



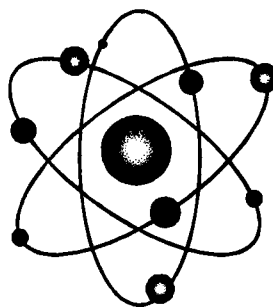
DOUROUGIE Cécile  
INSTN génie atomique

Promotion 1998

Gestion INIS  
Doc. enreg. le : 4/11/98  
N° TRN : FR.9900324  
Destination : I.I+D.E

**Laboratoire Nationale d'Oak Ridge (Etats Unis)  
&  
Laboratoire d'Etudes Neutroniques des Réacteurs  
(CEA Saclay)**

**CALCUL D'UN  
BENCHMARK DE  
REACTEUR VVER-1000**



Maître de stage américain : Dr Jess.C. Gehin  
Responsable de stage français : Mme Anne Nicolas

# SOMMAIRE

Remerciements	3
I.- Introduction	4
II.- Etude du benchmark pour un réacteur VVER	5
II.1.- Définition	5
II.2.- Matériaux	5
II.2.1.- Combustible	5
II.2.2.- Modérateur et gaine	7
II.2.3.- Description des géométries	8
II.3.- Configurations de calculs	9
II.4.- Paramètres à déterminer	9
III.- Calculs des paramètres cinétiques	13
III.1.- Code de calculs utilisés	13
III.2.- Conditions de calculs	13
III.2.1 - HELIOS	13
III.2.2.- MCU	15
III.2.3.- APOLLO-2	15
III.2.4.- TRIPOLI-4	15
III.3.- Comparaisons	16
III.3.1 - Généralités	16
III.3.2 - Comparaisons des bibliothèques	16
III.3.3 - Comparaisons de facteur de multiplication effectif	18
III.3.4 - Comparaisons des rapports de flux	20
IV - Conclusions	25
Bibliographie	29

## Remerciements

### Concernant le Laboratoire Nationale d'Oak Ridge (Etats Unis) :

Je tiens à remercier Dr Dan Ingersoll, Directeur du département d'Analyse et de Protection Nucléaire et Dr Brian A. Worley, Directeur du service Physique des Réacteurs pour leur accueil chaleureux.

Je remercie particulièrement Mr R. Trent Primm pour son soutien, sa bonne humeur.

L'aide technique de Dr Jess C. Gehin, mon maître de stage, m'a permis de mener à bien mon étude (aussi bien dans le domaine informatique que neutronique). Je tiens à le remercier pour sa collaboration constructive.

Je remercie également toutes les personnes du département d'Analyse et de Protection Nucléaire pour leur gentillesse, et leur aide.

### Concernant le SERMA au CEA à Saclay (France) :

Je tiens à exprimer ma gratitude à Dr. Mathonnière Gilles Directeur du Laboratoire d'Etudes Neutroniques des Réacteurs pour m'avoir accueilli

Je remercie particulièrement Anne Nicolas, pour son soutien et son aide.

Le support technique de Philippe Magat a aboutit à la bonne réalisation de l'étude.

Je remercie toutes les personnes du SERMA pour leurs précieux conseils.

I.-

## Introduction

Le stage de fin d'année s'est déroulé sur le site du laboratoire Nationale d'Oak Ridge aux Etats-Unis dans le service Physique des Réacteurs du département Analyse et Protection Nucléaire. La durée du stage fût de 3 mois (du 13 mars au 14 juin 1998).

Le sujet porte sur le calcul de paramètres cinétiques d'un benchmark VVER-1000.

Ce projet rentre dans le cadre d'un programme de recherche américain : *Fissile Materials Disposition Program (FMDP)*. La collaboration entre le Département de l'énergie des Etats Unis et la Fédération Russe a aboutit à l'élaboration de ce programme.

Son objectif est d'étudier le surplus d'uranium dans les réacteurs à eau légère existants.

Le benchmark a été fourni par l'Institut Kurchatov de Moscou. Cette étude est bipartite et fut réalisée avec la collaboration du département à l'énergie des Etats-Unis et l'Institut Kurchatov de Moscou.

Le benchmark est constitué de cellules, d'assemblages, de multi-assemblages contenant de l'uranium pauvrement enrichi (LEU) et du combustible MOX.

Les calculs sont faits pour une large gamme de températures, dans les conditions accidentelles, pour différentes concentrations en bore.

Les calculs des cellules sont réalisés par le code HELIOS. Tous les résultats sont comparés aux résultats de l'Institut de Kurchatov et de l'Institut de Physique et d'Ingénierie de Russie utilisant les codes MCU-RFFI/A, TVS-M, WIMS-ABBN.

Une étude complémentaire a été réalisée au Laboratoire d'Etudes Neutronique des Réacteurs (SERMA au CEA à Saclay) à l'aide d'APOLLO-2 et TRIPOLI-4.

## II.- Etude du benchmark pour un réacteur VVER-1000

### II.1.- Définition

Les benchmarks sont des comparaisons calcul/expérience et calculs/calculs dans des situations parfaitement définies allant du problème simple à la configuration réelle souvent complexe. Ils représentent une qualification des codes de calculs élaborés et des données physiques de base utilisées.

Par ailleurs, leur rôle est de contribuer à l'amélioration des données physiques de base et de conférer aux codes de neutronique, de protection, et aux bibliothèques de données un label de qualité acceptable.

Dans notre cas, les spécifications du benchmark sont le combustible, le modérateur, la gaine, les géométries utilisées, les paramètres à calculer.

### II.2.- Matériaux

#### II.2.1.- Combustibles

Les combustibles utilisés sont de natures variées : l'oxyde d'uranium neuf à 4.40% enrichi en  $U^{235}$ , l'oxyde mixte neuf à 3.36 % en  $Pu^{239}/(U+Pu)$  et à 0.22% en  $Pu^{240}/(u+Pu)$ , l'oxyde d'uranium usé à 1.99% en  $U^{235}$  et du MOX usé à 0.77% en  $Pu^{239}/(U+Pu)$  et à 0.40% en  $Pu^{240}/(U+Pu)$ . Les provenances des combustibles sont diverses. Elles sont données en fonction des compositions des différents vecteurs plutonium dans le tableau 1.

Ces compositions correspondent aux compositions isotopiques des premiers combustibles MOX disponibles : A ou E pour le MOX de première génération, B pour le plutonium très dégradé, M pour le plutonium non dégradé.

Tableau 1: Composition isotopique en % massique et origine des différents vecteurs

Combustible	$Pu^{238}$	$Pu^{239}$	$Pu^{240}$	$Pu^{241}$	$Pu^{242}$	$Am^{241}$	Nom du vecteur	Origine des Plutonium
FU2 : MOX neuf	0	93,03	5,97	0,99	0		PUM	Plutonium de qualité militaire
FU3 : $UO_2$ usé sans PF	3,34	65,22	18,02	10,79	2,36	0,24	PUA	Cycle à l'équilibre à 4,4% (U5/U) 2 ans, 30000 MWj/t
FU4 : $UO_2$ usé avec PF	3,34	65,22	18,02	10,79	2,36	0,24	PUA	Cycle à l'équilibre à 4,4% (U5/U) 2 ans, 30000 MWj/t
FU7 : MOX avec $Pu^{239}$		100					PUM	Plutonium de qualité militaire
FU8 : MOX avec $Pu^{240}$			6,78				PUM	Plutonium de qualité militaire
FU9 : MOX avec $Pu^{241}$				1,01			PUM	Plutonium de qualité militaire
FU10 : MOX neuf	1,51	58,73	24,81	9,62	5,31	1,25	PUA	MOX de première génération
FU11 : MOXu sé avec PF	0,197	56,93	25,89	13,45	3,06	0,46	PUE	MOX de première génération

Suivant le combustible, l'enrichissement varie du fait de son origine. Les teneurs en plutonium et en uranium des différents combustibles sont données dans le tableau 2.

**Tableau 2 : Enrichissement**

combustible	isotope	enrichissement (%)	enrichissement moyen en MOX (%)
FU1 : UO <sub>2</sub> neuf	U235	4,40	
	U238	95,60	
FU2 : MOX neuf	U235	0,19	3,62
	U238	96,19	
	PU239	3,36	
	PU240	0,22	
	PU241	0,04	
FU3 : UO <sub>2</sub> usé sans PF	U235	1,99	1,07
	U236	0,46	
	U238	97,56	
	PU238	0,04	
	PU239	0,69	
	PU240	0,19	
	PU241	0,12	
	PU242	0,03	
Am241	0,0026		
FU4 : UO <sub>2</sub> usé avec PF	U235	1,99	1,07
	U236	0,46	
	U238	97,56	
	PU238	0,04	
	PU239	0,69	
	PU240	0,19	
	PU241	0,12	
	PU242	0,03	
Am241	0,0026		
FU7 : MOX avec Pu <sup>239</sup>	U235	0,20	
	U238	99,80	
	PU239	3,37	
FU8 : MOX avec Pu <sup>240</sup>	U235	0,20	
	U238	99,80	
	PU240	0,22	
FU9 : MOX avec Pu <sup>241</sup>	U235	0,20	
	U238	99,80	
	PU241	0,04	
FU10 : MOX neuf	U235	0,22	8,33
	U238	99,78	
	PU238	0,12	
	PU239	4,82	
	PU240	2,04	
	PU241	0,80	
	PU242	0,44	
	Am241	0,10	
FU11 : MOX usé avec PF	U235	0,10	2,98
	U236	0,02	
	U238	96,89	
	PU238	1,69	
	PU239	0,77	
	PU240	0,40	
	PU241	0,09	
	PU242	0,014	
Am241	0,006		

Certains des combustibles contiennent des produits de fission (FU3, FU11).

Le tableau 3 compare l'empoisonnement du Xe<sup>135</sup> et Sm<sup>149</sup> dans un combustible MOX et uranium irradiés à 30000Mwj/t.

**Tableau 3 : Empoisonnement**

Origine du combustible	Empoisonnement (pcm)	
	Xe135	Sm149
UO2 neuf à 4,40% U <sup>235</sup> et à 95,60% U <sup>238</sup>	2975	1196
MOX neuf à 3,36% Pu <sup>239</sup> /(U+Pu) et à 0,22% Pu <sup>240</sup> /(U+Pu) et à 0,04% Pu <sup>241</sup> /(U+Pu)	1845	745

L'empoisonnement total dû aux produits de fission est plus faible dans le cas d'un combustible MOX que pour le combustible uranium.

### II.2.2.- Modérateur et gaine

Le modérateur est utilisé dans différents états (chaud ou froid), avec ou sans bore. Le bore soluble est constitué de bore naturel contenant 20% de Bore 10 et 80% de Bore 11. Les modérateurs sont présentés dans le tableau 4.

La variation de concentration en bore soluble du modérateur permet de compenser l'usure du combustible et des variations de réactivité dues à la variation de puissance.

**Tableau 4 : Modérateurs**

Modérateur	Désignation	Proportion de bore	Densité du bore (g/cm3)
Mod 1	chaud	avec 600 ppm de bore naturel	4,293E-4
Mod 2	chaud	sans bore	0
Mod 3	froid	avec 600 ppm de bore naturel	6,008E-4
Mod 4	chaud faible densité	sans bore	0
Mod 5	froid	sans bore	0
Mod 6	chaud	avec 1200 ppm de bore naturel	8,5860E-4

Le rapport de modération est le rapport du volume du modérateur et du combustible.

Le modérateur ralentit les neutrons et est relativement absorbant ( $\sigma_a = 0,32$  barn à 2200 m/s pour l'hydrogène). Ce ratio varie en fonction des dilatations. En effet, le nombre de noyaux NmVm diminue quand la température augmente. La figure 1 donne le facteur de multiplication infini en fonction du rapport de modération.

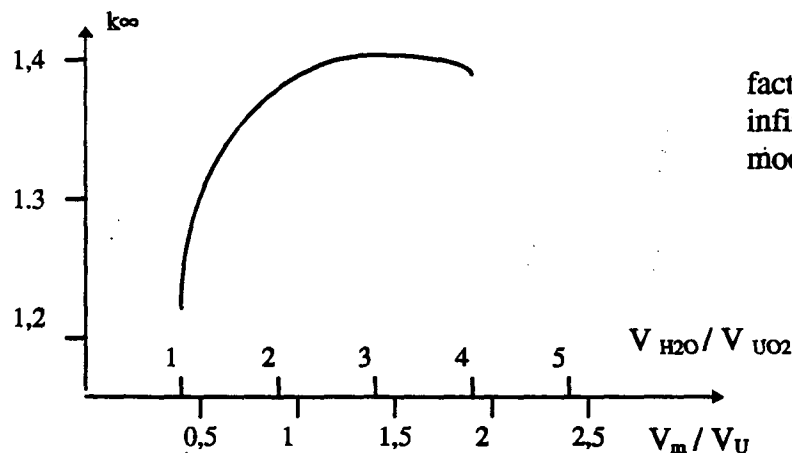


Figure 1 :  
facteur de multiplication  
infini en fonction du rapport de  
modération

(avec  $V_m = V_{H2O}$ ;  $V_U = 0,475 V_{UO2}$ )

L'optimum de k est atteint lorsque  $V_m/V_u$  (avec l'uranium métallique) est de l'ordre de 2. Dans notre cas le rapport  $V_m/V_u$  est de l'ordre de 0,7 (voir tableau 5). Le réacteur est sous modéré.

**Tableau 5 : Rapport de modération**

combustible	Rapport de modération
FU1 : UO <sub>2</sub> neuf à 4.40% U5/U	0,72
FU2 : MOX neuf militaire à 93.03% Pu9/Pu, 5.97% Pu0/Pu, 0.99% Pu1/Pu	0,69
FU3 : UO <sub>2</sub> neuf à 4.40% U5/U usé sans PF durant 2 ans à 30000 MWj/t	0,74
FU4 : UO <sub>2</sub> neuf à 4.40% U5/U usé avec PF durant 2 ans à 30000 MWj/t	0,74
FU7 : MOX militaire avec 3.37% Pu <sup>239</sup> /(U+Pu)	0,70
FU8 : MOX militaire avec 0.22% Pu <sup>240</sup> /(U+Pu)	0,71
FU9 : MOX militaire avec 0.04% Pu <sup>241</sup> /(U+Pu)	0,71
FU10 : MOX neuf de 1 <sup>ère</sup> génération à 58.73% Pu9/Pu, 24.81% Pu0/Pu, 9.62% Pu1/Pu, 5.31% Pu2/Pu	0,61
FU11 : MOX usé avec PF de 1 <sup>ère</sup> génération à 56.93% Pu9/Pu, 25.89% Pu0/Pu, 13.45% Pu1/Pu, 3.06% Pu2/Pu	0,70

La gaine est en zirconium. Ce matériau a une faible absorption et une bonne résistance à la corrosion dans l'eau jusqu'à 350°C.

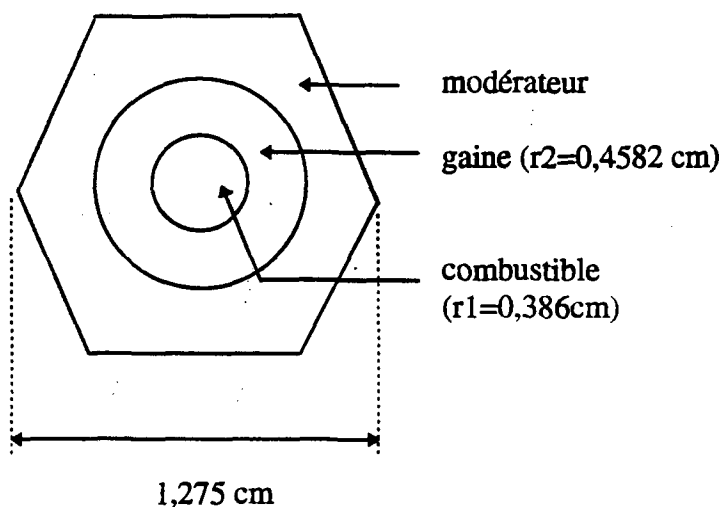
### II.2.3.- Description des géométries

La cellule et le multi-assemblage sont les deux types de géométries utilisées.

La cellule est constituée de 3 zones. La première région est un hexagone contenant le modérateur. La deuxième et la troisième région sont des cylindres correspondant respectivement à la gaine et au combustible.

Toutes les dimensions des différents milieux sont indiquées sur la figure 2.

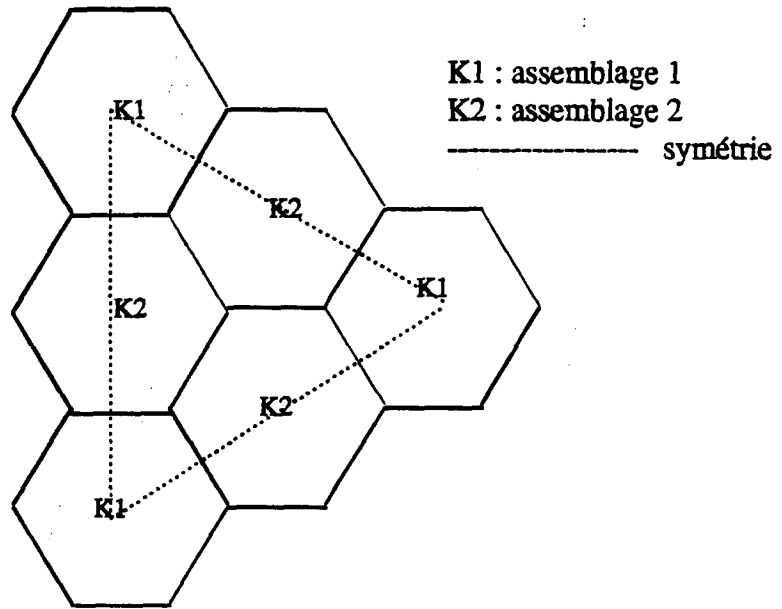
Figure 2 : Cellule



Le multi-assemblage est composé d'un nombre d'assemblages illimités de deux types K1 et K2. K1 est un assemblage de combustible MOX (FU2), K2 est un assemblage uranium (FU1). Ils ne contiennent pas d'absorbants. La figure 3 présente le multi-assemblage.

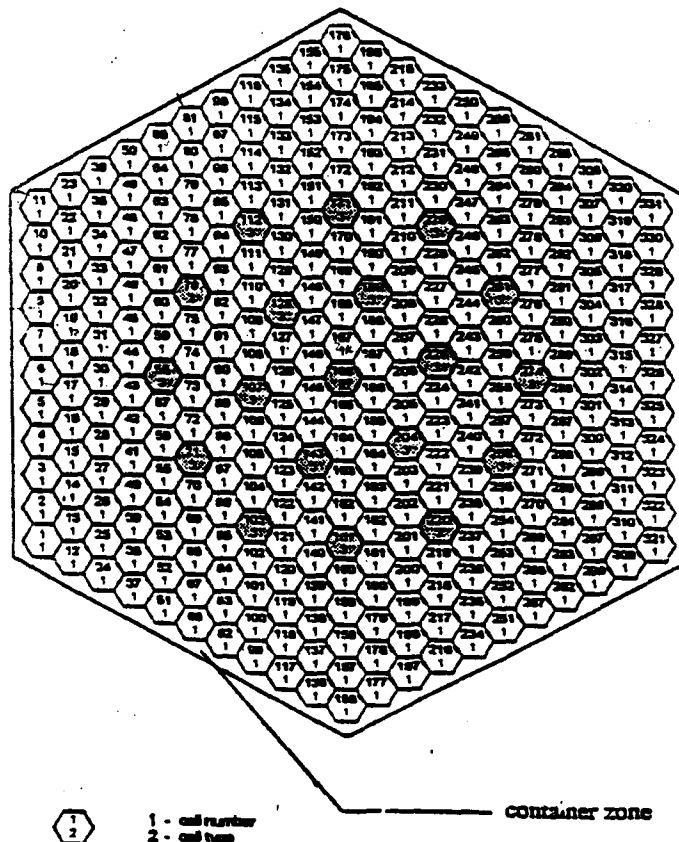


Figure 3 : Multi-assemblage



L'assemblage est un hexagone contenant 331 cellules. La diagonale de l'hexagone est de 23,6 cm. (voir la figure 4).

Figure 4 : Assemblage VVER-1000



### II.3.- Configurations de calculs

Les calculs sont réalisés pour différents états. Chaque état est représenté par les températures des trois milieux de la cellule (combustible, modérateur, gaine), par le type de modérateur, par la concentration des produits de fission ( $X^{135}$ ,  $Sm^{149}$ ) et le laplacien géométrique.

Les gammes de températures utilisées sont très larges. Elles sont comprises pour le combustible entre 300 et 2000 K, pour les autres régions entre 300 et 579 K.

L'action des produits de fission sur le facteur de multiplication a été mis en évidence au paragraphe II.2.1.

Le laplacien géométrique permet de faire intervenir les fuites :

- $B^2 = 0$  pas de fuite  
Nombre neutrons produits = Nombre neutrons absorbés
- $B^2 \neq 0$  les fuites sont imposées
- $B^2$  critique fuite =  $(k_{\infty} - 1) \times$  Nombre neutrons absorbés

Les configurations sont présentées dans les tableaux 6, 7, 8 à la fin du rapport.

### II.4.- Paramètres à déterminer

Les paramètres physiques sont obtenus pour chaque état et chaque configuration en fonction du degré d'irradiation.

Pour les variantes 1 à 4, et 7 à 10 :

a) Pour l'état S1 à tous les taux d'irradiation entre 0 et 60000 MWj/t avec un pas 2000 MWj/t

S1	Variables à calculer
$T_{comb} = 1027$ K $T_{mod} = T_{gaine} = 579$ K $B^2_z = 0.003$ cm <sup>2</sup> $C_{Xe135} = 9.4581E-9$ atome/cm <sup>3</sup> $C_{Sm149} = 7.3667E-8$ atome/cm <sup>3</sup> modérateur chaud à 600ppm de bore (densité en bore 4,293E-4 g/cm <sup>3</sup> )	- $K_{eff}$ , $K_{\infty}$ , $M^2$ ; - concentrations de $^{235}U$ , $^{236}U$ , $^{238}Pu$ , $^{239}Pu$ , $^{240}Pu$ , $^{241}Pu$ , $^{242}Pu$ , $^{241}Am$ , $^{242m}Am$ , $^{243}Am$ , $^{242}Cm$ , $^{243}Cm$ , $^{244}Cm$ , $^{135}Xe$ , $^{149}Sm$ et concentrations totale des produits de fission dans le combustible (seulement pour les variantes V1, V2 et V10).

b) Pour l'état S1 aux valeurs 0; 10000; 20000; 30000; 40000; 50000; 60000 MWj/t du taux de combustion

S1	Variables à calculer
$T_{comb} = 1027$ K $T_{mod} = T_{gaine} = 579$ K $B^2_z = 0.003$ cm <sup>2</sup> $C_{Xe135} = 9.4581E-9$ atome/cm <sup>3</sup> $C_{Sm149} = 7.3667E-8$ atome/cm <sup>3</sup> modérateur chaud à 600ppm de bore (densité en bore 4,293E-4 g/cm <sup>3</sup> )	- $\phi_{cell}$ , $\phi_{fuel}/\phi_{cell}$ , $\phi_{clad}/\phi_{cell}$ , $\phi_{mod}/\phi_{cell}$ ; - sections efficaces macroscopiques moyennes ( $\Sigma_a$ , $\Sigma_f$ , $v\Sigma_f$ ); - sections efficaces microscopiques moyennes dans le combustible ( $\sigma^a$ et $v\sigma^f$ ) de $^{235}U$ , $^{236}U$ , $^{238}Pu$ , $^{239}Pu$ , $^{240}Pu$ , $^{241}Pu$ , $^{242}Pu$ , $^{135}Xe$ , $^{149}Sm$ , le total des produits de fission et les taux de réactions relatives produits par ces nucléides dans la cellule.

c) Pour les états S3 à S6 les paramètres doivent être calculés à 0; 10000; 20000; 30000; 40000; 50000; 60000 MWj/t

Etats	Définitions des états	Variables
S3	$T_{comb} = 1027 \text{ K}$ $T_{mod} = T_{gain} = 579 \text{ K}$ $B_z^2 = 0.003 \text{ cm}^2$ $C_{Xe135} = 9.4581E-9 \text{ atome/cm}^3$ $C_{Sm149} = 7.3667E-8 \text{ atome/cm}^3$ modérateur chaud sans bore (densité en eau 0,715g/cm <sup>3</sup> )	- $K_{eff}$ - $K_{\infty}$ - $M^2$
S4	$T_{comb} = 1027 \text{ K}$ $T_{mod} = T_{gain} = 579 \text{ K}$ $B_z^2 = 0.003 \text{ cm}^2$ $C_{Xe135} = C_{Sm149} = 0 \text{ atome/cm}^3$ modérateur chaud à 600ppm de bore (densité en bore 4,293E-4 g/cm <sup>3</sup> )	
S5	$T_{comb} = 579 \text{ K}$ $T_{mod} = T_{gain} = 579 \text{ K}$ $B_z^2 = 0.003 \text{ cm}^2$ $C_{Xe135} = C_{Sm149} = 0 \text{ atome/cm}^3$ modérateur chaud à 600ppm de bore (densité en bore 4,293E-4 g/cm <sup>3</sup> )	
S6	$T_{comb} = 300 \text{ K}$ $T_{mod} = T_{gain} = 300 \text{ K}$ $B_z^2 = 0.003 \text{ cm}^2$ $C_{Xe135} = C_{Sm149} = 0 \text{ atome/cm}^3$ modérateur froid à 600ppm de bore (densité en bore 6,008E-4 g/cm <sup>3</sup> )	

Pour les variantes 15 à 18 :

a) Pour les états S7 à S12 les résultats sont obtenus à 0 MWj/t

Etats	Définition des états	Variables à calculer
S7	$T_{comb} = 1027 \text{ K}$ $T_{mod} = T_{gain} = 579 \text{ K}$ $B_z^2 = 0 \text{ cm}^2$ $C_{Xe135} = C_{Sm149} = 0 \text{ atome/cm}^3$ modérateur chaud sans bore (densité en eau 0,715 g/cm <sup>3</sup> )	- $K_{eff}$ ou $B_z^2$ critique - $K_{\infty}$ - $\beta$ et $\beta_{eff}$ (fraction réelle et effective des neutrons retardés) - $l$ (temps de vie des neutrons prompts) - sections efficaces microscopiques moyennes dans le combustible ( $\sigma^a$ et $\nu\sigma^f$ ) de <sup>235</sup> U, <sup>236</sup> U, <sup>238</sup> Pu, <sup>239</sup> Pu, <sup>240</sup> Pu, <sup>241</sup> Pu, <sup>242</sup> Pu, <sup>135</sup> Xe, <sup>149</sup> Sm, le total des produits de fission et les taux de réactions relatives produits par ces nucléides dans la cellule.
S8	$T_{comb} = 2000 \text{ K}$ $T_{mod} = T_{gain} = 579 \text{ K}$ $B_z^2 = 0 \text{ cm}^2$ $C_{Xe135} = C_{Sm149} = 0 \text{ atome/cm}^3$ modérateur chaud sans bore (densité en eau 0,715 g/cm <sup>3</sup> )	
S9	$T_{comb} = 1027 \text{ K}$ $T_{mod} = T_{gain} = 579 \text{ K}$ $B_z^2 = 0 \text{ cm}^2$ $C_{Xe135} = C_{Sm149} = 0 \text{ atome/cm}^3$ modérateur chaud sans bore (densité en eau 0,2001 g/cm <sup>3</sup> )	

Suite des états S7 à S12 à 0 MWj/t :

Etats	Définition des états	Variables à calculer
S10	$T_{\text{comb}} = 1027 \text{ K}$ $T_{\text{mod}} = T_{\text{gain}} = 579 \text{ K}$ $B_z^2 = 0 \text{ cm}^2$ $C_{\text{Xe135}} = C_{\text{Sm149}} = 0 \text{ atome/cm}^3$ modérateur chaud à 1200ppm de bore (densité en bore $8,5860\text{E-}4 \text{ g/cm}^3$ )	- $K_{\text{eff}}$ ou $B_z^2$ critique - $K_{\infty}$ - $\beta$ et $\beta_{\text{eff}}$ (fraction réelle et effective des neutrons retardés)
S11	$T_{\text{comb}} = 1027 \text{ K}$ $T_{\text{mod}} = T_{\text{gain}} = 579 \text{ K}$ $B_z^2$ critique $C_{\text{Xe135}} = C_{\text{Sm149}} = 0 \text{ atome/cm}^3$ modérateur chaud sans bore (densité en eau $0,715 \text{ g/cm}^3$ )	- $\lambda$ (temps de vie des neutrons prompts) - sections efficaces microscopiques moyennes dans le combustible ( $\sigma^a$ et $v\sigma^f$ ) de $^{235}\text{U}$ , $^{236}\text{U}$ , $^{238}\text{Pu}$ , $^{239}\text{Pu}$ , $^{240}\text{Pu}$ , $^{241}\text{Pu}$ , $^{242}\text{Pu}$ , $^{135}\text{Xe}$ , $^{149}\text{Sm}$ , le total des produits de fission et les taux de
S12	$T_{\text{comb}} = 300 \text{ K}$ $T_{\text{mod}} = T_{\text{gain}} = 300 \text{ K}$ $B_z^2$ critique $C_{\text{Xe135}} = C_{\text{Sm149}} = 0 \text{ atome/cm}^3$ modérateur chaud sans bore (densité en eau $1,001 \text{ g/cm}^3$ )	réactions relatives produits par ces nucléides dans la cellule.

### III.- Calculs des paramètres cinétiques

#### III.1.- Code de calculs utilisés

L'objectif des codes de calcul est de résoudre les problèmes de conception, de dimensionnement, d'optimisation des coûts de cycle (passage des gestions par tiers et allongées par quart), les analyses de fonctionnement (suivi de charge), mode de pilotage (passage du mode A au mode G), de sûreté (étude d'accidents par perte de réfrigérant, problème d'éjection de barres). De plus, ils permettent de solutionner des problèmes d'interprétation d'expérience et de qualification.

Les calculs du benchmark VVER-1000 ont été effectués par cinq codes différents.

- Le code HELIOS, utilisé au Laboratoire National d'Oak Ridge (ONRL, USA), est un code de transport pour l'analyse des assemblages combustibles. Il est à deux dimensions. Ce code a été écrit par la société Scanpower (Norvège, Allemagne).

- Le code APOLLO-2, du Laboratoire d'Etudes Neutroniques des Réacteurs (SERMA, C.E.A Saclay), est un code modulaire pour des calculs de transport multigroupe dans des cellules et des assemblages.

- Le code TRIPOLI-4 du Laboratoire d'Etudes Neutroniques des Réacteurs (SERMA, C.E.A. Saclay) est un code de Monte Carlo.

- Le code MCU-RFFI/A du Centre de Recherche Kurchatov (Russie) est un code de Monte Carlo pour l'étude des transports des neutrons dans l'intervalle d'énergie 20 MeV et  $10E^5$  eV.

- Le code TVS-M du Centre de Recherche Kurchatov (Russie) est un code déterministe.

- Le code WIMS-ABBN de l'Institut de Kurchatov (Russie) est une version actualisée du code anglais WIMS-D4 (code déterministe).

Le code de Monte Carlo est le code de référence. MCU sera le seul code russe retenu dans les comparaisons avec HELIOS, APOLLO-2, TRIPOLI-4.

#### III.2.- Conditions de calculs

Celles-ci sont différentes suivant le code de calcul utilisé.

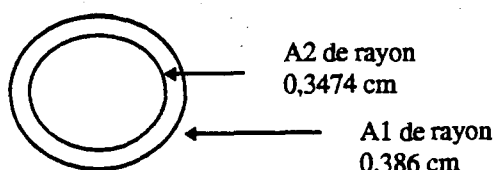
##### III.2.1 - HELIOS

Les *bibliothèques de données neutroniques* sont à 34 et 89 groupes, dont l'évaluation est ENDF/B-VI.

La *chaîne d'évolution* est composée de 271 isotopes dont 115 produits de fission et 32 actinides.

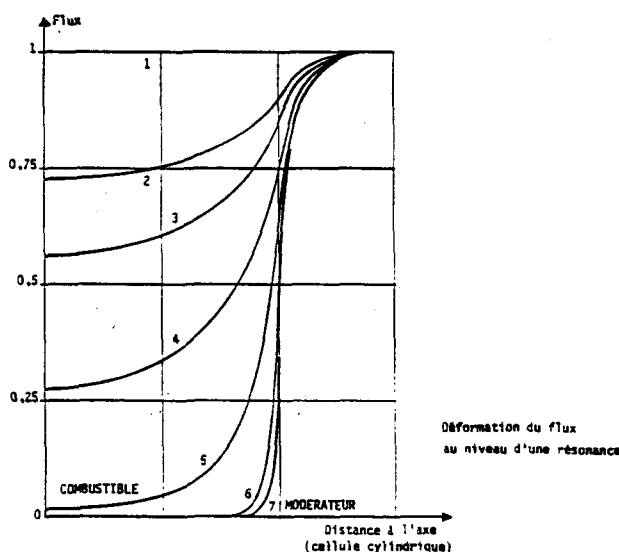
*L'équation de Boltzmann* est résolue sous sa forme intégrale par la méthode des probabilités de collision (calcul des  $P_{ij}$ ).

Les options d'autoprotection sont imposées. Le milieu combustible est divisé en deux zones autoprotégées A1 et A2.



Les tailles de ces zones ont été choisies afin de représenter correctement le flux thermique. En effet, au niveau d'une résonance peu de neutrons atteignent le centre de la zone combustible. Donc, au bord du combustible le flux est fortement déprimé (voir figure 5).

Figure 5 : Déformation du flux au niveau d'une résonance



Par conséquent, la zone à autoprotéger se situe à la périphérie du combustible, où la dépression du flux est plus importante.

#### Les géométries :

Les premiers calculs sont obtenus sur la cellule hexagonale. Elle n'est pas cylindrisée.

Les autres ont été réalisés sur le multi-assemblage. Des problèmes de convergence pour la bibliothèque à 89 groupes sont apparus. Suite à un problème d'encadrement, il m'a été impossible de mener à son terme ce calcul avant mon départ.

En ajustant les paramètres d'itérations, les problèmes rencontrés sur le multi-assemblage ont été résolus par la suite.

Il est à noter que certaines options internes au code HELIOS ont été bloquées avant que je l'utilise. Il m'a été donné aucune information quant aux conséquences de l'utilisation et la non utilisation de ces options.

### III.2.2 - MCU

La *bibliothèque de données neutroniques* est DLC/MCUDAT-1.0. Elle est basée sur les évaluations de ENDF/B-VI.

La *précision* des calculs des facteurs de multiplication est inférieur à 100pcm.

La *géométrie* est la cellule hexagonale.

### III.2.3 - APOLLO-2

La *bibliothèque de données neutroniques* est à 172 groupes (CEA 93) et d'origine JEF2.

La *chaîne d'évolution* est composée de 100 isotopes dont 77 produits de fission.

L'*équation de Boltzmann* est résolue sous sa forme intégrale par la méthode des probabilités de collision (calcul des  $P_{ij}$ ). Le traitement des courants d'interface se fait avec l'option UPO (uniforme en espace et isotrope en angle).

L'*autoprotection* est effectuée sur la géométrie de calcul à 2D exact. Six zones sont autoprotégées. Ces six couronnes sont obtenues à partir de 10 couronnes équivolumentiques.

R1 est le regroupement des 4 premiers rayons (Rce1, Rce2, Rce3, Rce4) des 10 couronnes

équivolumentiques :  $R1 = \sqrt{\frac{4}{10}} \times R_{comb}$

R2 est le regroupement de 3 rayons (Rce5, Rce6, Rce7) des 10 couronnes équivolumentiques :

$R2 = \sqrt{\frac{7}{10}} \times R_{comb}$

R3 correspond au huitième rayon (Rce8) des 10 couronnes équivolumentiques :

$R3 = \sqrt{\frac{8}{10}} \times R_{comb}$

R4 représente le neuvième rayon (Rce9) des 10 couronnes équivolumentiques :

$R4 = \sqrt{\frac{9}{10}} \times R_{comb}$

R5 correspond à la moitié du dixième rayon (Rce10) des 10 couronnes équivolumentiques :

$R5 = \sqrt{\frac{19}{20}} \times R_{comb}$

Dans R6 est le rayon total du combustible :  $R_{comb} = 0.386$  cm. Les rayons R2 R3 R4 R5 R6 ont été choisis afin mieux représenter la dépression flux thermique à la périphérie du combustible (voir figure 5).

Les isotopes ont été autoprotégés sur tout le domaine d'énergie.

La *géométrie* utilisée est la cellule hexagonale non cylindrée. Les premiers calculs ont été réalisés sur une géométrie multicellule, puis sur une cellule à 2D exact. L'écart observé entre les deux est de l'ordre de 50 pcm pour le facteur de multiplication.

### III.2.4 - TRIPOLI-4

La *bibliothèque de données neutroniques* est JEF2.

La *précision* utilisée pour les facteurs de multiplication est inférieure à 119pcm.

La *méthode de résolution* est le Monte Carlo.

La *géométrie* est la cellule hexagonale.

### III.3.- Comparaisons

#### III.3.1 - Généralités

Les paramètres comparés sont les facteurs de multiplication ( $K_{eff}$ ,  $k_{eff}$ ), les rapports de flux, les bibliothèques des sections efficaces.

Les configurations comparées sont V1 à V10.

L'écart entre les codes est déterminé en pcm pour les valeurs de  $k_{eff}$  de la manière suivante :

$$\Delta k_{eff} = \left[ \ln \frac{k}{k_{ref}} \right] \times 1E+05$$

L'écart entre les codes est déterminé en pourcentage pour les valeurs des rapports de flux de la manière suivante :

$$\Delta(\text{ratio}\phi) = \left[ \ln \frac{\text{ratio}\phi}{\text{ratio}\phi_{ref}} \right] \times 100$$

#### III.3.2 - Comparaison des bibliothèques pour le facteur de multiplication $k_{eff}$ :

Tableau 9: bibliothèque des  $k_{eff}$  :

Cas	Origine du combustible	Etats	HELIO S 34	HELIOS 89	MCU 100pcm	H34/H8 9 (pcm)	H34/M (pcm)	H89/M (pcm)
V1	UO <sub>2</sub> neuf 4,40 % (U5/U)	s1	1.06448	1.06282	1,0639	156	54	102
		s3	1.11040	1.10896		130		
		s4	1.10358	1.10186	1,1033	156	25	131
		s5	1.11719	1.11551	1,1161	151	98	53
		s6	1.22122	1.21945	1,2187	145	207	61
V2	MOX neuf qualité militaire 3.6 % Pu239/(U+Pu), 0.22 % Pu240/(U+Pu), 0.04 % Pu241/(U+Pu) 93.03 % Pu239/Pu 5.97 % Pu240/Pu 0.99 % Pu241/Pu	s1	1.03090	1.02375	1,0200	696	1063	364
		s3	1.05525	1.04804		685		
		s4	1.04728	1.04002	1,0368	695	1006	310
		s5	1.06221	1.05604	1,0498	583	1175	593
		s6	1.18923	1.18451	1,1786	398	898	500
V10	MOX neuf de 1ère génération 4.82 % Pu239/(U+Pu) 2.04 % Pu240/(U+Pu) 0.80 % Pu241/(U+Pu) 0.44 % Pu242/(U+Pu) 58.73 % Pu239/Pu 24.81 % Pu240/Pu 9.62 % Pu241/Pu 5.31% Pu242/Pu	s1	0.96157	0.96152		5		
		s3	0.97290	0.97295		5		
		s4	0.96660	0.96657		3		
		s5	0.98107	0.98122		15		
		s6	1.09201	1.09181		18		



### HELIOS 34 et HELIOS 89:

La bibliothèque à 34 groupes n'est pas robuste pour le plutonium de qualité militaire (V2), car l'erreur est comprise entre 398 et 696 pcm.

La teneur isotopique en Pu239 dans la variante V2 est de 93 % (par rapport à la proportion de Pu total), et dans la configuration V10 est de 58,73 % (par rapport à la proportion de Pu total).

Le plutonium 239 a une grande résonance vers 0,3 eV. Sa section efficace d'absorption pour des neutrons de 2200 m/s (0,0253 eV) est de 1011 b.

La grande résonance du Pu239 n'est définie que par un groupe d'énergie dans la bibliothèque à 34 groupes (le groupe 26 à 2,705E-01 eV).

Par contre, dans la bibliothèque à 89 groupes, trois groupes d'énergie sont utilisées :

69	3,206E-01 eV
70	3,011E-01 eV
71	2,907E-01 eV

Les écarts importants de la configuration V2 sont dus à une insuffisance de la subdivision des groupes d'énergie de la bibliothèque à 34 groupes par rapport à celle à 89 groupes.

### MCU et HELOS :

Les écarts entre la bibliothèque à 34 groupes du code HELIOS et la bibliothèque DLC/MCUDAT-1.0 de MCU sont importants (compris entre 900 et 1175 pcm). Par contre, ils sont plus faibles entre la bibliothèque à 89 groupes d'HELIOS et celle de MCU (compris entre 310 et 593 pcm). **Par conséquent, la bibliothèque à 89 groupes est plus générale que celle à 34 groupes pour le calcul des plutonium. Elle sera utilisée dans tous les calculs effectués par le code HELIOS.**

Description de la bibliothèque à 89 groupes (bornes supérieur en eV) :

1	2,0000E+07	23	2,4790E+04	45	8,3150E+00	67	4,1700E-01
2	7,4080E+06	24	1,5030E+04	46	6,4760E+00	68	3,5770E-01
3	6,0650E+06	25	9,1190E+03	47	5,0430E+00	69	3,2060E-01
4	4,4930E+06	26	5,5310E+03	48	3,9280E+00	70	3,0110E-01
5	3,6790E+06	27	3,3550E+03	49	3,0590E+00	71	2,9070E-01
6	2,7250E+06	28	2,0350E+03	50	2,3820E+00	72	2,7050E-01
7	2,2310E+06	29	1,2340E+03	51	1,8550E+00	73	2,5100E-01
8	1,8270E+06	30	7,4850E+02	52	1,7260E+00	74	2,2770E-01
9	1,3530E+06	31	4,5400E+02	53	1,5950E+00	75	1,8440E-01
10	1,0030E+06	32	2,7540E+02	54	1,4570E+00	76	1,5230E-01
11	8,2080E+05	33	1,6700E+02	55	1,3080E+00	77	1,4570E-01
12	6,0810E+05	34	1,3010E+02	56	1,1660E+00	78	1,1160E-01
13	4,9790E+05	35	1,0130E+02	57	1,0990E+00	79	8,1970E-02
14	3,6880E+05	36	7,8890E+01	58	1,0720E+00	80	6,7000E-02
15	3,0200E+05	37	6,1440E+01	59	1,0620E+00	81	5,6920E-02
16	2,2370E+05	38	4,7850E+01	60	1,0530E+00	82	5,0000E-02
17	1,8320E+05	39	3,7270E+01	61	1,0430E+00	83	4,2750E-02
18	1,5000E+05	40	2,9020E+01	62	1,0140E+00	84	3,5500E-02
19	1,1110E+05	41	2,2600E+01	63	9,5060E-01	85	3,0610E-02
20	8,6520E+04	42	1,7600E+01	64	7,8210E-01	86	2,0490E-02
21	6,7380E+04	43	1,3710E+01	65	6,2510E-01	87	1,2400E-02
22	4,0870E+04	44	1,0680E+01	66	5,0320E-01	88	6,3250E-03
						89	2,2770E-03

### III.3.3 - Comparaison des facteurs de multiplication $k_{eff}$ :

Les résultats sont indiqués dans le tableau 10

Dans le cas d'un combustible MOX neuf de qualité militaire (V2), l'écart entre HELIOS et APOLLO-2 augmente ( de 92 à 216 pcm) lorsque la température du combustible diminue (de 1027 à 300K).

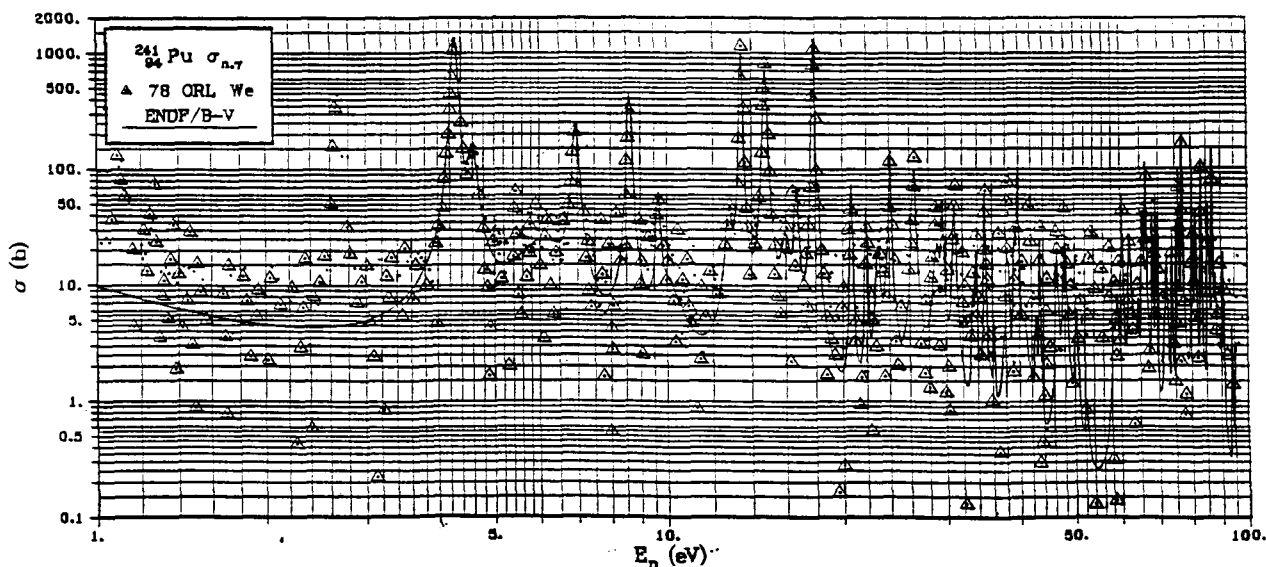
Il semblerait que le cas du combustible MOX n'est pas traité de la même manière entre HELIOS et APOLLO-2.

L'effet contraire se produit pour les combustibles à un isotope de plutonium (V7 pour Pu239, V8 pour Pu240, V9 pour Pu241). L'écart entre HELIOS et APOLLO-2 diminue quand la température diminue.

L'effet doppler est représenté dans le tableau suivant pour le Pu240 (V8) et Pu241 (V9) à l'état S6 en faisant varier la température combustible de 300 K à 1027 K.

combustible	Etat	Effet doppler (pcm/°C)	Effet total (pcm)
Plutonium à 100% Pu240 0,22% Pu240/(U+Pu)	S6	-2,93	-2725
Plutonium à 100% Pu241 0,04% Pu241/(U+Pu)	S6	-3,74	-2133

De plus , en comparant les bibliothèques d'HELIOS (à 89 groupes) et d'APOLLO-2 (à 172 groupes), CEA 93 a un raffinement plus grand autour de la résonance à 4,28 eV du plutonium 241 (voir graphique).



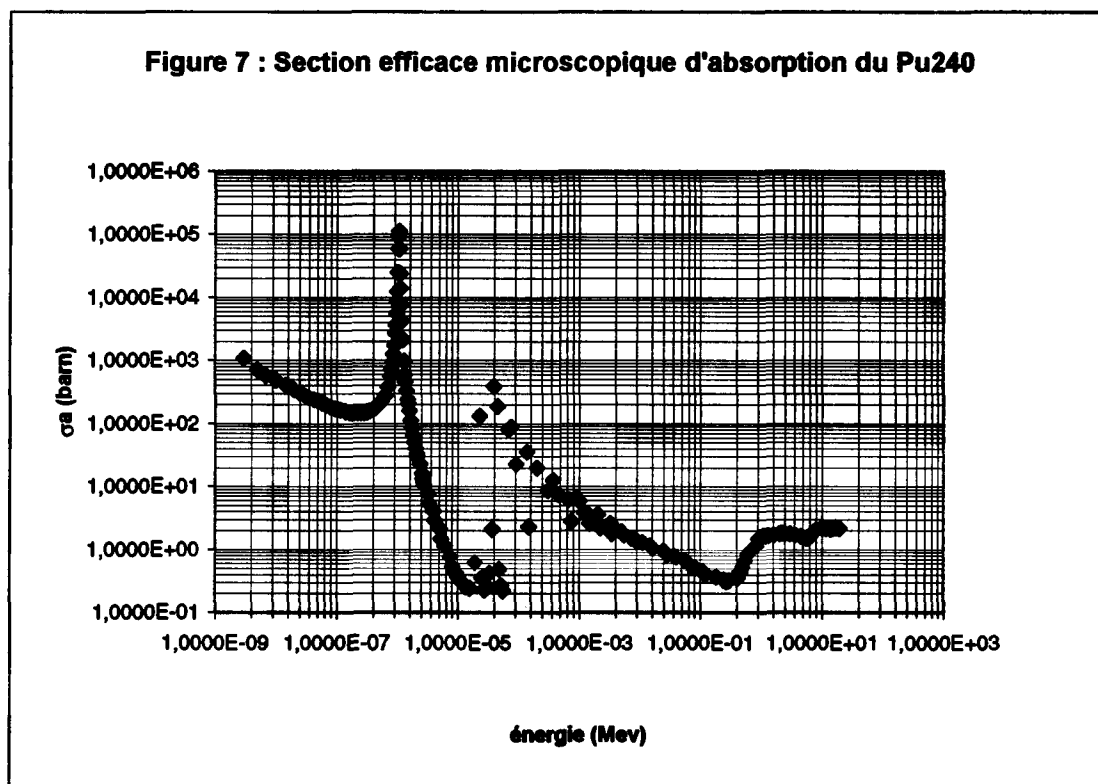
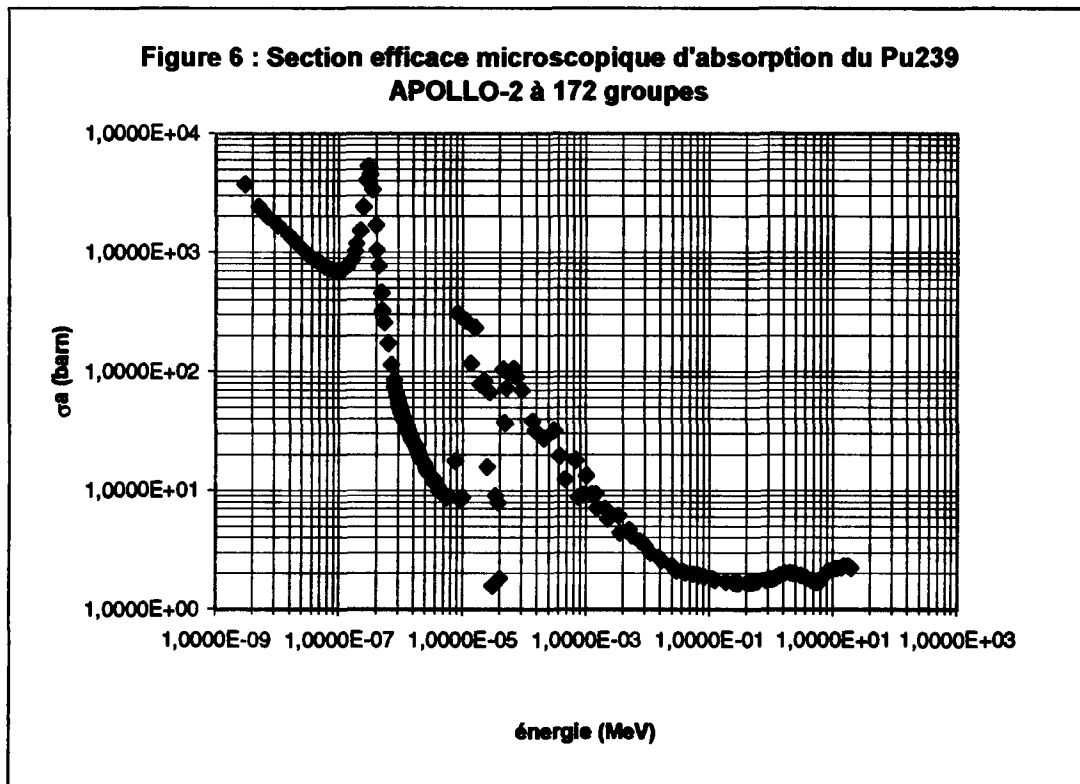
Cette grande résonance à 4,28 eV du Pu241 est définie par un groupe d'énergie dans la bibliothèque à 89 groupes du code HELIOS (groupe 47 à 5,0430 eV).

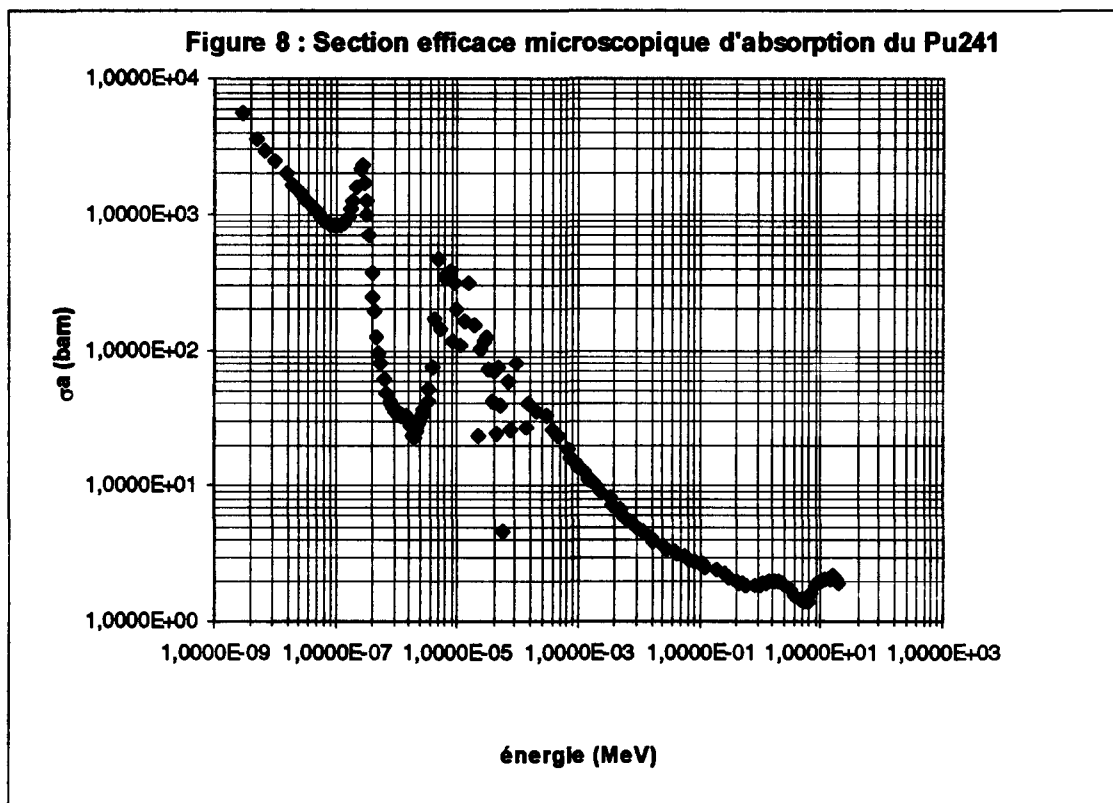
Par contre , dans la bibliothèque du code APOLLO-2 à 172 groupes, trois groupes d'énergie sont utilisés :

- 91            5,04348 eV
- 92            4,12925 eV
- 93            4,00000 eV

Le découpage de la bibliothèque du code APOLLO-2 à 172 groupes est plus fin que celui de la bibliothèque du code HELIOS à 89 groupes pour le Pu241.

Les sections microscopiques d'absorption du PU239, Pu240, Pu241 obtenues par le code APOLLO-2 sont présentées sur les figures 6, 7, 8.





La configuration contenant seulement du Pu241 (v9) à l'état s6 indique que HELIOS et APOLLO2 ont les écarts vis à vis de MCU (de l'ordre de 2000 pcm).

Par conséquent, il est nécessaire de compléter l'étude par des calculs avec un autre code de Monte Carlo (TRIPOLI4) pour vérifier la validité du code MCU.

Le tableau 11 présente les résultats à b<sup>2</sup>z nul des variantes v15 à v18.

Les codes HELIOS et APOLLO réagissent de la même manière vis à vis du code MCU pour les mêmes cas. Lorsque l'écart entre HELIOS et MCU est important, il en est de même pour APOLLO2. Par contre, les comparaisons entre TRIPOLI4/HELIOS, et APOLLO2/TRIPOLI4 sont bonnes (compris entre 20 et 360 pcm), à l'exception d'un cas (v15 s7).

De plus, l'erreur entre APOLLO2 et HELIOS est faible (< 170 pcm).

Donc il subsiste un doute en ce qui concerne les calculs MCU.

### III.3.4 - comparaison des rapports de flux :

Les résultats sont présentés dans le tableau 12.

Les écarts entre APOLLO-2 et MCU sont meilleurs qu'entre HELIOS et MCU.

Les erreurs sont comprises entre 0,009% et 0,08 % Pour les comparaisons entre APOLLO-2 et MCU. Par contre, celles entre HELIOS et MCU oscillent entre 0,13% et 0,5%.

Dans le cas  $\text{flux}_{\text{comb}}/\text{flux}_{\text{cell}}$ , les écarts entre HELIOS et APOLLO-2 sont de l'ordre 0,47%.

Ceci est dû à la représentation différente du milieu combustible entre les deux codes.

En effet, le code HELIOS définit cette région par deux couronnes et le code APOLLO-2 par six couronnes. Le flux étant fortement déprimé à la périphérie d'un combustible, il est nécessaire de faire un découpage plus fin de cette région (voir figure 5: déformation du flux au niveau d'une résonance). C'est la raison pour laquelle le code APOLLO-2 utilise cette description du milieu combustible.

Les abréviations utilisées dans les tableaux 12 sont  
Fco/Fce : rapport du flux combustible et du flux cellule;  
Fga/Fce : rapport du flux gaine et du flux cellule;  
Fm/Fce : rapport du flux modérateur et du flux cellule;  
APOL et AP signifie APOLLO-2  
M signifie MCU  
HE signifie HELIOS

Tableau 10 : Facteur de multiplication à B<sup>2</sup>z imposé

Cas	Origine du combustible	Etats	keff			Ecart (pcm)				
			MCU 100 pcm	HELIOS	APOLLO-2	H/M	AP2/M	AP2/H		
v1	UO2 neuf 4,40 % (U5/U)	s1	1,0639	1,06282	1,06721	-102	310	412		
		s3		1,10896	1,11302			365		
		s4	1,1033	1,10186	1,10688			-131	324	455
		s5	1,1161	1,11551	1,12106			-53	444	497
		s6	1,2187	1,21945	1,22525			62	536	474
v2	MOX neuf qualité militaire 3,36 % Pu239/(U+Pu) 0,22 % Pu240/(U+Pu) 0,04 % Pu241/(U+Pu) 93,03 % Pu239/Pu 5,97 % Pu240/Pu 0,99 % Pu241/Pu	s1	1,0200	1,02375	1,02445	367	436	69		
		s3		1,04804	1,04837			31		
		s4	1,0368	1,04002	1,04098			310	402	92
		s5	1,0498	1,05604	1,05463			593	459	-134
		s6	1,1786	1,18451	1,18195			500	284	-216
v3	UO2 neuf à 4,4% (U5/U) usé sans PF 2 ans dans VVER à 30000 MWj/t	s1		0,91632	0,91701			75		
		s3		0,95377	0,95426			51		
		s4		0,94899	0,95029			137		
		s5		0,96397	0,96298			-102		
		s6	1,0565	1,06337	1,06209			648	528	-120
v4	UO2 neuf à 4,4% (U5/U) usé avec PF 2 ans dans VVER à 30000 MWj/t	s1		0,86414	0,86237			-205		
		s3		0,89784	0,89583			-224		
		s4		0,89315	0,89190			-140		
		s5		0,90699	0,90342			-394		
		s6	0,9949	1,00360	1,00024			871	536	-335
v7	Plutonium à 100% Pu239 3,37 % Pu239/(U+Pu)	s1		1,10348	1,10019			-299		
		s3		1,13110	1,12722			-344		
		s4		1,12194	1,11883			-277		
		s5		1,13599	1,13349			-221		
		s6	1,2501	1,25918	1,25769			724	605	-119
v8	Plutonium à 100% Pu240 0,22% Pu240/(U+Pu)	s1		0,92460	0,93101			691		
		s3		0,96978	0,97612			651		
		s4		0,96530	0,97252			745		
		s5		0,98051	0,98543			501		
		s6	1,0828	1,08394	1,08703			105	390	285
v9	Plutonium à 100% Pu241 0,04% Pu241/(U+Pu)	s1		1,32360	1,31405			-724		
		s3		1,35510	1,34477			-765		
		s4		1,34337	1,33395			-704		
		s5		1,35927	1,35129			-588		
		s6	1,4321	1,47070	1,46516			2 660	2 282	-377
v10	MOX neuf 1 <sup>ère</sup> génération 0,18% Pu238/(U+Pu) 4,82 % Pu239/(U+Pu) 2,04 % Pu240/(U+Pu) 0,80 % Pu241/(U+Pu) 0,44 % Pu242/(U+Pu) 1,51% Pu238/Pu 58,73 % Pu239/Pu 24,81 % Pu240/Pu 9,62 % Pu241/Pu 5,31 % Pu242/Pu	s1		0,96150	0,95345			-841		
		s3		0,97300	0,96436			-891		
		s4		0,96660	0,95847			-844		
		s5		0,98120	0,97210			-932		
		s6		1,09180	1,08394			-723		

Tableau 11 : Facteur de multiplication à B<sup>2</sup>z nul

Cas	Origine du combustible	Etats	Ecart							
			TRIP4	Sigma pcm	HEL/M pcm	AP2/M pcm	HEL/T4 pcm	AP2/T4 pcm	MT4 pcm	AP2/HeI pcm
V15	UO2 neuf a 4,40 % (U5/U)	s7	1,39144	131	51	383	-710	-377	-760	-333
v16	UO2 neuf a 4,4% (U5/U) usH avec PF durant 2 ans IO 30000 MWj/t	s7	1,11165	106	1028	859	265	96	-763	169
		s9	0,80651	98			580	-404		984
		s10	1,02478	103	1095	930	362	197	-733	165
V17	MOX neuf qualite militaire 3,36 % Pu239/(U+Pu) 0,22 % Pu240/(U+Pu) 0,04 % Pu241/(U+Pu) 93,03 % Pu239/Pu 5,97 % Pu240/Pu 0,99 % Pu241/Pu	s7	1,26768	115	727	660	198	132	-529	66
		s9	0,96871	99	350	-636	483	-503	133	986
		s10	1,20813	119	663	637	188	161	-475	27
v18	FU11 : Pu use avec PF de 1 <sup>ere</sup> generation 56,93% Pu239/Pu 25,89% Pu240/Pu 13,45% Pu241/Pu 3,06% Pu242/Pu	s7	1,07989	110	1059	1004	176	122	-883	55
		s10	1,01666	106	1008	966	63	21	-944	42

**Please be aware that all of the Missing Pages in this document were  
originally blank pages**



## IV -

## Conclusion

Ce stage m'a permis l'étude d'un benchmark de réacteur VVER. Tous les résultats ont été obtenus sur une cellule hexagonale.

Le combustible utilisé est soit de l'oxyde d'uranium (neuf enrichi à 4.40% en U5, usé avec PF ou sans PF) soit de l'oxyde mixte (neuf à 93% en Pu239/Pu, ou neuf à 59% en Pu239/Pu) soit du plutonium (à un isotope de Pu, ou usé à 57% en Pu239/Pu).

Le modérateur était de différente nature (chaud ou froid), avec ou sans bore, avec ou peu de densité. La gaine était en zirconium.

A l'aide de toutes les spécifications de ce benchmark, 13665 calculs ont été réalisés sur le code HELIOS. Sur le code APOLLO-2, 863 paramètres obtenus et 48 à l'aide du code TRIPOLI-4. L'étude complémentaire réalisée au SERMA, m'a permis d'apprendre à utiliser deux codes de calculs (APOLLO-2, TRIPOLI-4), en l'espace de deux mois.

Ce travail au Laboratoire d'Etudes Neutroniques des Réacteurs (CEA Saclay) m'a permis de réaliser toute l'analyse des données physiques.

Après comparaison des bibliothèques à 34 et à 89 groupes du code HELIOS, la bibliothèque à 89 groupes a été choisie pour améliorer la précision des résultats du code.

Les comparaisons des configurations contenant du MOX neuf (V2) et un isotope plutonium (V7, V8, V9) ne sont pas traitées de la même manière par HELIOS et APOLLO2.

La bibliothèque du code APOLLO2 a un découpage plus fin dans le domaine épithermique pour le Pu241 (grande résonance à 4,28 eV).

Le code APOLLO2 a été validé par rapport au code TRIPOLI4 sur l'autoprotection groupe par groupe du Pu240.

Par contre, aucune information m'a été fournie sur la validation du code HELIOS.

Le code APOLLO2 a une description plus fine de la zone combustible (6 couronnes).

De plus, des doutes subsistent dans les calculs obtenus avec le code MCU. Une investigation plus longue est en cours avec le code TRIOPLI4 (code de Monte Carlo).

Il me semble regrettable de ne pas avoir eu d'explications sur l'utilisation ou la non utilisation de certaines options du mode de calcul du code HELIOS, ainsi qu'une aide pour l'analyse des résultats, lors de mon stage au laboratoire Nationale d'Oak Ridge (USA).

Tableau 6 : Configuration

	état	combustible	E	Tcomb	T autre	modérateur	concentration		Bz <sup>2</sup> (cm <sup>-2</sup> )
			%	K	K		135Xe (atomes/barn.cm)	139Sm	
v1	s1			1027	579	chaud avec 600 ppm de bore	9,4581E-09	7,3667E-08	0,003
	s3		U5: 4,40	1027	579	chaud sans bore	0	0	0,003
	s4	Fu1:UO2 neuf	U8: 95,60	1027	579	chaud avec 600 ppm de bore	0	0	0,003
	s5			579	579	chaud avec 600 ppm de bore	0	0	0,003
	s6			300	579	froid avec 600 ppm de bore	0	0	0,003
v2	s1		U5: 0,19	1027	579	chaud avec 600 ppm de bore	9,4581E-09	7,3667E-08	0,003
	s3		U8: 96,19	1027	579	chaud sans bore	0	0	0,003
	s4	Fu2:MOX neuf	Pu9: 3,36	1027	579	chaud avec 600 ppm de bore	0	0	0,003
	s5		Pu0: 0,22	579	579	chaud avec 600 ppm de bore	0	0	0,003
	s6		Pu1: 0,04	300	579	froid avec 600 ppm de bore	0	0	0,003
v3	s1			1027	579	chaud avec 600 ppm de bore	9,4581E-09	7,3667E-08	0,003
	s3		U5: 1,99	1027	579	chaud sans bore	0	0	0,003
	s4	Fu3:UO2 usé	U6: 0,46	1027	579	chaud avec 600 ppm de bore	0	0	0,003
	s5	sans PF	U8: 97,56	579	579	chaud avec 600 ppm de bore	0	0	0,003
	s6			300	579	froid avec 600 ppm de bore	0	0	0,003
v4	s1			1027	579	chaud avec 600 ppm de bore	9,4581E-09	7,3667E-08	0,003
	s3		U5: 1,99	1027	579	chaud sans bore	0	0	0,003
	s4	Fu4:UO2 usé	U6: 0,46	1027	579	chaud avec 600 ppm de bore	0	0	0,003
	s5	avec PF	U8: 97,56	579	579	chaud avec 600 ppm de bore	0	0	0,003
	s6			300	579	froid avec 600 ppm de bore	0	0	0,003

Tableau 7 : Configuration

état	combustible	E %	Tcomb °K	T autre °K	modérateur	concentration		Bz <sup>2</sup> (cm <sup>-2</sup> )	
						135Xe (atomes/barn.cm)	139Sm		
v7	s1		1027	579	chaud avec 600 ppm de bore	9,4581E-09	7,3667E-08	0,003	
	s3	U5: 0,20	1027	579	chaud sans bore	0	0	0,003	
	s4	Fu7: MOX	U8: 99,80	1027	579	chaud avec 600 ppm de bore	0	0	0,003
	s5	avec Pu239	Pu9: 3,37	579	579	chaud avec 600 ppm de bore	0	0	0,003
	s6			300	579	froid avec 600 ppm de bore	0	0	0,003
v8	s1		1027	579	chaud avec 600 ppm de bore	9,4581E-09	7,3667E-08	0,003	
	s3	U5: 0,20	1027	579	chaud sans bore	0	0	0,003	
	s4	Fu8: MOX	U8: 99,80	1027	579	chaud avec 600 ppm de bore	0	0	0,003
	s5	avec Pu240	Pu0: 0,22	579	579	chaud avec 600 ppm de bore	0	0	0,003
	s6			300	579	froid avec 600 ppm de bore	0	0	0,003
v9	s1		1027	579	chaud avec 600 ppm de bore	9,4581E-09	7,3667E-08	0,003	
	s3	U5: 0,20	1027	579	chaud sans bore	0	0	0,003	
	s4	Fu9: MOX	U8: 99,76	1027	579	chaud avec 600 ppm de bore	0	0	0,003
	s5	avec Pu241	Pu1: 0,04	579	579	chaud avec 600 ppm de bore	0	0	0,003
	s6			300	579	froid avec 600 ppm de bore	0	0	0,003
v10	s1	Pu8: 0,12	1027	579	chaud avec 600 ppm de bore	9,4581E-09	7,3667E-08	0,003	
	s3	Pu9: 4,82	1027	579	chaud sans bore	0	0	0,003	
	s4	Fu10:MOX neuf	Pu0: 2,04	1027	579	chaud avec 600 ppm de bore	0	0	0,003
	s5		Pu1: 0,80	579	579	chaud avec 600 ppm de bore	0	0	0,003
	s6		Pu2: 0,44	300	579	froid avec 600 ppm de bore	0	0	0,003

Tableau 8 : Configuration

état	combustible	E %	Tcomb K	T autre K	modérateur	concentration		Bz <sup>2</sup> (cm <sup>-2</sup> )	
						135Xe (atomes/barn.cm)	139Sm		
v15	s7		1027	579	chaud sans bore	0	0	0	
	s8	U5: 4,40	2000	579	chaud sans bore	0	0	0	
	s9	Fu1:UO2 neuf	U8: 95,60	1027	579	chaud avec faible densité	0	0	
	s10			1027	579	chaud avec 1200 ppm de bore	0	0	
	s11			1027	579	chaud sans bore	0	0	critique
	s12			300	300	froid sans bore	0	0	critique
v16	s7		1027	579	chaud sans bore	0	0	0	
	s8	U5: 1,99	2000	579	chaud sans bore	0	0	0	
	s9	Fu4:UO2 usé	U6: 0,46	1027	579	chaud avec faible densité	0	0	0
	s10	avec PF	U8: 97,56	1027	579	chaud avec 1200 ppm de bore	0	0	0
	s11			1027	579	chaud sans bore	0	0	critique
	s12			300	300	froid sans bore	0	0	critique
v17	s7	U5: 0,19	1027	579	chaud sans bore	0	0	0	
	s8	U8: 96,19	2000	579	chaud sans bore	0	0	0	
	s9	Fu2:MOX neuf	Pu9: 3,36	1027	579	chaud avec faible densité	0	0	0
	s10		Pu0: 0,22	1027	579	chaud avec 1200 ppm de bore	0	0	0
	s11		Pu1: 0,04	1027	579	chaud sans bore	0	0	critique
	s12			300	300	froid sans bore	0	0	critique
v18	s7		1027	579	chaud sans bore	0	0	0	
	s8	Pu8:1,69	2000	579	chaud sans bore	0	0	0	
	s9	Fu11:Pu usé	Pu9:0,77	1027	579	chaud avec faible densité	0	0	0
	s10	avec PF	Pu0:0,40	1027	579	chaud avec 1200 ppm de bore	0	0	0
	s11		Pu1:0,09	1027	579	chaud sans bore	0	0	critique
	s12		Pu2:0,014	300	300	froid sans bore	0	0	critique