

**REPUBLIQUE ALGERIENNE DEMOCRATIQUE ET POPULAIRE**

**MINISTRE DE L'ENSEIGNEMENT SUPERIEUR ET DE  
LA RECHERCHE SCIENTIFIQUE**

**UNIVERSITE DES SCIENCES ET DE LA TECHNOLOGIE  
HOUARI BOUMEDIENE**

**FACULTE DE PHYSIQUE**



**MEMOIRE**

**Présenté pour l'obtention du diplôme de MAGISTER**

**EN: PHYSIQUE**

**Spécialité : Sciences Nucléaires**

Par

**LETAIM Fathi**

-Sujet-

**Usure de combustible nucléaire dans un  
réacteur de recherche**

Soutenu le : 03/06/2007, devant le jury composé de :

Mr- A. C. CHAMI, Professeur, USTHB.

Mr- B. MEFTAHA, Directeur de recherche, CRND.

Mr- M. BELGAID, Professeur, USTHB.

Mr- A. HALILOU, Chargé de recherche, CRND.

Président

Directeur de Thèse

Examineur

Examineur

# *Remerciements*

## **Remerciements**

*Ce travail a été effectué au centre de recherche nucléaire de Draria et à la faculté de physique de l'université des sciences et de la technologie Houari Boumediene.*

*J'exprime ma reconnaissance à Monsieur A.C.CHAMI, Professeur à l'USTHB d'avoir bien voulu me faire l'honneur de présider le jury de cette thèse.*

*J'exprime ma vive reconnaissance ainsi que ma profonde considération à mon directeur de thèse Monsieur B. MEFTAH Directeur de recherche au CRND/COMENA pour m'avoir guidé dans ce travail. Je ne saurais le remercier suffisamment pour son dévouement et son aide qu'il m'a prodiguée sans relâche depuis le début jusqu'à la fin.*

*Je remercie très vivement Monsieur M. BELGAID, Professeur à l'USTHB et Monsieur A.HALILOU, Chargé de recherche au CRND/COMENA, qui ont fait partie du jury.*

*Je tiens également à remercier A. CHETEHOUNA et M. BEGGAS pour l'aide qu'il m'a apportée lors de la préparation de ma thèse.*

*Je remercie tous mes amis et mes collègues qui m'ont aidé pendant la réalisation de ce travail, plus particulièrement à M.F. KHELLADI, S. MAZIDI et N. BELOUADEH.*

# *Résumé*

## Résumé

L'objet de ce travail est l'étude de l'évolution du combustible nucléaire au sein du réacteur NUR et la réalisation d'un noyau de système logiciel dénommé "**BURNUR.SYS**", qui permet le suivi de l'évolution du réacteur NUR en fonction du temps, plus particulièrement les paramètres les plus importants : facteur de multiplication, les distributions de puissance, taux de combustion, flux, la réactivité et les concentrations isotopiques.

Ce travail s'inscrit dans le cadre de la réalisation d'un système expert pour le suivi en temps réel des paramètres physiques du réacteur NUR.

**BURNUR.SYS** est un programme orienté objet développé à l'aide de DELPHI 7, intégrant les codes WIMSD/4 et CITVAP.

L'utilisation de **BURNUR.SYS** dans le cas du réacteur NUR nous a permis de déterminer les paramètres suivants pendant le temps de fonctionnement:

- L'évolution de la concentration de l'U235 et d'autres actinides.
- L'évolution de la concentration de poisons tels que le Xe135 et le Sm149.
- La répartition de la distribution de la puissance à travers le cœur.
- Le taux de combustion des éléments combustibles.
- Le facteur de multiplication neutronique effectif  $K_{\text{eff}}$  et le bilan de la réactivité.

# *Table des matières*

# Table des matières

|  |    |
|--|----|
| <b>Introduction</b>  | 1  |
| <b>Chapitre I : Evolution de l'uranium 235 dans un réacteur nucléaire</b>                                    | 4  |
| I.1 Introduction   | 4  |
| I.2 Evolution du combustible   | 4  |
| I.2.1 Produits de fission  | 6  |
| I.2.2 Les poisons  | 7  |
| I.2.3 Equations d'évolution  | 9  |
| I.3 Dynamique simple d'épuisement  | 11 |
| I.3.1 Approximation de puissance constante   | 12 |
| I.3.2 Approximation à flux constant  | 12 |
| I.4 Bilan de réactivité  | 13 |
| I.4.1 Le facteur de multiplication effectif  | 13 |
| I.4.2 La réactivité  | 13 |
| I.4.3 Principaux paramètres pouvant modifier la réactivité   | 14 |
| I.4.4 Réserve de réactivité  | 15 |
| I.5 Gestion du combustible dans les réacteurs nucléaires   | 15 |
| <b>Chapitre II : Le taux de combustion nucléaire</b>   | 17 |
| II.1 Définition et unités du taux de combustion nucléaire  | 17 |
| II.2 La détermination du taux de combustion nucléaire  | 18 |
| II.2.1 Approche numérique  | 18 |
| II.2.2 Approche expérimentale  | 19 |
| II.2.2.1 La méthode de mesure de l'effet en réactivité   | 19 |
| II.2.2.2 La méthode de spectrométrie gamma   | 22 |
| II.2.2.3 La méthode de substitution  | 26 |
| II.2.2.4 La méthode d'oscillation  | 27 |
| II.3 La détermination du taux de combustion  | 29 |
| II.3.1 Le calcul d'évolution au niveau de la cellule par WIMSD/4   | 29 |
| II.3.2 La détermination de la distribution des taux de combustion et des puissances dans le cœur du réacteur | 33 |
| <b>Chapitre III : Equation de transport</b>  | 35 |
| III.1 Introduction   | 35 |
| III.2 Etablissement de l'équation de transport   | 35 |
| III.2.1 La forme intégrale   | 36 |
| III.2.2 La forme intégral-différentielle   | 36 |
| III.3 Méthode de la diffusion  | 37 |

|  |  |    |
|--|--|----|
| III.3.1  | Formulation multi groupe de l'équation de diffusion          | 38 |
| III.3.2  | Résolution numérique de l'équation de diffusion multi-groupe | 39 |
| III.4  | Méthode des ordonnées discrètes (méthode SN)                 | 43 |
| III-5  | Méthodes intégrales  | 44 |
| III.5.1  | Calcul pratique des probabilités de collision                | 46 |
| III.5.2  | Définitions des probabilités orientées de première collision | 48 |
| <b>Chapitre IV : Calcul de cellule et calcul de cœur</b> |  | 49 |
| IV.1.  | Réseau de réacteur   | 49 |
| IV.1.1   | Le concept de cellule unité                                  | 49 |
| IV.1.2   | Définition d'une macro cellule                               | 51 |
| IV.1.3   | Méthode de calcul de réacteur.                               | 52 |
| IV.2   | Codes de calcul  | 52 |
| IV.2.1   | Le code de calcul WIMSD/4                                    | 53 |
| IV.2.1.1   | Caractéristiques générales de la bibliothèque de WIMSD/4     | 53 |
| IV.2.1.2   | Calcul principal de transport dans WIMSD/4                   | 55 |
| IV.2.1.3   | Modèles géométriques   | 56 |
| IV.2.1.4   | Méthodes numériques  | 56 |
| IV.2.2.  | Le code de calcul du cœur CITVAP                             | 57 |
| IV.2.2.1   | Modèle neutronique   | 57 |
| IV.2.2.2   | Structure de l'input de CITVAP                               | 57 |
| IV.2.2.3   | Output du code CITVAP  | 58 |
| IV.3.  | Le calcul neutronique du réacteur NUR                        | 59 |
| IV.3.1.  | Calculs de cellules  | 59 |
| IV.3.2.  | Calculs globaux de cœur                                      | 62 |
| <b>Chapitre V : Le système BURNUR.SYS</b>                |  | 63 |
| V.1  | Le Système Expert  | 63 |
| V.1.1  | Définition   | 63 |
| V.1.2  | Schéma général d'un système expert                           | 64 |
| V.1.3  | Principes d'un système expert                                | 64 |
| V.2  | Interface Homme-Ordinateur                                   | 64 |
| V.3  | Surveillance et contrôle-commande dans les                   | 65 |
| V.4  | Système expert du réacteur NUR                               | 65 |
| V.4.1  | Organigramme des différentes fonctions                       | 66 |
| V.4.2  | Architecture réseau  | 67 |
| V.5  | Le système BURNUR.SYS  | 68 |
| V.5.1  | Les étapes de réalisation du logiciel BURNUR.SYS             | 68 |
| V.5.2  | Les données globales et les données locales                  | 70 |
| V.5.3  | Caractéristiques générales du système BURNUR.SYS             | 73 |
| <b>Chapitre VI : Résultats et commentaires</b>           |  | 76 |
| VI.1   | Introduction   | 76 |
| VI.2   | Evolution du combustible nucléaire                           | 76 |
| VI.2.1   | Evolution des actinides                                      | 77 |

|                      |  |     |
|----------------------|--|-----|
| <b>VI.2.2</b>        | Evolution des produits de fission  | 77  |
| <b>VI.2.3</b>        | L'effet de l'évolution du combustible nucléaire sur la multiplication des neutrons | 78  |
| <b>VI.2.4</b>        | L'effet sur la conversion  | 78  |
| <b>VI.2</b>          | L'évolution de la réactivité du cœur   | 82  |
| <b>VI.4</b>          | La distribution de la densité de puissance dans le cœur                            | 84  |
| <b>VI.5</b>          | La distribution de puissance   | 87  |
| <b>VI.6</b>          | La distribution du taux de combustion  | 89  |
| <b>VI.7</b>          | L'inventaire isotopique des éléments combustibles                                  | 90  |
| <b>Conclusion</b>    |  | 92  |
| <b>Bibliographié</b> |  | 95  |
| <b>Annexes</b>       |  |     |
| <b>Annexe A:</b>     | Description du réacteur NUR  | 98  |
| <b>Annexe B:</b>     | Le système MTR_PC et ses utilitaires POS-WIMS et HXS                               | 110 |
| <b>Annexe C:</b>     | Modèles de fichiers input et output  | 117 |

*Liste des tableaux*  
&  
*Liste des figures*

## Liste des tableaux

|                     |   |    |
|---------------------|---|----|
| <b>Tableau I.1</b>  | Taux d'usure maximal admissible pour quelques combustibles nucléaires   | 16 |
| <b>Tableau IV.1</b> | La partition d'énergie à 5 groupes de WIMS.   | 62 |
| <b>Tableau VI.1</b> | Les actinides et produits de fission.   | 76 |
| <b>Tableau VI.2</b> | Les densités des actinides résidant dans les éléments combustibles usés [Atome/barn-cm] à la fin de premier cycle.                      | 91 |
| <b>Tableau VI.3</b> | Les densités des principaux produits de fission résidant dans les éléments combustibles usés [Atome/barn-cm] à la fin de premier cycle. | 91 |

## Liste des figures

|                     |  |    |
|---------------------|--|----|
| <b>Figure I.1</b>   | La chaîne de réaction de l'U235.   | 5  |
| <b>Figure I.2</b>   | La chaîne de réaction de l'U238.   | 5  |
| <b>Figure I.3</b>   | Rendement de fission d'un noyau U235.  | 6  |
| <b>Figure I.4</b>   | La chaîne de réaction de I135 et Xe135 sous irradiation.   | 8  |
| <b>Figure I.5</b>   | La chaîne de réaction de Pm149 et Sm149 sous irradiation.  | 8  |
| <b>Figure I.6</b>   | Evolution de la concentration de l'U235 à flux constant et à puissance cte.  | 12 |
| <b>Figure I.7</b>   | Régions de chargement du cœur d'un réacteur PWR.   | 17 |
| <b>Figure II.1</b>  | Exemple de la dépendance linéaire du Keff en fonction du taux de combustion.   | 21 |
| <b>Figure II.2</b>  | L'installation expérimentale de la méthode de spectrométrie gamma pour tester un élément combustible réalisé dans le réacteur SAPHIR | 26 |
| <b>Figure II.3</b>  | Organigramme du Calcul d'évolution par WIMS.   | 32 |
| <b>Figure III.1</b> | Discrétisation de la variable espace.  | 40 |
| <b>Figure III.2</b> | Coordonnées en symétrie plane.   | 43 |
| <b>Figure IV.1</b>  | Fragment d'une intersection horizontale d'un réseau plat et carré avec cellule d'unité.  | 49 |
| <b>Figure IV.2</b>  | Schémas de différentes cellules unités.  | 50 |
| <b>Figure IV.3</b>  | Schémas de différentes macro cellules de combustible carrée et plaque avec un absorbant.   | 51 |
| <b>Figure IV.4</b>  | Chaînes de produits de fission dans la bibliothèque de WIMS.   | 54 |
| <b>Figure IV.5</b>  | Schéma récapitulatif des différentes étapes effectuées par le code WIMS/D4.  | 55 |
| <b>Figure IV.6</b>  | Schéma des différentes étapes intervenant dans le calcul de Conception du cœur.  | 58 |
| <b>Figure IV.7</b>  | Représentation d'une cellule combustible standard du réacteur NUR.   | 60 |

|               |              |  |    |
|---------------|--------------|--|----|
| <b>Figure</b> | <b>IV.8</b>  | Représentation d'un macrocellule d'un élément combustible de contrôle du réacteur NUR.                                 | 60 |
| <b>Figure</b> | <b>IV.9</b>  | Représentation d'un macrocellule des réflecteurs d'eau.  | 61 |
| <b>Figure</b> | <b>V.1</b>   | Schéma général d'un système expert.  | 64 |
| <b>Figure</b> | <b>V.2</b>   | Organigramme des différentes fonctions.  | 67 |
| <b>Figure</b> | <b>V.3</b>   | Architecture réseau.   | 68 |
| <b>Figure</b> | <b>V.4</b>   | Les étapes de réalisation du logiciel BURNUR.SYS   | 69 |
| <b>Figure</b> | <b>V.5</b>   | Création de la base de données globales.   | 70 |
| <b>Figure</b> | <b>V.6</b>   | Création de la base de données locales.  | 71 |
| <b>Figure</b> | <b>V.7</b>   | L'organigramme du système BURNUR.SYS.  | 72 |
| <b>Figure</b> | <b>V.8</b>   | L'interface des propriétés globales.   | 73 |
| <b>Figure</b> | <b>V.9</b>   | L'interface des propriétés locales.  | 74 |
| <b>Figure</b> | <b>V.10</b>  | Histogrammes 3D.   | 75 |
| <b>Figure</b> | <b>V.11</b>  | Courbe bidimensionnelle.   | 75 |
| <b>Figure</b> | <b>VI.1</b>  | Variation de la concentration de U235, U236, U238, Pu239, Pu240, Pu241.  | 79 |
| <b>Figure</b> | <b>VI.2</b>  | Variation de la concentration de Ru103, Cd113, Xe135, Sm149, Sm151, Gd157.   | 80 |
| <b>Figure</b> | <b>VI.3</b>  | Variation de la concentration de In115, Pm147, Pm148, Pm148m.  | 81 |
| <b>Figure</b> | <b>VI.4</b>  | Variation de la concentration de Eu115 et du pseudo produit de fission.  | 81 |
| <b>Figure</b> | <b>VI.5</b>  | Variation de K-infini  | 82 |
| <b>Figure</b> | <b>VI.6</b>  | Le rapport isotopique de Pu239, Pu240 et Pu241 en fonction de U238 initial   | 82 |
| <b>Figure</b> | <b>VI.7</b>  | Evolution de la réactivité du cœur du réacteur NUR à la puissance de 1 MW.   | 83 |
| <b>Figure</b> | <b>VI.8</b>  | La numérotation des éléments combustibles et des éléments de contrôle de la configuration X-1 du cœur du réacteur NUR. | 84 |
| <b>Figure</b> | <b>VI.9</b>  | La distribution de densité de puissance [Watt/cc] au début du premier cycle.   | 86 |
| <b>Figure</b> | <b>VI.10</b> | La distribution de densité de puissance [Watt/cc] à la fin du premier cycle.   | 86 |
| <b>Figure</b> | <b>VI.11</b> | La distribution de puissance et de taux de combustion au début de premier cycle  | 88 |
| <b>Figure</b> | <b>VI.12</b> | La distribution de puissance et de taux de combustion à la fin de premier cycle  | 88 |
| <b>Figure</b> | <b>VI.13</b> | Epuisement des éléments combustibles E1, E7, E9 et E12.  | 89 |
| <b>Figure</b> | <b>VI.14</b> | Epuisement des éléments combustibles E10 et E3.  | 90 |

# *Introduction*

## **INTRODUCTION**

La rentabilité économique d'un réacteur nucléaire dépend avant tout de la quantité d'énergie qui peut être extraite d'un élément combustible avant que celui-ci ne soit remplacé.

Au cours du fonctionnement du réacteur, le facteur de multiplication neutronique et la composition isotopique du combustible nucléaire évoluent à cause de:

- ❑ La destruction des noyaux fissiles.
- ❑ La formation de nombreux nouveaux éléments, appelés "produits de fission".
- ❑ La formation des éléments transuraniens par capture neutronique, certains de ces éléments étant fissiles.

En parallèle à ces phénomènes les propriétés mécaniques, thermiques et structurales des éléments combustibles se dégradent avec l'utilisation. C'est pourquoi un compromis doit être toujours recherché pour l'extraction du maximum d'énergie de chaque élément combustible sans pour autant dépasser les limites admissibles du point de vue mécanique, thermique, structural, etc....

Au cours de l'exploitation du réacteur il est nécessaire de suivre les différents paramètres physiques, variables, avec l'évolution de son combustible nucléaire. Il y a par conséquent nécessité d'opérer un changement partiel de la configuration du cœur afin de rétablir les performances en termes de puissance ou de flux neutronique.

En pratique, différentes approches sont adoptées pour le changement de la configuration d'un réacteur nucléaire.

Des considérations physiques et même économiques déterminent le délai et la manière d'opérer le chargement /déchargement des éléments combustibles. Cette opération varie suivant le type et la fonction du réacteur.

Dans les réacteurs de recherche comme le réacteur NUR, les performances qui devront être suivies sont:

- La production de flux: qui doit être élevé le plus possible surtout dans des endroits bien choisis (les boîtes d'irradiation).
- La réactivité du cœur: qui ne doit pas être en dessous d'une valeur minimale pour permettre au réacteur de fonctionner normalement durant l'irradiation des échantillons.
- Le taux de combustion: le taux de combustion moyen des éléments déchargés doit s'approcher le plus possible du taux maximal admissible.

Pour prendre en charge le suivi de l'évolution du réacteur de recherche NUR un logiciel nommé **BURNUR-SYS** a été développé. Ce logiciel constitue une contribution importante à la réalisation d'un système expert pour le suivi en temps réel des paramètres physiques du réacteur NUR.

**BURNUR-SYS** est un programme orienté objet développé à l'aide de DELPHI-7, intégrant les codes WIMS/D4 et CITVAP.

L'objet de notre travail est d'étudier l'évolution du combustible nucléaire, par le suivi de la consommation de matériaux fissiles et la production de produits de fission au cours du fonctionnement du réacteur de recherche NUR. Ceci est réalisé en déterminant le taux d'usure du combustible nucléaire en combinant des calculs locaux à l'aide du code WIMS/D4 avec des calculs globaux à l'aide du code CITVAP.

En plus de cette introduction, la thèse contient sept chapitres, trois annexes et une conclusion générale.

Dans le premier chapitre de la thèse on présente l'évolution du combustible dans un réacteur nucléaire et les équations d'évolution des concentrations isotopiques.

Le deuxième chapitre est consacré au calcul du taux de combustion nucléaire ou "burn-up" de chaque assemblage, ainsi qu'à la présentation de quelques méthodes expérimentales.

Le troisième chapitre décrit l'équation de transport des neutrons, ses différentes approximations et les méthodes numériques pour sa résolution.

Le quatrième chapitre donne une description des codes WIMSD4 et CITVAP.

Le cinquième chapitre donne la définition et les principes d'un système expert et une description détaillée du logiciel "BURNUR.SYS".

Dans le sixième chapitre on présente les résultats obtenus et leur interprétation.

Les annexes A, B et C donnent successivement la description complète du réacteur de recherche NUR, la description des logiciels de calcul neutronique MTR\_PC et les utilitaires POS-WIMS et HXS, et enfin les modèles des fichiers INPUT et OUTPUT des codes WIMS et CITATION.

*Chapitre I*  
*Evolution de l'U235*  
*dans un réacteur*  
*Nucléaire*

# **EVOLUTION DE L'URANIUM 235 DANS UN REACTEUR NUCLEAIRE**

## **I.1 Introduction**

Durant le fonctionnement d'un réacteur nucléaire le processus de fission fait diminuer la quantité d'U235 (élément fissile) et provoque l'apparition de nouveaux isotopes pour la plupart très instables et absorbants de neutrons.

Le calcul d'évolution concerne la prédiction des changements à long terme de la composition isotopique du cœur, la distribution de puissance et de flux dans le réacteur pendant la vie du réacteur, en tenant compte surtout de la dépendance spatiale et temporelle des paramètres suivants [1]: épuisement des matériaux fissiles, la transmutation des matériaux fertiles en matériaux fissiles, l'accumulation des produits de fission, distributions du taux de combustion et de puissance.

La connaissance précise de ces paramètres permet [2]:

- - la stabilité et le contrôle du réacteur
- - l'économie du combustible
- - la détermination de la durée de fonctionnement du réacteur (cycle).

## **I.2 Evolution du combustible:**

L'uranium naturel est caractérisé par la composition isotopique suivante : 99,28% d'U238, 0,71% d'U235, 0,0054% d' U234). L'isotope U235 est à la base de tous les combustibles dans les réacteurs thermiques. La plupart de ces réacteurs utilisent un combustible faiblement enrichi :  $E < 20\%$  en U235 [3].

L'U235 possède une section efficace d'absorption aux énergies thermiques importante, 680 barns environ. La capture de neutrons par un noyau d'U235 conduit -en parallèle à la fission du noyau- à la création de certains noyaux lourds tels que l'U236 et le

Np237, selon une série de réactions. La figure I.1. montre la chaîne des réactions de l'U235 [4].

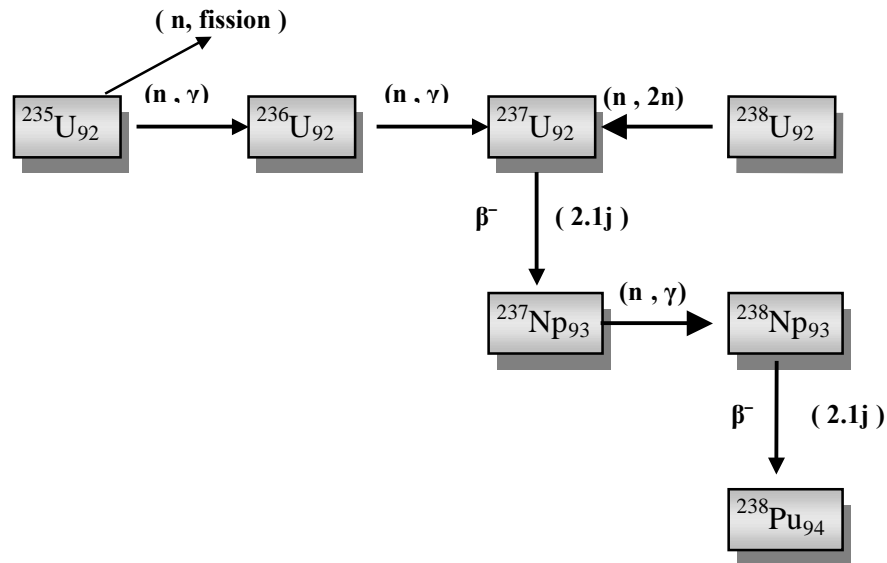


Figure I.1. La chaîne de réaction de l'U235.

D'autres noyaux lourds peuvent se créer par la capture de neutrons par les noyaux de l'U238 comme le Pu239 qui est un noyau fissile très important, la chaîne de réaction de l'U238 est montrée sur la figure I.2.

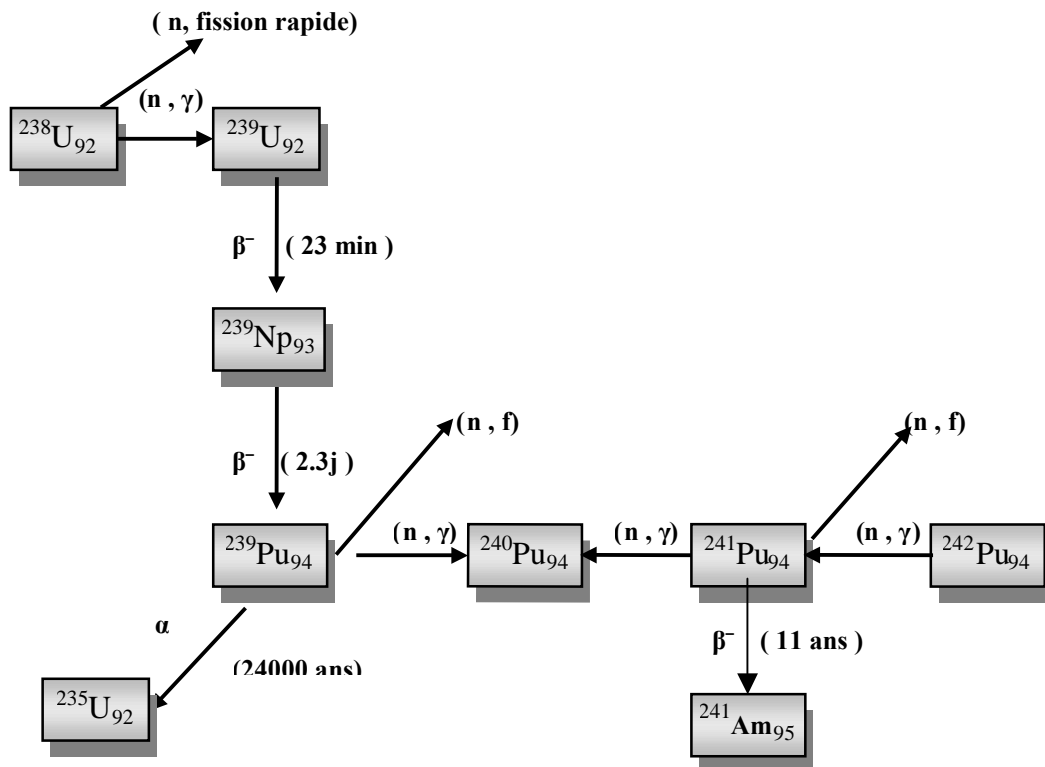
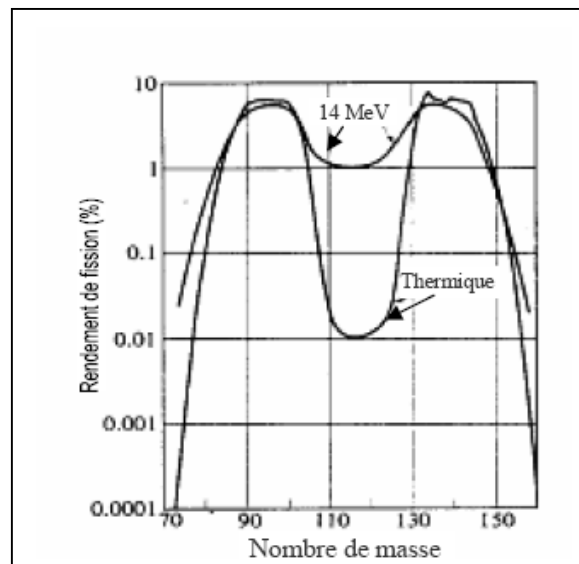


Figure I.2. La chaîne de réaction de l'U238.

Le phénomène le plus important à considérer dans un réacteur nucléaire est la fission. Dans la gamme d'énergie des neutrons rapides tous les noyaux lourds sont fissiles, mais dans la gamme d'énergie des neutrons thermiques seuls les noyaux Pu239, Pu241, U233, U235 produisent la fission. L' U235 est caractérisé par une section efficace microscopique de fission très élevée d'environ 550 barns.

### I.2.1 Produits de fission:

La fission d'un noyau lourd donne deux nouveaux noyaux –rarement trois- appelés fragments ou produits de fission ainsi que la libération d'une quantité d'énergie d'environ 200 MeV [5]. Le rendement de ces deux fragments est donné par la courbe de la figure I.3 dans le cas du noyau lourd U235.



**Figure I.3.** Rendement de fission d'un noyau U235.

Après un certain temps sous irradiation le combustible devient plein de produits de fission qui résultent soit directement de la fission, soit de la capture de neutrons, ou de la décroissance radioactive d'un noyau lourd ou d'un autre produit de fission [6].

Le nombre important des produits de fission (plus de 200 isotopes observés), leurs sections efficaces souvent connues avec de grandes imprécisions, la contribution entre les produits, et les périodes radioactives très courtes de certains isotopes, constituent en général les principales difficultés rencontrés aussi bien dans les approches théoriques qu'expérimentales.

Dans le calcul de physique des réacteurs un nombre limité de ces produits de fission est utilisé. L'existence de bibliothèques de données fondamentales de tous les isotopes facilite les calculs.

Les produits de fission sont gênants pour le fonctionnement du réacteur à plusieurs raisons [5]:

- Emission des rayonnements radioactifs  $\beta$  et  $\gamma$  qui vont s'ajouter au rayonnement neutronique dans la dégradation des matériaux sous irradiation, mais surtout constituant un danger radiologique.
- La radioactivité très intense des produits de fission est également une source de difficultés lors du retraitement du combustible après irradiation dans le réacteur.
- L'insertion de nouveaux atomes dans le milieu combustible s'ajoute à l'action des rayonnements dans la détérioration du matériau constituant le combustible.
- L'accumulation des produits de fission détériore le bilan neutronique.
- Les produits de fission sont la cause de la chaleur résiduelle qui est produite même après arrêt du réacteur, ce phénomène pose des problèmes de sûreté dans l'exploitation des réacteurs nucléaires.

### **I.2.2 Les poisons :**

Deux des nombreux isotopes produits présentent un intérêt particulier, le Xenon-135 ( $Xe_{135}$ ), et le Samarium-149 ( $Sm_{149}$ ), considérés comme des parasites ou poisons dans les réacteurs nucléaires [7].

Le xénon-135 est le poison le plus important. Il a une grande résonance dans le domaine des énergies thermiques où sa section efficace de capture est grande ( $2.65 \cdot 10^6$  barns à 2200 m/s), ce qui en fait un poison important dans les réacteurs thermiques. Il peut être produit directement par fission mais de pourcentage faible ( $\gamma=0.01$ ), il est produit principalement par la décroissance radioactive de l'iode-135 (voir la figure I.4.).

Le samarium-149 est aussi un poison important pour les réacteurs à neutrons thermiques, sa section efficace à 2200 m/s est égale à 41000 barns, c'est un noyau stable obtenu par la chaîne de réaction schématisée par la figure I.5.

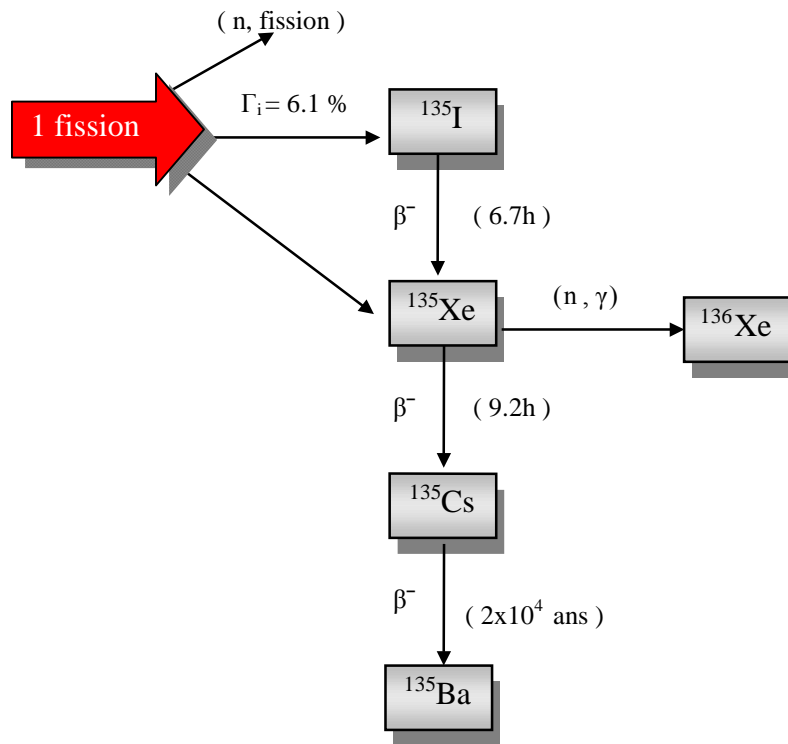


Figure I.4. La chaîne de réaction de I135 et Xe135 sous irradiation.

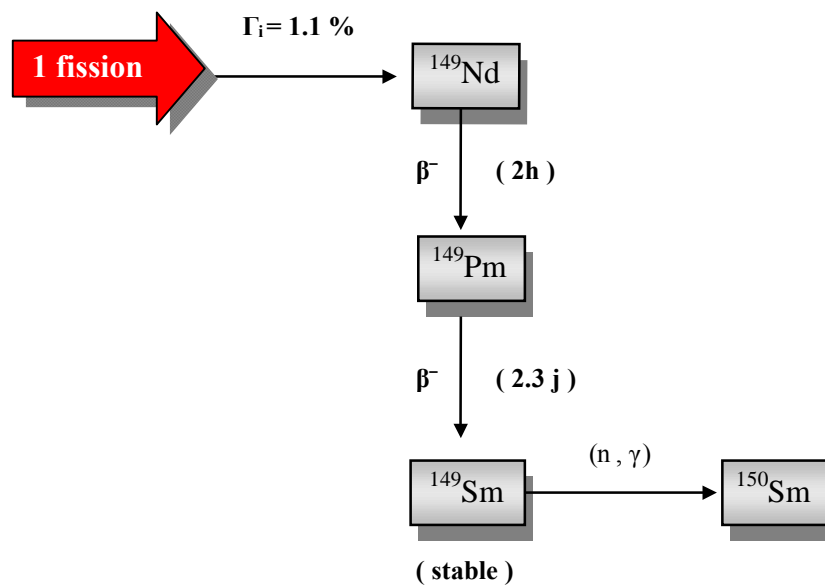


Figure I.5. La chaîne de réaction de Pm149 et Sm149 sous irradiation.

### I.2.3 Equations d'évolution:

L'équation d'évolution de la concentration par unité de volume d'un isotope quelconque indiqué par l'indice "i" en fonction du temps, est l'équation donnant cette concentration par unité de temps comme égale à la différence entre le nombre de noyaux produits et le nombre de noyaux disparus pour un intervalle de temps donné, en excluant les noyaux de courte période [8].

L'équation d'évolution selon le formalisme de WIMS [20] est donnée sous la forme:

$$\begin{aligned} \frac{dN_i}{dt} = & -\lambda_i N_i(t) - A_i N_i(t) + \sum_k \delta(i, j_1(k)) \alpha_{ki} C_k N_k(t) \\ & + \sum_k \delta(i, j_2(k)) \beta_{ki} \lambda_k N_k(t) + \sum_k \gamma_{ki} F_k N_k(t) \end{aligned} \quad \text{I.1}$$

Où:

$N_i$ : La densité du nuclide i.

$\lambda_i$ : La constante de désintégration radioactive du nuclide i .

$A_i$ : Taux de réaction microscopique d'absorption pour le nuclide i .

$F_i$ : Taux de réaction microscopique de fission pour le nuclide i .

$C_i$ : Taux de réaction microscopique de capture pour le nuclide i .

$\gamma_{ki}$ : Rendement de fission de l'isotope i pour une fission du nuclide k.

$\alpha_{ki}$  ,  $\beta_{ki}$  : Fractions de l'isotope i provenant soit de la capture soit de la filiation radioactive de l'isotope k respectivement .

$j_1(k)$ ,  $j_2(k)$ : Identificateurs de tous les produits de l'isotope k par la capture ou la filiation radioactive .

$\delta(i, j)$ : Symbole de Kronecker indiquant que la contribution se produit lorsque  $i=j$ .

Le premier et le deuxième terme de l'équation générale d'évolution I.1 précédente décrivent respectivement les pertes par désintégration radioactive de l'isotope i, et la capture neutronique. Le troisième, quatrième et cinquième terme représentent les gains dus à la transmutation neutronique de l'isotope k en isotope i, la désintégration de l'isotope k en i, et à la production de l'isotope i à travers la formation de produits de fission respectivement.

Équations d'évolution de quelques isotopes [4]:

L'U235:

$$\frac{dN_{235}}{dt} = -\sigma_{a,235}(t) N_{235}(t) \phi(t)$$

L'U236:

$$\frac{dN_{236}}{dt} = +\sigma_{c,235}(t) N_{235}(t) \phi(t) - \sigma_{a,236}(t) N_{236}(t) \phi(t)$$

L'U238:

$$\frac{dN_{238}}{dt} = -N_{238}(t) \sigma_{a,238}(t) \phi(t)$$

Le Pu239:

$$\frac{dN_{239}}{dt} = +\sigma_{c,238}(t) N_{238}(t) \phi(t) - \sigma_{a,239}(t) N_{239}(t) \phi(t)$$

Le Pu240:

$$\frac{dN_{240}}{dt} = +\sigma_{c,239}(t) N_{239}(t) \phi(t) - \sigma_{a,240}(t) N_{240}(t) \phi(t)$$

Le Pu241:

$$\frac{dN_{241}}{dt} = +\sigma_{c,240}(t) N_{240}(t) \phi(t) - \sigma_{a,241}(t) N_{241}(t) \phi(t) - \lambda_{241}(t) N_{241}(t)$$

Le Pu242:

$$\frac{dN_{242}}{dt} = +\sigma_{c,241}(t) N_{241}(t) \phi(t) - \sigma_{a,242}(t) N_{242}(t) \phi(t)$$

où

$\sigma_{c,x}$  : Section efficace microscopique de capture des neutrons par l'isotope  $x$ .

$\sigma_{a,x}$  : Section efficace microscopique de d'absorption des neutrons par l'isotope  $x$ .

### I.3 Dynamique simple d'épuisement:

Supposons qu'un réacteur est constitué d'un combustible avec seulement un isotope, caractérisé par une densité atomique  $N_F(r, t)$  et une section efficace microscopique d'absorption à un groupe  $\sigma_a^F$  [10].

Alors l'évolution de ce combustible serait décrite par l'équation :

$$\frac{dN_F}{dt} = -N_F(r, t) \sigma_a^F \phi(r, t) \quad \text{I-2}$$

L'intégration de cette équation donne :

$$N_F(r, t) = N_F(r, 0) \exp \left[ -\sigma_a^F \int_0^t \phi(r, t') dt' \right] \quad \text{I-3}$$

#### I.3.1 Approximation de puissance constante :

Dans ce cas-ci :

$$P(r, t) = W_a \cdot N_F(r, t) \sigma_a^F \cdot \phi(r, t) = P_0(r) \quad \text{I-4}$$

Où  $W_a$  est l'énergie libérée par neutron absorbé

$$W_a = W_f \left( \frac{\sigma_f^F}{\sigma_a^F} \right) \quad \text{I-5}$$

$\sigma_f^F$  est la section efficace microscopique de fission de l'isotope F à un groupe.

Avec  $W_f = 200$  Mev/fission

Alors en intégrant l'équation suivante :

$$\frac{dN_F}{dt} = -N_F(r, t) \sigma_a^F \cdot \phi(r, t) = -\frac{P_0(r)}{W_a} \quad \text{I-6}$$

On obtient:

$$N_F(r,t) = N_F(r,0) - \left( \frac{P_0(r)}{W_a} \right) \cdot t \quad \text{I-7}$$

### I.3.2 Approximation à flux constant :

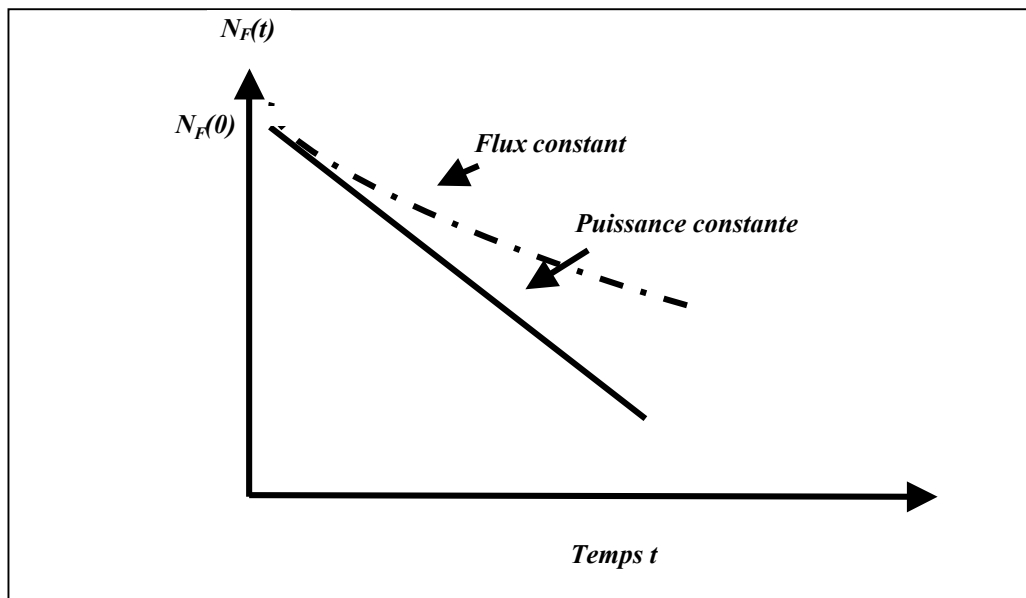
Dans ce cas-ci  $\phi(r,t) = \phi_0(r)$  et l'intégration de I-4 donne:

$$N_F(r,t) = N_F(r,0) \exp \left[ -\sigma_a^F \phi_0(r) \cdot t \right] \quad \text{I-8}$$

La formule de Taylor au voisinage de 0 donne :

$$N_F(r,t) \approx N_F(r,0) \cdot \left[ 1 - \sigma_a^F \cdot \phi_0(r) \cdot t \right] \approx N_F(r,0) - \left( \frac{P_0(r)}{W_a} \right) \cdot t \quad \text{I-9}$$

Les deux approximations de l'équation d'évolution (puissance constante et flux constant), sont illustrées sur la figure I.6. Remarquons que pour les intervalles de temps courts les deux évolutions sont identiques.



**Figure I.6.** Evolution de la concentration de l'U235 à flux constant et à puissance constante.

## 1.4 Bilan de réactivité :

Une particule comme le neutron qui se déplace à une certaine vitesse  $v$  (correspondant à une énergie cinétique  $E$ ) peut fissionner un noyau lourd, en particulier l'isotope U235.

Pour un neutron absorbé est provoquant une fission il se crée en moyenne un nombre de neutrons de fission à peu près égal à 2.42 pour l'U235.

Parmi ces derniers il y en a qui provoquant à leur tour des fissions et ainsi de suite : c'est le phénomène de la réaction en chaîne.

Dans un réacteur nucléaire il est essentiel d'entretenir la réaction en chaîne.

### 1.4.1 Le Facteur de multiplication effectif :

Il est défini par la relation suivante :

$$K = \frac{\text{Nbre de neutrons dans la génération actuelle}}{\text{Nbre de neutrons dans la génération précédente}}$$

$K > 1$ : le système est dit sur-critique; le nombre de neutrons augmente à chaque génération; la réaction en chaîne est divergente.

$K = 1$ : le système est dit critique; le nombre de neutrons dans le réacteur reste constant; la réaction en chaîne est entretenue.

$K < 1$ : le système est dit sous-critique; le nombre de neutrons diminue à chaque génération; la réaction en chaîne est convergente et s'étouffe.

**1.4.2 La réactivité** : c'est le paramètre mesurant l'écart par rapport à 1 de  $K$  [11]; elle est définie par la relation suivante:

$$\rho = \frac{K - 1}{K} \quad \text{I-10}$$

Les unités sont exprimées en p.c.m, i.e. pour cent milles.

Le contrôle de cette réactivité est une des tâches les plus importantes de l'opération d'un réacteur nucléaire. Cette tâche est dévolue à un système de contrôle, partie intégrante de l'instrumentation nucléaire associée au réacteur.

#### **I.4.3 Principaux paramètres pouvant modifier la réactivité :**

Au cours de fonctionnement d'un réacteur nucléaire, plusieurs actions ou phénomènes peuvent modifier la réactivité :

- **Usure de combustible :** c'est un effet constant dont l'influence sur la réactivité s'effectue dans des temps relativement longs. Il consiste principalement en la disparition de noyaux d'U235 par fission et par capture.
- **Empoisonnement par les produits de fission :** parmi les produits de fission certains possèdent des sections efficaces d'absorption neutroniques très élevées, c'est le cas plus particulièrement du Xe135 et du Sm149.
- **Températures du combustible et du modérateur :** pour un réacteur nucléaire, le passage d'un état froid (correspondant à un arrêt) à un état chaud (fonctionnement en puissance) provoque une élévation de la température du combustible et du modérateur.

Lorsque la température du combustible augmente il y a élargissement des raies de résonance dans les sections efficaces des noyaux lourds (uranium et plutonium). Cet effet est connu sous le nom d'*effet Doppler*. En pratique dans le cas des réacteurs thermiques à combustible faiblement enrichi (cas du réacteur NUR) l'effet Doppler conduit à une baisse de la réactivité.

Pour l'effet de température du modérateur dans le cas des réacteurs à eau ordinaire, lorsque la température de l'eau (pure) augmente, sa densité diminue. Les molécules étant en moyenne plus distantes les unes des autres, la modération est moins bonne et il en résulte une diminution de la réactivité.

- **Mouvement des barres de contrôle :** le matériau constitutif des barres étant fortement absorbant, il faut alors s'attendre à ce que leur introduction ou leur extraction partielle ou totale diminue ou augmente la réactivité.
- **Effets des expériences :** l'introduction d'échantillons de gros volumes dans des positions d'irradiation dans le cœur peut provoquer une dépression du flux localement, qui a pour conséquence une baisse de la réactivité.

Dans un réacteur en fonctionnement tous ces facteurs agissent en même temps, certains plus rapidement que d'autres.

A un instant donné dans la vie d'un réacteur la réactivité globale est la résultante de tous ces effets combinés de façon complexe.

#### **I.4.4 Réserve de réactivité :**

Certains des phénomènes précédents provoquent une diminution significative de la réactivité du cœur qui conduira à son tour à un étouffement de la réaction en chaîne et par là même à l'arrêt du réacteur.

La solution à ce problème réside dans le fait de disposer d'une réactivité positive initiale largement supérieure à zéro afin de compenser les nombreux effets tendant à faire baisser la réactivité et permettre ainsi un fonctionnement du réacteur pendant des durées suffisamment longues à la puissance nominale.

La quantité d'uranium supplémentaire dépend en réalité de la valeur totale des effets en anti-réactivités des phénomènes précédents.

Le bilan en réactivité d'un réacteur consiste à évaluer de manière détaillée les effets en réactivité de chacun des phénomènes précédents.

#### **I.5 Gestion du combustible dans les réacteurs nucléaires :**

La partie essentielle d'une centrale nucléaire est le cœur du réacteur produisant l'énergie à partir de la fission du combustible à uranium ou plutonium.

Les experts dans différents domaines techniques sont requis à fournir le combustible pour un fonctionnement économique et continue d'une centrale nucléaire. En général ces diverses disciplines techniques peuvent se scinder en deux parties: "la gestion du combustible hors du cœur " et "la gestion du combustible dans le cœur" [12].

La gestion du combustible dans le cœur (in core fuel management) s'occupe du calcul de la réactivité du cœur, de la distribution de puissance et de l'inventaire isotopique du cœur pour maintenir des marges de sûreté suffisantes tout au long du temps de vie opérationnelle du réacteur. En outre, le choix des plans de rechargement est fait pour réduire au minimum les coûts énergétiques [13].

### Chargement/ déchargement des éléments combustibles

En pratique, différentes approches sont adoptées pour le remplacement des éléments combustibles usés par des éléments neufs.

Dans les réacteurs de puissance fonctionnant à l'uranium naturel (réacteur type CANDU), l'opération de chargement/déchargement est journalière et est pratiquée en plein fonctionnement du réacteur. Dans ce cas l'élément combustible le plus usé est extrait du cœur et un élément frais (neuf) est inséré. Par contre dans les réacteurs de puissance utilisant l'uranium enrichi comme combustible (cas des réacteurs PWR, BWR, etc. ..) , l'opération est faite une fois par an. Dans ce cas le réacteur est mis à l'arrêt pendant quelques jours et un tiers (cas de PWR) ou un quart (cas de BWR) environ des éléments combustibles sont remplacés.

Dans les réacteurs de recherche le changement d'un ou de deux éléments combustibles se fait selon le besoin expérimental et le taux d'utilisation du réacteur. Il faut s'assurer dans ce cas particulier de la disponibilité d'une réactivité totale pratique suffisante pour permettre l'introduction d'échantillons expérimentaux à fortes réactivités négatives.

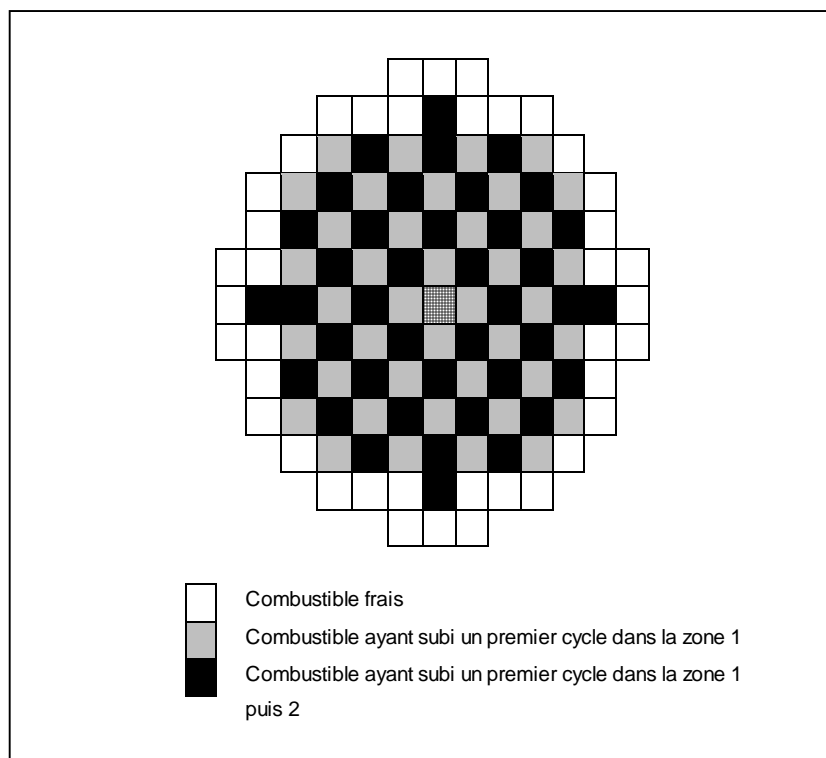
Pour des raisons économiques (le taux d'usure moyen des éléments déchargés doit s'approcher le plus possible du taux de combustion maximal admissible et donc contenir le minimum possible d'uranium U235, Table I.1) et physiques (la disposition des éléments frais dans le cœur doit être réalisée de telle sorte qu'elle permet une répartition uniforme de la puissance nucléaire dans le cœur des réacteurs de puissance, évitant ainsi l'apparition de points chauds inacceptables). Le modèle de chargement à zones multiples est souvent adopté.

| Taux de combustion [MW/KgU] | Enrichissement [%] |
|-----------------------------|--------------------|
| 5                           | 0,72 (Naturel)     |
| 20                          | 2,4                |
| 30                          | 3,2                |
| 50                          | 4                  |

**Tableau I.1:** Taux d'usure maximal admissible pour quelques combustibles nucléaires

Il y'a lieu de noter cependant que dans le cas des réacteurs de recherche ce qui est optimisé c'est le flux, qui doit être élevé dans les positions d'irradiation. Cette forte hétérogénéité du flux nous éloigne toutefois d'une répartition uniforme de la puissance.

La figure I.7 montre le modèle adopté dans le cas des réacteurs PWR. Dans ce modèle le cœur du réacteur est divisé en trois régions. La région 1 et la région 2 sont disposées en damier dans la partie centrale et la région 3 est située à la périphérie. L'opération de chargement/déchargement comprend les trois étapes suivantes: (1) le déchargement du tiers de cœur de la région 1 qui contient les éléments les plus usés (qui sont restés dans le réacteur pendant trois cycles). (2) le déchargement des assemblages de la région 2 vers la région 1 et de la région 3 vers la région 2, (3) le chargement d'un tiers de cœur en combustible neuf dans la région 3. La durée totale de ces opérations est d'environ 20 jours. Un modèle similaire, mais à quatre régions, est adopté dans l'exploitation des réacteurs à eau bouillante de type BWR.



**Figure I.7.** Régions de chargement du cœur d'un réacteur PWR



*Chapitre II*  
*Taux de Combustion*  
*Nucléaire*

## LE TAUX DE COMBUSTION NUCLEAIRE

### II.1 Définition et unités du taux de combustion nucléaire :

Le taux de combustion ou "Burn-up" d'un élément combustible est l'un des paramètres les plus importants pour décrire l'épuisement du combustible nucléaire irradié et inventorier les isotopes existants dans ce combustible à un instant donné.

Le taux de combustion est une quantité qui sert à exprimer le taux de destruction des noyaux du combustible dans un cœur [11]. La destruction des noyaux d'uranium est évidemment proportionnelle à la puissance et la durée de fonctionnement. En pratique cette quantité est ramenée à la masse initiale  $m$  de la zone considérée.

$$B.U = \frac{P \cdot \Delta_t}{m}, \quad \text{II-1}$$

où

$P$  : Puissance en MW ;

$\Delta_t$  : Durée de fonctionnement en jours ;

$m$  : Masse totale des noyaux lourds (noyaux d'uranium) présents à l'instant initial en tonnes.

Le taux de combustion est généralement défini en terme de Mégawatts jours par tonne d'uranium (MWJ/TU).

La relation entre 1 MWJ/TU et le nombre d'atomes fissionnés est [14]:

$$1 \text{ MWJ/TU} = 1.07 \times 10^{-4} \% \text{ atomes fissionnés} \quad \text{II-2}$$

ou aussi :

$$1\% \text{ atomes fissionnés} = 9.370 \text{ MWJ/TU} \quad \text{II-3}$$

## II.2 La détermination du taux de combustion nucléaire :

La détermination du taux de combustion nucléaire dans un réacteur de recherche est faite soit par les calculs, soit par les méthodes expérimentales. En pratique les méthodes basées sur des calculs sont les plus souvent utilisées surtout dans le cas où le cœur du réacteur contient un grand nombre d'éléments combustibles. Dans ce cas, les méthodes expérimentales sont difficilement applicables à cause de l'influence du fonctionnement du réacteur sur les conditions expérimentales. Les méthodes expérimentales sont par contre très utilisées comme supports pour les calculs de physique des réacteurs [2].

Leur importance vient du fait qu'elles peuvent constituer des résultats de référence, pour contrôler et corriger les résultats des calculs.

### II.2.1 Approche numérique :

Les calculs d'évolution consistent à déterminer les solutions des équations des concentrations isotopiques ainsi que celles du bilan neutronique décrivant la criticité du cœur. Dans notre travail, les premières équations sont résolues par le code WIMS alors que les dernières le sont par CITVAP.

Le calcul d'évolution est réalisé suivant deux niveaux [10]:

- Le niveau microscopique: on réalise un calcul précis des taux de réaction et la composition isotopique pour une cellule d'une zone combustible donnée. Ces calculs microscopiques sont utilisés pour fournir les paramètres nécessaires pour le calcul du niveau macroscopique.
- Le niveau macroscopique: on s'intéresse ici à la détermination de l'épuisement global du cœur du réacteur, en cherchant en particulier :
  1. Le comportement à long terme de la variation de la réactivité.
  2. La distribution de puissance dans le cœur.
  3. La distribution du taux de combustion dans le cœur

Pour un traitement complet il est nécessaire d'introduire quelques approximations:

**1<sup>ère</sup> approximation:** réduction du nombre d'isotopes à considérer dans les calculs selon les critères suivants :

- ❑ les seuls produits de fission qui sont traités explicitement sont les isotopes qui ont des grandes sections efficaces de capture et grands rendements de fission.
- ❑ Le Xe135 et le Sm149, sont toujours considérés individuellement dans les réacteurs thermiques.
- ❑ Les isotopes avec une courte période sont exclus du calcul d'évolution (par exemple  $^{239}\text{U}$  de  $T_{1/2}=23,5$  min n'est pas considéré).
- ❑ Les isotopes spécifiques tels que les poisons consommables (exemple du bore et du gadolinium) sont aussi contrôlés.

**2<sup>ème</sup> approximation:** le découplage espace – temps

- ❑ le traitement de l'évolution du combustible avec le temps et le changement de la distribution du flux est effectué en séparant le calcul d'épuisement du calcul du bilan neutronique.
- ❑ pendant le calcul du bilan neutronique, les effets de temps sont ignorés et l'équation critique statique de la diffusion multigroupe des neutrons est résolue. Ce calcul est réalisé à l'aide du code CITVAP.
- ❑ Durant le calcul d'épuisement, les équations des concentrations isotopiques sont résolues et les effets de l'espace sont négligés, ce calcul est réalisé à l'aide du code WIMSD/4.

## II.2.2 Approche expérimentale :

Différentes méthodes expérimentales sont utilisées pour la détermination du taux de combustion, nous décrivons ci-dessous les principales d'entre elles.

### II.2.2.1 La méthode de mesure de l'effet en réactivité

La méthode la plus simple pour déterminer le taux de combustion d'un élément combustible est basée sur la mesure de son effet en réactivité dans le cœur du réacteur. La méthode combine la mesure de la réactivité avec les calculs d'évolution de cellules

unités, qui sont nécessaires pour relier la réactivité mesurée au taux de combustion de l'élément combustible particulier [2].

Le paramètre fondamental qui relie les résultats des calculs aux données expérimentales est le facteur de multiplication infini ( $K_\infty$ ) de chaque élément combustible.

Le  $K_\infty$  d'un élément combustible n'est pas mesuré directement ce qui est mesuré est son effet sur la réactivité de tout le cœur.

En supposant que la réactivité d'un élément combustible dans le cœur est une fonction connue de son taux de combustion et en mesurant la contribution d'un élément dans le cœur en réactivité, son taux de combustion peut alors être déterminé.

La réactivité d'un élément combustible est mesurée pour une configuration choisie du cœur, dans laquelle se trouve une position expérimentale choisie PE. Un élément combustible est placé dans PE et la réactivité ( $\rho$ ) du cœur est mesurée. Il est recommandé de choisir PE près du centre du cœur (où l'importance des neutrons (ou flux adjoint) est élevée.), mais éloignée de la position des barres de contrôle et des canaux d'irradiation, pour ne pas perturber la distribution du flux en PE.

En règle générale un ensemble de mesures de réactivité pour plusieurs éléments combustibles du même type est effectué. Le taux de combustion d'au moins l'un d'entre eux (élément de référence (s)) doit être connu, c.-à-d. déterminé par une autre méthode. Une courbe théorique entre la réactivité et le taux de combustion est réalisée comme c'est indiqué dans l'exemple illustré par la figure II.1.

Le choix de la méthode dépend du nombre d'éléments de référence, et de la dépendance du  $K_\infty$  (et de la réactivité), sur le taux de combustion, qui peut être linéaire ou non linéaire. Dans les deux cas, un seul taux de combustion de référence est suffisant, si les calculs de réacteur sont utilisés.

La méthode procède comme suit :

- La réactivité du cœur est mesurée avec l'élément de référence ( $\rho_{\text{ref}}^M$ ) et également avec l'élément ayant un taux de combustion inconnu ( $\rho_M^M$ ) en PE.
- La réactivité du cœur avec l'élément de référence ( $\rho_{\text{ref}}^C$ ) en PE est calculée en utilisant un code de calcul de cœur tel que CITVAP.

- Le taux de combustion de l'élément mesuré est déterminé par la « méthode du test et d'erreur » : dans une première étape, une estimation est faite pour le taux de combustion de l'élément mesuré et la réactivité  $(\rho_M^C)$  de la configuration du cœur avec cet élément combustible en PE est calculée. La différence  $(\rho_{ref}^C - \rho_M^C)$  est calculée et comparée à la valeur  $(\rho_{ref}^M - \rho_M^M)$ . Si l'accord est bon ( $\sim 1\%$ ), l'estimation pour le taux de combustion est la valeur acceptée. Sinon le procédé est répété.

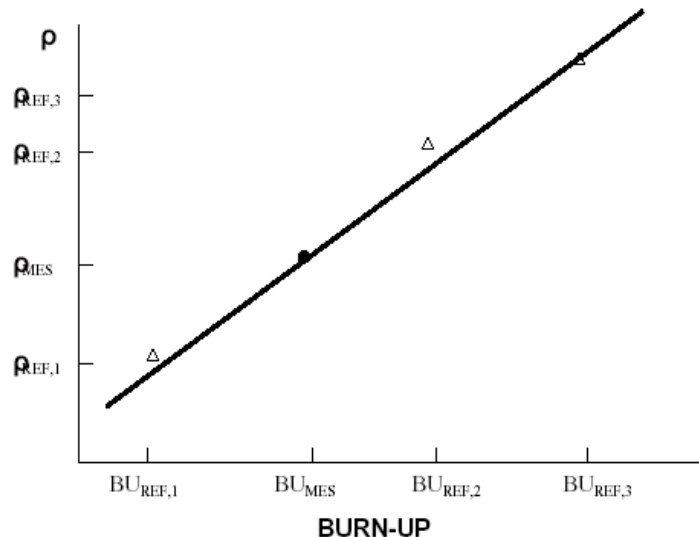


Figure II.1. Exemple de la dépendance linéaire du  $K_{eff}$  en fonction du taux de combustion.

### Protocole de mesure pour la méthode de l'effet en réactivité [2]

La procédure type d'une seule mesure de réactivité par la méthode d'effet en réactivité comme réalisée dans un réacteur de type *MTR* de *10MW*, à l'institut *Paul Scherre*, *Suisse*, est comme suit:

1. Insérer l'élément combustible étudié (vérifier le numéro de l'élément combustible).
2. Faire fonctionner le réacteur dans un état critique à  $1kW_{th}$ , en mode automatique à une température constante (refroidissement obligatoire).

Conditions : 3 des 4 barres de compensation proches de la position de mesure entièrement retirées, 80% de la barre de régulation hors du cœur. On essaye toujours d'arrêter une position semblable pour des mesures suivantes, dans le but d'avoir seulement quelques corrections pour les différences en positions de la barre de régulation.

3. Attendre au moins 15 minutes (la période stable du réacteur).
4. Faire fonctionner le réacteur sans contrôle automatique pour vérifier la stabilité (deux à cinq minutes).
5. Commencer le programme de chute de barre - arrêt du réacteur.
6. Sauvegarder et vérifier les données de réactivité prises ; noter le numéro de l'élément, la position de barre de compensation, et la position de la barre de régulation.
7. Échanger l'élément combustible étudié avec un autre élément combustible.
8. Faire fonctionner le réacteur en répétant les étapes 2 à 7 , et ainsi de suite.

### II.2.2.2 La méthode de spectrométrie de rayons gamma

La spectrométrie gamma permet une détermination non destructive de la teneur en produits de fission et d'activation du combustible usé d'un réacteur. La concentration de ces produits dépend de manière significative des paramètres du combustible, c'est-à-dire son irradiation et sa composition isotopique en fonction du temps. Par conséquent, le taux de combustion du combustible d'un réacteur peut être déterminé expérimentalement, en utilisant la spectrométrie gamma de ce combustible [2].

Les isotopes émetteurs de rayonnement gamma sont très fréquents dans les éléments combustibles irradiés et sont d'origines diverses [5] :

- produits de fission
- produits de l'activation des produits de fission
- produits de l'activation des matériaux de gainage ainsi que d'autres matériaux (réflecteur, poison consommable, etc.)
- Produits de filiation de tous ces nuclides.

Les isotopes lourds provoquent l'émission de rayons gamma et X, mais de basse intensité comparée à ceux des produits associés de fission.

Les mesures de cette radioactivité sont effectuées sur des éléments combustibles déchargés du cœur et après un temps important de refroidissement.

À partir de l'activité d'un isotope produit de fission quelconque, on peut calculer le nombre total des atomes de cet isotope présent dans l'élément combustible à la fin de son irradiation dans le cœur à l'aide la relation suivante :

$$N_i^0 = \frac{A_{ij} \cdot \exp(\lambda_i t_c)}{\lambda_i} \quad \text{II-4}$$

$N_i^0$  : Nombre d'atomes de l'isotope i à la fin de l'irradiation.

$A_{ij}$  : Activité mesurée de l'isotope i en utilisant l'énergie j des rayons gamma ( $s^{-1}$ ).

$\lambda_i$  : Constante de décroissance radioactive de l'isotope i (s).

$t_c$  : Temps de refroidissement (s).

L'activité  $A_{ij}$  d'un produit de fission i dans un combustible est extraite à partir du pic j d'énergie du spectre de rayons gamma en évaluant l'équation suivante :

$$A_{ij} = \frac{P_j(1+DTC)Z(t_m)}{B_{ij} \cdot EFF(E_j) \cdot ABS(E_j)} \cdot \frac{1}{t_m} \quad \text{II-5}$$

Où :

$P_j$  : La surface du pic d'énergie j.

DTC : correction de temps mort.

EFF( $E_j$ ) : efficacité de l'installation de mesure.

$t_m$  : Temps de mesure.

ABS ( $E_j$ ) : facteur de correction pour l'auto-absorption des quanta gamma dans le combustible et le matériau de gainage pour l'énergie j.

Z ( $t_m$ ) : Facteur de correction pour la décroissance de l'isotope pendant le temps de mesure.

$B_{ij}$  : Rapport de branchement ; intensité des rayons gamma d'énergie j par désintégration de l'isotope i.

La précision de la mesure est améliorée en se servant des rapports d'intensité relative des rayons gamma au lieu des valeurs absolues. D'abord, cette méthode réduit au minimum les efforts mathématiques (il faut encore cependant utiliser un code de calcul approprié). Cette méthode sert aussi à stabiliser les résultats de l'acquisition de

données en les rendant moins sensibles aux propriétés spécifiques de la géométrie et d'efficacité de plusieurs composants de l'installation.

Pour le rapport des activités de deux isotopes,  $i_1$  et  $i_2$ , l'équation ci-dessus est simplifiée comme suit:

$$\frac{A_{i_1 j_1}}{A_{i_2 j_2}} = \frac{P_{j_1}}{P_{j_2}} \cdot \frac{B_{i_2 j_2}}{B_{i_1 j_1}} \cdot \frac{EFF(E_{j_2})}{EFF(E_{j_1})} \cdot \frac{ABS(E_{j_2})}{ABS(E_{j_1})} \quad \text{II-6}$$

En outre quelques-uns de ces taux d'activité peuvent être liés à certaines variables de l'histoire d'irradiation, c.-à-d. le temps de refroidissement, le temps d'irradiation et le flux intégral. La combinaison de ces calculs et les données expérimentales sont utilisées pour définir les différents paramètres du taux de combustion.

Pour chaque variable de l'histoire d'irradiation on emploie un ensemble différent de rapports qui sont choisis en fonction de leur faible dépendance par rapport aux autres variables.

Les trois rapports suivants sont utiles pour la détermination du taux de combustion :

***Cs134 / Cs137***

***Eu 154 / Cs137***

***Cs 134 / Sb 125***

Pour déterminer le temps d'irradiation on utilise les rapports suivants:

***Ba(La) 140 / Cs 137***

***Zr 95 / Cs 137***

***Ce 133 / Cs 137***

Les rapports suivants peuvent être employés pour déterminer le temps de refroidissement :

***Ba(la) 140 / Zr 95***

***Zr 95 / Nb 95***

***Ce 144 / Cs 137***

**L'installation expérimentale:**

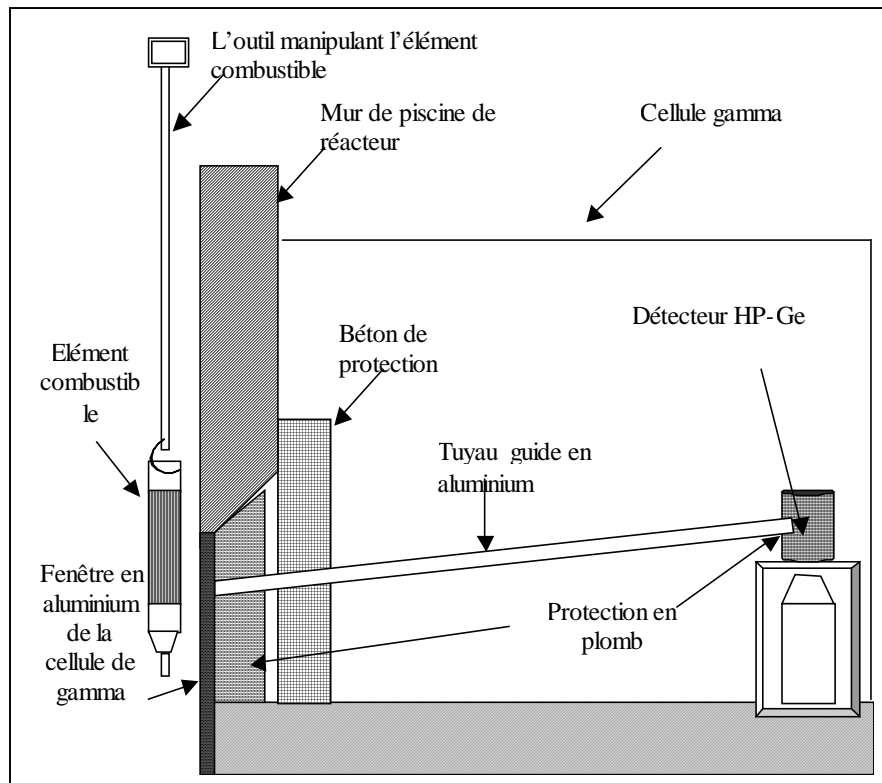
La spectrométrie gamma exige un équipement sensible et sophistiqué afin d'obtenir des résultats fiables.

L'élément le plus important dans le dispositif expérimental de la spectrométrie gamma est le détecteur, habituellement les détecteurs GE-(HP) et GE(Li) sont les plus utilisés.

L'élément combustible utilisé est placé plusieurs mètres sous l'eau dans le dispositif de balayage. Le collimateur de balayage doit être manipulé à distance à partir de la bouche de la piscine du réacteur. Il est donc très important que la position du collimateur de balayage puisse être reproduite avec précision.

Une bonne collimation est importante pour la spectrométrie de rayons gamma du combustible utilisé ; cette collimation des rayons gamma est faite par un collimateur rempli d'air de quelques mètres de longueur. La protection du détecteur aide à augmenter la résolution et à réduire le temps mort du détecteur.

Plusieurs des dispositifs de balayage de la piscine de stockage des éléments combustibles MTR sont connus. Un type de construction est conçu pour voir l'élément entier et pour orienter les rayons seulement au détecteur afin de réduire le taux de comptage pour réaliser un temps mort raisonnable. Un autre type de construction guide seulement un faisceau fin de rayons X au détecteur afin qu'il soit facile de balayer l'élément combustible pour obtenir la forme du taux de combustion dans la direction verticale. L'avantage des déterminations du taux de combustion dans la piscine de stockage réside dans le fait que l'élément combustible demeure dans la piscine de façon qu'aucun risque de rayonnement ni de problèmes de refroidissement ne se produisent, la figure II.2. montre l'installation expérimentale de la méthode de spectrométrie gamma pour un élément combustible, réalisée dans le réacteur de recherche de type MTR « SAPHIR » au *Pakistan* [15].



**Figure II.2.** L'installation expérimentale de la méthode de spectrométrie gamma pour tester un élément combustible réalisée dans le réacteur SAPHIR.

### II.2.2.3 La méthode de substitution:

Une des principales difficultés auxquelles se heurtent les études d'évolution réside dans l'incertitude des sections efficaces effectives des isotopes du plutonium.

Une étude analytique de ces propriétés nécessiterait un ensemble d'expériences sur des combustibles d'alliages uranium-plutonium dit "combustible reconstitué" qui offrent, par rapport aux combustibles irradiés l'avantage d'être fabriqués à volonté, de ne pas contenir de produits de fission et de posséder une répartition homogène du plutonium. Ces combustibles sont étudiés par la méthode expérimentale de remplacement progressif ou "substitution". Cette méthode nécessite une grande quantité de combustible, et utilise trois jeux (1P, 2P, 3P) de teneurs différentes (uranium naturel et plutonium).

Le principe de la méthode de "substitution" est le suivant :

La méthode de substitution a été utilisée pour étudier les trois jeux 1, 2, 3 P dans les piles AQUILLON et MARIUS à 20°C et CESAR en température [16]. Les éléments combustibles du réseau (configuration du réacteur) "de référence" sont progressivement remplacés par les éléments combustibles du réseau à étudier.

Le nombre de canaux de substitution est choisi de manière à conserver la meilleure symétrie possible en zone centrale.

On détermine les variations de la taille critique (cas du réacteur CESAR) en changeant le nombre de canaux chargés à la limite cœur-réflexeur et en faisant à chaque fois une mesure du temps de doublement. L'extrapolation à réactivité nulle donne le rayon critique.

A chaque étape, on mesure ainsi la variation de la taille critique (équivalente à une variation de réactivité), celle-ci est la somme de deux termes: un terme principal correspondant à la différence des propriétés fondamentales des deux réseaux et un terme secondaire lié aux effets d'interaction entre les deux réseaux. Dans le cas où les deux réseaux auraient la même géométrie, ce deuxième terme est faible.

Afin d'améliorer la précision des résultats, la réponse de l'empilement critique à une perturbation est au préalable étalonnée par l'intermédiaire de combustibles connus: barreaux ayant la même géométrie que le combustible de référence.

Les réseaux de référence (U.nat.) et substitués (1P, 2P, 3P) ayant même valeurs de facteur de fission rapide  $\epsilon$  et la probabilité de non-fuite  $p$ , par suite de leur géométrie identique, on peut déduire des expériences de remplacement progressif les écarts entre les facteurs de fissions thermiques  $\eta$  expérimentaux et calculés; en effet les variations du facteur de désavantage sont faibles et peuvent être calculées avec précision. Il est cependant intéressant de compléter les mesures de substitution par des structures fines en particulier pour vérifier le coefficient de température sur  $f$ , et par des indices de spectre pour préciser le spectre moyen dans la cellule.

#### **II.2.2.4 La méthode d'oscillation**

La méthode "d'oscillation" a été utilisée dans la pile MINERVE (réseau eau lourde identique à AQUILLON), ainsi que dans les piles MARIUS et CESAR à 20°C [16]. Cette méthode offre l'avantage de s'adresser à un seul élément combustible ou

échantillon ; par contre certaines difficultés inhérentes à l'expérience amènent à considérer cette méthode comme complémentaire de celle par substitution, cette dernière fournissant de meilleures valeurs absolues.

On a donc mesuré par oscillations des échantillons appartenant aux trois jeux de substitutions plus une gamme étendue d'échantillons permettant de mieux étudier la variation de sections efficaces effectives avec la teneur totale en plutonium et la teneur isotopique de celui-ci. Dans tous les cas les combustibles reconstitués uranium-plutonium ont la même géométrie.

Principe de la méthode d'oscillation : dans une pile critique on remplace une cartouche standard du canal central par un échantillon de même géométrie dans lequel on a ajouté au combustible initial (U.nat. en général) de faibles quantités de matière capturante ou fissile. On fait osciller de façon sinusoïdale le chargement du canal central ainsi perturbé et on mesure deux signaux :

Le signal global:

Proportionnel à l'amplitude de la variation de la position d'un pilote automatique asservi à une chambre mesurant un flux constant dans le réflecteur lorsque l'échantillon se déplace de façon sinusoïdale dans un flux macroscopique à gradient non nul.

Le signal local:

Proportionnel à l'amplitude de la variation du taux d'absorption d'un détecteur en  $1/v$  placé dans le modérateur au voisinage du canal central. Chacun de ces signaux peut être considéré comme une combinaison linéaire des variations des sections efficaces de capture ( $\Sigma_a$ ) et de production de neutrons ( $\nu\Sigma_f$ ) dans l'échantillon perturbé.

Inversement on peut déduire de la mesure de ces signaux les variations des sections efficaces effectives.

Les difficultés d'une interprétation directe des grandeurs mesurées en termes de sections efficaces amènent à traduire les résultats de mesure en équivalence de l'échantillon mesuré à un échantillon U.nat auquel on aurait ajouté une quantité bien définie d'U235 et de bore. Ceci conduit expérimentalement à mesurer avec une grande précision des échantillons enrichis ou appauvris en U235 et des échantillons au bore. Cette équivalence permet de passer des résultats global-local aux équivalences

U235-B pour chaque échantillon U-Pu. Connaissant les équivalences on déduit directement le  $\eta$  du plutonium et les sections efficaces effectives macroscopiques  $\Sigma_a$  et  $\nu\Sigma_f$ .

## II.3 Le calcul du taux de combustion

### II.3.1 Le calcul d'évolution au niveau de la cellule par WIMSD\4

Le calcul d'évolution concerne le contrôle de la composition isotopique du cœur, la distribution de flux dans le réacteur pendant la vie du réacteur, l'épuisement de matériaux fissiles, la transmutation de matériaux fertiles en matériaux fissiles, l'accumulation de produits de fission, et l'ajustement des éléments de contrôle pour le maintenir à l'état critique, en tenant surtout compte de la dépendance spatiale et temporelle [17].

Le calcul d'évolution constitue la dernière étape dans la chaîne du programme WIMS, il est fait dans la chaîne 12.

Les données nécessaires pour un calcul d'évolution sont introduites dans une carte à part :

POWERC : I, RQ, RTAU, INDNB, RMAXDT, INDG, liste.

Les arguments de cette carte sont détaillés comme suit :

I : paramètre spécifiant l'unité à utiliser dans RQ (W/g, fission/cm<sup>3</sup>/sec...etc.)

RQ : paramètre défini comme la puissance spécifique moyenne.

RTAU : paramètre défini comme le micro pas en temps utilisé dans les calculs d'évolution .

INDNB : paramètre défini comme le nombre de micro-pas utilisés dans les calculs des concentrations isotopiques, entre deux calculs de cellule.

Le flux  $\Phi_{G,z}$  ( $G$ : indice de groupe,  $z$ : indice de la zone,  $m$ : indice de matériau) est calculé dans la subroutine principale de transport, et moyenné sur les volumes des matériaux de la cellule à l'aide de la formule suivante[17][18]:

$$\Phi_{G,z}^T = \frac{\sum_{m \in z} (\phi_{G,m}^T V_{Z(m)})}{\sum_{m \in z} V_{Z(m)}} \quad \text{II-7}$$

Où  $\Phi^T$  est le flux calculé dans la subroutine du calcul principal de transport .

Le calcul d'évolution est réalisé par la chaîne 12 du code WIMSD\4 comme suit:

1. préparation des tables des sections efficaces microscopiques effectives à quelques groupes d'énergie pour divers isotopes de chaque matériau évolutif, dans la cellule basée sur :

- Les données microscopiques de la bibliothèque du code WIMS.
- Les données de résonance et les flux résultant d'un calcul de spectre.

2. Préparation des sections efficaces macroscopiques multigroupes pour les réactions d'absorption et de fission. Ces sections efficaces macroscopiques sont calculées au niveau de chaque pas de l'évolution, en utilisant les densités isotopiques correspondantes.

$$\Sigma_G^x = \frac{\sum_z \left\{ V_z \Phi_{G,z}^{n-1} \sum_{i,m \in z} (N_{i,m} \sigma_{G,i,m}^x) \right\}}{\sum_z V_z \Phi_{G,z}^{n-1}} \quad \text{II-8}$$

**x**: type de réaction (absorption ou fission).

**n**: indice du pas de l'évolution.

3. Résolution de l'équation de la diffusion à quelques groupes d'énergie.

Le flux de neutrons total est calculé d'après l'équation:

$$\Phi_G^c = \frac{\sum_z V_z \Phi_{G,z}^{n-1}}{V_c} \quad \text{II-10}$$

$$V_c = \sum_z V_z \quad \text{est le volume total.}$$

4. normalisation du flux pour chaque niveau de puissance (ou flux) correspondant, et calcul des taux de réaction (absorption, capture, et fission) pour chaque isotope fissible dans chaque matière.
5. La dernière étape de calcul par le code WIMS est la résolution des équations d'évolution pour l'obtention de nouvelles densités isotopiques pour chaque matériau évolutif  $m$  et nuclide  $i$ , avec l'équation d'évolution générale I.1.

Les étapes de 2 à 5 sont répétées à chaque sous-pas de l'évolution.

La figure II.3. montre l'organigramme du calcul d'évolution par WIMS.

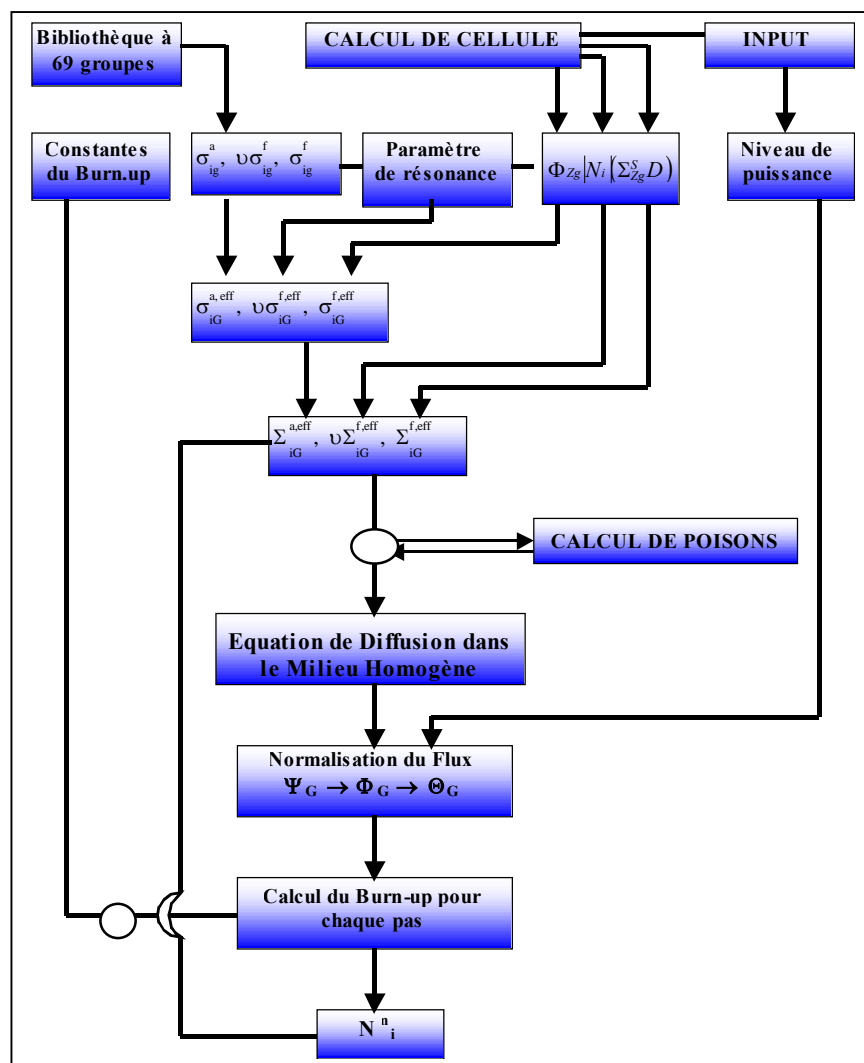


Figure II.3. Organigramme du Calcul d'évolution par WIMS.

### II.3.2 Détermination de la distribution des taux de combustion et des puissances

Après le calcul d'évolution au niveau de la cellule par WIMSD/4, le calcul global est utilisé pour déterminer le taux de combustion et les puissances dans tout le cœur.

Un des résultats les plus importants du calcul global de réacteur est la puissance  $P_j$  produite par chaque élément combustible, normalisée à la puissance de fonctionnement  $Q$  de réacteur [2] :

$$Q = \sum_{j=1}^{N_{EC}} P_j \quad \text{II-11}$$

Où  $N_{EC}$  est le nombre d'éléments combustibles dans le cœur.

La puissance moyenne produite par élément combustible  $\bar{P}$  est définie comme :

$$\bar{P} = \frac{Q}{N_{EC}} \quad \text{II-12}$$

L'équation II.12 est simple mais intéressante, elle montre que même si la puissance  $Q$  de réacteur reste constante, la puissance moyenne par élément combustible est inversement liée au nombre d'éléments combustibles dans le cœur . Ainsi pendant que des éléments combustibles sont ajoutés au cœur pour compenser la perte de réactivité due à l'épuisement du cœur, la puissance produite par chaque élément et la densité moyenne de flux dans le cœur sont réduits.

Supposons que le réacteur fonctionne à la puissance constante  $Q$  pendant un intervalle de temps  $\Delta t$  . L'incrément  $\Delta BU_j^E$  de l'élément combustible  $j$  à la fin de cet intervalle est :

$$\Delta BU_j^E = \frac{P_j \Delta t}{tU_j} \quad \text{II-13}$$

Le taux de combustion total d'un élément combustible est calculé en ajoutant la contribution de l'incrément au taux de combustion accumulé dans les étapes

précédentes. Le calcul est commencé pour un élément combustible frais et répété tant que l'élément est dans le cœur.

L'équation II.13 est utilisée pour chaque élément dans le cœur, de même qu'est évaluée la quantité suivante :

$$\sum_j^{N_{EC}} \Delta BU_j^E = \bar{N}_{EC} \cdot \frac{P\Delta t}{tU} = \frac{Q\Delta t}{tU} \quad \text{II-14}$$

***Chapitre III***  
***Equation de transport***

## EQUATION DE TRANSPORT

### III.1 Introduction

L'un des principaux objectifs du calcul des réacteurs est la détermination du facteur de multiplication effectif et de la distribution de flux, quantités de base à partir desquelles on peut calculer d'autres quantités pour le réacteur. Ceci se réalise en étudiant le phénomène de transport des neutrons dans le cœur du réacteur et en résolvant l'équation de transport qui régit le comportement des neutrons dans un réacteur [19].

### III.2 Etablissement de l'équation de transport

L'établissement de l'équation de transport est basé sur une étude statistique de la population neutronique. Cela est justifié car le nombre de neutrons à considérer est très grand ( $\geq 10^{10}$  n/cm<sup>3</sup>). Cette étude doit prendre en considération tous les paramètres et leur dépendance en fonction de l'énergie, de la direction des neutrons, de la position spatiale ainsi que du temps. De plus d'autres hypothèses de base sont aussi à prendre en considération, il s'agit notamment [20]:

- Le neutron se comporte comme une particule classique.
- Les interactions neutron – neutron sont négligeables : l'ordre de grandeur du flux dans un réacteur nucléaire varie de  $10^{11}$  à  $10^{16}$  neutrons / (cm<sup>2</sup> .s), ce qui fait que même dans le cas des réacteurs opérant à très haut flux, la densité des neutrons est largement inférieure à la densité atomique et on peut négliger les collisions neutron - neutron.
- Les sections efficaces macroscopiques ne dépendent qu'implicitement du temps.

Dans le cas général c'est essentiellement une équation à sept variables: 3 variables d'espace (  $\vec{r}$  ), 2 variables de direction (  $\vec{\Omega} : \theta, \varphi$  ), variable d'énergie (  $E$  ) et variable temps (  $t$  ).

Deux importantes formes ont été développées pour l'équation de transport. La forme intégrale et la forme intégro-différentielle

### III.2.1 La forme intégrale:

S'écrit dans le cas stationnaire sous la forme :

$$\phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) = \int_0^\infty T(\vec{r}, \vec{r}', \vec{\Omega}, E) \int_{4\pi} \left( \int_0^{E_c} [\Sigma_s(\vec{r}', \vec{\Omega}', E' \rightarrow \vec{\Omega}, E) \phi(\vec{r}', \vec{\Omega}', E')] dE' \right) d^3\vec{r}' d\vec{\Omega}' + S(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) \quad \text{III-1}$$

Où

$S(\vec{r}, \vec{\Omega}, E)$  : Représente le terme source (source de fission + source externe éventuelle).

$\Sigma_s(\vec{r}, \vec{\Omega}', E' \rightarrow \vec{\Omega}, E)$  : Section efficace de transfert.

$T$  : Noyau de transport défini par:

$$T(\vec{r}, \vec{r}', \vec{\Omega}, E) = \exp\left[-\int_0^\infty \Sigma_t(\vec{r}-s\vec{\Omega}, E) ds\right] \quad \text{III-2}$$

$\Sigma_t(\vec{r}, E)$  : Section efficace totale,  $E_c \approx 20$  MeV pour les réacteurs à fission.

### III.2.2 La forme intégro-différentielle:

S'écrit dans le cas stationnaire sous la forme :

$$\vec{\Omega} \nabla \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) + \Sigma_t(\vec{r}, E) \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) = \int_0^{E_c} \int_{4\pi} \Sigma_s(\vec{r}, \vec{\Omega}', E' \rightarrow \vec{\Omega}, E) \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}', E') d\Omega' dE' + S(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) \quad \text{III-3}$$

où les notations standards sont utilisées.

La solution analytique de l'équation de Boltzmann n'est possible que pour des cas triviaux. Différentes approximations et approches numériques pour la résoudre ont été développées, on distingue trois grandes classes :

- Approche basée sur la technique de la diffusion.
- Approche basée sur la technique du transport.
- Approche basée sur la technique de monte carlo.

### III.3 Méthode de la diffusion :

C'est la méthode la plus utilisée dans le calcul global d'un cœur homogénéisé. Elle est basée sur la forme intégralo-différentielle de l'équation de Boltzmann (III-3) qu'on intègre sur toutes les directions  $\Omega$  pour obtenir :

$$\text{div} \vec{j}(\vec{r}, E) + \Sigma_t(\vec{r}, E)\phi(\vec{r}, E) = \int_0^{E_c} \Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E)\phi(\vec{r}, E')dE' + S(\vec{r}, E) \quad \text{III-4}$$

Où  $\vec{j}(\vec{r}, E)$  est le courant neutronique à la position  $r$  et à l'énergie  $E$  défini par :

$$\vec{j}(\vec{r}, E) = \int_{4\pi} \vec{\Omega} \nabla \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) d\vec{\Omega} \quad \text{III-5}$$

Dans l'approximation de la diffusion on utilise la loi de Fick pour exprimer le courant  $\vec{j}(\vec{r}, E)$  en fonction du flux  $\phi(\vec{r}, E)$  c'est-à-dire :

$$\vec{j}(\vec{r}, E) = -D(\vec{r}, E) \overrightarrow{\text{grad}} \phi(\vec{r}, E) \quad \text{III-6}$$

Où  $D(\vec{r}, E)$  est le coefficient de diffusion au point  $r$  et à l'énergie  $E$ .

Dans le cas où on considère une source composée seulement du terme de fission, l'équation de Boltzmann dans son approximation de la diffusion est souvent écrite sous la forme suivante :

$$\begin{aligned} -\text{div} D(\vec{r}, E) \overrightarrow{\text{grad}} \phi(\vec{r}, E) + \Sigma_t(\vec{r}, E)\phi(\vec{r}, E) &= \int_0^{E_c} \Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E)\phi(\vec{r}, E')dE' \\ &+ \frac{\chi(E)}{K_{eff}} \int_0^{E_c} \nu(E')\Sigma_f(\vec{r}, E')\phi(\vec{r}, E')dE' \end{aligned} \quad \text{III-7}$$

Avec

$\chi(E)$  : Spectre de fission neutronique.

$\nu(E)$  : Nombre de neutrons d'énergie E produit par fission.

$\Sigma_f(\vec{r}, E)$  : Section efficace de fission à la position r et à la l'énergie E.

$K_{eff}$  : Facteur de multiplication effectif.

L'équation (III-7) est l'équation de diffusion des neutrons.

### III.3.1 Formulation multi groupe de l'équation de diffusion

Dans cette méthode, les énergies des neutrons sont divisées en un certain nombre de groupes. Les neutrons de chaque groupe sont traités comme un ensemble et les interactions qu'ils subissent (diffusion, absorption, etc.) sont décrites par des coefficients moyens de diffusion et des sections efficaces moyennes appelées constantes de groupe. Pour obtenir l'équation multi groupe on définit les termes suivants :

- Le flux de neutron dans le groupe d'indice g :

$$\Phi^g(\vec{r}) = \int_{E_g}^{E_{g-1}} \Phi(\vec{r}, E) dE \quad \text{III-8}$$

- Le terme de diffusion :

$$-div D^g(\vec{r}) \overrightarrow{grad} \Phi^g(\vec{r}) = \int_{E_g}^{E_{g-1}} -div D(\vec{r}, E) \overrightarrow{grad} \Phi(\vec{r}, E) dE \quad \text{III-9}$$

- Les constantes de groupe sont calculées par la relation :

$$C^g(\vec{r}) = \frac{\int_{E_g}^{E_{g-1}} C(\vec{r}, E) \Phi(\vec{r}, E) dE}{\int_{E_g}^{E_{g-1}} \Phi(\vec{r}, E) dE} \quad \text{III-10}$$

Où :  $C^g$  peut être  $\Sigma_a^g$  ou  $\Sigma_s^g$  ou  $\nu\Sigma_f^g$ .

- Le coefficient de diffusion  $D^g(r)$  est donné par la relation :

$$D^g(r) = \frac{\int_{E_g}^{E_{g-1}} D(\vec{r}, E) \overrightarrow{\text{grad}} \phi(\vec{r}, E) dE}{\int_{E_g}^{E_{g-1}} \overrightarrow{\text{grad}} \phi(\vec{r}, E) dE} \quad \text{III-11}$$

Les intégrales sur l'énergie deviennent alors :

$$\int_{g=0}^{E_c} \int \Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E) \Phi(\vec{r}, E') dE' dE = \sum_{g'=1}^G \Sigma_s^{g' \rightarrow g}(\vec{r}) \Phi^{g'}(\vec{r}) \quad \text{III-12}$$

$$\int_{E_g} \frac{\chi(E)}{K_{eff}} \int_0^{E_c} \nu \Sigma_f(\vec{r}, E') \phi(\vec{r}, E') dE' dE = \frac{\chi_g}{K_{eff}} \sum_{g'=1}^G (\nu \Sigma_f^{g'}) (\vec{r}) \Phi^{g'}(\vec{r}) \quad \text{III-13}$$

En multipliant l'équation (III-7) par  $dE$ , en intégrant sur le groupe  $g$  et en tenant compte des équations (III-8)..... (III-13) on arrive à l'équation de diffusion multi groupe suivante :

$$\begin{aligned} & -\text{div} D^g(\vec{r}) \overrightarrow{\text{grad}} \Phi^g(\vec{r}) + \Sigma_a^g(\vec{r}) \Phi^g(\vec{r}) + \left( \sum_{g' \neq g}^G \Sigma_s^{g \rightarrow g'}(\vec{r}) \right) \Phi^g(\vec{r}) = \\ & = \sum_{g' \neq g}^G \Sigma_s^{g' \rightarrow g}(\vec{r}) \Phi^{g'}(\vec{r}) + \frac{\chi_g}{K_{eff}} \sum_{g'=1}^G (\nu \Sigma_f^{g'}) (\vec{r}) \Phi^{g'}(\vec{r}) \quad g=1, 2, \dots, G \quad \text{III-14} \end{aligned}$$

### III.3.2 Résolution numérique de l'équation de diffusion multi groupe

L'équation (III-14) possède une dépendance complexe sur les trois variables d'espace et la variable énergie. La variation des sections efficaces avec la position  $r$  est très compliquée car la plupart des réacteurs n'ont pas une structure homogène et leur cœur présente des hétérogénéités dues à la présence de différents matériaux.

La dépendance en énergie est aussi extrêmement compliquée spécialement dans le domaine épithermique où les sections efficaces présentent des pics de résonances très importants.

Hormis quelques cas simples et peu réalistes, il n'est pas possible de résoudre analytiquement l'équation de diffusion. On a recourt systématiquement aux méthodes numériques qui transforment l'équation (III-13) en un système d'équations faciles à résoudre sur ordinateur. Les discrétisations en différences finies ou en éléments finis sont très utilisées dans le calcul global du cœur d'un réacteur nucléaire.

La discrétisation par la méthode des différences finies est la méthode utilisée dans le code CITATION.

Illustrons la méthode pour le cas simple d'un réacteur plaque à une dimension et à un seul groupe d'énergie. L'équation de diffusion s'écrit:

$$-D \left[ d^2 \frac{\Phi}{dx^2} \right] + \sum_a \Phi(x) = \frac{1}{K_{eff}} \nu \sum_f \Phi(x) \quad \text{III-15}$$

Divisons la variable  $x$  en  $N$  intervalles égaux d'épaisseur  $\Delta$  selon le schéma ci-dessous :

$\Delta = a/N$  , avec  $a$  = épaisseur de la plaque.

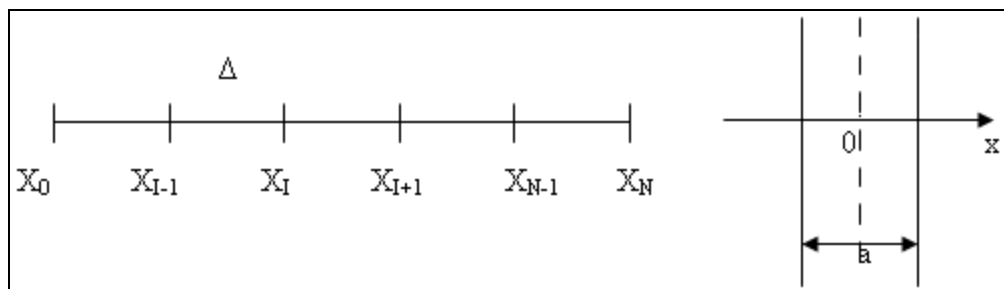


Figure III.1. Discrétisation de la variable espace.

Faisons un développement de Taylor du flux  $\Phi_{I+1}$  (flux au nœud **I+1**) et du flux  $\Phi_{I-1}$  (flux au nœud **I-1**):

$$\Phi_{I+1} = \Phi(x_{I+1}) = \Phi_I + \Delta [d\Phi/dx]_I + \frac{\Delta^2}{2} [d^2\Phi/dx^2]_I + \dots \quad \text{III-16}$$

$$\Phi_{I-1} = \Phi(x_{I-1}) = \Phi_I + \Delta [d\Phi/dx]_I + \frac{\Delta^2}{2} [d^2\Phi/dx^2]_I + \dots \quad \text{III-17}$$

Pour  $\Delta$  suffisamment petit, l'équation de diffusion se réduit à :

$$[-D/\Delta^2] \Phi_{I-1} + [(2D/\Delta^2) + \Sigma_a] \Phi_I - [D/\Delta^2] \Phi_{I+1} = S_I \quad \text{III-18}$$

Où 
$$S_I = \frac{1}{K_{eff}} \nu \sum_f \Phi_I \quad \text{III-19}$$

En posant,

$$a_{I,I-1} = -D/\Delta^2, \quad a_{I,I} = (2D/\Delta^2) + \Sigma_a, \quad a_{I,I+1} = a_{I,I-1} \quad \text{III-20}$$

On obtient:

$$a_{I,I-1} \Phi_{I-1} + a_{I,I} \Phi_I + a_{I,I+1} \Phi_{I+1} = S_I, \quad I = 1, 2, \dots, N-1 \quad \text{III-21}$$

C'est à dire:

$$\begin{aligned} a_{11} \Phi_1 + a_{12} \Phi_2 &= S_1 \\ a_{21} \Phi_1 + a_{22} \Phi_2 + a_{23} \Phi_3 &= S_2 \\ a_{32} \Phi_2 + a_{33} \Phi_3 + a_{34} \Phi_4 &= S_3 \\ &\bullet \\ &\bullet \\ &\bullet \\ a_{N-1, N-2} \Phi_{N-2} + a_{N-1, N-1} \Phi_{N-1} &= S_{N-1} \end{aligned}$$

Le système ci-dessus est généralement écrit sous la forme matricielle suivante :

$$M \Phi = \left( \frac{1}{K_{eff}} \right) F \Phi \quad \text{III-22}$$

Où  $M$  et  $F$  sont des matrices carrées ayant  $(N-1)$  lignes et  $(N-1)$  colonnes,  $\Phi$  est un vecteur colonne à  $(N-1)$  éléments.

La solution de cette équation est généralement obtenue à travers l'utilisation des méthodes itératives basées sur le processus d'itérations internes-externes (internes : détermination de  $\Phi$ , externes : détermination de  $K_{eff}$ ). Ces méthodes itératives donnent en plus des vecteurs propres (flux  $\Phi$ ), la valeur propre (le facteur de multiplication effectif).

En pratique on commence par attribuer une valeur initiale  $F \Phi^{(0)}$  à la source de fission et une valeur initiale  $K_{eff}^0$  au facteur de multiplication effectif puis on détermine le vecteur flux  $\Phi$  à travers le processus itératif suivant:

$$\Phi^{(n+1)} = M^{-1} \frac{1}{K_{eff}^{(n)}} F \Phi^{(n)} \quad \text{III-23}$$

Où  $M^{-1}$  désigne l'inverse de la matrice  $M$ .

Après avoir obtenu le flux  $\Phi^{(n+1)}$  on peut déterminer une nouvelle estimation  $F \Phi^{(n)}$  pour la source de fission et une nouvelle estimation  $K_{eff}^{(n+1)}$  pour le facteur de multiplication effectif. Plusieurs schémas de pondération peuvent être utilisés pour déterminer  $K_{eff}^{(n+1)}$ .

L'un des schémas les plus cités consiste à utiliser le produit scalaire du vecteur source de fission  $F \Phi^{(n+1)}$  avec l'équation III-23 pour obtenir :

$$K_{eff}^{(n+1)} = K_{eff}^{(n)} \frac{(F \Phi^{(n+1)}, F \Phi^{(n+1)})}{(F \Phi^{(n)}, F \Phi^{(n+1)})} \quad \text{III-24}$$

Le processus itératif est arrêté quand le facteur de multiplication et le flux satisfont à certains critères de convergence.

#### III.4 Méthode des ordonnées discrètes (méthode $S_N$ ) :

La méthode est basée sur la forme intégréo-différentielle de l'équation de Boltzmann. Pour illustrer la méthode nous considérons le cas d'une particule évoluant en géométrie plane. Dans ce cas la variable angulaire  $\mu = \cos \theta$ , où  $\theta$  désigne l'angle formé par la direction de la trajectoire du neutron avec l'axe des coordonnées, voir figure III-2, est discrétisée en un ensemble de points ( $\mu_i$ ,  $i= 1 \dots N$ ). L'intégrale du flux angulaire est approchée par l'expression :

$$\int_{-1}^{+1} \phi(x, E, \mu') d\mu' = \sum_{i=1}^N w_i \phi(x, E, \mu_i) \quad \text{III-25}$$

Où  $w_i$  sont des poids associés aux directions  $\mu_i$ .

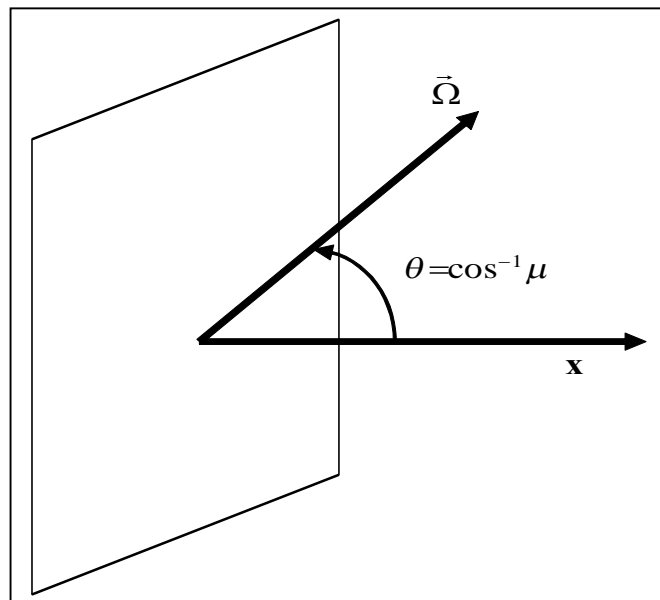


Figure III.2. Coordonnées en symétrie plane.

Dans ces conditions l'équation de Boltzmann conduit au système d'équations suivant :

$$\mu_j \nabla \phi(r, E, \mu_j) + \Sigma_i \phi(r, E, \mu_j) = \sum_{i=1}^N \varpi_i \int_{E'} \Sigma_S(r, E', \mu_i \rightarrow E, \mu_j) \phi(r, E', \mu_i) + S(r, E, \mu_j) \quad j = 1, N \quad \text{III-26}$$

Un tel système se prête aisément à une solution numérique.

A priori le choix des  $\mu_i$  et  $\varpi_i$  est arbitraire.

Toutefois pour obtenir une bonne précision, pour N donné, il y'a lieu de satisfaire les conditions suivantes :

$$1. \quad \varpi_i > 0 \quad \forall i \quad (\text{solution non négative}) \quad \text{III-27-a}$$

$$2. \quad \begin{cases} \mu_i = -\mu_{N+1-i} \\ \varpi_i = \varpi_{N+1-i} \end{cases} \quad (\text{symétrie de la solution par rapport à la direction } \mu=0) \quad \text{III-27-b}$$

$$3. \quad \sum_{i=1}^N \varpi_i \mu_i^n = \begin{cases} \frac{2}{n+1} & \text{pour } n \text{ pair} \\ 0 & \text{pour } n \text{ impair} \end{cases} \quad n=0,2,4,\dots,2(N-1) \quad \text{III-27-c}$$

Cette méthode permet une évaluation précise des intégrales par utilisation des quadratures de GAUSS.

La méthode  $S_N$  a connu un grand succès. Elle a été étendue à différentes géométries, les codes ANISN, WIMS dans son option SEQUENCE=1, TWOTRAN, DORT, etc.. utilisent cette technique.

### III-5 Méthodes intégrales :

Pour éviter les approximations requises par les méthodes précédentes, on doit recourir à l'intégration numérique de la forme intégrale de l'équation de Boltzmann.

Afin d'illustrer cette méthode on considère l'équation III-1 qu'on écrit dans le cas stationnaire et isotrope et en absence de source externe sous la forme multigroupe suivante :

$$\Phi_g(\vec{r}) = \int_0^\infty \left( T_g(r, \vec{r}') \sum_{g'=1}^G \Sigma_S^{g' \rightarrow g}(\vec{r}') \Phi_{g'}(\vec{r}') + S_g(\vec{r}') \right) d^3\vec{r}' \quad \text{III-28}$$

Avec

$$T_g(\vec{r}, \vec{r}') = \frac{\exp\left[-\int_0^{|\vec{r}-\vec{r}'|} \Sigma_t^g(\vec{r}-s \frac{\vec{r}-\vec{r}'}{|\vec{r}-\vec{r}'|}) ds\right]}{4\pi |\vec{r}-\vec{r}'|} \quad \text{III-29}$$

Où les notations standards ont été utilisées.

$\Sigma_S^{g' \rightarrow g}$  : Section efficace de transport du groupe  $g'$  vers le groupe  $g$ .

$\Sigma_t$  : Section efficace totale.

$T$  : Noyau de transport (il représente le flux sans choc au point  $\vec{r}$  dû à une source ponctuelle située au point  $\vec{r}'$ ).

Dans la pratique, la cellule est divisée en  $N$  subdivisions où le flux  $\phi_g(\vec{r})$  est supposé plat dans chaque subdivision,  $(\forall i) i=1, N$ .

Développons l'équation III-28 :

$$\Phi^g(\vec{r}) = \sum_{m=1}^N T_m^g(\vec{r}) \left[ \sum_{g'=1}^G \Sigma_{S,m}^{g' \rightarrow g} \Phi_m^{g'} + S_m^g \right] \quad \text{III-30}$$

On intègre chaque membre de l'égalité sur le volume  $V_n$  et on divise par  $V_n$ , on trouve :

$$\frac{1}{V_n} \int_{V_n} \Phi^g(\vec{r}) = \frac{1}{V_n} \int_{V_n} \sum_{m=1}^N T_m^g(\vec{r}) \left[ \sum_{g'=1}^G \Sigma_{S,m}^{g' \rightarrow g} \Phi_m^{g'} + S_m^g \right] \quad \text{III-31}$$

Les équations précédentes sont alors intégrées sur la subdivision  $n$  pour obtenir :

$$\Phi_n^g = \sum_{m=1}^N T_{nm}^g \left[ \sum_{g'=1}^G \Sigma_{S,m}^{g' \rightarrow g} \Phi_m^{g'} + S_m^g \right] \quad \text{III-32}$$

et

$$T_{nm}^g = \frac{1}{V_n} \int_{V_n} d^3r \int_{V_m} d^3r' T^g(\vec{r}, \vec{r}') \quad \text{III-33}$$

$T_{nm}^g$  peut être interprété comme le coefficient de transfert ou de couplage caractérisant le transport des neutrons entre les subdivisions n et m.

Définissons  $P_{nm}^g$  comme suit :

$P_{nm}^g$  : Probabilité qu'un neutron d'énergie dans g se trouvant dans la subdivision m fera sa prochaine collision dans la subdivision n.

$P_{nm}^g$  et  $T_{nm}^g$  sont liées par la relation :

$$P_{nm}^g = \frac{1}{V_m} \sum_{t,n}^g T_{nm}^g \quad \text{III-34}$$

L'évaluation des  $T_{nm}^g$  est laborieuse. Elle peut se faire soit par une intégration numérique directe de l'équation III-26, soit par l'utilisation des méthodes des probabilités de collision.

La première approche est utilisée par le code THERMOS et se caractérise par sa simplicité puisque l'effort de calcul analytique est réduit à son minimum. Toutefois la singularité du noyau de transport pour  $r' = r$  dans les problèmes durant le processus d'intégration numérique.

La seconde approche, adapté par le code WIMS dans son option SEQUENCE=4, ne possède pas ce problème de singularité mais nécessite au préalable un effort d'intégration analytique pour éliminer la singularité en  $r' = r$ .

### III.5.1 Calcul pratique des probabilités de collision :

Dans le cas monocinétique (un seul groupe d'énergie) la relation III-32 devient [22]:

$$\Phi_n = \frac{1}{V_n} \sum_{m=1}^N T_{nm} \left[ \sum_{S,m} \Phi_m + S_m \right] \quad \text{III-35}$$

et la relation III-34 devient :

$$P_{nm} = \frac{1}{V_m} \sum_{t,n} T_{nm} \quad \text{III-36}$$

D'après les relations III-35 et III-36 on obtient la relation du flux dans le cas monocinétique et dans la subdivision n:

$$\Phi_n = \frac{1}{V_n \sum_{t,n}} \left[ \sum_{m=1}^N V_m P_{nm} \left[ \sum_{S,m} \Phi_m + S_m \right] \right] \quad \text{III-37}$$

Les probabilités de collision sont alors données par la relation suivante :

$$P_{nm} = \frac{1}{V_n V_n} \int_{V_n} d\vec{r} \int_{V_m} d\vec{r}' \frac{\exp(-\tilde{\Sigma}_R)}{4\pi R^2} \Sigma_t(\vec{r}') \quad \text{III-38}$$

Où  $\tilde{\Sigma}_R = \int_0^R \Sigma_t \left( \vec{r} + \frac{\vec{r}' - \vec{r}}{R} S \right) dS$  c'est la distance optique du point  $\vec{r}$  au point  $\vec{r}'$ .

Et  $R^2 = |\vec{r} - \vec{r}'|^2$  c'est la distance géométrique du point  $\vec{r}$  au point  $\vec{r}'$ .

Nous supposons que les sections efficaces sont constantes à l'intérieur d'un élément  $V_n$ . nous obtenons alors le système classique :

L'expression III-38 montre clairement que :

$$V_n \Sigma_{t,n} P_{nm} = V_m \Sigma_{t,m} P_{mn} \quad \text{III-39}$$

L'équation III-37 devient alors :

$$\Phi_n = \sum_{m=1}^N \left( \sum_{S,m} \Phi_m + S_m \right) \frac{P_{nm}}{\Sigma_{t,m}} \quad \text{III-40}$$

### III.5.2 Définitions des probabilités orientées de première collision

Benoît [23] a introduit dans le calcul du coefficient de diffusion des milieux hétérogènes les probabilités orientées de première collision relatives à une direction  $\vec{S}$ .

Ces probabilités sont définies par :

$$P_{nm,S} = \frac{\Sigma_{t,m}(\vec{r}')}{V_n} \int_{V_n} d\vec{r} \int_{V_m} d\vec{r}' \frac{\exp(-\tilde{\Sigma}_R)}{4\pi R^2} 3 \Omega_S^2 \quad \text{III-41}$$

$$S = x, y, z$$

Où  $x, y, z$  sont 3 directions orthogonales. Et  $\Omega_x, \Omega_y, \Omega_z$  sont respectivement les composantes sur les axes  $x, y, z$  de la direction  $\vec{\Omega}$  du neutron allant du point  $\vec{r}$  au point  $\vec{r}'$ .

Il est évident que :

$$P_{nm,x} + P_{nm,y} + P_{nm,z} = 3 P_{nm} \quad \text{III-42}$$

Cette relation prendra différentes formes simplifiées dans les trois géométries plane, cylindrique et sphérique. Ce qui permettra de déterminer les probabilités de collision  $P_{nm}$ , ces dernières serviront à leur tour dans la détermination des flux  $\Phi_i$  dans la relation III-40.

*Chapitre IV*  
*Calcul de Cellule*  
*&*  
*Calcul de Coeur*

## CALCUL DE CELLULE ET CALCUL DE CŒUR

### IV.1. Réseau de réacteur

Dans les réacteurs thermiques, le combustible est placé dans des barres ou des plaques séparées par un matériau tel que le graphite, l'eau ou l'eau lourde, dans lequel les neutrons sont ralentis à l'énergie thermique avec un minimum de capture ; le combustible a une gaine séparant les produits de fission de l'eau de refroidissement. Ainsi, chaque réacteur thermique, de recherche ou de puissance est hétérogène.

#### IV.1.1 Le concept de cellule unité :

Le combustible est arrangé de façon régulière : les barreaux combustibles cylindriques sont arrangés en carreaux, hexagones ou anneaux (voir la figure VI.1.), et les plaques de combustible sont arrangées dans des paquets parallèles.

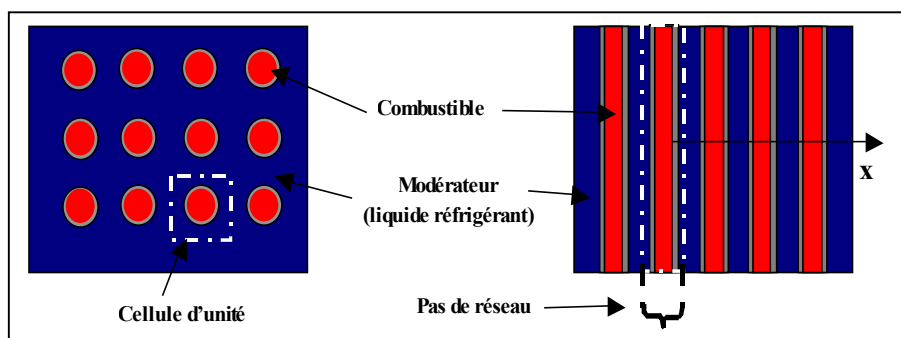
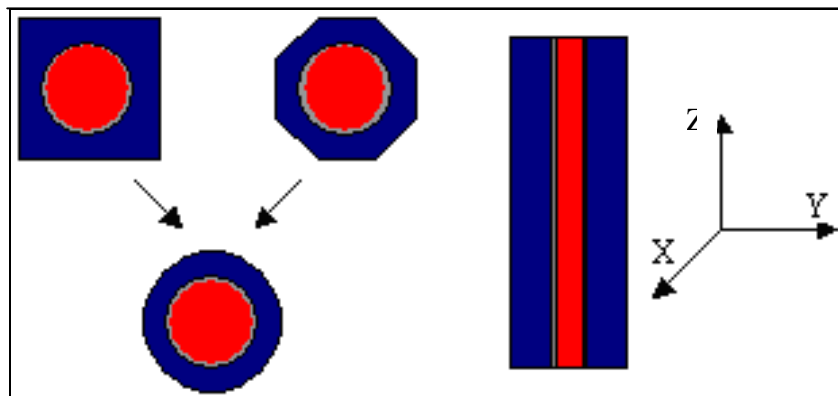


Figure IV.1. Fragment d'une intersection horizontale d'un réseau plat et carré avec cellule unité.

Les unités de combustible sont entourées par le modérateur (qui peut être aussi un réfrigérant) et sont disposées en réseau dans le réacteur qui, dans la première étape des calculs de réacteur est supposé infini.

Dans n'importe quel type de réseau de réacteur nous pouvons identifier un fragment répétitif composé d'un matériau combustible simple entouré par une partie de modérateur adjacent. Le barreau ou plaque de combustible avec sa gaine et une partie de modérateur adjacent forme *une cellule unité*, comme montré dans la figure. IV.1.

La forme de la cellule unité dépend du type de réacteur, par exemple une cellule unité typique d'un réacteur de type PWR est un carreau avec un barreau de combustible cylindrique en son centre (voir la figure. 1) ; la cellule unité de type MTR (le cas du réacteur NUR) est une plaque de combustible gainée des deux côtés et entourée d'eau. Des formes typiques des cellules unités sont montrées dans la figure.IV.2.



**Figure IV.2** Schémas de différentes cellules unités.

Dans le concept de cellule unité on suppose qu'une telle cellule est un fragment répétitif d'un grand réseau de réacteur et dans ce cas le courant peut être imposé nul à sa frontière.

Dans le concept de cellules unités plaques on suppose habituellement que les plaques sont infinies dans les directions  $Y$  et  $Z$  (voir la figure.IV2.), ce qui ramène le problème de la solution de l'équation de transport à un cas unidimensionnel avec la condition aux limites de flux constant (ou courant nul).

On suppose que pour une cellule cylindrique, la cellule est infinie dans la direction verticale, ceci ramène encore l'équation de transport à un cas unidimensionnel dans la géométrie cylindrique.

#### IV.1.2 Définition d'une macro cellule :

Les unités combustibles ou cellules ne sont pas la seule hétérogénéité dans le cœur du réacteur. Dans les réacteurs de puissance et même de recherche les unités combustibles sont combinées dans des *assemblages ou éléments combustibles*. Les éléments combustibles peuvent encore être considérés comme étant disposés en réseau infini.

La véritable difficulté est liée à la présence des éléments de contrôle (des plaques ou des barres) fortement absorbants. Dans les réacteurs de recherches à côté des éléments de contrôle existe d'autres types d'hétérogénéité comme par exemple les boites d'irradiation, les chambres à fission etc. Pour résoudre les divers types de forte hétérogénéité un concept *de macro cellule* a été introduit. Une macro cellule est généralement composée de plus de trois milieux (comme c'est le cas d'une cellule élémentaire). Des formes types de macro cellules sont montrées dans la figure. IV.3.

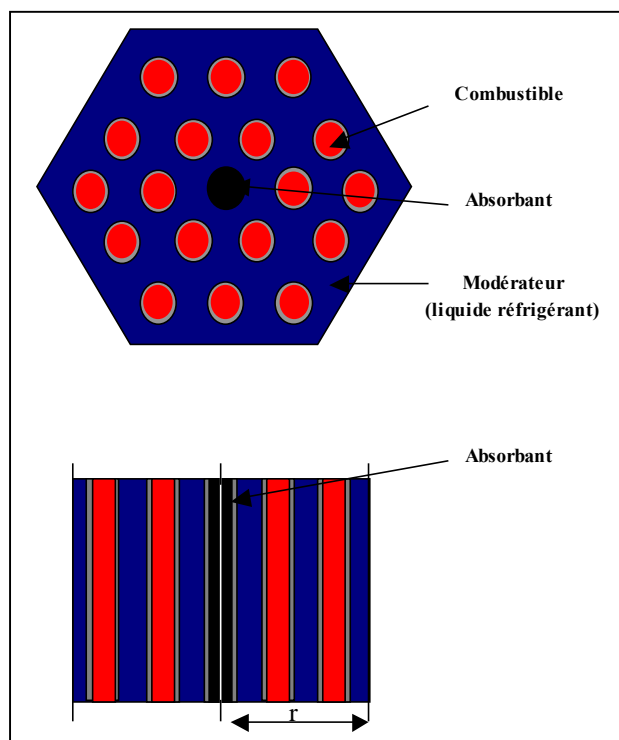


Figure IV.3. Différentes macro cellules de combustible hexagonale et plaque avec un absorbant.

### IV.1.3. Méthodes de calcul de réacteur.

L'approche qui est appliquée dans les calculs de réacteur est de résoudre d'abord l'équation de transport des neutrons pour une cellule unité ou une macro cellule et d'employer ensuite les résultats obtenus dans une deuxième étape en résolvant l'équation de la diffusion des neutrons pour la détermination de paramètres à l'échelle de tout le cœur.

Généralement, l'équation de transport de neutrons est résolue pour le calcul de cellule en utilisant la méthode Sn ou la méthode des probabilités de collision. Ce calcul se fait à l'aide d'un code de calcul tels que LEOPARD, THERMOS, WIMS etc. Et le calcul de la deuxième étape peut être effectué pour la totalité, ou une partie de réacteur, en utilisant l'approximation de diffusion discrétisée à l'aide de la technique des différences finies. Parmi les codes de calcul pouvant être utilisés dans cette deuxième étape figure CITATION.

## IV.2. Codes de calcul

Un code de calcul de réacteur est un programme informatique, employé pour le calcul d'un certain nombre de quantités parmi lesquelles nous pouvons citer le flux neutronique et le facteur de multiplication du milieu, ce milieu pouvant être une cellule, une macro cellule ou le réacteur tout entier. Dans le domaine de la neutronique le flux possède une dépendance continue en espace, en énergie et en temps. Les équations de transport et de diffusion sont résolues numériquement en discrétisant l'énergie par la technique multigroupe et l'espace par la technique des différences finies en général. Pour le calcul de transport, une bibliothèque de sections efficaces multi-groupes est préparée à l'avance.

### IV.2.1. Le code de calcul WIMSD/4

**WIMS** : 'Winfrith Improved Multigroup Scheme' est un code général pour le calcul de cellule qui est applicable pour une grande gamme de types de réacteurs. Il existe trois principales versions de ce code : **WIMSD**, **WIMSE** et **LWR.WIMS** mais le plus

utilisé et distribué partout dans le monde **WIMSD** principalement sous sa version **WIMSD/4**.

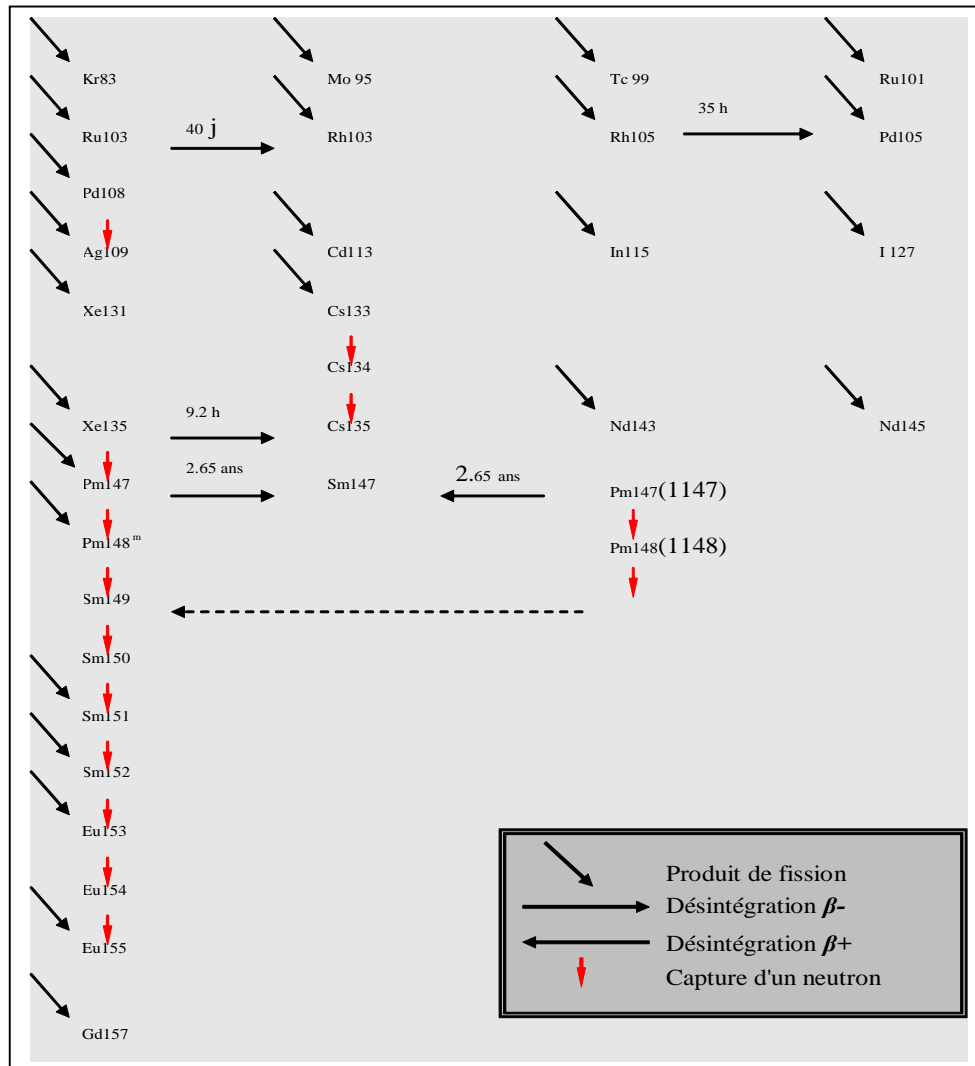
Le code exécute des calculs de transport multi-groupe sur une cellule unité, il inclut une grande classe de méthodes et modèles développés pour le calcul physique du réacteur.

Les modèles géométriques disponibles incluent une géométrie sphérique unidimensionnelle, des géométries de combustible de type plaque ou crayon, ...etc. Le code utilise plusieurs méthodes numériques citées dans le Chapitre III.

En plus de la détermination de plusieurs constantes de groupe pour le calcul global du cœur, le code calcule les facteurs de multiplication effectifs et infinis, les distributions de flux et des taux de réaction et plusieurs autres quantités utilisées dans les analyses expérimentales. Les résultats des divers calculs peuvent être édités dans plusieurs étapes. Les sections efficaces condensées peuvent aussi être écrites dans des fichiers pour être utilisées directement par les codes de diffusion tel **CITATION** ou les codes basés sur le formalisme aux ordonnées discrètes tel **ANISN**. De plus, bien que sa bibliothèque de base ait une structure de 69 groupes, le code peut manier tout nombre de groupes d'énergie. De même, il n'y a pas de limitations à propos du nombre maximal de points de la maille spatiale, de matériaux, d'isotopes, etc....

#### **IV.2.1.1 Caractéristiques générales de la bibliothèque de WIMSD/4**

La bibliothèque standard actuelle distribuée avec **WIMSD/4** est compilée dans une structure de 69 groupes avec 14 groupes rapides, 13 de résonance et 42 thermiques. La bibliothèque contient des données pour une grande gamme de nucléides d'intérêt pratique dans les réacteurs et les analyses expérimentales des assemblages. Elle inclut plusieurs données pour tous les éléments de la bibliothèque ainsi que des tables des intégrales de résonance comme fonctions des sections efficaces de diffusion potentielle et de température pour les isotopes [29].



**Figure IV.4.** Chaînes de produits de fission dans la bibliothèque de WIMS.

Les produits de fission et les données d'évolution sont aussi inclus dans la bibliothèque : temps de capture, produit de capture, constante de désintégration, énergie libérée par fission, données pour chaque nucléide consommable, et des données pour 33 produits de fissions, avec un pseudo-fission (nucléide 902). Les chaînes de produits de fission dans la bibliothèque évoluée sont illustrées dans la figure IV.4.

### IV.2.1.2. Calcul principal de transport dans WIMSD/4

Dans cette étape la solution de l'équation de transport est obtenue avec une représentation simplifiée en énergie (condensation à peu de groupes), pendant que la représentation spatiale est détaillée. Dans la figure IV.5. on a représenté schématiquement les étapes de calcul effectuées par le code **WIMSD/4**.

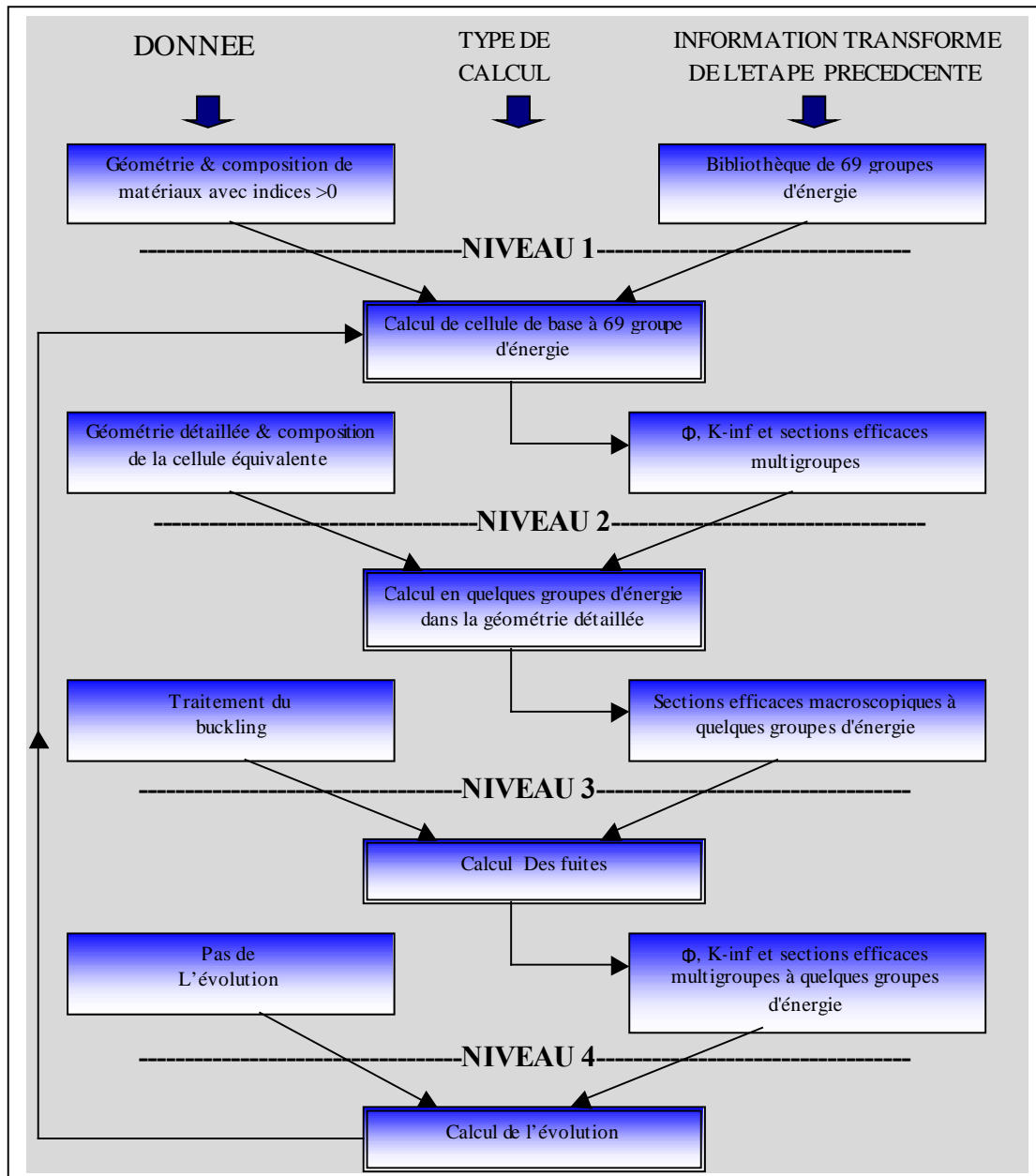


Figure IV.5. Schéma récapitulatif des différentes étapes effectuées par le code WIMSD/4.

### IV.2.1.3. Modèles géométriques

Pour le traitement spatial, plusieurs modèles géométriques sont disponibles dans WIMSD/4 :

- Le modèle homogène qui représente un milieu homogène trivial. Il est défini par la carte d'entrée : **CELL-4**.
- Le modèle 'pin.cell' : qui représente un réseau infini de cellules identiques. Il est défini par la carte d'entrée **CELL-6**.
- Le modèle 'cluster' qui représente un assemblage combustible ou couronnes d'éléments combustibles. Il est défini par la carte **CELL-7**.
- Le modèle multi-cellule qui représente un groupe de différents types de cellules connectés avec des liens exprimés en termes de probabilités pour qu'un neutron quitte une cellule et rejoigne une autre.

### IV.2.1.4. Méthodes numériques

Pour les méthodes numériques, WIMS/D4 permet le choix entre quatre alternatives:

- DSN, qui résout la forme intégró-différentielle de l'équation de transport par la méthode Carlson-Sn pour des géométries cylindriques ou plaques infinies . Elle est applicable dans les modèles 'pincell' et 'smearé-annuli-cluster' sous l'approximation S-4 et elle est définie par la carte d'entrée SEQUENCE-1.
- PERSEUS qui résout la forme intégró-différentielle de l'équation de transport à une dimension en utilisant l'approche de probabilité de collision .Elle peut être appliquée pour tous les modèles spatiaux disponibles. Elle est définie par la carte SEQUENCE-2 .Cette méthode est connue pour être très rapide à l'exception de la précision.
- PIJ-PERSEUS pour les modèles en 'cluster' avec une solution explicite de l'équation de transport dans la géométrie à deux dimensions  $(r, \theta)$ , avec une possibilité d'une limite carrée pour la macro-cellule.
- PRIZE-PERSEUS prend en charge les calculs  $(r, z)$ , avec la possibilité de prise en compte des irrégularités axiales de la barre de combustible.

Pour une géométrie plaque, les conditions aux limites réfléchissives sont fréquemment utilisées. Tandis que pour une géométrie cylindrique des conditions aux limites blanches (white boundary conditions) sont utilisées.

### **IV.2.2. Le code de calcul du cœur CITVAP**

Les calculs de cœur sont réalisés avec le code CITVAP [30] dérivé du code CITATION [31], qui est un programme de calcul pour la résolution des équations de diffusion multigroupes et multidimensionnelles. Il est destiné au calcul global du cœur des réacteurs nucléaires.

#### **IV.2.2.1. Modèle neutronique**

Le modèle neutronique du code CITVAP est basé sur les hypothèses suivantes :

- L'approximation de diffusion multi-groupe.
- Le transfert neutronique est considéré entre tous les groupes d'énergie.

Il résout le problème aux valeurs propres pour déterminer le facteur de multiplication effectif, il détermine aussi les concentrations des produits de fission présents dans le combustible. La géométrie utilisée est multidimensionnelle. La théorie multi-groupe est utilisée pour discrétiser la variable énergie. La discrétisation des variables d'espace se fait par la méthode des différences finies.

#### **IV.2.2.2. Structure de l'input de CITVAP**

L'input du code CITVAP est divisé en sections par type de données. Cette organisation nous permet de faire entrer uniquement les sections nécessaires pour un calcul particulier.

Pour n'importe quel problème, les sections suivantes sont obligatoirement utilisées : d'abord deux cartes qui sont consacrées au titre du problème à l'entrée du fichier input puis les sections 001, 003, 004, 005, 012, et 020 ou 008 (si les sections efficaces microscopiques ou macroscopiques sont utilisées). Les autres sections sont introduites par option.

Les sections efficaces (constantes de groupe) obtenues précédemment (à travers un calcul **WIMSD/4**) vont être utilisées dans ce code de diffusion après avoir modélisé la géométrie du cœur avec tous les détails qu'il faut.

### IV.2.2.3. Output du code CITVAP

Comme résultats du calcul CITVAP on obtient le facteur de multiplication effectif,  $K_{\text{eff}}$ , les distributions des flux et puissances, les taux d'usure du combustible (burn-up), les paramètres cinétiques ( $\beta$  et  $\lambda$ ).

La figure IV.6. représente le cheminement des deux étapes intervenant dans le calcul de conception d'un cœur, à savoir le calcul de cellule et calcul de cœur, intégrant les utilitaires d'interfaçage tels que POS\_WIMS [32] et HXS [33] qui sont décrits dans l'annexe B.

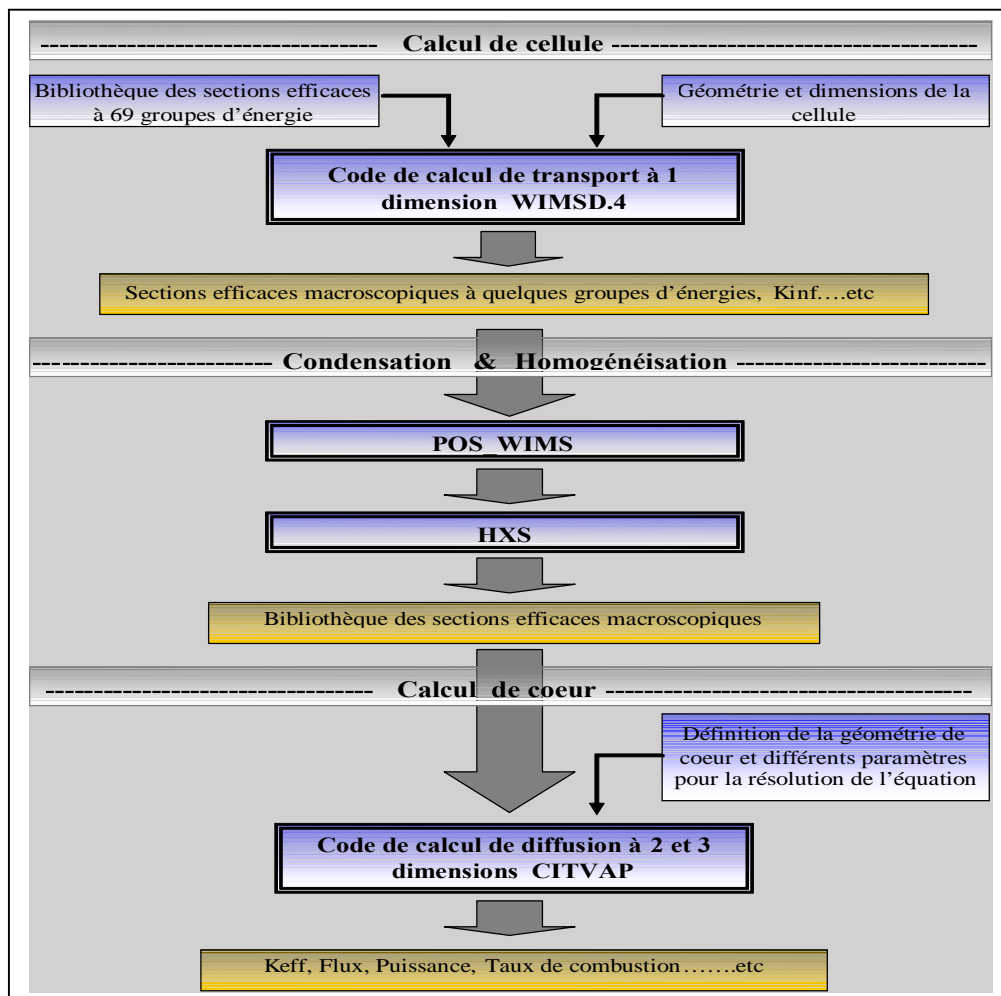


Figure IV.6. Schéma des différentes étapes intervenant dans le calcul de Conception du cœur.

### IV.3. Le calcul neutronique du réacteur NUR

Le calcul d'évolution et la connaissance des distributions des flux et des puissances neutroniques à travers le cœur d'un réacteur requièrent deux étapes : (1) un calcul local (ou calcul de cellule) et (2) un calcul global (ou calcul de cœur).

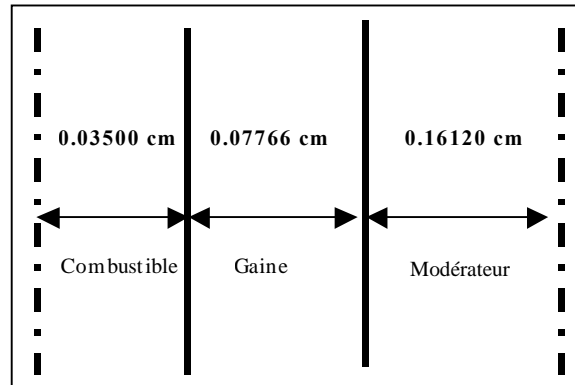
#### IV.3.1. Calculs de cellules

Une série de calculs de cellule ont déjà été exécutés pour les différents types de cellules du réacteur NUR [34]. L'option des probabilités de collision [SEQUENCE=2] du code WIMS a été utilisée dans tous les calculs. Dans le domaine d'énergie 69 groupes ont été utilisés dans les calculs statiques et 68 groupes dans les calculs d'évolution.

Le cœur du réacteur NUR inclut deux types d'éléments combustibles: l'élément combustible standard (SFE) et l'élément combustible de contrôle (CFE).

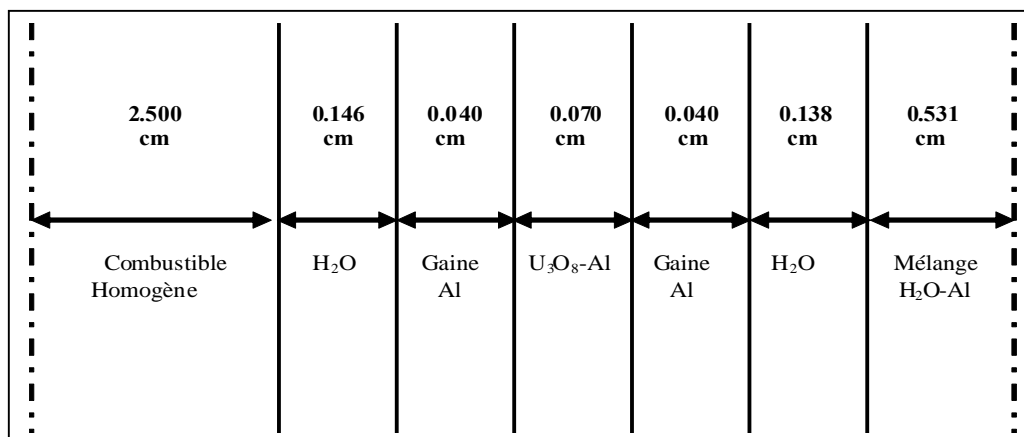
Le SFE est fait de 19 plaques de combustible tandis que le CFE inclut seulement 14 plaques de combustible puisqu'une location est exigée pour loger les deux lames absorbantes.

- La forme et les dimensions réelles de l'élément combustible de type MTR sont montrées dans la figure A.5 (annexe A). Le modèle de cellule unité maintenu pour le *SFE* est un modèle à trois milieux (voir la figure VI.7.) :
  - Milieu 1 : représentant le combustible  $U_3O_8$ -Al.
  - Milieu 2 : Al de la gaine + Al de structure.
  - Milieu 3 :  $H_2O$  du modérateur (espace entre plaques + canaux des extrémités).



**Figure IV.7.** Représentation d'une cellule combustible standard du réacteur NUR.

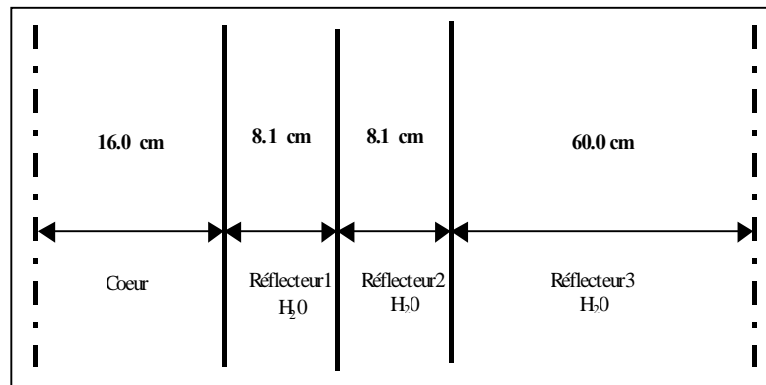
- Pour représenter le CFE avec les lames absorbantes extraites (hypothèse de notre calcul à 2D) un modèle de macro-cellule à 7 milieux a été choisi. Les sections efficaces du milieu N°1 sont identiques à celles du SFE.



**Figure IV.8** Modèle de macro-cellule pour l'élément de contrôle CFE.

Les réacteurs de petits cœurs tels que NUR sont très sensibles aux données du réflecteur. À cet égard, un modèle de macro-cellule pour le réflecteur a été conçu comme suit :

- La première région (épaisseur 8.1 cm) correspondra à la partie du réflecteur en contact avec le cœur actif.
- La deuxième région (épaisseur 8.1 cm) correspondra à la partie consécutive.
- La troisième région (épaisseur 60 cm) correspondra au reste du réflecteur.



**Figure IV.9.** Représentation d'une macro-cellule des réflecteurs en eau.

La condition aux limites externes réfléchissantes ont été employées pour tous les cas excepté ceux correspondant aux réflecteurs en eau et la colonne thermique où la condition aux limites libre a été utilisée.

La présence des impuretés dans les matériaux de réacteur a été modélisée en ajoutant une quantité équivalente de bore de 8 ppm/g à l' $U_3O_8-Al$  du combustible et 48 ppm/g à l'aluminium des structures.

Les données ont été générées pour deux cas :

- Froid :  $T = 20^\circ\text{C}$  pour tous les matériaux.
- Chaud :  $T = 63^\circ\text{C}$  pour le combustible,  $T = 52.6^\circ\text{C}$  pour l'Al de la gaine,  $T = 42.2^\circ\text{C}$  pour  $H_2O$  du modérateur et les autres matériaux de structure et les réflecteurs.

Le calcul de cellule a été effectué à l'aide du code de calcul *WIMSD/4* du système *MTR\_PC* [35]. Les utilitaires *POS\_WIMS* [32] et *HXS* [33] du système *MTR\_PC* ont été utilisés pour condenser, homogénéiser puis préparer les sections efficaces macroscopiques à 5 groupes d'énergie.

Le tableau VI.1 montre la structure énergétique à 5 groupes adoptée. Ces sections efficaces sont ensuite utilisées pour résoudre l'équation de la diffusion multi-groupe dans une géométrie détaillée de tout le cœur.

|                     |         |              |              |           |           |
|---------------------|---------|--------------|--------------|-----------|-----------|
| N° de groupe*       | 5       | 15           | 45           | 57        | 69        |
| Classification      | Rapide  | Epithermique | Epithermique | Thermique | Thermique |
| Energie Inférieur** | 821 kev | 5,53 Kev     | 0,625 ev     | 0,08 ev   | 0         |

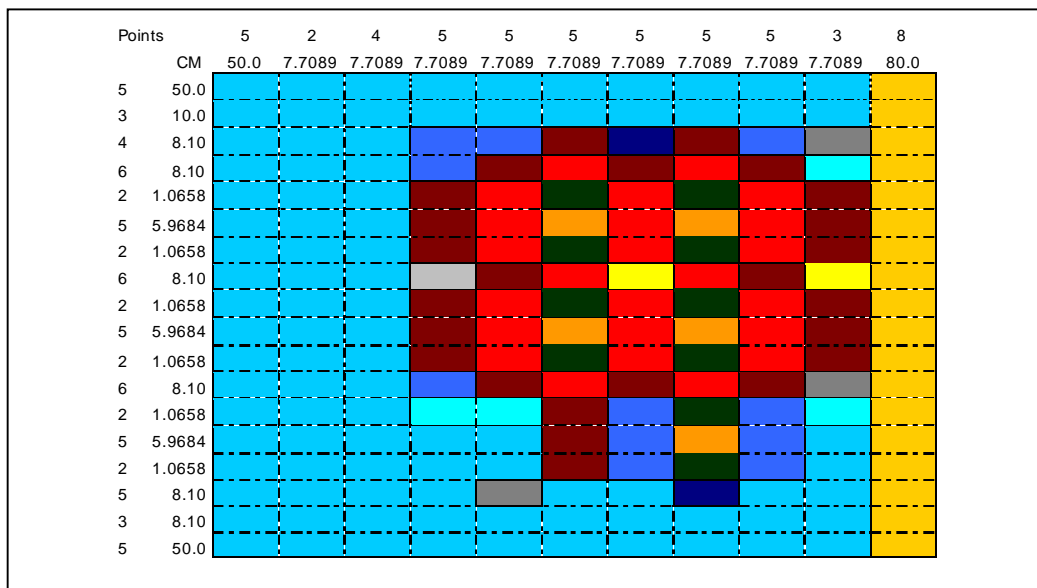
\* Le numéro de groupe d'énergie adopté dans la bibliothèque de 69 groupes de WIMS.  
 \*\* L'énergie supérieur est 10 Mev,

**Tableau IV.1.** La partition d'énergie à 5 groupes de WIMS.

### IV.3.2. Calculs globaux du cœur

La deuxième étape de calcul a consisté à effectuer des calculs globaux du cœur dans une géométrie à 2D et cinq groupes d'énergie en utilisant le code de CITVAP.

Une discrétisation spatiale fine a été adoptée selon les directions x et y (Figure IV.10). Les quantités importantes suivantes ont été déterminées : facteur de multiplication effectif, flux neutronique, distributions de taux de combustion et de puissance, réactivité, etc.



**Figure VI.10.** Géométrie du cœur du réacteur NUR dans le fichier input de CITVAP.

*Chapitre V*  
*Le Système*  
***BURNUR.SYS***

## LE SYSTEME BURNUR.SYS

### V.1 Le Système Expert

#### V.1.1 Définition

Un système expert est constitué par l'association d'un ordinateur et d'un logiciel, conçu pour simuler le savoir-faire d'un spécialiste dans un domaine précis.

L'organisation d'un système expert est caractérisée par une base de connaissances représentant l'expertise proprement dite (cette base ne peut être constituée qu'avec l'aide d'un spécialiste du domaine traité), par les algorithmes gérant cette connaissance, par une base de faits (ensemble de faits décrivant le problème précis que l'on propose au système de traiter) et, enfin, par deux interfaces indispensables à la bonne communication homme-machine (l'une facilite le dialogue avec l'utilisateur au cours d'une session; l'autre permet à l'expert du domaine de consulter ou d'enrichir la base de connaissances du système). Une telle organisation est très différente de celle d'un programme informatique classique, qui est une séquence d'instructions à exécuter dans un ordre déterminé, en vue de résoudre un problème bien particulier.

La base de connaissances est la clé d'un système expert. Celui-ci ne produira des résultats intéressants que dans la mesure où cette base contient, pour un domaine donné, des connaissances aussi précises, aussi justes, aussi complètes et détaillées que celles d'un expert dans le même domaine.

### V.1.2 Schéma général d'un système expert

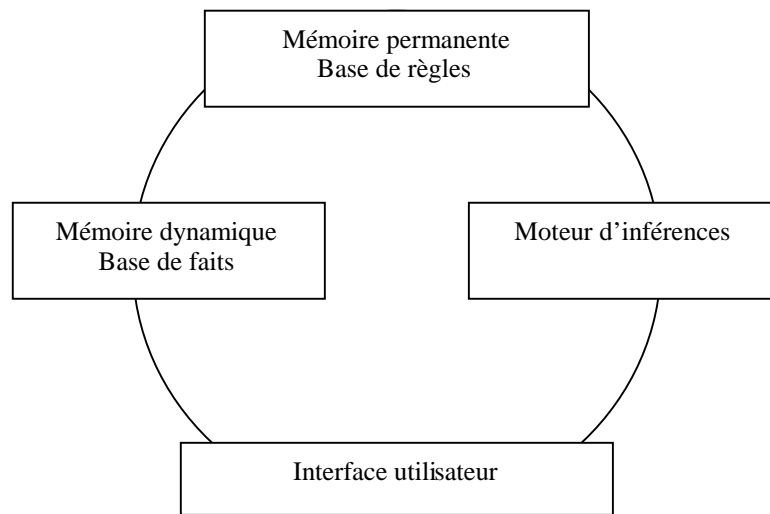


Figure VII.1. Schéma général d'un système expert.

### V.1.3 Principes d'un système expert

- ❑ Système pouvant se substituer au raisonnement d'un expert.
- ❑ Utilisation d'une grande quantité de connaissance.
- ❑ Séparer le déclaratif du procédural.
- ❑ Pas de chemin direct amenant à la solution.
- ❑ Connaissance lisible et facilement modifiable.
- ❑ Le système peut expliquer son raisonnement.

## V.2 Interface Homme-Ordinateur

L'interface Homme-Ordinateur englobe tous les aspects des systèmes informatiques qui influencent la participation de l'utilisateur à des tâches informatisées. Les aspects immédiatement observables sont bien sûr l'environnement physique du travail et le matériel constituant le poste de travail. Ces aspects sont peut être les mieux connus, car étudiés depuis plus longtemps, mais ce ne sont pas les seuls, ni les plus importants. D'autres aspects, plus subtils, concernent les diverses façons dont les informations sont stockées et manipulées. Ceci inclut les procédures informatiques, mais aussi les outils annexes, tels les documents papier, les aides au travail, etc.....

### **V.3 Surveillance et contrôle-commande dans les installations nucléaires :**

Comme les autres secteurs industriels, les centrales nucléaires ont largement bénéficié de l'utilisation de moyens informatiques, et ce à tous les niveaux : outils de conception, systèmes de protection et de contrôle-commande, outils de suivi d'exploitation.

Le développement des techniques informatiques permet une automatisation très poussée du contrôle-commande. Elle ne conduit cependant pas au remplacement de l'opérateur par un système informatisé de pilotage mais à une amélioration de la qualité des informations utiles à l'opérateur et à l'automatisation de certaines tâches. L'interface homme-machine dans les installations nucléaires est donc un élément essentiel.

Dans les installations nucléaires (réacteurs de puissance, réacteurs de recherche, usines de retraitement, sites de stockage et installations pour le contrôle de l'environnement), l'instrumentation et le contrôle-commande sont les éléments qui ont connu les évolutions les plus importantes depuis les années 70. La progression des technologies électroniques et informatiques en est la cause. Il faut cependant noter que l'instrumentation est devenue beaucoup plus complexe par une augmentation du nombre de points de mesure et que les techniques numériques de traitement de l'information ont permis de s'approcher des limites théoriques indiquées par la théorie du contrôle optimal des systèmes.

### **V.4 Système expert du réacteur NUR**

La connaissance de l'évolution en temps réel des distributions des flux neutroniques, de la puissance nucléaire, des températures et des taux de combustion à travers le cœur d'un Réacteur de Recherche est d'une importance capitale pour son exploitation optimale.

Dans le cadre de l'amélioration des performances neutroniques du réacteur NUR, un projet de développement d'un système expert capable de fournir en temps réel les valeurs globales et locales des paramètres physiques d'importance pour le suivi neutronique et thermo hydraulique du réacteur NUR a été lancé au sein de la division réacteur du Centre de Recherche Nucléaire de Draria (CRND).

Le système sera d'un apport considérable pour les physiciens du cœur, les utilisateurs et les équipes d'opération du réacteur NUR.

Une caractéristique importante de ce système est qu'il permet une correction automatique des valeurs théoriques obtenues dans un calcul neutronique global de cœur par les valeurs expérimentales fournies par une centrale d'acquisition qui mesure les paramètres physiques en des points spécifiques à travers le cœur du réacteur NUR.

#### **V.4.1 Organigramme des différentes fonctions**

La figure V.2 donne l'organigramme des différentes fonctions et modules composant ce système.

- Une base de données expérimentales est élaborée à partir des données d'opération telles que la configuration du cœur, la position des barres, etc...., ainsi qu'à partir de mesures de paramètres physiques (nucléaires, thermo hydrauliques, radioprotection ...) obtenues à l'aide de détecteurs et capteurs placés dans des endroits spécifiques du réacteur NUR.
- Les logiciels de calcul neutronique vont fournir une base de données de distribution de flux et de puissance.
- Les logiciels de calcul thermo hydrauliques vont fournir une base de données de distribution de températures, pressions, débits.
- Des programmes de corrélation et de correction calculs-mesures permettent de corriger et d'actualiser les valeurs calculées par utilisation des données des bases de données.
- L'interface graphique permet de visualiser ces paramètres sous formes de graphes, tableaux, histogrammes, etc....

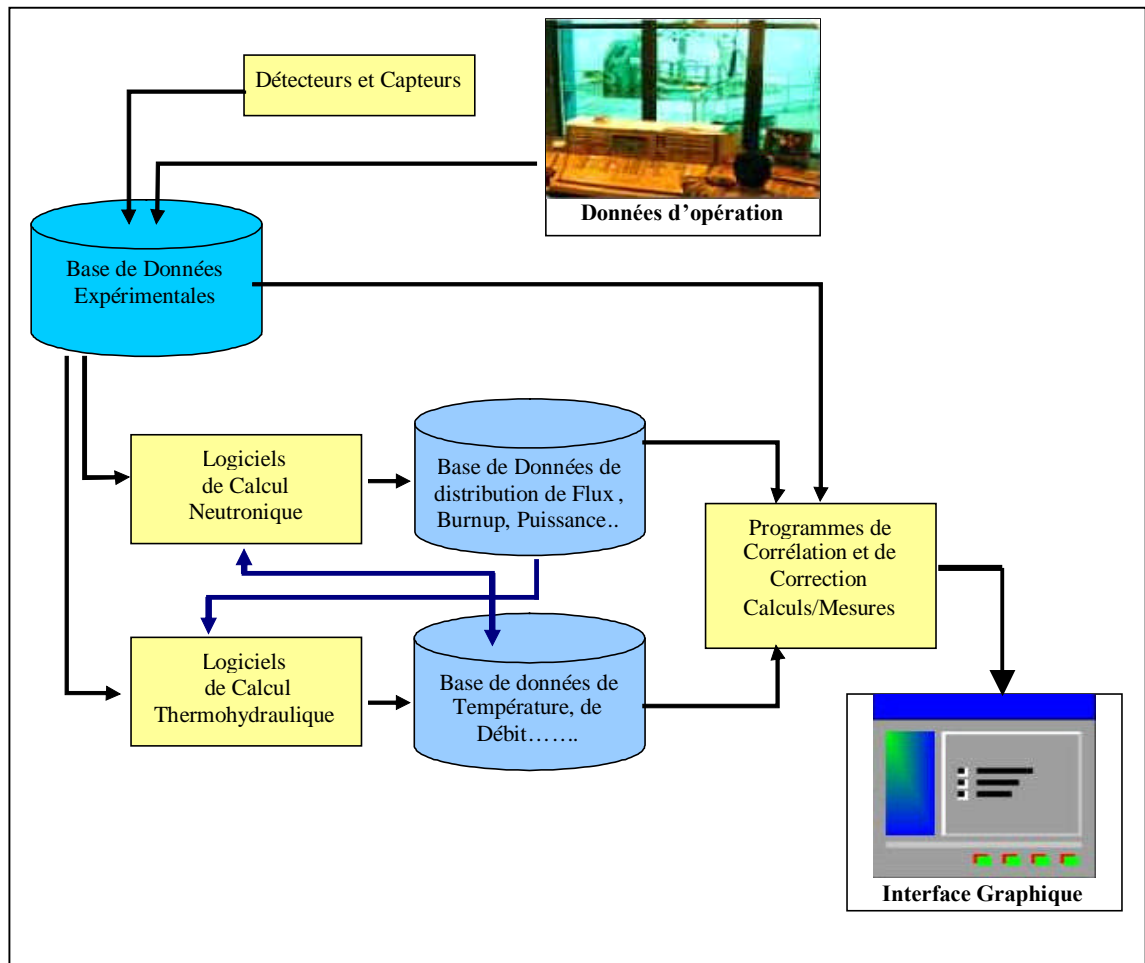


Figure V.2. Organigramme des différentes fonctions.

#### V.4.2 Architecture réseau :

Afin de partager les bases de données ainsi que les différents périphériques entre les équipes d'opération et les équipes de recherche, une architecture en réseau (Figure V.3) est implémentée. Celle-ci est composée par :

- un PC dédié aux calculs neutroniques
- un PC dédié aux calculs thermo hydrauliques
- un PC dédié au système d'aide à l'opération et à la décision
- un PC dédié aux interfaces spécialisées et aux corrélations calcul-mesures.
- un système d'acquisition et de traitement de données avec une carte réseau (NETDAQ)
- Différents périphériques

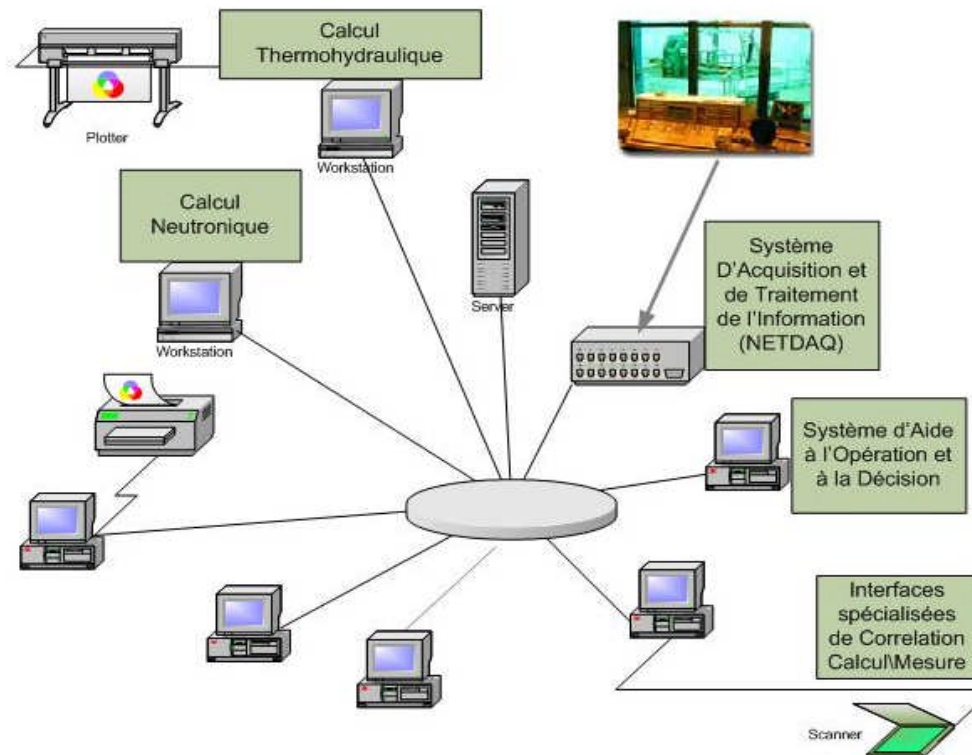


Figure V.3: Architecture réseau.

## V.5 Le système BURNUR.SYS :

Le système BURNUR.SYS (System for Burn-up of NUR Reactor) constitue une contribution importante pour le système expert du réacteur NUR. Il a pour objet de prendre en charge et gérer la partie neutronique dans ce système commençant par les acquisitions de données d'opération, la réalisation de calculs neutroniques nécessaires, pour se terminer par la visualisation des évolutions des différents matériaux constituant le combustible et aussi les distributions des taux de combustion et des puissances en fonction du temps de fonctionnement du réacteur, grâce à une interface graphique.

### V.5.1 Les étapes de réalisation du logiciel BURNUR.SYS

Les étapes suivies pour développer cette application sont résumées dans les points suivants :

- La première étape consiste à effectuer des calculs à l'aide des codes de calculs WIMSD/4 et CITVAP.

- La deuxième étape est la création des bases de données.

Les bases de données sont établies à partir des résultats obtenus dans l'étape précédente, de la manière suivante:

- ❑ Lecture des fichiers OUTPUT des codes WIMSD4 et CITVAP.
- ❑ Extraction des données nécessaires des fichiers OUTPUTS.
- ❑ Traitement des données obtenues.
- ❑ Arrangement et stockage des résultats finaux obtenus dans des tables pour les préparer à la visualisation.

- La troisième étape est la réalisation d'une interface graphique à l'aide de DELPHI 7 [36] [37] pour la visualisation des données et mise à jour chaque fois que le potentiomètre de temps (en jours) est repositionné par l'utilisateur ou incrémenté automatiquement par les informations provenant de la centrale d'acquisition.

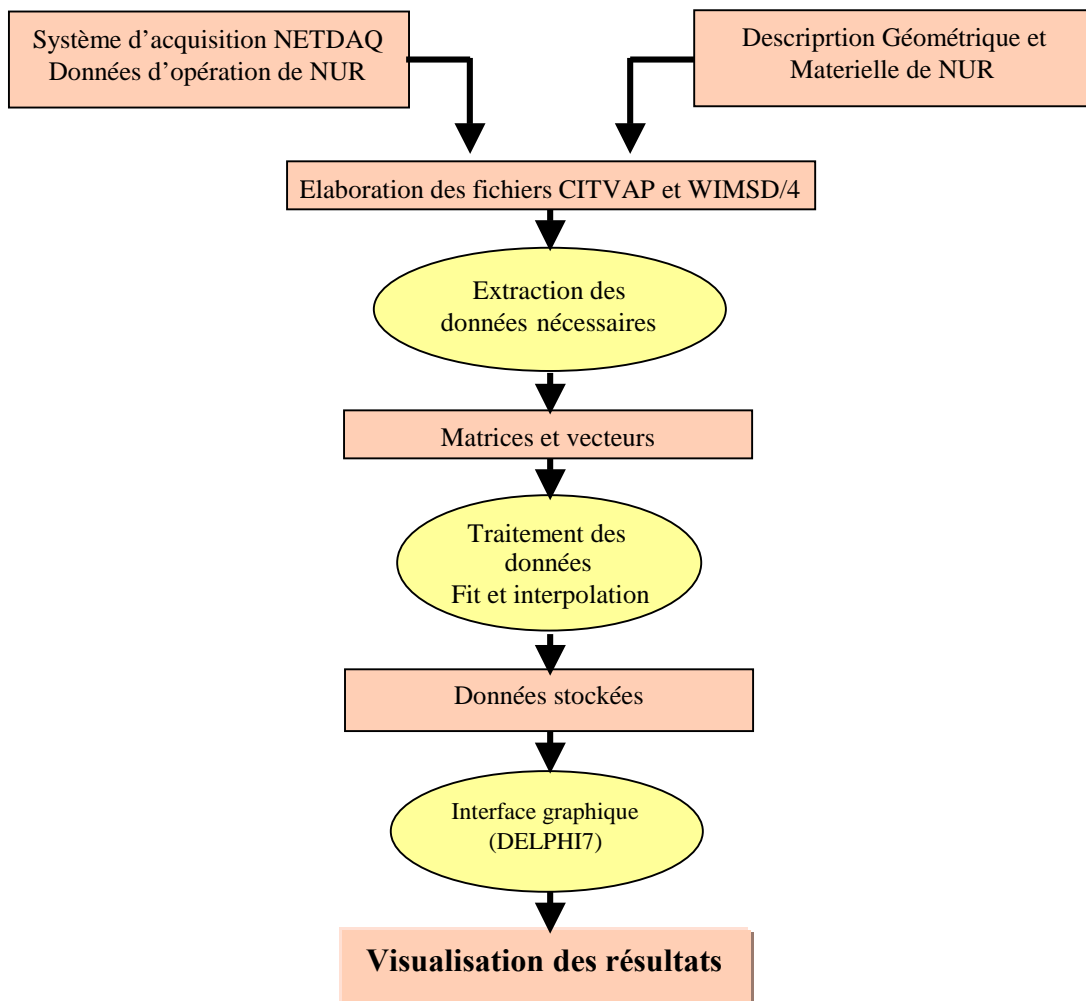


Figure V.4. Les étapes de réalisation du logiciel BURNUR.SYS.

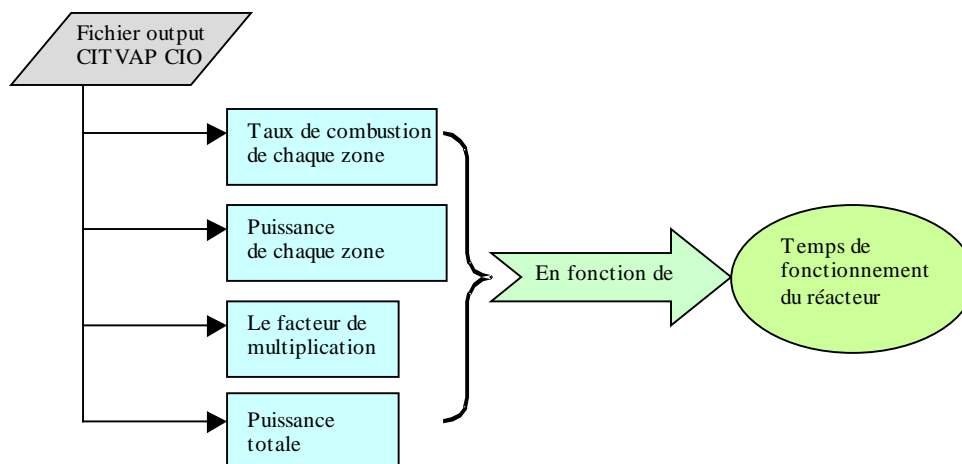
### V.5.2 Les données globales et les données locales:

Le logiciel BURNUR.SYS est réalisé dans le but de permettre à l'utilisateur de suivre les changements de différentes propriétés neutroniques du cœur du réacteur durant un temps de fonctionnement long, et leurs effets sur les propriétés de chaque élément combustible ou de contrôle. Ainsi le logiciel est divisé en deux parties:

La partie globale résume toutes les données qui déterminent l'évolution des propriétés neutroniques de tout le cœur du réacteur, qui sont:

- ❑ La distribution de puissance.
- ❑ La distribution de taux de combustion.
- ❑ La puissance totale
- ❑ Le facteur de multiplication et la réactivité totale.

Ces données sont extraites d'un fichier output du code de calcul CITVAP (CIO), elles sont ensuite traitées et collectées dans un tableur appelé "Tableur du coeur" (voir la figure V.5)



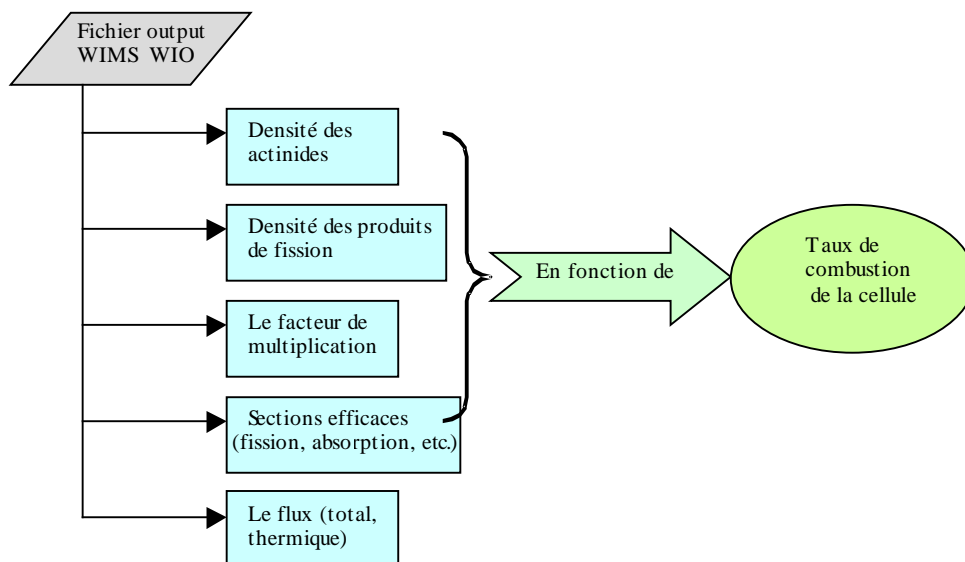
**Figure V.5.** Création de la base de données globales.

Le logiciel affiche directement les changements des propriétés globales en fonction du temps de fonctionnement du réacteur consignées dans le Tableur Global .

La partie locale résume quant à elle toutes les données qui déterminent l'évolution des propriétés neutroniques suivant le taux de combustion pour chaque élément combustible ou de contrôle, et qui sont:

- La densité des actinides (U235, U238, Pu239, Pu240, Pu241).
- La densité des produits de fission (Cd113, Xe135, Sm149, Eu155, Ga157)
- Le flux thermique et le flux total.
- Les sections efficaces de fission, absorption etc.
- Le facteur de multiplication.

Ces données sont extraites d'un fichier output du code de calcul WIMS (WIO), elles sont traitées et collectées dans un tableur appelé "Tableur de la Cellule" (voir la figure V.6).



**Figure V.6** Création de la base de données locales.

Pour afficher les changements des propriétés locales en fonction du temps de fonctionnement du cœur, le logiciel est obligé d'utiliser les deux tableurs, le paramètre qui relie les deux étant la valeur du taux de combustion. L'organigramme du système BURNUR.SYS est schématisé sur la Figure V.7.

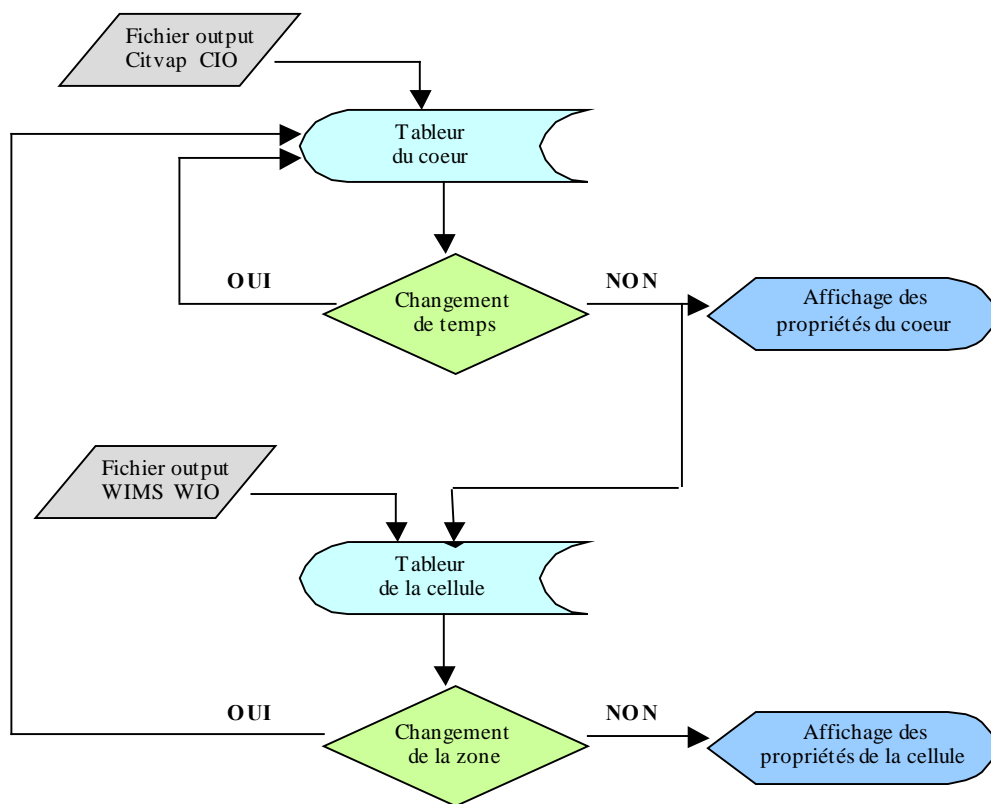


Figure V.7. L'organigramme du système BURNUR.SYS.

### V.5.3 Caractéristiques générales du système BURNUR.SYS:

Le système **BURNUR.SYS** fournit des paramètres pouvant intéresser l'opération du réacteur NUR tels que la réactivité globale et la répartition des puissances en fonction du temps.

Les résultats sont affichés en deux parties avec l'exploitation maximale de tout l'écran de PC. La première partie résume les informations globales: la distribution des puissances, la distribution des taux de combustion, la puissance totale, et le facteur de multiplication effectif du réacteur, (voir la figure V.8).

La deuxième partie est consacrée à l'affichage des données locales : évolution de la densité des actinides et des produits de fission, les données macroscopiques de la cellule considérée telles que les sections efficaces d'absorption, de fission, etc. sont également affichées les évolutions des flux thermique et total pour chaque élément combustible (voir la figure V.9).

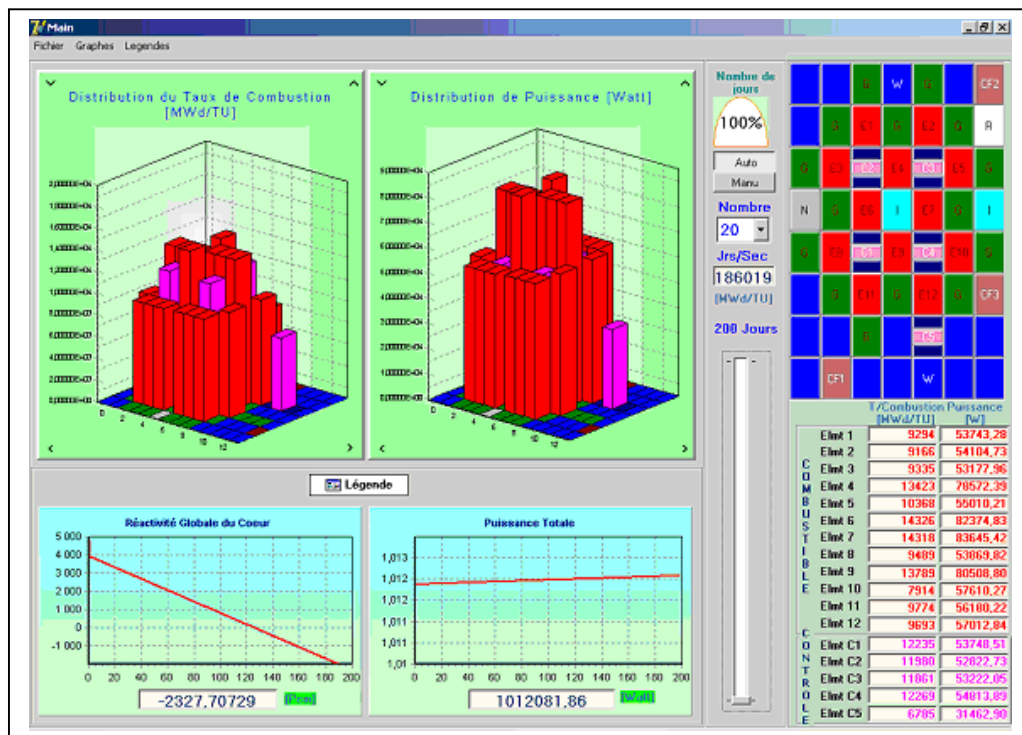


Figure V.8. L'interface des propriétés globales.

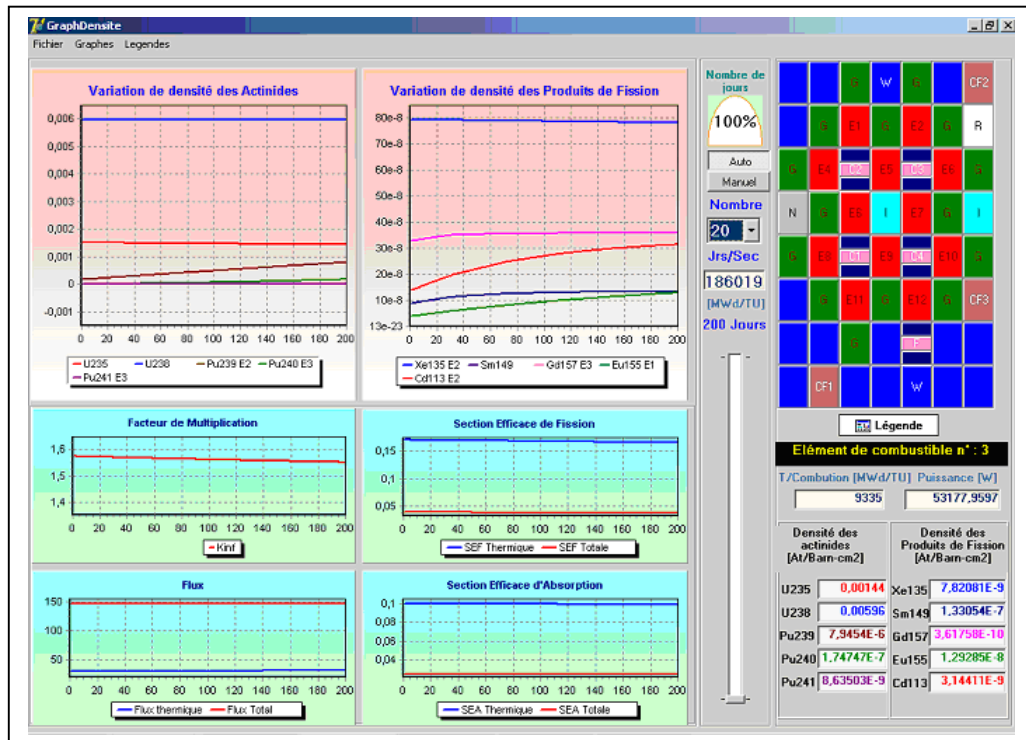


Figure V.9. L'interface des propriétés locales.

L'affichage graphique et numérique des résultats en même temps, est une caractéristique intéressante offerte par le système qui permet à l'utilisateur de suivre les changements de différentes grandeurs de manière précise et pratique.

En choisissant pour chaque cas l'affichage graphique approprié:

- La distribution de puissance et la distribution de burn-up sont présentées par un histogramme à 3D dont la base représente la configuration du cœur du réacteur NUR, (voir la figure V.10).

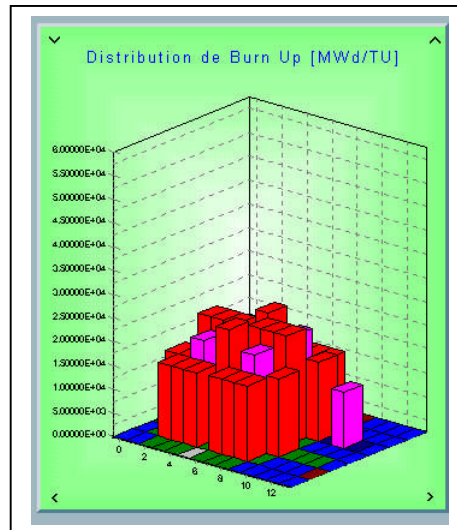


Figure V.10. Histogrammes 3D.

- Les autres données sont représentées par des courbes bidimensionnelles. (voir La figure V.11).

L'indicateur du temps fonctionne selon deux modalités : automatique et manuelle ; la première permet à l'utilisateur d'observer les changements selon le pas du temps choisi (1, 5, 10, 20 et 40 jours par second), et peut aussi modifier l'indicateur manuellement en avant ou en arrière pour obtenir les résultats d'un jour précis.

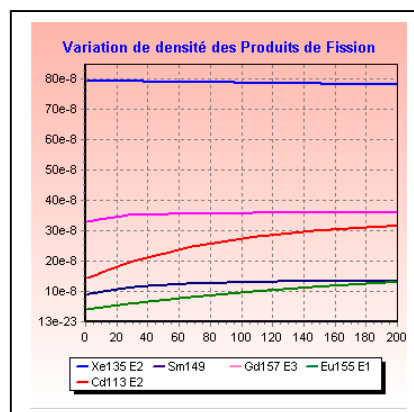


Figure V.11. Courbe bidimensionnelle.

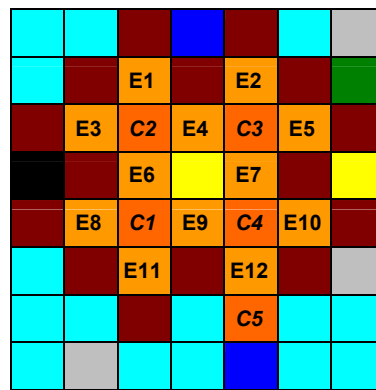
*Chapitre VI*  
*Résultats*  
*&*  
*Commentaires*

#### VI.4 La distribution de la densité de puissance dans le cœur:

La distribution de la densité de puissance est l'énergie délivrée par l'unité de volume à la position "r", son unité est watt/cc.

La distribution de la densité de puissance dans le cœur du réacteur en fonction du temps de vie du cœur est l'un des principaux objectifs de conception dans l'évaluation des performances du cœur et la prédiction du chargement de nouveaux éléments combustibles.

La figure VI.8 présente la numérotation des éléments combustibles et des éléments de contrôle utilisés dans ce travail.



**Figure VI.8** La numérotation des éléments combustibles et des éléments de contrôle de la configuration X-1 du cœur du réacteur NUR.

Les figures VI.9 et VI.10 présentent la distribution de la densité de puissance dans le cœur du réacteur NUR, au début et à la fin de premier cycle. Ces résultats sont obtenus par le code de calculs CITVAP.

Les figures montrent qu'il y a une distribution à peu près symétrique autour de la boîte d'irradiation qui se trouve au centre du cœur.

La densité la plus intense est toujours voisine et autour de la boîte d'irradiation où prévaut une valeur supérieure à 30 Watt/cc, puis la puissance décroît de façon uniforme dans les éléments centraux (les éléments numéros 4, 6, 7 et 9) en allant vers les extrémités de ces éléments.

La forme de la distribution de la densité de puissance dans les éléments périphériques (les éléments numérotés 1, 2, 3, 5, 8, 10, 11, et 12), qui se situent plus loin par rapport au centre, est différente. La densité de puissance dans le centre de ces éléments est moins intense que sur les extrémités.

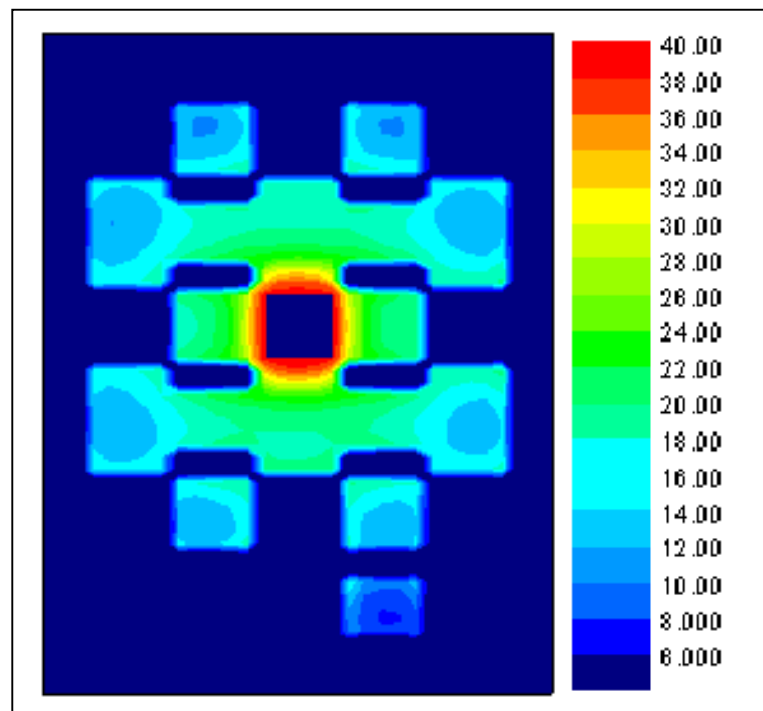
La distribution de la densité de puissance traduit la distribution du flux thermique dans le cœur du réacteur, et l'énergie délivrée, principalement par la fission des noyaux d'U235. Par conséquent, on peut affirmer que dans les zones où la densité de puissance est élevée la consommation des noyaux fissiles (l'U235) est également élevée (donc aussi l'accumulation rapide des produits de fission), ce qui veut dire que le combustible s'épuise rapidement.

La différence de la distribution de puissance observée entre les différentes régions du cœur résulte de la diminution du flux thermique par rapport au centre du cœur. De même les réflecteurs d'eau et de graphite ont une influence positive sur le flux aux extrémités des régions périphériques.

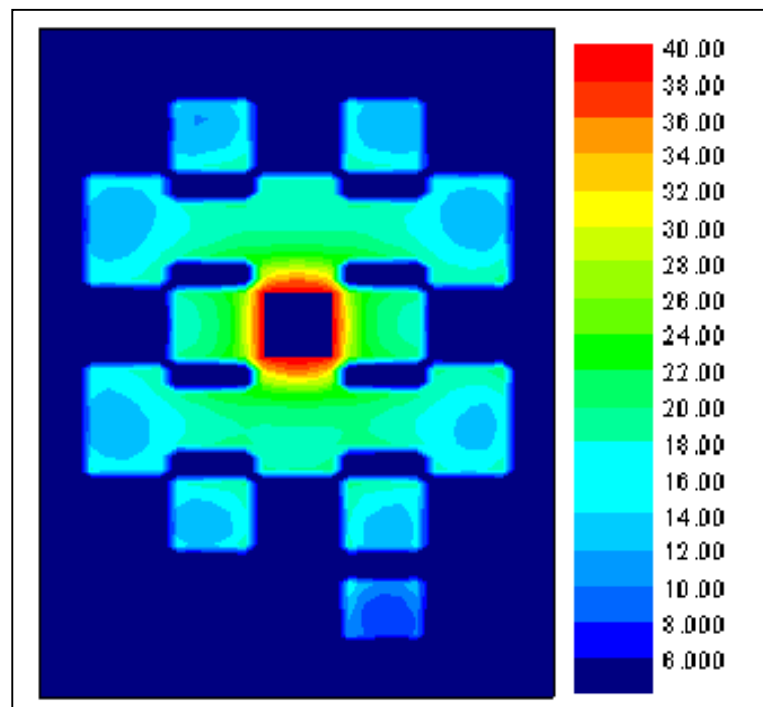
La comparaison entre la distribution de la densité de puissance au début et à la fin de premier cycle, montre qu'il n'y a pas de modification significative dans cette distribution et que sa forme générale est la même.

A cause de l'intensité du flux dans les régions voisines de la boîte d'irradiation le nombre de noyaux fissiles y diminue progressivement en fonction du temps de fonctionnement du réacteur et les concentrations des produits de fission (dont des absorbants de neutrons) augmentent, alors que parallèlement dans les autres régions la quantité de matière fissile reste suffisante avec moins d'accumulation des produits de fission.

Les éléments centraux voisins de la boîte d'irradiation sont exposés à un bombardement neutronique très intense, il en résulte un fort dégagement de puissance et donc de chaleur durant une période de fonctionnement très longue. Ce qui peut entraîner la modification des propriétés métallurgiques et mécaniques de ces éléments et rendre nécessaire leur retrait du cœur pour éviter le dépassement des limites fixées par la conception.



**Figure VI.9** *Distribution de densité de puissance [Watt/cc] au début du premier cycle.*



**Figure VI.10** *Distribution de densité de puissance [Watt/cc] à la fin du premier cycle.*

### **VI.5 La distribution de puissance:**

Une autre quantité importante à déterminer au cours de la gestion du combustible est la puissance produite par chaque élément combustible ; cette quantité est obtenue par l'intégration de la densité de puissance sur le volume de l'élément.

D'après l'interprétation des résultats faite précédemment on comprend mieux maintenant le phénomène de la distribution de la puissance dans le cœur du réacteur NUR, et son évolution en fonction du temps.

La distribution de puissance à travers le cœur n'est jamais plate car les éléments combustibles produisent de l'énergie aux différentes magnitudes, voir les figures VI.11 à VI.12.

Les quatre éléments combustibles centraux produisent plus d'énergie que les autres (Une puissance d'environ 80 000 Watt est produite par chaque élément du centre, pour 55 000 Watt pour les éléments de la périphérie, au début du fonctionnement du réacteur)

De la même façon, nous observons que les éléments combustibles situés à droite de la boîte d'irradiation, produisent une quantité d'énergie sensiblement supérieure à celle produite par les éléments situés sur le côté gauche.

L'élément combustible portant le numéro "7" produit la quantité d'énergie la plus élevée : la puissance y est de 85058 Watt au démarrage et de 83645 Watt après 200 jours de fonctionnement.

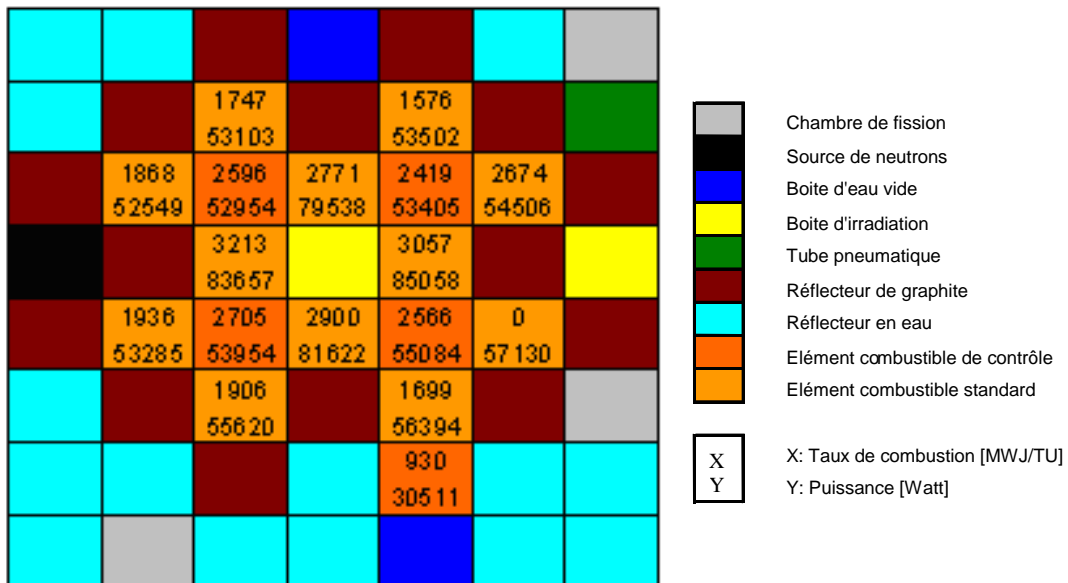


Figure VI.11 Distribution de puissance et de taux de combustion au début de premier cycle.

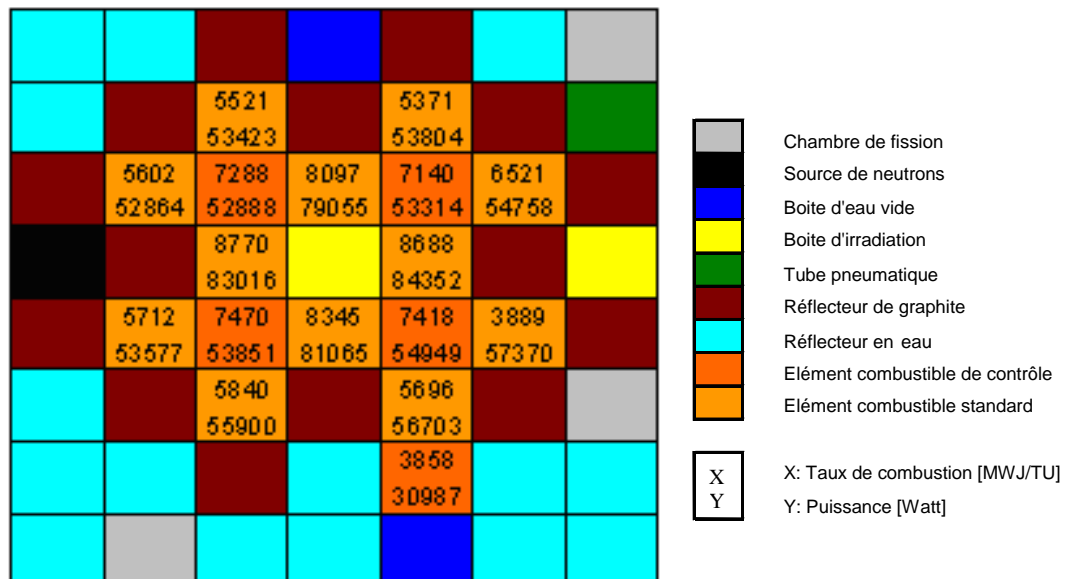
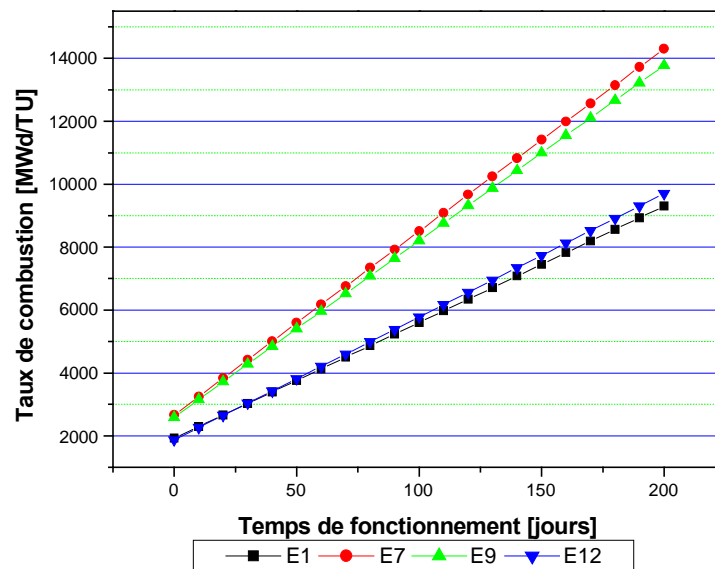


Figure VI.12 La distribution de puissance et de taux de combustion à la fin de premier cycle.

## VI.6 La distribution du taux de combustion :

Les figures VI.11 et VI.12 montrent l'évolution parallèle de la distribution de la puissance et du taux de combustion dans le cœur du réacteur NUR à la puissance de fonctionnement de 1 MW. On peut notamment y remarquer que les éléments ayant des puissances élevées sont ceux qui ont également des taux de combustion élevés, en d'autres termes plus la puissance de l'élément combustible est élevée plus vite il s'épuise. La figure VI.13 montre la différence d'épuisement des éléments "7" et "9" du centre et les éléments "1" et "12" de la périphérie.



**Figure VI.13.** *Epuisement des éléments combustibles E1, E7, E9 et E12.*

L'évolution du taux de combustion de l'élément "10" fournit un bon exemple de l'épuisement d'un élément combustible frais de la périphérie. Cet élément produit la quantité d'énergie la plus élevée dans cette région car il contient une quantité d'U235 très élevée -quantité initiale- son taux de combustion passe de 0 MWd/TU en début de vie à une valeur de 7914 MWd/TU après 200 jours de fonctionnement. La figure VI.14 montre la différence d'épuisement des éléments "10" et "3".

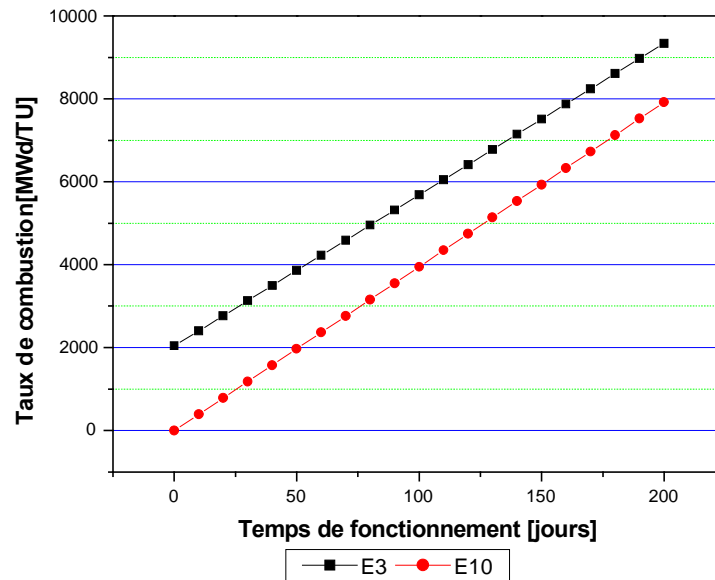


Figure VI.14 Epuisement des éléments combustibles E10 et E3.

## VI.7 L'inventaire isotopique des éléments combustibles :

A la fin du premier cycle, la composition isotopique de chaque élément combustible dans le cœur varie beaucoup en comparaison de ce qu'elle a été au début. L'élément combustible usé contient encore de la matière fissile (U235 et Pu239) et également des produits de fission, certains radioactifs. Le tableau VI.2 présente les densités des actinides et le tableau VI.3 les densités des principaux produits de fission résidant dans les éléments usés à la fin du premier cycle.

| Élément<br>Combustible | T/Combustion<br>[MWD/TU] | Actinides |          |         |          |          |          |          |
|------------------------|--------------------------|-----------|----------|---------|----------|----------|----------|----------|
|                        |                          | U235      | U236     | U238    | Pu239    | Pu240    | Pu241    | Pu242    |
| E1                     | 5521                     | 0,00152   | 6,98E-06 | 0,00596 | 3,79E-06 | 5,08E-08 | 5,96E-18 | 5,96E-18 |
| E2                     | 5371                     | 0,00152   | 6,76E-06 | 0,00596 | 3,67E-06 | 4,66E-08 | 5,96E-18 | 5,96E-18 |
| E3                     | 5602                     | 0,00152   | 7,10E-06 | 0,00596 | 3,86E-06 | 5,31E-08 | 5,96E-18 | 5,96E-18 |
| E4                     | 8097                     | 0,00146   | 1,06E-05 | 0,00596 | 5,71E-06 | 8,85E-08 | 3,07E-09 | 2,13E-11 |
| E5                     | 6521                     | 0,00152   | 8,49E-06 | 0,00596 | 4,58E-06 | 7,98E-08 | 5,96E-18 | 5,96E-18 |
| E6                     | 8770                     | 0,00146   | 1,17E-05 | 0,00596 | 6,27E-06 | 1,07E-07 | 4,09E-09 | 3,14E-11 |
| E7                     | 8688                     | 0,00146   | 1,15E-05 | 0,00596 | 6,20E-06 | 1,05E-07 | 3,95E-09 | 3,00E-11 |
| E8                     | 5711                     | 0,00152   | 7,27E-06 | 0,00596 | 3,94E-06 | 5,62E-08 | 5,96E-18 | 5,96E-18 |
| E9                     | 8345                     | 0,00146   | 1,10E-05 | 0,00596 | 5,92E-06 | 9,51E-08 | 3,42E-09 | 2,47E-11 |
| E10                    | 3889                     | 0,00152   | 4,54E-06 | 0,00596 | 2,49E-06 | 6,75E-09 | 5,96E-18 | 5,96E-18 |
| E11                    | 5840                     | 0,00152   | 7,46E-06 | 0,00596 | 4,04E-06 | 5,99E-08 | 5,96E-18 | 5,96E-18 |
| E12                    | 5696                     | 0,00152   | 7,25E-06 | 0,00596 | 3,93E-06 | 5,58E-08 | 5,96E-18 | 5,96E-18 |
| C1                     | 7470                     | 0,00152   | 9,92E-06 | 0,00596 | 5,33E-06 | 1,09E-07 | 1,80E-09 | 5,96E-18 |
| C2                     | 7288                     | 0,00152   | 9,65E-06 | 0,00596 | 5,19E-06 | 1,03E-07 | 1,20E-09 | 5,96E-18 |
| C3                     | 7140                     | 0,00152   | 9,42E-06 | 0,00596 | 5,07E-06 | 9,86E-08 | 7,09E-10 | 5,96E-18 |
| C4                     | 7418                     | 0,00152   | 9,84E-06 | 0,00596 | 5,29E-06 | 1,07E-07 | 1,63E-09 | 5,96E-18 |
| C5                     | 3858                     | 0,00152   | 4,49E-06 | 0,00596 | 2,47E-06 | 5,95E-09 | 5,96E-18 | 5,96E-18 |

Tableau VI.2. Les densités des actinides résidant dans les éléments combustibles usés [Atome/barn-cm] à la fin de premier cycle.

| Élément<br>Combustible | T/Combustion<br>[MWD/TU] | Produits de Fission |          |          |          |          |          |
|------------------------|--------------------------|---------------------|----------|----------|----------|----------|----------|
|                        |                          | Xe135               | Sm149    | Gd157    | Eu155    | Cd113    | Cs135    |
| E1                     | 5521                     | 7,98E-09            | 1,24E-07 | 3,67E-10 | 6,69E-09 | 2,30E-09 | 1,33E-06 |
| E2                     | 5371                     | 7,98E-09            | 1,24E-07 | 3,67E-10 | 6,55E-09 | 2,24E-09 | 1,28E-06 |
| E3                     | 5602                     | 7,98E-09            | 1,24E-07 | 3,67E-10 | 6,77E-09 | 2,34E-09 | 1,35E-06 |
| E4                     | 8097                     | 7,87E-09            | 1,32E-07 | 3,59E-10 | 1,05E-08 | 2,88E-09 | 2,01E-06 |
| E5                     | 6521                     | 7,98E-09            | 1,24E-07 | 3,67E-10 | 7,58E-09 | 2,65E-09 | 1,61E-06 |
| E6                     | 8770                     | 7,86E-09            | 1,32E-07 | 3,60E-10 | 1,12E-08 | 2,97E-09 | 2,21E-06 |
| E7                     | 8688                     | 7,86E-09            | 1,32E-07 | 3,60E-10 | 1,11E-08 | 2,96E-09 | 2,19E-06 |
| E8                     | 5711                     | 7,98E-09            | 1,24E-07 | 3,67E-10 | 6,86E-09 | 2,38E-09 | 1,38E-06 |
| E9                     | 8345                     | 7,86E-09            | 1,32E-07 | 3,59E-10 | 1,08E-08 | 2,92E-09 | 2,08E-06 |
| E10                    | 3889                     | 7,98E-09            | 1,17E-07 | 3,67E-10 | 5,16E-09 | 1,53E-09 | 8,62E-07 |
| E11                    | 5840                     | 7,98E-09            | 1,24E-07 | 3,67E-10 | 6,98E-09 | 2,43E-09 | 1,42E-06 |
| E12                    | 5696                     | 7,98E-09            | 1,24E-07 | 3,67E-10 | 6,85E-09 | 2,37E-09 | 1,38E-06 |
| C1                     | 7470                     | 7,98E-09            | 1,24E-07 | 3,67E-10 | 8,40E-09 | 2,88E-09 | 1,88E-06 |
| C2                     | 7288                     | 7,98E-09            | 1,24E-07 | 3,67E-10 | 8,24E-09 | 2,84E-09 | 1,83E-06 |
| C3                     | 7140                     | 7,98E-09            | 1,24E-07 | 3,67E-10 | 8,12E-09 | 2,81E-09 | 1,79E-06 |
| C4                     | 7418                     | 7,98E-09            | 1,24E-07 | 3,67E-10 | 8,35E-09 | 2,87E-09 | 1,87E-06 |
| C5                     | 3858                     | 7,98E-09            | 1,17E-07 | 3,67E-10 | 5,13E-09 | 1,51E-09 | 8,53E-07 |

Tableau VI.3. Les densités des principaux produits de fission résidant dans les éléments combustibles usés [Atome/barn-cm] à la fin du premier cycle.

## RESULTATS ET COMMENTAIRES

### VI.1 Introduction:

Nous présentons dans ce chapitre les résultats du calcul d'évolution qui ont été obtenus à l'aide du code WIMS/D4, pour une cellule de combustible équivalente à 3 régions et 68 groupes d'énergie.

Les résultats de la distribution du taux de combustion et de puissance dans le cœur ont été obtenus à l'aide du code de calcul du cœur CITVAP.

### VI.2 Evolution du combustible nucléaire :

Avant la mise en marche du réacteur le combustible frais de type MTR est uniquement constitué par les isotopes U235, U238, oxygène, aluminium, hydrogène. L'exposition du combustible à un flux de neutrons va changer la composition du combustible par l'apparition de nouveaux isotopes d'une part et l'évolution des isotopes initiaux de l'uranium d'autre part, en fonction du temps.

L'inventaire isotopique de l'élément combustible obtenu par le code WIMS/D4 donne 33 nuclides et un pseudo-produit de fission rassemblant les restes des produits de fission. Le tableau VI.1 présente ces isotopes divisés en deux cases l'une pour les actinides, et l'autre pour les produits de fission.

| Actinides  | Produits de fission   |
|--|---|
| U235, U236, U238,<br>Pu239, Pu240, Pu241,<br>Pu242 | Kr83, Mo95, Tc99, Ru101, Ru103, Rh103, Rh105, Pd108,<br>Pd108, Ag109, Cd113, In115, I127, Xe131, Cs133,<br>Cs135, Xe135, Nd143, Nd145, Pm147, Pm148 <sup>m</sup> , Sm147,<br>Sm149, Sm150, Sm151, Sm152, Eu153, Eu154, Eu155. |

Tableau VI.1. Les actinides et produits de fission

### VI.2.1 Evolution des actinides

La courbe de la concentration de l'U235 montre que celle-ci diminue de façon continue et régulière, la capture neutronique de l'U235 donne l'U236, ce dernier s'accumulant aussi de façon régulière.

La consommation d'U238 qui est très abondant dans le combustible prend la même voie que l'U235, peu de noyaux d'U238 fissionnés sous l'effet de neutrons rapides, mais la plupart des noyaux d'U238 détruits se transmutent par capture neutronique en noyaux de Pu239, ensuite en Pu240, Pu241, puis Pu242. La figure VI.1 montre l'évolution de la densité des noyaux lourds.

### VI.2.2 Evolution des produits de fission

La majeure partie des produits de fission se forment par la fission des noyaux d'U235, à cause de sa section efficace de fission très grande (environ 550 barns aux énergies thermiques). Les autres produits de fission proviennent soit de la fission du Pu239, soit de la capture de neutrons ou de la décroissance radioactive d'autres produits de fission. Le Xe135 est un noyau radioactif très important, comme il sera démontré ci-dessous. Il peut être produit directement par la fission mais avec un rendement faible ( $\gamma=0.01$ ). Il est produit principalement par la décroissance radioactive de l'I135. La concentration du Xe135 augmente progressivement et tend vers une valeur de saturation de l'ordre de  $8.E-9$  At/barn-cm atteinte après quelques jours de fonctionnement, puis la courbe de densité du Xe135 diminue d'une manière régulière jusqu'à s'approcher de  $6.75 E-9$  At/barn-cm.

Le Sm149 est un autre poison important. Ce noyau stable est produit par la décroissance radioactive du produit de fission Pm149. Le Sm149 aussi se sature à une densité égale à  $1.33 E-7$  At/barn-cm pour un taux de combustion égal à 10500 MWd/tU. La densité du Sm149 diminue après grâce à la capture neutronique, jusqu'à  $1.11 E-7$  At/barn-cm à 60 000 MWd/tU.

Les explications précédentes sont également valables pour les produits de fission Sm151 et Ru103 qui sont radioactifs, et Cd113, Gd157 qui sont des noyaux stables.

Un autre groupe de noyaux se saturant aussi mais après une longue période de temps (des années) est constitué par les isotopes suivants : Pm148, Pm147, Pm148<sup>m</sup> In115, voir la figure VI.3

Le restant des produits de fission s'accumule dans le réacteur, depuis le début du fonctionnement, voir la figure VI.6

Les concentrations des noyaux légers dans le réacteur (Hydrogène, Oxygène, Aluminium, et Bore) restent constantes tout au long du fonctionnement du réacteur. La production de l'un de ces isotopes par la fission ou par la décroissance radioactive d'un autre isotope étant presque nulle.

### VI.2.3 Effet de l'évolution du combustible sur la multiplication des neutrons :

Un produit de fission n'aura d'importance, du point de vue neutronique, que si lui-même ou l'un au moins de ses descendants est très capturant, soit parce que sa concentration peut devenir très élevée (sa section efficace de capture n'étant pas négligeable), soit parce que sa section efficace de capture est très grande (sa concentration n'étant pas négligeable).

La consommation d'U235 dans le combustible entraîne la diminution du K-infini, voir la figure VI.5, mais la courbe du K-infini décroît aussi rapidement juste après le démarrage du réacteur à cause de l'accumulation du Xénon qui possède une section efficace de capture très grande ( $2,65 \cdot 10^6$  barns à 2200 m/s) et aussi du Samarium. Après la saturation rapide du Xénon et du samarium au bout de quelques jours ajoutée à l'apparition du Pu239, l'usure de l'U235 règle la décroissance de K-infini, qui devient assez régulière.

### VI.2.4 L'effet sur la conversion

Au cours du fonctionnement du réacteur, la concentration de l'U235 diminue. Cependant, l'U238 peut être converti en combustible fissile en capturant un neutron et se transformer en Pu239 qui est lui un isotope fissile. Grâce à cette réaction l'U238 prend le nom d'isotope fertile. Ce processus s'appelle la **conversion**. La figure VI.6 montre le rapport isotopique des densités des isotopes Pu239, Pu240 et Pu241 par rapport à la valeur initiale de la densité de l'U238.

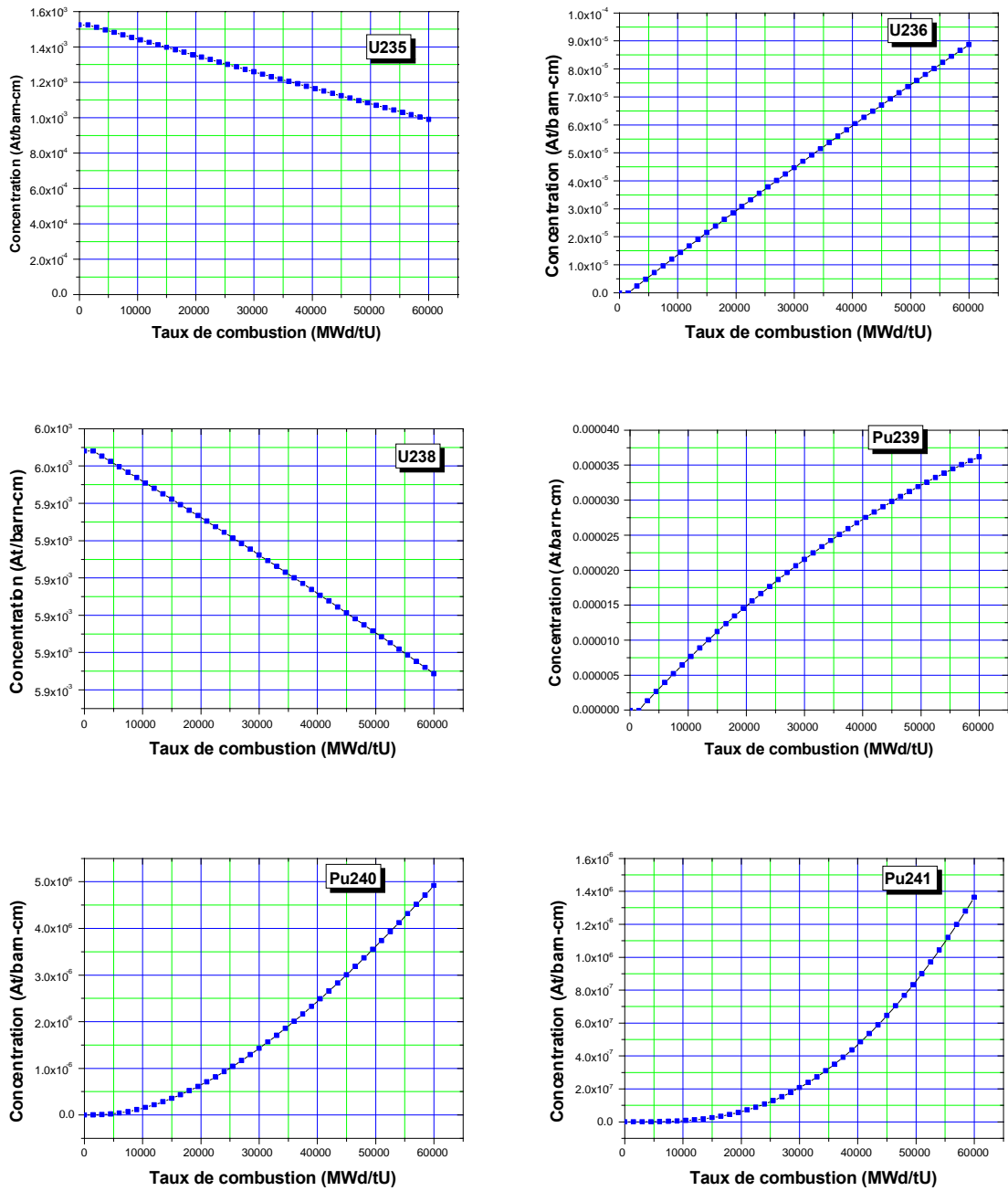


Figure VI.1. Variation de la concentration de U235, U236, U238, Pu239, Pu240, Pu241

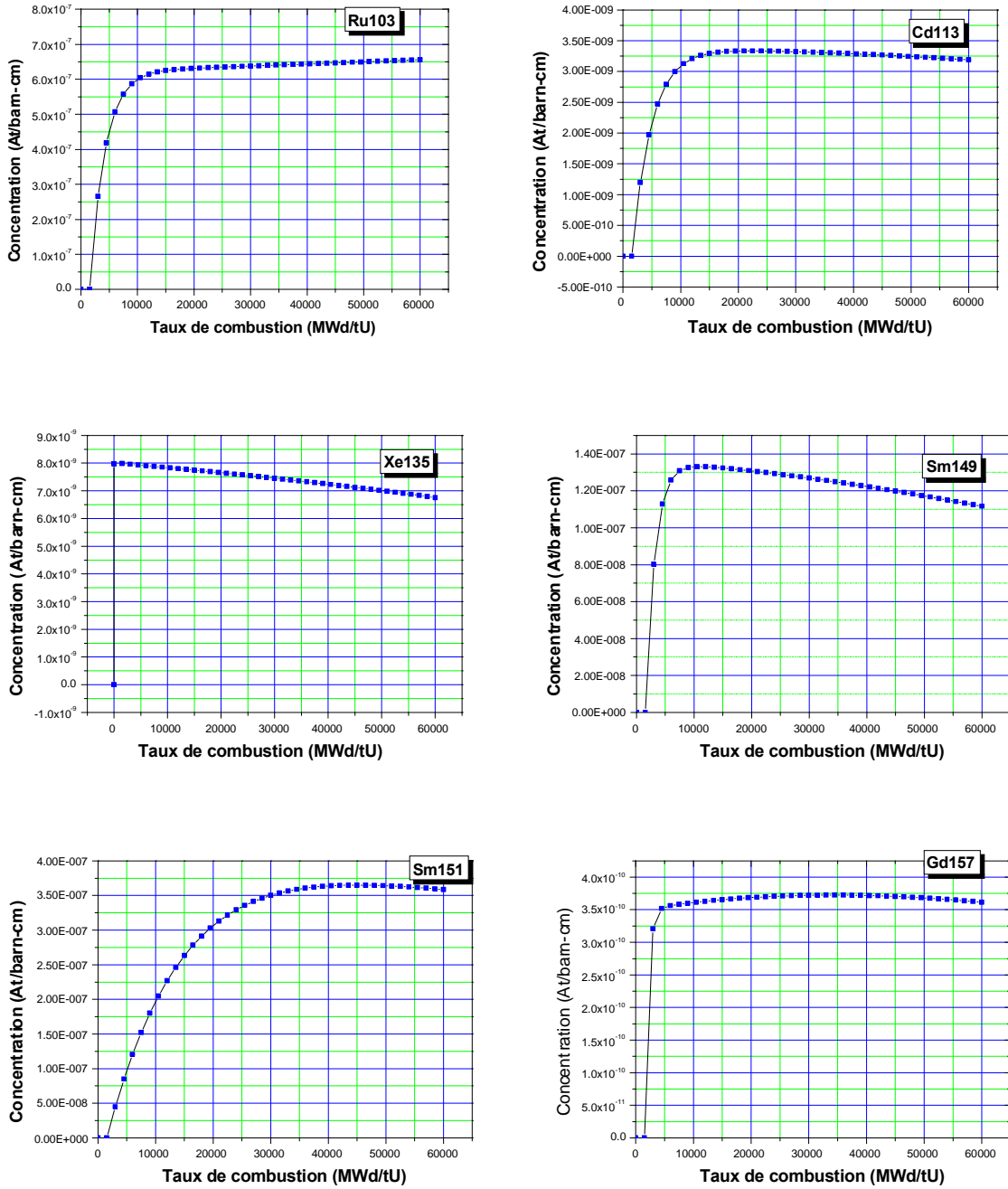


Figure VI.2. Variation de la concentration de Ru103, Cd113, Xe135, Sm149, Sm151, Gd157.

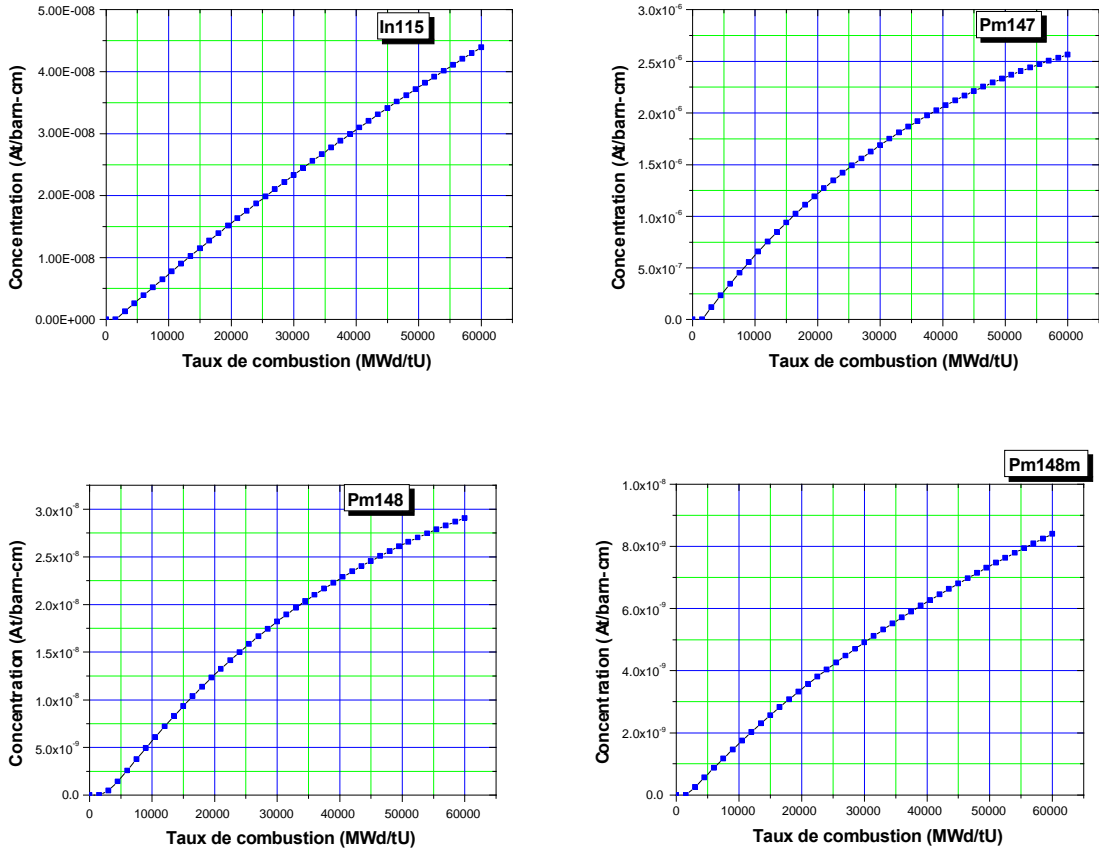


Figure VI.3. Variation de la concentration de In115, Pm147, Pm148, Pm148m.

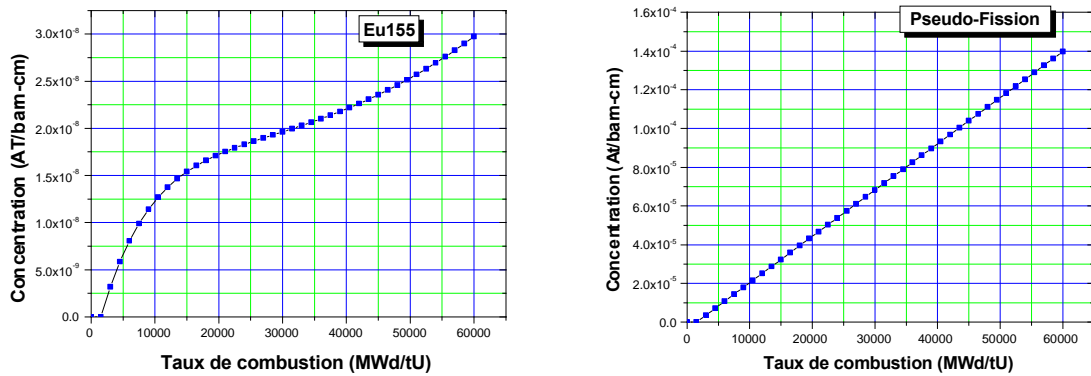


Figure VI.4. Variation de la concentration de Eu155 et du pseudo produit de fission.

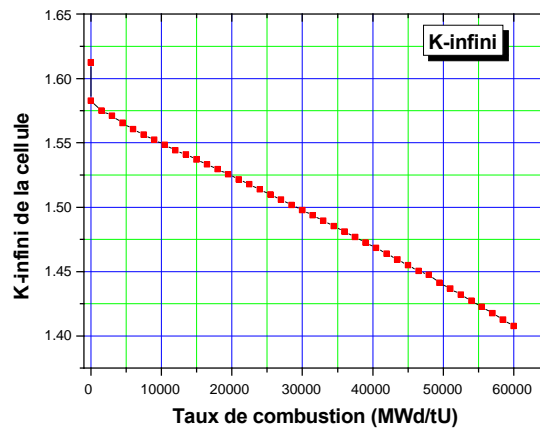


Figure VI.5 Variation de  $K$ -infini

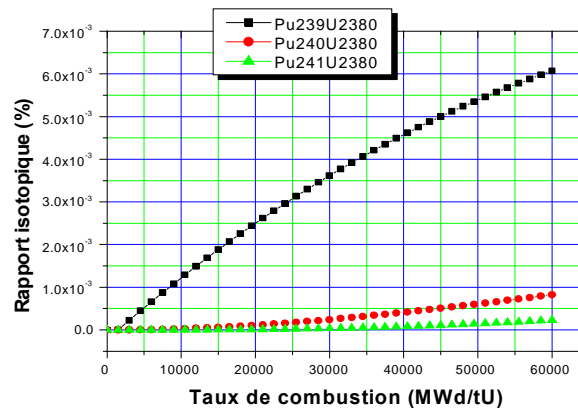


Figure VI.6 Le rapport isotopique de Pu239, Pu240 et Pu241 en fonction de U238 initial

## VI.2 L'évolution de la réactivité du cœur:

La valeur de la réactivité globale du cœur atteinte au début du fonctionnement du cœur du réacteur est de 4848 pcm (qui correspond à l'état d'un cœur frais, froid et sans Xénon) ; cette réserve de réactivité est suffisante pour compenser les différents effets tendant à la diminuer : effets de température, poisons et usure du combustible. Et après une journée, cette réactivité baisse à 3893 pcm pour une puissance de fonctionnement de 1MW, à cause de l'effet des poisons (Xe135 et Sm149) qui s'accroissent et aussi des effets de température. La figure VI.7 montre l'évolution de la réactivité en fonction du temps. Après un jour de fonctionnement il ne reste que l'effet de l'usure

du combustible nucléaire (la consommation des noyaux d'U235 et aussi l'apparition des noyaux de Pu239), cet effet imprimant la tendance à la baisse régulière de la réactivité durant la durée restante.

La valeur de la réactivité diminue jusqu'à 750 pcm après 100 jours de fonctionnement du réacteur à une puissance constante de 1 MW. Cette dernière valeur est trop faible pour continuer à utiliser le réacteur à des performances élevées lorsque par exemple les échantillons à irradier possèdent une grande anti-réactivité. Par conséquent la configuration actuelle de NUR après cette période ne peut être effective. Le choix de déchargement des éléments combustibles les plus usés (les éléments centraux) n'est pas à considérer, car le taux de combustion des ces éléments ne dépasse pas 9000 MWd/TU, très inférieure au taux de combustion maximal admissible fixé à 60 000MWd/TU.

La solution adéquate à envisager consiste à introduire un élément neuf dans une position choisie d'après un calcul global de réactivité en plus du réarrangement des autres éléments.

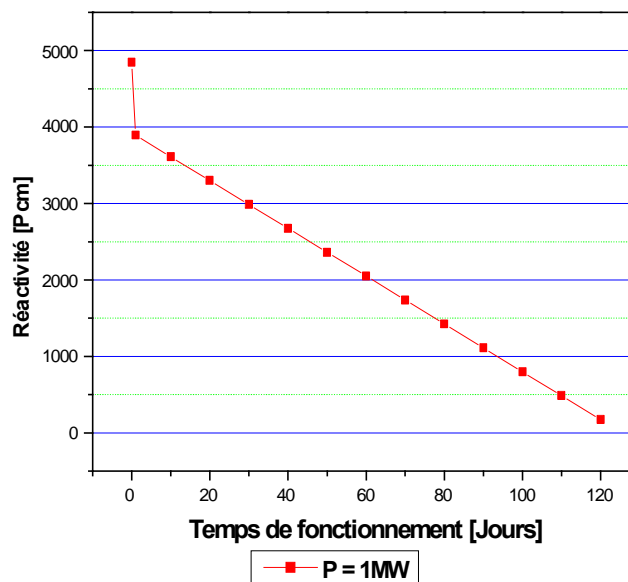


Figure VI.7. Evolution de la réactivité du cœur du réacteur NUR à la puissance de 1 MW.

# *Conclusion*

## CONCLUSION GENERALE

Dans ce travail on a réalisé un système de suivi de l'évolution des actinides et des produits de fission les plus importants, ainsi que d'autres paramètres neutroniques fondamentaux ( taux de combustion, puissances, coefficients de multiplication effectif, etc.) de chaque élément combustible en fonction du temps de fonctionnement du réacteur.

Ce travail s'inscrit dans le cadre de la réalisation d'un système expert pour le suivi en temps réel des paramètres physiques du réacteur NUR. **BURNUR.SYS** est un programme orienté objet développé à l'aide de DELPHI 7, intégrant le code de calcul WIMSD/4 pour déterminer l'évolution d'une cellule combustible, et le code CITVAP qui a été utilisé pour étudier l'usure des assemblages combustibles à travers le cœur du réacteur de recherche NUR.

Ce système permet l'affichage numérique et aussi la visualisation des résultats par des graphes et des histogrammes pour aider l'utilisateur à suivre de manière précise et pratique l'évolution de la puissance du cœur, l'épuisement de chaque élément combustible et l'évolution de la réactivité globale du cœur du réacteur NUR en fonction de temps.

A long terme, le combustible subit des transformations et voit sa réactivité diminuer : il y a progressivement disparition de l'U235 et de l'U238. Ce dernier se transforme partiellement par absorption de neutrons en Pu239 dont une grande partie disparaît par fission. Enfin il y a apparition de nombreux produits de fission et d'actinides mineurs. La formation du Xe135 et du Sm149 provoque la diminution de la réactivité du cœur. Pour le réacteur NUR, la perte de réactivité due au Xe135 et au Sm149 est compensée partiellement par la formation de nouveaux noyaux fissiles tel que le Pu239, et aussi par l'action des dispositifs de contrôle.

Le changement dans le contenu isotopique dans chaque élément combustible est une fonction de son taux d'épuisement et de sa position dans le cœur, ce qui provoque un changement dans la distribution de puissance à travers le cœur du réacteur NUR. Cette distribution de puissance est différente d'une région à l'autre et d'un élément à l'autre, elle est plus élevée dans les éléments centraux.

Les résultats obtenus montrent que la réactivité globale du cœur du réacteur NUR atteint une valeur presque nulle après quelques centaines de jours, ce qui exige le changement de la configuration du cœur bien avant cette limite, par la redistribution des éléments combustibles et l'introduction d'au moins un élément neuf pour maintenir les performances du cœur.

L'examen de la figure14 montre que les distributions de puissance et de taux de combustion restent pratiquement constantes durant toute la durée du cycle (estimé approximativement à 100 jours), ce qui a pour conséquence d'affirmer que les performances neutroniques du réacteur NUR sont conservées durant tout le fonctionnement du réacteur NUR pendant le cycle.

Le système BURNUR.SYS peut être considéré comme une étape importante sur la voie de la réalisation d'un système expert pour le suivi de l'évolution des paramètres neutroniques du réacteur NUR.

Ce système permet l'affichage numérique et aussi la visualisation des résultats par des graphes et des histogrammes pour aider l'utilisateur à suivre de manière précise et pratique l'évolution de la réactivité globale du cœur, l'évolution de la puissance du cœur, le flux, l'épuisement et l'inventaire isotopique de chaque élément combustible dans le réacteur NUR en fonction de temps.

Il constitue donc un outil très utile pour l'opérateur du réacteur NUR, ainsi que pour les expérimentateurs et les physiciens des réacteurs. Les étudiants de génie nucléaire peuvent aussi utiliser ce système comme un outil interactif.

Bien que le système **BURNUR.SYS** soit opérationnel et effectif, il est susceptible d'être amélioré à l'avenir par l'introduction de nouvelles options:

- La réalisation des calculs à 3D pour la détermination du taux de combustion, de la puissance et du flux neutronique.
- L'intégration, en plus du temps, d'autres variables comme le mouvement des barres de contrôle.
- Nous comptons également réaliser quelques méthodes expérimentales de détermination du taux de combustion, pour servir de support et corriger les calculs.
- Développer un programme interface en Assembleur pour traduire les données d'opération en entrées pour **BURNUR.SYS**.

# *Bibliographie*

## BIBLIOGRAPHIE

- [1] R. Barjon, 'PHYSIQUE DES REACTEURS NUCLEAIRES', Institut des sciences nucléaires, grenoble (France). Edition 1993.
- [2] 'DETERMINATION OF RESEARCH REACTOR FUEL BURNUP' IAEA- TECDOC-633. Vienna; Austria, 1993.
- [3] W. J. Garland, 'CHAIN REACTIONS' Department of Engineering Physics, McMaster University, Hamilton, Ontario, Canada, 2004.
- [4] G. NAUDAN, J.L. NIGON, Techniques de l'ingénieur 'THEORIE DES REACTEURS NUCLEAIRES' B 3 025, 1993.
- [5] M. Robin, 'THE PHYSICS OF IRRADIATED NUCLEAR FUEL' Commissariat à l'énergie atomique, France.
- [6] J.J. Duderstadt, L.J. Hamilton, ' NUCLEAR REACTOR ANALYSIS' John Wiley & Sons, 1976
- [7] J.Bussac, P.Reuss 'TRAITE DE NEUTRONIQUE', Hermann, Paris France (1978).
- [8] J.L.Nigon 'LES METHODES DE CALCUL DE CŒUR' rapport SERMA N° 259 «S» Saclay CIRNA/ S.L.C.
- [9] F. Zeggar, 'ELABORATION D'UN PROGRAMME POUR LE CALCUL DES CONCENTRATIONS ISOTOPIQUES DANS UN REACTEUR DE RECHERCHE' Thèse pour obtenir un diplôme de post de graduation spécialisé. Centre de développement des systèmes énergétiques, Alger, Algérie (1993).
- [10] B. Meftah, 'PRACTICE IN RESEARCH REACTOR CELL CALCULATION: CELL DEPLETION ANALYSIS', Regional Workshop on neutronics and shielding calculations for research reactors. ACCRA-GHANA 19 June-7July, 1995.
- [11] A. Halilou, ' INTRODUCTION AU DEVELOPPEMENT DE METHODES ET THECHNIQUES POUR LE SUIVI DE L'EVOLUTION DU COEUR DU REACTEUR NUR' Haut commissariat à la recherche, Alger, décembre 1998.

- [12] S. H. Levine, 'IN CORE FUEL MANAGEMENT FOR THE COURSE ON OPERATIONAL PHYSICS OF LOWER REACTOR' Workshop on application in nuclear data and reactor physics, ITALY 17 February – 21 March 1986.
- [13] F.H., Henry, 'NUCLEAR REACTOR ANALYSIS' MIT Press, 1975.
- [14] T.P. Bishop, C. Hughes, 'THE CALCULATION OF BURN-UP IN D.M.T.R. EXPERIMENTAL RIGS' UKAEA, Lancashir UK, 1964.
- [15] M. Iqbal, et AL 'A COMPARATIVE STUDY TO INVESTIGATE BURNUP IN RESEARCH REACTOR FUEL USING TWO INDEPENDENT EXPERIMENTAL MRTHODS' Pakistan institute of nuclear science and technology, Islamabad, 2000.
- [16] F. Cogne, 'L'EVOLUTION DES COMBUSTIBLES DANS LES REACTEURS THERMIQUES – ETUDE DU CEA' CEA, France.
- [17] B. Meftah, PRACTICE IN RESEARCH REACTOR CELL CALCULATION : 'INTRODUCTION TO THE WIMSD-4 CODE', Regional Workshop on neutronics and shielding calculations for research reactors. ACCRA-GHANA 19 June-7July, 1995.
- [18] F. Zeggar, B. Meftah, 'ANALYSE DE L'EPUISEMENT DU COMBUSTIBLE DU REACTEUR NUR' CRND, COMENA, Alger, Algérie, Mai 2003.
- [19] J.J.Duderstadt, L.J.Hamilton, 'NUCLEAR REACTOR ANALYSYS'. John Wiley and Sons, New York, 1976.
- [20] B. Meftah, T. Zidi, 'PHYSIQUE DES REACTEURS ET CODES DE CALCUL' Séminaire sur le génie nucléaire Sétif ; Algérie, Avril 2005.
- [21] T. Kulikowska, 'AN INTRODUCTION TO THE NEUTRON TRANSPORT PHENOMENA' workshop on nuclear data and nuclear reactors: Physics, design and safety. Trieste, 13 March- April 2000.
- [22] A. Kavenoky, 'CALCUL ET UTILISATION DES PROBABILITES DE PREMIERE COLLISION POUR DES MILIEUX HTEROGENES A UNE DIMENSION: LES PROGRAMMES ALCOL ET CORTINE' Note CEA-N-1077 Mars 1969.
- [23] P. Benoit, 'THEORIE DU COEFFICIENT DE DIFFUSION DES NEUTRONS DANS UN RESEAU COMPORTANT DES CAVITES' CEA-R-2278.
- [24] T. Kulikowska, 'REACTOR LATTICE TRANSPORT CALCULATIONS' workshop on nuclear data and nuclear reactors: Physics, design and safety. Trieste, 13 March- April 2000.
- [25] B. Meftah, 'PRACTICE IN RESEARCH REACTOR CELL CALCULATION : REVIEW OF SOME PERTINENT ASPECTS'. Regional Workshop on neutronics and shielding calculations for research reactors. ACCRA-GHANA 19 June-7July 1995.
- [26] T. Kulikowska, 'REACTOR LATTICE CODES' workshop on nuclear data and

nuclear reactors: Physics, design and safety. Trieste, 13 March- April 2000.

- [27] Askew et al, 'A GENERAL DESCRIPTION OF THE LATTICE CODE WIMS'. J. Brit. Nucl. Energy Soc.1966, Vol 5,564.
- [28] M J. Halsall, 'A SUMMARY OF WIMSD/4 INPUT OPTIONS'.AEEW-M1327, June 1980.
- [29] C.J. Taubman, 'THE WIMS 69-LIBRARY TAPE 166259'.AEEW-M1324, 1975.
- [30] E.Villarino, C.A, Lecot, 'CITVAPV3.1: REACTOR CODE CALCULATION' INVAP, Nuclear Engineering division, Bariloche Rio Negro-Argentina, 1995.
- [31] T.B.Fowler, D.R Vondy, G.W CUNNINGHAM 'A NUCLEAR REACTOR CORE ANALYSIS CODE: CITATION'. Revision 2, ORNL-TM-2496, 1972.
- [32] E.Villarino, 'POS\_WIMS v2.0: PROGRAM TO CONDENSE AND HOMOGENIZE MACROSCOPIC CROSS SECTION FROM WIMS OUTPUT' INVAP, Nuclear Engineering division, Bariloche Rio Negro-Argentina, 1995.
- [33] E.Villarino, C.A, Lecot, 'HXS v4.1: A MACROSCOPIC CROSS SECTION LIBRARY MANAGER' INVAP, Nuclear Engineering division, Bariloche Rio Negro-Argentina, 1995.
- [34] B.Meftah, T.Zidi, A.Bousbia-Salah 'NEUTRON FLUX OPTIMIZATION IN IRRADIATION CHANNELS AT NUR RESEARCH REACTOR' , Annals of Nuclear Energy 33, 1164-1175, 2006.
- [35] E. Villarino, 'MTR\_PC v2.6: NEUTRONIC, THERMALHYDRAULIC AND SHIELDING CALCULATION ON PERSONAL COMPUTERS'.INVAP', Nuclear Engineering division, Bariloche Rio Negro-Argentina, 1995.
- [36] BORLAND DELPHI ENTERPRISE, v7.0 'THE QUICK START, DEVELOPER'S GUIDE' Borland software corporation, 2002.
- [37] BORLAND DELPHI ENTERPRISE, v7.0 'THE QUICK START, DELPHI LANGUAGE GUIDE' Borland software corporation, 2002.

# *Annexes*

## Annexe A

### DESCRIPTION DU REACTEUR NUR

#### A.1 Introduction

Le réacteur nucléaire NUR, premier réacteur Algérien, a été construit par la société Argentine INVAP. Il a connu sa première divergence en mars 1989 et a été mis en exploitation le 3 avril 1989. Le réacteur est installé au Centre de Recherche Nucléaire de Draria (CRND).

C'est un réacteur de type piscine, doté d'une grande flexibilité expérimentale qui atteint une puissance nominale de 1 MW. Le cœur est constitué d'éléments combustibles à plaques de type MTR enrichis approximativement à 20 % et refroidi et modéré à l'eau légère. Le réacteur dispose verticalement de sites d'irradiation dans le cœur, et dans la colonne thermique. Il dispose également de cinq canaux d'irradiation horizontaux. (Les Figures A.1 et A.2).

Le flux neutronique thermique atteint la magnitude de  $10^{13}$  n/cm<sup>2</sup>.sec. Le système de refroidissement, composé d'un circuit primaire où circule de l'eau de grande pureté et d'un circuit secondaire où circule de l'eau adoucie, évacue la chaleur à l'atmosphère par le biais d'une tour de refroidissement. Le système de ventilation est actionné pour maintenir le hall en dépression et purifier en continu l'air ambiant.

Le réacteur NUR a été principalement conçu pour la :

- Neutronographie pour un but industriel et de recherche.
- Production de radio-isotopes pour les buts médicaux et industriels.
- Recherche fondamentale et appliquée en physique des réacteurs et génie nucléaire.
- Diffusion neutronique dans les canaux d'expérimentation.
- Contrôle de matériaux.
- Formation en sciences nucléaires et le personnel technique.
- Analyse par activation neutronique.

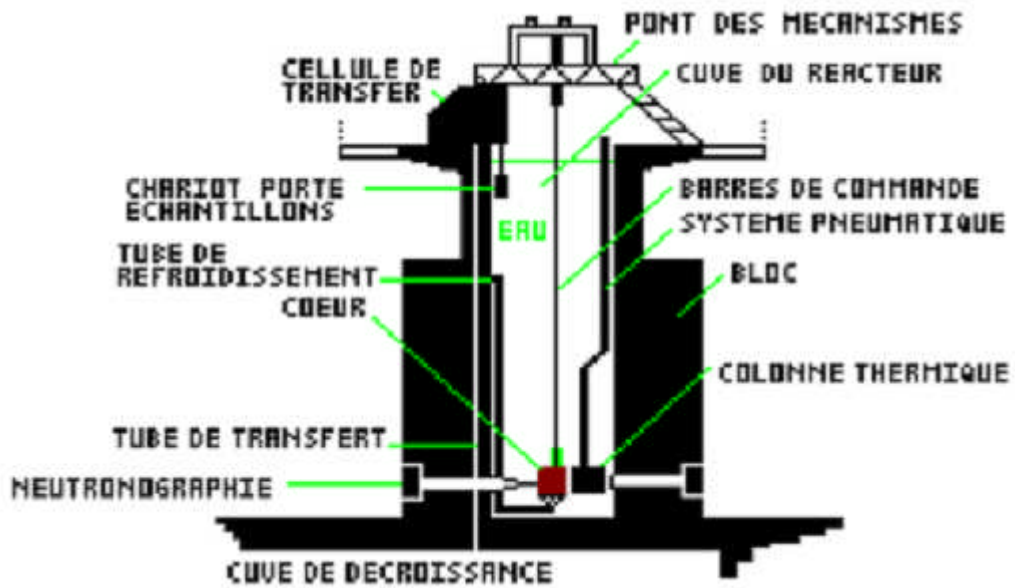


Figure A.1. Coupe Longitudinale du réacteur NUR.

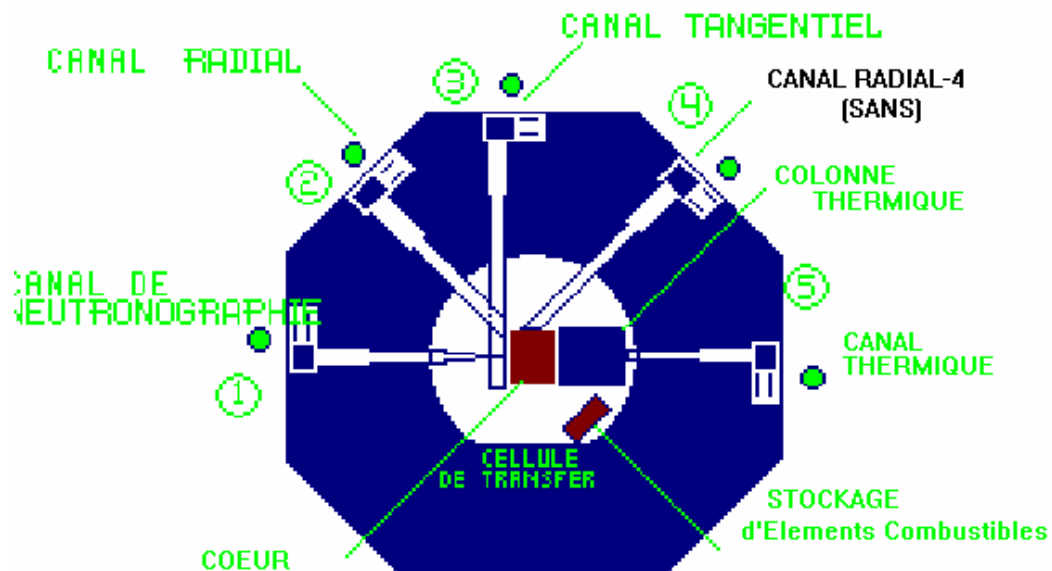


Figure A.2. Coupe Transversale du réacteur NUR.

## A.2 Les principaux composants du réacteur

Les principaux constituants du réacteur nucléaire NUR sont :

- La piscine en acier inox
- Le cœur
- Le système de contrôle et de sécurité
- Le système de refroidissement

### A.2.1 La piscine

La piscine de NUR est constituée d'un cylindre vertical de 3 mètres de diamètre et 9,7 mètres de hauteur. Elle est fabriquée en acier inox de 5 mm d'épaisseur. Elle est remplie d'eau déminéralisée et contient en son fond le cœur du réacteur. Elle est traversée par 5 canaux expérimentaux horizontaux et entourée latéralement par la protection biologique.

### A.2.2 Le cœur

C'est la partie principale et active du réacteur, il est le siège de la réaction de fission nucléaire et de la production de la chaleur. Il contient le combustible et le fluide modérateur et caloporteur.

Le cœur baigne dans l'eau légère et est entouré par des blocs de graphite qui agissent comme réflecteurs de neutrons. La configuration actuelle est représentée dans la Figure A.3.

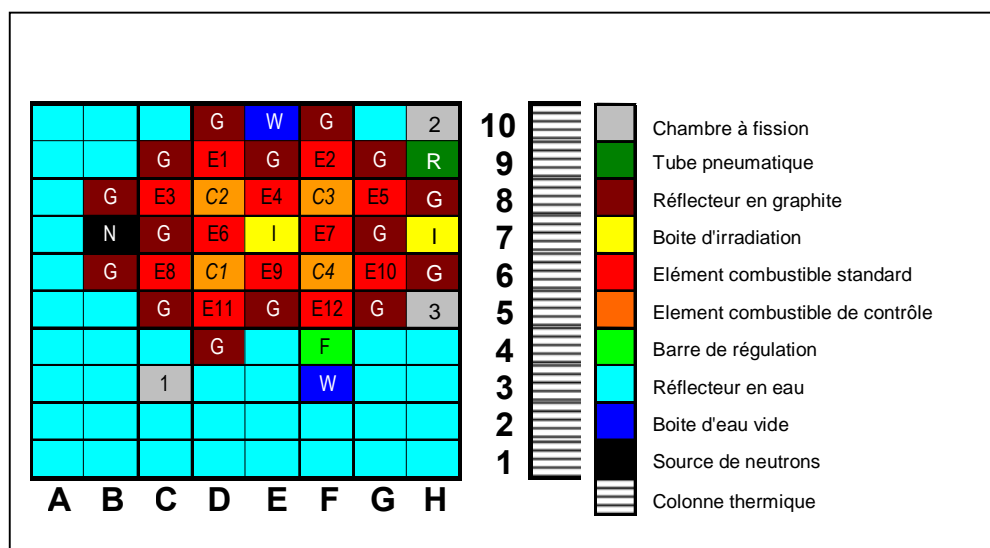


Figure A.3 Schéma de la Configuration actuelle(X-1) du cœur du réacteur NUR.

### A.2.2.1 Le combustible

Constituant fondamental du réacteur, l'élément combustible peut se définir comme le milieu au sein duquel se réalise la fission. Il renferme donc les isotopes fissiles nécessaires à la réaction nucléaire. Son rôle est de permettre la fission de l'U-235 sous l'action des neutrons thermiques et de favoriser l'évacuation de l'énergie thermique dégagée. La Figure A.4 représente une vue d'ensemble de l'élément combustible.

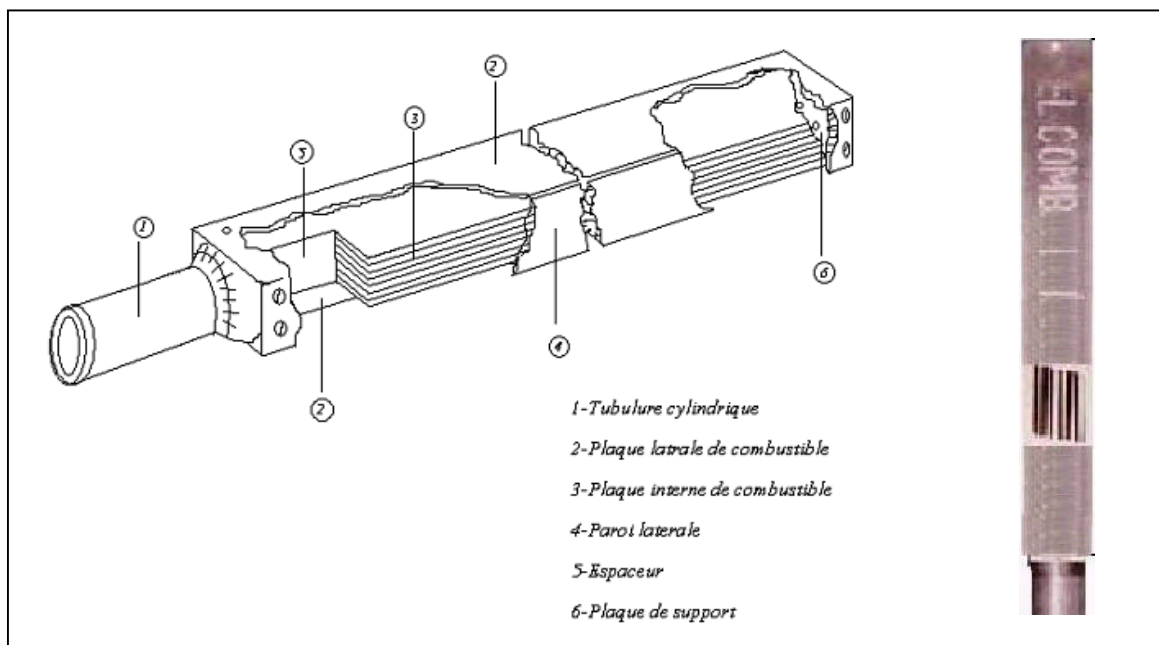


Figure A.4. Vue d'ensemble de l'élément combustible standard.

Nous distinguons deux types d'éléments combustibles suivant leurs compositions dans le réacteur NUR :

#### □ Les éléments combustibles standard

Ils contiennent 19 plaques combustibles enrichies à 20% en U-235. Les plaques sont fabriquées sous la forme d'un sandwich contenant un mélange approprié de (U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>, Al) et revêtu d'une gaine en Aluminium. La Figure A.5 montre une coupe transversale d'un élément combustible standard.

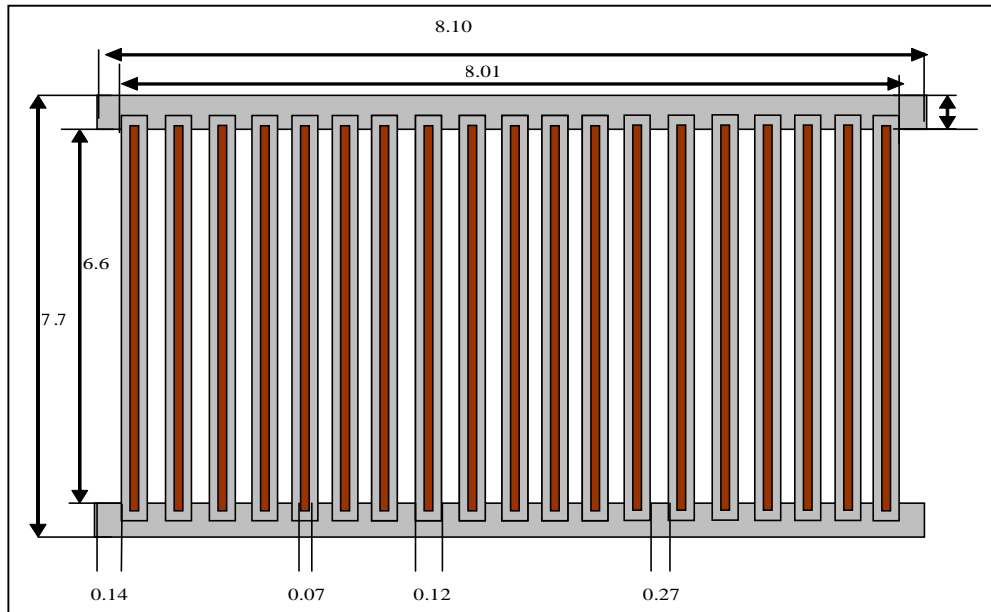


Figure A.5. Coupe transversale d'un élément combustible standard.

#### □ Les éléments combustibles de contrôle

Ils sont identiques aux éléments standard sauf que les 5 plaques périphériques ont été remplacées par deux canaux guides de barres absorbantes pour le contrôle du réacteur. La Figure A.6 montre une coupe transversale d'un élément combustible de contrôle.

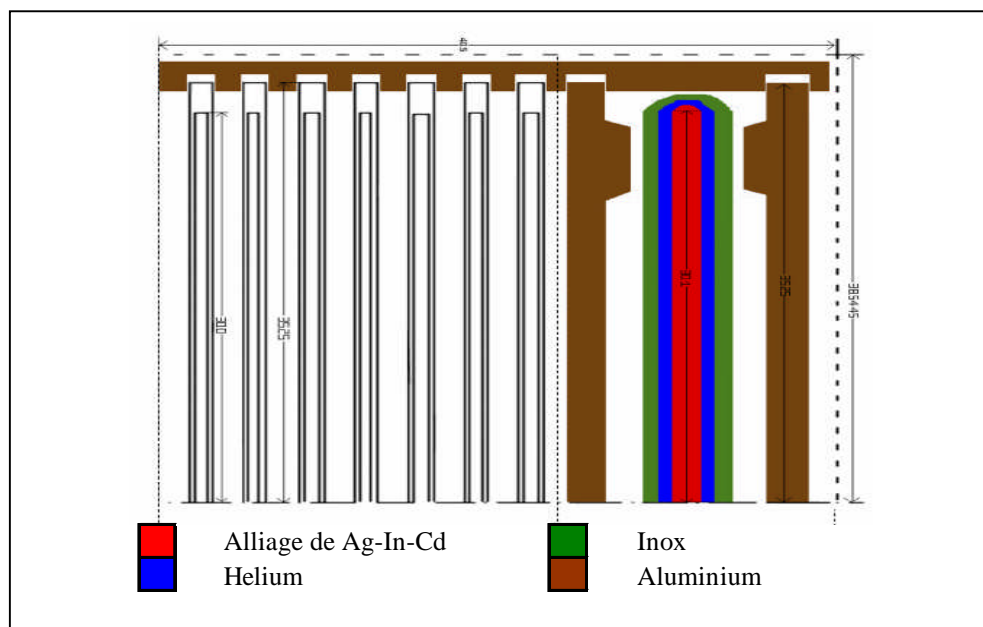


Figure A.6. Coupe transversale d'un  $\frac{1}{4}$  d'un élément combustible de contrôle.

### A.2.2.2 Fluide caloporteur

C'est le fluide qui circule le long des éléments combustibles en évacuant la chaleur dégagée. L'agent caloporteur est l'eau légère.

### A.2.2.3 Modérateur ou ralentisseur de neutrons

Les neutrons sont émis à partir de la fission avec une très grande énergie, pour qu'ils puissent assurer une autre fission il est préférable de les ralentir, pour cela on est amené à utiliser un matériau ralentisseur de neutron qui est le modérateur. L'eau légère est le principal modérateur utilisé dans le réacteur NUR.

### A.2.2.4 Réflecteur

L'emploi du réflecteur diminue les fuites des neutrons vers l'extérieur et améliore le bilan neutronique.

Le cœur de NUR comprend 16 réflecteurs en graphite. Ces réflecteurs sont des caissons ayant les mêmes dimensions extérieures que les éléments combustibles ( $7.6 \times 8.01$  cm) et ils contiennent du graphite de pureté nucléaire ayant une densité de  $1.7 \text{ g/cm}^3$ . La figure A.8 montre une coupe transversale d'un élément de graphite.

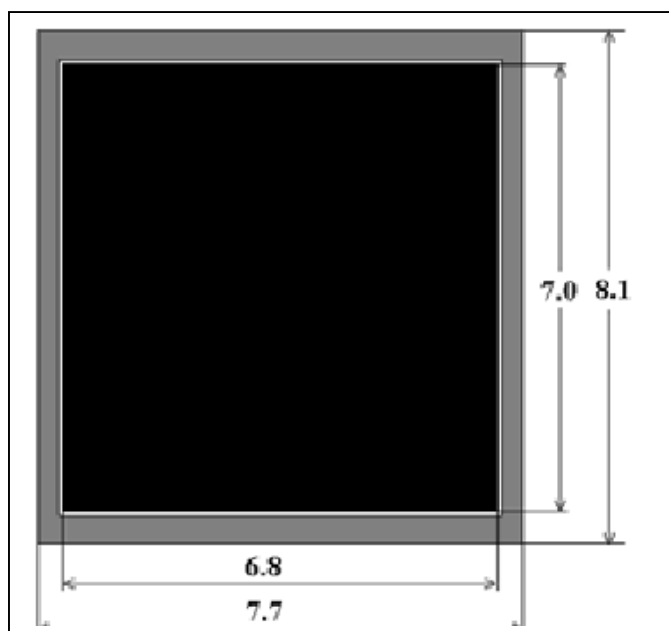


Figure A.7. Élément de graphite.

### **A.2.2.5 Dispositif de contrôle et de sécurité**

#### **A.2.2.5.1 Fonction**

Sa fonction est celle de doter l'installation des équipements et des composants nécessaires pour obtenir, sous des conditions de sûreté, le démarrage, la mise en marche, le réglage et l'arrêt que ce soit par intervention directe de l'opérateur ou par l'action des automatismes liés à la sûreté (scram) du cœur du réacteur.

#### **A.2.2.5.2 Description**

Pour obtenir le contrôle neutronique on procède à l'extraction des barres de contrôle hors du cœur.

Le contrôle et l'arrêt du réacteur NUR sont réalisés au moyen de quatre barres de contrôle.

Les barres sont en alliage d'Argent-Indium-Cadmium « Ag-In-Cd » revêtu d'acier inoxydable. La composition est de 80% en Argent, 15% en Indium et 5% en Cadmium. Chaque barre est formée de deux fourches.

Les barres de contrôle et de sécurité sont au nombre de quatre et sont dotées d'un mouvement vertical ascendant ou descendant selon la nécessité de fonctionnement du réacteur et cette grâce à un mécanisme d'entraînement suspendu au pont des mécanismes installé au-dessus de la bouche de la piscine. Ce mécanisme est commandé au moyen d'un moteur par l'instrumentation correspondante. La partie inférieure de chaque mécanisme est équipée d'un électroaimant. La barre fine possède un mécanisme d'entraînement spécial (sans électroaimant) qui est commandé par le pilote automatique.

### **A.2.3 Système de refroidissement**

Le système de refroidissement est principalement constitué du circuit primaire et du circuit secondaire et de l'échangeur de chaleur. Voir la Figure A.8.

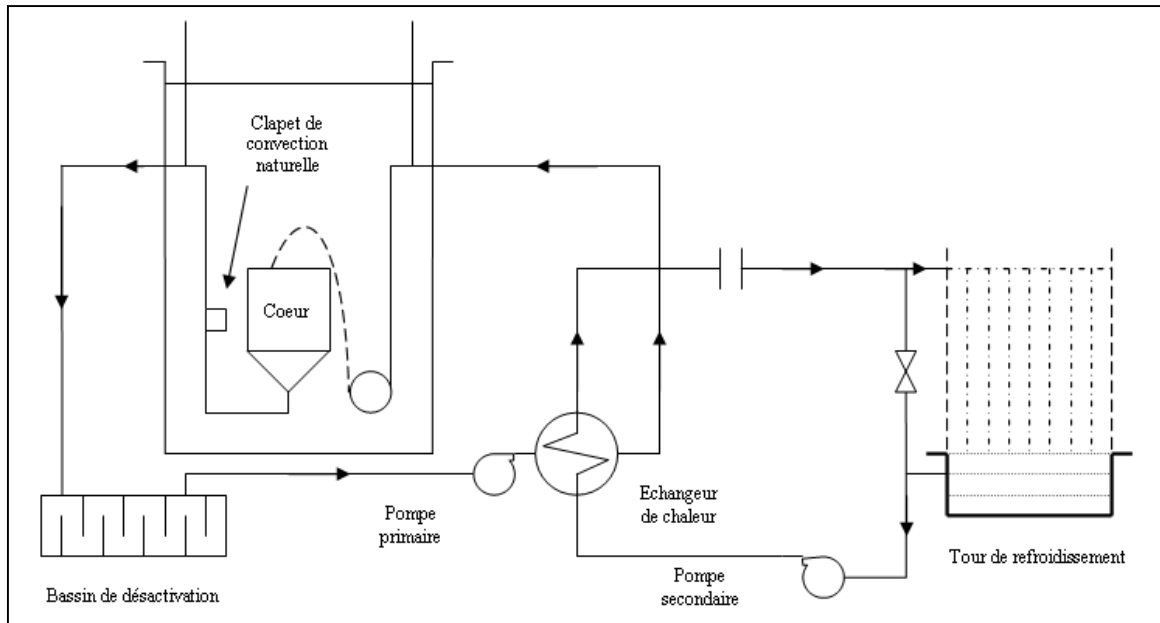


Figure A.8. Système de refroidissement.

### A.2.3.1 Circuit primaire

Le circuit primaire est composé de :

- **Une pompe centrifuge d'axe horizontal**

Mise en marche au moyen d'un moteur électrique monté sur un châssis d'acier au carbone.

La totalité du matériel en contact avec le réfrigérant est en acier inoxydable.

Débit = 220 m<sup>3</sup> / h.

Pression d'entrée (Pe) = 1.4 bar.

Pression de sortie (Ps) = 3.4 bar.

- **Echangeur de chaleur**

Il est de type plaque avec circulation de fluide à contre courant, il est composé de plaques verticales séparées par des joints.

### A.2.3.2 Circuit secondaire

Le circuit secondaire se compose de :

- Une pompe centrifuge identique à la pompe primaire à l'exception du corps qui est en acier doux.

- Eau adoucie avec compensation de niveau ( $2\text{m}^3 / \text{h}$ ).

Débit =  $210 \text{ m}^3 / \text{h}$ .

$P_e = 2.4 \text{ bar}$ .

$P_s = 4.5 \text{ bar}$ .

- Tour de refroidissement

Elle est constituée de :

- Un moteur asynchrone installé verticalement.
- Ailettes en alliage léger à angle d'attaque et équilibrées.
- Diffuseur d'eau.
- Alvéoles de ruissellement.

#### **A.2.4 Protection biologique**

On installe des protections biologiques chaque fois que le personnel doit travailler auprès de sources de rayonnements ou de particules de grande énergie (réacteur nucléaire, accélérateurs de particules, laboratoires ou installation pour des produits radioactifs). Une protection est conçue dans chaque cas en vue de réduire, à des valeurs admissibles déterminées, les doses d'exposition aux rayonnements.

#### **A.2.5 Canaux d'irradiation**

Le réacteur NUR a plusieurs canaux d'irradiation verticaux et horizontaux qui sont destinés aux expériences de production de radio-isotopes, de test de matériaux, de neutronographie, d'analyse par activation, etc.

##### **A.2.5.1 Dispositifs d'irradiation**

Ils sont conçus pour présenter une parfaite sécurité. Ils ne doivent pas subir de déformations pouvant causer des accidents pendant les manœuvres de mise en pile, d'extraction hors pile et durant l'irradiation.

- Deux containers porte-échantillon ont été conçus pour les activités de production de radio-isotopes :
  - Un container porte-échantillon en graphite installé dans le cœur en zone de trappe à la position F5 pouvant recevoir huit capsules d'irradiations en

Aluminium. Les dimensions de ces capsules sont de 2.3 cm de diamètre et de 5.9 cm de hauteur (Volume 19 cm<sup>3</sup>).

- Un container porte-échantillon en Aluminium qui peut être installé dans la boîte à eau dans le réflecteur ou dans le cœur. Ce container peut recevoir 10 capsules d'irradiations. Les dimensions de ces capsules sont de 2.3 cm de diamètre et de 7.4 cm de hauteur (Volume 24.2 cm<sup>3</sup>).
- Un chariot porte-échantillon qui permet le transfert des éléments irradiés en pile vers la cellule chaude.
- Une cellule chaude.
- Une cellule universelle.

#### **A.2.5.2 La cellule chaude**

Elle est équipée d'un télémanipulateur permettant de manœuvrer à distance les matériaux irradiés. La cellule chaude est placée dans l'enceinte du réacteur, à proximité de la bouche de la piscine.

Les écrans de protection biologique sont en béton lourd, le front de la cellule possède une fenêtre en verre blindé qui d'une part protège l'opérateur des effets de rayonnements et d'autre part elle permet de voir les travaux réalisés à l'intérieur. Elle est également équipée d'une table de mesure adéquate. Le transfert des matériaux irradiés du cœur du réacteur jusqu'à la cellule se fait par l'intermédiaire du chariot porte-échantillon.

#### **A.2.5.2 La cellule universelle**

Elle consiste en une enceinte étanche et blindée permettant de manipuler les matériaux irradiés. Son blindage comprend une structure portante en acier, des murs de brique de plomb et un toit en acier. La vision à l'intérieur se fait grâce à une fenêtre en verre plombé. Cette cellule est équipée de deux télémanipulateurs et comporte un système de ventilation avec des filtres absolus pour l'entrée et la sortie de l'air et une vanne de réglage susceptible d'assurer une dépression à l'intérieur.

L'entrée des capsules contenant des matériaux provenant du réacteur est faite au moyen d'un tube existant entre la cellule chaude et la cellule universelle.

### A.3 Dimensions et spécifications du réacteur nucléaire NUR

Le tableur A.1 présente les caractéristiques principales du réacteur NUR.

|  |                            |
|--|----------------------------|
| <b>Piscine du réacteur</b>                           |                            |
| Hauteur  | 9.7 m                      |
| Diamètre   | 3 m                        |
| Matière  | Acier inoxydable           |
| Epaisseur de l'acier                                 | 6 mm                       |
| <b>Le cœur</b>                                       |                            |
| Puissance  | 1 Mw                       |
| Nombre d'éléments combustibles standard              | 12                         |
| Nombre d'éléments combustibles de contrôle           | 5                          |
| Composition du cœur (en poids) :                     |                            |
| Aluminium  | 50.40%                     |
| Hydrogène  | 3.02%                      |
| Oxygène  | 27.50%                     |
| <sup>235</sup> U                                     | 3.76%                      |
| <sup>238</sup> U                                     | 15.32%                     |
| Densité du cœur                                      | 2.06 g cm <sup>3</sup>     |
| <b>Eléments combustibles standard</b>                |                            |
| Nombre de plaques standard                           | 19                         |
| Largeur active                                       | 0.60 cm                    |
| Hauteur active                                       | 61.5cm                     |
| Epaisseur de la gaine                                | 0.04cm                     |
| Largeur de l'élément combustible                     | 7.6 cm                     |
| Epaisseur du « meat » combustible                    | 0.07 cm                    |
| Epaisseur de l'élément combustible                   | 8.01cm                     |
| Epaisseur de la paroi                                | 0.5cm                      |
| Distance entre plaques                               | 0.27cm                     |
| Pas entre plaques                                    | 0.42cm                     |
| Masse de l'U235 par élément combustible              | 290.950g                   |
| Densité de l'uranium                                 | 3g / cm <sup>3</sup>       |
| Densité de l'Aluminium                               | 2.7 g / cm <sup>3</sup>    |
| Densité de l'eau                                     | 1g /cm <sup>3</sup>        |
| Densité de l'U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>           | 8.4g / cm <sup>3</sup>     |
| <b>Eléments combustibles de contrôle</b>             |                            |
| Nombre des plaques combustibles                      | 14                         |
| Nombre des plaques absorbantes                       | 2                          |
| Epaisseur de la plaque absorbante                    | 0.325 cm                   |
| Largeur de la plaque absorbante                      | 6.20 cm                    |
| Nombre de plaques de guidage                         | 4                          |
| Matériau des plaques de guidage                      | Acier inoxydable           |
| Densité de l'acier                                   | 8g /cm <sup>3</sup>        |
| Epaisseur des plaques de guidage                     | 0.120 cm                   |
| Distance : plaques de guidage - plaques combustibles | 0.20 cm                    |
| Epaisseur des plaques absorbantes :                  | 2.6 mm                     |
| <b>Modérateur</b>                                    |                            |
| Hydrogène  | 0.1118 g / cm <sup>3</sup> |
| Oxygène  | 0.8882 g / cm <sup>3</sup> |
| <b>Réflecteur</b>                                    |                            |
| Matériau   | Graphite                   |
| Densité  | 1.7g / cm <sup>3</sup>     |
| Matériau du caisson de gainage                       | Aluminium                  |
| Epaisseur de la paroi du caisson                     | 0.3cm                      |

|  |                        |
|--|------------------------|
| <b>Système refroidissant</b>           |                        |
| Débit                                  | 220m <sup>3</sup> / h  |
| Ecart maximum de température :         | 4°C                    |
| Type de l'échangeur de chaleur :       | Plaque                 |
| Type de la tour refroidissant :        | Convection forcée      |
| Conductivité fondamentale du système : | 1 micro ohm / cm       |
| PH :                                   | Neutre                 |
| <b>Ecrans de protection</b>            |                        |
| <b>Bouclier Thermique</b>              |                        |
| Axial                                  | 7 m d'eau              |
| Radial                                 | 1.2 m d'eau            |
| <b>Bouclier Biologique</b>             |                        |
| Epaisseur béton ordinaire              | 15 cm                  |
| Epaisseur béton lourd                  | 193 cm                 |
| Densité béton ordinaire                | 2.2g / cm <sup>3</sup> |
| Densité béton lourd                    | 3.5g / cm <sup>3</sup> |

**Tableur A.1.** *Les caractéristiques principales du réacteur NUR.*

## **Annexe B**

### **Le système MTR\_PC et ses utilitaires POS-WIMS et HXS**

Les calculs neutroniques ont été réalisés à l'aide du système MTR\_PC.

#### **B.1 Le système MTR-PC**

##### **B.1.1 Description générale**

Le système MTR\_PC a été développé par la société argentine INVAP S.E pour exécuter des calculs neutroniques, thermohydrauliques et de protection pour des réacteurs nucléaires de type MTR sur les ordinateurs individuels (PC). Il a été développé selon un schéma modulaire où l'utilisateur peut choisir un ensemble particulier de programmes et changer ou ajouter facilement d'autres codes.

Le système a un ensemble complet de programmes qui permettent d'exécuter des calculs, de diriger des données et de tracer sous forme de graphe des résultats. Il offre les possibilités suivantes:

- Etudes neutroniques diverses
- Etudes thermohydrauliques diverses.
- Etudes de shielding
- Calculs des transitoires neutroniques et thermohydrauliques
- Calculs des accidents.
- Calculs de production, désintégration et transformation des matériaux radioactifs.

Le système a un ensemble de " menus " à partir desquels l'utilisateur peut choisir une tâche spécifique au moyen d'une lettre (hot Key), du curseur ou du positionnement de la souris. Figure A.1.

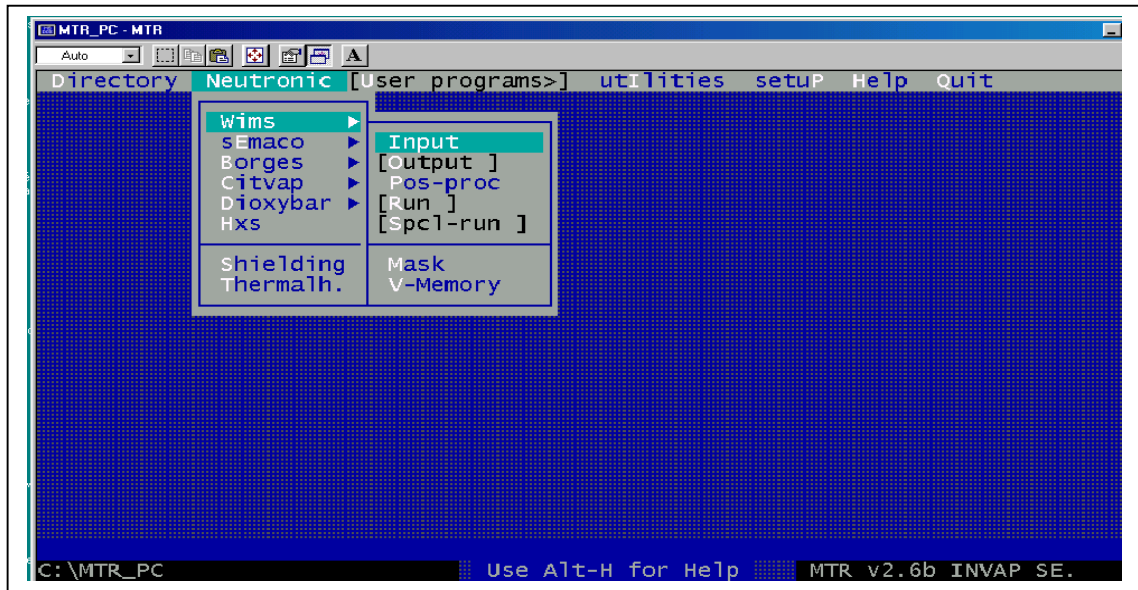


Figure B.1. Interface du système MTR-PC.

### B.1.2 Fichiers inputs et outputs

Pour une gestion rapide et effective des informations, une méthode systématique est employée pour les noms des fichiers. Chaque nom du fichier a une extension, avec deux lettres qui identifient le code et une lettre qui montre sa fonction:

I: Input (Entrée des données)

O: Output (Sortie des données)

? : Autres

Par exemple:

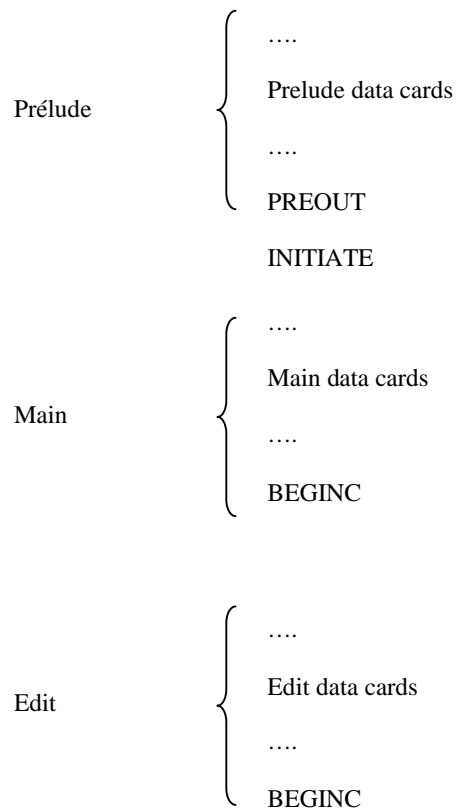
|          | Input   | Output  | Punch   | Autres  |
|----------|---------|---------|---------|---------|
| CITVAP   | XXX.CII | XXX.CIO | -----   | -----   |
| PARET_PC | XXX.PAI | XXX.PAO | -----   | XXX.PAG |
| CAUDVAP  | XXX.CDI | XXX.CDO | -----   | -----   |
| WIMS     | XXX.WII | XXX.WIO | XXX.WIP | XXX.WIM |
| ANISN    | XXX.ANI | XXX.ANO | XXX.ANP | XXX.ANX |
| TERMIC   | XXX.TEI | XXX.TEO | -----   | XXX.TEC |

## B.2 Utilisation du code WIMS-D4

Les calculs de cellule sont réalisés avec le code WIMS-D4. Ce code utilise une bibliothèque de données à 69 groupes. Son input contient trois groupes différents de données:

- Prélude data
- Main data (données principales).
- Edit data.

Un fichier input de ce code a la structure suivante :



Nous avons présenté un exemple d'un fichier input de cellule de combustible dans l'annexe C.

Après l'exécution de ces inputs d'extension (.WII) dans le code WIMSD-4 nous avons obtenu des fichiers outputs d'extension (.WIO), qui contiennent les résultats de calcul (principalement les différentes sections efficaces macroscopiques) à peu de groupes d'énergie comme indiqué dans la carte FEWGROUPS.

Dans le cas du réacteur NUR, Il a été démontré que cinq (05) groupes d'énergie sont adéquats pour la détermination de la distribution des taux de combustion, flux et des puissances neutroniques à travers le cœur du réacteur . Aussi nous avons condensé les

sections efficaces de 69 groupes à 5 groupes d'énergie en traitant par le programme POS-WIMS les fichiers (.WIP) générés par WIMS. A la fin de cette étape nous transmettons le fichier output (.NEW) au programme HXS pour créer un ensemble de bibliothèques de sections efficaces macroscopiques pour les différentes cellules présentes dans le réacteur NUR. Les données incluses dans cette bibliothèque alimenteront les inputs des codes de calcul global de cœur tel que le module CITVAP du Système MTR\_PC.

### B.3 Utilisation du code CITVAP

#### B.3.1 Calcul et géométrie du cœur par le code CITVAP

L'input de CITVAP est divisé en sections. La première carte de chaque section contient seulement le numéro de cette section (trois chiffres) et qui est écrit dans les colonnes 1-3. Les sections doivent être arrangées dans un ordre et la dernière carte contient le chiffre 999 dans les colonnes 1-3. Enfin une carte vierge signalera la fin du problème à traiter et ordonnera l'arrêt de l'exécution.

L'input que nous avons utilisé (voir Annexe C) inclut cinq (5) sections (1, 3, 4, 5 et 12). La géométrie complexe du cœur a été introduite d'une manière détaillée par les deux sections 4 et 5. La figure A.2 montre une partie du fichier input qui représente les zones constituant le cœur du réacteur.

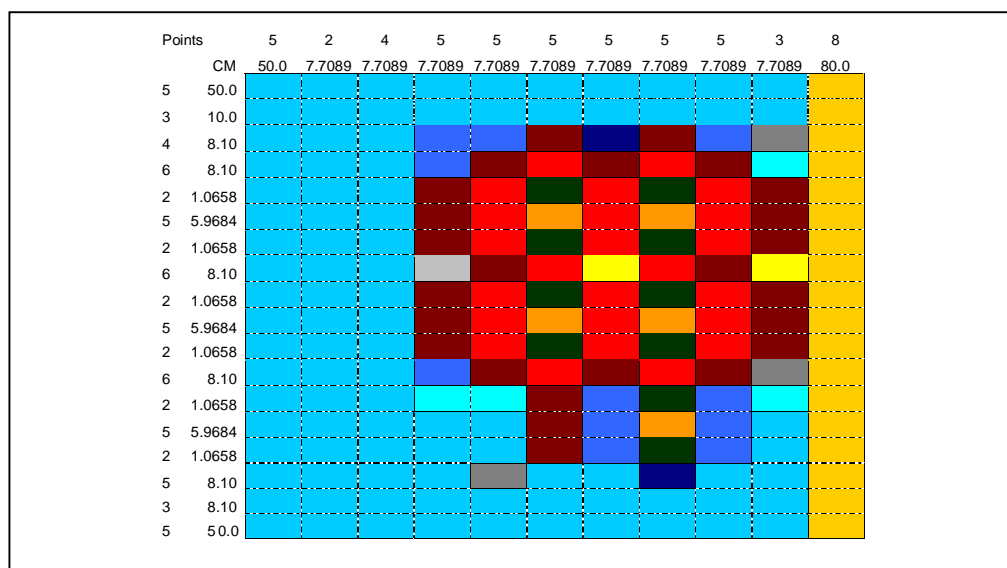


Figure B.2. Géométrie du cœur du réacteur NUR dans le fichier input de CITVAP.

### B.3.2 Fichier output de CITVAP

Le code offre d'énormes possibilités d'outputs ; l'utilisateur à travers le fichier input activera la ou les fonctions qui l'intéressent. Dans notre fichier input et au niveau de la section 1 nous avons utilisé les commandes qui servent à afficher les distributions de flux neutroniques et les densités de puissance nucléaires pour chaque point du réacteur dans un fichier output. Ce fichier est utilisé comme base de données des distributions désirées pour les différents programmes de corrélation.

### B.4 L'utilitaire POS.WIMS

C'est un programme qui sert à condenser et homogénéiser les sections efficaces macroscopiques du code WMSD.4.

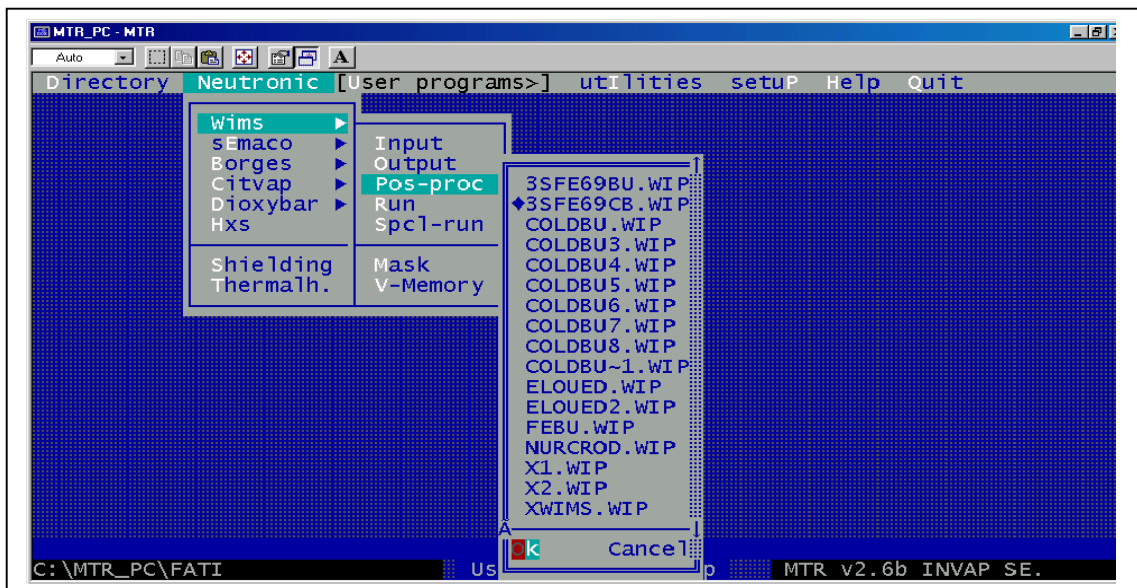


Figure B.3. POS-WIMS dans le système MTR\_PC

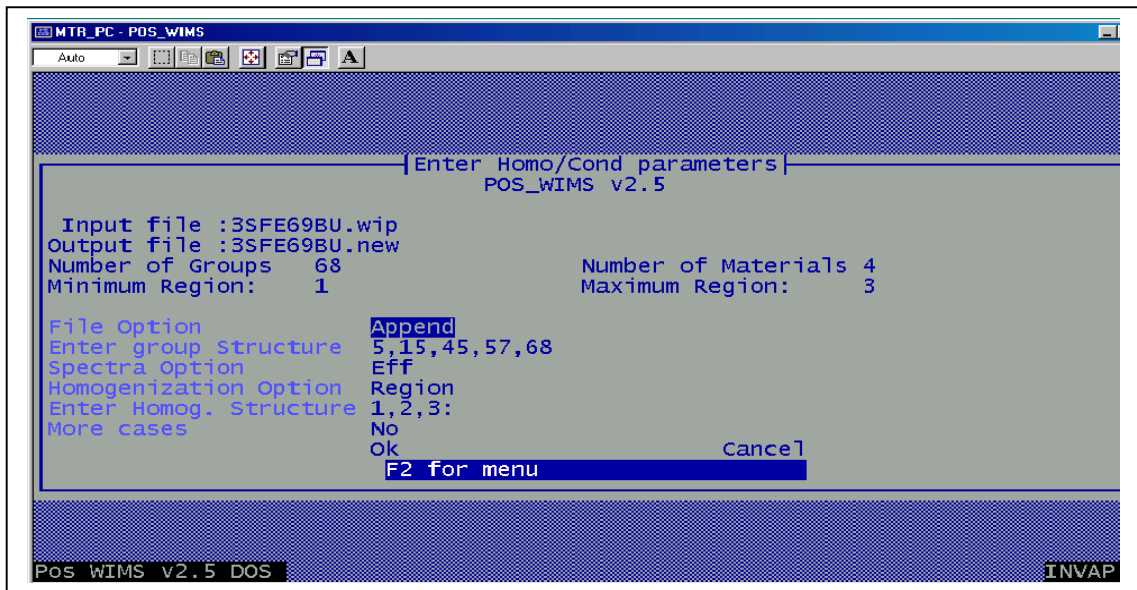


Figure B.4. Interface de l'utilisateur de POS-WIMS.

## B.5 L'utilitaire HXS :

Ce programme (Handle Cross.Section) fait la liaison entre les calculs de cellule et les calculs globaux du cœur.

### Étapes de création d'une bibliothèque de sections efficaces

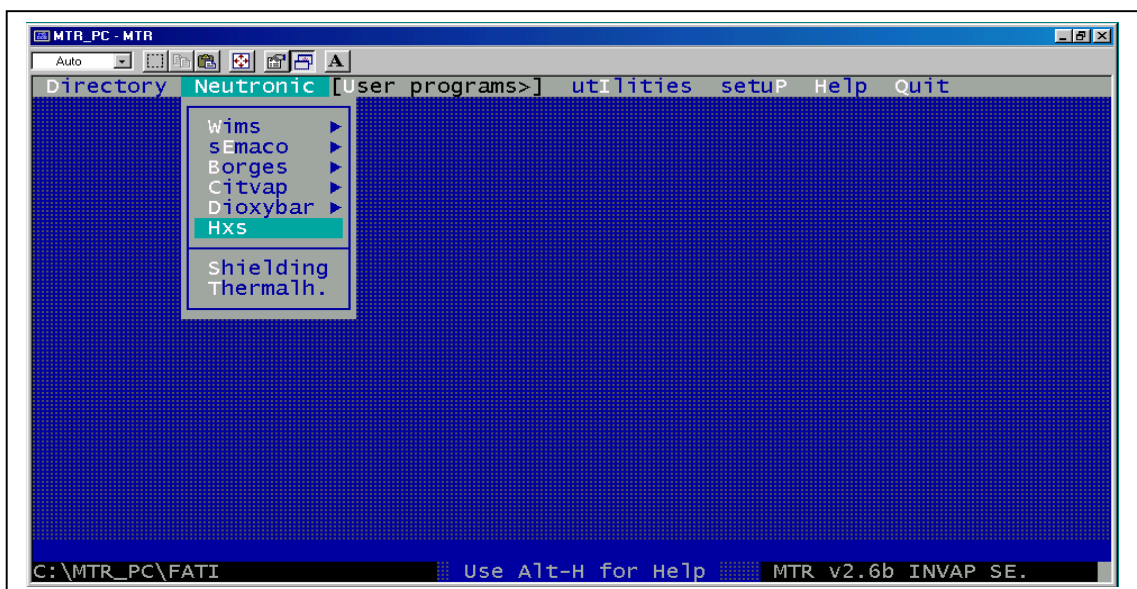


Figure B.5. Le programme HXS dans le système MTR\_PC.

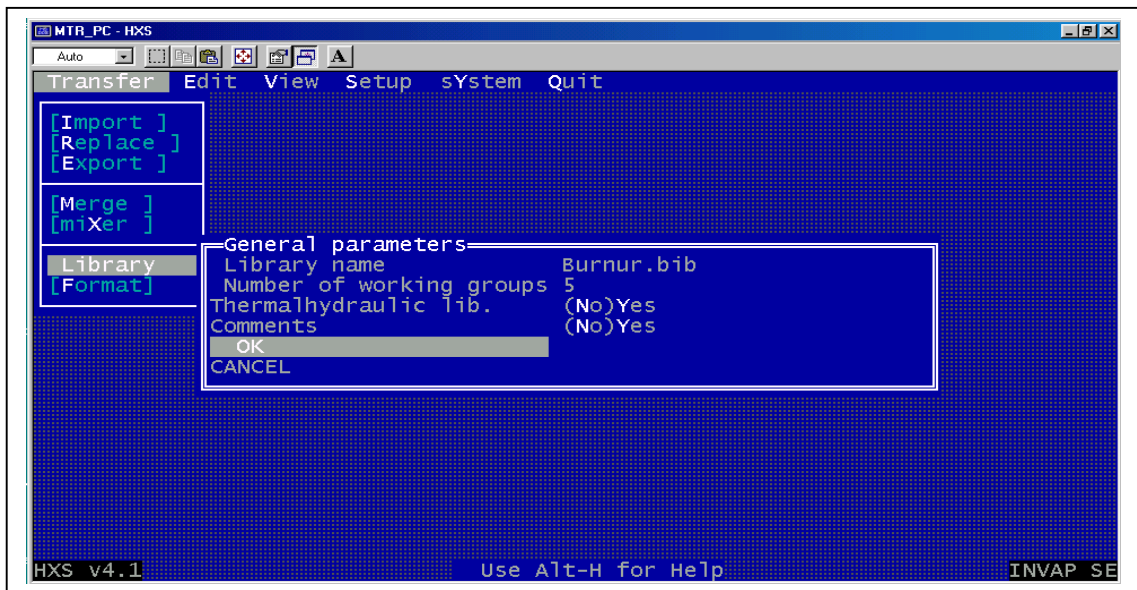


Figure B.6. Demande de création d'une bibliothèque.

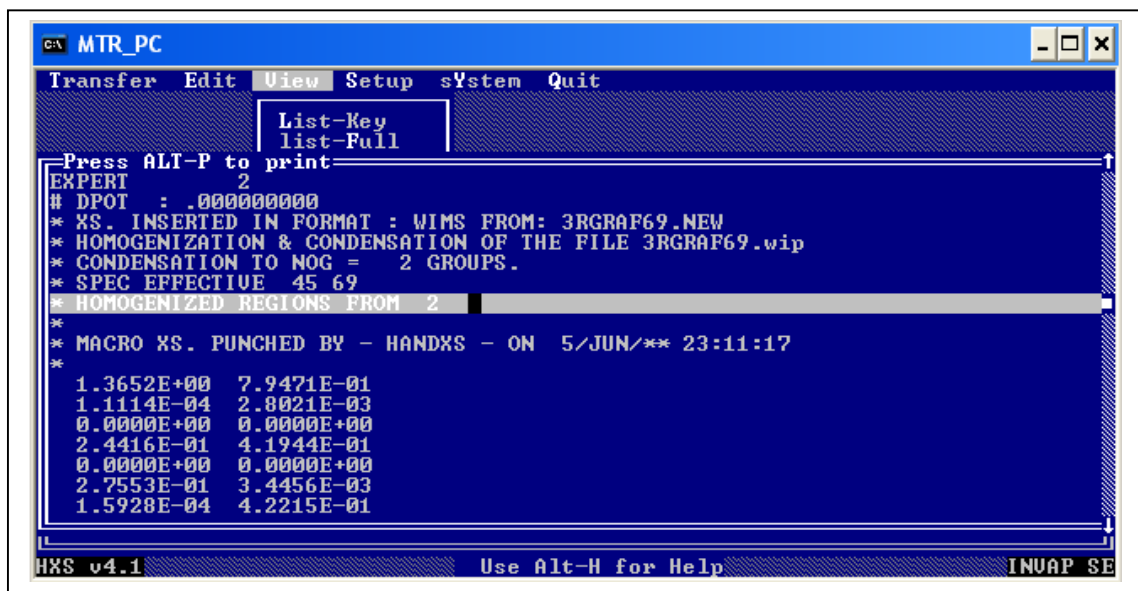


Figure B7. Contenu d'une bibliothèque.

## Annexe C

## MODELES DE FICHIERS INPUT ET OUTPUT

Dans cette annexe nous allons présenter les inputs et des parties des outputs de WIMS/D4 et CITVAP.

## C.1 Fichier input de WIMS/D4

L'exemple d'input que nous avons pris est un input pour une cellule combustible de type Plaque.

```

PRIME 0
SAVE 1 1 64 2000 1 1
NUR-3R.ECN.COLD.N/X.no BU
STORE 1 30000 30000 30000
*NUR 3 REGION ECN COLD XENON + BU with all impurities correction
* CELL DIMENSION RECORRECTED ACCORDING TO Madriaga et al paper
CELL 6
NPLATE 1
SEQUENCE 2
NGROUP 68 12
NMESH 12
NREGION 3
NMATERIAL 3 1
NREACT 3
PREOUT
INITIATE
*
  BELL 1.09
*
SLAB 1, 0.0350000 1
SLAB 2, 0.1126601 2
SLAB 3, 0.27386882 3
*
MATERIAL 1 -1 293.0 1 235.4 0.00152423 $
                2238.4 0.00596403 $
                27 0.0294360 $
                11 2.1023E-6 $
                16 0.01996870 $
                1000 0.1E-20 $
                3239.1 0.1E-20 $
                135 0.1E-20
*
MATERIAL 2 2.7 293.0 2 27 99.9952 $
                11 0.0048 $
                1000 1.0E-20
*
MATERIAL 3 0.998350 293.0 3 2001 11.191385 $
                1000 1.0E-20 $

```

```

                                16      88.808615
*
FEWGROUPS 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20 21 22 23 $
           24 25 26 27 28 29 30 31 32 33 34 35 36 37 38 39 40 41 42 43 $
           44 45 46 47 48 49 50 51 52 53 54 55 56 57 58 59 60 61 62 63 $
           64 65 66 67 69
MESH      3, 4, 5
SUPPRESS  1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
BUCKLING  0.00893 0.001628 * 0.004465 0.00086
POWERC 1 47.0 0.0 1
COOLANT 3
BEGINC
*
SIGPUNCH
BUCKLING  0.00893 , 0.001628
THERMAL   23
PARTITION 5 6 7 8 9 15 30 45 51 57 65 69
REACT 235.4 293 3239.1 293 135 293
BEGINC
*MATERIAL -1 4.802432 293 135 0.1E-20
*BEGINC
BEGINC
BEGINC
POWERC 1 47.0 6.38298 5 *1500
BEGINC
BEGINC
POWERC 1 47.0 6.38298 5 *3000
BEGINC
BEGINC
POWERC 1 47.0 6.38298 5 *4500
BEGINC
BEGINC
POWERC 1 47.0 6.38298 5 *6000
BEGINC
BEGINC
POWERC 1 47.0 6.38298 5 *7500
BEGINC
BEGINC
POWERC 1 47.0 6.38298 5 *10500
BEGINC
BEGINC
;
;
;
;
POWERC 1 47.0 6.38298 5 *49500
BEGINC
BEGINC
POWERC 1 47.0 6.38298 5 *51000
BEGINC
BEGINC
POWERC 1 47.0 6.38298 5 *52500
BEGINC
BEGINC
POWERC 1 47.0 6.38298 5 *54000
BEGINC
BEGINC
POWERC 1 47.0 6.38298 5 *55500
BEGINC
BEGINC

```

```

POWERC 1 47.0 6.38298 5 *57000
BEGINC
BEGINC
POWERC 1 47.0 6.38298 5 *58500
BEGINC
BEGINC
POWERC 1 47.0 6.38298 5 *60000
BEGINC
BEGINC
PRIME 0

```

## C.2 Fichier input de CITVAP

Cet input contient toutes les données nécessaires pour obtenir les résultats que nous avons utilisés pour développer notre logiciel. La section 5 de cet input donne le mapping géométrique adopté pour le cœur et qui se présente comme suit :

```

NUR Upgraded-Core 5G3D, H2O-TRAP, 17FE, ALL RODS OUT, WITH BURNUP.
XYZ-UFM, Out ReflectIncreased, all corrections included, FE29 fresh.
^^ Sec 1 NGC 1 0 , NGC 2 0 , NGC 3 0 , NGC 5 -1 , NGC 6 1 , NGC 7 1 , *
    NGC 8 1 , NGC 10 0 , NGC 12 0 , NGC 13 0 , NGC 15 0 , NGC 18 1 , *
    NGC 19 1 , NGC 21 5 , IEDG 1 0 , IEDG 2 1 , IEDG 3 0 , IEDG 4 0 , *
    IEDG 5 0 , IEDG 6 0 , IEDG 7 1 , IEDG 8 0 , IEDG 9 0 , IEDG 10 0 , *
    IEDG 12 0 , IEDG 13 0 , IEDG 14 0 , IEDG 15 0 , IEDG 16 0 , *
    IEDG 19 0 , ITMX 1 999 , ITMX 19 60 , ITMX 21 60
003
    6 0 0 0 0 0 0 5
    0.00001 0.00001 1.0E+00 0.01626016
004
5 50.0 2 7.7089 4 7.7089 5 7.7089 5 7.7089
5 7.7089
5 7.7089 5 7.7089 5 7.7089 3 7.7089 8 80.0
5 50.0 3 10.0 4 8.10 6 8.10 2
1.0658 5 5.9684
2 1.0658 6 8.10 2 1.0658 5 5.9684 2 1.0658
6 8.10
2 1.0658 5 5.9684 2 1.0658 5 8.10 3 8.10
5 50.0
005
* Plan 61.5: H2O Ref3,H2O Ref4,SFE,CFE,Graphite,H2O BoxC,FC cont
3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3
3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 7
3 3 3 9 9 4 5 4 9 10 7
3 3 3 9 4 21 4 22 4 8 7
3 3 3 4 23 2 24 2 25 4 7
3 3 3 4 23 42 24 43 25 4 7
3 3 3 4 23 2 24 2 25 4 7
3 3 3 6 4 26 11 27 4 5 7
3 3 3 4 28 2 29 2 30 4 7
3 3 3 4 28 41 29 44 30 4 7
3 3 3 4 28 2 29 2 30 4 7
3 3 3 9 4 31 4 32 4 10 7
3 3 3 8 8 4 9 2 9 8 7
3 3 3 3 3 4 9 45 9 3 7
3 3 3 3 3 4 9 2 9 3 7

```

```

3   3   3   3   10  3   3   5   3   3   7
3   3   3   3   3   3   3   3   3   3   7
3   3   3   3   3   3   3   3   3   3   3
^^ LIBRARY = URGN.BIB
^^ SECTION 8 GROUP FROM LIBRARY
^^ FUEL ELEMENT = 21 TO 32 KEY = SFE-SM-NXBU DENSITY=0.377296
^^ FUEL ELEMENT = 41 TO 45 KEY = SFE-SM-NXBU DENSITY=0.377296
^^ MATERIAL = 2 KEY = CROD-BCBB
^^ MATERIAL = 3 KEY = H2O_REFL3
^^ MATERIAL = 4 KEY = GRAPH96
^^ MATERIAL = 5 KEY = H2O-BOXC
^^ MATERIAL = 6 KEY = FS_CONT
^^ MATERIAL = 7 KEY = THERM_COL
^^ MATERIAL = 8 KEY = H2O_REFL3
^^ MATERIAL = 9 KEY = H2O_REFL4
^^ MATERIAL = 10 KEY = FC_CONT
^^ MATERIAL = 11 KEY = H2O-BOXC
^^ MATERIAL = 12 KEY = AXREF3
^^ MATERIAL = 13 KEY = SS_REFL
^^ MATERIAL = 15 LIBRARY = ABSORBER KEY = ABSORBE11
^^ MATERIAL = 16 LIBRARY = ABSORBER KEY = SS-PLUG
^^ FISSION SPECTRUM FROM LIBRARY = URGN.BIB
012
* 1 1 1 1 1 SFE-COLD-No xenon with burnup
  2 2 1 2 2 -1 CFE-ABS.OUT
  3 3 1 3 3 -1 H2O-REFLECT3
  4 4 1 4 4 -1 GRAF-REFLECT
  5 5 1 5 5 -1 H2O-BOX
  6 6 1 6 6 -1 FIS.SRC.CONT
  7 7 1 7 7 -1 THERMAL.CLMN
  8 8 1 8 8 -1 H2O-REFLECT2
  9 9 1 9 9 -1 H2O-REFLECT1
 10 10 1 10 10 -1 FIS.CHBR.CNT
 11 11 1 11 11 -1 CENTRAL H2O TRAP
 12 12 1 12 12 -1 AX.AL-H2O_REFLECT
 13 13 1 13 13 -1 SS-LOWER-GRID-PLATE
*14 14 1 14 14 SFE-COLD-FRESH
 15 15 1 15 15 -1 AGINCD-BLADE
 16 16 1 16 16 -1 SS-ABSORBER-end-plug
*17 17 1 17 17 SF-cold Fresh
 29 19 1 29 29 SF-cold Fresh
0
^^ SEC 24 0.001615
999
^^ PLOT ON FILE CPLOT.plt
^^ SAVE ON FILE CPLOT.SAV
^^ Calculate
^^ CHANGE BURNUP 21 PER 1.9247E3
^^ CHANGE BURNUP 22 PER 1.7435E3
^^ CHANGE BURNUP 23 PER 2.0424E3
^^ CHANGE BURNUP 24 PER 2.5024E3
^^ CHANGE BURNUP 25 PER 2.8128E3
^^ CHANGE BURNUP 26 PER 2.8557E3
^^ CHANGE BURNUP 27 PER 2.6626E3
^^ CHANGE BURNUP 28 PER 2.0976E3
^^ CHANGE BURNUP 29 PER 2.5903E3
^^ CHANGE BURNUP 30 PER 0.0
^^ CHANGE BURNUP 31 PER 2.0623E3
^^ CHANGE BURNUP 32 PER 1.8719E3
^^ CHANGE BURNUP 41 PER 2.6322E3

```

```

^^ CHANGE BURNUP 42 PER 2.5497E3
^^ CHANGE BURNUP 43 PER 2.3543E3
^^ CHANGE BURNUP 44 PER 2.4705E3
^^ CHANGE BURNUP 45 PER 1.2681E3
^^ CALCULATE at 10

```

### C.3 Parties de fichier output de WIMS

```

-----
I          WIMSD/4 (VAX+PC+CHANGES) - PC386 EXECUTION: 09/30/05 01:10:40
-----
-
30/SEP/05 01:10:40          ENTRY INTO MAIN PROGRAM          0.000 CPU SECONDS

00000
JOB RUN ON TSN DISCFILE
    125    69    17    14    13    21    40
PRIME 0

FOR SECURITY THIS CARD SHOULD INCLUDE AN EXPIRY DATE, EG.    PRIME    0
0

SAVE 1 1 64 2000 1 1

O/P TAPE DISCFILESPACED FORWARD 0 LIBRARY BLOCKS
          AS INSTRUCTED BY PRIME DATA

20 CHARACTER IDENTIFIER : NUR-3R.ECN.COLD.N/X.

FIL0 WRITTEN TO TAPE

POWERC  1    44.0    6.818182    5    *1500
BEGINC
30/SEP/05 01:10:40          ENTRY INTO CHAIN 2 CPU TIME =          4.890
SECS

ISOTOPE NUMBER DENSITIES FOR EACH MATERIAL

      1          2          3
TEMP  293.0000  293.0000  293.0000
2001  0.0000E+00  0.0000E+00  6.6762E-02
4001  0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00
9001  0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00
4002  0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00
5002  0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00
6002  0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00
7002  0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00
8002  0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00
9002  0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00

```

|      |            |            |            |
|------|------------|------------|------------|
| 3    | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 4    | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 6    | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 7    | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 9    | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 10   | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 1010 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 11   | 2.1023E-06 | 7.2132E-06 | 0.0000E+00 |
| 1011 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 12   | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 1212 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 14   | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 16   | 1.9969E-02 | 0.0000E+00 | 3.3381E-02 |
| 19   | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 23   | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 27   | 2.9436E-02 | 6.0258E-02 | 0.0000E+00 |
| 29   | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 52   | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 55   | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 56   | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 93   | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 112  | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 119  | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 164  | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 176  | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 178  | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 83   | 2.9673E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 95   | 1.8774E-17 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 99   | 1.7997E-17 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 101  | 1.4721E-17 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 1103 | 9.2143E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 103  | 1.5242E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 105  | 3.8050E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 1105 | 1.5242E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 108  | 1.7692E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 109  | 1.6333E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 113  | 1.5570E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 115  | 1.5536E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 127  | 2.1827E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 131  | 9.1745E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 133  | 1.8911E-17 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 134  | 1.5242E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 135  | 7.6690E-09 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 1135 | 5.2491E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 143  | 1.6666E-17 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 145  | 1.1542E-17 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 147  | 4.2175E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 1147 | 4.5081E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 2147 | 1.5242E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 148  | 1.5242E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 1148 | 1.5242E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 149  | 4.2236E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 150  | 1.5242E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 151  | 2.5856E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 152  | 2.2139E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 153  | 1.9228E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 154  | 1.5242E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 155  | 1.6022E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 1155 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 157  | 1.5428E-18 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |
| 902  | 8.1650E-17 | 0.0000E+00 | 0.0000E+00 |

|  |             |             |             |             |             |
|--|-------------|-------------|-------------|-------------|-------------|
| 4155   | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  |             |             |
| 232  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  |             |             |
| 1232   | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  |             |             |
| 2232   | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  |             |             |
| 233  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  |             |             |
| 9233   | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  |             |             |
| 1233   | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  |             |             |
| 234  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  |             |             |
| 235  | 1.5242E-03  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  |             |             |
| 236  | 5.5363E-17  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  |             |             |
| 238  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  |             |             |
| 1238   | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  |             |             |
| 2238   | 5.9640E-03  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  |             |             |
| 239  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  |             |             |
| 1239   | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  |             |             |
| 2239   | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  |             |             |
| 3239   | 2.9717E-17  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  |             |             |
| 240  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  |             |             |
| 1240   | 5.9640E-18  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  |             |             |
| 241  | 5.9640E-18  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  |             |             |
| 242  | 5.9640E-18  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  |             |             |
| 1000   | 1.0000E-21  | 1.6260E-22  | 6.0122E-23  |             |             |
| 2000   | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  |             |             |
| 1999   | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  | 0.0000E+00  |             |             |
| CROSS-SECTIONS, INTEGRATED AND AVERAGED FLUXES, TOTAL EVENTS |             |             |             |             |             |
| CELL VOLUME 2.738688E-01                                     |             |             |             |             |             |
| CROSS-SECTIONS   |             |             | FLUXES      |             |             |
| REACTIONS  |             |             |             |             |             |
| GROUP  | DIFFUSION   | ABSORPTION  | NU*FISSION  | RIF         | RAF         |
| THERMAL  | 1.12601E+00 | 9.99488E-02 | 1.71165E-01 | 8.36734E+00 | 3.05524E+01 |

#### D.4 Parties de fichier output de CITVAP

```

PROGRAMA: CITVAP v3.2

                *****CIT_VAP - REVISION 3.1 (JANUARY 1988
)*****

                ***** THIS JOB WAS RUN ON 12/12/05 ON THE i386/486 BASED
PC *****

NUR Upgraded-Core 5G3D, H2O-TRAP, 17FE, ALL RODS OUT, WITH BURNUP.
XYZ-UFM, Out ReflectIncreased, all corrections i***** TIME= 0.00 DAYS

GENERAL CONTROL INPUT - SECTION 001

0 0 1 0 -1 1 1 1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 1 1 0 5 0 0 0 0
1 0 0 0 0 1 0 0 0 0 1 1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 999 100
10 2 3 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 60 30 60 30 60 120
1.500000E+00 5.000000E-01 1.000000E+10 1.000000E+24 0.000000E+00
1.000000E+00
NUR Upgraded-Core 5G3D, H2O-TRAP, 17FE, ALL RODS OUT, WITH BURNUP.
XYZ-UFM, Out ReflectIncreased, all corrections i***** TIME= 10.00 DAYS
LINE RELAXATION WILL BE DONE ON ROWS - 5 INNER ITERATION(S)
ITERATION FLUX CHANGE BETA MU-1 MU-2 MU-3 K

```

```

115      -9.53674E-07    1.68173    0.88889    0.80000    1.01945    1.038801
END OF EIGENVALUE CALCULATION - ITERATION TIME  0.033 MINUTES
CONVERGENCE INDICATION BY MINIMIZING THE SUM OF THE SQUARES OF THE RESIDUES
- RELATIVE ABSORPTION  1.0000000    K  1.0388016
EAKAGE  1.06514E+12  TOTAL LOSSES  1.20151E+15  TOTAL PRODUCTIONS
1.24813E+15  REACTOR POWER(WATTS)  1.00000E+06
BETA*CHI*SUM(NU*SIGF*V*PHI/K) HAS BEEN WRITTEN ON LOGICAL 17
ZONE AVERAGE POWER DENSITIES(WATTS/CC)
0.00000E+00  0.00000E+00  0.00000E+00  0.00000E+00  0.00000E+00
0.00000E+00  0.00000E+00  0.00000E+00  0.00000E+00  0.00000E+00
0.00000E+00  0.00000E+00  0.00000E+00  0.00000E+00  0.00000E+00
0.00000E+00  0.00000E+00  0.00000E+00  0.00000E+00  0.00000E+00
1.38507E+01  1.39550E+01  1.37062E+01  2.06722E+01  1.42121E+01
2.17329E+01  2.21007E+01  1.38960E+01  2.12118E+01  1.49101E+01
1.45022E+01  1.47099E+01  0.00000E+00  0.00000E+00  0.00000E+00
0.00000E+00  0.00000E+00  0.00000E+00  0.00000E+00  0.00000E+00
1.81289E+01  1.77953E+01  1.79486E+01  1.85123E+01  1.03251E+01
MACROSCOPIC CROSS SECTIONS HAVE BEEN WRITTEN ON LOGICAL  7
END OF CASE - TOTAL CPU TIME WAS  0.03 MINUTES  TOTAL CLOCK TIME WAS
0.03 MINUTES
*****
*****
BURN-UP PER ZONE:  (MAXIMUN=  3.4348E+03 AT ZONE  26  AVERAGE=
2.5743E+03
0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00
0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00
0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00
0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00  2.2915E+03  2.1126E+03  2.4058E+03
3.0520E+03  3.1902E+03  3.4348E+03  3.2499E+03  2.4660E+03  3.1539E+03
3.8951E+02  2.4462E+03  2.2597E+03  0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00
0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00  0.0000E+00
3.1142E+03  3.0229E+03  2.8306E+03  2.9609E+03  1.5390E+03

```