



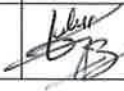



Faire avancer la sûreté nucléaire

Révision du document « SLIDE RULE »

Calcul des configurations initiales

M. TROISNE

Rapport n°PSN-EXP/SNC/2017-016

		 			 P. B. CHA V. J. S. W. T

Fiche descriptive du rapport *Report description sheet*

Titre

Révision du document « SLIDE RULE »

Sous-titre

Calcul des configurations initiales

Title

Revision of the "SLIDE RULE" document

Sub title

Calculations of the initial configurations

Auteur/author(s)

M. TROISNE

Type de document : <i>Document type :</i>		Date de diffusion : <i>Distribution date :</i>	
Référence(s) :	PSN-EXP/SNC/2017-016	E-mail de l'auteur :	marc.troisne@millennium.fr
Élément DPPA			

Mots-clés (Max. 5) :	
Key-words (Max. 5):	

RESUME

Dans le cadre d'une collaboration avec AWE (UK), ORNL (USA) et LLNL (USA), des calculs de dosimétrie pour la révision du document Slide Rule, utilisé pour déterminer rapidement les conséquences d'un accident de criticité, sont réalisés. Ce document, publié il y a près de 20 ans, présente des ordres de grandeur de paramètres clés tels le nombre de fissions, les doses (neutron et gamma), utiles aux autorités publiques et équipes de secours.

Ce rapport présente donc :

- la mise en place d'une méthode de calculs de dose et son application à toutes les configurations ;
- l'utilisation de différentes techniques de réduction de variance pour les longues distances ;
- la comparaison des résultats obtenus avec différents codes Monte-Carlo : MCNP6.1, SCALE6.1, SCALE6.2 et COG11.

ABSTRACT

AWE (UK), IRSN (France), LLNL (USA) and ORNL (USA) began a long term collaboration effort in 2015 to update the nuclear criticality Slide Rule for the emergency response to a nuclear criticality accident. This document, published almost 20 years ago, gives order of magnitude estimates of key parameters, such as number of fissions and doses (neutron and gamma), useful for emergency response teams and public authorities.

This report gives :

- presentation of a calculation scheme and its application to the five fissile media ;
- variance reduction techniques for long distance calculations ;
- comparisons between Monte-Carlo codes such as MCNP6.1, SCALE6.1, SCALE6.2 and COG11.

HISTORIQUE DES MODIFICATIONS/CHANGE HISTORY

Indice de révision <i>Revision</i>	Date	Auteur <i>Author</i>	Pages ou paragraphe modifiés <i>Pages or paragraphs changed</i>	Nature des modifications <i>Nature of the changes</i>
A		M. TROISNE		Création du document

Table des matières

1	INTRODUCTION.....	8
2	DEMARCHE DE CALCUL.....	9
2.1	VOIES DE CALCUL	9
2.2	PRESENTATION DETAILLEE DES ETAPES	9
3	SOURCES PROMPTES ET RETARDEES.....	10
3.1	CODES DE CALCULS UTILISES.....	10
3.2	GENERATION DE LA SOURCE PROMPTE.....	10
3.2.1	Calcul de source avec MCNP	10
3.2.1.1	Calcul de la distribution spatiale	10
3.2.1.2	Calcul des différentes contributions de la source	12
3.2.2	Calcul de source avec SCALE	12
3.2.2.1	Calcul de source volumique avec le module Monte Carlo KENO	12
3.2.2.1.1	Décomposition en sous-sphères	12
3.2.2.1.2	Maillage cartésien surimposé	13
3.2.2.2	Calcul de source équivalente ponctuelle avec le module déterministe XSDRNPM	13
3.3	GENERATION DE LA SOURCE DES GAMMA RETARDES	14
4	CALCULS DE DOSES.....	15
4.1	CALCULS DE DOSES PROMPTES.....	15
4.1.1	Méthode MCNP.....	15
4.1.2	Méthode SCALE	17
4.2	CALCULS DE DOSES GAMMA RETARDES	19
4.2.1	Méthode MCNP.....	19
4.2.2	Méthode SCALE	19
4.2.3	Méthode COG	20
4.2.4	Comparaisons.....	20
4.3	TECHNIQUES DE REDUCTION DE VARIANCE	20
4.3.1	Weight Windows avec MCNP.....	20
4.3.2	AdvantG : optimisation des Weight Windows	21
4.3.3	Calcul CADIS avec SCALE	22
4.4	COMPARAISONS AVEC LES SLIDE RULE INITIALES.....	22
5	CONCLUSION ET PERSPECTIVES	24
ANNEXE 1	DOCUMENT DE SPECIFICATION.....	25
ANNEXE 2	CALCUL DE SOURCES	35
ANNEXE 3	CALCUL DE DOSES.....	45
ANNEXE 4	GENERATION DE JEUX DE DONNEES.....	64
	REFERENCES	66

Liste des figures

Figure 1 : Schéma de calcul pour les calculs de dosimétries de type Slide Rule.....	9
Figure 2 : Maillage sphérique d'une sphère.....	10
Figure 3 : Maillage surimposé cartésien de la source.....	13
Figure 4 : Distribution énergétique à 200 groupes pour le flux de fuite de la sphère d'UO ₂ F ₂	14
Figure 5 : Distribution énergétique à 47 groupes gamma pour le flux de fuite de la sphère d'UO ₂ F ₂	14
Figure 6 : Présentation du couplage ORIGEN	15
Figure 7 : Coupe XZ de la géométrie du cas 1 pour une distance du détecteur de 30 cm	16
Figure 8 : Evolution de l'intensité du spectre gamma retardé pour le cas 1 en fonction du temps de décroissance	19
Figure 9 : Coupe XZ avec maillage weight windows	21
Figure 10 : Comparaisons des résultats des Slide Rule de 1997 pour le cas 2.....	22
Figure 11 : Comparaison des doses gamma retardés pour le cas 1 pour un temps de décroissance de 1 s.....	23
Figure 12 : Comparaison des doses gamma retardés pour le cas 1 pour un temps de décroissance de 1 min	23
Figure 13 : Comparaison des doses gamma retardés pour le cas 1 pour un temps de décroissance de 1000 min ..	24
Figure 14 : Ecran initial d'ORIGEN ARP	41
Figure 15 : Ecran compositions d'ORIGEN ARP	41
Figure 16 : Ecran bibliothèque de données nucléaires d'ORIGEN ARP	42
Figure 17 : Premier écran pour les données d'irradiation	42
Figure 18 : Différents écrans pour renseigner la durée du pulse critique	42
Figure 19 : Ecran à compléter pour renseigner un temps de décroissance.....	43
Figure 20 : Doses promptes pour le cas 1	59
Figure 21 : Doses promptes pour le cas 2	59
Figure 22 : Doses promptes pour le cas 3	60
Figure 23 : Doses promptes pour le cas 4	60
Figure 24 : Doses promptes pour le cas 5	61

Liste des tableaux

Tableau 1 : Rayon (en cm) des différentes mailles SMESH pour toutes les configurations.....	11
Tableau 2 : Probabilités d'émission pour la source prompte	11
Tableau 3 : Contribution des isotopes 235 et 238 de l'uranium aux taux de fission globaux.....	12
Tableau 4 : Rapport <i>MCNPSCALE</i> des taux de production normalisés dans les mailles du modèle.....	12
Tableau 5 : Dose neutron prompt en fonction de la configuration et de la distance.....	16
Tableau 6 : Dose gamma prompt en fonction de la configuration et de la distance.....	17
Tableau 7 : Comparaison des résultats MCNP6.1 et SCALE6.1 pour les doses neutrons prompts	18
Tableau 8 : Comparaison des résultats MCNP6.1 et SCALE6.1 pour les doses gamma prompts	18
Tableau 9 : Rapport des doses gamma retardées obtenues avec MCNP, SCALE et COG pour quelques temps de décroissance	20
Tableau 10 : Dose gamma retardés en rad intégrée sur 1 min pour un temps de décroissance de 1 s	50
Tableau 11 : Dose gamma retardés en rad intégrée sur 1 min pour un temps de décroissance de 5 s	50
Tableau 12 : Dose gamma retardés en rad intégrée sur 1 min pour un temps de décroissance de 10 s	51
Tableau 13 : Dose gamma retardés en rad intégrée sur 1 min pour un temps de décroissance de 1 min.....	51
Tableau 14 : Dose gamma retardés en rad intégrée sur 1 min pour un temps de décroissance de 5 min.....	52
Tableau 15 : Dose gamma retardés en rad intégrée sur 1 min pour un temps de décroissance de 10 min.....	52
Tableau 16 : Dose gamma retardés en rad intégrée sur 1 min pour un temps de décroissance de 50 min.....	53
Tableau 17 : Dose gamma retardés en rad intégrée sur 1 min pour un temps de décroissance de 100 min.....	53
Tableau 18 : Dose gamma retardés en rad intégrée sur 1 min pour un temps de décroissance de 500 min.....	54
Tableau 19 : Dose gamma retardés en rad intégrée sur 1 min pour un temps de décroissance de 1000 min.....	54
Tableau 20 : Variables pour la fonction main du script de génération de JDD MCNP6.1.....	64

1 INTRODUCTION

Le document « Slide Rule » est utilisé pour évaluer rapidement les conséquences d'un accident de criticité. Ce document est composé de graphiques dans lesquels sont présentés des résultats de calculs dosimétriques en fonction de la distance et du nombre de fissions pour les cinq milieux fissiles critiques nus (non réfléchis) suivants :

1. Cas C1 : $U(4,95)O_2F_2$ au rapport de modération $H/^{235}U = 410$;
2. Cas C2 : $U(5)O_2$ au rapport de modération $H/^{235}U = 200$;
3. Cas C3 : $U(93,2)O_2(NO_3)_2$ au rapport de modération $H/^{235}U = 500$;
4. Cas C4 : $U(93,2)$ métal (de masse volumique $18,85 \text{ g/cm}^3$) ;
5. Cas C5 : $U(93,2)_3O_8$ au rapport de modération $H/^{235}U = 10$.

Nota : La notation $U(x)$ signifie que la teneur massique en ^{235}U de l'uranium est égale à $x \%$.

La configuration géométrique est constituée d'une sphère positionnée à un mètre au-dessus du sol, les points de mesures de la dose ou du débit de dose étant positionnés également un mètre au-dessus du sol, dans l'air, à des distances variables de la sphère (de 0,3 à 1 200 m). Ces configurations sont considérées comme les « configurations initiales ». Dans la suite du rapport, les doses sont calculées pour un accident de criticité générant 10^{17} fissions.

Dans le cadre d'une collaboration avec AWE (UK), ORNL (USA) et LLNL (USA), des calculs de dosimétrie pour la révision de ce document sont réalisés. Une première étape est de recalculer, avec des données et des codes récents, ces configurations initiales. Cette note complète et poursuit les travaux présentés en référence [1]. Le document de spécification présentant les principales hypothèses de modélisation (géométries, compositions, etc.) est fourni en Annexe 1.

Les objectifs de cette étude sont les suivants :

- mise en place d'une méthode de calculs de dose et application à toutes les configurations ;
- utilisation de différentes techniques de réduction de variance pour les longues distances ;
- comparaison des résultats obtenus avec différents codes Monte-Carlo : MCNP6.1, SCALE6.1, SCALE6.2 et COG11.

Cette note se décompose de la façon suivante :

- présentation de la démarche de calcul (§ 2) ;
- méthodes et résultats des calculs de sources (§ 3) ;
- méthodes et résultats pour les doses promptes (§ 4.1) et les doses retardées (§ 4.2) ;
- jeux de données associés aux calculs (respectivement annexes 2 et 3) ;
- conclusion et perspectives (§ 5).

2 DEMARCHE DE CALCUL

Ce paragraphe présente les méthodes à appliquer pour réaliser un calcul MCNP6.1, COG11 et/ou SCALE6 de dosimétrie pour des configurations de type « Slide Rule ». L'objectif est de décrire de façon succincte les étapes qui permettront de déterminer les doses promptes et retardées.

2.1 VOIES DE CALCUL

Afin de déterminer la dose déposée à un point donné, les voies de calculs utilisées sont présentées sur la Figure 1.

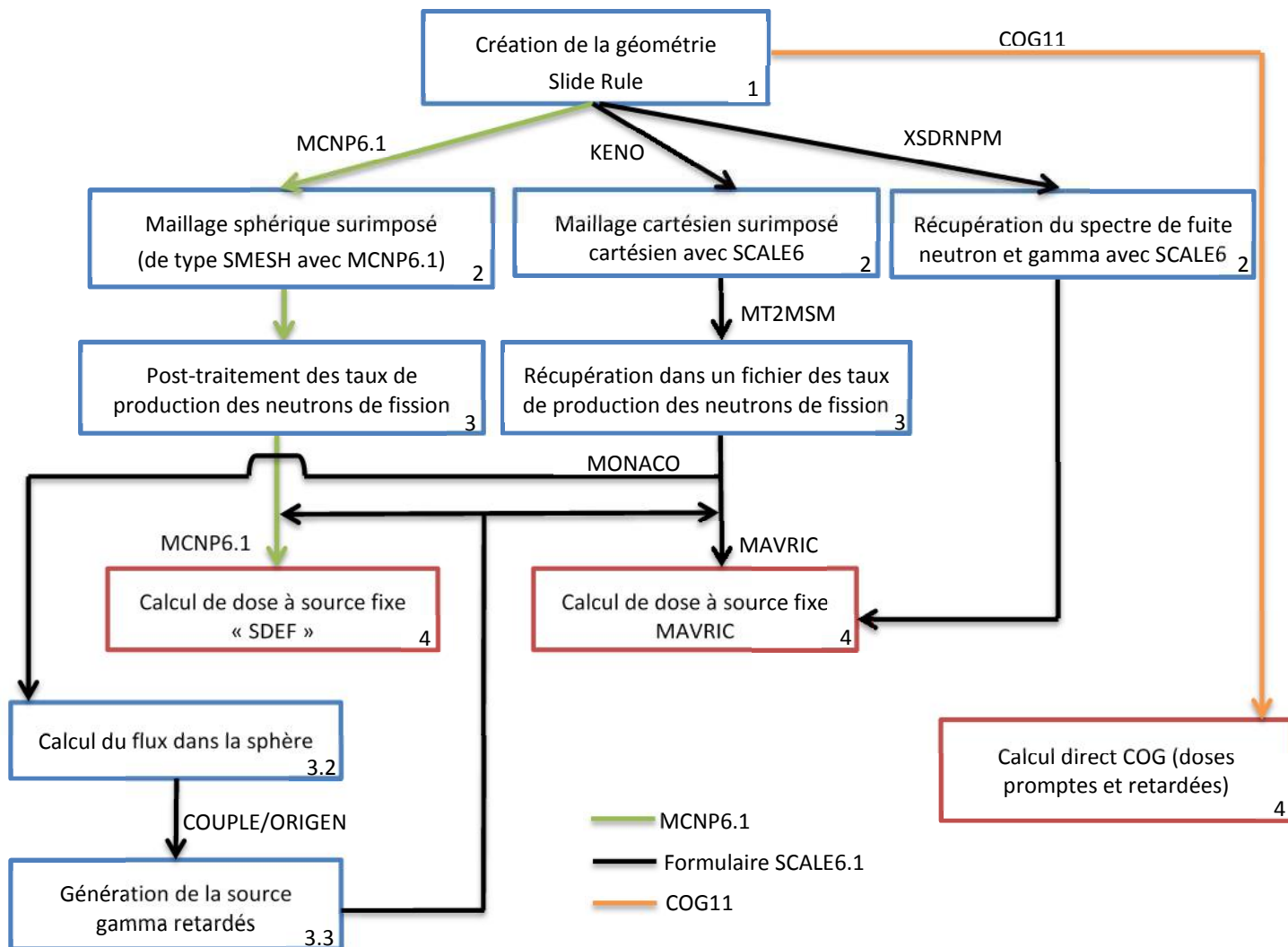


Figure 1 : Schéma de calcul pour les calculs de dosimétries de type Slide Rule

2.2 PRÉSENTATION DÉTAILLÉE DES ÉTAPES

La première étape du schéma de calcul, présenté en Figure 1, consiste à créer la géométrie, que ce soit avec MCNP6.1 ou SCALE6. L'objectif est en effet de déterminer la distribution spatiale des taux de production dans la sphère fissile.

Afin de les déterminer, il est nécessaire de mettre en place un maillage surimposé à la source. Il s'agit de la deuxième étape. Plusieurs options sont alors possibles. MCNP6.1 permet de réaliser un maillage sphérique grâce à la fonctionnalité SMESH tandis que SCALE6 utilise un maillage cartésien avec l'option « gridgeometry ».

La troisième étape consiste à extraire les taux de production des neutrons de fission, qui sont donnés dans chaque maille. Avec MCNP6.1, il est nécessaire de post-traiter les résultats obtenus à l'étape 2 (cf. § 3.2.1.1). Il faut en effet normaliser les résultats par le nombre total de neutrons de fission générés ainsi que par le volume de chaque

maille (si les mailles ne sont pas iso-volumes). En revanche, SCALE6 permet d'obtenir directement un fichier source (fichier « .msm ») contenant les informations nécessaires aux étapes suivantes.

La quatrième étape consiste à utiliser la distribution spatiale de la source fixe, précédemment calculée, pour initialiser un calcul de dose. La carte SDEF est utilisée pour le calcul MCNP6.1 (cf. 4.1.1 et Annexe 3 1.b) et le fichier « .msm » est utilisé pour SCALE6 (cf. 4.1.2).

La dernière étape consiste à lancer le calcul à source fixe. Le détecteur utilisé pour déterminer les doses est un détecteur annulaire à section carrée, de section 20 cm par 20 cm.

Pour la génération de la source de gamma retardés, nous utilisons le couplage KENO/MONACO/COUPLE/ORIGEN (cf. § 3.3). Le premier calcul KENO est identique à celui détaillé pour la génération de la source prompte. La deuxième étape consiste à calculer le flux, avec MONACO, à l'intérieur de la source. COUPLE permet alors de générer les taux de réactions (associant ce flux à la composition de la sphère fissile). Enfin, ORIGEN génère le spectre gamma retardé en fonction du temps de décroissance.

Le code COG11 permet, quant à lui, de calculer en une seule étape les doses promptes et retardées.

3 SOURCES PROMPTES ET RETARDEES

3.1 CODES DE CALCULS UTILISES

Les deux codes utilisés pour les calculs de sources sont des codes de type Monte-Carlo. Il s'agit de MCNP6.1 et des modules KENO/MAVRIC du formulaire SCALE6.1 dont les manuels d'utilisation sont présentés respectivement en références [2] et [3]. Pour les calculs MCNP6.1, la bibliothèque de sections efficaces ENDF/B-VII.1 à énergie continue est utilisée. Les calculs SCALE6.1 utilisent la bibliothèque v7-200n47g (multi groupes), à 200 groupes en énergie neutrons et 47 groupes en énergie gamma, basée sur la bibliothèque ENDF/B-VII.0.

3.2 GENERATION DE LA SOURCE PROMPTE

L'objectif est de déterminer la distribution spatiale des taux de production dans la sphère fissile. Cette distribution sera ensuite utilisée dans le calcul à source fixe.

3.2.1 CALCUL DE SOURCE AVEC MCNP

3.2.1.1 Calcul de la distribution spatiale

Afin de déterminer les taux de production dans la sphère, la fonctionnalité SMESH du code MCNP6.1 est utilisée, correspondant à un maillage sphérique surimposé [2] (qui fait partie de la catégorie TMESH). La Figure 2 présente un exemple de maillage réalisé avec un SMESH.

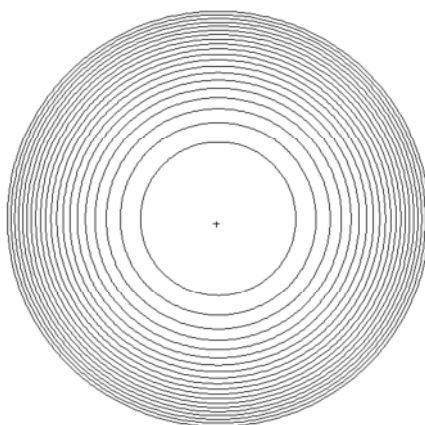


Figure 2 : Maillage sphérique d'une sphère

Les mailles ont été créées en divisant radialement la sphère en 20 sphères concentriques. Ces mailles ont toutes le même volume et il n'y a pas de découpage selon les axes θ et Z . Seul le rayon R varie entre chaque maille. Le Tableau 1 présente les différents rayons des sphères, en cm, qui forment le maillage pour chaque configuration. Un exemple de jeu de données est présenté dans le § 1 de l'Annexe 2.

Tableau 1 : Rayon (en cm) des différentes mailles SMESH pour toutes les configurations

	Rayon des mailles (cm)					Rayon des mailles (cm)			
Cas C1	9.41182	11.85815	13.57419	14.94033	Cas C2	8.55185	10.77466	12.33391	13.57522
	16.09398	17.10241	18.00416	18.82363		14.62346	15.53975	16.35911	17.10371
	19.57737	20.27714	20.93169	21.54768		17.78857	18.42441	19.01915	19.57886
	22.13033	22.68382	23.21154	23.71629		20.10827	20.61118	21.09068	21.54932
	24.20043	24.66594	25.11451	25.54760		21.98922	22.41219	22.81978	23.21330
Cas C3	6.97885	8.79279	10.06524	11.07823	Cas C4	3.18735	4.01581	4.59695	5.05960
	11.93366	12.68140	13.35005	13.95769		5.45029	5.79180	6.09718	6.37470
	14.51658	15.03547	15.52081	15.97757		6.62996	6.86694	7.08860	7.29721
	16.40960	16.82001	17.21131	17.58559		7.49453	7.68197	7.86068	8.03162
	17.94458	18.28975	18.62236	18.94350		8.19558	8.35322	8.50513	8.65180
Cas C5	4.37814	5.51611	6.31437	6.94986					
	7.48651	7.95561	8.37508	8.75628					
	9.10690	9.43242	9.73690	10.02344					
	10.29447	10.55194	10.79742	11.03222					
	11.25743	11.47397	11.68264	11.88410					

Une fois le maillage réalisé, un calcul de type KCODE est lancé. Ce dernier fournit les taux de réactions dans chaque maille. Le rapport entre le taux de production dans une maille et le taux de production total donne la probabilité d'émission d'un neutron prompt en fonction du rayon de la maille.

Le Tableau 2 présente les différentes probabilités d'émission de la source de neutrons prompts (ces probabilités étant évidemment associées à la définition du maillage présentée dans le Tableau 1). L'incertitude Monte-Carlo relative sur ces probabilités est d'environ 0,1 %, ce qui est jugé acceptable.

Tableau 2 : Probabilités d'émission pour la source prompte

	Probabilité d'émission					Probabilité d'émission			
Cas C1	0.12173	0.10544	0.09397	0.08457	Cas C2	0.11982	0.10405	0.09291	0.08378
	0.07645	0.06924	0.06276	0.05684		0.07587	0.06885	0.06252	0.05674
	0.05137	0.04629	0.04153	0.03702		0.05139	0.04641	0.04174	0.03734
	0.03275	0.02865	0.02471	0.02088		0.03317	0.02917	0.02533	0.02160
	0.01714	0.01341	0.00964	0.00559		0.01794	0.01430	0.01057	0.00650
Cas C3	0.11882	0.10352	0.09268	0.08376	Cas C4	0.09618	0.08617	0.07897	0.07299
	0.07603	0.06914	0.06291	0.05718		0.06776	0.06309	0.05883	0.05491
	0.05187	0.04690	0.04221	0.03775		0.05126	0.04784	0.04463	0.04158
	0.03349	0.02939	0.02541	0.02152		0.03868	0.03591	0.03324	0.03066
	0.01769	0.01387	0.01000	0.00584		0.02814	0.02564	0.02312	0.02039
Cas C5	0.11039	0.09669	0.08729	0.07957					
	0.07260	0.06656	0.06105	0.05609					
	0.05131	0.04702	0.04294	0.03913					
	0.03536	0.03179	0.02843	0.02524					
	0.02205	0.01888	0.01568	0.01191					

3.2.1.2 Calcul des différentes contributions de la source

Pour réaliser un calcul précis à source fixe, il est également nécessaire de connaître la contribution de chaque nucléide fissile aux taux de production. Seuls les isotopes 235 et 238 de l'Uranium sont considérés ici. Sur les cinq cas étudiés, seul le cas 4 (Umetal) contient d'autres isotopes d'Uranium mais leurs contributions sont négligeables. En outre, la distribution spatiale des contributions des nucléides fissiles n'a pas été considérée (pour les configurations rencontrées, cette hypothèse n'engendre pas de biais significatif). Le Tableau 3 présente les contributions de chaque isotope au taux de production global dans chaque sphère fissile.

Tableau 3 : Contribution des isotopes 235 et 238 de l'uranium aux taux de production globaux

Isotopes														
Cas C1	U235	U238	Cas C2	U235	U238	Cas C3	U235	U238	Cas C4	U235	U238	Cas C5	U235	U238
	98.39 %	1.61 %		97.01 %	2.99 %		99.99 %	0.01 %		98.20 %	0.94 %		99.81 %	0.19 %

3.2.2 CALCUL DE SOURCE AVEC SCALE

Le calcul de source avec SCALE peut s'effectuer de deux façons, en utilisant le module déterministe XSDRNPM ou le module Monte Carlo KENO. Dans les deux cas, il faut modéliser la sphère fissile et effectuer un calcul de type KCODE. Pour les configurations Slide Rule, on peut soit modéliser la source seule soit modéliser la géométrie complète (avec le sol en béton, le cylindre d'air, etc.). Modéliser seulement la source est plus rapide mais l'influence du reste de la géométrie, du sol notamment, n'est pas prise en compte. Néanmoins, les résultats obtenus avec les deux modélisations sont similaires.

3.2.2.1 Calcul de source volumique avec le module Monte Carlo KENO

Deux calculs différents peuvent être réalisés pour la détermination de la source volumique. Le premier utilise une décomposition en sous-sphères de la géométrie fissile (mêmes mailles que pour le SMESH MCNP, cf. Tableau 1) et le second utilise un maillage surimposé de type cartésien.

3.2.2.1.1 Décomposition en sous-sphères

Ce premier calcul, de type volumique, est similaire au calcul SMESH réalisé avec MCNP6.1, cf. §3.2.1.1, et permet ainsi de comparer les deux voies de calcul. Le maillage s'effectue directement dans la géométrie, en modélisant des sphères concentriques dont les rayons sont les mêmes que ceux utilisés pour le SMESH de MCNP6.1 (20 sphères ou régions au total). Les taux de production de neutrons sont calculés dans ces sphères. Un exemple de jeu de données est présenté dans le §2.a de l'Annexe 2.

Le tableau suivant présente le rapport des taux de production calculés avec MCNP6.1 et avec le module KENO de SCALE6.1. Les incertitudes Monte Carlo MCNP6.1 et KENO pour ces calculs sont inférieures à 0.5 %. Les faibles différences observées entre les résultats (< 2%) permettent de confirmer la bonne définition des sources.

Tableau 4 : Rapport $\frac{MCNP}{SCALE}$ des taux de production normalisés dans les mailles du modèle

Région ou numéro de maille	Cas 1	Cas 2	Cas 3	Cas 4	Cas 5
1	0.99	0.99	1.00	1.00	1.02
2	0.99	0.99	1.00	1.00	1.01
3	1.00	1.00	1.00	1.01	1.01
4	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
5	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
6	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00

Région ou numéro de maille	Cas 1	Cas 2	Cas 3	Cas 4	Cas 5
7	1.00	1.00	1.00	0.99	1.00
8	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
9	0.99	1.00	1.00	1.00	1.00
10	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
11	1.00	1.00	1.01	1.00	1.00
12	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
13	1.00	1.00	1.00	0.99	1.00
14	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
15	1.00	1.00	1.00	1.01	1.00
16	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
17	1.00	1.00	1.00	1.00	0.99
18	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
19	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
20	1.00	1.00	0.99	1.00	1.01

3.2.2.1.2 Maillage cartésien surimposé

Le maillage surimposé permet de créer des mailles (de volume inférieur à 1 cm^3 dans ce cas) dans la sphère fissile. Les taux de production sont calculés dans ces mailles et les résultats sont stockés dans un fichier « .3dmap ». Ce fichier est ensuite converti en fichier « .msm » qui sera ensuite utilisé pour un calcul à source fixe. La Figure 3 représente un exemple de maillage surimposé.

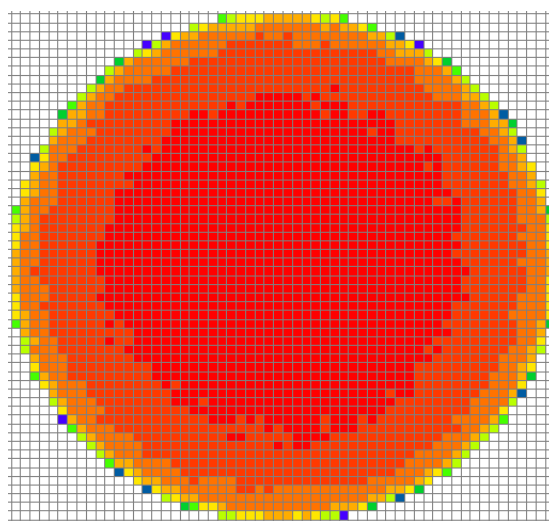


Figure 3 : Maillage surimposé cartésien de la source

Un exemple de jeu de données est présenté dans le §2.b de l'Annexe 2.

3.2.2.2 Calcul de source équivalente ponctuelle avec le module déterministe XSDRNPM

L'objectif de l'utilisation du module déterministe XSDRNPM est de calculer le spectre des neutrons et gamma de fuite de la sphère fissile de manière à ce que le calcul de dose à effectuer ensuite soit réalisé à partir d'une source ponctuelle équivalente. De plus, XSDRNPM permet de déterminer les rayons fissiles critiques des milieux considérés. Un exemple de jeu de données, pour le cas 1, est présenté dans le §2.c de l'Annexe 2. La Figure 4 et la Figure 5 présentent les spectres de fuite neutron et photon pour la sphère critique d' UO_2F_2 .

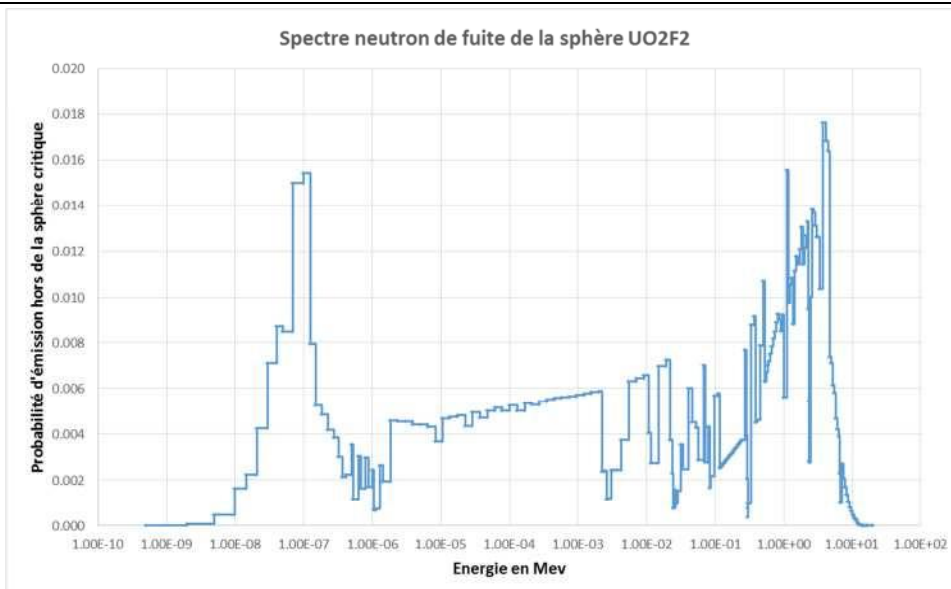


Figure 4 : Distribution énergétique à 200 groupes pour le flux de fuite de la sphère d'UO₂F₂

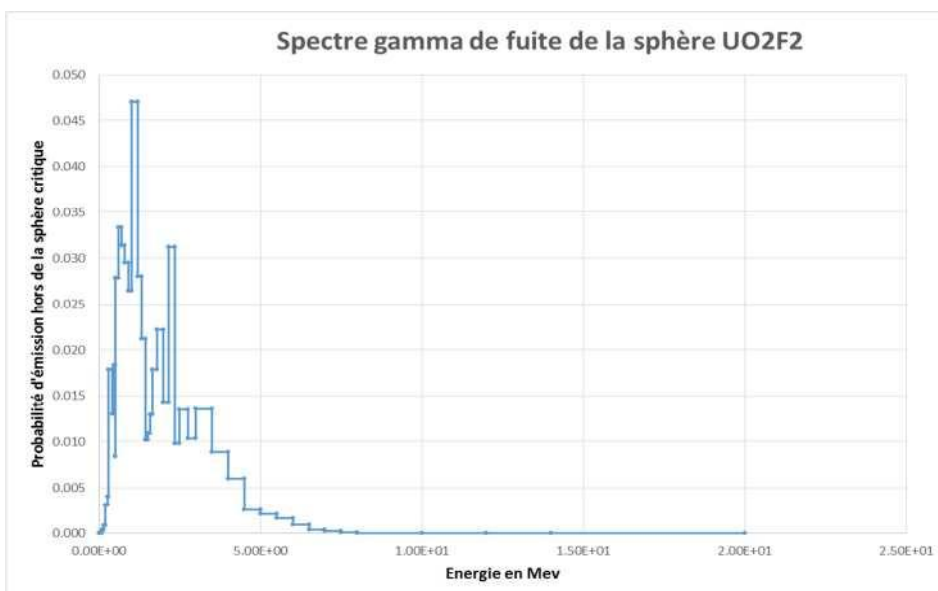


Figure 5 : Distribution énergétique à 47 groupes gamma pour le flux de fuite de la sphère d'UO₂F₂

3.3 GENERATION DE LA SOURCE DES GAMMA RETARDES

Afin de déterminer la contribution des gamma retardés sur la dose finale, i.e. la dose due aux gamma retardés, il est nécessaire de créer une source spécifique. En effet, les gamma retardés proviennent des produits de fission, des actinides mineurs et de la décroissance de certains isotopes au cours du temps. Chaque temps de décroissance considéré nécessite donc la génération d'une source en utilisant le couplage KENO/MONACO/COUPLE/ORIGEN présenté dans la note en référence [1].

La Figure 6 présente les différentes étapes du couplage ORIGIN, qui permettront de générer les sources gamma retardés.

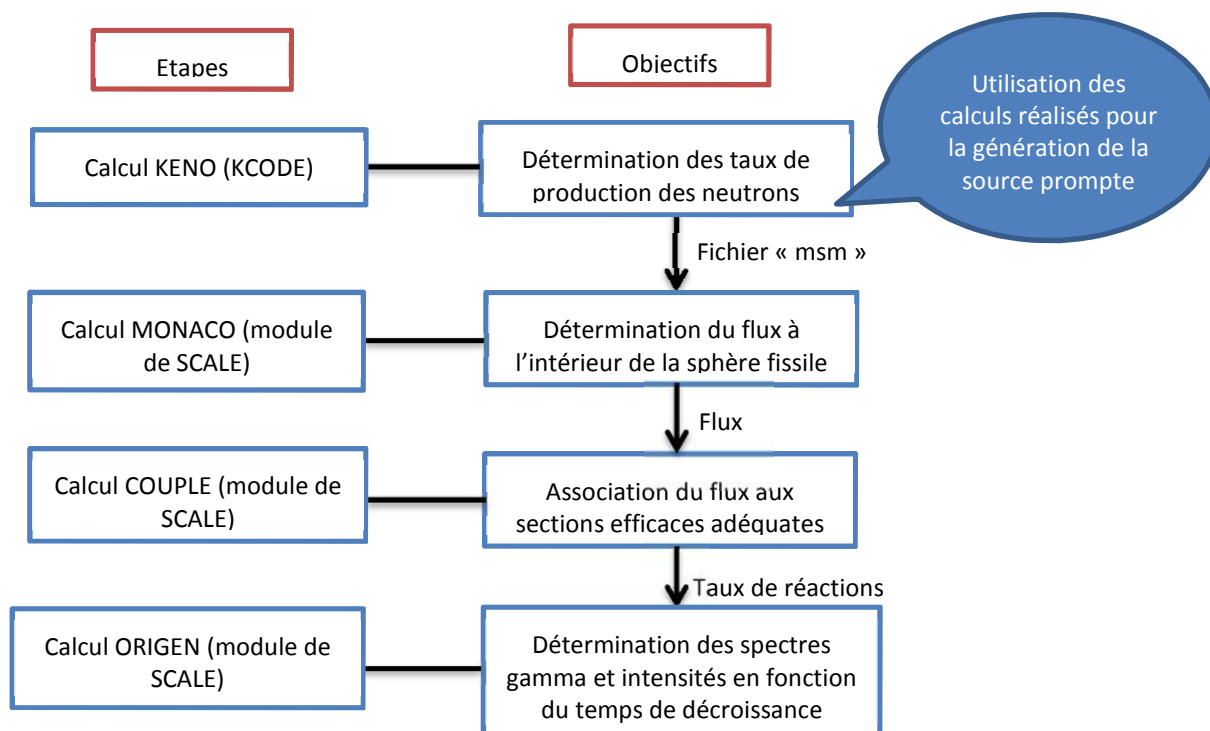


Figure 6 : Présentation du couplage ORIGEN

Pour calculer ces spectres, il a été supposé que toutes les fissions ont lieu dans un intervalle de temps très court égal à $1\ \mu\text{s}$ (i.e. les 10^{17} fissions s'effectuent en 10^{-6} secondes, correspondant donc à une puissance de 10^{23} fissions/s, cf. [7]). Le module ORIGEN doit en effet utiliser un flux total en neutron/($\text{cm}^2\cdot\text{s}$) et non une fluence.

Enfin, la distribution spatiale des gamma retardés pour la source du calcul de dose est celle qui a été calculée pour la source prompte correspondante (i.e. la distribution des taux de production). Une telle distribution suppose donc d'une part que les émetteurs des gamma retardés (produits de fission et actinides), ne se déplacent pas ou peu dans la sphère fissile, d'autre part que les actinides émetteurs gamma sont distribués spatialement de la même façon que les fissions (bien qu'ils soient créés par capture neutronique et non par fission).

4 CALCULS DE DOSES

Les doses de toutes les configurations sont calculées avec MCNP6.1. Des calculs de comparaisons sont également menés avec SCALE6.1 et COG11.

4.1 CALCULS DE DOSES PROMPTES

Les calculs de doses promptes sont des calculs à source fixe dont la génération de la source fait l'objet de la partie précédente.

4.1.1 MÉTHODE MCNP

Pour MCNP6.1, un détecteur annulaire de section carrée ($20 \times 20\ \text{cm}^2$) est modélisé, cf. Figure 7. La distance entre le détecteur et la source est mesurée de l'extérieur de la sphère fissile au centre du détecteur. Ce dernier est un tally de type F4 auquel est associée la carte de conversion flux-dose Henderson. Cette carte est retenue comme référence pour cette étude (et est donc utilisée avec tous les autres codes). Cette carte, utilisée lors de la création du document Slide Rule implique l'utilisation des « rad » comme unité de mesure des doses ($100\ \text{rad} = 1\ \text{Gy}$). Les résultats MCNP6.1 sont normalisés à 10^{17} fissions en tenant compte du nombre moyen de neutrons émis par fission (calculé lors de l'étape de détermination de la source par le calcul KCODE, nombre variable selon la configuration mais supposé constant pour toutes les fissions). Les calculs de doses neutrons et gamma prompts utilisent la même définition de la source (i.e. source de neutrons de fissions).

Un exemple de jeu de données est présenté dans le §1.a de l'Annexe 3.

Le Tableau 5 et le Tableau 6 présentent les différents résultats obtenus pour les doses prompts selon les configurations. Dans la suite de cette note, « σ » désigne l'incertitude Monte-Carlo relative. Les représentations graphiques de l'évolution de la dose en fonction de la distance sont présentées dans le §3 de l'Annexe 3.

Pour les distances supérieures à 500 m, l'utilisation de techniques de réduction de variance est requise pour atteindre une précision acceptable (σ inférieur à 5% et respect des 10 critères MCNP6.1) pour une durée de calcul raisonnable (moins de 24 h en monoprocesseur). La méthode utilisée est celle des weight windows, présentée dans le § 4.3.1.

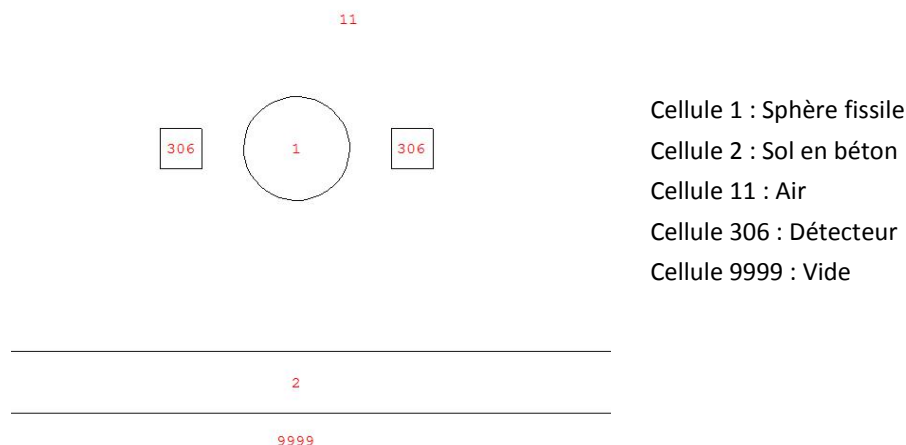


Figure 7 : Coupe XZ de la géométrie du cas 1 pour une distance du détecteur de 30 cm

Dans les tableaux suivants, les résultats sont normalisés à 10^{17} fissions en multipliant par 10^{17} ainsi que par le nombre moyen de neutrons émis par fissions. De plus, les résultats sont divisés par 3600 car l'utilisation de la carte de conversion flux-dose d'Henderson suppose une intégration du flux sur une heure (l'unité de la carte est $(\text{rad/h})/(\text{n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1})$). Les résultats présentés dans les tableaux suivants sont donc en « rad ».

Tableau 5 : Dose due aux neutrons prompts en fonction de la configuration et de la distance

Dose neutrons prompts (rad)	Cas 1		Cas 2		Cas 3		Cas 4		Cas 5	
Distance (m)	Uranyl fluoride (4,95 %)	σ	Damp UO_2 (5 %)	σ	Uranyl nitrate solution (93,2 %)	σ	U metal (93,2 %)	σ	Damp U_3O_8 (93,2 %)	σ
0.3	3.33E+03	0.12%	4.00E+03	0.11%	5.68E+03	0.10%	1.98E+04	0.02%	1.06E+04	0.07%
0.5	1.81E+03	0.14%	2.13E+03	0.13%	2.89E+03	0.07%	8.75E+03	0.04%	4.95E+03	0.09%
1	6.93E+02	0.18%	7.99E+02	0.17%	1.03E+03	0.10%	2.73E+03	0.05%	1.62E+03	0.12%
2	2.35E+02	0.15%	2.67E+02	0.22%	3.35E+02	0.12%	8.26E+02	0.07%	4.99E+02	0.16%
5	4.60E+01	0.34%	5.17E+01	0.32%	6.34E+01	0.19%	1.50E+02	0.11%	9.20E+01	0.16%
10	1.19E+01	0.31%	1.33E+01	0.33%	1.63E+01	0.27%	3.77E+01	0.16%	2.32E+01	0.27%
20	2.99E+00	0.69%	3.37E+00	0.50%	4.10E+00	0.60%	9.33E+00	0.21%	5.79E+00	0.31%
50	4.81E-01	1.07%	5.42E-01	0.79%	6.60E-01	0.92%	1.51E+00	0.56%	9.28E-01	0.57%
100	1.14E-01	0.91%	1.24E-01	2.00%	1.57E-01	0.90%	3.57E-01	0.56%	2.23E-01	0.69%
200	2.23E-02	2.37%	2.47E-02	1.13%	3.02E-02	2.04%	6.74E-02	0.56%	4.23E-02	2.00%
300	6.65E-03	3.29%	7.23E-03	2.24%	9.25E-03	2.84%	1.99E-02	0.92%	1.29E-02	1.53%
500	1.01E-03	0.91%	1.11E-03	0.71%	1.36E-03	0.66%	2.77E-03	1.64%	1.99E-03	2.93%
700	1.95E-04	1.54%	2.11E-04	0.64%	2.57E-04	1.09%	4.84E-04	3.02%	3.35E-04	3.91%
1000	1.95E-05	1.12%	2.14E-05	1.34%	2.68E-05	0.95%	4.76E-05	1.52%	3.63E-05	0.98%
1200	4.63E-06	0.92%	5.04E-06	0.91%	6.27E-06	1.40%	1.12E-05	0.93%	8.10E-06	2.19%

Tableau 6 : Dose due aux gamma prompts en fonction de la configuration et de la distance

Dose gamma prompts (rad)	Cas 1		Cas 2		Cas 3		Cas 4		Cas 5	
Distance (m)	Uranyl fluoride (4,95 %)	σ	Damp UO ₂ (5 %)	σ	Uranyl nitrate solution (93,2 %)	σ	U metal (93,2 %)	σ	Damp U ₃ O ₈ (93,2 %)	σ
0.3	2.46E+03	0.12%	1.84E+03	0.14%	7.27E+03	0.03%	1.14E+03	0.07%	4.26E+03	0.11%
0.5	1.31E+03	0.14%	9.64E+02	0.17%	3.64E+03	0.05%	5.10E+02	0.12%	1.95E+03	0.13%
1	4.81E+02	0.18%	3.47E+02	0.22%	1.24E+03	0.07%	1.65E+02	0.16%	6.12E+02	0.17%
2	1.54E+02	0.24%	1.11E+02	0.28%	3.78E+02	0.09%	5.17E+01	0.20%	1.79E+02	0.23%
5	2.95E+01	0.35%	2.09E+01	0.42%	7.00E+01	0.14%	8.89E+00	0.31%	3.19E+01	0.35%
10	7.76E+00	0.31%	5.52E+00	0.65%	1.82E+01	0.20%	2.22E+00	0.45%	8.22E+00	0.49%
20	1.95E+00	0.44%	1.38E+00	0.77%	4.51E+00	0.20%	5.77E-01	0.45%	2.02E+00	0.70%
50	2.94E-01	0.72%	2.14E-01	0.93%	6.60E-01	0.46%	1.09E-01	1.66%	3.13E-01	0.70%
100	6.36E-02	1.07%	4.74E-02	1.05%	1.39E-01	0.75%	3.13E-02	1.46%	7.02E-02	1.03%
200	1.14E-02	1.25%	8.55E-03	1.67%	2.39E-02	1.20%	7.46E-03	1.55%	1.31E-02	1.67%
300	3.41E-03	1.88%	2.72E-03	2.06%	6.77E-03	1.32%	2.72E-03	1.87%	4.11E-03	2.47%
500	5.48E-04	3.67%	4.32E-04	3.90%	9.87E-04	2.75%	5.22E-04	1.83%	7.36E-04	4.73%
700	1.25E-04	4.42%	1.08E-04	2.94%	2.26E-04	5.10%	1.29E-04	2.65%	1.59E-04	2.71%
1000	2.05E-05	4.26%	1.72E-05	4.32%	3.24E-05	3.45%	1.98E-05	2.95%	2.51E-05	2.82%
1200	6.64E-06	5.08%	5.13E-06	3.43%	1.15E-05	4.57%	6.56E-06	3.71%	7.87E-06	4.65%

4.1.2 METHODE SCALE

L'objectif est de calculer des doses avec les modules KENO/MONACO du formulaire SCALE6.1 afin de les comparer avec les résultats provenant de MCNP6.1. Afin de pouvoir réaliser ces comparaisons, le détecteur modélisé avec SCALE6.1 est de même type que le détecteur modélisé avec MCNP6.1, pour rappel un anneau de section carrée. La normalisation des résultats SCALE6.1 est similaire à celle effectuée avec les résultats MCNP6.1. La seule différence consiste à normaliser le résultat final par le volume du détecteur si ce dernier n'a pas été renseigné dans le jeu de données. Pour des distances inférieures à 700 m, les calculs analogues suffisent pour obtenir une précision acceptable (« σ » inférieur à 5 %) sur les doses calculées pour un temps de calcul raisonnable. Au-delà, des techniques de réduction de variance sont mises en œuvre. La méthode utilisée pour les calculs de comparaison est la méthode CADIS présentée dans le § 4.3.3. La source calculée avec le KCODE (calcul KENO et maillage cartésien, cf. § 3.2.2.1.2) est utilisée comme source fixe (à l'aide du fichier « .msm »). Un exemple de jeu de données est présenté dans le § 1.d de l'Annexe 3.

Le Tableau 7 et le Tableau 8 présentent les comparaisons MCNP6.1 et SCALE6.1 (dose calculée avec MCNP6.1 divisée par la dose calculée avec SCALE6.1). Les écarts entre les deux codes varient entre 1 % et 5 % pour les distances inférieures à 700 m et entre 5 % et 10 % pour les distances supérieures à 700 m. En considérant les incertitudes Monte Carlo, de l'ordre de quelques pourcents, et l'utilisation de sections efficaces multigroupes pour le formulaire SCALE6.1 (continues avec MCNP6.1), on peut affirmer que les simulations MCNP6.1 et SCALE6.1 sont en très bon accord.

Tableau 7 : Comparaison des résultats MCNP6.1 et SCALE6.1 pour les doses neutrons prompts

MCNP6/SCLAE6.1 Dose neutrons prompts	Cas 1	Cas 2	Cas 3	Cas 4	Cas 5
Distance (m)	Uranyl fluoride (4,95 %)	Damp UO ₂ (5 %)	Uranyl nitrate solution (93,2 %)	U metal (93,2 %)	Damp U ₃ O ₈ (93,2 %)
0.3	1.01	1.01	1.00	1.01	1.01
0.5	1.00	1.00	0.99	1.00	1.00
1	1.00	1.00	0.99	0.99	0.99
2	0.99	1.00	0.99	1.00	0.99
5	1.00	1.01	1.00	1.00	1.00
10	0.99	1.00	0.99	1.00	0.99
20	0.99	1.00	1.00	0.99	0.99
50	0.99	1.01	1.00	1.00	0.99
100	0.98	0.95	0.99	1.00	1.00
200	1.00	0.99	1.00	1.00	1.00
300	1.00	0.95	1.01	0.99	0.99
500	0.95	0.95	0.95	0.95	0.97
700	0.97	0.96	0.95	0.93	0.88
1000	0.97	0.95	0.95	0.95	0.95
1200	0.98	0.97	0.94	0.98	0.90

Tableau 8 : Comparaison des résultats MCNP6.1 et SCALE6.1 pour les doses gamma prompts

MCNP6/SCLAE6.1 Dose gamma prompts	Cas 1	Cas 2	Cas 3	Cas 4	Cas 5
Distance (m)	Uranyl fluoride (4,95 %)	Damp UO ₂ (5 %)	Uranyl nitrate solution (93,2 %)	U metal (93,2 %)	Damp U ₃ O ₈ (93,2 %)
0.3	1.01	1.02	1.02	1.04	1.03
0.5	1.00	1.02	1.02	1.02	1.02
1	0.99	1.01	1.01	1.01	1.02
2	0.98	1.01	1.01	1.00	1.02
5	0.99	1.02	1.01	1.01	1.02
10	1.00	1.03	1.02	1.02	1.03
20	1.01	1.02	1.02	1.00	1.02
50	1.02	1.01	1.02	0.99	1.02
100	1.03	1.00	1.01	1.00	1.01
200	1.06	0.98	1.02	0.99	1.00
300	1.08	1.01	1.00	1.01	0.99
500	0.99	0.94	0.97	0.97	1.05
700	0.96	1.04	1.01	0.96	0.98
1000	1.02	1.00	0.96	0.93	0.97
1200	1.04	0.91	1.04	0.90	0.93

4.2 CALCULS DE DOSES DUES AUX GAMMA RETARDES

La dose déposée provenant des gamma retardés dépend, en plus de la distance entre la source et le détecteur, du temps de décroissance choisi. Les temps de décroissances considérés sont les suivants : 1, 5 et 10 s et 1, 5, 10, 50, 100, 500 et 1000 min.

4.2.1 METHODE MCNP

La génération de la source gamma retardés avec le couplage KENO/MONACO/COUPLE/ORIGEN a permis de déterminer la distribution énergétique des gamma et le nombre de gamma produits par unité de temps à utiliser dans le calcul à source fixe MCNP6.1. La distribution spatiale utilisée est celle de la source prompte associée. Un exemple de jeu de données est présenté dans le §2.b de l'Annexe 3.

Les Tableau 10 au Tableau 19 en Annexe 3 présentent les résultats des doses gamma retardés (en rad) intégrées sur 1 min.

Pour calculer les doses intégrées sur 1 min, l'intensité du spectre gamma est supposée constante pendant 1 min. Cette hypothèse est très enveloppe pour des temps de décroissance faible, car l'intensité gamma diminue très fortement comme le montre la Figure 8. Par conséquent, les doses gamma retardés calculées pour des temps de décroissance inférieurs à la minute sont surestimées.

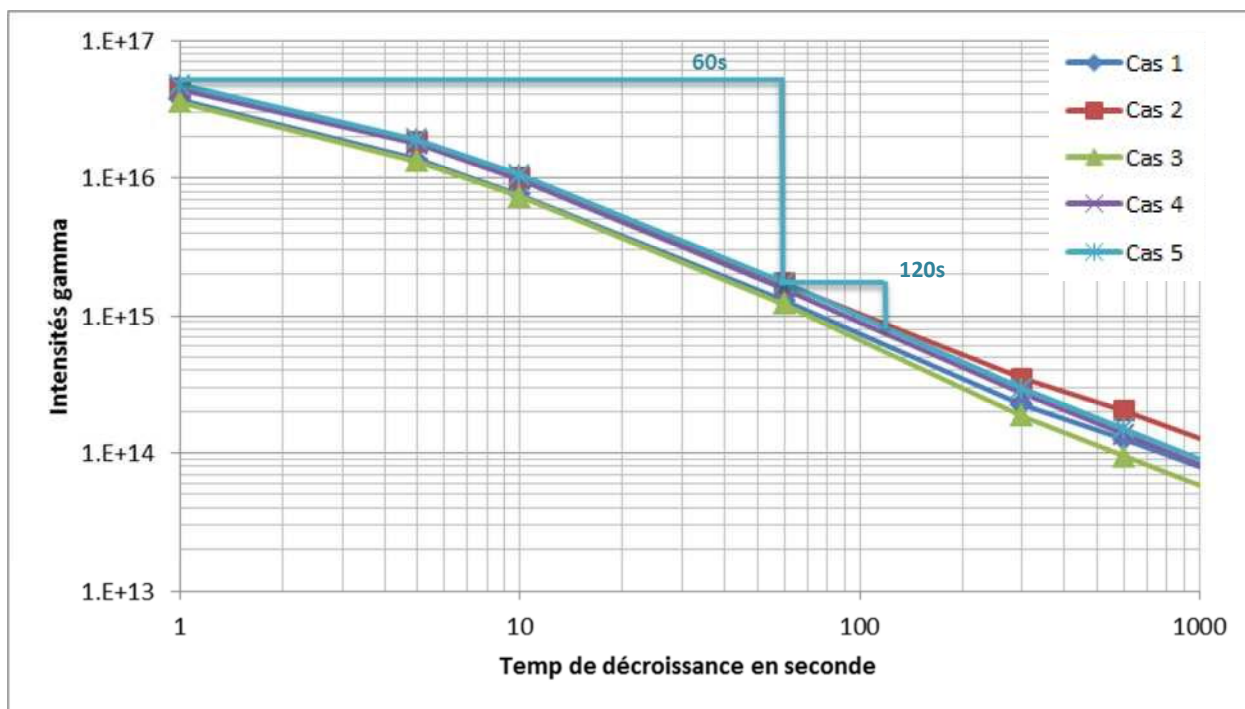


Figure 8 : Evolution de l'intensité du spectre gamma retardé pour le cas 1 en fonction du temps de décroissance

4.2.2 METHODE SCALE

La méthode pour calculer les doses provenant des gamma retardés avec SCALE6 est similaire à celle décrite précédemment. Il suffit de combiner la distribution énergétique obtenue avec ORIGEN et la distribution spatiale obtenue avec KENO. Un exemple de jeu de données est présenté dans le §2.c de l'Annexe 3. Cette méthode est utilisée pour quelques points de calculs.

Cependant, la version 6.1 de SCALE ne permet pas de réaliser entièrement ces calculs (bugs dans les fichiers sources KENO). Ce problème peut être évité en utilisant la version 6.2 du formulaire SCALE et moyennant quelques ajustements (*i.e.* utiliser les modules « mtMultiply » et « mt2msm » pour le fichier source). Ces ajustements, et les exemples de jeux de données associés, sont présentés dans le §2.c de l'Annexe 3.

4.2.3 METHODE COG

Le code COG11, cf. [5], permet de déterminer les doses provenant des gamma prompts et retardés en une seule étape ce qui représente un gain de temps non négligeable de mise en œuvre par rapport aux méthodes détaillées précédemment. Néanmoins, COG réalise seulement un calcul de type KCODE. Les techniques de réduction de variance ne sont donc pas applicables ici. Par conséquent, le temps de calcul peut s'avérer très important selon la configuration étudiée.

La définition de la géométrie est proche de celle réalisée avec MCNP6.1, un exemple de jeu de données est présenté dans le §2.d de l'Annexe 3. Le détecteur utilisé est un tore de section circulaire de rayon 10 cm. Il est de type « boundary-crossing », cf. [5].

4.2.4 COMPARAISONS

Le Tableau 9 présente le rapport des doses calculées avec les différents codes. Les calculs SCALE6.1 et COG11 sont seulement effectués sur quelques temps de décroissance. Dans le Tableau 9, le temps de décroissance est nommé « DG ».

Tableau 9 : Rapport des doses dues aux gamma retardés obtenues avec MCNP, SCALE et COG pour quelques temps de décroissance

Dose gamma retardés intégrée sur 1 min	Cas 1 DG = 50 min		Cas 2 DG = 50 min		Cas 3 DG = 1000 min		Cas 4 DG = 5 min		Cas 5 DG = 10 min	
Distance (m)	Uranyl fluoride (4,95%)		Damp UO ₂ (5%)		Uranyl nitrate solution (93,2%)		U metal (93,2%)		Damp U ₃ O ₈ (93,2%)	
	$\frac{MCNP}{SCALE}$	$\frac{MCNP}{COG}$	$\frac{MCNP}{SCALE}$	$\frac{MCNP}{COG}$	$\frac{MCNP}{SCALE}$	$\frac{MCNP}{COG}$	$\frac{MCNP}{SCALE}$	$\frac{MCNP}{COG}$	$\frac{MCNP}{SCALE}$	$\frac{MCNP}{COG}$
0.3	1.02	1.06	1.03	1.11	1.02	1.08	1.01	1.11	1.02	1.19
0.5	1.02	1.07	1.02	1.12	1.02	1.07	1.00	1.11	1.02	1.20
1	1.01	1.06	1.02	1.12	1.01	1.07	1.00	1.11	1.01	1.20
2	1.01	1.07	1.01	1.11	1.01	1.08	0.99	1.12	1.01	1.20
5	1.02	1.07	1.01	1.10	1.02	1.08	0.99	1.12	1.01	1.20
10	1.01	1.06	1.00	1.11	1.02	1.08	0.99	1.11	1.01	1.21
20	1.00	1.06	1.01	1.12	1.02	1.07	1.00	1.12	1.01	1.19
50	1.00	1.08	1.01	1.11	1.02	1.09	1.02	1.18	1.02	1.22
100	1.04	1.02	1.06	1.19	1.03	1.08	1.00	1.10	1.00	1.18

En considérant l'incertitude Monte-Carlo des calculs, les résultats MCNP6.1 et SCALE6.1 sont cohérents. Les écarts sont néanmoins plus importants entre les calculs MCNP6.1 et COG11. Cela peut provenir de la définition du détecteur, des sections efficaces utilisées mais, plus probablement, de la méthode de traitement des gamma retardés de COG11 qui diffère de celle de MCNP6.1.

4.3 TECHNIQUES DE REDUCTION DE VARIANCE

Le transport des neutrons et photons peut s'avérer difficile sur des grandes distances. Dans cette étude, le détecteur le plus éloigné se situe à 1,2 km de la source. Il est donc nécessaire d'adopter des techniques de réduction de variance pour obtenir des résultats avec une précision suffisante et un temps de calcul raisonnable. La précédente étude (cf. [1]) a permis de mettre en évidence deux méthodes efficaces pour les configurations actuelles à savoir les « weight windows » (MCNP) et la méthode CADIS de SCALE.

4.3.1 WEIGHT WINDOWS AVEC MCNP

Les weight windows combinées à un tally F4 permettent d'obtenir des résultats avec une incertitude Monte Carlo acceptable pour un temps de calcul raisonnable. Les weights windows agissent directement sur la population de

particules simulées et consistent en un maillage du modèle de calcul, une valeur d'« importance » étant attribuée à chaque maille. Plus une maille a une grande importance, plus le nombre de particules simulées dans cette maille sera grand (les particules sont alors « splittées ») et plus le poids attribué à ces particules est par conséquent faible. Un maillage cylindrique (R,Z) est utilisé pour les configurations étudiées, l'espace radial (R) entre chaque maille est d'environ 15 m et l'espace selon l'axe vertical Z est d'environ 8 m.

MCNP6 utilise les données d'un premier calcul analogue afin d'assigner les poids aux mailles. Il est parfois nécessaire de réaliser plusieurs itérations pour un calcul afin de générer une carte d'importance optimisée.

L'outil AdvantG, permet également d'accélérer cette étape en utilisant la résolution déterministe de l'équation du transport (calcul de flux adjoint) pour déterminer les mailles les plus importantes (cf. [4] et § 4.3.2.).

De plus, l'utilisation des weight windows en énergie, en plus des weight windows spatiales, permet d'améliorer la convergence des calculs. L'objectif est notamment d'éviter le transport des particules de très basse énergie, qui ne contribuent pas de façon significative à la dose finale. En analysant les spectres neutrons, 5 groupes d'énergie se dégagent dont les bornes supérieures sont : 10^{-6} MeV, 10^{-2} MeV, 10^{-1} MeV, 1 MeV et 20 MeV.

De même, pour les photons, le maillage énergétique retenu présente les bornes supérieures suivantes : 1 MeV et 20 MeV.

La Figure 9 représente, avec l'outil VisedX, une carte d'importance générée par MCNP6.1 pour le groupe numéro 5 (neutrons entre 1 et 20 MeV) et un exemple de jeu de données est présenté dans le § 1.a de l'Annexe 3.

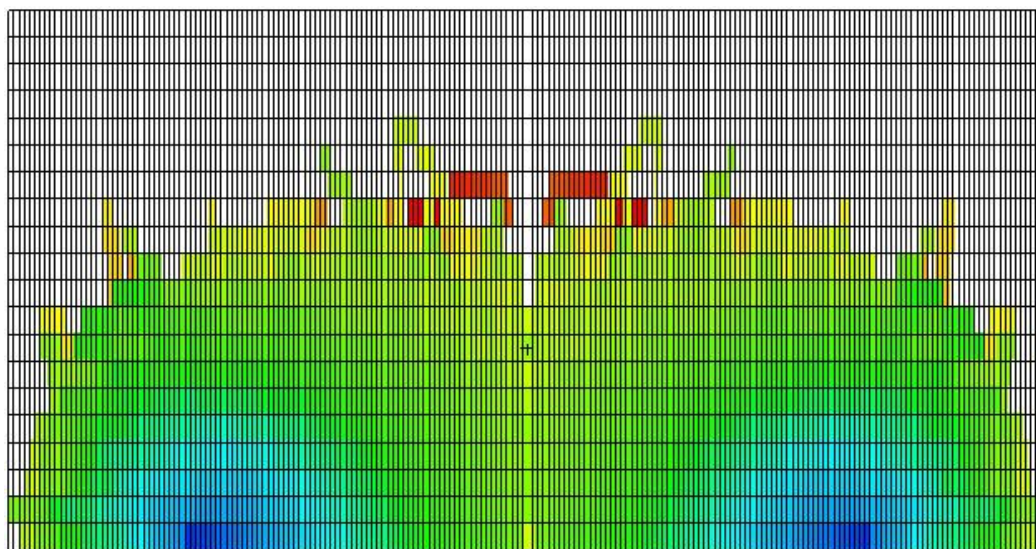


Figure 9 : Coupe XZ avec maillage weight windows

Les zones en bleu représentent les mailles avec la plus grande importance (autour du détecteur), en rouge avec l'importance la plus faible.

4.3.2 ADVANTG : OPTIMISATION DES WEIGHT WINDOWS

AdvantG [4] est un outil développé par ORNL. Il permet notamment d'optimiser la génération des weight windows pour un calcul MCNP. L'objectif est de réaliser un calcul déterministe permettant d'estimer le flux adjoint (méthode CADIS, cf. § 4.3.3), AdvantG fournit alors une carte d'importance contenant des poids optimisés pour le calcul MCNP.

Le maillage AdvantG ne peut être qu'un maillage de type cartésien. Pour les configurations Slide Rule, une bibliothèque à 27 groupes pour les neutrons et 19 groupes pour les photons, basée sur ENDF7.1, est utilisée. L'utilisation d'AdvantG permet de réduire l'incertitude Monte Carlo mais aussi de supprimer les itérations pour définir les cartes d'importance pour les calculs de doses à plus de 500 m.

Un script, rédigé en langage Shell pour Prométhée, permet dorénavant d'inclure directement le jeu de données AdvantG en en-tête du jeu de données MCNP correspondant. Le calcul MCNP de dose est lancé directement après le calcul AdvantG.

Un exemple de jeu de données est présenté dans le § 4.c. de l'Annexe 3.

4.3.3 CALCUL CADIS AVEC SCALE

La méthode CADIS (Consistent Adjoint Driven Importance Sampling) est similaire, dans le principe, à la méthode des weight windows de MCNP. Néanmoins, la méthode CADIS utilise une résolution déterministe de l'équation de transport pour déterminer les poids ou importances à appliquer aux différentes mailles. Un exemple de jeu de données est présenté dans le §4.a de l'Annexe 3.

4.4 COMPARAISONS AVEC LES SLIDE RULE INITIALES

Le document « slide rule » de 1997, cf. [6], permet de déterminer les doses promptes et retardées pour des distances de 1 pied à 4000 pieds. La Figure 10 montre que l'écart entre les doses promptes calculées en 1997 et les doses calculées aujourd'hui, pour le cas 2 (UO₂), sont minimes (inférieur à 5%). Il en va de même pour les autres configurations.

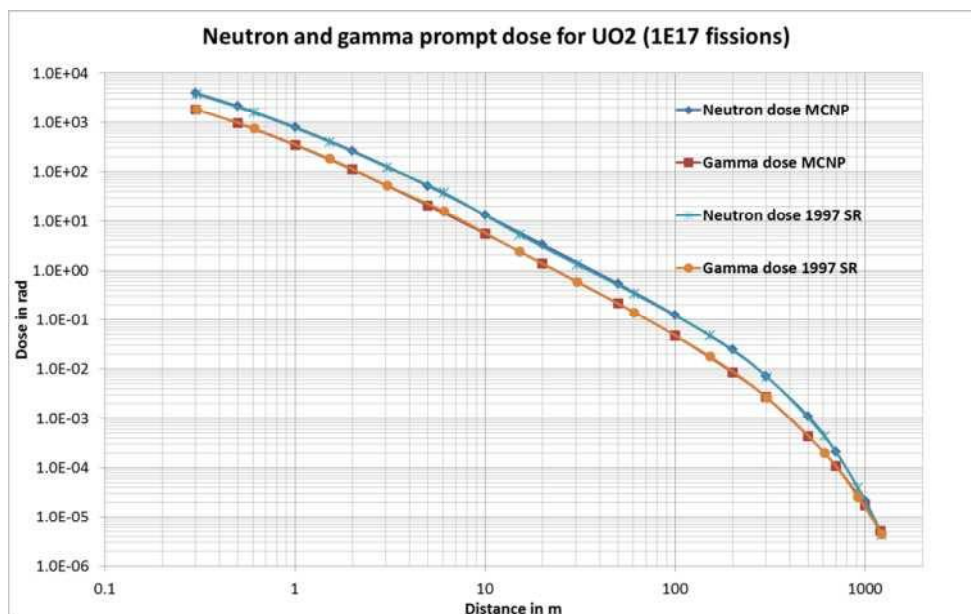


Figure 10 : Comparaisons des résultats des Slide Rule de 1997 pour le cas 2

Les Figure 11 à 13 présentent les comparaisons réalisées entre les résultats MCNP6.1, SCALE6.1 et les Slide Rule initiales pour les doses gamma retardés à quelques temps de décroissance. Seul le cas 1 est représenté mais les observations suivantes s'appliquent pour tous les cas :

- pour les temps de décroissance inférieurs à 1 min, les résultats obtenus lors de la présente étude sont plus élevés que ceux de 1997, cf. Figure 11 ;
- pour un temps de décroissance de 1 min, les résultats s'accordent bien, cf. Figure 12 ;
- pour les temps de décroissance supérieurs à 1 min, cf. Figure 13, les nouveaux résultats sont inférieurs aux résultats de 1997. Les écarts observés ne varient pas avec le temps de décroissance.

Deux raisons peuvent expliquer les écarts observés. Tout d'abord, les bibliothèques de sections efficaces, d'ORIGEN notamment, ont grandement été modifiées depuis 1997. Enfin, les calculs menés en 1997 pourraient avoir considéré la décroissance de l'intensité de la source gamma retardés pour les faibles temps de décroissance (inférieur à 1 min), ce qui n'est pas le cas pour la nouvelle étude, cf. Figure 8.

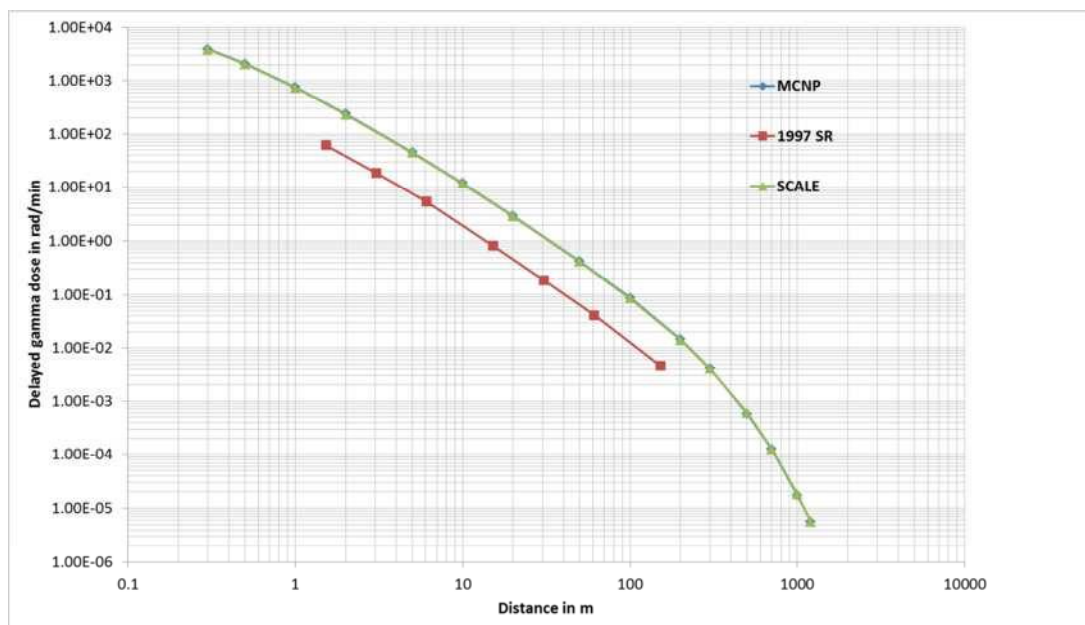


Figure 11 : Comparaison des doses gamma retardés pour le cas 1 pour un temps de décroissance de 1 s

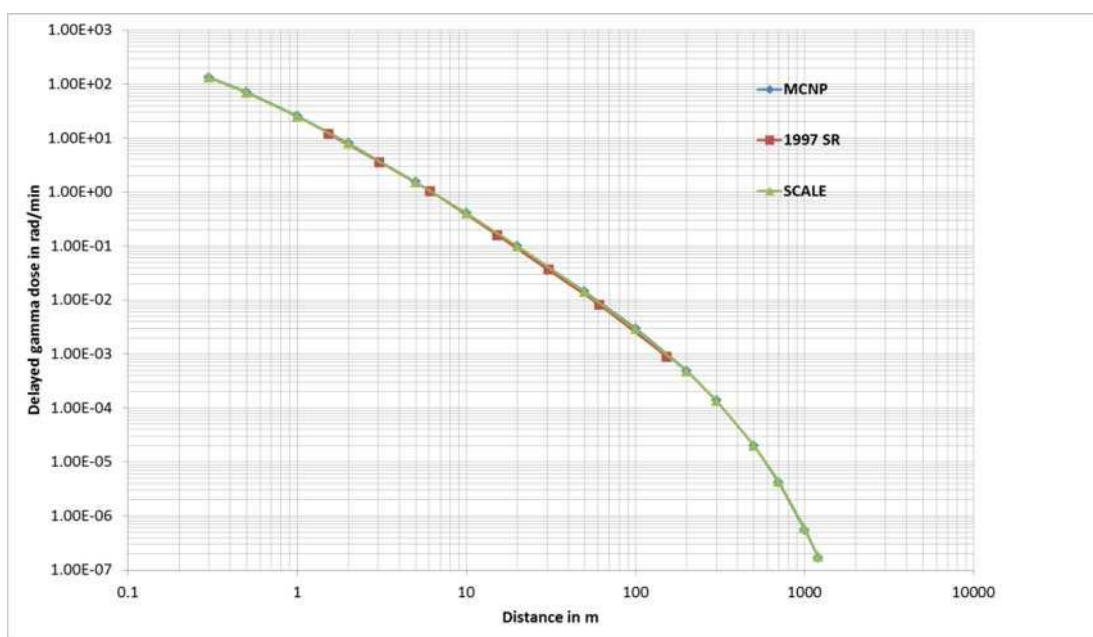


Figure 12 : Comparaison des doses gamma retardés pour le cas 1 pour un temps de décroissance de 1 min

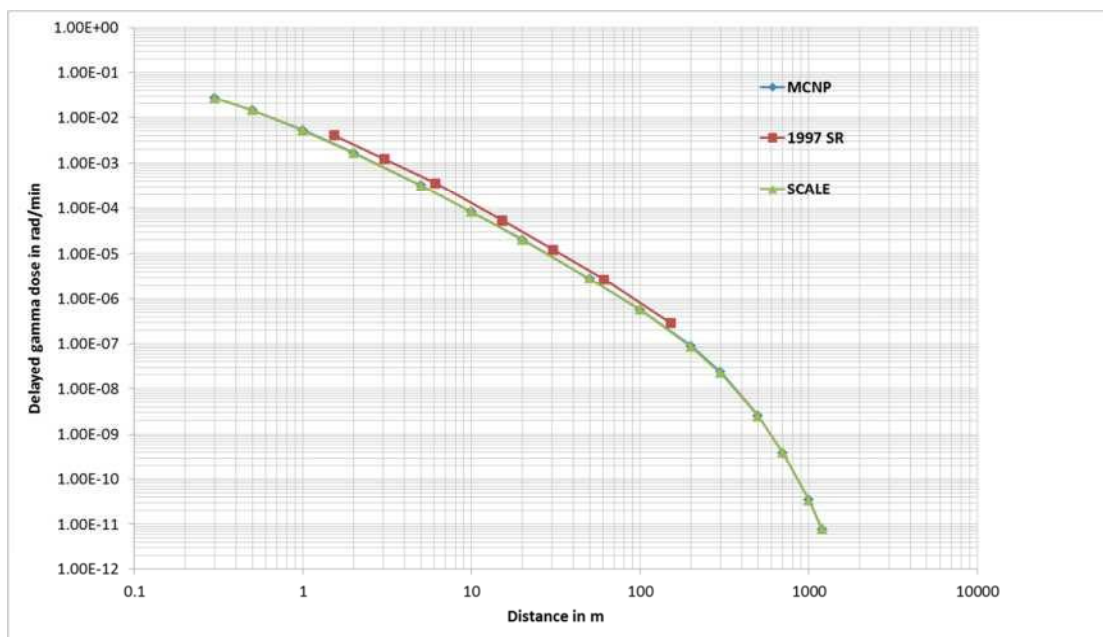


Figure 13 : Comparaison des doses gamma retardés pour le cas 1 pour un temps de décroissance de 1000 min

5 CONCLUSION ET PERSPECTIVES

Dans le cadre d'une collaboration avec AWE (UK), ORNL (USA) et LLNL (USA), des calculs de dosimétrie pour la révision du document Slide Rule ont été réalisés. Cette note a permis de mettre en place des méthodologies pour le calcul (avec les codes MCNP6.1, SCALE6.1 et COG11) de doses promptes et retardées, dans le cas de cinq configurations nues.

Les calculs menés lors de cette étude sont en accord avec ceux qui ont été réalisés lors de la dernière édition du document Slide Rule de 1997 [1], pour la partie doses promptes.

Néanmoins, des écarts plus importants ont été observés pour les doses provenant des gamma retardés. L'évolution des données nucléaires et le traitement de l'intensité de la source gamma retardés sont probablement à l'origine des écarts observés. Cependant, des investigations supplémentaires seront nécessaires pour déterminer la cause exacte des écarts.

Cette étude a donc permis de déterminer les méthodes les plus efficaces pour réaliser des calculs de type Slide Rule. Par la suite, la révision des Slide Rule sera complétée par :

- l'ajout de nouveaux milieux fissiles pouvant notamment contenir du plutonium ;
- l'étude de l'effet de ciel (« skyshine ») ;
- l'étude de l'impact de l'humidité de l'air ;
- l'ajout d'écrans de protection ;
- l'utilisation de nouveaux facteurs de conversion flux-dose.

ANNEXE 1 DOCUMENT DE SPECIFICATION

UPDATE OF THE NUCLEAR CRITICALITY SLIDE RULE CALCULATIONS

INITIAL CONFIGURATION

IDENTIFICATION NUMBER: SR-U-UNREFLECTED-GROUND-001

KEY WORDS: Slide rule, initial configuration, uranium, unreflected

1 INTRODUCTION

In 1997, Oak Ridge National Laboratory published the reports “An updated Nuclear Criticality Slide rule” (ORNL/TM-13322/V1 and ORNL/TM-13322/V2), as a tool for emergency response to nuclear criticality accident. The “Slide Rule” is designed to provide estimates of the following:

- magnitude of the number of fissions based on personnel or field radiation measurements,
- neutron- and gamma-dose at variable unshielded distances from the accident,
- the skyshine component of the dose,
- time-integrated radiation dose estimates at variable times/distances from the accident,
- 1-minute gamma radiation dose integrals at variable times/distances from the accident,
- dose-reduction factors for variable thicknesses of steel, concrete, and water.

The Slide Rule provides estimates for five unreflected spherical systems that provide general characteristics of operations likely in facilities licensed by the US NRC.

This present document summarizes the input data necessary to update, with modern codes, the dose results of the initial configuration of the slide rules (prompt neutron and gamma doses, delayed gamma dose). Additional configurations might be simulated after this first effort.

2 DESCRIPTION OF THE INITIAL CONFIGURATION

The geometry for the initial configuration of the slide rule consists of an air-over-ground configuration with a source located at the center of a right-circular cylinder. The ground is made of concrete. The critical uranium systems selected were as follows:

- unreflected sphere of 4.95 wt % enriched aqueous uranyl fluoride, $\text{U}(4.95)\text{O}_2\text{F}_2\cdot\text{H}_2\text{O}$, solution having a hydrogen-to- ^{235}U ratio of 410 (solution density = 2.16 g/cm^3),
- unreflected sphere of damp 5 wt % enriched uranium dioxide, $\text{U}(5)\text{O}_2$, having a hydrogen-to- ^{235}U ratio of 200,
- unreflected sphere of 93.2 wt % enriched uranyl nitrate, $\text{U}(93.2)\text{O}_2(\text{NO}_3)_2\cdot 6\text{H}_2\text{O}$, solution having a hydrogen to- ^{235}U atom ratio of 500 (solution density = 1.075 g/cm^3),
- unreflected sphere of 93.2 wt % enriched uranium metal sphere (metal density = 18.85 g/cm^3),
- unreflected sphere of damp 93.2 wt % enriched uranium oxide, U_3O_8 plus water, having a hydrogen-to- ^{235}U atom ratio of 10 (uranium oxide density = 4.15 g/cm^3).

Neutron and gamma doses were calculated as a function of distance from the surface of the critical event for 1 to 3000 feet (914 m).

2.1 DESCRIPTION OF MODEL

The figures 2-1 and 2-2 present the model to be calculated. Additional information are given in the following paragraphs.

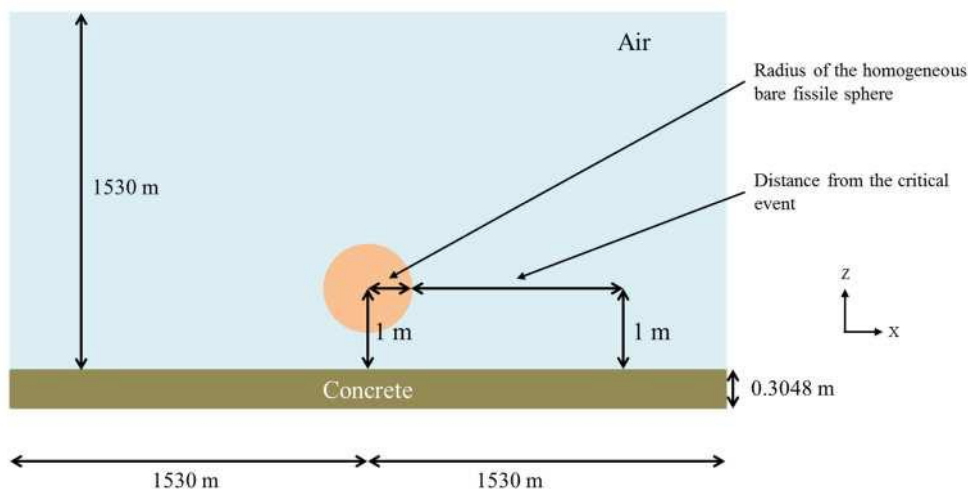


Figure 2-1. X-Z Plan view of the configuration.

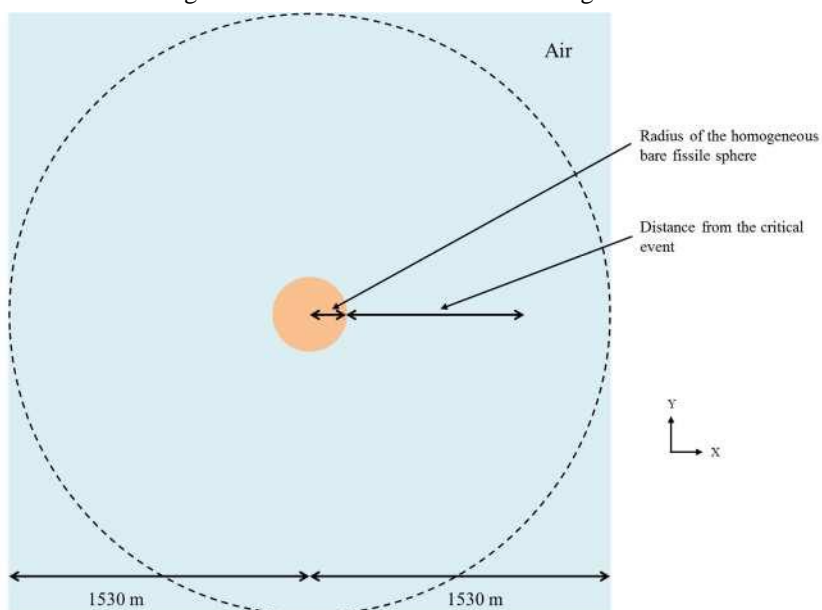


Figure 2-2. X-Y Plan view of the configuration.

2.2 DIMENSIONS

Initially, the geometry for the 2-D slide-rule models consisted of a simple air-over-ground configuration with a source located at the center of a right-circular cylinder. The radius and the height of the air cylinder was 1530 m. With modern 3-D tools, a square with a half-side of 1530 m might be considered. The ground is modeled as 30.48 cm (1 ft) layer of concrete.

Five uranium systems are separately considered. The spherical radius (corresponding to a critical state) for each system is given in Table 2-1. No reflector is considered around the sphere.

Table 2-1. Radius of the homogeneous bare fissile spheres.

	Uranyl fluoride (4.95%)	Damp UO_2 (5%)	Uranyl nitrate solution (93.2%)	U metal (93.2%)	Damp U_3O_8 (93.2%)
Spherical radius (cm)	25.5476	23.2133	18.9435	8.6518	11.8841

2.3 MATERIAL AND TEMPERATURE DATA

Only 3 media are simulated in the initial configuration:

- The air,
- One of the 5 homogeneous bare fissile spheres,
- The ground made of concrete.

Their atomic compositions are given in Table 2-2, Table 2-3 and Table 2-4.

Table 2-2. Composition of the homogeneous bare fissile spheres.

Number density (atom/barn-cm)	Uranyl fluoride (4.95%)	Damp UO ₂ (5%)	Uranyl nitrate solution (93.2%)	U metal (93.2%)	Damp U ₃ O ₈ (93.2%)
U-234	-	-	-	4.8503E-4	-
U-235	1.3173E-4	2.6060E-4	1.3154E-4	4.5012E-2	6.4361E-3
U-236	-	-	-	9.6182E-5	-
U-238	2.5342E-3	4.9592E-3	9.6010E-6	2.6704E-3	4.6956E-4
N	-	-	2.8205E-4	-	-
O	3.1989E-2	3.6544E-2	3.4012E-2	-	5.0641E-2
F	5.3345E-3	-	-	-	-
H	5.3314E-2	5.2203E-2	6.5769E-2	-	6.4460E-2

Table 2-3. Composition of air.

Number density (atom/barn-cm)	Air
N	4.00E-5
O	1.11E-5

Table 2-4. Composition of concrete (SCALE material REG-CONCRETE).

Number density (atom/barn-cm)	Concrete
Fe-54	2.02958E-05
Fe-56	3.18600E-04
Fe-57	7.35787E-06
Fe-58	9.79198E-07
H	1.37433E-02
Al-27	1.74538E-03
Ca-40	1.47412E-03
Ca-42	9.83851E-06
Ca-43	2.05286E-06
Ca-44	3.17205E-05
Ca-46	6.08254E-08
Ca-48	2.84359E-06
O	4.60690E-02
Si-28	1.53273E-02
Si-29	7.78639E-04
Si-30	5.13885E-04
Na-23	1.74720E-03

The temperatures for all media are 300 K (26.85 °C).

2.4 SOURCE STRENGTH AND SPECTRA

The magnitude of each source is normalized to correspond to $1.E+17$ fissions.

This single information means that the intensity (nubar for neutron) and the energy and space repartition of prompt neutron, prompt gamma and delayed gamma inside the sphere has to be determined. A subsequent case may consider a homogeneous repartition of the fissions inside the sphere.

2.5 DELAYED GAMMA

Delayed gamma doses rate are calculated assuming an instantaneous event. Then the expected dose rates for periods of 1, 5, and 10 s and 1, 5, 10, 50, 100, 500, and 1000 min after the event are tabulated for all five critical systems.

2.6 RESPONSE FUNCTIONS

Doses at 1 m (3.30 ft) above the ground as a function of distance from the surface of the critical event for 1 to 3000 feet are calculated using the Henderson flux-to-dose factors (B. J. Henderson, *Conversion of Neutron or Gamma-Ray Flux to Absorbed Dose Rate*, XDC 59-8-179, 1959).

3 RESULTS

The results will be written in the following tables. All options and data necessary to analyze the results (for instance, cross section libraries, delayed gamma data, kind of detector, use of variance reduction technic, etc.) might be specified.

For more clarity, a common file naming convention may be adopted. An example is the following:

- SR-U-UN-G1-C1-d03-DG10s.inp stands for:
 - SR: slide rule,
 - U: uranium,
 - UN: unreflected (no shielding),
 - G1: first case with a ground,
 - C1: first case with the uranium system (Uranyl fluoride (4.95%))¹,
 - d03: distance 0.3 m,
 - DG10s: delayed gamma (after 10 seconds)².

¹ C2 is Damp UO₂ (5%); C3 is Uranyl nitrate solution (93.2%); C4 is U metal (93.2%); C5 is Damp U₃O₈ (93.2%).

² Instead of « DG », « N » and « G » may be used, for respectively prompt neutron and prompt gamma.

Table 3-1. Prompt neutron dose.

Prompt neutron dose	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4	Case 5
Distance (m)	Uranyl fluoride (4.95%)	Damp UO ₂ (5%)	Uranyl nitrate solution (93.2%)	U metal (93.2%)	Damp U ₃ O ₈ (93.2%)
0.3					
0.5					
1					
2					
5					
10					
20					
50					
100					
200					
300					
500					
700					
1000					
1200					

Table 3-2. Prompt gamma dose.

Prompt gamma dose	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4	Case 5
Distance (m)	Uranyl fluoride (4.95%)	Damp UO ₂ (5%)	Uranyl nitrate solution (93.2%)	U metal (93.2%)	Damp U ₃ O ₈ (93.2%)
0.3					
0.5					
1					
2					
5					
10					
20					
50					
100					
200					
300					
500					
700					
1000					
1200					

Table 3-3. Delayed gamma dose rate (after 1 s).

Delayed gamma dose rate (after 1 s)	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4	Case 5
Distance (m)	Uranyl fluoride (4.95%)	Damp UO ₂ (5%)	Uranyl nitrate solution (93.2%)	U metal (93.2%)	Damp U ₃ O ₈ (93.2%)
0.3					
0.5					
1					
2					
5					
10					
20					
50					
100					
200					
300					
500					
700					
1000					
1200					

Table 3-4. Delayed gamma dose rate (after 5 s).

Delayed gamma dose rate (after 5 s)	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4	Case 5
Distance (m)	Uranyl fluoride (4.95%)	Damp UO ₂ (5%)	Uranyl nitrate solution (93.2%)	U metal (93.2%)	Damp U ₃ O ₈ (93.2%)
0.3					
0.5					
1					
2					
5					
10					
20					
50					
100					
200					
300					
500					
700					
1000					
1200					

Table 3-5. Delayed gamma dose rate (after 10 s).

Delayed gamma dose rate (after 10 s)	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4	Case 5
Distance (m)	Uranyl fluoride (4.95%)	Damp UO ₂ (5%)	Uranyl nitrate solution (93.2%)	U metal (93.2%)	Damp U ₃ O ₈ (93.2%)
0.3					
0.5					
1					
2					
5					
10					
20					
50					
100					
200					
300					
500					
700					
1000					
1200					

Table 3-6. Delayed gamma dose rate (after 1 min).

Delayed gamma dose rate (after 1 min)	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4	Case 5
Distance (m)	Uranyl fluoride (4.95%)	Damp UO ₂ (5%)	Uranyl nitrate solution (93.2%)	U metal (93.2%)	Damp U ₃ O ₈ (93.2%)
0.3					
0.5					
1					
2					
5					
10					
20					
50					
100					
200					
300					
500					
700					
1000					
1200					

Table 3-7. Delayed gamma dose rate (after 5 min).

Delayed gamma dose rate (after 5 min)	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4	Case 5
Distance (m)	Uranyl fluoride (4.95%)	Damp UO ₂ (5%)	Uranyl nitrate solution (93.2%)	U metal (93.2%)	Damp U ₃ O ₈ (93.2%)
0.3					
0.5					
1					
2					
5					
10					
20					
50					
100					
200					
300					
500					
700					
1000					
1200					

Table 3-8. Delayed gamma dose rate (after 10 min).

Delayed gamma dose rate (after 10 min)	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4	Case 5
Distance (m)	Uranyl fluoride (4.95%)	Damp UO ₂ (5%)	Uranyl nitrate solution (93.2%)	U metal (93.2%)	Damp U ₃ O ₈ (93.2%)
0.3					
0.5					
1					
2					
5					
10					
20					
50					
100					
200					
300					
500					
700					
1000					
1200					

Table 3-9. Delayed gamma dose rate (after 50 min).

Delayed gamma dose rate (after 50 min)	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4	Case 5
Distance (m)	Uranyl fluoride (4.95%)	Damp UO ₂ (5%)	Uranyl nitrate solution (93.2%)	U metal (93.2%)	Damp U ₃ O ₈ (93.2%)
0.3					
0.5					
1					
2					
5					
10					
20					
50					
100					
200					
300					
500					
700					
1000					
1200					

Table 3-10. Delayed gamma dose rate (after 100 min).

Delayed gamma dose rate (after 100 min)	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4	Case 5
Distance (m)	Uranyl fluoride (4.95%)	Damp UO ₂ (5%)	Uranyl nitrate solution (93.2%)	U metal (93.2%)	Damp U ₃ O ₈ (93.2%)
0.3					
0.5					
1					
2					
5					
10					
20					
50					
100					
200					
300					
500					
700					
1000					
1200					

Table 3-11. Delayed gamma dose rate (after 500 min).

Delayed gamma dose rate (after 500 min)	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4	Case 5
Distance (m)	Uranyl fluoride (4.95%)	Damp UO ₂ (5%)	Uranyl nitrate solution (93.2%)	U metal (93.2%)	Damp U ₃ O ₈ (93.2%)
0.3					
0.5					
1					
2					
5					
10					
20					
50					
100					
200					
300					
500					
700					
1000					
1200					

Table 3-12. Delayed gamma dose rate (after 1000 min).

Delayed gamma dose rate (after 1000 min)	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4	Case 5
Distance (m)	Uranyl fluoride (4.95%)	Damp UO ₂ (5%)	Uranyl nitrate solution (93.2%)	U metal (93.2%)	Damp U ₃ O ₈ (93.2%)
0.3					
0.5					
1					
2					
5					
10					
20					
50					
100					
200					
300					
500					
700					
1000					
1200					

ANNEXE 2 CALCUL DE SOURCES

1. SOURCE PROMPTE MCNP

Un jeu de données est présenté ci-après pour le calcul des taux de fissions avec le SMESH MCNP6.1 pour le cas 3 (UNH).

```
source_UNH.inp
c
c ----- Description -----
c Author: M. TROISNE
c Fissile sphere of UNH
c
c Cell CARDS
c
c
9999 0 +30001          imp:n,p=0 $ rest of the world
1 1 1.00204E-01 -30001 imp:n,p=1 $ sphere of UNH

c
c Surface CARDS
c
30001 s 0 0 18.94350 18.94350 $ sphere of UNH

c
c Data CARDS
c
c
MODE N
c MATERIALS SPECIFICATION
m1 nlib=80c plib=04p $ fissile sphere
    92235 1.3154E-04 $ SUM = 1.00204E-01
    92238 9.6010E-06
    7014 2.8205E-04
    8016 3.4012E-02
    1001 6.5769E-02
mt1 lwtr.20t $ s(alpha,beta) for water
c
c
c Mesh
trl 0 0 18.94350
tmesh
smesh1:n trans 1
coral 0 6.97885 8.79279 10.06524 11.07823 11.93366 $ sphere radii
    12.68140 13.35005 13.95769 14.51658 15.03547
    15.52081 15.97757 16.40960 16.82001 17.21131
    17.58559 17.94458 18.28975 18.62236 18.94350
corb1 180. $ polar mesh
corc1 360. $ angle around Z-axis
endmd
fm1 1.00204E-01 1 -6 $ normalisation factor for fission rate
c
c
c PROBLEM TERMINATION
kcode 100000 1.0 5000 15000 $ 15 000 batch of 1e6 neutrons. 5000 batchs skip
SDEF PAR=N POS=0 0 18.9435 ERG=D1 RAD=D2 $ homogeneous distribution in sphere...
SI1 S 11 12 $ for starting points
SP1 0.99995 0.00005
SP11 -3 0.988 2.249 $ U5 watt spectra thermal
SP12 -3 0.89506 3.2953 $ U8 watt spectra fast
SI2 0 18.9435
SP2 -21 2
rand gen=2 stride=305833
c
c OUTPUT CONTROL
prdmp -60 5e7 1 2 5e7
print
c end of file
```

Le jeu de données précédent permet de calculer les taux de fissions globaux dans la sphère. Afin de déterminer les taux de production de neutrons de fission, il faut ajouter « -7 » à la carte « fm1 ». Pour connaître la contribution de chaque isotope, il suffit de modifier le facteur de normalisation du SMESH. Pour cela, il faut créer un milieu fictif pur, composé de l'isotope concerné et remplacer le coefficient dans la carte FM par la vraie concentration de l'isotope.

Par exemple, pour calculer la contribution de l'isotope U235 dans la configuration précédente, on modifie le SMESH par :

```

tmes
tr1 0 0 18.94350
smesh1:n trans 1
coral 0 6.97885 8.79279 10.06524 11.07823 11.93366 $ sphere radii
      12.68140 13.35005 13.95769 14.51658 15.03547
      15.52081 15.97757 16.40960 16.82001 17.21131
      17.58559 17.94458 18.28975 18.62236 18.94350
corb1 180. $ polar mesh
corc1 360. $ angle around Z-axis
endmd
fm1 1.3154E-04 235 -6 $ normalisation factor for fission rate
m235 92235.80c 1 $ fictive material

```

Afin de déterminer les taux de production de neutrons de fission, il faut ajouter « -7 » à la carte « fm1 ».

2. SOURCE PROMPTE SCALE

A. SOURCE VOLUMIQUE VERIFICATION SMESH

Le jeu de données suivant a été utilisé pour calculer les taux de fissions à l'aide d'un découpage sphérique, directement réalisé avec SCALE6.1. Il s'agit du cas 1 (UO₂F₂). Les rayons des 20 sous sphères décrites correspondent aux mailles du SMESH détaillé au §3.2.1. Les commentaires sont à supprimer pour faire fonctionner le jeu de données.

```

'Sphere of UO2 for/ To compare with SMESH MCNP
=csas6
sphere uo2
v7-200n47g
read composition !composition
  u-235      1 0 0.0002606 300 end
  u-238      1 0 0.0049592 300 end
  o          1 0 0.036544  300 end
  h          1 0 0.052203  300 end
end composition

read parameter !Simulation parameters
gen=15000      !Number of generation to be run
npg=100000     !Neutron per batch
nsk=5000       !Number of batchs skip
flx=yes
htm=yes
cds=yes
pmf=yes
end parameter

read geometry !Description of the geometry
global unit 1
com="test"
sphere 1      23.21330 origin x=0 y=0 z=100 !20 spheres
sphere 2      22.81978 origin x=0 y=0 z=100 !same radius than meshes in SMESH (MCNP)
sphere 3      22.41219 origin x=0 y=0 z=100
sphere 4      21.98922 origin x=0 y=0 z=100
sphere 5      21.54932 origin x=0 y=0 z=100
sphere 6      21.09068 origin x=0 y=0 z=100
sphere 7      20.61118 origin x=0 y=0 z=100
sphere 8      20.10827 origin x=0 y=0 z=100

```

```

sphere 9      19.57886   origin x=0 y=0 z=100
sphere 10     19.01915   origin x=0 y=0 z=100
sphere 11     18.42441   origin x=0 y=0 z=100
sphere 12     17.78857   origin x=0 y=0 z=100
sphere 13     17.10371   origin x=0 y=0 z=100
sphere 14     16.35911   origin x=0 y=0 z=100
sphere 15     15.53975   origin x=0 y=0 z=100
sphere 16     14.62346   origin x=0 y=0 z=100
sphere 17     13.57522   origin x=0 y=0 z=100
sphere 18     12.33391   origin x=0 y=0 z=100
sphere 19     10.77466   origin x=0 y=0 z=100
sphere 20     8.55185    origin x=0 y=0 z=100
media 1 1 1 -2
media 1 1 2 -3
media 1 1 3 -4
media 1 1 4 -5
media 1 1 5 -6
media 1 1 6 -7
media 1 1 7 -8
media 1 1 8 -9
media 1 1 9 -10
media 1 1 10 -11
media 1 1 11 -12
media 1 1 12 -13
media 1 1 13 -14
media 1 1 14 -15
media 1 1 15 -16
media 1 1 16 -17
media 1 1 17 -18
media 1 1 18 -19
media 1 1 19 -20
media 1 1 20
boundary 1
end geometry

```

```

read start          !Starting parameters
nst=0
xsm=0
xsp=0
ysm=0
ysp=0
zsm=0
zsp=0
end start

end

```

B. SOURCE VOLUMIQUE STANDARD

Un jeu de données est présenté ci-dessous pour calculer les taux de fissions à l'aide d'un maillage cartésien surimposé avec SCALE (maillage « standard »). Il s'agit du cas 1 (UO₂F₂). Le nombre de plans choisis pour le maillage doit permettre d'obtenir des mailles de volume suffisamment faible (eu égard au libre parcours moyen des neutrons dans le milieu afin d'optimiser les résultats) i.e. inférieur à 1 cm³. Les commentaires sont à supprimer pour faire fonctionner le jeu de données.

```

'Calculation of UO2F2 source with cartesian mesh
=csas6
sphere uo2f2
v7-200n47g
read composition          !Compositions
u-235      1 0 0.00013173 300 end
u-238      1 0 0.0025342 300 end
o          1 0 0.031989 300 end
f          1 0 0.0053345 300 end
h          1 0 0.053314 300 end
end composition

read parameter          !Simulation parameters

```

```

gen=15000                !Number of generation to be run
npg=100000              !Neutron per batch
nsk=5000                !Number of batchs skip
flx=yes                 !Collecting and printing flux
htm=yes                 !Produce a html output file
cds=yes                 !Accumulate cadis fissions
pmf=yes                 !Print angular flux
end parameter

read geometry            !Description of the geometry
global unit 1
com="sphere"
  sphere 1 25.5476 origin x=0 y=0 z=100
  media 1 1 1
  boundary 1
end geometry

read start               !Starting parameters
nst=0                   !Start type
xsm=0                   !boundary array
xsp=0
ysm=0
ysp=0
zsm=0
zsp=0
end start

read gridgeometry 1      !Cartesian mesh
  tolerance=1e-006
  xlinear 60 -25.5476 25.5476 !60 plans between plan x=-25.5476 and x=25.5476
  tolerance=1e-006
  ylinear 60 -25.5476 25.5476 !60 plans between plan y=-25.5476 and y=25.5476
  tolerance=1e-006
  zlinear 60 74.4524 125.5476 !60 plans between plan z=74.4524 and z=125.5476
end gridgeometry
end data
end

'transform the 3dmap file into a msm file
=mt2msm
  'uo2f2.fissionSource.3dmap'
  1
  -1
  1
  'uo2f2.msm'

End

```

C. SOURCE PONCTUELLE

On présente ci-après un jeu de données pour le calcul de la source équivalente ponctuelle avec le module déterministe XSDRNPM. Les commentaires sont à supprimer pour faire fonctionner le jeu de données.

```

'Source of UO2F2 using XSRDNPM

=csasix      parm=(size=1000000)
Source_calculation !title
v7-200n47g infhommedium
'Compositions
U-235 1 0. 1.3173E-4 end !compositions for UO2F2 sphere
U-238 1 0. 2.5342E-3 end
o      1 0. 3.1989e-2 end
f      1 0. 5.3345e-3 end
h      1 0. 5.3314e-2 end
h2o    2 1. end
end comp
end

=xsdrnpm
UO2F2 !title

```

```

-1$$ 2000000 e           !number of particule
0$$ a3 2 e               !cross section parameter
1$$ 3 1 150 1 0 1 1 16 3 4 295 295 e !geometry and boundary parameter
2$$ a7 -1 e              !simulations parameters
3$$ a7 0 a12 1 e         !simulations parameters
5** 1e-6 1e-7 1. 0. -0.1 a10 1.0 1e-6 e 1t !precision parameters for keff
13$$ 1                   !simulations parameters
14$$ 1                   !simulations parameters
15** 1.0 2t              !simulations parameters
33## f1.0 4t             !initial guess for flux
35** 149i0 49            !simulations parameters
36$$ 150r1               !simulations parameters
39$$ 1                   !simulations parameters
41** 1.0 5t              !simulations parameters
end

```

Les principaux paramètres à modifier pour les autres calculs sont :

- la définition du milieu fissile ;
- le nombre de particules simulées.

3. SOURCE GAMMA RETARDES

La génération de la source gamma retardés s'effectue en réalisant le couplage KENO/MONACO/COUPLE/ORIGEN. Les différents jeux de données correspondants aux 4 étapes permettant de générer la source gamma retardés sont détaillés ci-après.

A. ETAPE 1 : CALCUL KENO

Il s'agit ici de générer la source prompte, qui est le point de départ de la source retardée. Le jeu de données utilisé est donc identique à celui du §2.b de cette annexe. Cette étape permet de générer un fichier « .3dmap » qui contient tous les lieux de fissions. Il conviendra de le convertir en fichier « .msm ». Ce fichier, visualisable grâce à l'outil Meshview, est utilisé pour le calcul à source fixe de l'étape 2. Un fichier « kenoNubar » est aussi créé. Il contient la valeur calculée pour le nombre moyen de neutrons émis par fission.

B. ETAPE 2 : CALCUL MONACO

MONACO permet d'utiliser le fichier source, créé à l'étape 1, pour encaisser le flux à l'intérieur de la sphère. Ce calcul permet de déterminer le flux qui sera utilisé à l'étape 3. On présente ici le jeu de données utilisé pour encaisser le flux (exemple du cas 1). On veillera à retirer les commentaires avant d'utiliser ce jeu de données.

```

'STEP 2 : MONACO flux calculation

=shell
copy uo2f2-MESH-3.kenoNuBar.txt kenoNuBar.txt
end

=mavric
Flux_calculation
v7-200n47g

read composition
u-235      1 0 0.00013173 300 end
u-238      1 0 0.0025342 300 end
o          1 0 0.031989 300 end
f          1 0 0.0053345 300 end
h          1 0 0.053314 300 end
n          2 0 4e-05 300 end
o          2 0 1.11e-05 300 end
reg-concrete 3 1 300 end
end composition

read geometry
global unit 1
com="unit 1"
sphere 1 25.5476 origin x=0 y=0 z=100
cylinder 2 153000 0 -30.48

```

!SCALE need a proper kenoNubar file from step 1

!Library

!Composition

!Sphere and concrete ground

!Air

```

cylinder 3 153000 153000 -30.48
media 1 1 1 vol=69845.58 !volume of the sphere
media 3 1 2 vol=2.241546e+12 !volume of the air cylinder
media 2 1 3 -2 -1 vol=1.125186e+16 !volume of the concrete cylinder
boundary 3
end geometry

read sources !source from step 1
src 1
title="sourceprompt"
neutrons
meshSourceFile="C:\correction\monaco\uo2f2.msm" !msm file for KCODE simulation
fissions=1.0e23 !1e17 fissions in 1e-6 secondes
end src
end sources

read tallies !tally for flux calculation
regionTally 1
title="flux"
unit=1
region=1 !only one region here
end regionTally
end tallies

read parameters !simulation parameters
randomSeed=8655744646000001
batches=20 !20 batches of 130000 particles
perBatch=13000
noFissions !Fission turns off and no photons
nosecondaries
library="v7-200n47g" !Library
end parameters

end data
end

```

Ce calcul permet d'obtenir le flux réparti en énergie dans toute la sphère.

C. ETAPE 3 : CALCUL COUPLE

L'étape 2 a permis de calculer le flux à l'intérieur de la sphère fissile. Le module COUPLE permet d'associer ce flux aux sections efficaces. Cette étape permettra à ORIGIN d'utiliser les bons taux de réactions. Nous présentons ici un jeu de données. Pour des raisons de lisibilité, le jeu de données ne contient pas le flux. Il conviendra de copier le flux (réparti en 200 groupes en énergie ici) obtenu à l'étape 2 à la bonne place (insérer à la place de « !first value for flux » et « !flux here » dans le jeu de données suivant. On veillera à retirer les commentaires avant d'utiliser ce jeu de données.

```

=couple !Example for UO2F2
slide rule UO2F2

0$$$ a3 78 e !200 group cross-section library
1$$$ a18 200 e t !user-defined N group weight spectrum input in 9*
' spectrum 200 groups
9** !first value for flux
!flux here

e
t
done
end

=shell !change the name of the output file for next step
copy ft33f001 coupleresult.lib
end

```


D. ETAPE 4 : CALCUL ORIGEN

En utilisant l'IHM ORGEN-ARP combinée au fichier *coupleresult.lib* obtenu à l'étape 3, il est possible de déterminer l'intensité des gamma retardés (nombre de gamma par seconde) pour les temps de décroissance souhaités. L'utilisation de l'IHM est détaillée ci-après.

La Figure 14 représente le premier écran après ouverture de l'IHM ORIGEN ARP.

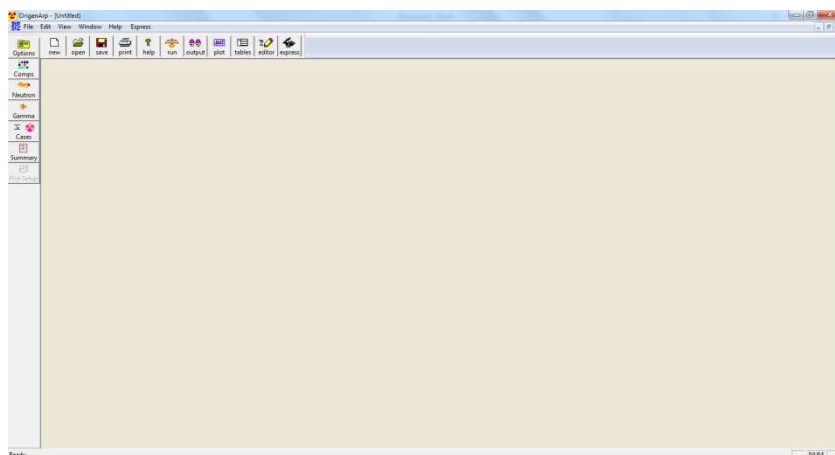


Figure 14 : Ecran initial d'ORIGEN ARP

La première étape consiste à renseigner la composition du milieu fissile à étudier. Pour cela, il faut utiliser le bouton « Comps » situé sur la barre verticale gauche. La Figure 15 représente l'écran à renseigner pour créer les compositions. L'unité par défaut est le gramme.

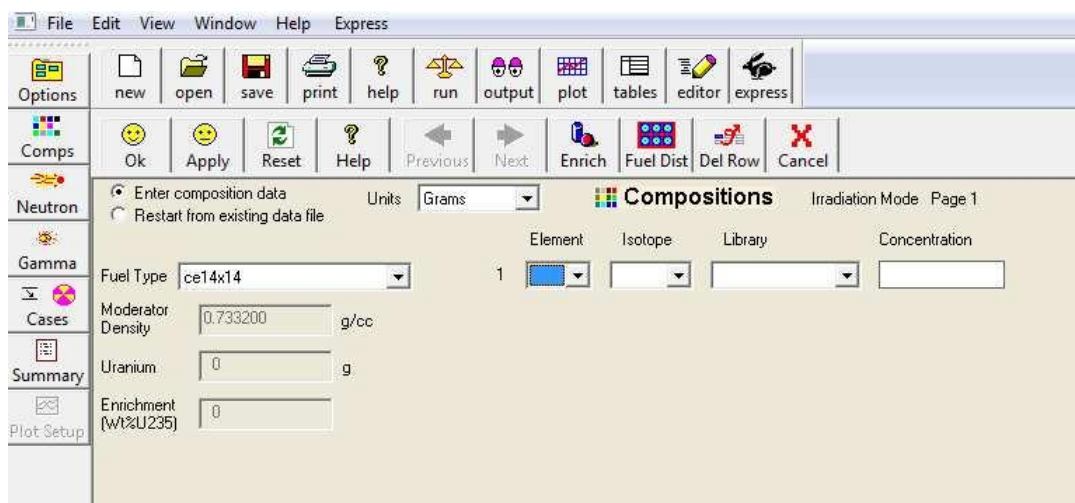


Figure 15 : Ecran compositions d'ORIGEN ARP

Une fois les différents isotopes renseignés, il faut définir les bibliothèques de sections efficaces. Pour cela, deux boutons sont à activer, situés eux aussi sur la barre verticale gauche de l'écran précédent. Il s'agit du bouton « neutron » et du bouton « gamma ». Comme le montre la Figure 16, il n'y a pas de bibliothèque par défaut. Les calculs sont tous réalisés avec la bibliothèque « 200GrpSCALE6 » pour les neutrons et la bibliothèque « 47GrpSCALE6 » pour les photons.



Figure 16 : Ecran bibliothèque de données nucléaires d'ORIGEN ARP

Il faut ensuite renseigner les temps de décroissance souhaités. Pour cela il faut utiliser le bouton « cases » de la barre verticale gauche de l'écran précédent. La Figure 17 représente le premier écran visualisé après activation du bouton « cases ».

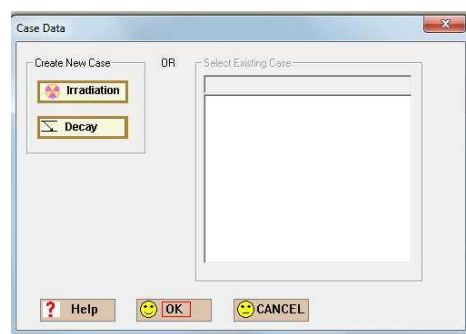


Figure 17 : Premier écran pour les données d'irradiation

Il faut dans un premier temps activer le bouton « Irradiation » qui permet de définir le temps du pulse. Pour rappel, il est supposé que toutes les fissions (10^{17} par hypothèse) ont lieu en 10^{-6} secondes. La Figure 18 représente les trois étapes à réaliser pour définir le pulse critique. L'unité de temps par défaut est le jour, on veillera à le changer en seconde ici.

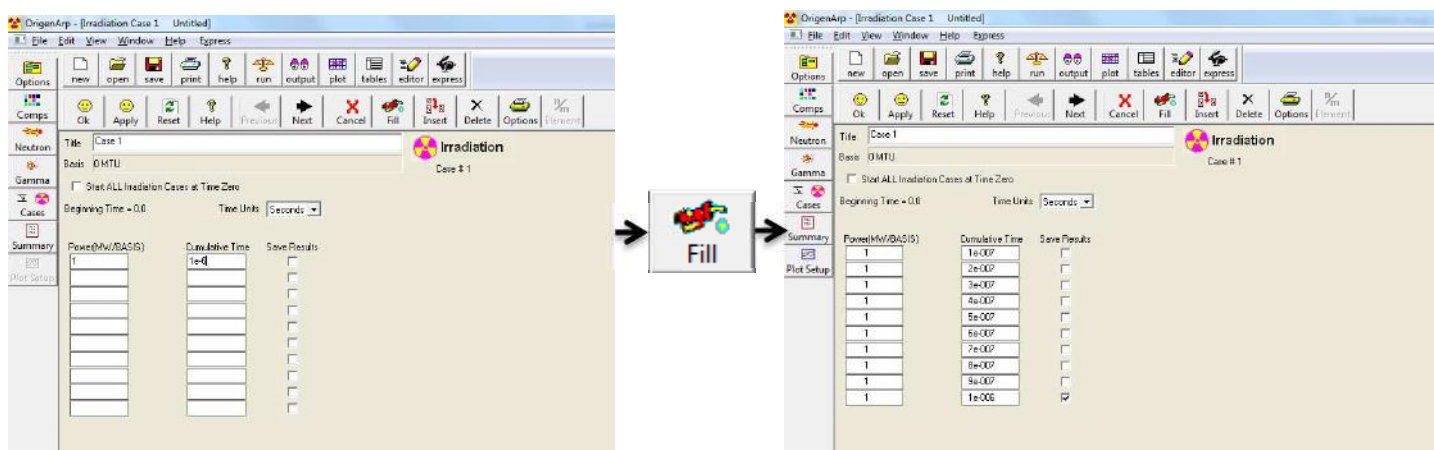


Figure 18 : Différents écrans pour renseigner la durée du pulse critique

La dernière étape pour la génération du jeu de données ORIGEN consiste à définir tous les temps de décroissance. Pour cela, il faut à nouveau activer le bouton « cases » et, sur l'écran représenté en Figure 17, utiliser le bouton « decay ». Comme le montre la Figure 19, il faut renseigner le temps de décroissance dans la première case du

« cumulative Time ». En activant le bouton « Fill », comme à l'étape précédente, ORIGEN définit des pas de temps intermédiaires pour améliorer la convergence des calculs. Il faudra bien entendu veiller à utiliser la bonne unité de temps ainsi que la définition de l'effet Bremsstrahlung adéquate selon le milieu (UO₂ ou H₂O disponible).

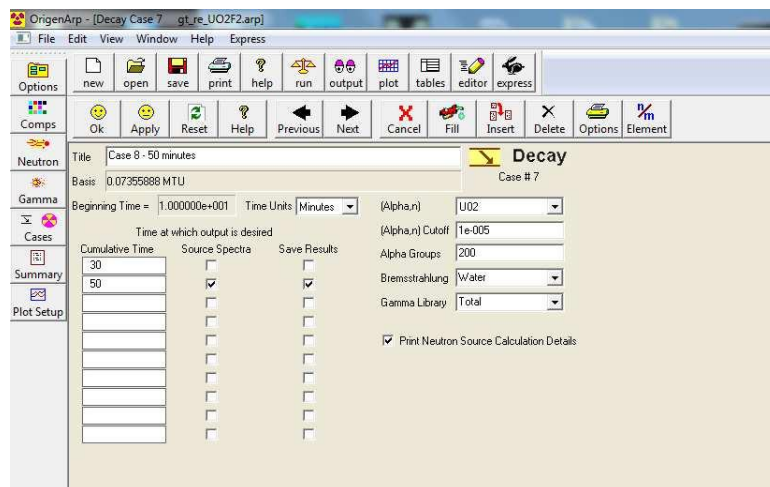


Figure 19 : Ecran à compléter pour renseigner un temps de décroissance

On présente ici le début d'un jeu de données final obtenu à partir du jeu de données initialement créé par ORIGEN-ARP. La notation « a11 7 » signifie que le 11^{ème} paramètre prend la valeur 7.

```
=shell
copy couplerresult.lib ft33f001
end

!Use of the couplerresult.lib from step 3

#origens
0$$$ a4 33 a11 71 e t
ce14x14
3$$$ 33 a3 1 200 a11 2 a16 2 a33 47 e t
35$$$ 0 t
56$$$ 10 10 1 a6 1 a10 0 a13 5 a14 1 a15 3 a18 1 e
57** 0 a3 1e-05 1 e
95$$$ 0 t
Case 1
0.07355888 MTU
59** f9.04276E+19
60** 1e-07 2e-07 3e-07 4e-07 5e-07 6e-07 7e-07 8e-07 9e-07 1e-06
66$$$ a1 2 a5 2 a9 2 e
73$$$ 922350 922380 80160 90190 10010
74** 3591.051 69967.83 59343.08 11754.35 6231.656
75$$$ 2 2 1 1 1
t
56$$$ 0 0 a10 10 e t
54$$$ a8 1 a11 0 e
56$$$ a2 7 a6 1 a10 10 a14 1 a15 3 a17 2 e
57** 0 a3 1e-05 e
95$$$ 0 t
Case 2- 1 seconde
0.07355888 MTU
60** 0.001 0.003 0.01 0.03 0.1 0.3 1
61** f0.05
65$$$
'Gram-Atoms Grams Curies Watts-All Watts-Gamma
3z 1 0 0 3z 3z 3z 6z
3z 1 0 0 3z 3z 3z 6z
3z 1 0 0 3z 3z 3z 6z
81$$$ 2 0 24 1 a7 200 e
82$$$ 2 2 2 2 2 2 e
83**
2.0000000e+07 1.4000000e+07 1.2000000e+07 1.0000000e+07 8.0000000e+06
7.5000000e+06 7.0000000e+06 6.5000000e+06 6.0000000e+06 5.5000000e+06
5.0000000e+06 4.5000000e+06 4.0000000e+06 3.5000000e+06 3.0000000e+06
2.7500000e+06 2.5000000e+06 2.3500000e+06 2.1500000e+06 2.0000000e+06
1.8000000e+06 1.6000000e+06 1.5700000e+06 1.5000000e+06 1.4400000e+06
1.3300000e+06 1.2000000e+06 1.0000000e+06 9.0000000e+05 8.0000000e+05
7.0000000e+05 6.0000000e+05 5.1200000e+05 5.1000000e+05 4.5000000e+05
4.0000000e+05 3.0000000e+05 2.6000000e+05 2.0000000e+05 1.5000000e+05

!input generated by ORIGEN
!flux from step 2
!time for irradiation
!compositions
!First decay time
!Energy group for gamma
```

```

1.0000000e+05 7.5000000e+04 7.0000000e+04 6.0000000e+04 4.5000000e+04
3.0000000e+04 2.0000000e+04 1.0000000e+04 e
84**
2.0000000e+07 1.9640000e+07 1.7332000e+07 1.6905000e+07
1.6487000e+07 1.5683000e+07 1.4918000e+07 1.4550000e+07 1.4191000e+07
1.3840000e+07 1.3499000e+07 1.2840000e+07 1.2523000e+07 1.2214000e+07
1.1618000e+07 1.1052000e+07 1.0513000e+07 1.0000000e+07 9.5123000e+06
9.0484000e+06 8.6071000e+06 8.1873000e+06 7.7880000e+06 7.4082000e+06
7.0469000e+06 6.7032000e+06 6.5924000e+06 6.3763000e+06 6.0653000e+06
5.7695000e+06 5.4881000e+06 5.2205000e+06 4.9659000e+06 4.7237000e+06
4.4933000e+06 4.0657000e+06 3.6788000e+06 3.3287000e+06 3.1664000e+06
3.0119000e+06 2.8651000e+06 2.7253000e+06 2.5924000e+06 2.4660000e+06
2.3852000e+06 2.3653000e+06 2.3457000e+06 2.3069000e+06 2.2313000e+06
2.1225000e+06 2.0190000e+06 1.9205000e+06 1.8268000e+06 1.7377000e+06
1.6530000e+06 1.5724000e+06 1.4957000e+06 1.4227000e+06 1.3534000e+06
1.2874000e+06 1.2246000e+06 1.1648000e+06 1.1080000e+06 1.0026000e+06
9.6164000e+05 9.0718000e+05 8.6294000e+05 8.2085000e+05 7.8082000e+05
7.4274000e+05 7.0651000e+05 6.7206000e+05 6.3928000e+05 6.0810000e+05
5.7844000e+05 5.5023000e+05 5.2340000e+05 4.9787000e+05 4.5049000e+05
4.0762000e+05 3.8774000e+05 3.6883000e+05 3.3373000e+05 3.0197000e+05
2.9849000e+05 2.9721000e+05 2.9452000e+05 2.8725000e+05 2.7324000e+05
2.4724000e+05 2.3518000e+05 2.2371000e+05 2.1280000e+05 2.0242000e+05
1.9255000e+05 1.8316000e+05 1.7422000e+05 1.6573000e+05 1.5764000e+05
1.4996000e+05 1.4264000e+05 1.3569000e+05 1.2907000e+05 1.2277000e+05
1.1679000e+05 1.1109000e+05 9.8037000e+04 8.6517000e+04 8.2503000e+04
7.9499000e+04 7.1998000e+04 6.7379000e+04 5.6562000e+04 5.2475000e+04
4.6309000e+04 4.0868000e+04 3.4307000e+04 3.1828000e+04 2.8501000e+04
2.7000000e+04 2.6058000e+04 2.4788000e+04 2.4176000e+04 2.3579000e+04
2.1875000e+04 1.9305000e+04 1.5034000e+04 1.1709000e+04 1.0595000e+04
9.1188000e+03 7.1017000e+03 5.5308000e+03 4.3074000e+03 3.7074000e+03
3.3546000e+03 3.0354000e+03 2.7465000e+03 2.6126000e+03 2.4852000e+03
2.2487000e+03 2.0347000e+03 1.5846000e+03 1.2341000e+03 9.6112000e+02
7.4852000e+02 5.8295000e+02 4.5400000e+02 3.5357000e+02 2.7536000e+02
2.1445000e+02 1.6702000e+02 1.3007000e+02 1.0130000e+02 7.8893000e+01
6.1442000e+01 4.7851000e+01 3.7266000e+01 2.9023000e+01 2.2603000e+01
1.7604000e+01 1.3710000e+01 1.0677000e+01 8.3153000e+00 6.4760000e+00
5.0435000e+00 3.9279000e+00 3.0590000e+00 2.3824000e+00 1.8554000e+00
1.4450000e+00 1.3000000e+00 1.1253000e+00 1.0800000e+00 1.0400000e+00
1.0000000e+00 8.7643000e-01 8.0000000e-01 6.8256000e-01 6.2506000e-01
5.3158000e-01 5.0000000e-01 4.1399000e-01 3.6680000e-01 3.2500000e-01
2.7500000e-01 2.2500000e-01 1.8400000e-01 1.5000000e-01 1.2500000e-01
1.0000000e-01 7.0000000e-02 5.0000000e-02 4.0000000e-02 3.0000000e-02
2.1000000e-02 1.4500000e-02 1.0000000e-02 5.0000000e-03 2.0000000e-03
5.0000000e-04 1.0000000e-05 e
t
56$$$ 0 0 a10 1 e t
56$$$ 0 0 a10 2 e t
56$$$ 0 0 a10 3 e t
56$$$ 0 0 a10 4 e t
56$$$ 0 0 a10 5 e t
56$$$ 0 0 a10 6 e t
56$$$ 0 0 a10 7 e t
54$$$ a8 1 a11 0 e
56$$$ a2 2 a6 1 a10 7 a14 1 a15 3 a17 2 e
57** 1 a3 1e-05 e
95$$$ 0 t

```

Plusieurs modifications ont été apportées à ce jeu de données. La version 6.1 de SCALE présente en effet certaines erreurs dans la génération du jeu de données. Par conséquent, il faut dans l'en-tête :

- ajouter une troisième entrée à la ligne 56\$\$, égale à 1. Cet ajout permet de signifier au code que nous utilisons un flux de neutrons en entrée ;
- remplacer la ligne commençant par 58** en 59** *f_valeur_du_flux*. La valeur du flux est obtenue à l'étape 2. La valeur suivant '58**' représente une puissance alors que nous avons précédemment calculé un flux (valeur suivant '59**')

ANNEXE 3 CALCUL DE DOSES

1. DOSES PROMPTES

A. CALCUL MCNP POUR LES NEUTRONS PROMPTS

Un jeu de données de calcul de dose prompt avec MCNP est présenté ci-dessous (pour le cas 5, l' U_3O_8 , et pour un calcul de dose neutron). Le résultat obtenu doit être divisé par 3600 car le facteur de conversion d'Henderson est exprimé en $(\text{rad/h})/(\text{n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1})$. Le mot clé « nonu » permet de traiter les fissions comme des captures, avec production de particules secondaires (gamma ici). Dans un calcul à source fixe, ce mot clé est indispensable car les fissions ont déjà été simulées lors de la première étape du calcul (KCODE).

```

Sliderules
c the outside world
9999 0 +10001 : +10002 : -10003 imp:n,p=0
c External air volume
11 1 5.11e-5 -10001 -10002 +10004 +10000
#306 imp:n,p=1
c concrete
2 2 8.17926e-02 -10001 -10004 +10003 imp:n,p=1
c Sphere of U308
1 3 1.22007E-01 -10000 imp:n,p=1
c detector
306 1 5.11e-5 30600 -30601 -30602 +30603 imp:n,p=1

c
c Surface CARDS
c
c fissile sphere
10000 s 0 0 100 11.8841
c External cylinder of 1.53 km
10001 cz 153000
c Sky plan
10002 pz 153000
10003 pz -30.48
10004 pz 0
c detector 306 at 1.118841 m and a radius of 10 cm
30600 cz 101.8841
30601 cz 121.8841
30602 pz 110
30603 pz 90

c
c Data CARDS
c
c MATERIALS SPECIFICATION
c plib=04p mcplib04 (use with MCNP6, otherwise use 84p for MCNP5/X)
c LA-UR-13-21822 / LA-UR-12-00018 / LA-UR-12-00800
m1 nlib=80c plib=04p $ air
7014 4.0000e-05 8016 1.11000e-05
m2 nlib=80c plib=04p $ concrete
8016 4.60690E-02 14028 1.53273E-02 14029 7.78639E-04
14030 5.13885E-04 20040 1.47412E-03 20042 9.83851E-06
20043 2.05286E-06 20044 3.17205E-05 20046 6.08254E-08
20048 2.84359E-06 13027 1.74538E-03 11023 1.74720E-03
26054 2.02958E-05 26056 3.18600E-04 26057 7.35787E-06
26058 9.79198E-07 1001 1.37433E-02
m3 nlib=80c plib=04p $ U308
92235 6.4361E-3 92238 4.6956e-4 8016 5.0641e-2
1001 6.4460E-2
mt3 lwtr.20t $ s(alpha,beta)for water at 20°C
MODE N P
SDEF PAR=N POS=0 0 100 ERG=D1 RAD=D2 $ SDEF CARD
SI1 S 11 12
SP1 0.99806 0.00194
SP11 -3 0.988 2.249 $ 235U Watt spectrum (thermal and 1 MeV)
SP12 -3 0.89506 3.2953 $ 238U Watt spectrum (1 MeV)
SI2 0.0 4.37814 5.51611 6.31437 6.94986 7.48651
7.95561 8.37508 8.75628 9.10690 9.43242
9.73690 10.02344 10.29447 10.55194 10.79742
11.03222 11.25743 11.47397 11.68264 11.88410 $ upper bounds
SP2 0.0 0.11039 0.09669 0.08729 0.07957 0.07260
0.06656 0.06105 0.05609 0.05131 0.04702
0.04294 0.03913 0.03536 0.03179 0.02843
0.02524 0.02205 0.01888 0.01568 0.01191 $ upper bounds

```

c
c
c detector
f14:N 306
c
c Henderson flux-dose factor neutron (rad/h)/(neutron cm-2 s-1)
EO 0.0000 2.00000E-09 5.00000E-09 1.00000E-08 1.45000E-08
2.10000E-08 3.00000E-08 4.00000E-08 5.00000E-08 7.00000E-08
1.00000E-07 1.25000E-07 1.50000E-07 1.84000E-07 2.25000E-07
2.75000E-07 3.25000E-07 3.66800E-07 4.13990E-07 5.00000E-07
5.31580E-07 6.25060E-07 6.82560E-07 8.00000E-07 8.76430E-07
1.00000E-06 1.04000E-06 1.08000E-06 1.12530E-06 1.30000E-06
1.44500E-06 1.85540E-06 2.38240E-06 3.05900E-06 3.92790E-06
5.04350E-06 6.47600E-06 8.31530E-06 1.06770E-05 1.37100E-05
1.76040E-05 2.26030E-05 2.90230E-05 3.72660E-05 4.78510E-05
6.14420E-05 7.88930E-05 1.01300E-04 1.30070E-04 1.67020E-04
2.14450E-04 2.75360E-04 3.53570E-04 4.54000E-04 5.82950E-04
7.48520E-04 9.61120E-04 1.23410E-03 1.58460E-03 2.03470E-03
2.24870E-03 2.48520E-03 2.61260E-03 2.74650E-03 3.03540E-03
3.35460E-03 3.70740E-03 4.30740E-03 5.53080E-03 7.10170E-03
9.11880E-03 1.05950E-02 1.17090E-02 1.50340E-02 1.93050E-02
2.18750E-02 2.35790E-02 2.41760E-02 2.47880E-02 2.60580E-02
2.70000E-02 2.85010E-02 3.18280E-02 3.43070E-02 4.08680E-02
4.63300E-02 5.24750E-02 5.65620E-02 6.73790E-02 7.19980E-02
7.94990E-02 8.25030E-02 8.65170E-02 9.80370E-02 1.11090E-01
1.16790E-01 1.22770E-01 1.29070E-01 1.35690E-01 1.42640E-01
1.49960E-01 1.57640E-01 1.65730E-01 1.74220E-01 1.83160E-01
1.92550E-01 2.02420E-01 2.12800E-01 2.23710E-01 2.35180E-01
2.47240E-01 2.73240E-01 2.87250E-01 2.94520E-01 2.97210E-01
2.98490E-01 3.01970E-01 3.33730E-01 3.68830E-01 3.87740E-01
4.07620E-01 4.50490E-01 4.97870E-01 5.23400E-01 5.50230E-01
5.78440E-01 6.08100E-01 6.39280E-01 6.72060E-01 7.06510E-01
7.42740E-01 7.80820E-01 8.20850E-01 8.62940E-01 9.07180E-01
9.61640E-01 1.00260E+00 1.10800E+00 1.16480E+00 1.22460E+00
1.28740E+00 1.35340E+00 1.42270E+00 1.49570E+00 1.57240E+00
1.65300E+00 1.73770E+00 1.82680E+00 1.92050E+00 2.01900E+00
2.12250E+00 2.23130E+00 2.30690E+00 2.34570E+00 2.36530E+00
2.38520E+00 2.46600E+00 2.59240E+00 2.72530E+00 2.86510E+00
3.01190E+00 3.16640E+00 3.32870E+00 3.67880E+00 4.06570E+00
4.49330E+00 4.72370E+00 4.96590E+00 5.22050E+00 5.48810E+00
5.76950E+00 6.06530E+00 6.37630E+00 6.59240E+00 6.70320E+00
7.04690E+00 7.40820E+00 7.78800E+00 8.18730E+00 8.60710E+00
9.04840E+00 9.51230E+00 1.00000E+01 1.05130E+01 1.10520E+01
1.16180E+01 1.22140E+01 1.25230E+01 1.28400E+01 1.34990E+01
1.38400E+01 1.41910E+01 1.45500E+01 1.49180E+01 1.56830E+01
1.64870E+01 1.69050E+01 1.73320E+01 1.96400E+01 2.00000E+01
EMO 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00
0.00000E+00 0.00000E+00 1.17321E-12 1.50742E-12 1.99162E-12
2.78935E-12 3.72846E-12 4.60392E-12 5.59176E-12 6.84812E-12
8.37193E-12 1.00566E-11 1.16081E-11 1.31013E-11 1.53096E-11
1.73251E-11 1.93892E-11 2.19538E-11 2.48548E-11 2.81445E-11
3.14784E-11 3.42676E-11 3.56118E-11 3.70438E-11 4.06745E-11
4.60731E-11 5.51597E-11 7.08265E-11 9.09424E-11 1.16772E-10
1.49939E-10 1.92526E-10 2.47208E-10 3.17419E-10 4.07580E-10
5.23352E-10 6.71983E-10 8.62828E-10 1.10789E-09 1.42256E-09
1.82662E-09 2.34543E-09 3.01157E-09 3.86690E-09 4.96527E-09
6.37553E-09 8.18622E-09 1.05113E-08 1.34969E-08 1.73306E-08
2.22529E-08 2.85733E-08 3.66888E-08 4.71091E-08 6.04895E-08
7.19012E-08 7.94633E-08 8.56252E-08 9.00142E-08 9.70551E-08
1.07263E-07 1.18543E-07 1.34397E-07 1.64426E-07 2.11127E-07
2.71094E-07 3.29895E-07 3.67445E-07 4.25342E-07 5.23131E-07
6.10159E-07 6.62619E-07 6.90509E-07 7.04988E-07 7.27211E-07
7.53396E-07 7.81897E-07 8.37199E-07 9.03814E-07 1.00305E-06
1.13517E-06 1.25891E-06 1.36717E-06 1.51727E-06 1.67613E-06
1.79614E-06 1.89820E-06 1.96612E-06 2.11520E-06 2.32951E-06
2.46955E-06 2.55491E-06 2.64322E-06 2.73462E-06 2.82910E-06
2.92690E-06 3.02807E-06 3.13275E-06 3.24095E-06 3.35304E-06
3.46901E-06 3.58658E-06 3.65154E-06 3.69450E-06 3.73787E-06
3.78189E-06 3.84961E-06 3.91691E-06 3.95122E-06 3.96698E-06
3.97327E-06 3.98614E-06 4.20827E-06 4.63346E-06 4.97526E-06
5.21064E-06 5.41346E-06 5.65625E-06 5.84086E-06 5.96468E-06
6.09092E-06 6.21972E-06 6.34290E-06 6.46555E-06 6.59151E-06
6.74059E-06 6.90478E-06 7.08634E-06 7.34812E-06 7.63388E-06
8.06893E-06 8.54091E-06 8.62122E-06 8.65367E-06 8.84785E-06
9.18006E-06 9.42208E-06 9.40859E-06 9.56170E-06 9.77170E-06
9.98040E-06 1.02085E-05 1.05976E-05 1.08398E-05 1.08448E-05
1.12676E-05 1.12918E-05 1.13366E-05 1.13472E-05 1.12883E-05
1.12486E-05 1.13626E-05 1.18216E-05 1.20424E-05 1.24301E-05
1.27462E-05 1.31661E-05 1.40029E-05 1.48186E-05 1.53841E-05
1.56603E-05 1.53780E-05 1.53288E-05 1.60869E-05 1.56177E-05
1.59843E-05 1.61597E-05 1.63659E-05 1.63395E-05 1.63001E-05

```

1.62487E-05 1.65390E-05 1.74901E-05 1.73452E-05 1.76942E-05
1.71938E-05 1.71437E-05 1.75706E-05 1.80569E-05 1.85807E-05
1.89341E-05 1.91780E-05 1.94597E-05 1.96795E-05 1.97903E-05
1.95610E-05 1.94591E-05 1.96968E-05 1.99882E-05 2.02570E-05
2.03583E-05 2.02608E-05 2.01369E-05 1.97499E-05 1.97000E-05
c
c
c PROBLEM TERMINATION
nonu $ turn off fission
nps 2e7
c
c OUTPUT CONTROL
prtmp 1e7 2e7 j 2 2e7 $ print results every 1E7 histories
print

```

B. CRÉATION DE LA CARTE SDEF

La carte SDEF du code MCNP6.1 permet de définir une source fixe à l'aide de distributions énergétiques et spatiales. Deux spectres de Watt, pour les isotopes ^{235}U et ^{238}U sont utilisés pour les distributions énergétiques.

Pour la distribution spatiale, l'option « radiale » de MCNP6.1 qui permet de définir des probabilités d'émissions en fonction du rayon est utilisée. Un exemple est donné ci-dessous :

```

SDEF PAR=N POS=0 0 100 ERG=D1 RAD=D2 $ SDEF CARD
SI1 S 11 12
SP1 0.99806 0.00194
SP11 -3 0.988 2.249 $ 235U Watt spectrum (thermal and 1 MeV)
SP12 -3 0.89506 3.2953 $ 238U Watt spectrum (1 MeV)
SI2 0.0 4.37814 5.51611 6.31437 6.94986 7.48651
7.95561 8.37508 8.75628 9.10690 9.43242
9.73690 10.02344 10.29447 10.55194 10.79742
11.03222 11.25743 11.47397 11.68264 11.88410 $ upper bounds
SP2 0.0 0.11039 0.09669 0.08729 0.07957 0.07260 $ probabilities
0.06656 0.06105 0.05609 0.05131 0.04702
0.04294 0.03913 0.03536 0.03179 0.02843
0.02524 0.02205 0.01888 0.01568 0.01191

```

La distribution « 1 » permet de définir les spectres de Watt et la distribution « 2 » associe les rayons de mailles sphériques aux probabilités associées (calculées avec le SMESH de la première étape).

Pour la distribution énergétique, il n'y a pas d'approximation. Néanmoins, la définition adoptée pour la distribution spatiale n'est pas tout à fait exacte. En effet, on souhaite échantillonner les particules de façon homogène entre chaque rayon. Par exemple, entre les rayons 4.37814 et 5.51611, l'échantillonnage doit s'effectuer de façon homogène avec une probabilité de 0.11039.

Cependant, l'échantillonnage homogène utilisé par défaut par MCNP6.1 s'effectue selon une seule direction (géométrie 1D), ce qui ne correspond à la géométrie sphérique des Slide Rule.

Afin de réaliser un échantillonnage homogène en géométrie sphérique, deux méthodes sont possibles :

- utiliser la fonction « build-in » puissance d'ordre 2 de MCNP6.1 : SP2 -21 2 (1)
- discrétiser chaque maille en plusieurs sous-mailles et ajuster les probabilités selon la loi puissance d'ordre 2 (2)

La première méthode est la méthode de référence car elle n'implique pas d'approximation numérique. Pour chaque maille, il faut alors définir une sous distribution. Un exemple est donné ci-dessous :

```

SI2 S 21 22 23 24 25 26 27 28 29 30 31 32 33 34 35 36 37 38 39 40 $ 20 distributions for 20 meshes
SP2 0.11039 0.09669 0.08729 0.07957 0.07260 & $ probabilities
0.06656 0.06105 0.05609 0.05131 0.04702 &
0.04294 0.03913 0.03536 0.03179 0.02843 &
0.02524 0.02205 0.01888 0.01568 0.01191
SI21 0 4.37814 $ homogenous distributions within each mesh
SP21 -21 2
SI22 4.37814 5.51611
SP22 -21 2
c continuer avec tous les rayons
c
c
SI40 11.68264 11.88410
SP40 -21 2

```

La deuxième méthode consiste à subdiviser chaque maille. Les cartes SI et SP s'écrivent sous la forme suivante :

$$\begin{aligned}
 SI & H \ 0 \ r_{11} - r_{i1} - r_{n1} \ R_1 \ r_{12} - r_{i2} - r_{n2} \ R_2 \ [...] \ R_N \\
 SP & 0 \ p - p_{i1} - p_{n1} \ P_1 \ p_{12} - p_{i2} - p_{n2} \ P_2 \ [...] \ P_N
 \end{aligned}$$

Avec

$$\begin{cases} p_{ij} = \int_j^{j+1} P_i * r_{ij}^2 & \text{où } j \in [1, n] \text{ et } i \in [1, 20] \\ P_i & \text{la probabilité d'émission dans maille } i \end{cases} \text{ et } R_i \text{ le rayon de la maille } i$$

Ces deux méthodes fournissent des résultats similaires pour les configurations Slide Rule. Pour les prochaines configurations, la méthode (2) est toutefois préconisée car elle permet l'utilisation du code AdavantG (l'utilisation de nombreuses distributions continues de la méthode (1) n'est pas gérée par AdavantG) et est relativement compacte.

C. CALCUL MCNP POUR LES GAMMA PROMPTS

Le jeu de données utilisé pour les calculs de dose gamma reprend le jeu de données précédent en modifiant les entrées suivantes :

- le détecteur est maintenant de type photon : f14:P 306
- le facteur de conversion est :

```
c Henderson flux-dose factor photon (rad/h)/(gamma cm-2 s-1)
E0      2.00E-02 3.00E-02 4.50E-02 6.00E-02 7.00E-02
        7.50E-02 1.00E-01 1.50E-01 2.00E-01 2.60E-01
        3.00E-01 4.00E-01 4.50E-01 5.10E-01 5.12E-01
        6.00E-01 7.00E-01 8.00E-01 9.00E-01 1.00E+00
        1.20E+00 1.33E+00 1.44E+00 1.50E+00 1.57E+00
        1.66E+00 1.80E+00 2.00E+00 2.15E+00 2.35E+00
        2.50E+00 2.75E+00 3.00E+00 3.50E+00 4.00E+00
        4.50E+00 5.00E+00 5.50E+00 6.00E+00 6.50E+00
        7.00E+00 7.50E+00 8.00E+00 1.00E+01 1.20E+01
        1.40E+01 2.00E+01
EM0      1.27E-06 4.82E-07 2.17E-07 1.36E-07 1.31E-07
        1.42E-07 1.51E-07 1.90E-07 2.85E-07 3.97E-07
        5.05E-07 6.40E-07 7.85E-07 8.88E-07 9.46E-07
        1.02E-06 1.18E-06 1.35E-06 1.52E-06 1.68E-06
        1.89E-06 2.10E-06 2.26E-06 2.36E-06 2.43E-06
        2.49E-06 2.57E-06 2.69E-06 2.87E-06 3.13E-06
        3.39E-06 3.58E-06 3.79E-06 4.11E-06 4.54E-06
        4.99E-06 5.38E-06 5.78E-06 6.16E-06 6.51E-06
        6.90E-06 7.30E-06 7.64E-06 8.83E-06 1.01E-05
        1.16E-05 1.39E-05
```

Le reste du jeu de données reste inchangé.

D. CALCUL SCALE POUR LES NEUTRONS PROMPTS

Le jeu de données présenté ici correspond aux calculs de doses prompts neutron réalisé avec SCALE.

```
=mavric parm=(bonami)
sliderules
v7-200n47g

read composition !Description of materials
' air
  n      1 0 4.00E-05 300 end
  o      1 0 1.11e-05 300 end
' concrete
reg-concrete 2 1.0 300 end
' U308
u-235 3 0 6.4361E-3 300 end
u-238 3 0 4.6956e-4 300 end
o      3 0 5.0641e-2 300 end
h      3 0 6.4460E-2 300 end
end composition

read geometry !Description of geometry
global unit 1
com='sliderule'
'External air volume
cylinder 1 150000 150000 -30.48
'detector at 500 m
cylinder 3061 49961.8841 150 50
cylinder 3062 50061.8841 150 50
'concrete
```



```

cylinder 6 150000 0 -30.48
'Source of U308
sphere 1000 11.8841 origin x=0 y=0 z=100

media 1 1 3061 -1000 !Association of volume with composition
' detector at 500. metre
media 1 1 3062 -3061
'region la plus a l'exterieur
media 1 1 1 -6 -3062
'region 31 concrete
media 2 1 6
'region 32 Source
media 3 1 1000
boundary 1
end geometry

read definitions !Flux to dose conversion
response 1
' Henderson factor (rad/h)/(neutrons/cm2/s)
specialdose=9027
end response
runSampleTests
end definitions

read sources !Use of the msm file for fixe source
src 1
title="source msm"
strength=1
neutrons
meshSourceFile="U308.msm"
mixture=3 allowResampling !useful for meshes at the edge of the sphere
end src
end sources

!definition of the tally detector
read tallies
' tally 1
RegionTally 1 unit=1
Region=2 !region 2 is the detector (media 1 1 3062 -3061)
responseID=1
end RegionTally

end tallies

read parameters !simulation parameters
randomSeed=0000000100000001 batches=1000 perBatch=100000 allowShortImpMap
noSecondaries noFissions ! no gamma and no fission
end parameters

end data
end

```

E. CALCUL SCALE POUR LES GAMMA PROMPTS

Le jeu de données utilisé pour les calculs de dose gamma reprend le jeu de données précédent en modifiant les entrées suivantes :

- le mot clé « noSecondaries » dans le bloc « read parameters » est supprimé. En effet, ce dernier a été utilisé, pour réduire le temps de calcul, lorsqu'il ne s'agissait que de calculer les doses dues aux neutrons prompts (suppression de la simulation des gamma prompts) ;
- le facteur de conversion, qui devient : specialdose=9502.

2. DOSES RETARDEES

A. RESULTATS

Les tableaux suivants présentent les résultats de dose due aux gamma retardés pour chaque configuration.

Tableau 10 : Dose due aux gamma retardés (en rad) intégrée sur 1 min pour un temps de décroissance de 1 s

Dose gamma retardés intégrée sur 1 min (après 1 s)	Cas 1		Cas 2		Cas 3		Cas 4		Cas 5	
Distance (m)	Uranyl fluoride (4,95 %)	σ	Damp UO ₂ (5 %)	σ	Uranyl nitrate solution (93,2 %)	σ	U metal (93,2 %)	σ	Damp U ₃ O ₈ (93,2 %)	σ
0.3	3.96E+03	0.17%	3.02E+03	0.22%	1.39E+04	0.08%	2.13E+03	0.29%	8.22E+03	0.15%
0.5	2.10E+03	0.20%	1.57E+03	0.26%	6.93E+03	0.10%	9.26E+02	0.36%	3.75E+03	0.18%
1	7.58E+02	0.25%	5.49E+02	0.47%	2.34E+03	0.19%	2.72E+02	0.50%	1.15E+03	0.24%
2	2.39E+02	0.33%	1.71E+02	0.44%	7.08E+02	0.18%	7.49E+01	0.68%	3.28E+02	0.33%
5	4.56E+01	0.50%	3.23E+01	0.42%	1.31E+02	0.27%	1.31E+01	1.03%	5.85E+01	0.50%
10	1.20E+01	0.70%	8.52E+00	0.59%	3.43E+01	0.38%	3.33E+00	0.65%	1.51E+01	0.70%
20	2.92E+00	1.01%	2.08E+00	0.85%	8.34E+00	0.24%	8.00E-01	0.95%	3.66E+00	1.02%
50	4.22E-01	1.67%	2.99E-01	1.40%	1.20E+00	0.90%	1.15E-01	1.58%	5.22E-01	0.76%
100	8.76E-02	0.66%	6.26E-02	0.88%	2.42E-01	0.36%	2.39E-02	1.39%	1.06E-01	0.68%
200	1.46E-02	1.14%	1.05E-02	1.50%	3.84E-02	0.65%	4.05E-03	2.38%	1.80E-02	2.01%
300	4.16E-03	1.74%	2.96E-03	2.33%	1.07E-02	1.79%	1.17E-03	3.64%	4.99E-03	1.80%
500	5.78E-04	3.65%	4.21E-04	4.71%	1.42E-03	3.98%	1.68E-04	4.01%	7.27E-04	3.74%
700	1.26E-04	2.75%	9.20E-05	3.42%	2.91E-04	4.45%	3.56E-05	4.87%	1.51E-04	2.77%
1000	1.73E-05	4.11%	1.21E-05	3.75%	3.93E-05	2.48%	4.44E-06	5.28%	2.18E-05	3.85%
1200	5.67E-06	4.42%	3.52E-06	4.83%	1.21E-05	3.08%	1.39E-06	6.08%	6.23E-06	4.03%

Tableau 11 : Dose due aux gamma retardés (en rad) intégrée sur 1 min pour un temps de décroissance de 5 s

Dose gamma retardés intégrée sur 1 min (après 5 s)	Cas 1		Cas 2		Cas 3		Cas 4		Cas 5	
Distance (m)	Uranyl fluoride (4,95 %)	σ	Damp UO ₂ (5 %)	σ	Uranyl nitrate solution (93,2 %)	σ	U metal (93,2 %)	σ	Damp U ₃ O ₈ (93,2 %)	σ
0.3	1.35E+03	0.17%	1.04E+03	0.24%	4.82E+03	0.09%	7.33E+02	0.32%	2.85E+03	0.16%
0.5	7.19E+02	0.21%	5.41E+02	0.28%	2.40E+03	0.15%	3.18E+02	0.40%	1.30E+03	0.28%
1	2.59E+02	0.38%	1.90E+02	0.36%	8.13E+02	0.04%	9.27E+01	0.34%	4.00E+02	0.27%
2	8.12E+01	0.50%	5.87E+01	0.48%	2.45E+02	0.26%	2.55E+01	0.47%	1.14E+02	0.36%
5	1.56E+01	0.52%	1.11E+01	0.72%	4.54E+01	0.39%	4.46E+00	0.71%	2.02E+01	0.55%
10	4.10E+00	0.73%	2.89E+00	1.02%	1.18E+01	0.55%	1.14E+00	1.00%	5.25E+00	0.77%
20	9.98E-01	0.67%	7.09E-01	1.47%	2.91E+00	0.56%	2.76E-01	1.45%	1.27E+00	1.11%
50	1.45E-01	1.12%	1.02E-01	2.41%	4.17E-01	0.94%	3.95E-02	2.43%	1.79E-01	1.86%
100	3.02E-02	1.72%	2.15E-02	0.96%	8.50E-02	1.47%	8.19E-03	1.52%	3.67E-02	0.74%
200	5.05E-03	1.21%	3.67E-03	1.63%	1.33E-02	0.68%	1.40E-03	2.61%	6.11E-03	1.28%
300	1.32E-03	4.74%	1.05E-03	2.49%	3.67E-03	1.08%	4.13E-04	3.91%	1.79E-03	1.94%
500	2.05E-04	3.90%	1.56E-04	4.98%	5.02E-04	2.39%	6.03E-05	3.81%	2.57E-04	4.08%
700	4.66E-05	3.04%	3.29E-05	3.96%	1.09E-04	4.52%	1.23E-05	4.90%	5.50E-05	3.23%
1000	6.12E-06	3.58%	4.55E-06	4.91%	1.43E-05	2.78%	1.57E-06	5.80%	7.66E-06	4.95%
1200	2.00E-06	4.65%	1.41E-06	4.47%	4.59E-06	3.25%	4.78E-07	6.12%	2.51E-06	4.81%

Tableau 12 : Dose due aux gamma retardés (en rad) intégrée sur 1 min pour un temps de décroissance de 10 s

Dose gamma retardés intégrée sur 1 min (après 10 s)	Cas 1		Cas 2		Cas 3		Cas 4		Cas 5	
Distance (m)	Uranyl fluoride (4,95 %)	σ	Damp UO ₂ (5 %)	σ	Uranyl nitrate (93,2 %)	σ	U metal (93,2 %)	σ	Damp U ₃ O ₈ (93,2 %)	σ
0.3	7.41E+02	0.18%	5.66E+02	0.24%	2.63E+03	0.09%	3.97E+02	0.32%	1.56E+03	0.23%
0.5	3.94E+02	0.21%	2.95E+02	0.28%	1.31E+03	0.15%	1.72E+02	0.40%	7.11E+02	0.28%
1	1.42E+02	0.38%	1.04E+02	0.37%	4.42E+02	0.14%	5.06E+01	0.55%	2.18E+02	0.27%
2	4.45E+01	0.50%	3.20E+01	0.49%	1.33E+02	0.27%	1.39E+01	0.75%	6.21E+01	0.36%
5	8.53E+00	0.33%	6.02E+00	0.73%	2.47E+01	0.40%	2.42E+00	1.14%	1.11E+01	0.55%
10	2.24E+00	0.74%	1.57E+00	1.03%	6.46E+00	0.18%	6.22E-01	0.72%	2.86E+00	0.35%
20	5.47E-01	0.68%	3.89E-01	1.48%	1.58E+00	0.57%	1.50E-01	1.04%	6.96E-01	1.12%
50	7.96E-02	1.12%	5.54E-02	2.45%	2.25E-01	0.43%	2.16E-02	1.74%	9.85E-02	0.84%
100	1.66E-02	0.70%	1.17E-02	0.97%	4.58E-02	0.38%	4.43E-03	1.54%	2.00E-02	1.30%
200	2.75E-03	1.22%	1.95E-03	1.66%	7.37E-03	1.19%	7.44E-04	2.68%	3.29E-03	1.30%
300	7.84E-04	1.87%	5.58E-04	2.53%	2.01E-03	1.09%	2.19E-04	3.99%	9.58E-04	2.03%
500	1.17E-04	3.80%	8.15E-05	5.13%	2.76E-04	2.42%	3.23E-05	4.85%	1.46E-04	4.03%
700	2.50E-05	2.99%	1.69E-05	3.73%	5.99E-05	4.58%	6.45E-06	5.63%	3.01E-05	3.15%
1000	3.34E-06	3.78%	2.40E-06	5.19%	8.09E-06	3.07%	9.28E-07	5.98%	4.18E-06	4.34%
1200	1.11E-06	4.44%	7.91E-07	5.20%	2.48E-06	3.35%	2.99E-07	6.71%	1.27E-06	4.41%

Tableau 13 : Dose due aux gamma retardés (en rad) intégrée sur 1 min pour un temps de décroissance de 1 min

Dose gamma retardés intégrée sur 1 min (après 1 min)	Cas 1		Cas 2		Cas 3		Cas 4		Cas 5	
Distance (m)	Uranyl fluoride (4,95 %)	σ	Damp UO ₂ (5 %)	σ	Uranyl nitrate (93,2 %)	σ	U metal (93,2 %)	σ	Damp U ₃ O ₈ (93,2 %)	σ
0.3	1.34E+02	0.17%	1.01E+02	0.23%	4.77E+02	0.08%	7.00E+01	0.31%	2.81E+02	0.15%
0.5	7.15E+01	0.20%	5.26E+01	0.27%	2.38E+02	0.14%	3.04E+01	0.38%	1.28E+02	0.19%
1	2.58E+01	0.26%	1.85E+01	0.35%	8.04E+01	0.13%	8.94E+00	0.52%	3.93E+01	0.16%
2	8.12E+00	0.34%	5.71E+00	0.66%	2.43E+01	0.18%	2.46E+00	0.71%	1.12E+01	0.34%
5	1.55E+00	0.50%	1.08E+00	0.70%	4.51E+00	0.27%	4.29E-01	1.08%	1.99E+00	0.33%
10	4.08E-01	0.70%	2.81E-01	0.98%	1.18E+00	0.38%	1.09E-01	1.52%	5.13E-01	0.46%
20	9.95E-02	1.02%	6.92E-02	1.42%	2.86E-01	0.24%	2.64E-02	0.99%	1.24E-01	0.67%
50	1.44E-02	1.68%	9.87E-03	2.35%	4.10E-02	0.91%	3.77E-03	1.66%	1.76E-02	1.12%
100	2.99E-03	0.67%	2.11E-03	1.13%	8.27E-03	0.37%	7.82E-04	2.54%	3.55E-03	1.73%
200	4.91E-04	1.16%	3.43E-04	1.60%	1.31E-03	0.65%	1.33E-04	2.49%	5.74E-04	2.99%
300	1.38E-04	1.78%	9.69E-05	2.46%	3.60E-04	1.04%	3.85E-05	3.73%	1.70E-04	1.85%
500	2.01E-05	4.50%	1.41E-05	5.07%	4.95E-05	2.26%	5.54E-06	3.54%	2.47E-05	3.89%
700	4.18E-06	2.90%	2.93E-06	3.35%	1.00E-05	4.42%	1.14E-06	3.95%	4.98E-06	3.06%
1000	5.53E-07	3.32%	3.94E-07	4.33%	1.28E-06	3.12%	1.45E-07	5.26%	7.08E-07	3.69%
1200	1.70E-07	3.98%	1.30E-07	6.16%	4.07E-07	2.70%	4.20E-08	5.81%	2.05E-07	4.18%

Tableau 14 : Dose due aux gamma retardés (en rad) intégrée sur 1 min pour un temps de décroissance de 5 min

Dose gamma retardés intégrée sur 1 min (après 5 min)	Cas 1		Cas 2		Cas 3		Cas 4		Cas 5	
Distance (m)	Uranyl fluoride (4,95 %)	σ	Damp UO ₂ (5 %)	σ	Uranyl nitrate (93,2 %)	σ	U metal (93,2 %)	σ	Damp U ₃ O ₈ (93,2 %)	σ
0.3	2.15E+01	0.17%	1.61E+01	0.25%	7.94E+01	0.08%	1.12E+01	0.31%	4.51E+01	0.15%
0.5	1.14E+01	0.20%	8.39E+00	0.30%	3.96E+01	0.09%	4.84E+00	0.38%	2.06E+01	0.19%
1	4.13E+00	0.26%	2.95E+00	0.39%	1.34E+01	0.17%	1.42E+00	0.74%	6.29E+00	0.36%
2	1.30E+00	0.48%	9.13E-01	0.51%	4.05E+00	0.16%	3.92E-01	0.71%	1.80E+00	0.34%
5	2.48E-01	0.32%	1.71E-01	0.77%	7.53E-01	0.25%	6.81E-02	1.09%	3.22E-01	0.73%
10	6.52E-02	0.71%	4.45E-02	1.08%	1.96E-01	0.35%	1.73E-02	1.54%	8.35E-02	0.72%
20	1.59E-02	0.65%	1.10E-02	1.56%	4.77E-02	0.50%	4.20E-03	0.99%	2.00E-02	0.47%
50	2.28E-03	1.08%	1.60E-03	2.57%	6.75E-03	0.38%	6.05E-04	3.73%	2.85E-03	0.79%
100	4.74E-04	0.68%	3.26E-04	1.03%	1.36E-03	0.34%	1.22E-04	1.47%	5.81E-04	0.70%
200	7.67E-05	1.18%	5.21E-05	6.93%	2.14E-04	2.34%	2.03E-05	2.56%	9.34E-05	1.22%
300	2.17E-05	1.81%	1.56E-05	2.70%	5.79E-05	3.87%	5.74E-06	3.89%	2.70E-05	1.88%
500	3.00E-06	3.79%	2.08E-06	5.66%	7.74E-06	2.18%	8.18E-07	4.76%	3.87E-06	4.00%
700	6.01E-07	2.75%	4.23E-07	3.99%	1.54E-06	4.34%	1.62E-07	4.80%	7.68E-07	2.93%
1000	8.04E-08	3.95%	3.51E-08	6.66%	1.96E-07	2.86%	2.08E-08	5.91%	1.02E-07	4.16%
1200	2.57E-08	3.85%	1.68E-08	4.86%	5.72E-08	3.00%	6.21E-09	5.69%	3.13E-08	4.89%

Tableau 15 : Dose due aux gamma retardés (en rad) intégrée sur 1 min pour un temps de décroissance de 10 min

Dose gamma retardés intégrée sur 1 min (après 10 min)	Cas 1		Cas 2		Cas 3		Cas 4		Cas 5	
Distance (m)	Uranyl fluoride (4,95 %)	σ	Damp UO ₂ (5 %)	σ	Uranyl nitrate (93,2 %)	σ	U metal (93,2 %)	σ	Damp U ₃ O ₈ (93,2 %)	σ
0.3	9.93E+00	0.18%	7.38E+00	0.27%	3.82E+01	0.08%	5.17E+00	0.31%	2.09E+01	0.15%
0.5	5.28E+00	0.21%	3.85E+00	0.32%	1.90E+01	0.13%	2.24E+00	0.39%	9.54E+00	0.19%
1	1.91E+00	0.27%	1.35E+00	0.42%	6.88E+00	0.07%	6.59E-01	0.53%	2.93E+00	0.25%
2	6.01E-01	0.36%	4.18E-01	0.56%	1.95E+00	0.23%	1.81E-01	0.72%	8.36E-01	0.22%
5	1.15E-01	0.53%	7.83E-02	0.84%	3.64E-01	0.24%	3.16E-02	1.10%	1.49E-01	0.33%
10	3.02E-02	0.75%	2.05E-02	1.18%	9.45E-02	0.34%	8.07E-03	1.55%	3.84E-02	0.46%
20	7.34E-03	1.08%	5.05E-03	1.69%	2.30E-02	0.49%	1.97E-03	2.25%	9.24E-03	0.67%
50	1.05E-03	1.80%	7.18E-04	2.80%	3.25E-03	0.83%	2.87E-04	3.74%	1.33E-03	1.76%
100	2.16E-04	0.88%	1.50E-04	1.11%	6.51E-04	0.33%	5.65E-05	1.48%	2.66E-04	0.71%
200	3.50E-05	1.24%	2.44E-05	2.34%	1.01E-04	0.59%	9.23E-06	2.57%	4.21E-05	1.24%
300	9.42E-06	1.94%	6.58E-06	3.02%	2.70E-05	0.95%	2.70E-06	3.84%	1.19E-05	1.91%
500	1.28E-06	4.06%	8.38E-07	6.25%	3.46E-06	2.17%	3.57E-07	3.87%	1.63E-06	4.07%
700	2.43E-07	2.81%	1.71E-07	3.79%	6.22E-07	4.53%	6.46E-08	4.11%	3.01E-07	2.69%
1000	2.91E-08	3.71%	2.05E-08	5.50%	7.25E-08	2.91%	8.30E-09	5.25%	3.76E-08	3.87%
1200	8.84E-09	5.31%	5.45E-09	5.23%	2.05E-08	2.97%	2.32E-09	6.60%	9.93E-09	3.79%

Tableau 16 : Dose due aux gamma retardés (en rad) intégrée sur 1 min pour un temps de décroissance de 50 min

Dose gamma retardés intégrée sur 1 min (après 50 min)	Cas 1		Cas 2		Cas 3		Cas 4		Cas 5	
Distance (m)	Uranyl fluoride (4,95 %)	σ	Damp UO ₂ (5 %)	σ	Uranyl nitrate (93,2 %)	σ	U metal (93,2 %)	σ	Damp U ₃ O ₈ (93,2 %)	σ
0.3	2.13E+00	0.12%	1.57E+00	0.28%	8.28E+00	0.05%	1.10E+00	0.30%	4.46E+00	0.09%
0.5	1.13E+00	0.14%	8.20E-01	0.33%	4.14E+00	0.06%	4.78E-01	0.37%	2.03E+00	0.11%
1	4.08E-01	0.39%	2.88E-01	0.43%	1.40E+00	0.07%	1.41E-01	0.50%	6.27E-01	0.15%
2	1.29E-01	0.52%	8.91E-02	0.57%	4.24E-01	0.10%	3.89E-02	0.68%	1.78E-01	0.47%
5	2.48E-02	0.34%	1.67E-02	0.86%	7.90E-02	0.23%	6.76E-03	1.04%	3.20E-02	0.50%
10	6.49E-03	0.76%	4.36E-03	1.21%	2.05E-02	0.15%	1.74E-03	0.65%	8.29E-03	0.70%
20	1.59E-03	0.70%	1.08E-03	1.72%	4.98E-03	0.48%	4.22E-04	2.12%	1.98E-03	0.45%
50	2.24E-04	1.16%	1.52E-04	1.29%	7.02E-04	0.36%	6.09E-05	3.52%	2.80E-04	0.76%
100	4.63E-05	0.73%	3.16E-05	1.13%	1.41E-04	0.32%	1.21E-05	2.43%	5.64E-05	0.67%
200	7.34E-06	1.26%	5.03E-06	2.41%	2.15E-05	0.57%	1.97E-06	2.41%	8.86E-06	1.17%
300	2.05E-06	4.72%	1.34E-06	3.04%	5.71E-06	0.91%	5.32E-07	3.72%	2.45E-06	1.81%
500	2.63E-07	4.22%	1.82E-07	6.38%	6.94E-07	2.10%	6.93E-08	4.03%	3.23E-07	0.09%
700	4.77E-08	2.36%	3.23E-08	3.45%	1.20E-07	4.38%	1.30E-08	4.14%	5.89E-08	2.30%
1000	5.07E-09	2.87%	3.55E-09	3.62%	1.23E-08	1.76%	1.40E-09	3.95%	6.47E-09	2.91%
1200	1.41E-09	2.83%	9.89E-10	4.56%	3.24E-09	2.14%	3.61E-10	4.43%	1.73E-09	3.86%

Tableau 17 : Dose due aux gamma retardés (en rad) intégrée sur 1 min pour un temps de décroissance de 100 min

Dose gamma retardés intégrée sur 1 min (après 100 min)	Cas 1		Cas 2		Cas 3		Cas 4		Cas 5	
Distance (m)	Uranyl fluoride (4,95 %)	σ	Damp UO ₂ (5 %)	σ	Uranyl nitrate (93,2 %)	σ	U metal (93,2 %)	σ	Damp U ₃ O ₈ (93,2 %)	σ
0.3	9.51E-01	0.17%	6.96E-01	0.25%	3.70E+00	0.07%	4.85E-01	0.29%	1.99E+00	0.09%
0.5	5.05E-01	0.28%	3.63E-01	0.30%	1.85E+00	0.09%	2.11E-01	0.51%	9.07E-01	0.11%
1	1.82E-01	0.36%	1.27E-01	0.39%	6.26E-01	0.07%	6.18E-02	0.49%	2.79E-01	0.12%
2	5.75E-02	0.47%	3.94E-02	0.51%	1.89E-01	0.15%	1.71E-02	0.67%	7.93E-02	0.45%
5	1.10E-02	0.50%	7.39E-03	0.77%	3.53E-02	0.23%	2.97E-03	1.02%	1.43E-02	0.48%
10	2.89E-03	0.70%	1.94E-03	1.07%	9.18E-03	0.32%	7.64E-04	1.43%	3.66E-03	0.43%
20	7.08E-04	1.01%	4.74E-04	1.55%	2.22E-03	0.47%	1.87E-04	2.06%	8.85E-04	0.98%
50	1.00E-04	1.68%	6.71E-05	2.56%	3.14E-04	0.78%	2.68E-05	3.42%	1.26E-04	1.03%
100	2.17E-05	2.53%	1.39E-05	1.02%	6.32E-05	1.20%	5.23E-06	1.37%	2.51E-05	0.65%
200	3.24E-06	4.48%	2.21E-06	1.77%	9.59E-06	0.55%	8.77E-07	2.31%	3.95E-06	1.13%
300	8.86E-07	1.80%	6.07E-07	2.73%	2.51E-06	0.89%	2.45E-07	3.54%	1.08E-06	1.75%
500	1.11E-07	3.95%	7.53E-08	6.01%	3.02E-07	2.06%	3.08E-08	3.49%	1.48E-07	3.73%
700	2.05E-08	2.32%	1.38E-08	3.22%	5.09E-08	4.34%	5.81E-09	4.26%	2.61E-08	2.21%
1000	2.29E-09	3.11%	1.61E-09	3.84%	5.47E-09	1.76%	6.08E-10	4.10%	2.89E-09	2.97%
1200	5.94E-10	3.23%	4.18E-10	3.99%	1.42E-09	2.09%	1.69E-10	5.21%	7.25E-10	2.72%

Tableau 18 : Dose due aux gamma retardés (en rad) intégrée sur 1 min pour un temps de décroissance de 500 min

Dose gamma retardés intégrée sur 1 min (après 500 min)	Cas 1		Cas 2		Cas 3		Cas 4		Cas 5	
Distance (m)	Uranyl fluoride (4,95 %)	σ	Damp UO ₂ (5 %)	σ	Uranyl nitrate (93,2 %)	σ	U metal (93,2 %)	σ	Damp U ₃ O ₈ (93,2 %)	σ
0.3	8.16E-02	0.28%	5.98E-02	0.30%	3.32E-01	0.07%	4.28E-02	0.33%	1.73E-01	0.10%
0.5	4.33E-02	0.32%	3.12E-02	0.36%	1.66E-01	0.09%	1.86E-02	0.41%	7.90E-02	0.12%
1	1.57E-02	0.30%	1.10E-02	0.46%	5.62E-02	0.07%	5.47E-03	0.55%	2.43E-02	0.27%
2	4.93E-03	0.55%	3.41E-03	0.61%	1.70E-02	0.10%	1.51E-03	0.75%	6.94E-03	0.36%
5	9.49E-04	0.37%	6.40E-04	0.91%	3.17E-03	0.23%	2.64E-04	1.15%	1.25E-03	0.34%
10	2.48E-04	0.81%	1.69E-04	0.57%	8.24E-04	0.47%	6.59E-05	1.64%	3.20E-04	0.48%
20	6.08E-05	0.74%	4.16E-05	0.82%	2.00E-04	0.68%	1.62E-05	2.35%	7.71E-05	0.50%
50	8.57E-06	1.24%	5.76E-06	3.10%	2.81E-05	1.13%	2.27E-06	1.75%	1.08E-05	0.83%
100	1.75E-06	0.78%	1.19E-06	1.22%	5.64E-06	0.32%	4.39E-07	6.16%	2.18E-06	0.73%
200	2.75E-07	1.35%	1.96E-07	3.60%	8.51E-07	0.57%	7.55E-08	2.67%	3.42E-07	1.27%
300	7.29E-08	2.10%	5.06E-08	3.26%	2.19E-07	0.92%	2.13E-08	4.08%	8.74E-08	5.02%
500	9.07E-09	4.54%	5.97E-09	3.02%	2.55E-08	2.14%	2.46E-09	4.15%	1.20E-08	4.30%
700	1.57E-09	2.45%	1.08E-09	3.83%	4.16E-09	4.63%	4.59E-10	3.92%	2.06E-09	2.45%
1000	1.63E-10	3.68%	1.13E-10	3.81%	4.15E-10	1.77%	5.06E-11	4.73%	2.11E-10	3.14%
1200	4.44E-11	3.27%	2.95E-11	4.14%	1.02E-10	2.17%	1.05E-11	3.77%	5.36E-11	3.12%

Tableau 19 : Dose due aux gamma retardés (en rad) intégrée sur 1 min pour un temps de décroissance de 1000 min

Dose gamma retardés intégrée sur 1 min (après 1000 min)	Cas 1		Cas 2		Cas 3		Cas 4		Cas 5	
Distance (m)	Uranyl fluoride (4,95 %)	σ	Damp UO ₂ (5 %)	σ	Uranyl nitrate (93,2 %)	σ	U metal (93,2 %)	σ	Damp U ₃ O ₈ (93,2 %)	σ
0.3	2.73E-02	0.36%	1.93E-02	0.25%	1.30E-01	0.08%	1.39E-02	0.37%	5.76E-02	0.18%
0.5	1.45E-02	0.19%	1.01E-02	0.46%	6.51E-02	0.09%	6.05E-03	0.46%	2.63E-02	0.22%
1	5.28E-03	0.38%	3.54E-03	0.38%	2.21E-02	0.12%	1.78E-03	0.39%	8.07E-03	0.42%
2	1.67E-03	0.41%	1.10E-03	0.50%	6.75E-03	0.16%	4.98E-04	0.84%	2.32E-03	0.40%
5	3.20E-04	0.47%	2.09E-04	0.74%	1.26E-03	0.24%	8.62E-05	0.81%	4.12E-04	0.85%
10	8.35E-05	1.48%	5.46E-05	1.04%	3.26E-04	0.15%	2.19E-05	1.15%	1.06E-04	0.85%
20	2.04E-05	0.95%	1.31E-05	1.51%	7.85E-05	0.22%	5.22E-06	1.67%	2.56E-05	1.23%
50	2.82E-06	1.60%	1.77E-06	2.55%	1.10E-05	0.37%	7.50E-07	2.78%	3.64E-06	2.02%
100	5.61E-07	2.46%	3.78E-07	1.57%	2.22E-06	1.27%	1.50E-07	4.24%	7.19E-07	0.81%
200	8.96E-08	1.74%	5.96E-08	2.71%	3.21E-07	0.59%	2.43E-08	2.99%	1.10E-07	1.42%
300	2.32E-08	2.69%	1.43E-08	4.35%	7.81E-08	0.98%	6.07E-09	4.78%	2.88E-08	2.22%
500	2.54E-09	6.24%	1.59E-09	4.39%	8.03E-09	2.47%	7.06E-10	3.93%	3.35E-09	5.14%
700	3.84E-10	2.83%	2.48E-10	4.27%	1.28E-09	5.61%	1.16E-10	4.19%	5.32E-10	2.66%
1000	3.43E-11	3.95%	2.16E-11	3.68%	9.89E-11	2.68%	9.39E-12	5.12%	4.59E-11	3.04%
1200	7.59E-12	3.48%	5.22E-12	5.74%	2.11E-11	3.07%	2.31E-12	5.43%	9.94E-12	3.97%

B. CALCUL MCNP POUR LES GAMMA RETARDES

Le jeu de données utilisé pour le calcul de dose due aux gamma retardés reprend le jeu de données utilisé lors des calculs de dose due aux gamma prompts, en apportant des modifications à la carte SDEF. Cette carte décrit la source fixe du calcul. Il s'agit ici de combiner la distribution énergétique et la distribution spatiale des gamma retardés. La distribution énergétique provient du calcul ORIGEN, et la distribution spatiale du calcul SMESH.

La carte SDEF est présentée pour le cas 3 (UNH), pour un temps de décroissance de 300 s.

```
SDEF PAR=P POS=0 0 100 ERG=D1 RAD=D2
C
SI1 0.0 2.00E-02 3.00E-02 4.50E-02 6.00E-02 7.00E-02
      7.50E-02 1.00E-01 1.50E-01 2.00E-01 2.60E-01
      3.00E-01 4.00E-01 4.50E-01 5.10E-01 5.12E-01
      6.00E-01 7.00E-01 8.00E-01 9.00E-01 1.00E+00
      1.20E+00 1.33E+00 1.44E+00 1.50E+00 1.57E+00
      1.66E+00 1.80E+00 2.00E+00 2.15E+00 2.35E+00
      2.50E+00 2.75E+00 3.00E+00 3.50E+00 4.00E+00
      4.50E+00 5.00E+00 5.50E+00 6.00E+00 6.50E+00
      7.00E+00 7.50E+00 8.00E+00 1.00E+01 1.20E+01
      1.40E+01 2.00E+01
SP1 0.0 0.03176 0.02086 0.04246 0.00735 0.00950
      0.00286 0.02052 0.02525 0.04172 0.03961
      0.02683 0.06769 0.03721 0.03459 0.00108
      0.06014 0.04243 0.06548 0.07449 0.06214
      0.06435 0.04714 0.03683 0.00685 0.01176
      0.00766 0.01830 0.01291 0.01240 0.01277
      0.00649 0.01374 0.00593 0.01004 0.00784
      0.00807 0.00150 0.00115 0.00016 0.00007
      0.00001 0.00000 0.00000 0.00000 0.00000
      0.00000 0.00000
SI2 0.0 6.97885 8.79279 10.06524 11.07823 11.93366
      12.68140 13.35005 13.95769 14.51658 15.03547
      15.52081 15.97757 16.40960 16.82001 17.21131
      17.58559 17.94458 18.28975 18.62236 18.94350
SP2 0.0 0.11882 0.10352 0.09268 0.08376 0.07603
      0.06914 0.06291 0.05718 0.05187 0.04690
      0.04221 0.03775 0.03349 0.02939 0.02541
      0.02152 0.01769 0.01387 0.01000 0.00584
```

\$upper bounds : 47 gamma groups

\$ probabilities from ORIGEN

\$spatial mesh

\$ probabilities from SMESH

Les approximations détaillées dans le §1.b de l'Annexe 3 sont aussi appliquées pour les sources gamma retardés.

C. CALCUL SCALE POUR LES GAMMA RETARDES

Le calcul à source fixe MCNP présenté précédemment est aussi réalisable avec SCALE. Il s'agit d'un couplage KENO/MONACO/COUPLE/ORIGEN/MONACO.

Le jeu de données utilisé pour calculer les doses gamma retardées est similaire au jeu de données présenté dans le §1.e de cette annexe, seul le bloc « source » diffère. On présente ici le bloc source utilisé pour la source gamma retardés de la configuration 5 (sphère d'U₃O₈).

```
read sources
src 1
  title="source msm"
  strength=1.496E+14
  photons
  meshSourceFile="U3O8.msm"
  mixture=3 allowResampling
end src
end sources
```

!Use a msm file for fixe source

!Intensity at 10 min (from ORIGEN)

!File created with mt2msm and mtMultiply

Le fichier « U3O8.msm » est créé à partir du fichier source obtenue avec KENO et du spectre gamma retardés obtenu avec ORIGEN. Si le fichier KENO est créé avec la version 6.1 de SCALE, il faut aussi le normaliser par le volume des mailles du maillage cartésien surimposé. Pour cela on utilise le module mtMultiply :

```
=mtMultiply
'U308.fissionSource.3dmap'           !File from KENO
2.00278                             !multiply by 1/volume of meshes
'U308.fissionSourceperVol.3dmap'      !New File
end
```

Pour combiner les deux distributions, on utilise le module mt2msm de la façon suivante :

```
=mt2msm
'U308.fissionSourceperVol.3dmap'      !File normalized from KENO
1                                     !One tally
0                                     !Sum of family
2                                     !Type photon
47                                   !47 bins for mesh source
2.00E+07 0.00E+00                    !bins and spectra from ORGIEN
1.40E+07 0.00E+00
1.20E+07 7.58E-04
1.00E+07 1.48E-02
8.00E+06 1.26E-02
7.50E+06 3.79E+02
7.00E+06 2.36E+07
6.50E+06 9.19E+08
6.00E+06 1.80E+09
5.50E+06 4.45E+10
5.00E+06 6.40E+10
4.50E+06 3.92E+11
4.00E+06 5.45E+11
3.50E+06 6.54E+11
3.00E+06 3.21E+11
2.75E+06 1.33E+12
2.50E+06 5.88E+11
2.35E+06 1.48E+12
2.15E+06 1.51E+12
2.00E+06 1.28E+12
1.80E+06 2.12E+12
1.66E+06 7.19E+11
1.57E+06 9.99E+11
1.50E+06 5.45E+11
1.44E+06 2.79E+12
1.33E+06 4.89E+12
1.20E+06 7.61E+12
1.00E+06 7.36E+12
9.00E+05 8.33E+12
8.00E+05 7.03E+12
7.00E+05 4.48E+12
6.00E+05 6.67E+12
5.12E+05 1.51E+11
5.10E+05 4.56E+12
4.50E+05 4.31E+12
4.00E+05 9.91E+12
3.00E+05 3.63E+12
2.60E+05 5.85E+12
2.00E+05 7.88E+12
1.50E+05 5.81E+12
1.00E+05 4.93E+12
7.50E+04 1.90E+12
7.00E+04 2.46E+12
6.00E+04 4.46E+12
4.50E+04 9.50E+12
3.00E+04 8.66E+12
```



```

2.00E+04 1.39E+13
1.00E+04
'U308.msm' !Mesh source file for delay gamma at 10 min
End

```

D. CALCUL COG POUR LES GAMMA RETARDES

On présente ici un jeu de données COG11 permettant de déterminer la dose due aux gamma retardés à une distance de 10 m de la source et pour un temps de décroissance de 600 s. La source modélisée ici est la source du cas 1. De plus, les deux premiers détecteurs, « FLUXN22 » et « DOSEPN22 », permettent de mesurer le courant neutronique ainsi que la dose due aux neutrons prompts à 10 m. Les détecteurs gamma mesurent à la fois les doses promptes et retardées.

```

Neutron and Gamma dose      $ Title
basic
$ type of particles tracked and interval for delay gamma calculations.
    neutron delayedn photons delayedphotons 600 601 centimeters
criticality
$ simulation parameters of KCODE
    npart=100000 nbatch=15000 sdt=0.0001 nfirst=5000 norm=1.0 nsource=1 0 0 100
mix nlib=ENDFB7R0 ptlib=PT.ENDFB7R0.BNL sablib=T.ENDFB7R0 dglib=DFG.ENDFB7R1 $ library
    mat 1 bun 92235 0.0002606 92238 0.0049592 (o.Uo2) 0.036544 $ compositions in at/barn-cm
        (h.h2o) 0.05
    mat=2 bun 7014 4.00E-05 8016 1.11E-05
    mat=3 bun 7014 4.00E-05 8016 1.11E-05
    mat=4 bun 8016 4.60690E-02 14028 1.53273E-02 14029 7.78639E-04
        14030 5.13885E-04 20040 1.47412E-03 20042 9.83851E-06
        20043 2.05286E-06 20044 3.17205E-05 20046 6.08254E-08
        20048 2.84359E-06 13027 1.74538E-03 11023 1.74720E-03
        26054 2.02958E-05 26056 3.18601E-04 26057 7.35787E-06
        26058 9.79198E-07 (h.h2o) 1.37433E-02
geometry      $ definition of volumes, similar to 'cell' in MCNP
    sector 1 UO2F2 -1
    sector 22 Air1 -22
    sector 4 Concrete -4
    sector 3 World -3 1 22 4
    boundary vacuum 3
picture cs sector color $ write an ps file with the geometry
    160000 160000 100 -160000 160000 100 -160000 -160000 100
picture cs sector color
    -160000 0 160000 -160000 0 -40 160000 0 -40
Surfaces      $ definition of surfaces
    1 sphere 23.2133 tr 0 0 100 $ fissile sphere
    22 torus 10025.5476 10 10 tr 0 0 100 0 0 101 $ detector
    3 cylinder 153000 -30.48 153000 tr 0 0 0 0 1 $ Boundary
    4 cylinder 153000 -30.48 0 tr 0 0 0 0 1 $ Boundary
ASSIGN-ML     $ Assign volumes with compositions
1 1 / 2 22 / 3 3 / 4 4
detector      $ Define detectors
$-----
$-----NEUTRON DETECTOR-----
$-----
    number=FLUXN22 title="neutron fluence in air at 10 m (in n/cm**2/fission)"
    boundary-crossing current 22 3 404869.964259 $ surface of the boundary between 22 and 3
    number=DOSEN22 title="neutron (Henderson) dose in tissue at 10 m (in rad/fission)"
    boundary-crossing 22 3 404869.964259
c facteur converion Henderson neutron (rad/h)/(neutron cm-2 s-1)
drf-e neutron
    0.0000 0.00000E+00 2.00000E-09 0.00000E+00 5.00000E-09 0.00000E+00 1.00000E-08 0.00000E+00 1.45000E-08 0.00000E+00
    2.10000E-08 0.00000E+00 3.00000E-08 0.00000E+00 4.00000E-08 1.17321E-12 5.00000E-08 1.50742E-12 7.00000E-08 1.99162E-12

```

```
1.00000E-07 2.78935E-12 1.25000E-07 3.72846E-12 1.50000E-07 4.60392E-12 1.84000E-07 5.59176E-12 2.25000E-07 6.84812E-12
2.75000E-07 8.37193E-12 3.25000E-07 1.00566E-11 3.66800E-07 1.16081E-11 4.13990E-07 1.31013E-11 5.00000E-07 1.53096E-11
5.31580E-07 1.73251E-11 6.25060E-07 1.93892E-11 6.82560E-07 2.19538E-11 8.00000E-07 2.48548E-11 8.76430E-07 2.81445E-11
1.00000E-06 3.14784E-11 1.04000E-06 3.42676E-11 1.08000E-06 3.56118E-11 1.12530E-06 3.70438E-11 1.30000E-06 4.06745E-11
1.44500E-06 4.60731E-11 1.85540E-06 5.51597E-11 2.38240E-06 7.08265E-11 3.05900E-06 9.09424E-11 3.92790E-06 1.16772E-10
5.04350E-06 1.49939E-10 6.47600E-06 1.92526E-10 8.31530E-06 2.47208E-10 1.06770E-05 3.17419E-10 1.37100E-05 4.07580E-10
1.76040E-05 5.23352E-10 2.26030E-05 6.71983E-10 2.90230E-05 8.62828E-10 3.72660E-05 1.10789E-09 4.78510E-05 1.42256E-09
6.14420E-05 1.82662E-09 7.88930E-05 2.34543E-09 1.01300E-04 3.01157E-09 1.30070E-04 3.86690E-09 1.67020E-04 4.96527E-09
2.14450E-04 6.37553E-09 2.75360E-04 8.18622E-09 3.53570E-04 1.05113E-08 4.54000E-04 1.34969E-08 5.82950E-04 1.73306E-08
7.48520E-04 2.22529E-08 9.61120E-04 2.85733E-08 1.23410E-03 3.66888E-08 1.58460E-03 4.71091E-08 2.03470E-03 6.04895E-08
2.24870E-03 7.19012E-08 2.48520E-03 7.94633E-08 2.61260E-03 8.56252E-08 2.74650E-03 9.00142E-08 3.03540E-03 9.70551E-08
3.35460E-03 1.07263E-07 3.70740E-03 1.18543E-07 4.30740E-03 1.34397E-07 5.53080E-03 1.64426E-07 7.10170E-03 2.11127E-07
9.11880E-03 2.71094E-07 1.05950E-02 3.29895E-07 1.17090E-02 3.67445E-07 1.50340E-02 4.25342E-07 1.93050E-02 5.23131E-07
2.18750E-02 6.10159E-07 2.35790E-02 6.62619E-07 2.41760E-02 6.90509E-07 2.47880E-02 7.04988E-07 2.60580E-02 7.27211E-07
2.70000E-02 7.53396E-07 2.85010E-02 7.81897E-07 3.18280E-02 8.37199E-07 3.43070E-02 9.03814E-07 4.08680E-02 1.00305E-06
4.63090E-02 1.13517E-06 5.24750E-02 1.25891E-06 5.65620E-02 1.36717E-06 6.73790E-02 1.51727E-06 7.19980E-02 1.67613E-06
7.94990E-02 1.79614E-06 8.25030E-02 1.89820E-06 8.65170E-02 1.96612E-06 9.80370E-02 2.11520E-06 1.11090E-01 2.32951E-06
1.16790E-01 2.46955E-06 1.22770E-01 2.55491E-06 1.29070E-01 2.64322E-06 1.35690E-01 2.73462E-06 1.42640E-01 2.82910E-06
1.49960E-01 2.92690E-06 1.57640E-01 3.02807E-06 1.65730E-01 3.13275E-06 1.74220E-01 3.24095E-06 1.83160E-01 3.35304E-06
1.92450E-01 3.46901E-06 2.02420E-01 3.58658E-06 2.12800E-01 3.65154E-06 2.23710E-01 3.69450E-06 2.35180E-01 3.73787E-06
2.47240E-01 3.78189E-06 2.73240E-01 3.84961E-06 2.87250E-01 3.91691E-06 2.94520E-01 3.95122E-06 2.97210E-01 3.96698E-06
2.98490E-01 3.97327E-06 3.01970E-01 3.98614E-06 3.33730E-01 4.20827E-06 3.68830E-01 4.63346E-06 3.87740E-01 4.97526E-06
4.07620E-01 5.21064E-06 4.50490E-01 5.41346E-06 4.97870E-01 5.65625E-06 5.23400E-01 5.84086E-06 5.50230E-01 5.96468E-06
5.78440E-01 6.09092E-06 6.08100E-01 6.21972E-06 6.39280E-01 6.34290E-06 6.72060E-01 6.46555E-06 7.06510E-01 6.59151E-06
7.42740E-01 6.74059E-06 7.80820E-01 6.90478E-06 8.20850E-01 7.08634E-06 8.62940E-01 7.34812E-06 9.07180E-01 7.63388E-06
9.61640E-01 8.06893E-06 1.00260E+00 8.54091E-06 1.10800E+00 8.62122E-06 1.16480E+00 8.65367E-06 1.22460E+00 8.84785E-06
1.28740E+00 9.18006E-06 1.35340E+00 9.42208E-06 1.42270E+00 9.40859E-06 1.49570E+00 9.56170E-06 1.57240E+00 9.77170E-06
1.65300E+00 9.98040E-06 1.73770E+00 1.02085E-05 1.82680E+00 1.05976E-05 1.92050E+00 1.08398E-05 2.01900E+00 1.08448E-05
2.12250E+00 1.12676E-05 2.23130E+00 1.12918E-05 2.30690E+00 1.13366E-05 2.34570E+00 1.13472E-05 2.36530E+00 1.12883E-05
2.38520E+00 1.12486E-05 2.46600E+00 1.13626E-05 2.59240E+00 1.18216E-05 2.72530E+00 1.20424E-05 2.86510E+00 1.24301E-05
3.01190E+00 1.27462E-05 3.16640E+00 1.31661E-05 3.32870E+00 1.40029E-05 3.67880E+00 1.48186E-05 4.06570E+00 1.53841E-05
4.49330E+00 1.56603E-05 4.72370E+00 1.53780E-05 4.96590E+00 1.53288E-05 5.22050E+00 1.60869E-05 5.48810E+00 1.56177E-05
5.76950E+00 1.59843E-05 6.06530E+00 1.61597E-05 6.37630E+00 1.63659E-05 6.59240E+00 1.63395E-05 6.70320E+00 1.63001E-05
7.04690E+00 1.62487E-05 7.40820E+00 1.65390E-05 7.78800E+00 1.74901E-05 8.18730E+00 1.73452E-05 8.60710E+00 1.76942E-05
9.04840E+00 1.71938E-05 9.51230E+00 1.71437E-05 1.00000E+01 1.75706E-05 1.05130E+01 1.80569E-05 1.10520E+01 1.85807E-05
1.16180E+01 1.89341E-05 1.22140E+01 1.91780E-05 1.25230E+01 1.94597E-05 1.28400E+01 1.96795E-05 1.34990E+01 1.97903E-05
1.38400E+01 1.95610E-05 1.41910E+01 1.94591E-05 1.45500E+01 1.96968E-05 1.49180E+01 1.99882E-05 1.56830E+01 2.02570E-05
1.64870E+01 2.03583E-05 1.69050E+01 2.02608E-05 1.73320E+01 2.01369E-05 1.96400E+01 1.97499E-05 2.00000E+01 1.97000E-05
```

```
$-----
$-----PHOTON DETECTOR-----
$-----
```

```
number=FLUXP22 title="photon fluence in air at 10 m (in g/cm**2/fission)"
boundary-crossing current 22 3 404869.964259
number=DOSEP22 title="photon (Henderson) dose in tissue at 10 m (in REM/fission)"
boundary-crossing 22 3 404869.964259
```

```
c facteur converion Henderson neutron (rad/h)/(gamma cm-2 s-1)
```

```
drf-e photon
```

```
2.00E-02 1.27E-06 3.00E-02 4.82E-07 4.50E-02 2.17E-07 6.00E-02 1.36E-07 7.00E-02 1.31E-07
7.50E-02 1.42E-07 1.00E-01 1.51E-07 1.50E-01 1.90E-07 2.00E-01 2.85E-07 2.60E-01 3.97E-07
3.00E-01 5.05E-07 4.00E-01 6.40E-07 4.50E-01 7.85E-07 5.10E-01 8.88E-07 5.12E-01 9.46E-07
6.00E-01 1.02E-06 7.00E-01 1.18E-06 8.00E-01 1.35E-06 9.00E-01 1.52E-06 1.00E+00 1.68E-06
1.20E+00 1.89E-06 1.33E+00 2.10E-06 1.44E+00 2.26E-06 1.50E+00 2.36E-06 1.57E+00 2.43E-06
1.66E+00 2.49E-06 1.80E+00 2.57E-06 2.00E+00 2.69E-06 2.15E+00 2.87E-06 2.35E+00 3.13E-06
2.50E+00 3.39E-06 2.75E+00 3.58E-06 3.00E+00 3.79E-06 3.50E+00 4.11E-06 4.00E+00 4.54E-06
4.50E+00 4.99E-06 5.00E+00 5.38E-06 5.50E+00 5.78E-06 6.00E+00 6.16E-06 6.50E+00 6.51E-06
7.00E+00 6.90E-06 7.50E+00 7.30E-06 8.00E+00 7.64E-06 1.00E+01 8.83E-06 1.20E+01 1.01E-05
1.40E+01 1.16E-05 2.00E+01 1.39E-05
```

```
bin time 600 601 $ define the interval for delay gamme dose integration, 1 s here
end
```

3. REPRESENTATIONS GRAPHIQUES

Les figures suivantes présentent les résultats des doses promptes calculées avec MCNP6.1.

Neutron and gamma prompt dose for UO₂F₂

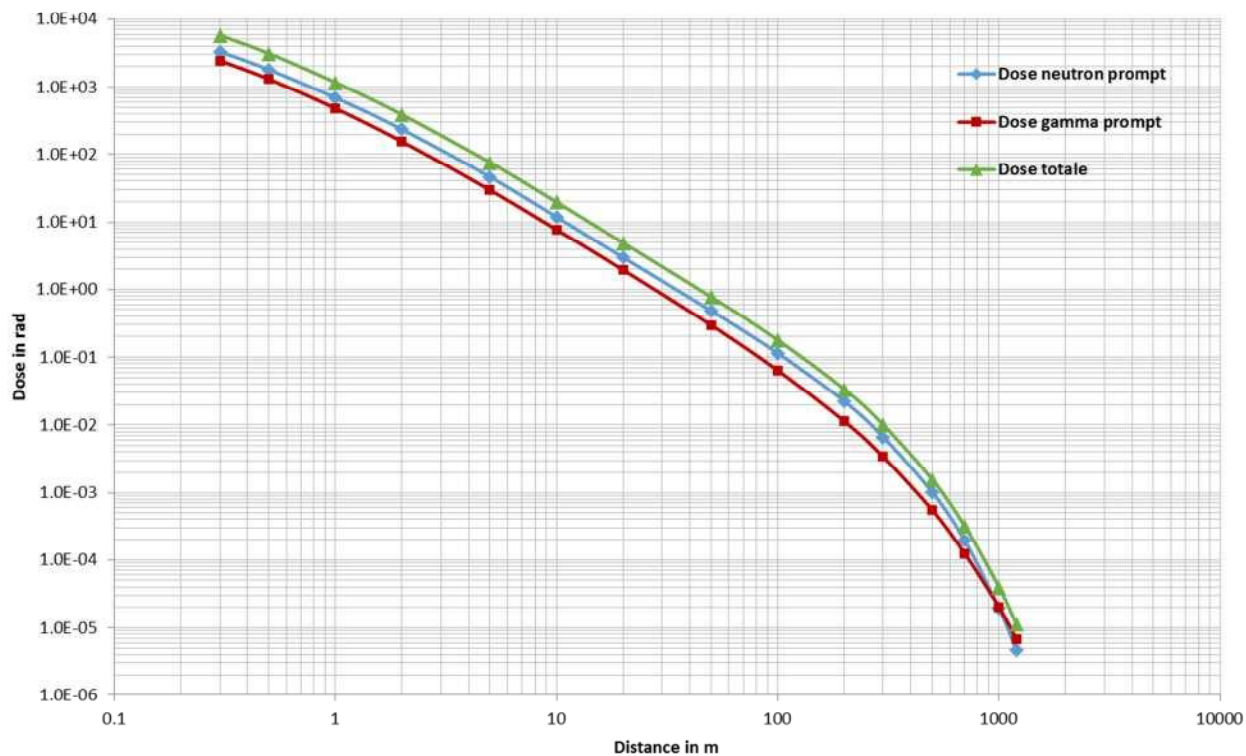


Figure 20 : Doses promptes pour le cas 1

Neutron and gamma prompt dose for UO₂

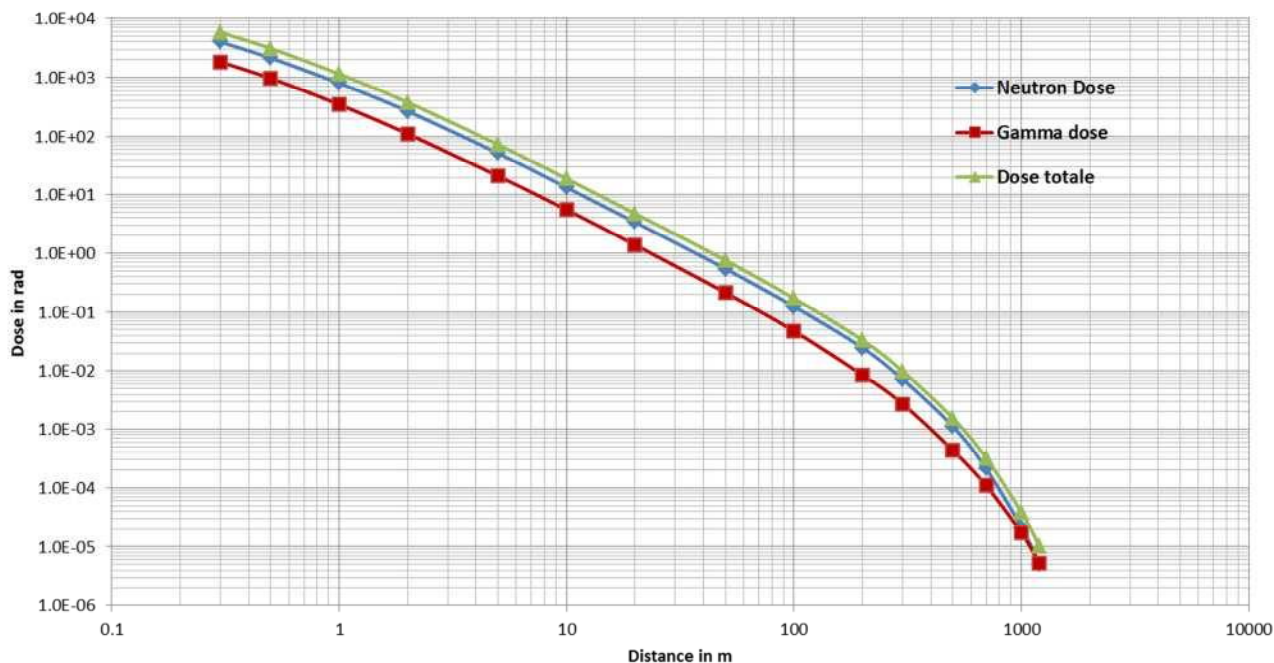


Figure 21 : Doses promptes pour le cas 2

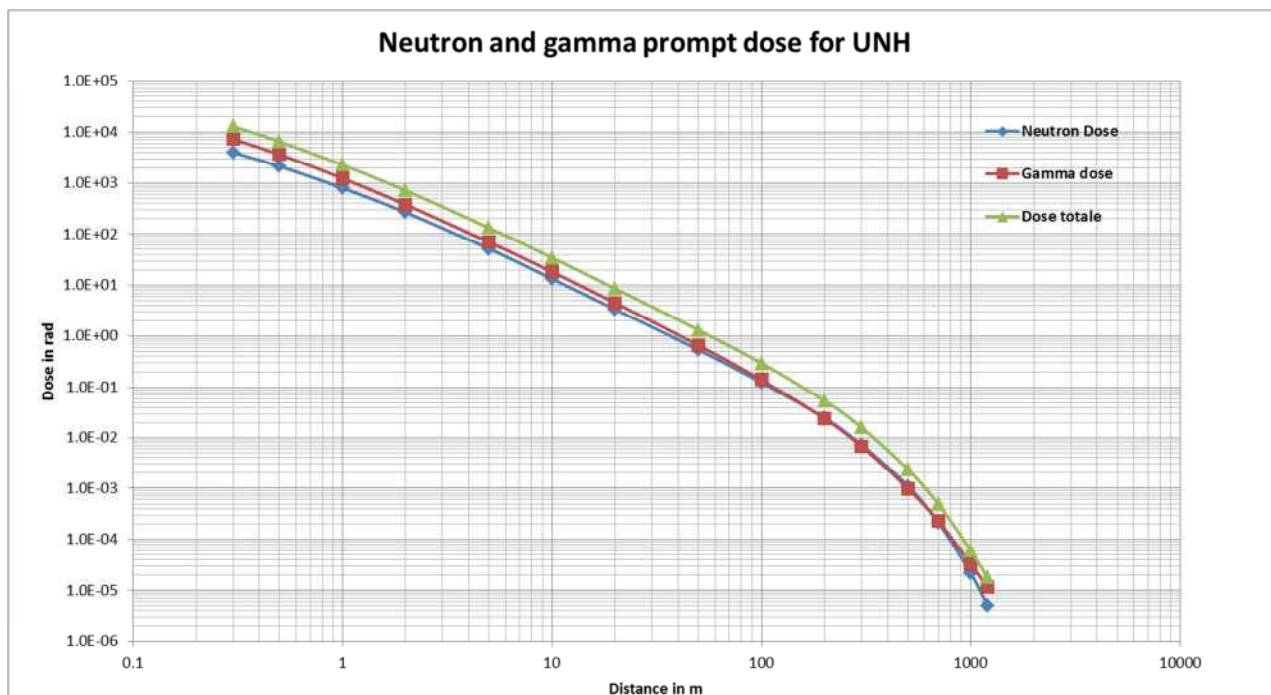


Figure 22 : Doses promptes pour le cas 3

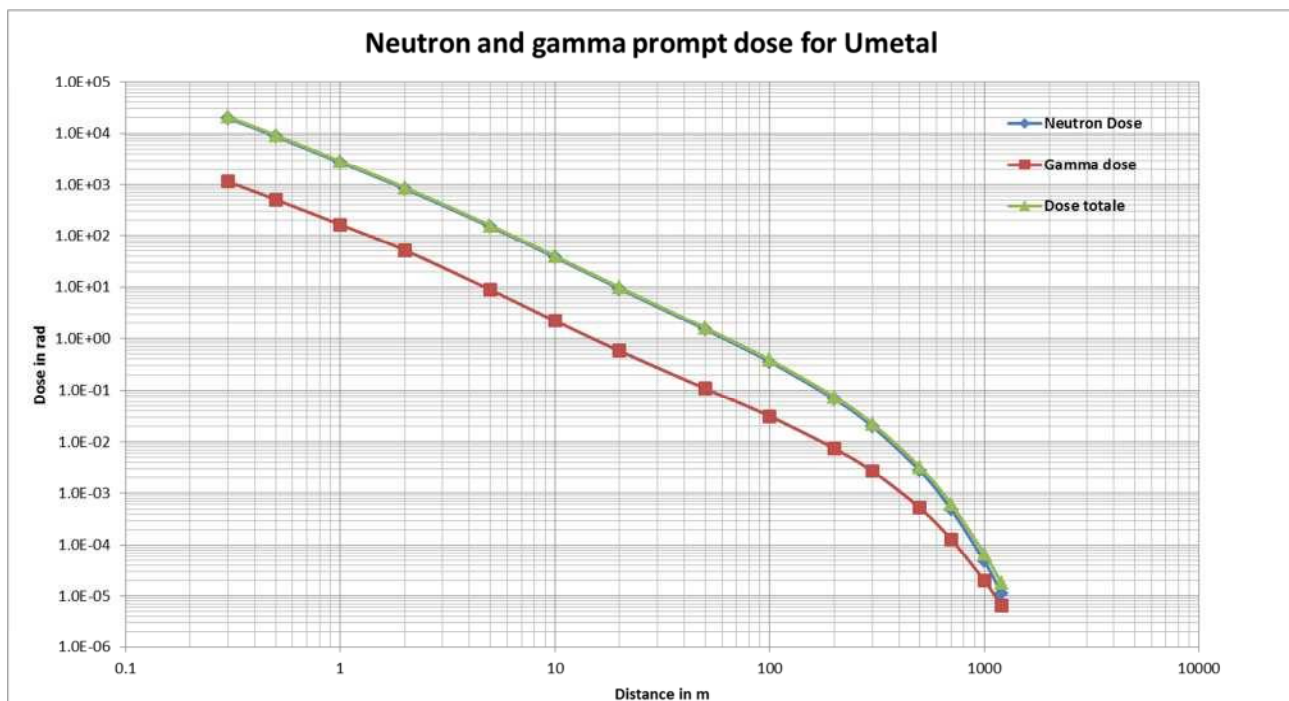


Figure 23 : Doses promptes pour le cas 4

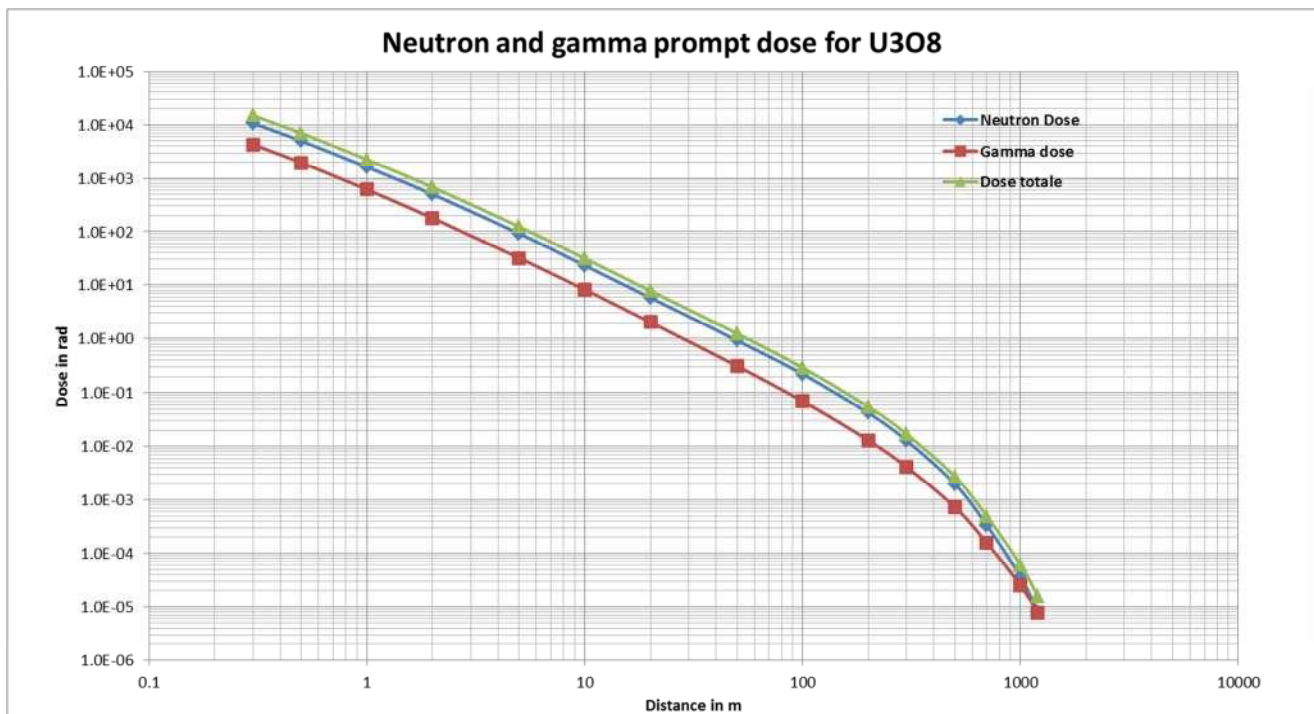


Figure 24 : Doses promptes pour le cas 5

4. REDUCTION DE VARIANCE

A. WEIGHT WINDOWS

Deux étapes sont nécessaires pour utiliser les weight windows dans les configurations actuelles. Un premier calcul analogue doit permettre de générer une première carte d'importance (associant mailles et poids). Le maillage utilisé est de type cylindrique et est surimposé. Le deuxième calcul utilise cette carte pour déterminer les doses.

Pour générer la première carte d'importance, il suffit d'ajouter à la fin d'un jeu de données de calcul de doses, promptes ou retardés, le bloc suivant :

```
MESH: GEOM=cyl REF=0.1 0.1 50 ORIGIN=0 0 -30.48 $cylindrical mesh (1)
      IMESH 153000
      IINTS 100
      JMESH 30.5 161000
      JINTS 20 20
      KMESH 1
      KINTS 1
      wwg 14 0 0 j j j j 0 $Cell-based weight windows generator with for tally 14 (2)
      WWGE:n 10e-06 0.01 0.1 1 20 $Weight windows energy generator (3)
```

- (1) le maillage utilisé ici n'est pas la seule option possible. Il s'agit néanmoins d'un bon compromis entre précision et temps de calculs ;
- (2) les paramètres utilisés sont adaptés à tout type de calculs de doses ;
- (3) plusieurs paramètres doivent être modifiés selon le calcul. Le « n » signifie qu'il s'agit d'un calcul neutron, il doit être modifié par « p » pour un calcul gamma. Les valeurs décrites sont les bornes supérieures des groupes neutrons. Pour les gamma, nous utilisons donc : WWGE:p 1 20.

Pour utiliser une carte d'importance déjà existante (fichier « wwinp »), il faut ajouter la carte WWP à la fin du jeu de données :

```
WWP:p 5 3 5 0 -1 0 $for photon
WWP:n 5 3 5 0 -1 0 $for neutron
```


Les trois premiers chiffres permettent de déterminer les différents poids des weigh windows à partir du fichier d'entrée « wwinp ». Il s'agit des valeurs par défaut de MCNP6.1. Les trois derniers chiffres signifient qu'un fichier externe est utilisé comme point de départ et que des weight windows en énergie sont également utilisées.

B. CADIS

Le jeu de données utilisé pour les calculs CADIS reprend le jeu de données utilisé lors des calculs de doses standard SCALE en modifiant les entrées suivantes :

- ajout d'un bloc « gridgeometry » qui maille entièrement la géométrie. Il suffit de renseigner différents plans de coupes selon les axes X, Y et Z, la zone d'intérêt (près du détecteur) devra être maillée plus finement ;
- ajout du bloc « importanceMap » qui permet de créer la carte d'importance et de réaliser le calcul de flux adjoint.

Par exemple, pour le bloc « gridgeometry » et pour un détecteur à 500 m, on a :

```
gridGeometry 12
```

```
xplanes -150000 -130000 -110000 -100000 -90000 -80000 -70000 -60000 -55000 -50000 -
45000 -40000 -30000 -10000 -30
-25 -20 -15 -10 -5 0 5 10 15 20 25 30 10000 30000 40000 45000 50000 55000 60000 70000
80000 90000 100000 110000 130000 150000 end
```

```
yplanes -150000 -130000 -110000 -100000 -90000 -80000 -70000 -60000 -55000 -50000 -
45000 -40000 -30000 -10000 -30
-25 -20 -15 -10 -5 0 5 10 15 20 25 30 10000 30000 40000 45000 50000 55000 60000 70000
80000 90000 100000 110000 130000 150000 end
```

```
zplanes -60 -30 -25 -20 -15 -10 -5 0 30 74 80 85 90 95 100 105 110 115 120 125 130
10000 30000 50000 70000 90000 110000 130000 150000 end
```

```
end gridGeometry
```

De même, le bloc « importanceMap » associé à ce maillage est :

```
read importanceMap
gridGeometryID=12                                !use the grigeometry number 12
saveExtraMaps
quadrature=4                                       !parameters for CADIS calculations
legendre=1
equationSet=2
solverEngine=0
diagnostics=0
output=0
krylovSpaceSize=30
tportcorrection=1
upScatter=0
tolerance=0.001000
windowRatio=5.000000
respWeighting
responseID=1
adjointSource 1                                   !Adjoint flux caclulation
    'External box for tally at 500 m
    boundingbox -55000 55000 -55000 55000 50 150
    'tally neutron at 500m
    responseID=1
    unit=1
    'detector
    region=3
end adjointSource
end importanceMap
```

C. ADVANTG

Pour réaliser un calcul AdvantG, deux jeux de données sont nécessaires. Le jeu de données AdvantG fait directement référence au jeu de données MCNP. Ce dernier ne comporte aucune modification par rapport au jeu de données de calcul de dose standard.

Le script de lancement, nommé *mcnp6* et créé pour Promethee, permet néanmoins de combiner ces deux jeux de données en un seul. La partie AdvantG doit être renseignée de la façon suivante :

```
DEBUT_ADVANTG           # Beginning of AdvantG

method cadis

mcnp_input    i.mcnp      # MCNP input filename
mcnp_tallies  14          # Tally id (ref to tally in MCNP input)

mcnp_material_names 1 air          # For visualization output
                   2 concrete
                   3 U308

anisn_library 27n19g # Multigroup library for Denovo
# SN calculation

denovo_pn_order 3      # Parameters for deterministic calculations
denovo_quad_num_polar 4
denovo_quad_num_azim 4

mesh_x      -153000 -130011 -120031 -119991 -30 30 # Coarse mesh boundaries
             119991 120031 130011 153000
mesh_x_ints  5 2 1 30 1 30 1 2 5 # Number of fine meshes per coarse mesh

mesh_y      -153000 -130011 -120031 -119991 -30 30 # Coarse mesh boundaries
             119991 120031 130011 153000
mesh_y_ints  5 2 1 30 1 30 1 2 5 # Number of fine meshes per coarse mesh

mesh_z      -30.5 0 70 130 161000 # Coarse mesh boundaries
mesh_z_ints  2 3 1 20 # Number of fine meshes per coarse mesh

FIN_ADVANTG           # End of AdvantG

Message : xsdir=...    # Start of MCNP input file
```

Plusieurs remarques peuvent être apportées pour cet exemple de jeu de données :

- les mots « DEBUT_ADVANTG » et « FIN_ADVANTG » ne doivent pas être changés ;
- le saut de ligne après le mot clé « FIN_ADVANTG » est impératif ;
- il est possible de réaliser un calcul avec plusieurs tally en utilisant la méthode forward Cadis, cf. [4] ;
- le calcul SN peut s'avérer très coûteux pour la mémoire vive de la machine, une attention particulière sera donc à porter aux choix des paramètres du calcul SN.

ANNEXE 4 GENERATION DE JEUX DE DONNEES

1. OBJECTIFS

Les scripts réalisés lors de cette étude permettent de générer automatiquement les jeux de données MCNP6.1, SCALE6.1 et COG11 pour les configurations initiales des Slide Rule. Une fonction AdvantG est aussi intégrée pour MCNP6.1. De plus, il est possible de réaliser le post-traitement des résultats, que ce soit pour les calculs de doses promptes ou retardées. Nous présentons ici deux exemples de scripts comprenant toutes les fonctionnalités importantes.

2. SCRIPTS

Les scripts permettant de réaliser la génération des jeux de données MCNP6.1, SCALE6.1 et COG11 sont écrits en langage Python. La version de Python utilisée est la 2.7.1. Ces scripts peuvent fonctionner avec la plupart des versions de Python mais il est tout de même préférable d'utiliser la version 2.7.

3. GENERATION DE JEUX DE DONNEES

La première catégorie de scripts permet de générer les jeux de données pour les calculs de doses promptes ou retardées. Bien que chaque script soit différent, l'architecture reste similaire. Plusieurs fonctions permettent de définir les différentes parties du jeu de données i.e. les détecteurs, la source etc. Enfin, la fonction « main » fait appel aux différentes fonctions pour écrire le jeu de données final.

Le script « gen_npp.py » présenté ci-après permet de générer les jeux de données MCNP6.1 pour les calculs de doses promptes.

Le script se décompose en six fonctions principales :

- **detecteur** : permet d'écrire la partie cellule et surface des détecteurs ;
- **MFR** : permet d'écrire la partie, cellule, surface et composition de la sphère fissile ;
- **source** : permet d'écrire la carte SDEF. Les données des distributions (énergétiques et spatiales) proviennent d'un fichier Excel annexe nommé « Spectre_np_vfinal » ;
- **geom_detecteur** : permet de compléter la définition du volume d'air extérieur en excluant les volumes correspondant aux détecteurs ;
- **set_distance** : permet de définir les distances où se situent les détecteurs ;
- **main** : fonction de lancement qui fait appel à toutes les autres fonctions.

Pour créer un jeu de données, il suffit d'exécuter le script en assignant tous les paramètres nécessaires à la fonction main. Les dix paramètres à définir sont présentés dans le Tableau 20 :

Tableau 20 : Variables pour la fonction main du script de génération de JDD MCNP6.1

Paramètres	Nature	Assignment
1. Nom	Chaine de caractères	'UO2F2', 'UO2', 'UNH ', 'Umetal' ou 'U3O8'
2. Num	Entier	range(306,306+len(set_distance()))
3. Distance	Tableau de rationnels	set_distance()
4. Epaisseur	Tableau de rationnels	Tableau contenant les épaisseurs des détecteurs ou des rayons le cas échéant
5. Forme	Chaine de caractères	'annulaire', 'tore' ou 'sphere'
6. Cell	Booléen	True
7. Compo	Booléen	False
8. Biaisage	Tableau[booléen, entier]	[False,var] où var est un entier variable ou [True, var]
9. Mode	Chaine de caractères	'N' ou 'P'
10. DXT	Booléen	True ou False

- [1] : Cette variable permet de définir le milieu d'étude
- [2] : « Num » indique au script le nombre total de détecteur. Des opérations sont réalisées sur les distances associées. Le premier détecteur est numéroté 306.
- [5] : Plusieurs types de détecteur sont modélisable. Par défaut, le détecteur est un cylindre à section carrée de côté 20 cm. La variable associée est : 'annulaire'.
- [6] et [7] : Ces deux variables permettent au code de faire la différence entre le bloc cellule, surface et compo de MCNP6.1. il n'est pas nécessaire de changer ces variables.
- [9] : Permet de choisir le mode de calcul, neutron 'N' ou photon 'P'.
- [10] : Permet d'utiliser la sphère DXTRAN comme méthode de réduction de variance. Dans ce cas, seul un détecteur doit être renseigné (une seule distance dans la fonction set_distance()).

N.B.1 : Quelques paramètres sont modifiables directement dans les fonctions. Il faut définir tous les chemins dont le script a besoin, il s'agit des variables 'path'. Il peut s'agir de l'adresse où seront générés les JDD ou encore l'adresse des fichiers Excel où sont stockées les données de distributions pour la source.

N.B.2 : D'autres paramètres sont modifiables dans la fonction main. En effet, les JDD MCNP6.1 peuvent soit contenir tous les détecteurs, soit un seul détecteur (notamment pour appliquer les techniques de réduction de variance).

Si l'on souhaite réaliser un calcul avec tous les détecteurs, ne pas changer le script de la fonction main.

Si l'on souhaite réaliser des calculs « pas à pas » i.e. avec un seul détecteur à la fois, il faut :

Changer :

```
#calcul analogue
if DXT==True and forme=='sphere':
    filename = 'SR-U-UN-G1-'+str(lala)+'-'+str(mode)+'-'+str(forme)+'DXT.i'
if (forme=='sphere' or forme=='annulaire' or forme=='tore') and DXT==False :
    filename = 'SR-U-UN-G1-'+str(lala)+'-'+str(mode)+'-'+str(forme)+'i'
```

Par :

```
#calcul analogue
filename = 'SR-U-UN-G1-'+str(lala)+'-d'+str(set_distance()[biaisage[1]])+'metre-'+str(mode)+'-'+str(forme)+'i'
```

Ainsi que :

```
#pour les distances séparées
output.write('f14:%s %s\n' %(mode, num[biaisage[1]])) #c'est le détecteur dans le tableau
biaisage
```

Par :

```
#pour le calcul analogue. Attention à l'épaisseur des premiers détecteurs
for i in range(0,len(num)):
    detecteur(num,distance,epaisseur,False,forme,[True,i],mode,DXT,output)
```

Toutes les parties qui peuvent être modifiées sont déjà présentes dans le script, il suffit de commenter ou décommenter les blocs adéquats.

REFERENCES

- [1] Révision des Slide Rule. Note MILLENNIUM NT 000 28 624.02. Sylvain BEYTOUT.
- [2] MCNP6 user's manual. Version 1.0. May 2013. LA-CP-13-00634, Rev. 0. Denise B. Pelowitz
- [3] SCALE : A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design. June 2011. ORNL/TM-2005/39 Version 6.1.
- [4] ADVANTG - An Automated Variance Reduction Parameter Generator. August 2015. ORNL/TM-2013/416 Rev. 1.
- [5] COG user's manual. Fifth Edition. A Multiparticle Monte Carlo Transport Code. September 1, 2002. Lawrence Livermore National Laboratory. UCRL-TM-202590.
- [6] An Update Nuclear Criticality Slide Rule. Prepared by C.M Hopper, B.L. Broadhead. Oak Ridge National Laboratory. NUREG/CR-6504, Vol. 2. ORNL/TM-13322/V2.
- [7] An Update Nuclear Criticality Slide Rule. Prepared by C.M Hopper, B.L. Broadhead. Oak Ridge National Laboratory. NUREG/CR-6504, Vol. 2. ORNL/TM-13322/V1.