857 E_p(t) + 0,7143.$$

$$\dot{S}(t) + 16 \dot{S}(t) + 100 S(t) = 100 S^*(t).$$

$$\Delta \dot{\rho}_{BL}(t) = -14 \cdot 10^{-5} (2S^2(t) - 1).$$

$$N_{BL}(t) = 0,5 \left( 1 - \frac{\Delta \rho_{BL}(t)}{335 \cdot 10^{-5}} \right)$$

#### IV - 3 - 4 - 2 - COMMANDE DES BARRES SOLIDES ET DES BARRES DE COMPENSATION.

La commande des barres solides et des barres de compensation intervient en fonction du couple de variables ( $E_p$ ,  $N_{BL}$ ).

La figure III - 7 résume la logique de commande des mécanismes de réactivité en fonction des paramètres  $E_p$  et  $N_{BL}$ .

Si l'on désire interpréter de tels graphes, il suffira de noter que le contrôle de la réactivité est conçu de façon qu'en fonctionnement normal, le niveau d'eau contenu dans les B.L. se trouve dans la zone située entre 20 % et 70 % de la hauteur maximale des barres.

Si l'on tient compte du fait qu'en fonctionnement normal :

- les B.S. sont à l'extérieur du coeur du réacteur.
- les B.C. sont totalement insérées.

On déduit que si le niveau  $N_{BL}$  venait à dépasser le seuil supérieur de 70 % de la hauteur maximale, ce qui revient à dire si le contrôle nécessite une augmentation de l'absorption neutronique pour réduire par exemple la puissance du réacteur, il conviendra d'introduire les B.S. pour prendre en charge l'augmentation de l'absorption neutronique demandée.

L'insertion des B.S. entraîne automatiquement une baisse du niveau d'eau dans les B.L. ce qui permet de ramener celui-ci dans la gamme de fonctionnement normal comprise entre 20 % et 70 % de la hauteur maximale.

Il faudra cependant tenir compte du fait qu'étant donné que l'efficacité totale des 14 B.L. est de 670 pcm et que celle du 1er groupe des B.S. est aussi de 670 pcm, on déduit que l'insertion totale d'un groupe de B.S. peut entraîner une baisse de niveau des B.L. au delà de la valeur de 20 % du niveau maximal.

C'est pour palier cet inconvénient que l'on doit stopper l'insertion des B.S. dès que le niveau des B.L. se trouve dans la gamme située entre 80 % et 70 % du niveau maximal.

Si le niveau des B.L. venait à descendre au dessous du niveau inférieur de 20 % de la hauteur maximale, ce qui signifie que l'on désire diminuer l'absorption neutronique dans le but d'augmenter la puissance du réacteur par exemple, il suffira de retirer quelques B.C. afin de prendre en charge la diminution du taux d'absorption neutronique demandé.

L'extraction des B.C. entraîne une augmentation du niveau dans les B.L. ce qui permet de ramener celui-ci dans la gamme de fonctionnement normal.

On notera au passage que contrairement aux barres solides, les B.C. une fois sollicitées ne peuvent pas être arrêtées avant leur fin de course.

Nous venons d'analyser l'effet du niveau des B.L. sur le mouvement des B.S. et des B.C.

Nous allons à présent étudier l'effet du module et du signe de l'erreur de puissance sur le mouvement des mécanismes précédents.

- Lorsque l'erreur de puissance est positive, ce qui signifie que la puissance développée par le réacteur est supérieure à la puissance de consigne, il conviendra d'introduire une réactivité négative. Ceci peut être réalisé en insérant, soit les B.S., soit les B.C. pour peu que ces dernières aient été déjà extraites.
- De même si l'erreur de puissance est négative, ce qui signifie que la puissance développée par le réacteur est inférieure à la puissance de consigne, il conviendra d'introduire une réactivité positive.

Ceci pourra être réalisé en retirant, soit les B.C., soit en insérant les B.S. pour peu que celles-ci aient été préalablement insérées.

Le tableau donné figure III - 6 résume la logique de commande des B.S. et B.C. en fonction du couple de variables ( $E_p$ ,  $N_{BL}$ ).

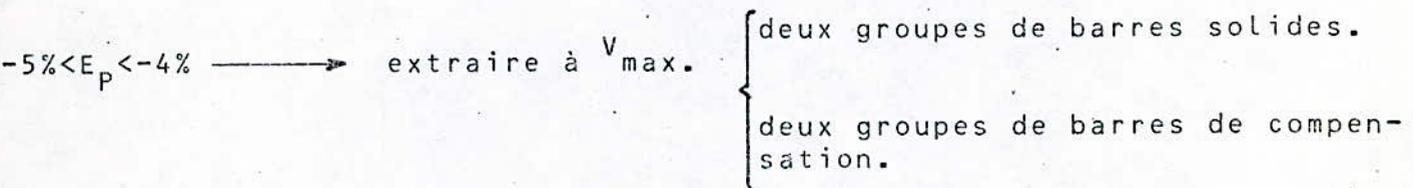
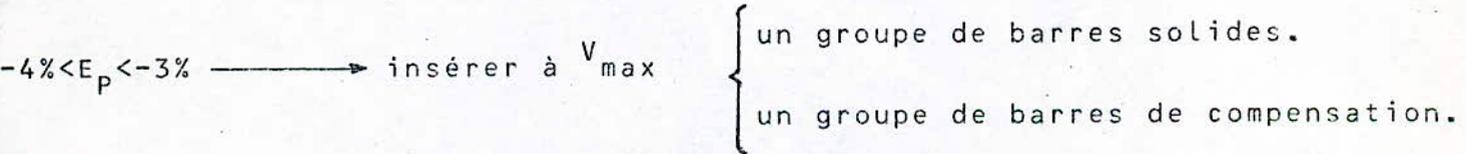
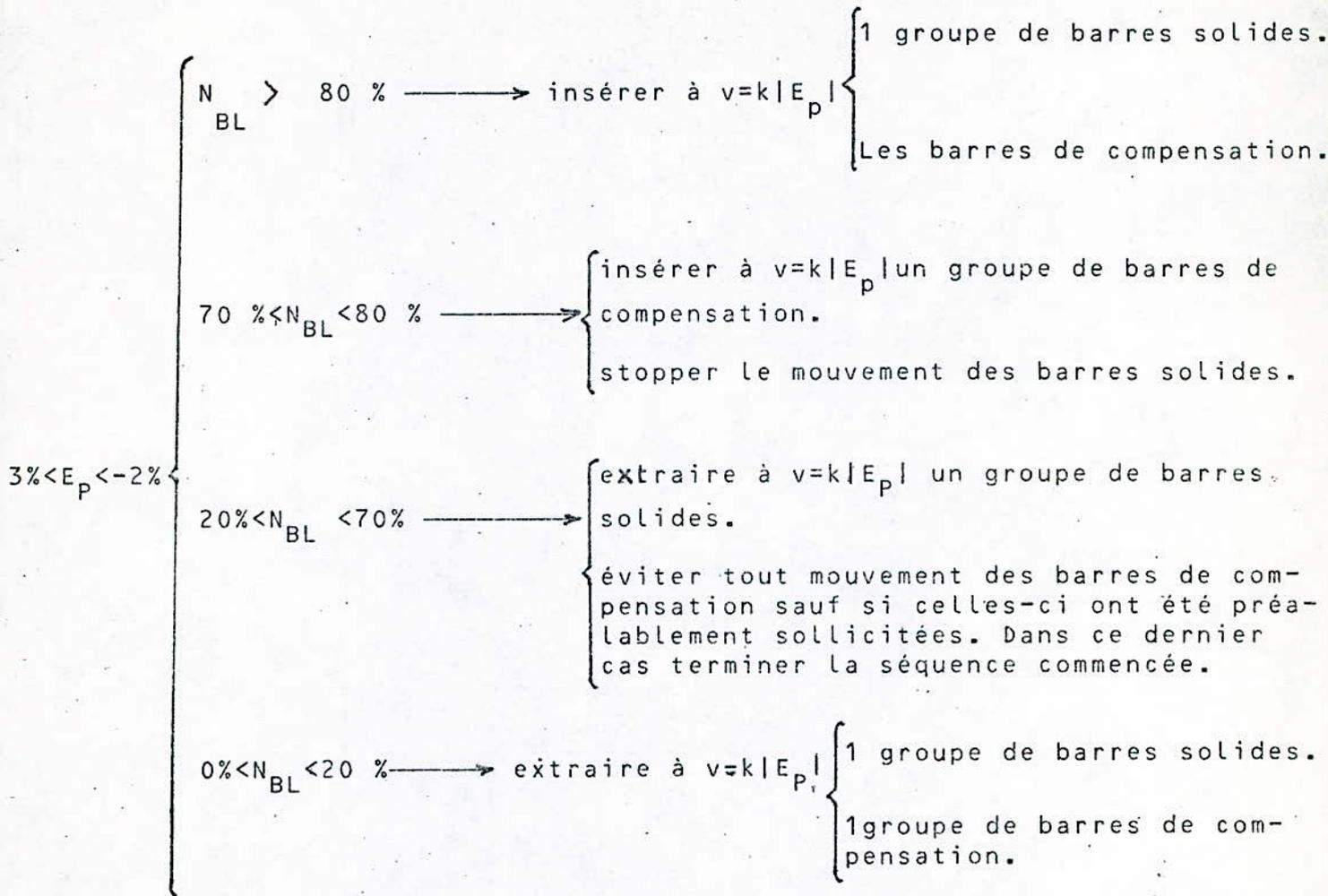


Fig III-6

$4% < E_p < 5%$  → insérer à  $V_{max}$  { 2 groupes de barres solides.  
les barres de compensation.

$3% < E_p < 4%$  → insérer à  $V_{max}$  { 1 groupe de barres solides.  
les barres de compensation.

$E_p < 3%$  → {  $N_{BL} > 70%$  → insérer à  $v = K \cdot E_p$  { 1 groupe de barres solides.  
les barres de compensation.  
 $N_{BL} < 20%$  → { insérer à  $v = K \cdot E_p$  un groupe de barres solides.  
extraire à  $v = K \cdot E_p$  les barres de compensation.

$5% < E_p < 2%$  → {  $N_{BL} > 70%$  → { 1 groupe de barres solides.  
les barres de compensation.  
 $N_{BL} < 20%$  → { insérer à  $\frac{V_{max}}{2}$  un groupe de barres solides.  
extraire à  $\frac{V_{max}}{2}$  les barres de compensation.

$2% < E_p < 1.5%$  {  $N_{BL} > 80%$  → insérer à  $\frac{V_{max}}{2}$  → { 1 groupe de barres solides.  
les barres de compensation.  
 $70% < N_{BL} < 80%$  → { stopper le mouvement des barres solid  
insérer à  $\frac{V_{max}}{2}$  les barres de compensa-  
tion.  
 $20% < N_{BL} < 70%$  → { extraire à  $\frac{V_{max}}{2}$  un groupe de barres.  
solides éviter tout mouvement des  
barres de compensation sauf si celles  
ci ont été déjà préalablement solli-  
citées. Dans ce dernier cas terminer  
la séquence commencée.  
 $0% < N_{BL} < 20%$  → extraire à { 1 groupe de barres solides.  
1 groupe de barres de compensation.  
 $\frac{V_{max}}{2}$

SIMULATION ANALOGIQUE DES PHENOMENES PHYSIQUES REGISSANT  
LE FONCTIONNEMENT ET LE CONTROLE D'UNE CENTRALE ELECTRO-  
NUCLEAIRE DE PUISSANCE DU TYPE CANDU 600 MWe.

I - INTRODUCTION.

La plupart des phénomènes physiques régissant le fonctionnement et le contrôle d'une centrale électronucléaire de puissance sont décrits par des équations différentielles ; on comprendra alors l'intérêt de pouvoir disposer de circuits électroniques capables de résoudre de telles équations.

Nous nous proposons de décrire dans le présent chapitre les différentes étapes permettant d'aboutir à la réalisation de tels circuits.

Le présent chapitre est divisé en quatre parties :

- Dans une 1ère partie, nous nous intéresserons aux techniques de calcul analogique.
- La 2ième partie sera réservée à la présentation des opérateurs analogiques utilisés.
- La 3ième partie sera axée sur la résolution analogique des équations de la :

- . Cinétique,
- . thermique ,
- . dynamique et du contrôle,

d'une centrale électronucléaire de puissance du type CANDU 600 MWe.

Parallèlement à la résolution des équations différentielles, nous avons été conduit à prévoir :

1. Un système qui permet une synchronisation automatique des différentes phases qui sont :
  - la fixation des conditions initiales,
  - le calcul,

- L'arrêt des calculs dès qu'une grandeur quelconque se trouve en dehors des limites permises.
- 2- Une alimentation stabilisée destinée à alimenter l'ensemble des circuits réalisés.
- Dans une 4ième étape, nous nous attacherons à présenter et commenter les résultats expérimentaux obtenus.

## II - TECHNIQUES DU CALCUL ANALOGIQUE.

### II - 1. INTRODUCTION.

L'étude analogique d'un phénomène physique consiste à remplacer la grandeur physique  $X_{phy}$  que l'on veut étudier par une grandeur électrique dite grandeur machine  $X_{mach}$  qui peut être, soit un courant, soit une tension.

Afin que la grandeur électrique puisse être exploitable, il conviendra de faire une correspondance entre les deux paramètres  $X_{phy}$  et  $X_{mach}$ , précédemment introduits.

Cette correspondance est réalisée par la définition d'une unité machine et d'un facteur d'échelle.

### II - 2. UNITE MACHINE.

L'introduction d'une unité machine permet de fixer une tension de référence qui sera utilisée chaque fois que l'on désire établir une relation entre les grandeurs  $X_{mach}$  et  $X_{phy}$ .

Dans notre étude, nous avons pris comme unité machine UM, la valeur :  $1 \text{ UM} = 10 \text{ V}$ .

### II - 3. FACTEUR D'ECHELLE.

Le choix du facteur d'échelle doit être tel que l'amplitude des signaux électriques représentatifs de la grandeur physique étudiée soit supérieure à un certain seuil fixé par le bruit propre de l'amplificateur utilisé et inférieure à un autre seuil fixé par la saturation des circuits utilisés.

partir de l'étude des circuits utilisés.

Dans l'étude analogique, on associe à toute variable X dont la valeur maximale est  $X_{max}$ , un facteur d'échelle K défini par la relation :

$$K = \frac{1 \text{ UM}}{X_{max}}$$

Ainsi la grandeur machine sera définie par la relation :

$$X_{mach} = Kx \quad X_{réel} \quad (\text{IV} - 1).$$

#### II - 4 - CHOIX DE L'ECHELLE TEMPS.

La vitesse d'évolution des phénomènes physiques qu'on peut étudier à l'aide des calculateurs analogiques, peut aller de quelques microsecondes à plusieurs heures.

Si l'on ajoute le fait que la réponse des appareils permettant de visualiser le phénomène étudié généralement fixé, on comprendra la nécessité qu'il y a d'effectuer un changement d'échelle de temps.

Ce changement peut être rendu nécessaire par les caractéristiques des amplificateurs utilisés. C'est ainsi que, par exemple, la durée d'intégration d'un signal peut être limitée du fait de la dérive des circuits utilisés.

$T_{réel}$  et  $T_{mach}$  étant respectivement le temps réel et le temps machine, on peut introduire un facteur  $\alpha$  tel que :

$$T_{mach} = \alpha \quad T_{réel}.$$

- Dans le cas où  $\alpha > 1$ , la solution est ralentie dans un rapport  $\alpha$ .
- Si  $\alpha < 1$ , la solution est accélérée dans un rapport  $\alpha$ .

Compte-tenu de la relation ci-dessus, on pourra écrire :

$$\frac{d}{d \quad T_{réel}} = \frac{d}{d \quad (T_{mach}/\alpha)} = \alpha \frac{d}{d \quad T_{mach}}$$

On montrerait de même que :

$$\frac{d^n}{dT_{réel}^n} = \frac{d^n}{d(\frac{T_{mach}}{\alpha})^n} = \alpha^n \frac{d^n}{dT_{mach}^n}$$

### III - PRESENTATION DES OPERATEURS ANALOGIQUES UTILISES.

#### III - 1 - INTRODUCTION.

Dans le calcul analogique, il conviendra de distinguer les opérateurs qui permettent d'effectuer les opérations mathématiques de ceux qui assurent la commande des différentes phases de calcul.

Les premiers utilisent principalement l'amplificateur opérationnel.

Les seconds font généralement appel à des circuits que l'on peut qualifier de circuits logiques.

#### III - 2 - OPERATIONS ELECTRONIQUES UTILISES.

Lors de la réalisation du simulateur analogique du réacteur de la centrale électronucléaire de puissance du type CANDU 600 MWe, nous avons utilisé un certain nombre de composants électroniques qui sont :

- Amplificateurs opérationnels (MC 1458),
- Multiplieurs, diviseurs (MC 1495L),
- Circuits logiques :
  - . Interrupteurs (MC 14066)
  - . Portes AND (MC 14081)
  - . Portes NAND (MC 14011 - MC 14068).
  - . Portes OR. (MC 14071).
  - . Inverseurs. (MC 14049).
  - . Monostable (MC 14528).
- Transistors en commutation (2N 1308).

Il est à noter que les amplificateurs opérationnels utilisés sont compensés intérieurement en fréquence et en tension.

Les schémas représentant le multiplieur et le diviseur sont donnés par la figure IV - 1.

Les schémas de câblage des circuits logiques sont donnés dans le DATA BOOK CMOS production MOTOROLA.

IV - RESOLUTION ANALOGIQUE DES EQUATIONS SIMULANT LES PHENOMENES PHYSIQUES REGISSANT LE FONCTIONNEMENT ET LE CONTROLE D'UNE CENTRALE ELECTRONUCLEAIRE DE PUISSANCE DU TYPE CANDU 600 MWe.

IV - 1. RESOLUTION ANALOGIQUE DES EQUATIONS SIMULANT LA CINETIQUE DU REACTEUR CANDU 600 MWe.

IV.1.1. EQUATIONS MATHEMATIQUES DE LA CINETIQUE.

Les équations physiques relatives à la cinétique ont été données au chapitre III § 2. Nous prions le lecteur de s'y reporter.

IV.1.2. VALEURS MAXIMALES DES VARIABLES ET FACTEURS D'ECHELLES.

Afin d'établir le schéma analogique traduisant le système d'équations de la cinétique, nous avons été amené à regrouper sous forme de tableau les valeurs maximales des variables et les facteurs d'échelles calculés ou donnés.

Variables.	Symboles. X	Valeurs maxi- males Xmax.	Facteurs d'échelle Kx
Réactivité.	$\rho$	100 pcm.	$10^4$
Densité neutronique	$n(t)$	2 neutrons/cm <sup>3</sup>	5
Taux de variation de la densité neutron.	$\dot{n}(t)$	2,5 " /cm <sup>3</sup> .s	4
Concentrations en précurseurs.	$c_1(t)$	1000 /cm <sup>3</sup>	$10^{-2}$
	$c_2(t)$	100 /cm <sup>3</sup>	0,1
	$c_3(t)$	20 /cm <sup>3</sup>	0,5
	$c_4(t)$	15 /cm <sup>3</sup>	0,66
	$c_5(t)$	2 /cm <sup>3</sup>	5
	$c_6(t)$	1 /cm <sup>3</sup>	10
Taux de variations de la concentration en précurseurs.	$\dot{c}_1(t)$	0,6/cm <sup>3</sup> .s	16,66
	$\dot{c}_2(t)$	2,5/cm <sup>3</sup> .s.	4
	$\dot{c}_3(t)$	2,5/cm <sup>3</sup> .s.	4
	$\dot{c}_4(t)$	5/cm <sup>3</sup> .s.	2
	$\dot{c}_5(t)$	2/cm <sup>3</sup> .s.	5
	$\dot{c}_6(t)$	0,5/cm <sup>3</sup> .s.	20

## IV.1.3. EQUATIONS MACHINES SIMULANT LA CINETIQUE DU CANDU 600 MWe.

Compte-tenu de la relation IV - 1, des équations mathématiques modélisant la cinétique et du tableau précédent, les équations s'écrivent :

$$\dot{n}_M = -4,6552 n_M + 0,08 \rho_M n_M + 0,2448 c_{1M} + 1,262 c_{2M} + \quad (1)$$

$$0,9744 c_{3M} + 1,905 c_{4M} + 1,1112 c_{5M} + 1,5136 c_{6M}.$$

$$\dot{c}_{1M} = 0,9833 n_M - 1,02 c_{1M} \quad (2)$$

$$\dot{c}_{2M} = 0,932 n_M - 1,262 c_{2M} \quad (3)$$

$$\dot{c}_{3M} = 0,8264 n_M - 0,9744 c_{3M} \quad (4)$$

$$\dot{c}_{5M} = 0,78 n_M - 1,389 c_{5M} \quad (5)$$

$$\dot{c}_{4M} = 0,94 n_M - 0,9525 c_{4M} \quad (6)$$

$$\dot{c}_{6M} = 0,788 n_M - 7,568 c_{2M} \quad (7)$$

L'équation machine (1) ne peut-être simulée analogiquement avec précision du fait qu'une tension  $n$  de 2,15 Volts sature déjà l'amplificateur opérationnel.

Pour palier à cet inconvénient, il suffira de diviser tous les termes de cette équation/4,6552 et de choisir la constante de temps donnant  $n$  égale à  $(4,6552)^{-1}$  seconde de manière à retrouver  $n$  en sortie.

L'équation machine (1) devient alors :

$$\frac{1}{4,6552} \dot{n}_M = - n_M + 1,72 \cdot 10^{-2} p_M n_M + 5,26 \cdot 10^{-2} c_{1M} + 27 \cdot 10^{-2} c_{2M} \\ + 21 \cdot 10^{-2} c_{3M} + 41 \cdot 10^{-2} c_{4M} + 23,870 \cdot 10^{-2} c_{5M} + 32,5 \cdot 10^{-2} c_{6M}.$$

Un même raisonnement pour les équations (6) et (7) donne respectivement :

$$\frac{1}{1,389} \dot{c}_{5M} = 0,56 n_M - c_{5M}.$$

$$\frac{1}{7,568} \dot{c}_{6M} = 0,132 n_M - c_{6M}.$$

La détermination des éléments composant les circuits analogiques est obtenue en identifiant :

- les coefficients des variables  $e$ ,  $n$  et  $c_i$  avec les gains des sommateurs,

- les coefficients des variables  $\dot{n}$  et  $\dot{C}_j$  avec les gains des intégrateurs.

Si  $rc$  représente la constante de temps des intégrateurs, la valeur de la capacité doit être suffisamment faible pour des raisons technologiques.

La résistance  $r$  doit être prise aussi élevée possible pour éviter toute charge excessive du sommateur.

Le choix optimal des 2 paramètres peut être fait de façon à rendre le gain de l'intégrateur le plus faible possible.

Comme : 
$$G = \frac{1}{rc}$$

on en déduit qu'il y a un compromis à faire.

Les valeurs de la capacité  $C$  couramment utilisés sont de l'ordre de  $1 \mu F$ .

La détermination des résistances des sommateurs est obtenue de la façon suivante :

- Les résistances d'entrée des sommateurs doivent être de l'ordre d'une dizaine de  $K\Omega$  au minimum pour ne pas réduire l'impédance d'entrée du montage.
- Les résistances de contre réaction ne doivent pas être très élevées du fait de la présence de capacités parasites élevées qui existent à leurs bornes.

#### IV.1.4. SCHEMA ANALOGIQUE SIMULANT LA CINETIQUE.

Le schéma analogique simulant la cinétique du CANDU 600 MWe est donné par la figure IV - 2.

### IV - 2 - RESOLUTION ANALOGIQUE DES EQUATIONS SIMULANT LA THERMIQUE DU REACTEUR CANDU 600 MWe.

#### IV.2.1. EQUATIONS MATHÉMATIQUES DE LA THERMIQUE.

Les équations mathématiques relatives à la thermique ont

été données au chapitre III § 3.

#### IV.2.2. VALEURS MAXIMALES DES VARIABLES ET FACTEURS D'ECHELLES.

Le tableau ci-dessous donne les valeurs maximales des variables et les facteurs d'échelles.

Variables.	Symboles. $X$	Valeurs maximales $X_{max}$	Facteurs d'échelles $KX$ .
Température combustible.	$T_u$	1900°C.	$5,3 \cdot 10^{-3}$
Température gaine.	$T_G$	326°C.	$3,07 \cdot 10^{-2}$
Température fluide caloporteur.	$T_c$	312°C.	$3,2 \cdot 10^{-2}$
Débit.	$Q$	9120 Kg/sec	$1,1 \cdot 10^{-3}$
Taux de variation de la température du combustible.	$\frac{dT_u}{dt}$	39,9°C/s.	$2,5 \cdot 10^{-1}$
Taux de variation de la température du fluide caloporteur.	$\frac{dT_c}{dt}$	1504°C/s.	$6,65 \cdot 10^{-3}$
Taux de variation de la $T_G$ de la gaine.	$\frac{dT_G}{dt}$	11540°C/s.	$8,7 \cdot 10^{-4}$
Réactivité.	$\rho_u$	pcm	

#### IV.2.3 - EQUATIONS MACHINES SIMULANT LA THERMIQUE DU REACTEUR.

Compte-tenu des équations physiques de la thermique et du tableau précédent, les équations machines régissant l'évolution de la thermique s'écrivent :

$$\frac{1}{5,6} \frac{dT_{uM}}{dt} = 3,6 \cdot 10^{-3} W_M + 0,175 T_{GM} - T_{uM}.$$

$$\frac{dT_{GM}}{dt} = 0,16 T_{uM} - 0,9 T_{GM} + 0,84 T_{cM}.$$

$$\frac{dT_{cM}}{dt} = 1,84 \cdot 10^{-3} W_N + 0,62 T_{GM} - 0,6 T_c - 0,043 T_{cM} \cdot Q_M +$$

IV.2.4 - SCHEMA ANALOGIQUE SIMULANT LA THERMIQUE DU REACTEUR  
CANDU 600 MWe.

Le schéma analogique simulant la thermique du CANDU 600MWe est donné par la figure IV.3.

IV.3. - RESOLUTION ANALOGIQUE DES EQUATIONS SIMULANT LA  
DYNAMIQUE ET LE CONTROLE DU REACTEUR CANDU 600 MWe.

IV.3.1. EQUATIONS MATHEMATIQUES DE L'EMPOISONNEMENT DU  
REACTEUR.

Les équations physiques relatives à l'empoisonnement ont été données au chapitre III § 4-2.

IV.3.2. VALEURS MAXIMALES DES VARIABLES ET FACTEURS D'EHELLES.

Le tableau suivant résume les valeurs maximales des variables pour l'étude de l'empoisonnement et les facteurs d'échelless.

Variables.	Symboles.	Valeurs maximales - Xmax.	Facteurs d'échelle K
Flux neutronique.	$\Phi$	$2 \cdot 10^{14}$ neutrons/cm <sup>2</sup> .s.	$5 \cdot 10^{-14}$
Concentration en Iode	I	$1,6 \cdot 10^{17}$ /cm <sup>3</sup>	$6,3 \cdot 10^{17}$
Concentration en Xénon.	Xe	$7,8 \cdot 10^{16}$ /cm <sup>3</sup>	$1,3 \cdot 10^{-16}$
Concentration en Prométhium.	Pm	$2,4 \cdot 10^{17}$ /cm <sup>3</sup>	$4 \cdot 10^{-17}$
Concentration en Samarium.	Sm	$6,2 \cdot 10^{17}$ /cm <sup>3</sup>	$1,6 \cdot 10^{-17}$
Réactivité Xénon.	$\rho_{Xe}$	13784 pcm	72,55
Réactivité Samarium	$\rho_{Sm}$	1424 pcm	702,25
Taux de variation de la concentration en Iode.	$\frac{dI}{dt}$	$10^{13}$ /cm <sup>3</sup> .s.	$9,5 \cdot 10^{-13}$
Taux de variation de la concentration en Xénon.	$\frac{dX}{dt}$	$10^{13}$ /cm <sup>3</sup> .s.	$10^{-12}$
Taux de variation de la concentration en Prométhium.	$\frac{dP}{dt}$	$2 \cdot 10^{12}$ /cm <sup>3</sup> .s.	$5,3 \cdot 10^{-12}$
Taux de variation de la concentration en Samarium.	$\frac{dS}{dt}$	$8,7 \cdot 10^{11}$ /cm <sup>3</sup> .s	$1,2 \cdot 10^{-11}$ .

Suite du tableau page IV-11

Taux de variation de la concentration en Samarium.	$\frac{dS}{dt}$	$8,7 \cdot 10^{11} / \text{cm}^3 \cdot \text{s}$	$1,2 \cdot 10^{-11}$ .
--	-----------------	--	------------------------

## IV.3.3 - EQUATIONS MACHINES SIMULANT L'EMPOISONNEMENT DU REACTEUR.

Compte-tenu des équations mathématiques de l'empoisonnement, de la relation IV.1 et du tableau précédent, les équations régissant l'évolution de l'effet d'empoisonnement s'écrivent :

$$\frac{dIM}{dt} = \bar{\Phi}_M - 0,458 IM.$$

$$\frac{dX_M}{dt} = 0,482 I_M + 0,0517 \bar{\Phi}_M - 0,165 X_M - 0,457 \bar{\Phi}_M X_M$$

$$\frac{dPM}{dt} = \bar{\Phi}_M - 0,458 PM.$$

$$\frac{dS_M}{dt} = PM - 0,714 \bar{\Phi}_M S_M.$$

## IV.3.4 - SCHEMA ANALOGIQUE SIMULANT L'EMPOISONNEMENT DU REACTEUR.

Le schéma analogique simulant l'empoisonnement du réacteur CANDU 600 MWe est donné par la figure IV -4.

## IV - 4 - RESOLUTION ANALOGIQUE DES EQUATIONS SIMULANT LE CONTROLE DE LA REACTIVITE PAR LES BARRES LIQUIDES, SOLIDES ET DE COMPENSATION DU REACTEUR CANDU 600 MWe.

## IV.4.1 - EQUATIONS MATHEMATIQUES MODELISANT LE CONTROLE DE LA REACTIVITE PAR LES B.L.

Les équations mathématiques modélisant le contrôle de la réactivité par les B.L. sont données au chapitre III § 4.3.4.1.

IV.4.2 - VALEURS MAXIMALES DES VARIABLES ET FACTEURS D'ECHELLES  
POUR LE CONTROLE DE LA REACTIVITE PAR LES B.L, B.S. ET  
B.C.

Le tableau suivant précise les grandeurs maximales et les facteurs d'échelles adoptés dans le contrôle de la réactivité par les B.L, B.S. et B.C.

Variables.	Symboles X	Valeurs maximales Xmax.	Facteurs d'échelle KX
Densité neutronique.	n	2 neutrons/cm <sup>3</sup>	5
Taux de variation de la densité neutronique.	$\dot{n}$	2,5 " /cm <sup>3</sup> s	4
Erreur de puissance relative.	$E_p$	0,1 sans unités	100
Ouverture de vannes	$S, S^*$	1 sans unités.	10
Taux de variation des vannes.	$\dot{S}$	10 sans unités.	1
Taux du taux de la variation des vannes	$\ddot{S}$	100 sans unités.	$10^{-1}$
Réactivité des B.L.	$\Delta \rho_{BL}$	670 pcm.	1492,54.
Réactivité des B.S.	$\Delta \rho_{BS}$	1000 pcm.	1000
Réactivité des B.C.	$\Delta \rho_{BC}$	1500 pcm.	666,67.
Taux de réactivité des B.L.	$\Delta \dot{\rho}_{BL}$	14 pcm/s.	71429
Taux de réactivité des B.S.	$\Delta \dot{\rho}_{BS}$	11 pcm/s.	90909.
Taux de réactivité des B.C.	$\Delta \dot{\rho}_{BC}$	8 pcm/s.	124000.
Niveau des B.L.	$N_{BL}$	1 l	10.

#### IV.4.3 - EQUATIONS MACHINES SIMULANT LE CONTROLE DE LA REACTIVITE PAR LES B.L.

A partir des équations représentant le modèle mathématique de commande des B.L. et du tableau précédent, les équations machines régissant le contrôle de la réactivité par les B.L. s'écrivent :

$$E_{pM} = 100 \left( -1 - 0,625 \frac{RSM}{nSM} + 0,625 \frac{nM}{n_M} \right)$$

$$S_M^* = 1,4286 E_p + 7,143.$$

$$\ddot{S}_M = S_M^* - S_M - 1,6 \dot{S}_M$$

$$\Delta \dot{\rho}_{BLM} = 0,2 S_M^2 + 10.$$

$$N_{BLM} = 0,5 (10 - 2 \Delta \rho_{BLM})$$

$$\Delta \rho_{BLM} = 0,02089 \int_{t_0}^t \Delta \dot{\rho}_{BLM} dt$$

#### IV.4.4 - SCHEMA ANALOGIQUE SIMULANT LE CONTROLE DE LA REACTIVITE PAR LES B.L.

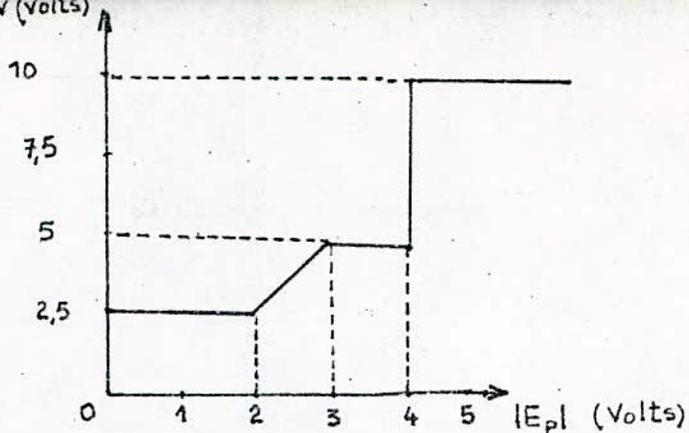
Le schéma analogique simulant le contrôle par les barres liquides est donné par la figure IV - 5.

#### IV.4.5 - SIMULATION ANALOGIQUE DU CONTROLE DE LA REACTIVITE DU REACTEUR PAR LES B.S. ET LES B.C.

Afin de simplifier notre travail, nous adoptons un modèle ponctuel qui consiste à représenter les quatre B.S. par une barre unique et on procède de même pour les 21.B.C.

On considère ainsi qu'on a une B.S. et une B.C, aussi lorsque  $E_p(t)$  exige qu'on fasse appel à 2 groupes de barres ; on considèrera que notre barre se déplace deux fois plus vite que sa limite de réactivité est deux fois plus élevée, ce qui implique que la vitesse est proportionnelle au taux de réactivité  $\Delta \dot{\rho}_{Bs}$  et  $\Delta \dot{\rho}_{Bc}$ .

Dans une première étape, nous représentons graphiquement la vitesse de déplacement des barres en fonction de l'erreur de puissance.



Le schéma électronique qui génère, cette fonction est représentée sur la figure IV.6.

Dans une deuxième étape, compte-tenu du tableau chapitre III § 4.3.4.2. représentant la logique de commande des mécanismes de réactivité et des 2 équations machines :

$$\Delta p_{BSM} = 0,011 \int_{t_0}^t \Delta \dot{p}_{BSM} dt$$

$$\Delta p_{BCM} = 0,053 \int_{t_0}^t \Delta \dot{p}_{BCM} dt$$

On pourra établir le schéma électronique simulant le contrôle de la réactivité par les B.S. et B.C. compte-tenu du modèle ponctuel utilisé.

Le schéma simulant le contrôle de la réactivité par les B.S. et B.C. est donné par la figure IV.7.

#### IV. - 5 - ETUDE DU CIRCUIT DE COMMANDE.

Comme nous l'avons indiqué dans l'introduction du présent chapitre, la synchronisation des trois phases (conditions initiales, calcul et arrêt) est réalisée au moyen d'un système de commande dont nous nous proposons de décrire le principe de fonctionnement.

Le dispositif de commande est essentiellement composé :

- d'interrupteurs réalisés à l'aide de circuits intégrés en technologie CMOS, de type MC 14066 B.
- d'un monostable utilisant un circuit intégré de type MC 14528.
- d'une base de temps utilisant l'amplificateur opérationnel MC 1458.

- d'un circuit permettant l'arrêt des calculs dès qu'une des grandeurs étudiées dépasse un seuil, qui est de 10 V dans notre cas.

Nous nous proposons de décrire de façon très succincte le principe de fonctionnement de chaque circuit entrant dans le dispositif de commande :

- un signal de commande T est utilisé pour déclencher le monostable dont les sorties Q et  $\bar{Q}$  sont utilisées pour la commande des interrupteurs contenus dans les circuits simulant le réacteur nucléaire CANDU 600 MWe, ainsi que ceux de la base de temps.

Le brochage du monostable est donné figure IV.10 Sa période  $T_1$  est telle que :

$$T_1 = 0,7 R_x C_x$$

- La figure IV.9. donne le schéma de principe de la base de temps. Bien que la table traçante utilisée possède une synchronisation interne, il est souhaitable de pouvoir la déclencher extérieurement afin de synchroniser les différentes phases. C'est la raison pour laquelle, nous avons été amené à réaliser cette base de temps dont le principe de fonctionnement est le suivant :

• Lorsque les interrupteurs (1) et (2) sont tels que :

- (1) fermé et (2) ouvert, la base de temps génère une rampe de pente positive, étant donné qu'on injecte à l'entrée une tension continue négative.

Lorsque les interrupteurs (1) et (2) sont tels que :

- (1) ouvert et (2) fermé, le signal de sortie de la base de temps est comparé à une tension de référence positive. Dès que le signal de sortie a atteint un seuil de référence, la tension de sortie du comparateur passe à + Vce, de sorte que l'intégration fournit une rampe de pente négative.

Afin d'avoir une pente négative la plus raide possible, on choisit une résistance de sortie du comparateur faible.

- Le bloc logique de contrôle de saturation est prévu pour détecter si une grandeur mesurée a dépassé un seuil de fonctionnement. Dans ce cas, il conviendra d'arrêter le calcul.

Le circuit est composé essentiellement de 10 comparateurs, d'un NAND à 8 entrées et d'un NAND à 2 entrées, d'un OR et d'un AND, ainsi que de 2 transistors fonctionnant en commutation comportant sur leur collecteur une LED.

Le principe de fonctionnement d'un tel dispositif est le suivant :

Tant que les tensions correspondantes aux grandeurs mesurées sont inférieures à 10 V, les sorties des comparateurs se trouvent portées à des potentiels positifs limités à +10 V par des diodes Zener placées aux entrées des NAND.

Les sorties de ces dernières se trouvent alors dans l'état zéro de sorte que la sortie de la partie OR se trouve à l'état zéro. Le transistor  $T_1$  sera alors bloqué, tandis que  $T_2$  sera saturé ce qui entraîne une mise sous tension de la LED de calcul.

Lorsque l'une quelconque des tensions correspondantes aux grandeurs mesurées dépasse 10 V la tension de sortie du comparateur correspondant devient négative de sorte que la diode Zener placée à la sortie se sature et porte une entrée du NAND à l'état zéro. Dans ce cas, la sortie de la porte NAND se trouve à l'état 1, ce qui porte la sortie de la porte OR à l'état 1 entraînant la saturation du transistor  $T_1$  et le déclenchement du dispositif de visualisation de la saturation.

#### IV. - 6 - ALIMENTATION.

Le schéma de principe est donné par la figure IV.11.

L'alimentation stabilisée a été conçue pour fournir les tensions de :

- $\pm 15$  V nécessaires à la polarisation des amplificateurs opérationnels, les relais et tous les autres types de circuits intégrés ainsi que pour alimenter les lampes de signalisation.

- . + 10 V et + 5 V non utilisés dans le cas particulier de notre simulateur analogique.

Cette alimentation est composé :

- d'un transformateur ISOLECTRA fournissant deux tensions indépendantes de 20 V chacune avec un débit de 2,5 A.  
A partir de ces données, et en utilisant le catalogue ISOLECTRA, nous avons déterminé toutes les caractéristiques nécessaires pour la construction du transformateur.
- d'un pont de diodes de type MDA 970-2 assurant le redressement bialternance, seul disponible et dont les caractéristiques sont :
  - . Tension inverse maximale supportée  $V_{RWM}$ ,  $V_{RWM} = 100$  V.
  - . Courant de sortie de 8A.
- d'une capacité électrochimique assurant le filtrage de valeur  $4700\mu\text{F}$  choisie de telle façon que le taux d'ondulation (rapport de la valeur efficace de l'ondulation à la valeur moyenne de la grandeur) soit le plus faible possible ou encore que la constante de temps  $\tau$ ,  $\tau = R_e \cdot C$  soit très supérieure à la période T du signal.  
 $R_e$  représente la résistance d'entrée du régulateur.
- d'une capacité non polarisée de valeur  $0,68\mu\text{F}$  nécessaire à un deuxième filtrage.
- de régulateurs de type MC 7815 pour les tensions de + 15 V, MC 7915 pour les tensions de - 15 V et le MC 7805 pour la tension de + 5 V.
- de capacités de  $0,47\mu\text{F}$  permettant d'atténuer les signaux haute fréquence apparaissant à la sortie du régulateur.
- d'une diode Zener BZY 10 permettant de fournir la tension de + 10 V à partir de la sortie du MC 7815.

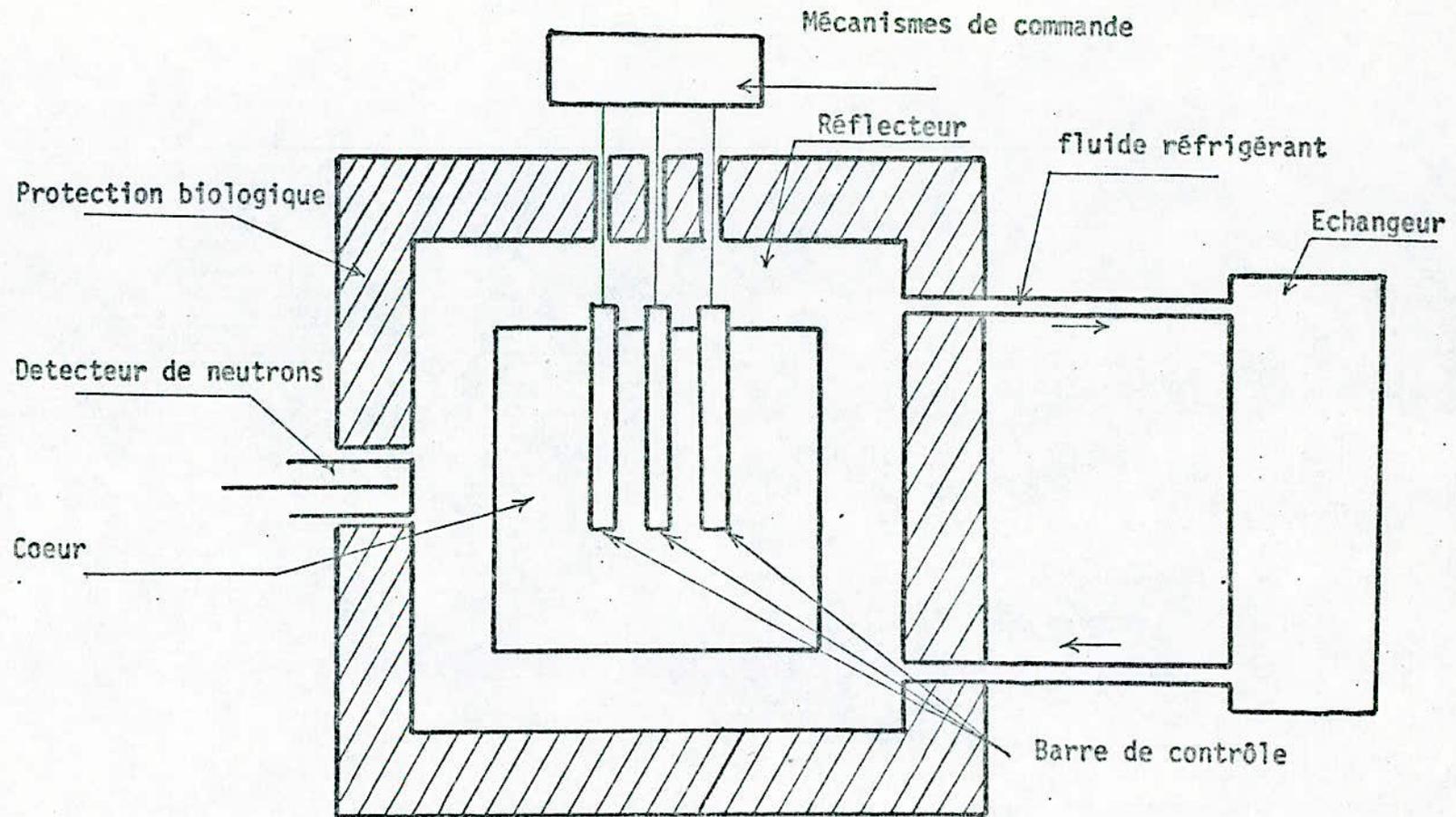


fig 1.1 SCHEMA DE PRINCIPE D'UN REACTEUR NUCLEAIRE THERMIQUE

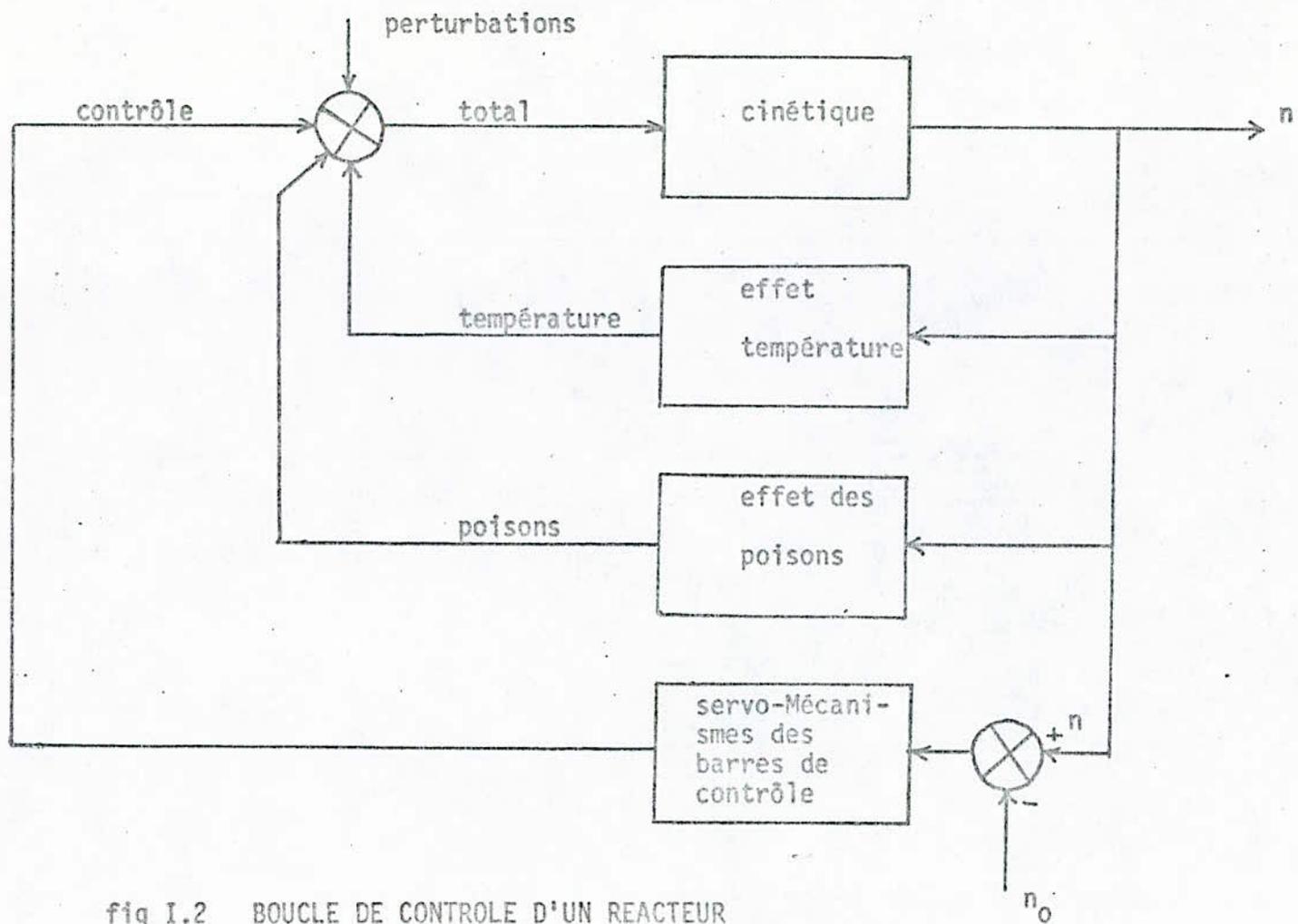


fig I.2 BOUCLE DE CONTROLE D'UN REACTEUR

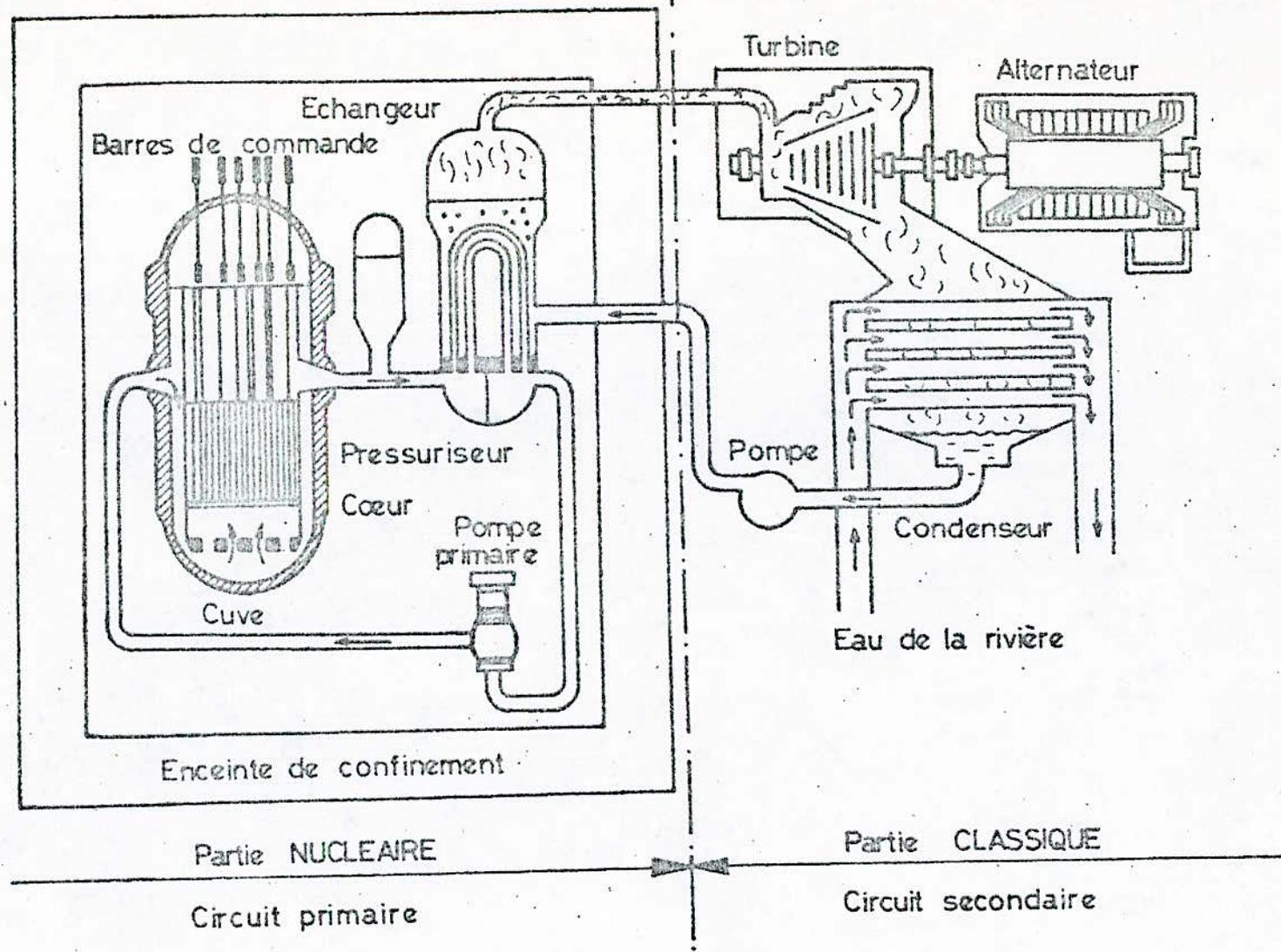


FIG.II.1 SCHEMA DE PRINCIPE D'UNE TRANCHE NUCLEAIRE CANDU 600 MWe

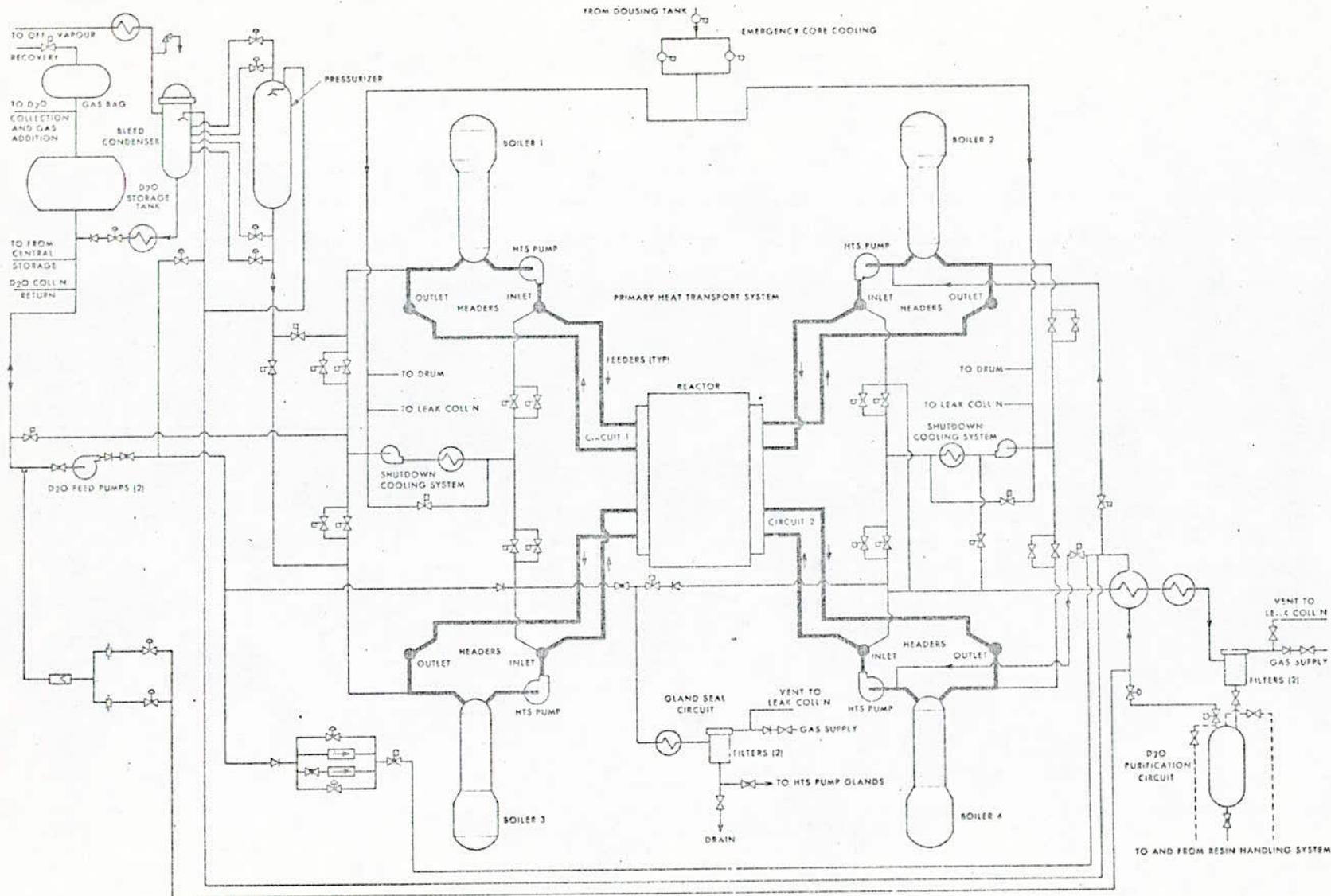


FIGURE II.1 PRIMARY HEAT TRANSPORT SYSTEM

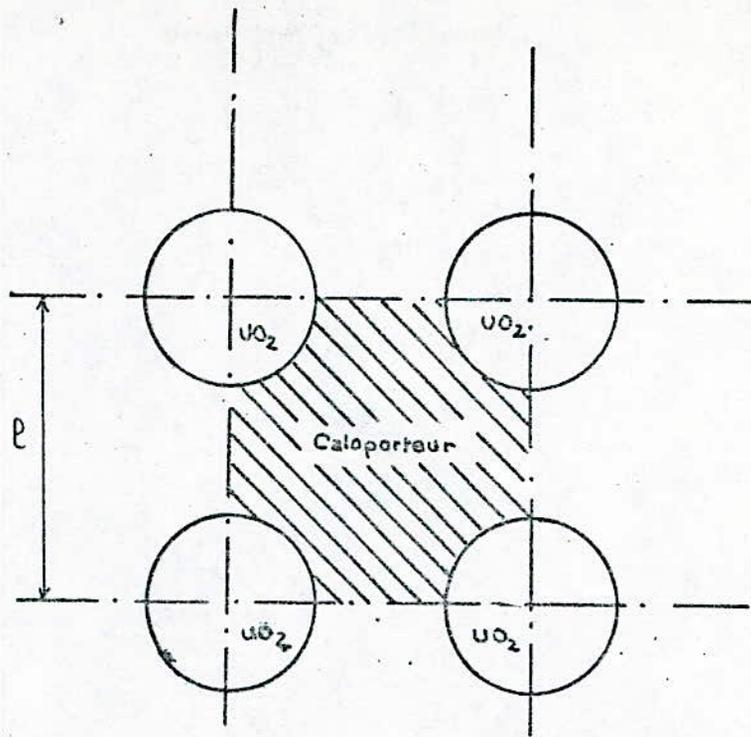


fig III.1 canal élémentaire.

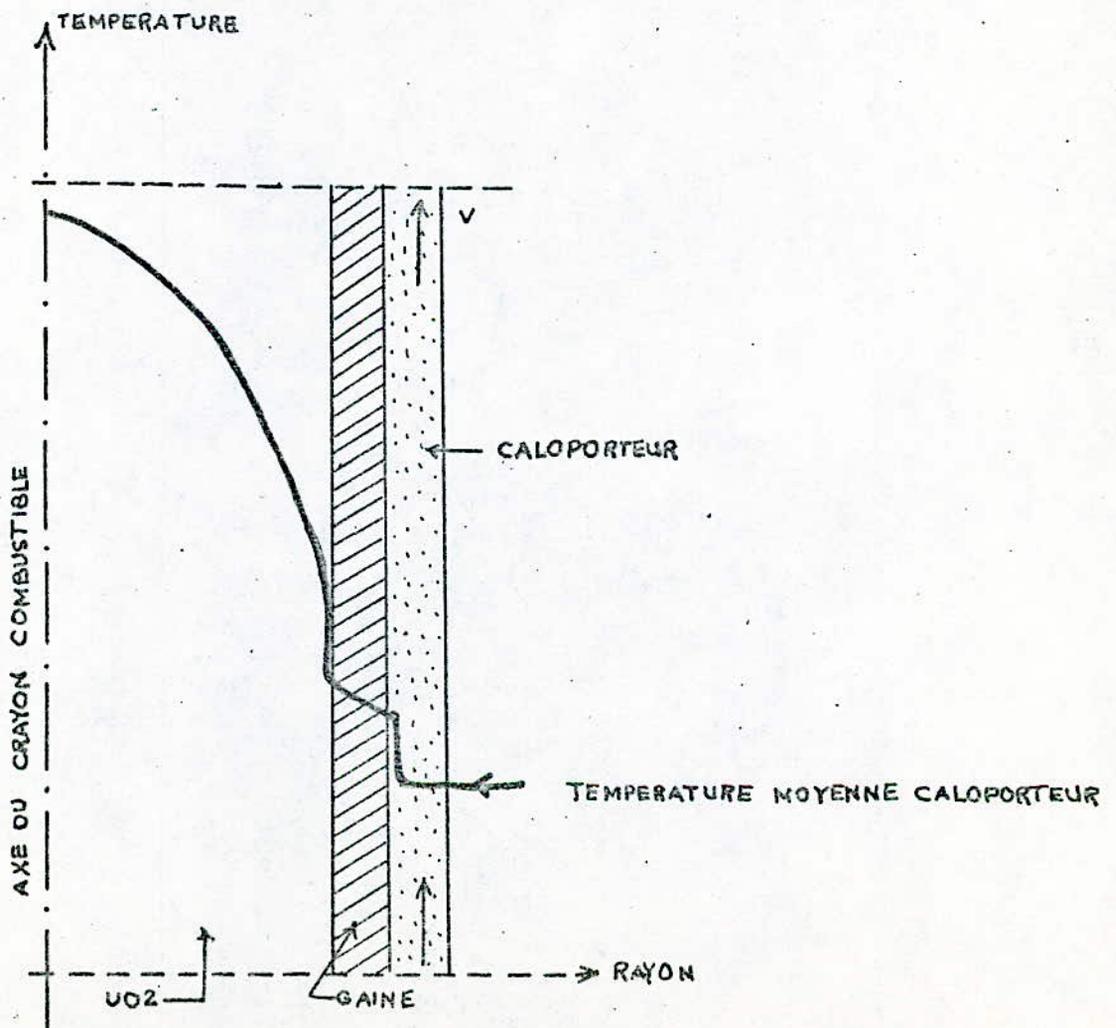
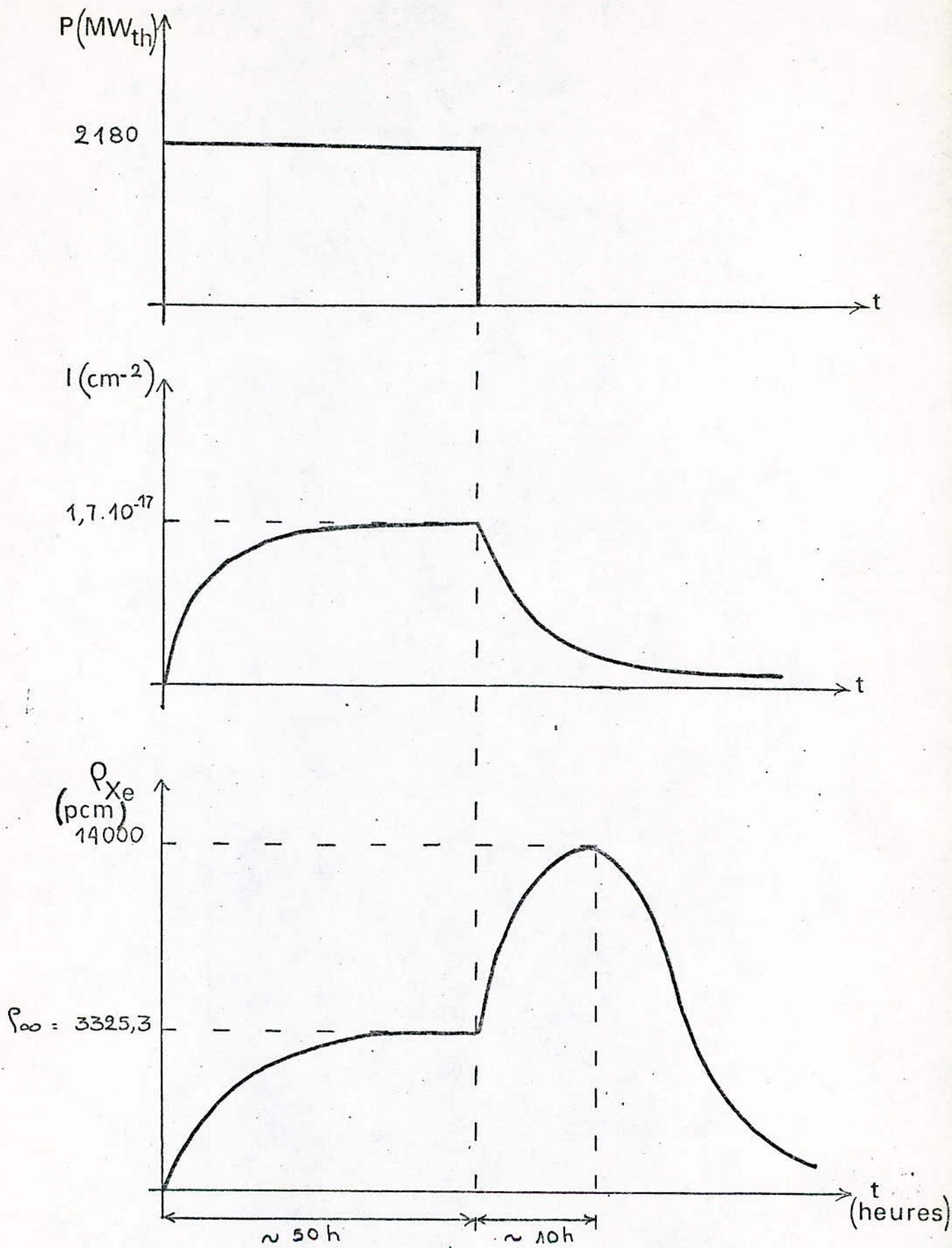


fig III.2 CHAMP RADIAL DE TEMPERATURE



Schémas donnant l'évolution de la concentration en iode et de l'antineutralité  $\rho_{Xe}$  lors d'un fonctionnement en puissance constante et lors d'un arrêt longue durée.

Fig III.3

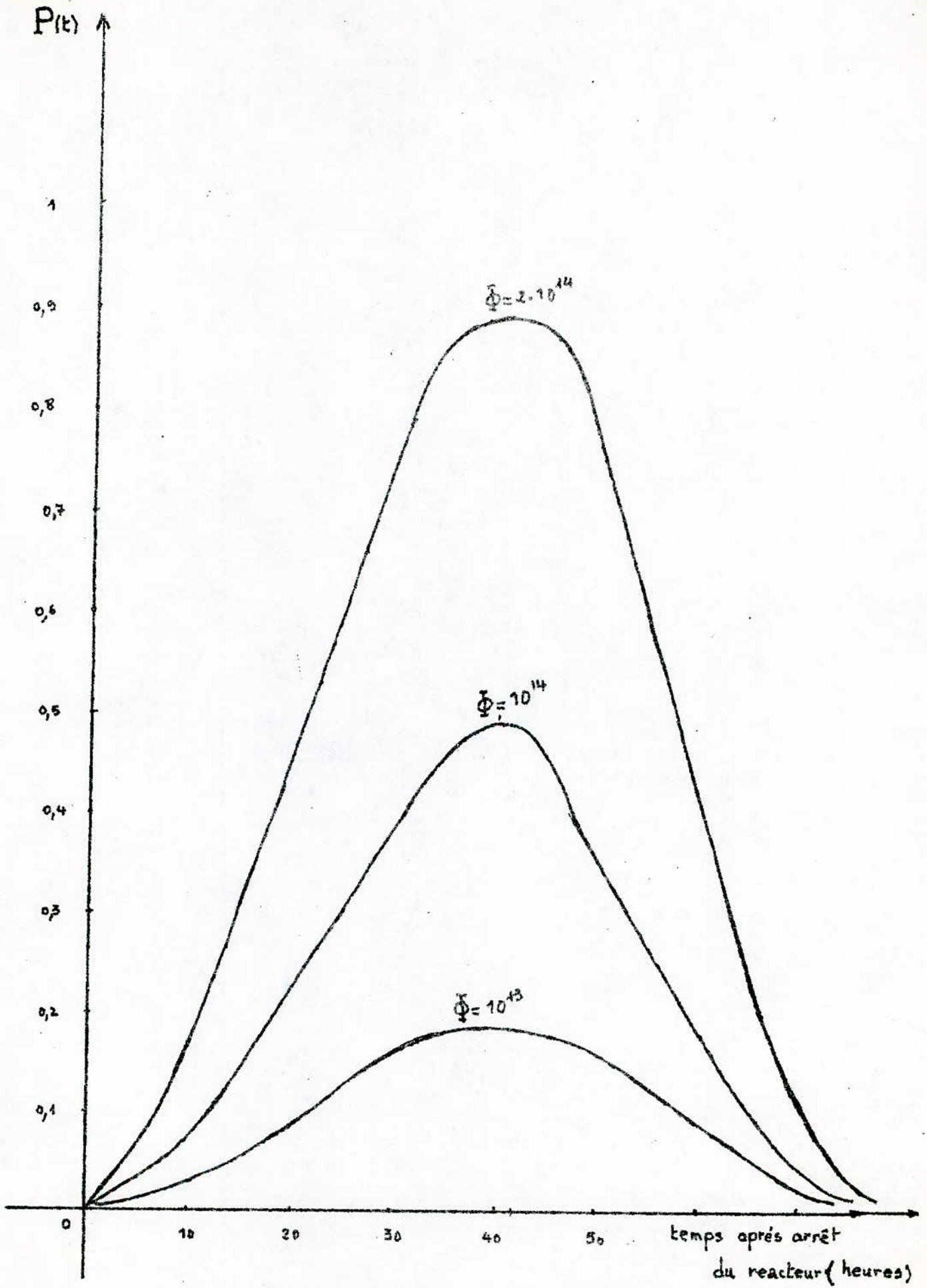
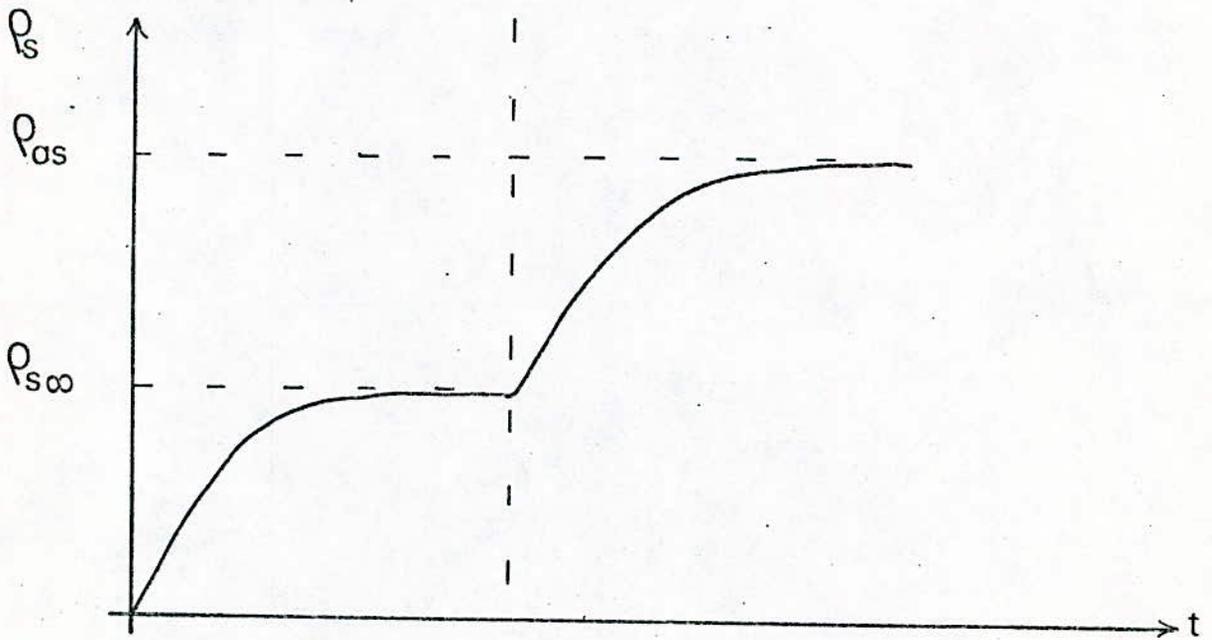
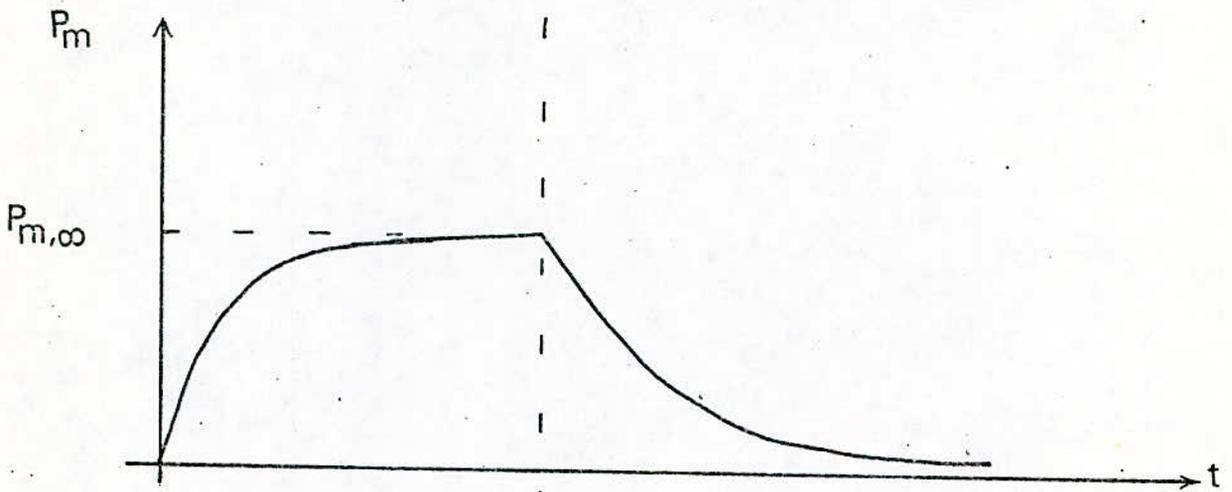
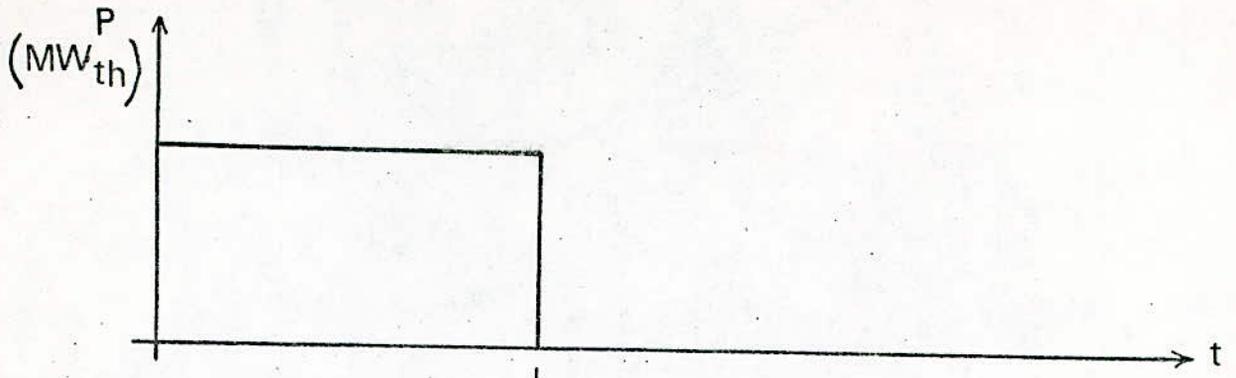


Fig III - 4



Schemas représentant l'évolution de la concentration  
 Fig III.5 du  $P_m$  et de l'antiréactivité  $\rho_s$  lors du fonctionnement normal et d'un arrêt prolongé

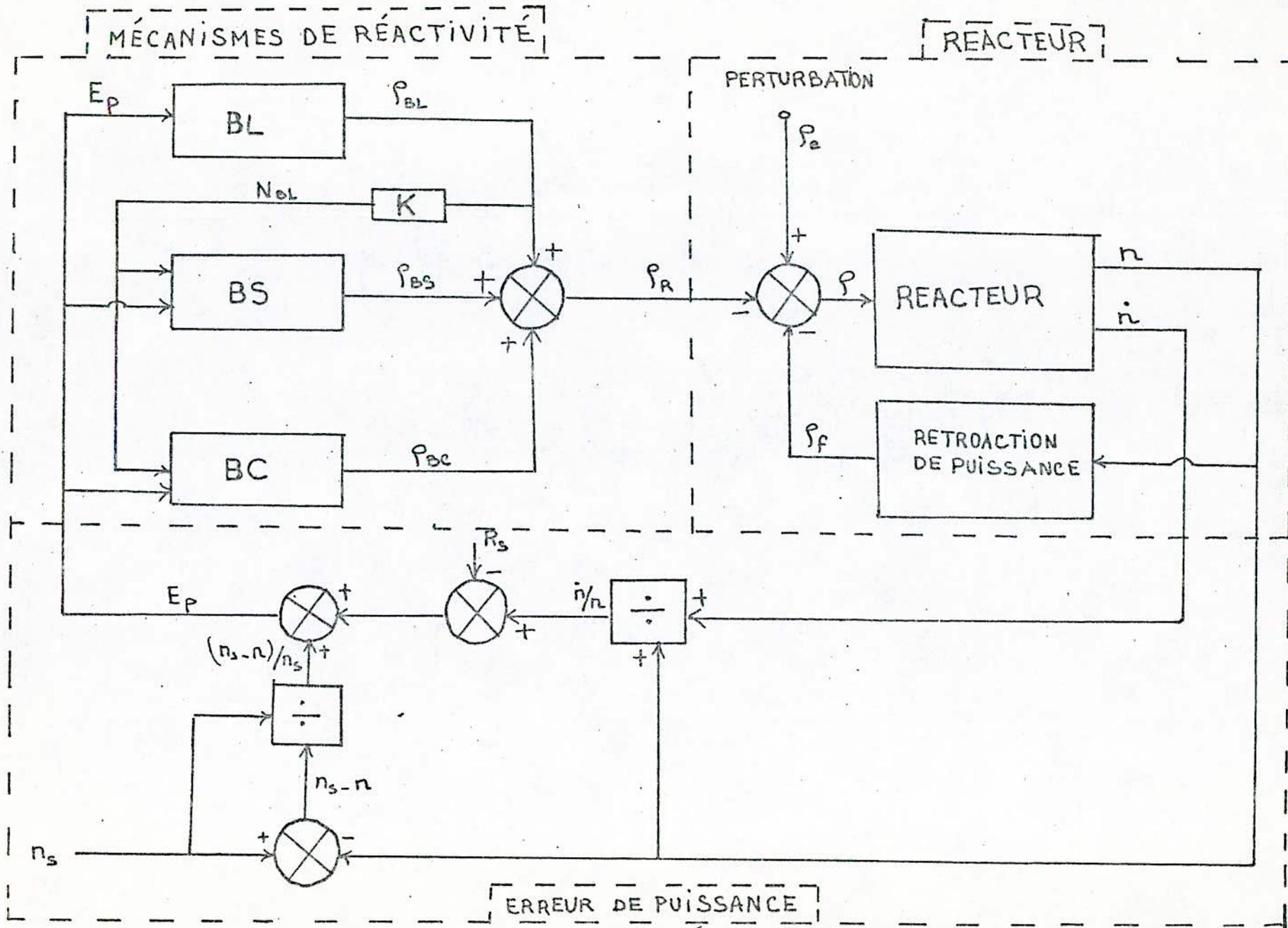


Fig III.6 BOUCLE DE RÉGULATION

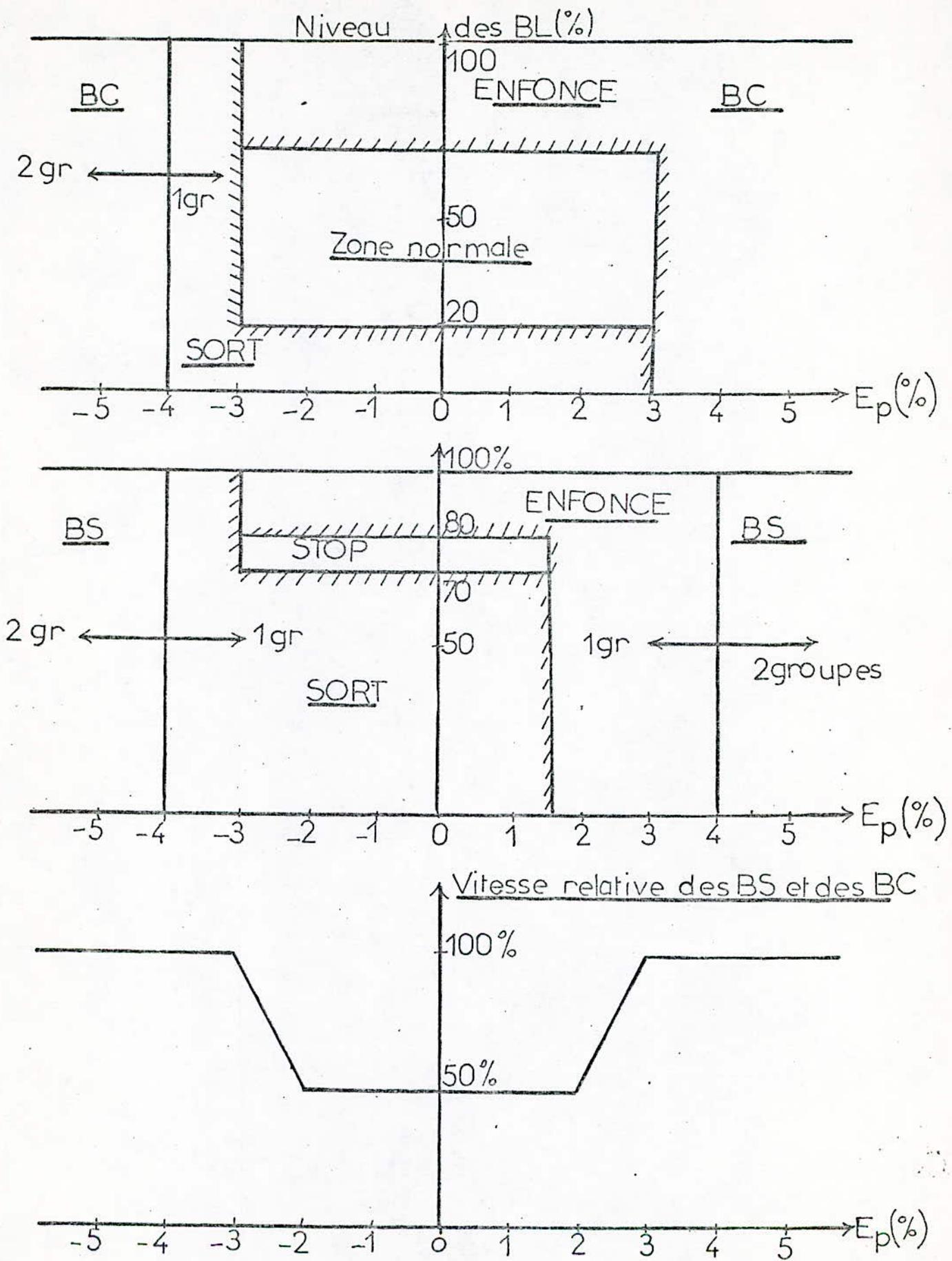
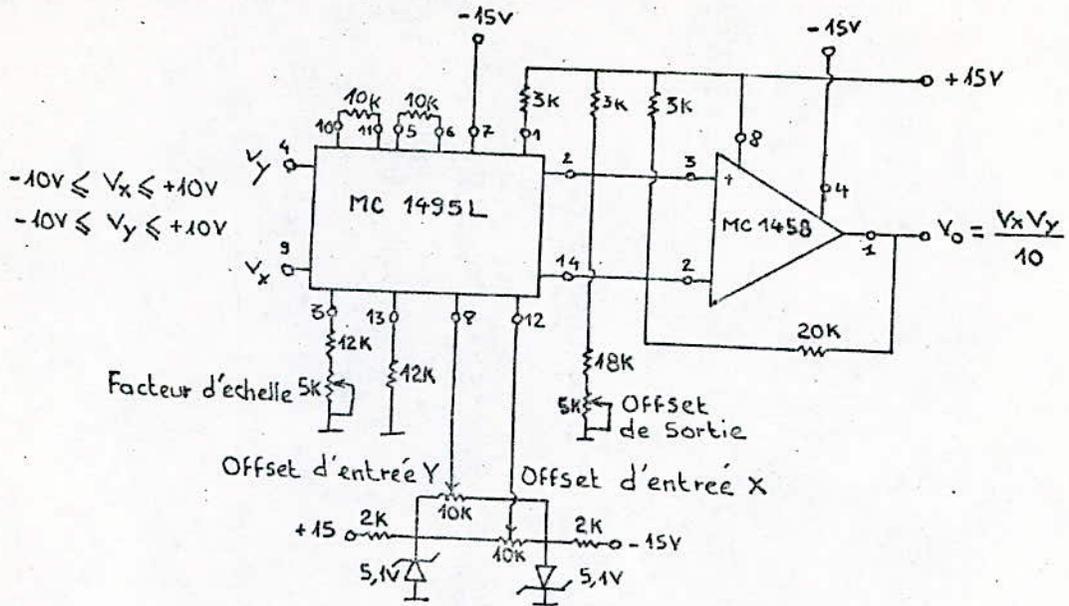
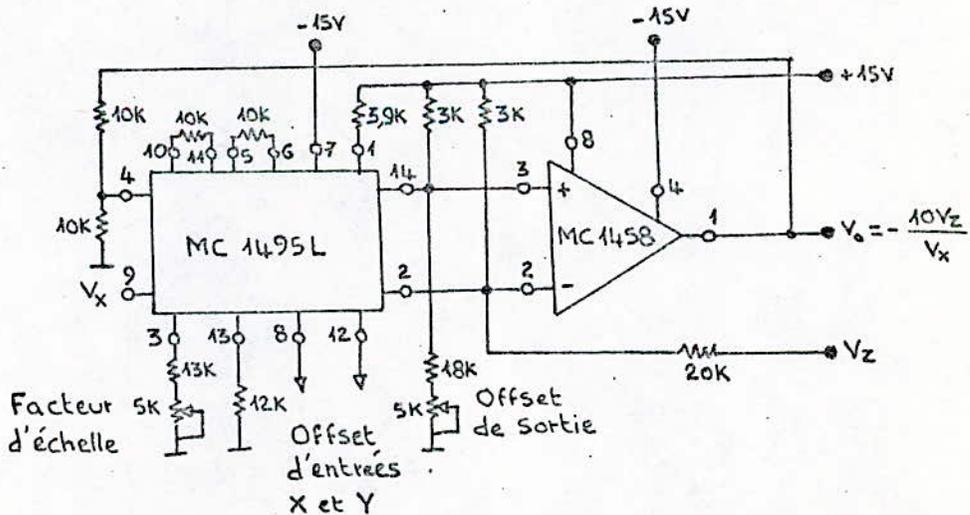


fig III.7 LOGIQUE DE COMMANDE DES BC ET DES BS.



### Circuit Multiplieur



### Circuit Diviseur

Figure VI. 1

Fig IV.2 Schéma simulant la cinétique

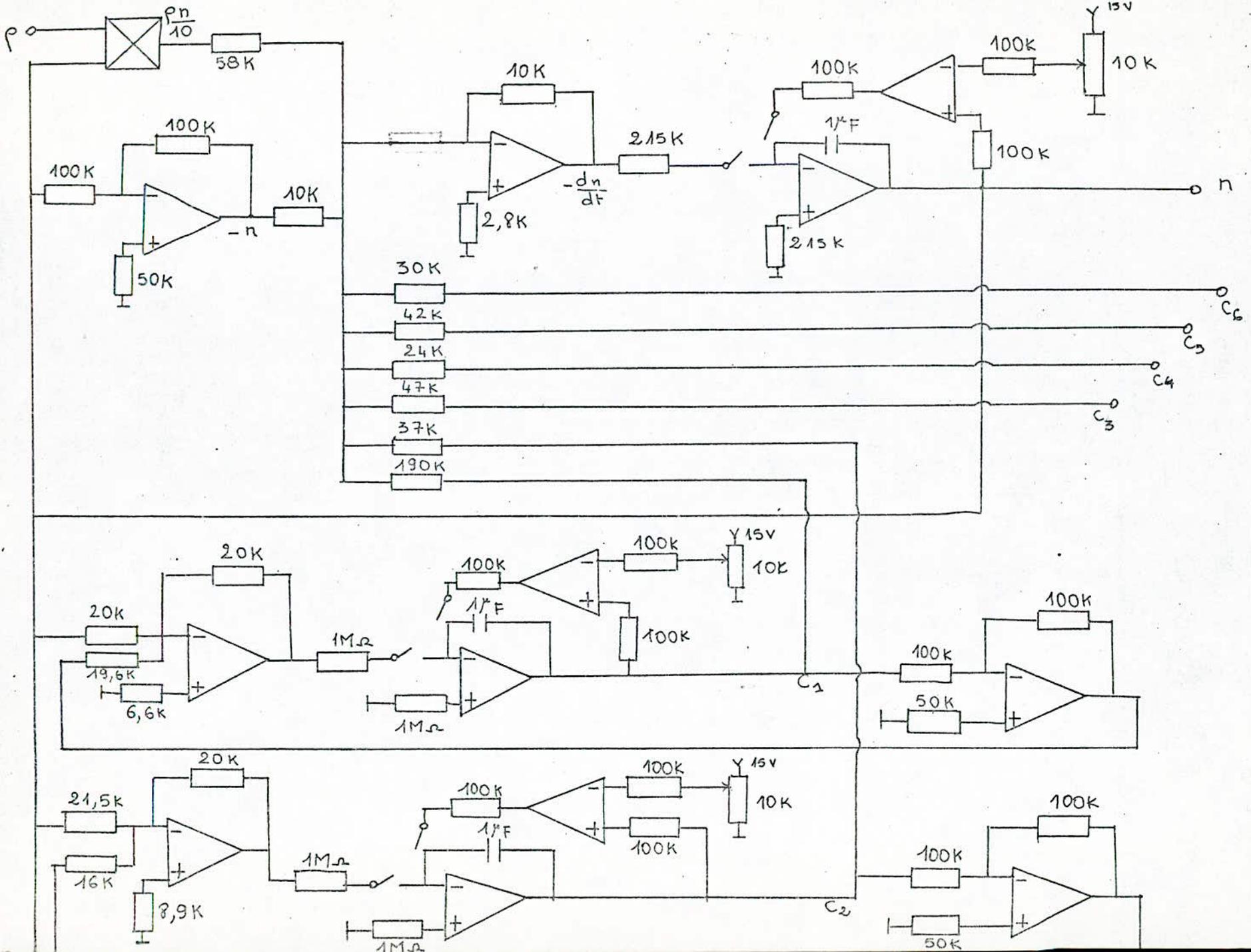
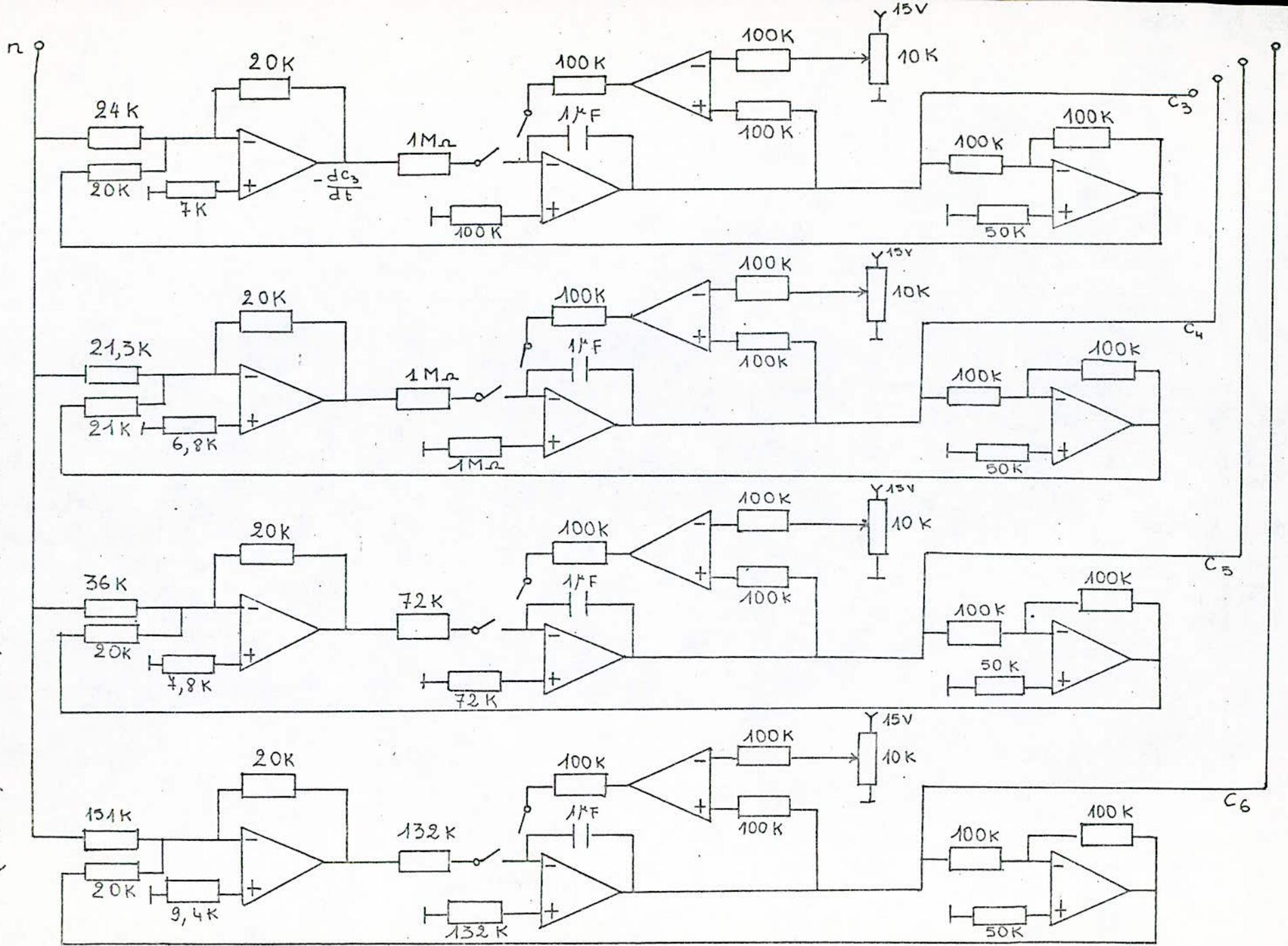
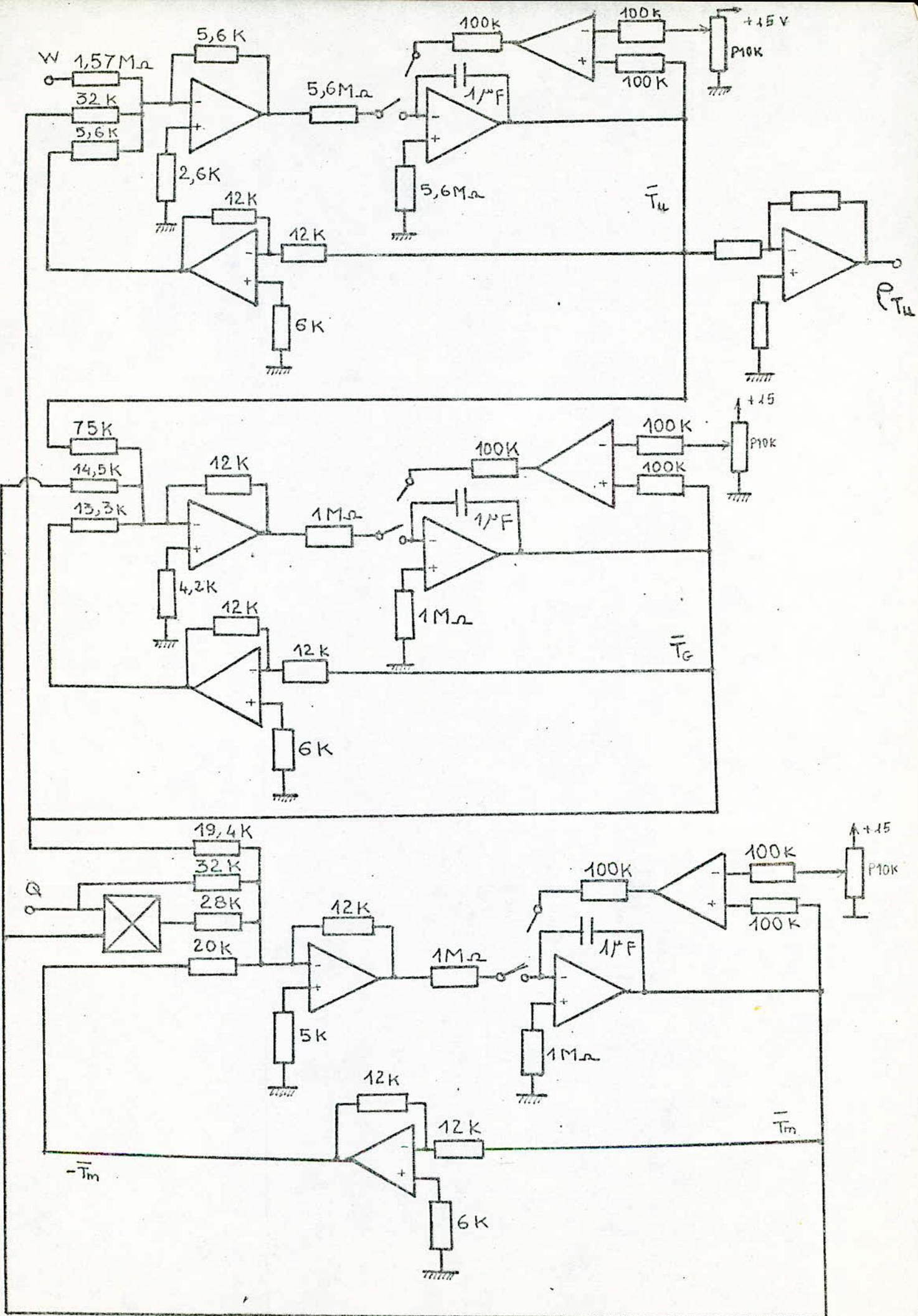


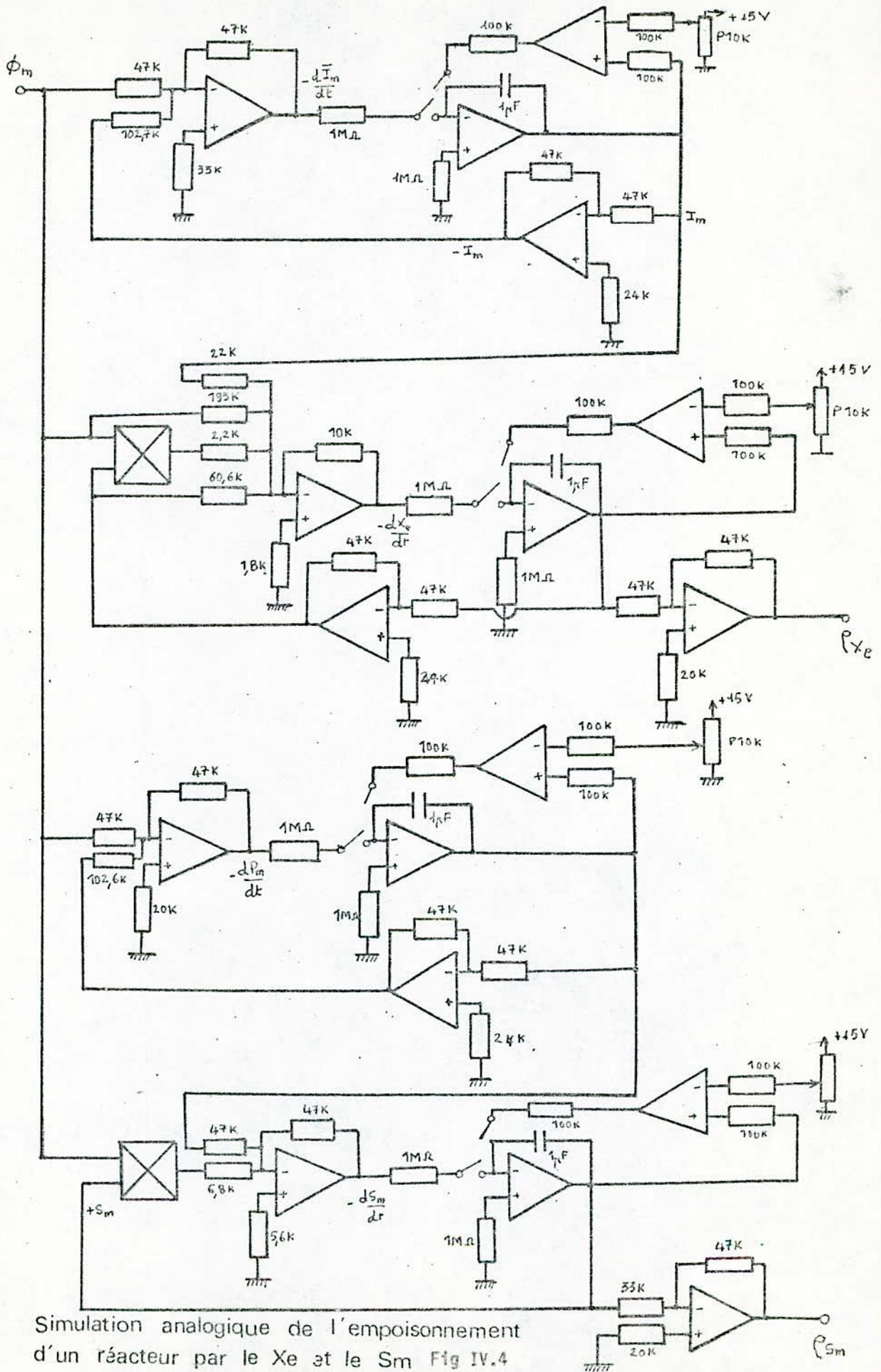
Fig IV.2 Schéma simulant la cinétique (suite)





Simulation analogique de la thermique d'un réacteur du type CANDU 600MW

Fig IV.3



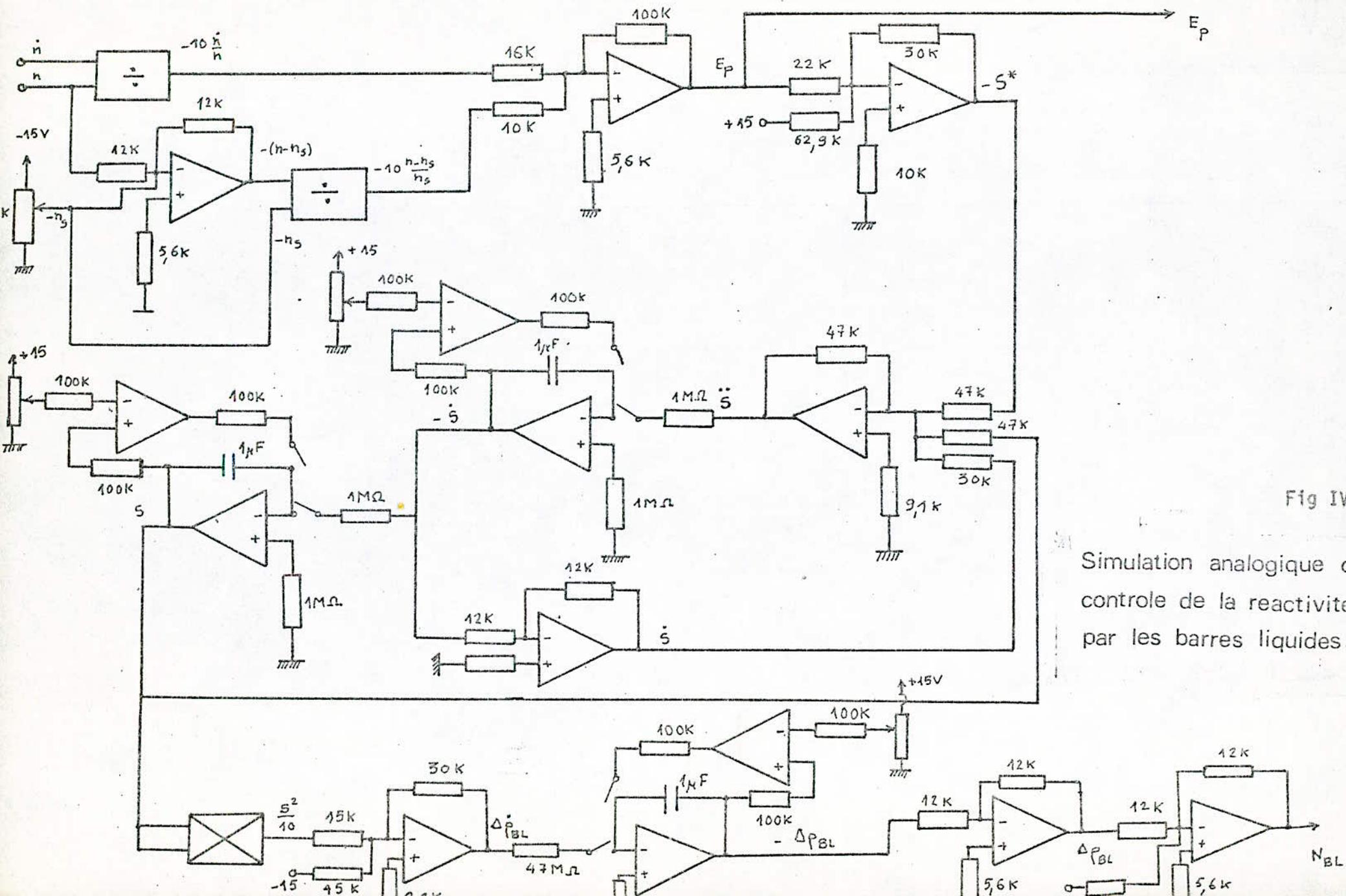


Fig IV.5

Simulation analogique du controle de la reactivite par les barres liquides.



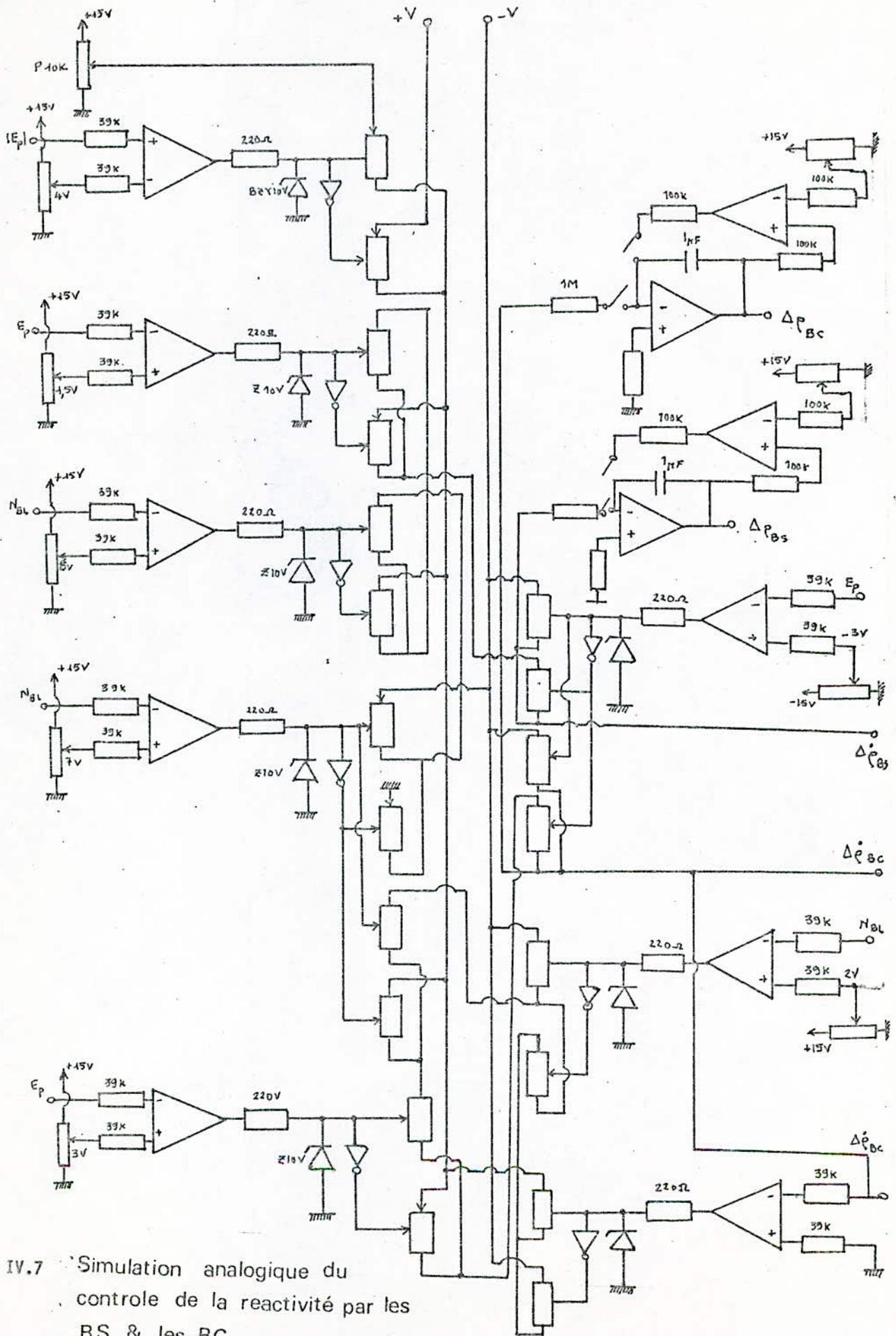


fig IV.7 Simulation analogique du  
 controle de la reactivite par les  
 BS & les BC.



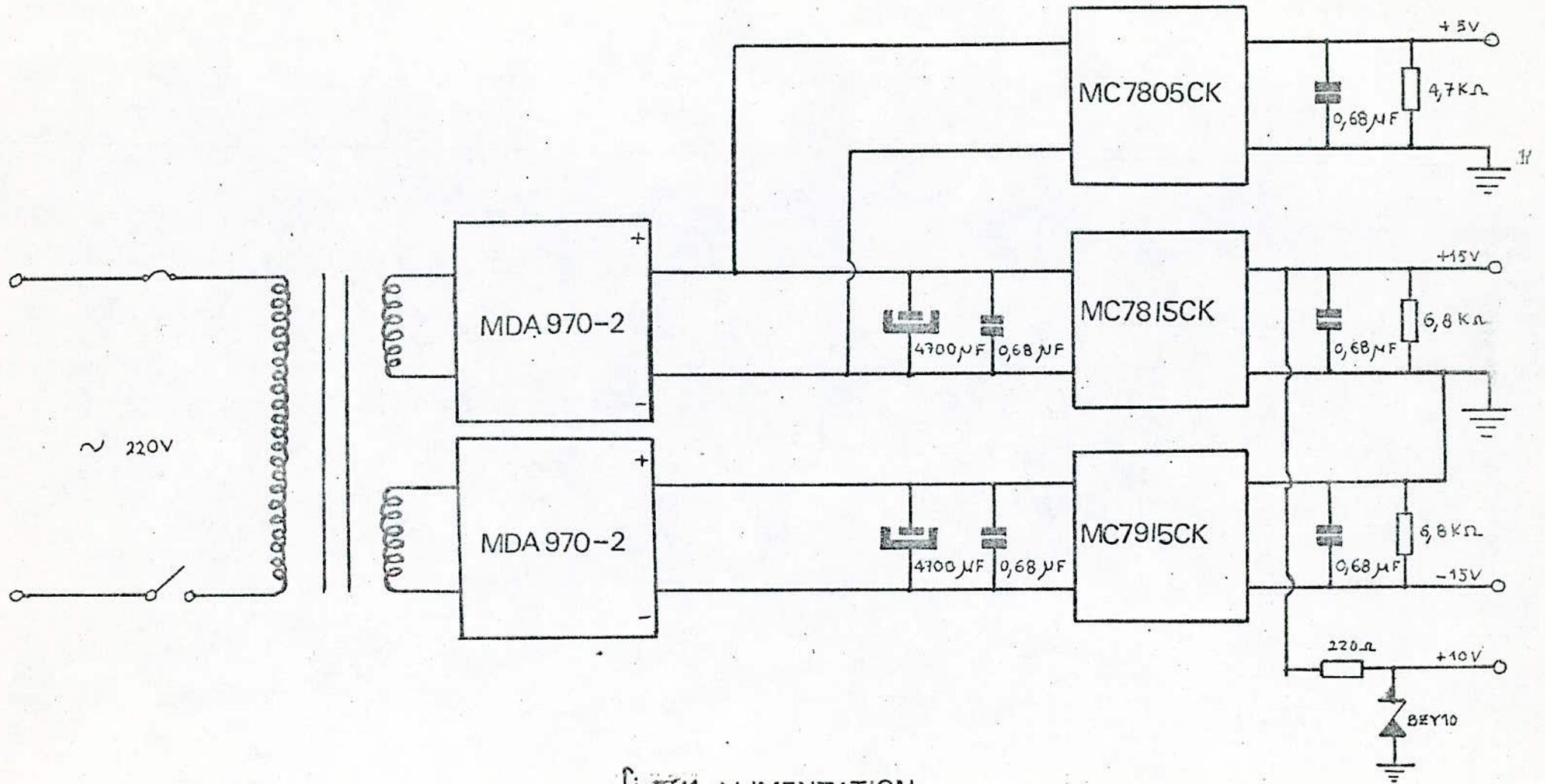


Fig IV.11 ALIMENTATION

## CONCLUSION.

Comme nous l'avons signalé dans l'introduction du présent Projet de fin d'études, l'objectif que nous nous sommes fixés est l'étude analogique de la CINÉTIQUE, DYNAMIQUE et CONTRÔLE des réacteurs équipant les centrales électro-nucléaires de puissance du type CANDU 600 MWe.

Au terme de ce travail, nous pourrions tirer les conclusions suivantes :

Mises à part les difficultés liées à la fermeture du Laboratoire de circuits imprimés du C.S.T.N. qui ont considérablement perturbé la réalisation expérimental de notre Projet, on peut affirmer que sur le plan de notre formation le Projet nous a permis de maîtriser l'ensemble des problèmes liés au fonctionnement de l'ensemble des composants électroniques de base que sont les diodes, les transistors, les amplificateurs opérationnels, les circuits logiques ...etc.

Nous rappelons que les résultats expérimentaux obtenus au terme de ce travail ne peuvent être que partiels étant données les limites imposées au sujet qui consistaient à ne prendre en compte que le contrôle de la réactivité sans tenir compte des autres contrôles que sont le contrôle de la pression et de l'inventaire dans le circuit primaire, le contrôle de la pression et de niveau dans les générateurs de vapeur .....etc.

Nous pouvons cependant affirmer que les interactions des contrôles non étudiés sur le contrôle pris en compte sont minimales de sorte qu'il est possible d'envisager que les résultats obtenus sont très représentatifs du contrôle de la centrale.

L'étude des contrôles mis dans le présent Projet a fait l'objet le semestre précédent d'un travail de thèse.

Le couplage des deux travaux réalisés nous permettra de justifier nos conclusions et d'envisager d'autres travaux qui permettront la réalisation d'un simulateur complet du fonctionnement et du contrôle de la centrale étudiée.

