

# EVALUATION DU SPECTRE DES NEUTRONS PRES DU REACTEUR VENUS – UTILISATION DE MCNPX-2.5C

Bernard Verboomen, Michèle Coeck, Peter Baeten

SCK•CEN, Centre d'Etude de l'Energie Nucléaire, Boeretang 200, 2400 Mol, Belgique

## 1. Introduction

La détermination fiable de la dose neutronique en environnement réel reste toujours une issue importante dans le domaine de la radioprotection. Les interactions des neutrons avec les tissus humains et les matériaux constituant les détecteurs sont très complexe. L'usage de facteurs de qualité dépendant de l'énergie des neutrons devient ici indispensable.

La présente étude a été motivée par le choix du réacteur VENUS (SCK•CEN) comme (un des) environnement(s) de travail réel pour le projet du Cinquième Programme-Cadre EVIDOS. L'objectif principal du projet est l'évaluation, en champ mixte neutron-photon, et en environnement réel (industrie nucléaire), des différentes méthodes de mesures utilisées en dosimétrie neutronique. Le projet vise à la détermination des capacités et limitations des dosimètres et à l'établissement de méthodes d'obtention d'équivalents de doses à partir des données obtenues par spectrométrie, dosimétrie personnelle et ambiante. Pour chaque environnement, (il n'existe pas de dosimètre donnant une valeur correcte de la dose quel que soit le champ neutronique) des valeurs de référence doivent être déterminées par spectrométrie (énergie et angle). La connaissance de la distribution en énergie et en angle des neutrons permet alors le calcul des différents équivalents de doses. La détermination de ces valeurs de références par calcul neutronique direct permet, en plus du support indispensable aux expériences, la validation du modèle Monte Carlo très détaillé développé récemment au SCK•CEN. Des mesures sont planifiées dans différentes installations représentatives de l'industrie nucléaire (réacteurs, usines de fabrication et de retraitement du combustible, installations de transport et de stockage).

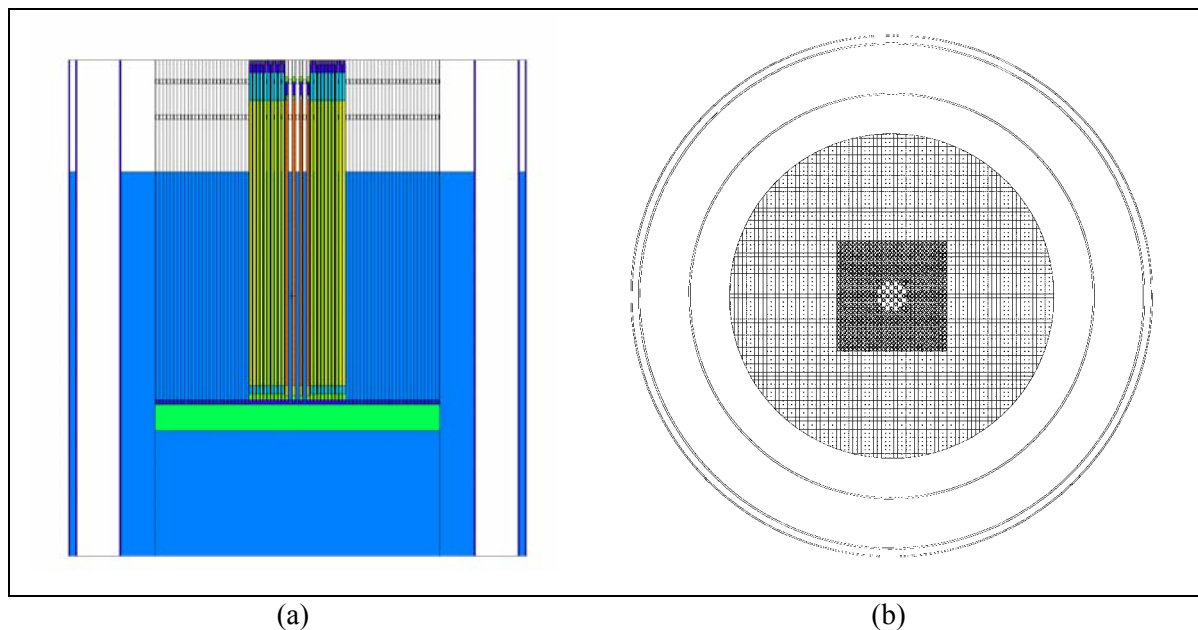
Le réacteur VENUS est réacteur non pressurisé à eau de puissance nulle. Le réacteur est généralement utilisé pour la validation des codes de calculs neutroniques. L'environnement retenu pour le projet EVIDOS à pour cadre l'expérience REBUS [1] menée dans le réacteur VENUS. L'objectif du programme de recherche REBUS est l'établissement d'un benchmark expérimental pour la validation des codes de calculs dans le domaine du transport et stockage des combustibles (UO<sub>2</sub> et MOX) irradiés. De manière plus précise, il s'agit de voir si ces codes évaluent correctement l'effet anti-réactif (par rapport au combustible correspondant frais) causé par la prise en compte du taux de combustion réel de ces éléments combustibles (*burn-up credit*). Les expériences avec du combustible frais sont terminées et la première expérience avec du combustible MOX irradié vient de démarrer.

Ce papier présente, pour ce chargement MOX épuisé, les premiers résultats de calcul des flux et doses en différents endroits du réacteur.

## 2. Description de l'installation VENUS

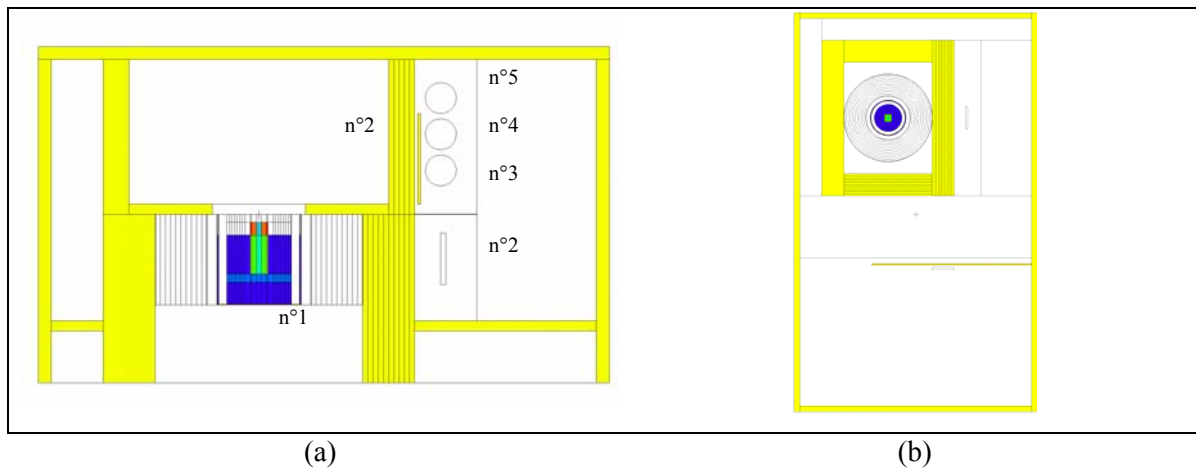
Le réacteur VENUS est constitué d'une cuve cylindrique ouverte (c.-à-d. non pressurisée) en Inox de 1.6 m de diamètre intérieur, de 4 mm d'épaisseur et de 1.7 m de hauteur. Deux grilles en Inox et une grille en Plexiglas maintiennent les éléments combustibles en position verticale. L'ensemble forme un réseau carré de pas 1.26 cm. Le contrôle du réacteur se fait par variation du niveau de l'eau dans la cuve. Le flux thermique conventionnel maximum est de  $5 \cdot 10^9$  n/cm<sup>2</sup> s et la puissance associée est de 600 W.

Pour l'expérience REBUS, le cœur du réacteur (Figure 1) est constitué de 704 aiguilles combustibles de 1 m de longueur formant un réseau carré hétérogène 27x27 de pas 1.26 cm. Les 24 aiguilles MOX irradiées (Pu/MOX = 7.2% après irradiation de MOX frais 8.6% à 20 GW-j/T HM) sont chargées dans un assemblage 7x7 (réseau « interne » de pas  $\sqrt{2} \times 1.26$  cm) et disposées au centre d'une zone 23x23 nourricière UO<sub>2</sub> enrichi à 3.3% elle-même entourée de deux rangées extérieures d'aiguilles UO<sub>2</sub> enrichi à 4.0%. Le niveau critique se situe environ à 80 cm du pied de la partie active des éléments combustibles.



**Figure 1: Modèle détaillé MCNPX-2.5C de VENUS**  
**(a) coupe verticale centrée (plan XZ), (b) coupe horizontale au plan médian (plan XY)**

La cuve du réacteur est positionnée en sous-sol dans une casemate (Figure 2) rectangulaire dont les murs en béton baryté ont 1 m d'épaisseur en sous sol et 50 cm d'épaisseur sinon. Le plancher de la casemate, également en béton baryté à une épaisseur de 20 cm. La partie supérieure de la façade et la porte de la casemate sont recouvertes d'un écran en polyéthylène de 5.8 cm d'épaisseur. Un autre écran en polyéthylène d'épaisseur comprise entre 5.2 et 7.7 cm est placé entre la casemate et la salle de contrôle, ce qui permet encore d'atténuer la dose reçue par les opérateurs dans la salle de contrôle.



**Figure 2: Modèle complet MCNPX-2.5C du bâtiment VENUS (a) coupe verticale centrée sur le réacteur (plan XZ), (b) coupe horizontale au niveau des détecteurs n°1 et n°2 (plan XY)**

### 3. Modélisation de l'installation VENUS

Le code Monte Carlo MCNPX-2.5C [2] a été utilisé pour l'ensemble des calculs. Le domaine modélisé est contenu dans un parallélépipède droit de 19 m de longueur, de 12 m de largeur et de 8 m de hauteur. Le niveau de détail retenu est très élevé : le modèle 3-D MCNPX de VENUS est une réplique presque exacte du réacteur. Le calcul des flux et doses à l'extérieur du cœur est effectué en se basant sur l'équivalence formelle bien connue entre problème aux valeurs propres (calcul de criticité) et problème à source fixe dans lequel les fissions sont traitées comme absorptions et la source constituée des neutrons de fissions [3]. Le calcul de la source de fission (problème aux valeurs propres) est effectué à l'aide d'un modèle 3-D MCNPX très détaillé (Figure 1) du réacteur (aiguilles modélisées individuellement, détail des grilles, des bouchons, ...). La partie spatiale du terme source est discrétisée en un réseau parallélépipédique  $27 \times 27 \times 22$ . De façon à simplifier quelque peu les choses, on a supposé une distribution axiale unique sur tout le réacteur ainsi qu'un spectre de fission unique (source isotrope de type  $S[X,Y,Z,E] = S[E].S[X,Y].S[Z]$ ).

Une fois la source déterminée, le modèle MCNPX de l'installation entière (Figure 2) est utilisé pour effectuer les calculs de flux et de doses à l'extérieur du cœur. Le cœur est ici modélisé de manière plus grossière (2x3 zones homogénéisées pour la partie combustible).

Les sections efficaces utilisées proviennent de la librairie fournie avec MCNPX et basée sur l'évaluation ENDF-B-VI avec une dépendance continue en l'énergie, traitement particulier des neutrons thermiques dans les matériaux légers (diffusion cohérente et incohérente, liaisons moléculaires, agitation thermique), et traitement des résonances non résolues par la méthode des tables de probabilité.

## 4. Calculs effectués

### 4.1 Problème aux valeurs propres

Nous avons calculé la hauteur critique pour le chargement MOX irradié ainsi que la distribution de la source de fission. L'équation de transport critique est résolue par la méthode de Monte Carlo (calcul du mode fondamental par itération de la source). Le coefficient de multiplication effectif est évalué en utilisant l'estimateur de variance minimum [4], combinaison des estimateurs de collision, d'absorption et de longueur de parcours (*track-length*). La source de fission est calculée à l'aide de l'estimateur de longueur de parcours. La détermination de la hauteur critique se fait par itération sur la hauteur d'eau du réacteur. Cette itération est particulièrement délicate vu le très faible coefficient réactivité (environ 100 pcm/cm).

### 4.2 Problème à source fixe

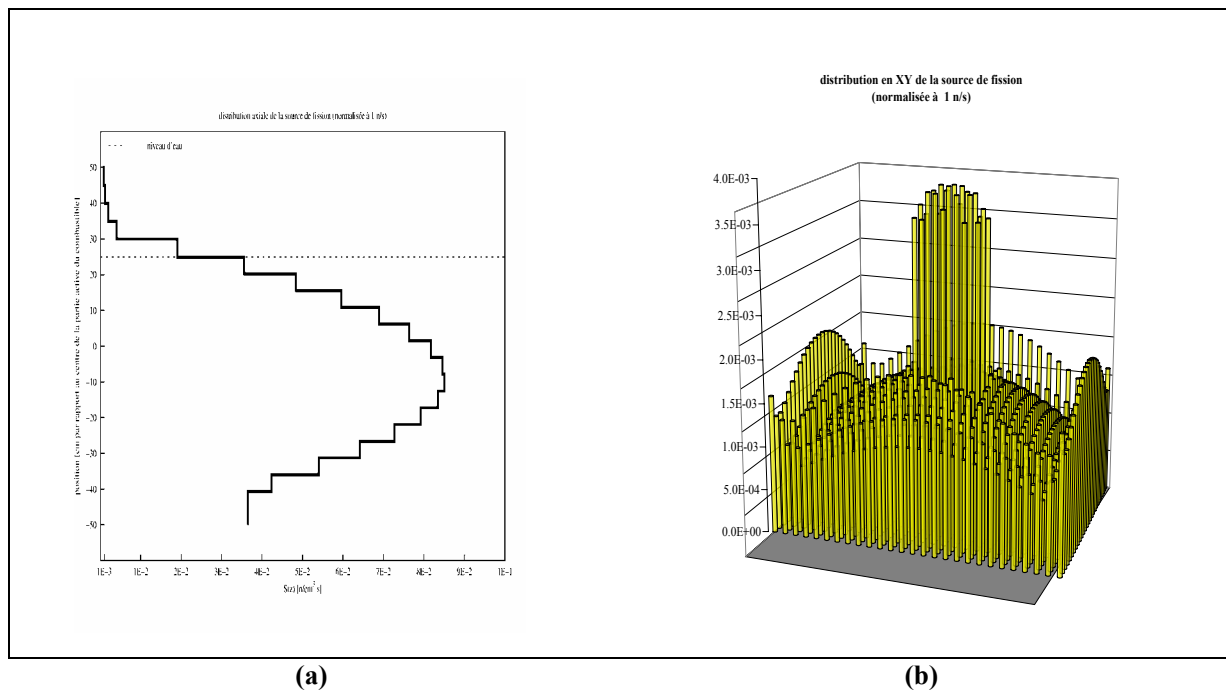
Nous avons calculé le flux total et le spectre des neutrons sur le bord extérieur de la cuve (trois anneaux cylindriques de 1 cm d'épaisseur et de 10 cm de hauteur situés aux extrémités et au niveau du centre du coeur) ainsi que l'équivalent de dose ambiante à 10 mm,  $H^*(10)$  [5], à trois endroits caractéristique de l'installation (lieux où les opérateurs sont présent pendant un temps significatif durant une irradiation). Le détecteur n°1 (Figure 2b), un cylindre de 1 m de diamètre et de 10 cm de hauteur est centré derrière l'écran en polyéthylène protégeant la salle de contrôle à hauteur du coeur. Les opérateurs y sont présents en permanence pendant une irradiation. Les quatre autres détecteurs (Figure 2a) sont situés à droite de la casemate. Le détecteur n°2 a les mêmes dimensions que le détecteur n°1, est situé également à hauteur du coeur mais plus près du coeur (3.6 m contre 7.3 m). Il est placé à l'endroit où les opérateurs effectuent la lecture du niveau d'eau (temps de lecture : 5 min, fréquence : toutes les 15 minutes). Les détecteurs n°3, 4 et 5 sont situés au-dessus du détecteur n°2, à hauteur de la passerelle faisant le tour de la casemate (voir Table 1 pour la localisation exacte des détecteurs).

La simulation Monte Carlo utilisée jusqu'à présent est essentiellement analogue. A part l'utilisation de la capture implicite, la seule technique de réduction de la variance utilisée dans le présent calcul est la technique du *geometry splitting with Russian roulette* [6]. Tous les calculs ont été effectués avec l'estimateur de longueur de parcours. Ceci justifie les dimensions relativement grandes utilisés pour les détecteurs (toute contribution à l'estimation de la dose implique nécessairement une trajectoire «réelle» qui traverse le détecteur). Le calcul de valeurs ponctuelles (utilisation d'estimateurs de type *next-event*) nécessaires pour une comparaison précise avec la spectrométrie requiert l'utilisation de méthodes de réduction de la variance plus avancées (*weight-window*, *exponential transform*, *forced collisions*, *DXTRAN*, *source biasing*) [6]. La complexité, la taille du problème (environ 2000 m<sup>3</sup>) et l'atténuation importante (7 ordres de grandeur) en font un véritable challenge.

## 5. Résultats

### 5.1 Problème aux valeurs propres

Les résultats obtenus sont tout à fait satisfaisants: notre modèle permet la prédiction du niveau critique avec une erreur de 5%. Le modèle sous-estime légèrement la hauteur critique. Ceci est probablement dû aux incertitudes sur la composition des combustibles MOX irradiés (historique très complexe, épuisement considéré comme homogène sur toute la hauteur du crayon) ainsi que sur la non prise en compte, dans notre modèle, de l'empoisonnement par les produits de fission. Nous avons également fait abstraction des dispositifs de mesure présents dans le réacteur (effet du second ordre).



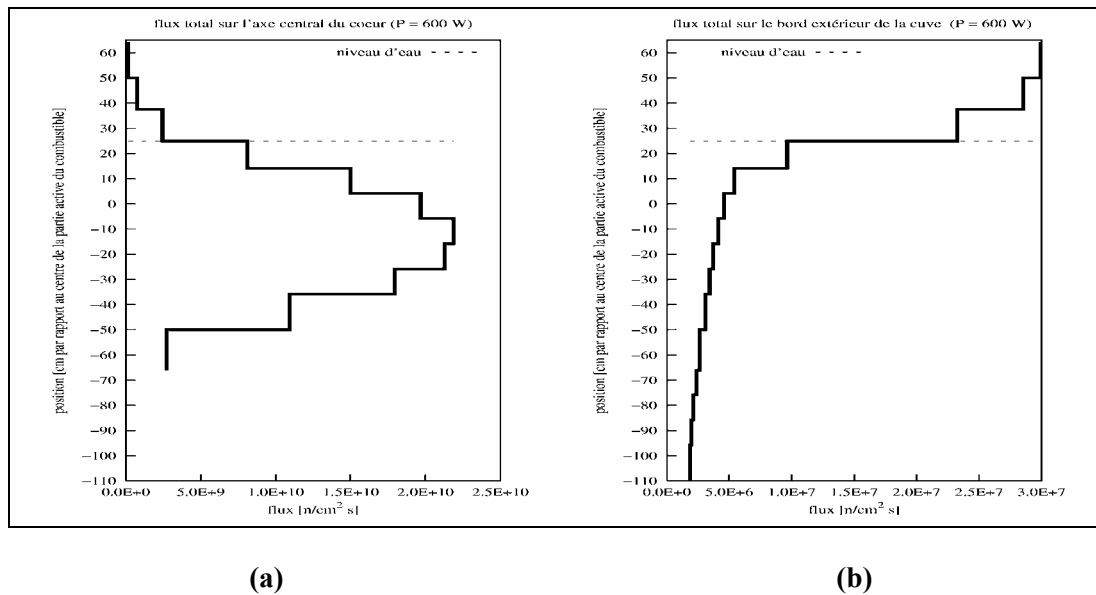
**Figure 3: Source de fission (normalisée à 1 n/s)**  
**(a) distribution axiale, (b) distribution dans le plan XY**

La source de fission est représentée à la Figure 3. On voit clairement l'effet de l'interface eau-air sur le profil axial de la source. La distribution en XY fait apparaître distinctement l'influence de l'assemblage MOX central. Le passage  $\text{UO}_2$  3.3% -  $\text{UO}_2$  4% est également visible.

### 5.2 Problème à source fixe

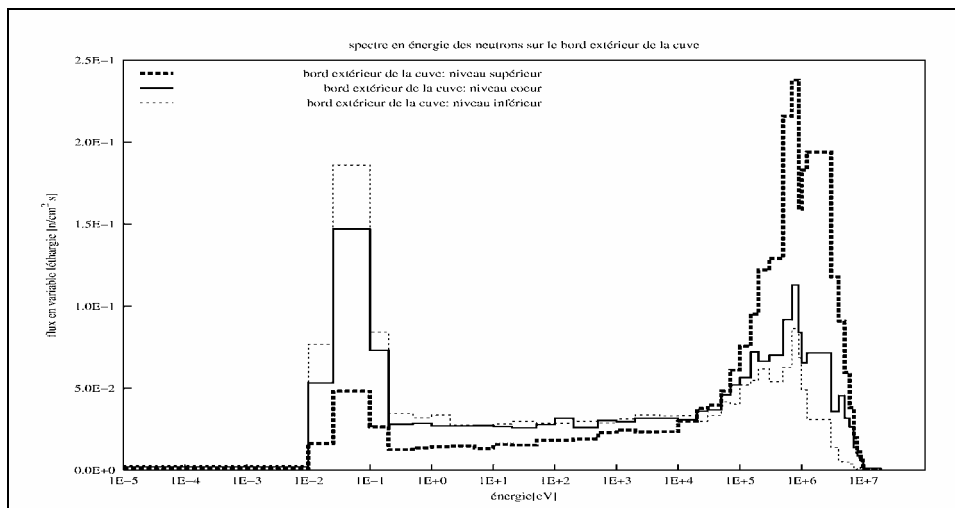
Le profil axial du flux total sur le bord extérieur de la cuve est représenté à la Figure 4(b). Le flux total dans l'assemblage MOX est donné pour comparaison à la Figure 4(a). Toutes ces valeurs sont données pour une puissance de 600 W. L'incertitude statistique sur les résultats est inférieure à 5%. L'effet de blindage de l'eau entourant la partie inférieure du réacteur est clairement présent. Le flux total moyen dans la partie immergée de la cuve ne représente que 18% environ du flux total moyen dans la partie émergée de la cuve. Cet effet peut s'expliquer par le fait que les neutrons situés dans la

partie émergée (dont le flux total moyen est de l'ordre de 7% du flux total moyen dans la partie immergée) ne sont quasiment pas atténués.



**Figure 4: Répartition axiale du flux total au centre et sur le bord extérieur de la cuve**

Le spectre des neutrons sur le bord extérieur de la cuve est représenté à la Figure 5 (40 groupes d'énergie entre 1E-11 MeV et 20 MeV). On voit clairement l'effet de thermalisation des neutrons lorsqu'on se déplace du bord supérieur vers le bord inférieur de la cuve. L'erreur statistique est inférieure à 10% par groupe d'énergie.



**Figure 5: Spectre en énergie des neutrons sur le bord extérieur de la cuve**

Les doses calculées (pour une puissance du réacteur de 600 W) en les cinq positions sont regroupées à Table 1. L'erreur statistique varie entre 5% et 20%. On constate que la dose augmente avec la hauteur (détecteurs n°2, 3, 4 et 5). Ceci est dû au fait que l'effet de blindage de l'eau décroît avec la distance et aussi parce que l'épaisseur des murs en béton est réduite de moitié à partir du niveau du

sol. La dose dans la salle de contrôle (détecteur n°1) a été comparée avec des mesures de routine effectuées avant chaque irradiation. Il apparaît que notre modèle fournit les bons ordres de grandeurs. Des comparaisons plus sérieuses ne pourront être faites que lorsque les données de spectrométrie seront disponibles et que nos évaluations seront plus précises.

n°	position	Coordonnées [m]	distance [m]	flux total [n/cm <sup>2</sup> s]	σ	H*(10mm) [mSv/hr]	σ
1	salle de contrôle	(+2.50, -6.85, -0.21)	7.3	1.1E+03	19%	7.7E-02	24%
2	lecture niveau	(+3.55, 0.00, -0.21)	3.6	5.0E+03	22%	2.8E-01	15%
3	passerelle	(+3.50, 0.00, +1.49)	3.8	7.9E+03	9%	9.8E-01	3%
4	passerelle	(+3.50, 0.00, +2.19)	4.1	1.2E+04	5%	2.0E+00	2%
5	passerelle	(+3.50, 0.00, +3.16)	4.7	2.1E+04	5%	4.2E+00	6%

**Table 1: Equivalents de doses calculé par MCNPX-2.5C**

## 6. Conclusions

Un modèle tridimensionnel très détaillé de l'installation VENUS a été développé à l'aide du code de calcul Monte Carlo MCNPX-2.5C dans le cadre du projet européen EVIDOS. Le modèle permet une prédiction très satisfaisante de la hauteur d'eau critique du réacteur. Les premiers calculs de doses effectués sans l'aide de techniques de réduction de la variance sophistiquées sont en accord grossier avec les valeurs mesurées en routine. La seconde étape du projet consistera à mettre en oeuvre des techniques plus élaborées de réduction de la variance de façon à obtenir des estimations plus précises indispensables pour une comparaison effective avec les mesures spectrométriques. Une fois qualifié, notre modèle tridimensionnel Monte Carlo, servira d'outil effectif de calcul de doses pour l'exploitation du réacteur VENUS.

## 7. Remerciements

Cette recherche a reçu le soutien financier du projet EVIDOS: *Evaluation of Individual Dosimetry in Mixed Neutron and Photon Radiation Fields*, FP5-EAECTP C, Ref. : FIKR-CT-2001-00175.

## 8. Références

- [1] P. Baeten et al., *The REBUS Experimental Programme for Burn-Up Credit*, ICNC 2003 conference, Tokyo, Japan, 20-24 October 2003.
- [2] John S. Hendricks et al. , *MCNPX, VERSION 2.5.C*, LANL, LA-UR-03-2202, April 2003.
- [3] I. Lux and L. Koblinger, *Monte Carlo Particle Transport: Neutron and Photon Calculations*, CRC Press, p. 347 , 1991.
- [4] T. J. Urbatsch et al. *Estimation and interpretation of keff confidence intervals in MCNP*, LANL, LA-12658/UC-910, November 1995.
- [5] H. Smith, Editor, *ICRP Publication 74 - Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation*, p. 200, Annals of the ICRP, Pergamon, 1997.
- [6] Judith F. Briesmeister, Editor, *MCNP<sub>TM</sub> A General Monte Carlo N-Particle Transport Code*, LANL, LA-13709-M, Version 4C, March 2000.