

UNIVERSITÉ DE MONTRÉAL

DÉVELOPPEMENT D'UNE MÉTHODE HYBRIDE POUR LE SUIVI DU CŒUR ET LA
GESTION DU COMBUSTIBLE

ERIC FRENETTE

DÉPARTEMENT DE GÉNIE PHYSIQUE

ÉCOLE POLYTECHNIQUE DE MONTRÉAL

MÉMOIRE PRÉSENTÉ EN VUE DE L'OBTENTION
DU DIPLÔME DE MAÎTRISE ÈS SCIENCES APPLIQUÉES
(GÉNIE ÉNERGÉTIQUE)

AVRIL 2014

UNIVERSITÉ DE MONTRÉAL

ÉCOLE POLYTECHNIQUE DE MONTRÉAL

Ce mémoire intitulé :

DÉVELOPPEMENT D'UNE MÉTHODE HYBRIDE POUR LE SUIVI DU CŒUR ET LA
GESTION DU COMBUSTIBLE

présenté par : FRENETTE Eric

en vue de l'obtention du diplôme de : Maîtrise ès sciences appliquées

a été dûment accepté par le jury d'examen constitué de :

M. MARLEAU Guy, Ph.D., président

M. KOCLAS Jean, Ph.D., membre et directeur de recherche

M. HEBERT Alain, Doct., membre et codirecteur de recherche

M. KAVEH Siamak, Ph. D., membre et codirecteur de recherche

M. CHAMBON Richard, Ph. D, membre

DÉDICACE

À ma famille.

REMERCIEMENTS

J'aimerais premièrement remercier mon co-directeur de recherche Siamak Kaveh pour m'avoir donné la possibilité de réaliser ce projet, ainsi que son support tout au long de l'étude. Je remercie aussi mes directeurs et co-directeur Jean Koclas et Alain Hébert pour leurs disponibilité et leurs conseils.

Je tiens à remercier aussi Hydro-Québec qui m'a permis de mener à terme mon projet tout en travaillant à temps plein. Merci aussi à Eugenio Cuesta qui m'a aidé pour l'intégration des données d'exploitation dans le projet.

Enfin, merci à ma femme Gabrielle, mes enfants, Edouard, Charles et William, mes parents et mon frère qui m'ont supporté, encouragé et motivé tout au long de ma maîtrise.

RÉSUMÉ

L'industrie nucléaire des réacteurs de type CANDU utilisent des méthodes de calcul neutronique (Suivi du cœur, Gestion de combustible) qui sont généralement considérées dépassées et qui ne reflètent pas les derniers développements dans le domaine neutronique.

Ainsi, le logiciel actuel utilisé par le groupe physique du réacteur à la centrale Gentilly-2, HQSIMEX 3, repose sur des sections efficaces macroscopiques (méthode « grid-based ») calculées par deux méthodes :

- La formule des « 4 facteurs », technique obsolète dont l'origine remonte aux années 1950
- Le logiciel WIMS, basé sur l'utilisation de sections efficaces microscopiques

Parmi d'autres, l'approche « history-based » est considérée comme une méthode plus précise mais beaucoup plus lourde en terme de coût de calcul. Réaliser un suivi de cœur avec la méthode « history-based » pour un réacteur CANDU entier est inconcevable en date d'aujourd'hui avec les ordinateurs actuels, pour des raisons de coût de calcul.

L'objectif de cette recherche est de proposer une stratégie qui combine les méthodes d'interpolation de la méthode « grid-based » et le suivi rigoureux de l'irradiation de tous les isotopes combiné aux conditions locales et globales par la méthode « history-based ».

ABSTRACT

The nuclear industry of CANDU reactors uses neutron physics methodologies (core follow-up, fuel management) that are considered out of date and do not reflect the latest developments in the field of neutronics.

For instance, the software used by the reactor physics team in Gentilly-2, HQSIMEX 3, uses macroscopic cross sections (“grid-based” approach) calculated by two methods:

- The “four factors” formula, an obsolete technique used in 1950
- The WIMS software, based on a microscopic cross section library

Among other method, the history-based approach is considered more precise but requires greater computing time. Processing a whole CANDU core follow-up through the history-based approach is not possible as of today with the actual computers, due to computing cost issues.

The main goal of this research is to come up with a new strategy that will combine the interpolation technique of the “grid-based approach” with the isotopic depletion follow-up of the “history-based” approach.

TABLE DES MATIÈRES

DÉDICACE.....	III
REMERCIEMENTS.....	IV
RÉSUMÉ.....	V
ABSTRACT	VI
LISTE DES TABLEAUX.....	IX
LISTE DES FIGURES.....	X
LISTE DES SIGLES ET ABRÉVIATIONS.....	XII
CHAPITRE 1 NEUTRONIQUE.....	1
1.1 INTRODUCTION	1
1.2 CALCUL NEUTRONIQUE.....	1
1.2.1 POWDERPUFS-V.....	5
1.3 MÉTHODE DE CALCUL.....	6
1.3.1 Méthode Grid-based	7
1.3.2 Méthode History-based.....	7
1.3.3 Méthode micro-dépletion	8
1.4 OBJECTIFS DE L'ÉTUDE	8
CHAPITRE 2 DESCRIPTION ET MODÉLISATION DU RÉACTEUR	10
2.1 MODÉLISATION DE LA CELLULE 2D	10
2.2 MULTICOMPO.....	11
2.3 MODÉLISATION DU CŒUR	14
2.4 RECHARGEMENT DU COMBUSTIBLE.....	16
2.5 CPPF	17
2.6 SYSTÈME DE DÉTECTION DE SURPUISSANCE LOCALE.....	18

CHAPITRE 3 DÉVELOPPEMENT DE LA MÉTHODE HYBRIDE.....	20
3.1 SCHÉMA DE CALCUL DE LA MÉTHODE HYBRIDE	20
3.2 SUIVI HYBRIDE.....	22
3.2.1 Canaux suivi selon la méthode « history-based ».....	22
3.2.2 Génération des fichiers d'entrée	23
3.2.3 Méthode « grid-based »	24
3.2.4 Méthode « history-based »	25
3.2.5 Correction par le module HYB:.....	27
3.3 PARALÉLISATION DE TYPE « CLUSTER ».....	33
CHAPITRE 4 DONNÉES OPÉRATIONNELLES	36
4.1 SIMULATION « GRID-BASED »	36
4.2 SIMULATION HYBRIDE.....	38
4.2.1 Facteurs de correction au JEPP 7065.3.....	38
4.2.2 Correction et calcul cœur entier	54
CONCLUSIONS.....	58
RÉFÉRENCES	60

LISTE DES TABLEAUX

Tableau 2.1: Gentilly-2	12
Tableau 3.1: Structure HYB.....	31
Tableau 3.2: Structure (deschyb1)	31
Tableau 3.3: Structure (deschyb2)	33
Tableau 4.1: Comparaison des méthodologies.....	57

LISTE DES FIGURES

Figure 2.1: Cellule élémentaire CANDU-6.....	11
Figure 2.2: Carte du réacteur CANDU-6	14
Figure 2.3: Coupe transversale CANDU-6	15
Figure 2.4: Rechargement 8 grappes.....	17
Figure 3.1: Schéma de calcul hybride	21
Figure 3.2: Localisation des détecteurs vanadiums et canaux évalués par « history-based ».....	23
Figure 3.3: Appel de modules section "grid-based"	25
Figure 3.4: Appel de modules section "history-based"	27
Figure 3.5: Appel de modules section hybride.....	29
Figure 3.6: Schéma de parallélisation	34
Figure 4.1: Écart de la puissance de canaux HQSIMEX/DONJON	37
Figure 4.2: Paramètre NUSIGF énergie rapide	38
Figure 4.3: Paramètre NUSIGF énergie thermique.....	39
Figure 4.4: Paramètre NFTOT énergie rapide	39
Figure 4.5: Paramètre NFTOT énergie thermique	40
Figure 4.6: Paramètre CHI énergie rapide	40
Figure 4.7: Paramètre CHI énergie thermique	41
Figure 4.8: Paramètre OVERV énergie rapide.....	41
Figure 4.9: Paramètre OVERV énergie thermique	42
Figure 4.10: Paramètre DIFF énergie rapide.....	42
Figure 4.11: Paramètre DIFF énergie thermique.....	43
Figure 4.12: Paramètre H-FACTOR énergie rapide	43
Figure 4.13: Paramètre H-FACTOR énergie thermique	44
Figure 4.14: Paramètre SCAT00 #1 énergie rapide	44
Figure 4.15: Paramètre SCAT00 #1 énergie thermique.....	45
Figure 4.16: Paramètre SCAT00 #1 énergie rapide	45
Figure 4.17: Paramètre SCAT00 #2 énergie rapide	46
Figure 4.18: Paramètre SCAT01 #1 énergie thermique.....	46
Figure 4.19: Paramètre SCAT01 #2 énergie thermique.....	47

Figure 4.20: Paramètre SCAT01 #1 énergie rapide	47
Figure 4.21: Paramètre SCAT01 #2 énergie thermique	48
Figure 4.22: Paramètre SIGW00 énergie rapide	48
Figure 4.23: Paramètre SIGW00 énergie thermique	49
Figure 4.24: Paramètre SIGW01 énergie rapide	49
Figure 4.25: Paramètre SIGW01 énergie thermique	50
Figure 4.26: Paramètre SIGS00 énergie rapide	50
Figure 4.27: Paramètre SIGS00 énergie thermique	51
Figure 4.28: Paramètre SIGS01 énergie rapide	51
Figure 4.29: Paramètre SIGS01 énergie thermique	52
Figure 4.30: Paramètre NTOT0 énergie rapide	52
Figure 4.31: Paramètre NTOT0 énergie thermique	53
Figure 4.32: Écart de la puissance de canaux HYBRIDE/HQSIMEX	54
Figure 4.33: Écart des écarts DONJON/HQSIMEX et HYBRIDE/HQSIMEX	55
Figure 4.34: Pourcentage d'erreur relatif des différentes méthodes	56

LISTE DES SIGLES ET ABRÉVIATIONS

CANDU	CANdian Deuterium Uranium
BWR	Boiling Water Reactor
PWR	Pressurised Water Reactor
LCE	Ligne de Conduite à l'Exploitation
PPV	POWDERPUFS-V
EACL	Énergie Atomique du Canada Limité
HFD	Horizontal Flux Detector
VFD	Vertical Flux Detector
JEPP	Jour Équivalent à Pleine Puissance
CPPF	Channel Power Peaking Factor
SAU	Système d'Arrêt d'Urgence
SDSL	Système de Détection de Surpuissance Locale
MPI	Message Passing Interface
TFD	Travelling Flux Detector
FPP	Facteur de Pleine Puissance

CHAPITRE 1

NEUTRONIQUE

1.1 Introduction

Les réacteurs commerciaux de type CANDU-6 sont des réacteurs thermiques modérés à l'eau lourde produisant environ 680 MWe. Contrairement aux réacteurs à eau bouillante (BWR) ou aux réacteurs à eau pressurisée (PWR), le modérateur est séparé du caloporteur. L'utilisation d'eau lourde permet l'utilisation d'uranium naturel comme combustible.

Les CANDU-6 sont constitués de trois cents quatre-vingt tubes de force qui permettent l'écoulement du caloporteur pour l'extraction de la chaleur. Dans chacun de ces canaux se trouvent douze grappes de combustible, contenant chacune trente-sept crayons de combustible d'uranium naturel recouverts de zirconium.

L'estimation de la puissance neutronique générée par chacune de ces grappes est réalisée via une simulation par un logiciel informatique. Chaque code repose sur la résolution de l'équation de transport ou de la diffusion. La façon d'y arriver dépend des techniques utilisées par chacun de ces logiciels.

1.2 Calcul neutronique

Le calcul neutronique est réalisé à partir d'un code informatique qui simule les concepts théoriques de la neutronique et sert principalement à « modéliser le cœur à l'état stable afin de déterminer le flux neutronique et la distribution de la puissance, incluant la variation de puissance causée par le rechargement des canaux ». Ces puissances sont ensuite comparées aux limites de puissances définies par la ligne de conduite à l'exploitation (LCE) de la centrale nucléaire afin de déterminer si le réacteur est exploité en deçà des limites d'exploitation. Le cas échéant, il est de la

responsabilité du groupe Physique du Réacteur d'aviser l'exploitant afin qu'il réduise la puissance du réacteur à un niveau compatible avec le calcul neutronique.

À des fins de validation, les résultats des codes informatiques sont comparés à des mesures opérationnelles exhaustives afin d'estimer l'erreur entre la simulation et la réalité.

Le développement de l'équation de transport multigroupe, de la résolution de l'équation de transport, de l'homogénéisation et de la condensation, du calcul d'évolution et de l'équation de la diffusion utilisés par DRAGON4, TRIVAC4 et DONJON4 dans le cadre du projet, sont résumés brièvement ci-dessous. (Hébert, 2009) Des schémas de calculs sont mis en œuvre en utilisant ces codes, tel que décrit à la référence (Carré, 2011)

Le modèle neutronique du projet est considéré stationnaire, l'équation de transport peut se résumer à la formule suivante :

$$\Sigma(\vec{r}, V_n) \left[\Phi(\vec{r}, V_n, \hat{\Omega}) \right] + \hat{\Omega} \cdot \nabla \Phi(\vec{r}, V_n, \hat{\Omega}) = Q(\vec{r}, V_n, \hat{\Omega}) \quad (1.1)$$

Le terme de source de neutron peut s'exprimer selon la formule suivante :

$$Q(\vec{r}, V_n, \hat{\Omega}) = \int_{4\pi} d^2\Omega' \int_0^\infty dE' \Sigma_s(\vec{r}, E \leftarrow E', \hat{\Omega} \leftarrow \hat{\Omega}') \Phi(\vec{r}, V_n, \hat{\Omega}') + \frac{1}{4\pi k_{eff}} Q^{fiss}(\vec{r}, E) \quad (1.2)$$

où

$\Sigma_s(\vec{r}, E \leftarrow E', \hat{\Omega} \leftarrow \hat{\Omega}')$: Section efficace de diffusion de l'énergie E' vers l'énergie E et de l'angle solide $\hat{\Omega}'$ vers l'angle solide $\hat{\Omega}$.

k_{eff} : Facteur de multiplication effectif

$Q^{fiss}(\vec{r}, E)$: Source isotropique de fission, dépendante de l'énergie du neutron incident.

$$Q^{fiss}(\vec{r}, E) = \sum_{j=1}^{J^{fiss}} \chi_j(E) \int_0^\infty dE' \nu \Sigma_{f,j}(\vec{r}, E') \Phi(\vec{r}, E') \quad (1.3)$$

où

$\chi_j(E)$:	Spectre de fission
J^{fiss} :	Nombre d'isotope fissile
$\nu\Sigma_{f,j}(\vec{r}, E)$:	Nombre de neutrons émis multiplié par la section efficace macroscopique de fission de l'isotope fissile j
$\Phi(\vec{r}, E)$:	Flux intégré sur l'angle solide

L'approximation isotrope de réflexion (frontière blanche) est considérée comme condition frontière lors du calcul de la cellule unitaire avec le logiciel DRAGON. Puisque tout neutron sortant retourne avec un angle isotrope, on peut écrire la formule suivante :

$$\Phi(\vec{r}_s, E, \hat{\Omega}) = \frac{1}{\pi} \int_{\hat{\Omega}' \cdot \vec{N}(\vec{r}_s)} d^2\Omega' \left[\hat{\Omega}' \cdot \vec{N}(\vec{r}_s) \right] \Phi(\vec{r}_s, E, \hat{\Omega}') \quad (1.4)$$

Afin de faciliter les calcul via un code informatique, il est intéressant de discrétiser le flux de neutron sur plusieurs plage d'énergie] E_g, E_{g-1} [. Les neutrons se retrouvant dans chaque intervalle sont considérés comme ayant tous la même énergie.

Le calcul cœur entier, qui est réalisé à postériori, nécessite des propriétés moyennées (Volume, flux et section efficace macroscopique). Il faut donc effectuer une condensation et une homogénéisation visant à conserver les taux de réactions. Dans le cadre du projet, l'énergie est condensée en deux groupes, soit l'énergie thermique (0 eV à 4 eV) et rapide (> 4 eV à ~10 MeV).

Volume :

$$V_m = \sum_{i \in N_m} V_i \quad (1.5)$$

Flux :

$$\Phi_{m,k} = \frac{1}{V_m} \sum_{i \in N_m} \sum_{g \in G_k} V_i \Phi_{i,g} \quad (1.6)$$

Section efficace totale :

$$\Sigma_{m,k} = \frac{1}{V_m \Phi_{m,l}} \sum_{i \in N_m} \sum_{g \in G_k} V_i \Phi_{i,g} \Sigma_{i,g} \quad (1.7)$$

L'équation de Bateman est utilisée afin de suivre la concentration isotopique de chaque élément dans le temps.

$$\frac{dN_i(t)}{dt} = \sum_j \left[(\sigma_{j \rightarrow i} + Y_i \sigma_{ff}) \Phi(t) + \lambda_{j \rightarrow i} \right] N_j(t) - (\sigma_{a,i} \Phi(t) + \lambda_i) N_i(t) \quad (1.8)$$

où

- N_i : Concentration de l'isotope i
- $\sigma_{j \rightarrow i}$: Section efficace des réactions qui transforment l'isotope j en isotope i
- Y_i : Rendement de fission
- σ_{ff} : Section efficace de fission de l'isotope j
- $\lambda_{j \rightarrow i}$: Décroissance radioactive de l'isotope j en isotope i
- $\sigma_{a,i}$: Section efficace d'absorption de l'isotope i
- λ_i : Décroissance radioactive de l'isotope i

L'approximation P1 est utilisée avec la théorie de diffusion. Le flux et la section efficace deviennent alors respectivement :

$$\Phi_g(\vec{r}, \hat{\Omega}) \approx \frac{1}{4\pi} \left[\Phi_g(\vec{r}) + 3\hat{\Omega} \cdot \vec{J}_g(\vec{r}) \right] \quad (1.9)$$

$$\Sigma_{s,g}(\vec{r}, \hat{\Omega}, \hat{\Omega}') \approx \frac{1}{4\pi} \left[\Sigma_{s,g,0}(\vec{r}) + 3\hat{\Omega} \cdot \hat{\Omega}' \Sigma_{s,g,1}(\vec{r}) \right] \quad (1.10)$$

Où $\vec{J}_g(\vec{r})$ est la densité de courant angulaire exprimé selon la formule suivante :

$$\vec{J}_g(\vec{r}) = \int_{4\pi} d^2\Omega \hat{\Omega} \cdot \Phi_g(\vec{r}, \hat{\Omega}) \quad (1.11)$$

Le bilan neutronique dans le réacteur s'obtient alors selon la formule suivante :

$$\Sigma_g(\vec{r})\Phi_g(\vec{r}) + \vec{\nabla} \cdot \vec{J}_g(\vec{r}) = \sum_{h=1}^G \Sigma_{s,g \leftarrow h,0}(\vec{r})\Phi_h(\vec{r}) + \frac{\chi_g(\vec{r})}{k_{eff}} \sum_{h=1}^G \nu \Sigma_{f,h}(\vec{r})\Phi_h(\vec{r}) \quad (1.12)$$

Plus de détails sur le développement des équations ci-dessus se trouvent aux références (Carré, 2011), (Guyot, 2011) et (Hébert, 2009).

La prochaine section vise à décrire les concepts utilisés par les logiciels du groupe Physique du Réacteur à Hydro-Québec, dans le cadre de la simulation de l'exploitation du réacteur de Gentilly-2.

1.2.1 POWDERPUFS-V

Le logiciel POWDERPUFS-V (PPV) (Arsenault, 2000) a été développé par Énergie Atomique du Canada Limité (EACL) dans les années soixante-dix et a été utilisé comme méthode de calcul officiel par le groupe Physique du Réacteur jusqu'à la fin de vie utile de la centrale Gentilly-2. À l'époque, les propriétaires des réacteurs CANDU avaient besoin d'un code informatique simulant l'exploitation du réacteur qui était rapide et relativement précis. La méthodologie pour répondre à ces objectifs est la suivante.

La cellule élémentaire utilisé par POWDERPUFS-V est constitué de 3 régions ; le combustible et le caloporteur, une région correspondant au tube de force et au tube de calandre séparé par du vide, et une région correspondant au modérateur.

La convention de Wescott est ensuite appliquée afin de déterminer la section efficace des isotopes lourds. Cette convention consiste à supposer que tous les neutrons sont bien thermalisés et que le spectre de neutron peut être représenté par une distribution de Maxwell où la queue se retrouve en $1/E$. Les sections efficaces sont ensuite calculées selon le ratio épithermique-

thermique ainsi qu'en fonction de la température des neutrons qui sont calculés à l'interne par la formule des 4 facteurs, qui dépendent du ratio et de la température (calcul itératif).

La fission rapide est considérée seulement dans l'U-238 et est intégrée dans la section efficace de fission thermique, d'où l'appellation d'un calcul à 1.5 groupe d'énergie.

La formule des «4-facteurs» (Arsenault, 2000) est ensuite utilisée pour établir un bilan neutronique et déterminer le facteur multiplicatif efficace et infini. À partir du résultat, PPV utilise une cellule neuve et fait avancer l'irradiation sur une période prédéterminée, calcule les nouvelles concentrations isotopiques et répète un nouveau calcul de cellule. Ce processus est répété pour couvrir l'irradiation typique d'un réacteur CANDU.

Le résultat du calcul PPV est une table de section efficace en fonction de l'irradiation pour un jeu de données précis qui peut être interrogée pour interpoler les sections efficaces d'une cellule en fonction de son irradiation.

Bien que cette méthodologie soit simple et utilise une technique de calcul neutronique très simplifiée, le résultat est considéré satisfaisant pour l'exploitation normale par le groupe Physique du Réacteur de Gentilly-2. L'erreur calculée par Hydro-Québec est de l'ordre de 4.18% pour la puissance de canal et 5.07% pour la puissance de grappe. Ces erreurs ont été évaluées par la méthode TFD qui consiste à faire traverser une chambre de fission mobile le long des assemblages VFD contenant les détecteurs au vanadium pendant que le réacteur est à pleine puissance. Ces valeurs, considérées comme flux réel, sont ensuite utilisées afin de déterminer la précision du calcul HQSIMEX.

1.3 Méthode de calcul

La méthode de calcul est définie comme étant la façon dont les sections efficaces seront estimées en fonction de l'irradiation du combustible et des paramètres locaux et globaux choisis à priori au calcul cœur entier. Il existe plusieurs types de méthode de calcul : méthode « grid-based », méthode « history-based », ou la méthode de micro-dépletion, par exemple. Chacune

d'entre elle estime à sa façon les sections efficaces en fonction de l'irradiation et des paramètres globaux et locaux.

Les deux méthodes retenues dans le cadre du projet sont les méthodes « grid-based » pour sa rapidité d'exécution et « history-based » pour sa précision. Elles seront décrites dans les sections suivantes.

1.3.1 Méthode Grid-based

L'approche de calcul « grid-based » (Varin & Marleau, 2005) est basée sur l'interrogation d'une base de données et l'interpolation des sections efficace en fonction des conditions locales et globales de chacune des cellules du réacteur à traiter. Ces informations sont contenues dans une base de données qui a été créée à priori. Les bases de données peuvent être monoparamètre, c'est-à-dire tabulées selon l'irradiation seulement (COMPO), ou multiparamètre, soit tabulées selon la température du caloporteur, modérateur, combustible, isotopie du caloporteur et du modérateur, irradiation, poison neutronique, par exemple (MULTICOMPO).

Cette approche a l'avantage d'être rapide car elle permet de générer une MACROLIB en fonction d'un jeu de condition locale et globale en l'espace de quelques minutes. Le désavantage est l'introduction d'une erreur d'approximation causé par le processus mathématique d'interpolation. Plusieurs types d'interpolation peuvent être utilisées pour évaluer les sections efficaces ; linéaire, parabolique ou cubique, par exemple.

1.3.2 Méthode History-based

L'approche de calcul « history-based » (Varin & Marleau, 2005) est basée sur l'évolution dans le temps de chaque cellule formant le réacteur, de la naissance jusqu'au déchargement, en suivant l'évolution de la température, des isotopies, de l'irradiation et du poison neutronique. L'objectif est de modéliser la distribution du flux en fonction du temps, pour chaque cellule, en suivant les conditions correspondantes pour chaque incrément temporel.

Cette approche est une des plus précises car il n'y a pas d'erreur induite par interpolation des sections efficaces. Cependant, il est impensable d'utiliser cette méthode pour un suivi de cœur en exploitation étant donné la charge de calcul ; il faut réaliser un calcul transport pour chaque cellule, chacun ayant ses propres conditions, pour l'intégralité du cœur. À titre d'exemple, réaliser un calcul « history-based » pour le CANDU-6 de Gentilly-2, c'est-à-dire résoudre l'équation de diffusion pour les 4560 cellules du réacteur, avec un PC standard prend environ vingt-et-un jours à compléter sous Windows XP. Puisque le suivi du réacteur Gentilly-2 doit se réaliser au maximum tous les quatre jours, il est évident que cette méthodologie ne peut pas être utilisée en pratique.

1.3.3 Méthode micro-dépletion

La méthode de « micro-dépletion » (Guyot, 2011) est un calcul utilisant le principe d'interpolation de la méthode « grid-based ». Une MICROLIB est d'abord créée par les modules d'interpolation avant de résoudre l'équation de transport, évoluer le combustible, et déterminer un flux neutronique. Le flux calculé par TRIVAC est ensuite réinjecté dans le module EVO: afin de résoudre les équations de Bateman pour chaque région homogénéisée. Cette méthode permet donc d'évoluer le combustible avec un flux local correspondant à celui calculé par le solveur TRIVAC plutôt qu'un flux en provenance de DRAGON qui ne prend pas en compte la présence des régions voisines. Les conditions initiales de la cellule sont obtenues par interpolation, contrairement à la méthode « history-based » où les conditions initiales ont été sauvegardées.

1.4 Objectifs de l'étude

Cette étude est réalisée à la centrale Gentilly-2 chez Hydro-Québec. L'objectif principal est de statuer si la correction des sections efficaces calculées par la méthode « grid-based » par celles de la méthode « history-based » a le potentiel d'améliorer la précision de calcul par rapport au logiciel utilisé à Gentilly-2, soit HQSIMEX.

L'étude consistera en premier lieu à la réalisation d'une base de données multiparamètres à l'aide de DRAGON4. Cette dernière sera ensuite utilisée dans un second temps dans un calcul hybride entre la méthode « grid-based » et « history-based » pour simuler l'exploitation du réacteur Gentilly-2 à l'aide de DONJON4 sur une période d'environ une année complète. Un module de correction des MACROLIB, nommé HYB:, devra être programmé et implémenté dans DONJON4 afin de combiner et corriger les sections efficaces.

Enfin, les sections efficaces des canaux seront corrigées par les résultats de calcul de la méthode « history-based ». La MACROLIB résultante sera alors utilisée pour faire un calcul cœur entier.

Le flux neutronique extrapolé à la position des 102 détecteurs vanadium servira de point de référence entre HQSIMEX et la méthode hybride afin de valider l'hypothèse du projet.

CHAPITRE 2

DESCRIPTION ET MODÉLISATION DU RÉACTEUR

Cette section vise à décrire comment le réacteur CANDU6 de Gentilly-2 a été modélisé. Les schémas de calcul utilisés ont été créés à l'aide du logiciel DRAGON4 (Équation de réseau (Marleau, Hébert & Roy, 2010)), DONJON4 (Simulateur du cœur entier (Sekki, Hébert & Chambon, 2010)), TRIVAC4 (Solveur de l'équation de diffusion (Hébert, 2010)) et du compilateur CLE-2000 (Roy, 1999) de l'école Polytechnique de Montréal.

La première étape dans la modélisation du réacteur consiste à créer le plus fidèlement possible la géométrie et la composition isotopique de la cellule élémentaire en deux dimensions d'un CANDU6 (Carré, 2011) (Guyot, 2011). Cette cellule est ensuite évoluée en fonction de l'irradiation et des conditions globales ou locales. Les sections efficaces résultantes sont sauvegardées dans une base de données nommée « multicompo ».

Cette multicompo est ensuite utilisée pour interpoler les sections efficaces avec DONJON4 pour la résolution de l'équation de diffusion par le code TRIVAC4 lors de l'utilisation de la méthode « grid-based ».

2.1 Modélisation de la cellule 2D

La cellule typique CANDU-6 est créée à l'aide du module GEO: (Sekki et al., 2010) du logiciel DONJON4 et de la base de données de sections efficaces DRAGLIB ENDF/B-VII révision 1 en SHEM à 295 groupes d'énergie.

La cellule élémentaire, qui sera reproduite 4560 fois pour modéliser le réacteur, est constituée du modérateur, du tube de calandre, du gaz annulaire, du tube de force, du caloporteur, de la gaine de zirconium et du combustible, soit de l'uranium naturel. (Fig 2)

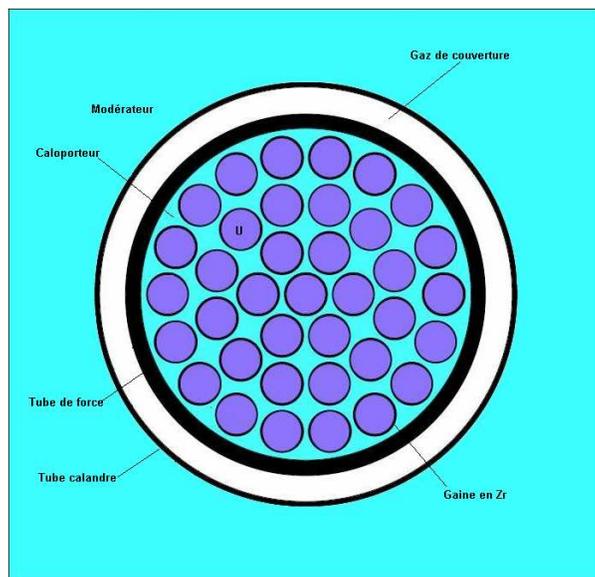


Figure 2.1: Cellule élémentaire CANDU-6

Cette cellule, avec des conditions frontières de réflexion afin de simuler un réseau infini, servira de point de référence pour la résolution de l'équation de transport pour évaluer le flux et les sections efficaces macroscopiques pour toutes les régions de la cellule pendant l'évolution en fonction des paramètres locaux et globaux.

Le résultat de cette évolution sera stocké dans une base de donnée appelée *multicompo*.

2.2 Multicompo

La multicompo qui sera créée dans le cadre de cette étude doit refléter les conditions d'exploitation du réacteur de Gentilly-2 sur la période de temps à simuler afin que l'interpolation par le module NCR: (Sekki et al., 2010) de DONJON4 soit le plus représentatif possible de la réalité. Cette base de données devra contenir les informations sur deux groupes d'énergie, soit l'énergie thermique (0 eV à 4 eV) et rapide (> 4 eV à ~ 10 MeV). Les paramètres évolutifs de la multicompo seront :

- L'irradiation (MWj/T, Local)
- La température du modérateur ($^{\circ}$ K, Global)

- La concentration isotopique D2O du modérateur (%massique, Global)
- La concentration isotopique du caloporteur (%massique, Global)
- La concentration de bore dans le modérateur (ppm, Global).

Puisque le réacteur de Gentilly-2 ne possède pas de détecteur permettant d'évaluer la température du caloporteur et du combustible en fonction de l'emplacement de la cellule dans le cœur, il a été décidé de fixer ces deux paramètres à leur valeur nominale donnée dans les études de sûreté. La seule façon de déterminer ces températures aurait été de programmer une boucle de calcul multiphysique afin d'évaluer les conditions thermohydraulique et estimer la température du caloporteur et du combustible pour chaque cellule. Ces étapes supplémentaires auraient demandé un effort de calcul encore plus grand et n'auraient pas aidé directement à la réfutation de l'hypothèse du projet.

La multicompo sera composée de deux sections : la section « combustible » pour représenter les sections efficaces des cellules contenant le combustible, et la section « modérateur » afin de représenter le réflecteur.

La période de temps de simulation sélectionnée dans le projet se déroule du 1^{er} janvier au 26 décembre 2007, soit du JEPP 6809.6 au JEPP 7065.3. Voici les conditions d'opération du réacteur Gentilly-2 pendant cette période :

Tableau 2.1: Gentilly-2

	Min	Max	Incréments
Irradiation (Jours)	0	380	Variable
Température Modérateur (Deg. K)	337,65	343,65	2,00
Température Caloporteur (Deg. K)	565,15	588,15	0
Température Combustible (Deg. K)	973,15	1023,15	0
Isotopique Modérateur (%Massique)	99,900	99,950	0,025
Isotopique Caloporteur (%Massique)	98,900	99,400	0,250
Bore modérateur (ppm)	0,00	0,88	0,22

L'irradiation en jour sera transformée automatiquement en MWj/T par le module EVO: et l'incrément temporel sera de 5 jours pendant les 100 premiers jours, de 10 jours pour la période

de 100 à 260 jours et de 20 jours pour la période de 260 à 380 jours. Cet incrément variable est utilisé afin de réduire le temps de calcul de transport à un minimum tout en ne négligeant pas la précision car la variation de K_{inf} est quasi linéaire après 260 jours d'irradiation.

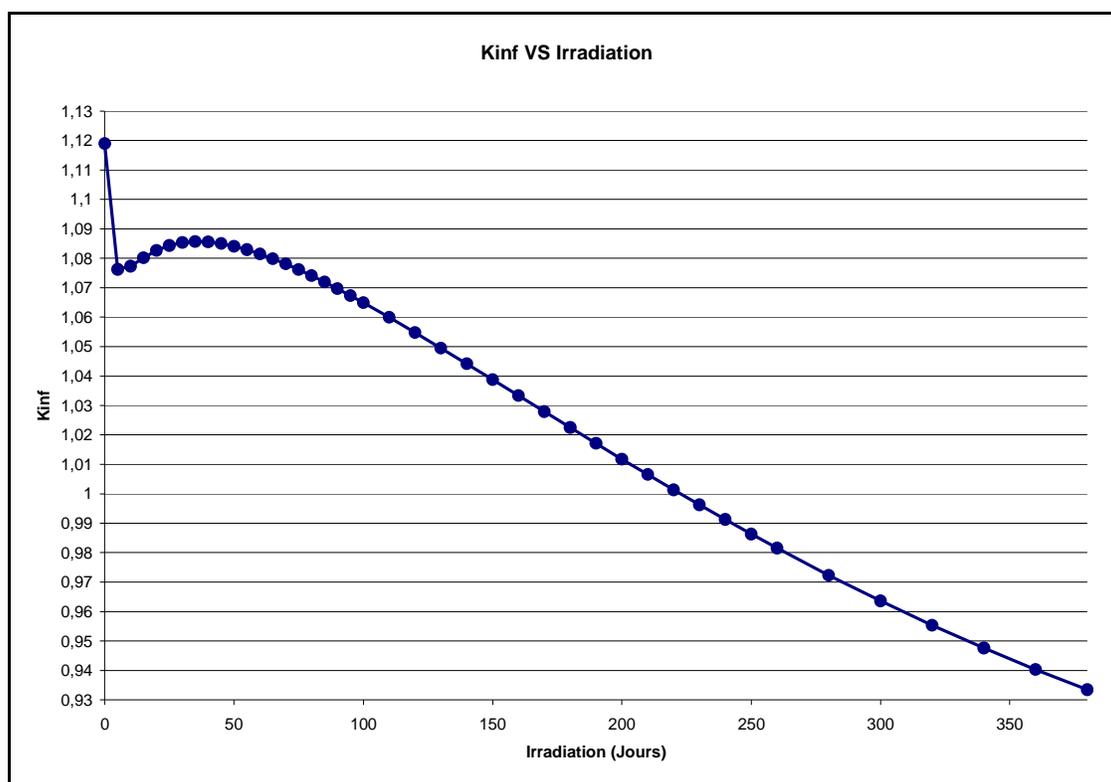


Figure 2.2 : K_{inf} en fonction de l'irradiation

Un total de 645 calculs d'évolution en transports devra être exécuté sur toute la période d'irradiation pour générer la multicompo afin de refléter une multitude de combinaisons possibles pendant la période étudiée. Une multicompo de taille inférieure aurait pu être utilisée dans le cadre du projet en employant une approche delta-sigma. Ceci aurait pu diminuer le temps de génération car moins de calcul d'évolution en transports auraient été requis.

2.3 Modélisation du cœur

Afin de déterminer le flux neutronique en tout point du réacteur, il faut premièrement le modéliser. Le réacteur est constitué de 380 canaux contenant chacun douze grappes de combustible. Chacune de ces grappes peut être modélisée par une cellule élémentaire telle que définie dans la section 2.1 et possède des conditions locales (Irradiation, température caloporteur, température combustible, ébullition) en plus des conditions globales (Température modérateur, isotopie caloporteur, isotopie modérateur, concentration de bore)

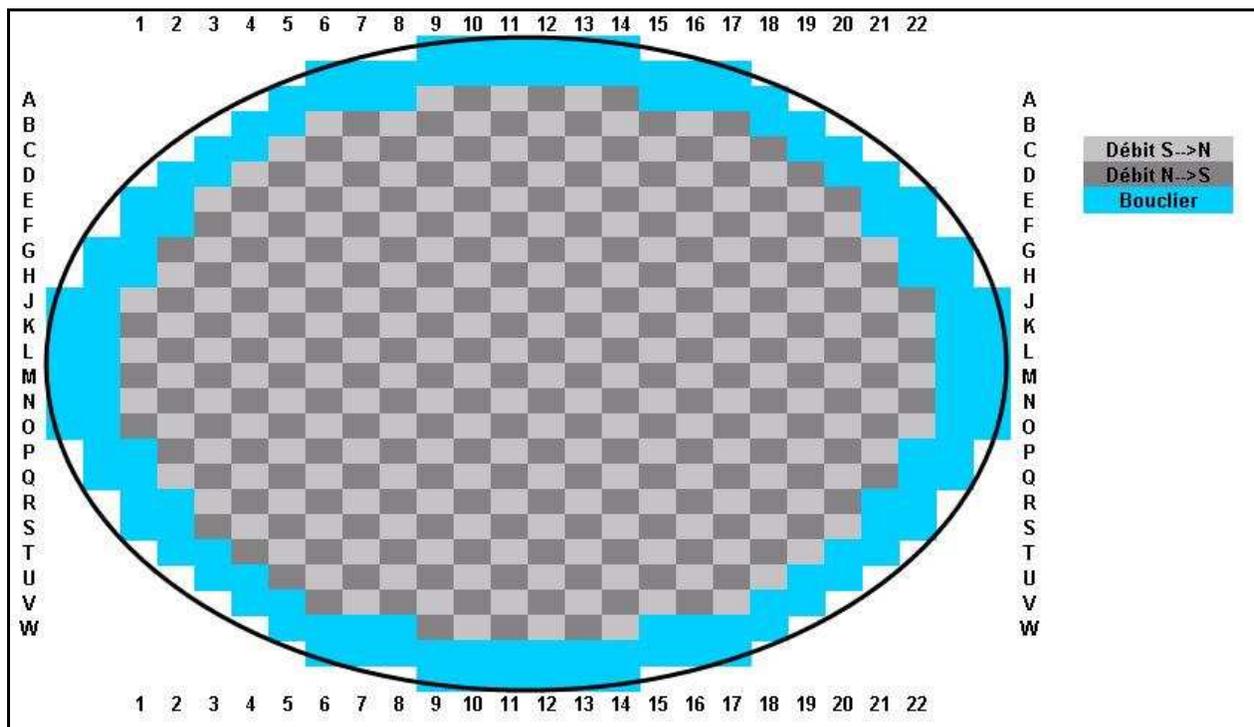


Figure 2.2: Carte du réacteur CANDU-6

Pour représenter le plus fidèlement le réacteur Gentilly-2, il faut également modéliser les mécanismes (absorbeurs de neutron) suivants

- Les barres liquides

- Les supports et les localisateurs des barres liquides, barres de compensation, HFD, VFD, injecteurs du SAU#2, barres solides, barres d'arrêts
- Les tubes guides des barres liquides, barres de compensation, HFD, VFD, injecteurs du SAU#2, barres solides, barres d'arrêts
- Les écrous des barres liquides, barres de compensation, barres solides, barres d'arrêts
- Les ressorts des barres liquides, barres de compensation, barres solides, barres d'arrêts
- Les barres de support des barres de compensation
- Les câbles de support des barres de compensation
- Les injecteurs du modérateur

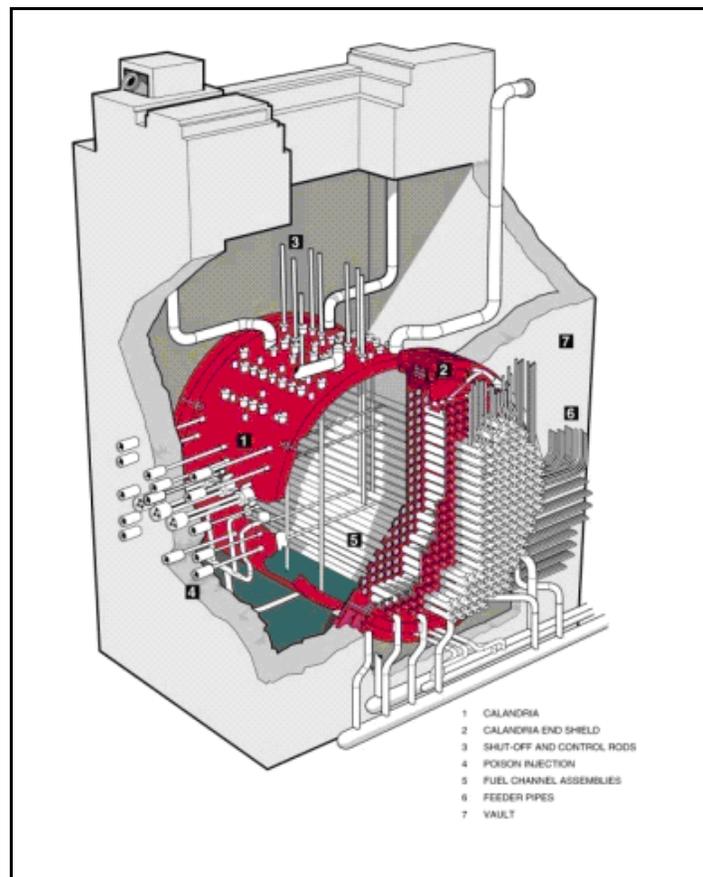


Figure 2.3: Coupe transversale CANDU-6

Les sections efficaces des mécanismes énumérés ci-dessus sont extrapolées à partir des COMPO et procédures fournis avec l'exemple « CANDU6 » du logiciel DONJON4. (Roy, Marleau, Taimouati & Rozon, 1994) (Varin, Roy, Baril & Hotte, 2004) (Varin & Marleau, 2005)

Enfin, les conditions du réacteur de Gentilly-2 à partir du JEPP 6809.6 (conditions locales et globales) seront intégrées dans le calcul DONJON4 afin d'établir un point de départ pour la simulation. Cependant, les irradiations fournies par HQSIMEX ont été calculées à 1.5 groupes d'énergie ce qui introduit une source erreur dans le calcul à 2 groupes d'énergies par DRAGON4/DONJON4. Cette incohérence oblige à simuler l'exploitation sur une longue période de temps dans le cadre du projet, soit environ 250 JEPP. Cette simulation permet de recharger le plus de canaux possible afin que les irradiations soient cohérentes avec le suivi du cœur de Gentilly-2 lors de la comparaison avec les détecteurs de flux.

2.4 Rechargement du combustible

Une des particularités des réacteurs CANDU6 est le rechargement pendant que le réacteur est en puissance. Ce rechargement est permis par le raccordement des machines à chargement aux canaux du réacteur et permet l'ouverture du canal à recharger sans interruption du débit du caloporteur.

Ces machines sont constituées d'un bec qui permet de se connecter au réacteur, d'un barillet pour stocker le combustible neuf ou usé, et de ringards qui permettent la poussé du combustible.

Les grappes sont rechargées dans le sens du débit caloporteur. Le sens du débit alterne d'un canal à l'autre, tel un échiquier. Un rechargement peut être de quatre, huit ou douze grappes. Dans le cas du réacteur Gentilly-2 à Hydro-Québec, un rechargement à huit grappes par canal est utilisé.

Les grappes usées qui se retrouvent dans la machine de réception sont ensuite déchargées à la piscine de combustible usé pour être refroidies pendant une période d'environ sept ans. Suite à cette période, la chaleur résiduelle produite par les produits de fission résiduels et actinides est

suffisamment basse pour permettre le refroidissement par la convection de l'air ambiant (Rozon, 2007). Le combustible peut alors être entreposé dans des barils scellés dans les aires de stockage à long terme prévus à cet effet.

Après un rechargement, les quatre premières grappes se trouvant à la position #1, #2, #3 et #4 se retrouvent à la position #9, #10, #11 et #12. Les grappes à la position #1 à #8 sont du combustible neuf.

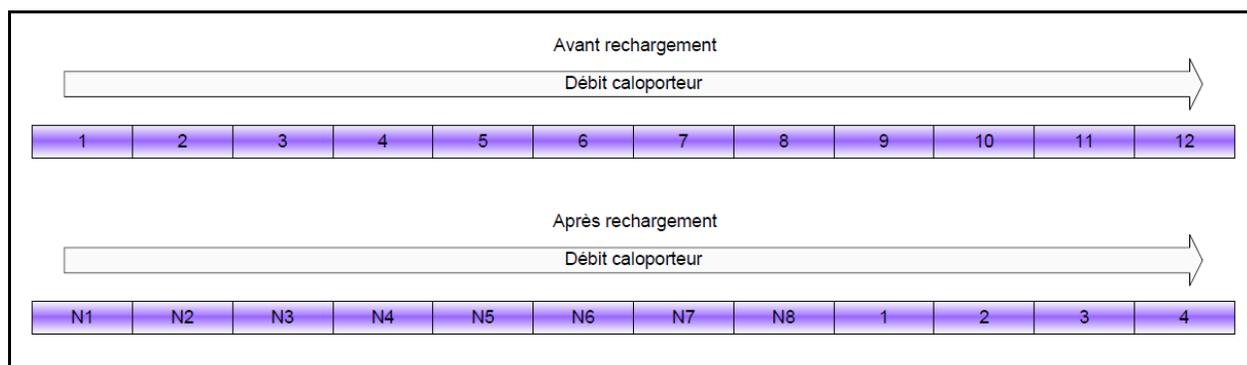


Figure 2.4: Rechargement 8 grappes

2.5 CPPF

Un des résultats provenant du calcul HQSIMEX et le facteur Channel Power Peaking Factor (CPPF), qui est, entre autre, un point de consigne utilisé par l'exploitant pour calibrer le système de détection de surpuissance locale (SDSL). Ce facteur est défini comme étant le maximum entre tous les canaux du rapport de la puissance de canal instantanée sur la puissance de canal moyennée dans le temps.

Le CPPF est utilisé afin de détecter une hausse importante de la puissance par rapport à sa valeur d'équilibre suite à un rechargement, par exemple. En utilisant ce facteur comme point de consigne dans le système SDSL, la puissance nette du réacteur devra être abaissée si une telle condition survient afin d'éviter un déclenchement inutile des systèmes d'arrêt d'urgence (SAU) afin d'éviter un assèchement du combustible potentiel.

2.6 Système de détection de surpuissance locale

Le Système de Détection de Surpuissance Locale (SDSL) permet d'évaluer un des paramètres des Systèmes d'Arrêt d'Urgence #1 et #2 (SAU) servant à protéger le combustible contre l'assèchement en cas d'une perte de contrôle lente de la réactivité.

Ce système est composé de 58 détecteurs au platine réparti comme suit :

- 34 pour le SAU#1
- 24 pour le SAU#2

Afin de couvrir toutes les situations possibles, 232 configurations pouvant survenir pendant l'opération normale tel que de la perte d'une barre liquide ou lors d'une défaillance d'une barre d'arrêt, d'une barre solide ou d'une barre de compensation, avec ou sans variation importante du xénon, ont été simulées afin de déterminer le flux neutronique maximale admissible avant assèchement de la grappe, et par conséquent le seuil de déclenchement du SDSL.

À l'origine, le seuil de déclenchement du SDSL était d'environ 120%. Vers la fin de la vie de Gentilly-2, le seuil de déclenchement du SDSL était d'environ 108% dû au vieillissement des tubes de force.

La formule utilisée par l'exploitant pour calculer la puissance totale maximale admissible du réacteur en opération est la suivante :

$$P = \frac{S - \varepsilon - R - N}{CPPF} \quad (2.1)$$

où :

P : Puissance du réacteur (% pleine puissance)

S : Seuil de déclenchement du SDSL

ε : Incertitude de calcul de la puissance de canal HQSIMEX

R : Incertitude due aux rechargements (1%)

N : Incertitude due au bruit (1.5%)

Par exemple, pour une valeur d'un CPPF normal de 1.065, la puissance maximale en opération est de 95.1% pleine puissance. Autrefois, un tel CPPF ne limitait pas la puissance avec un seuil de déclenchement avoisinant le 120%.

Puisque le seuil de déclenchement, l'incertitude due aux rechargements et l'incertitude due au bruit ne peuvent pas être modifiés, seule l'incertitude de calcul de la puissance de canal de HQSIMEX peut être améliorée. Une diminution de l'incertitude de HQSIMEX de 0.1% se répercute en une puissance du réacteur d'environ 0.1% plus élevée que la condition actuelle, soit une production électrique d'environ 680 kW supplémentaire.

CHAPITRE 3

DÉVELOPPEMENT DE LA MÉTHODE HYBRIDE

Ce chapitre vise à décrire les étapes principales qui ont été exécutées pour le développement la méthode de calcul hybride. Les grandes lignes sont le schéma de calcul simplifié, le suivi hybride incluant la sélection des canaux à suivre selon la méthode « history-based », « grid-based » et le développement du module HYB:.

Enfin, la parallélisation de type « cluster » qui a été utilisée pour répartir les charges de calcul sera décrite dans la dernière section de ce chapitre.

3.1 Schéma de calcul de la méthode hybride

La méthode de calcul hybride qui a été retenue dans le cadre du projet est basée sur la correction de la MACROLIB résultante du calcul « grid-based » pour des raisons de rapidité de calcul et de simplicité de programmation avec un suivi de cœur en exploitation. Une MACROLIB est une structure informatique (de signature L_MACROLIB) utilisée par les codes DRAGON4 et DONJON4 qui contient les sections efficaces macroscopiques multigroupes et les coefficients de diffusion d'un calcul, pour un ensemble donné de paramètres locaux et globaux.

La méthode de calcul hybride requiert un calcul « history-based » et « grid-based » qui sera combiné dans plusieurs procédures CLE-2000 sur la période à étudier, soit sur un an d'exploitation du JEPP 6809.6 à 7065.3, pour le réacteur de Gentilly-2. Les MACROLIB résultantes seront ensuite combinées à la fin de chaque itération et, à la suite d'un calcul diffusion, les flux interpolés au détecteurs vanadiums seront comparés aux lectures réelles au JEPP 7065.3 à des fins de comparaison.

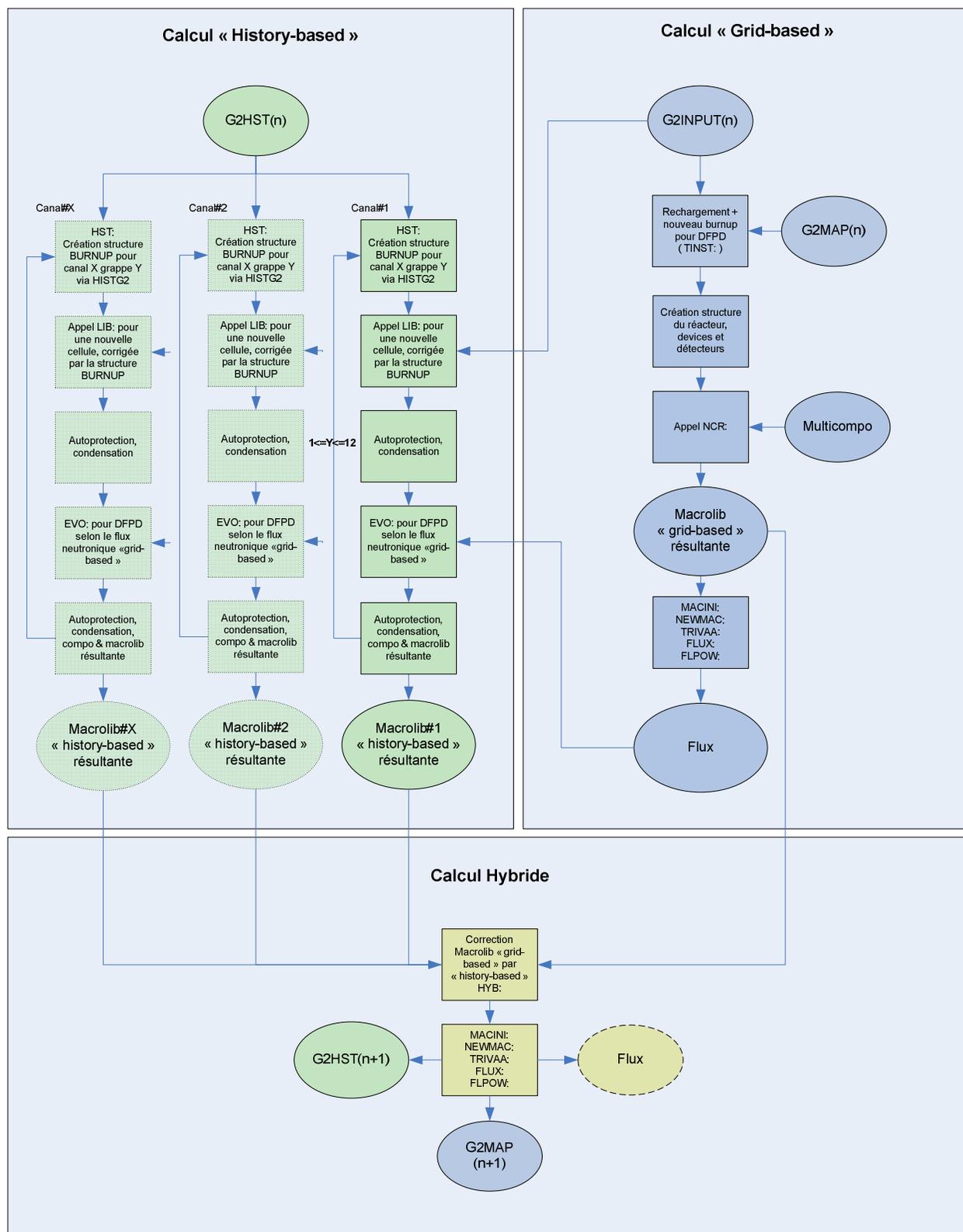


Figure 3.1: Schéma de calcul hybride

3.2 Suivi hybride

3.2.1 Canaux suivi selon la méthode « history-based »

Le premier objectif de l'étude était de cibler certains canaux à simuler selon la méthode « history-based » pour la méthode hybride. Les pré-requis pour ces canaux étaient les suivants :

- Canaux à proximité des vanadiums
- Canaux loin des barres liquides

Les raisons pour la sélection de canaux à proximité des vanadiums est de valider l'importance des canaux en fonction de la distance des détecteurs de flux. En fonction des résultats, il sera possible de confirmer ou non que la sélection des canaux n'ayant pas de détecteurs dans son voisinage est inutile, limitant le nombre de canaux à simuler selon la méthode « history-based » dans le calcul hybride.

En plus de cette caractéristique, les canaux devaient se situer le plus loin possible des barres liquides qui peuvent causer une grande variation de signaux pour les détecteurs de flux. Ceci aurait pu fausser la comparaison avec la lecture des détecteurs à la fin de l'étude.

Les canaux retenus dans le cadre de l'étude pour la méthode hybride sont les suivants : B10, B13, G08, G15, L04, L19, M02, M21, N11, N12, Q04, Q19, R08 et R15, pour un total de 14 canaux disposés de manière symétriques. Cette disposition a été utilisé afin de ne pas causer de débalancement, si un débalancement est causé, par la méthode puisque les résultats ne sont pas connus à priori.

Ces 14 canaux sont représentés sur le cœur de Gentilly-2 à la figure 3.2. On retrouve également sur cette figure la localisation, en une dimension, des 102 détecteurs au vanadium. Par exemple, le canal L19 est à proximité du vanadium #9, #32 et #67.

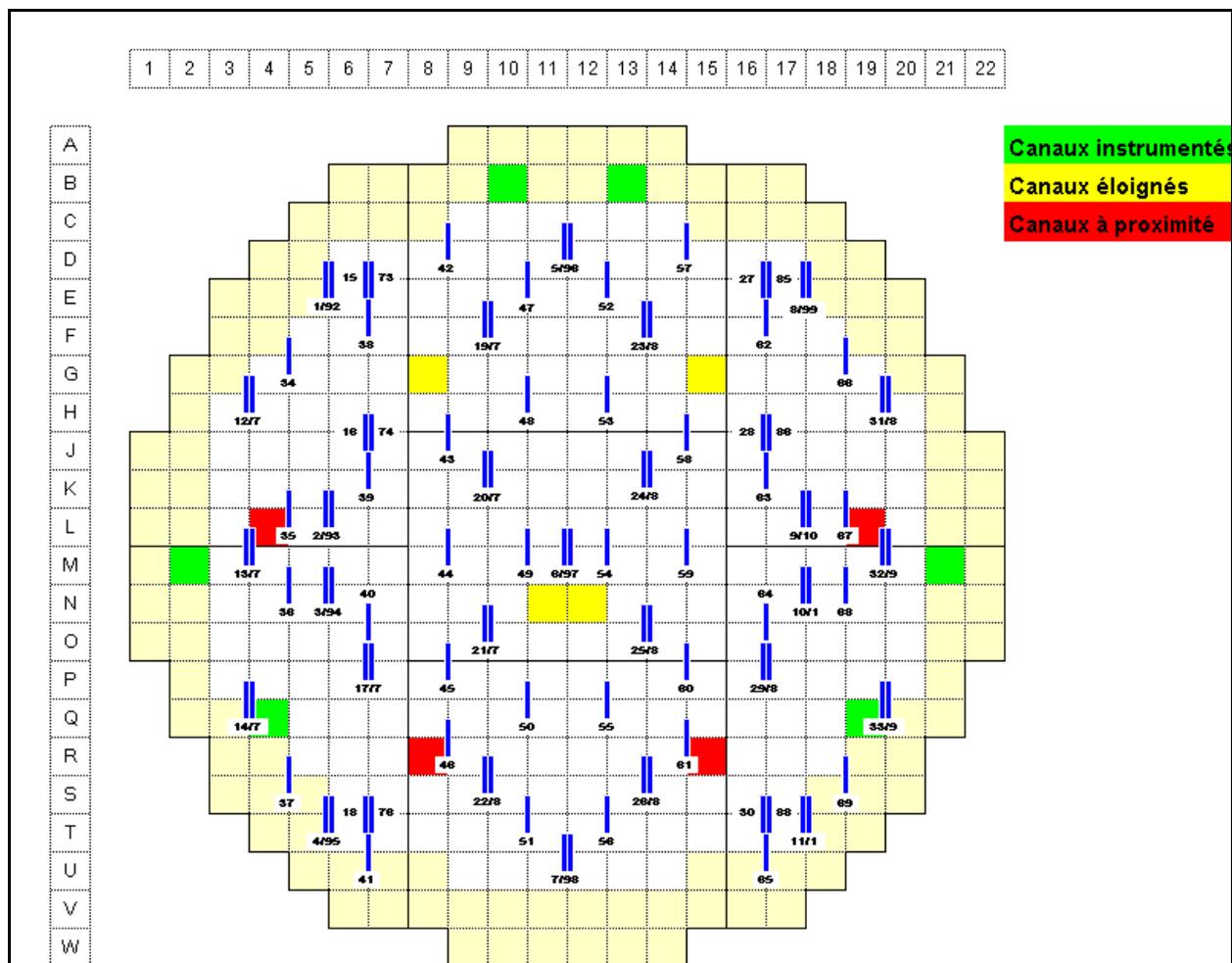


Figure 3.2: Localisation des détecteurs vanadiums et canaux évalués par « history-based »

3.2.2 Génération des fichiers d'entrée

Le projet consiste à répéter à l'aide de DRAGON4/DONJON4/TRIVAC4, le suivi de cœur de Gentilly-2 du JEPP 6809.6 à 7065.3 qui a été réalisé par HQSIMEX. Cette période est divisée en 125 intervalles, ayant des incréments temporel variant de 0.5 à 4 JEPP et ayant chacune ses conditions particulières à simuler, soit le niveau des barres liquides, la température du modérateur et du caloporteur, la concentration isotopique D2O du caloporteur et du modérateur, le poison neutronique dans le modérateur et les canaux à recharger.

Les fichiers d'entrée de HQSIMEX sont des fichiers ASCII au format fixe. Un script a dû être développé à l'aide de Microsoft Excel et VBA afin d'extraire les données de ces fichiers pour les convertir au format CLE-2000 de façon automatique et ainsi les rendre compatibles avec DRAGON4/DONJON4.

3.2.3 Méthode « grid-based »

Afin de réaliser le suivi « grid-based » du réacteur en exploitation, un fichier MAP est utilisé comme point de sauvegarde entre deux itérations. Ce fichier contient les paramètres locaux et globaux ainsi que les irradiations de chacune des cellules lors du dernier calcul ; les irradiations finales du pas de temps « n » sont les irradiations initiales du pas de temps « n+1 ».

Pour chaque pas de temps, les conditions locales et globales représentant du pas de temps « n+1 » de l'objet MAP sont modifiées à l'aide du module RESINI:, et l'évolution de l'irradiation ainsi que la gestion des rechargements sont gérés par le module TINST: de DONJON4. L'objet MAP et les paramètres d'entrée (niveaux BL, températures modérateur, caloporteur, combustible, isotopies caloporteur et modérateur, concentration de bore, incrément en JEPP, canaux à recharger) sont ensuite envoyés à la procédure principale. D'autres objets sont également envoyés dans cette procédure, dont la multicompo, les structures du CANDU-6 (Roy et al, 1994) la structure du suivi historique, et des objets vides qui serviront de point de sauvegarde pour la réponse des détecteurs et des sections efficaces du calcul « history-based »

Dans cette procédure, la structure, les assemblages et les mécanismes du réacteur sont assemblés par l'appel de plusieurs sous-procédures. Le module NCR: (Sekki et al., 2010) est ensuite appelé afin d'interpoler les sections efficaces « grid-based » en fonction des paramètres globaux et locaux et les irradiations contenus dans le fichier MAP. Les sections efficaces résultantes sont sauvegardées dans l'objet MACROFUEL. Un calcul cœur entier par TRIVAC4/DONJON4 est effectué pour générer la puissance de chacune des cellules du réacteur qui sera stocké dans le fichier MAP et qui seront utilisées ultérieurement dans le calcul « history-based ».

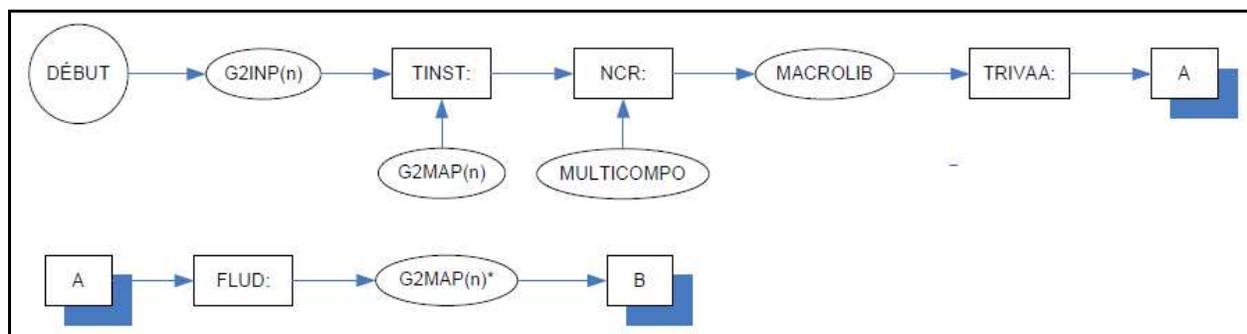


Figure 3.3: Appel de modules section "grid-based"

3.2.4 Méthode « history-based »

Suite au calcul « grid-based », un calcul « history-based » pour une cellule retenue est effectué tel que décrit dans la section 1.3.2. Cette méthode est basée sur l'évolution dans le temps de chaque cellule, de la naissance jusqu'au déchargement, en suivant l'évolution de la température, des isotopies du caloporteur et modérateur, de l'irradiation et du poison neutronique par un calcul de transport à chaque itération. Le module HST: a été initialement développé dans cette optique et intégré au code DONJON3 (Varin & Marleau, 2005). Par la suite, il a été converti au standard DONJON4 et utilisé dans l'étude afin de générer un objet XSM appelé G2HST contenant ces informations (Sekki et al., 2010).

Chaque cellule des doit être soumise à un calcul transport pour un intervalle de temps précis. Pour ce faire, la structure G2HST contenant les informations relatives à la cellule est interrogée afin de créer une structure BURNUP compatible avec le module EVO: de DRAGON4 (Marleau & al., 2010).

Une fois cette structure créée, une structure LIBRARY est générée en utilisant les paramètres locaux et globaux de l'itération en cours. Les densités isotopiques de la cellule contenue dans la structure BURNUP, à l'exception du modérateur afin de garder la concentration de bore cohérente avec l'itération en cours, sont ensuite copiées à l'intérieur de la structure LIBRARY via le module LIB: et l'option BURN. Cette opération permet d'avoir une structure BURNUP et

LIBRARY cohérente, représentant l'état de la cellule tel qu'elle était à la fin du dernier calcul « n », maintenant prête à être évoluée pour l'itération « n+1 ».

Avec cette structure LIBRARY, une structure FLUX est ensuite créée par la méthode des probabilités de collision (Marleau & al., 2010), aussi appelée « méthode PIJ », en fonction des objets de volume et de *tracking* créés à priori.

La puissance de la cellule calculée par TRIVAC4 lors du calcul « grid-based » est ensuite extraite du fichier MAP, pour être utilisé comme valeur avec l'option POWR du module EVO: (Marleau & al., 2010), selon la période de temps en jours contenu dans le fichier d'entrée. Les densités isotopiques résultantes dans l'objet BURNUP, représentant l'état « réel » de la cellule qui a été évoluée par un flux calculé par TRIVAC4, est ensuite sauvegardée dans la structure G2HST pour une utilisation lors de la prochaine itération.

Une nouvelle structure FLUX est ensuite créée par la méthode des probabilités de collision avec la structure LIBRARY mis à jour. Cette structure FLUX est ensuite utilisée avec la structure LIBRARY pour être homogénéisée et condensée à deux groupes d'énergie à l'aide du module EDI: (Marleau & al., 2010) dans une structure EDITION.

Une COMPO simple avec une seule donnée est ensuite créée à l'aide de l'objet EDITION par le module CPO: (Marleau & al., 2010), et récupérée directement dans une structure MACROLIB par le module CRE: (Sekki et al., 2010). Cet artifice permet d'extraire, sans modification du code source de DRAGON4, la MACROLIB résultante du calcul « history-based » localisée dans la structure EDITION. La MACROLIB résultante de la cellule est sauvegardée dans l'objet MACRES.

L'objet MACRES résultant pourra ensuite être utilisé par le module HYB: de concert avec l'objet MACROFUEL de la méthode « grid-based » pour créer la méthode hybride.

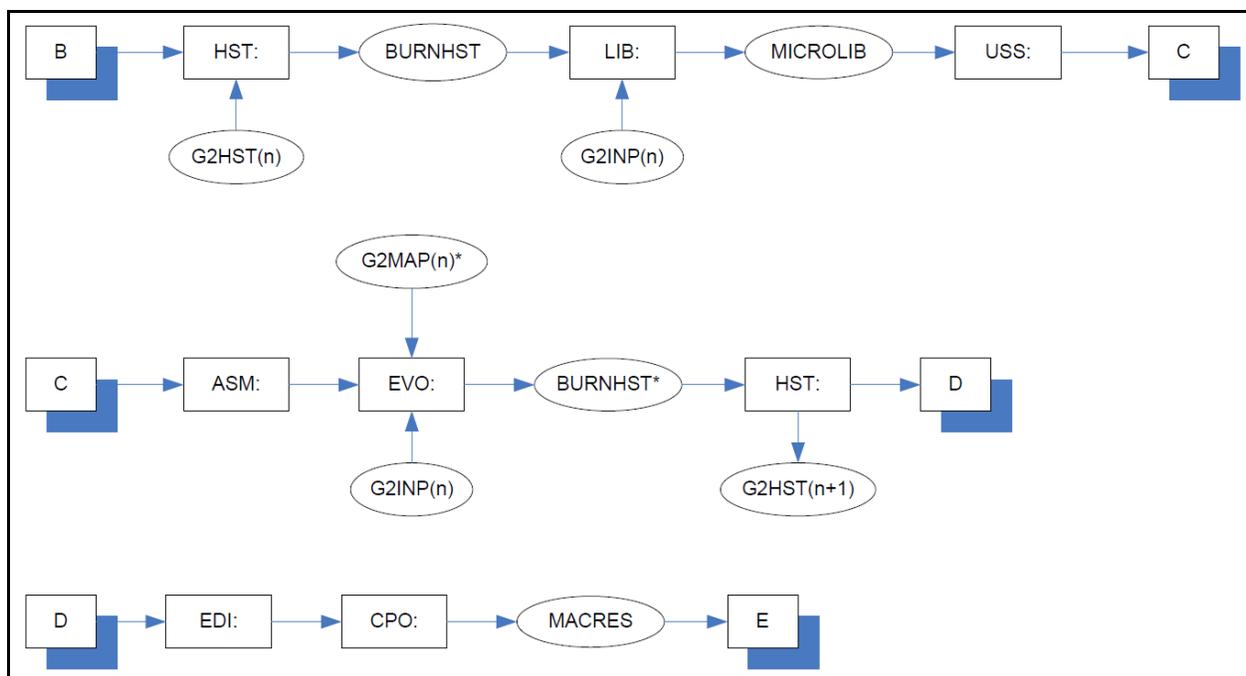


Figure 3.4: Appel de modules section "history-based"

Dans le cas où le canal ciblé à simuler selon la méthode « history-based » est rechargé pendant cet intervalle de temps, la logique à la figure 2.4 est appliquée. Les cellules représentant la grappe #1, #2, #3 et #4 sont évolués jusqu'au moment où le rechargement a lieu pendant l'itération. Les grappes #1, #2, #3 et #4 sont ensuite déplacés à la position #9, #10, #11 et #12 dans la structure G2HST à l'aide du module UTL: (Roy, 1999) et du combustible neuf est ensuite inséré à la place des grappes #1 à #8. Enfin, les grappes #1 à #12 sont évoluées pour le reste de l'itération

3.2.5 Correction par le module HYB:

Afin de combiner les sections efficaces de la méthode « grid-based » avec celle de la méthode « history-based », il faut au préalable établir une convention pour les sections efficaces de la méthode « history-based » contenue dans l'objet MACRES pour être en mesure de localiser et attribuer les données aux bons endroits dans l'objet MACROFUEL.

Les sections efficaces dans l'objet MACROFUEL de la méthode « grid-based » sont ordonnées par plan, soit douze tranches de trois cent quatre-vingt cellules, en débutant par le canal A09 où le débit caloporteur s'écoule du NORD au SUD.

La convention établie dans le cadre du projet pour le stockage des sections efficaces de la méthode « history-based » dans l'objet MACRES est la suivante : Traitement canal par canal, douze cellules par canaux, où la première cellule traitée correspond à la première grappe rencontrée dans le sens du débit caloporteur. Il peut y avoir également plus d'un canal dans l'objet résultant MACRES.

Les paramètres générées dans la MACROLIB résultante de la méthode « history-based » sont les suivants : NUSIGF, NFTOT, CHI, OVERV, DIFF, H-FACTOR, SCAT00, SCAT01, IPOS00, IPOS01, NJJS00, NJJS01, IJS00, IJS01, SIGW00, SIGW01, SIGS00, SIGS01, NTOT0.

où :

NUSIGF :	Section efficace de fission multipliée par le nombre de neutrons émis par fission à l'équilibre
NFTOT :	Section efficace de fission
CHI :	Spectre d'énergie à l'équilibre du neutron émis par fission
OVERV :	La moyenne de l'inverse de la vitesse du neutron
DIFF :	Coefficient de diffusion isotrope
H-FACTOR:	Coefficient de production d'énergie
SCAT00:	Composante isotrope compressée de la matrice de diffusion
SCAT01:	Composante linéairement anisotrope compressée de la matrice de diffusion
IPOS00:	Position de l'information dans chaque mélange relié à SCAT00
IPOS01:	Position de l'information dans chaque mélange relié à SCAT01
NJJS00:	Nombre de groupe d'énergie de SCAT00 qui ne disparaît pas
NJJS01:	Nombre de groupe d'énergie de SCAT01 qui ne disparaît pas
IJS00:	Groupe d'énergie le plus élevé de SCAT00 qui ne disparaît pas
IJS01:	Groupe d'énergie le plus élevé de SCAT01 qui ne disparaît pas
SIGW00:	Composante isotrope ($l=0$) de la section efficace de diffusion de chaque groupe dans lui-même (diagonale de la matrice de diffusion)

SIGW01:	Composante linéairement anisotrope ($l=1$) de la section efficace de diffusion de chaque groupe dans lui-même
SIGS00:	Composante isotrope ($l=0$) de la section efficace de diffusion (matrice de diffusion sommée sur les énergies secondaires)
SIGS01	Composante linéairement anisotrope ($l=1$) de la section efficace de diffusion.
NTOT0:	Section efficace totale pondérée par le flux

Ces paramètres sont explicitement définies dans la référence (Hébert, 2009) et (Hébert, Marleau & Roy, 2013).

Ces paramètres seront traités par le module HYB: afin de corriger selon la méthode sélectionnée les paramètres équivalent dans la structure MACROFUEL.

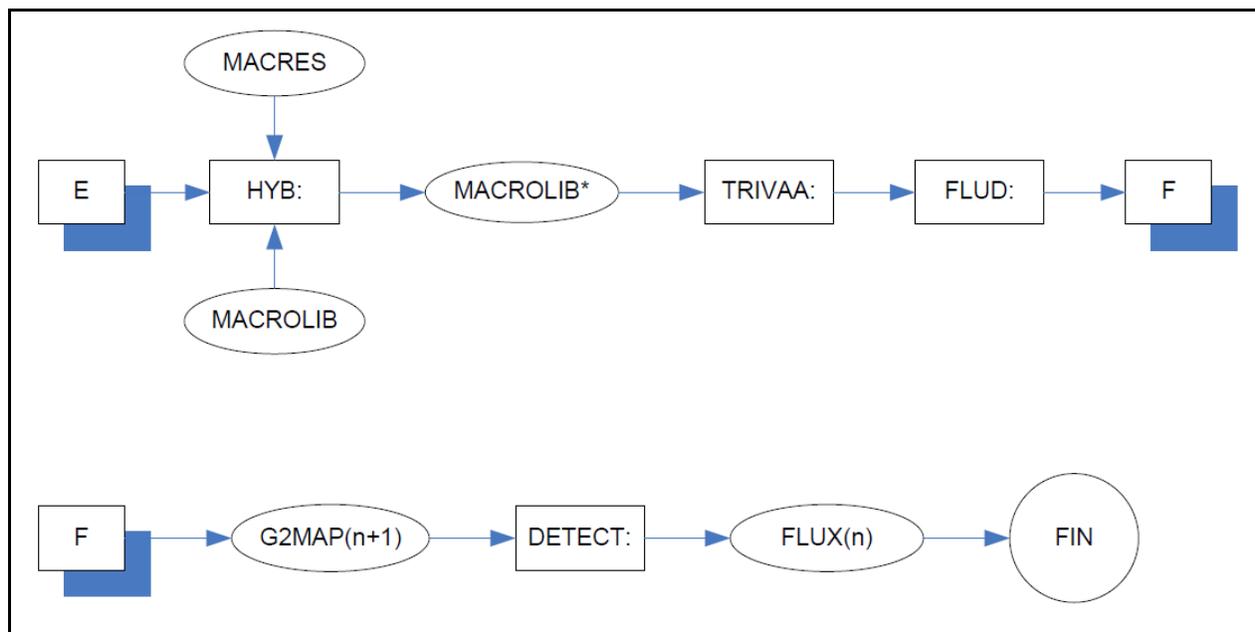


Figure 3.5: Appel de modules section hybride

Un seul type de correction a été implémenté dans le module HYB:, soit une correction avec interpolation linéaire.

Le module HYB: débute par le remplacement, pour chaque cellule « history-based », des paramètres « grid-based » par les paramètres « history-based » dans la MACROLIB générale. Un facteur de correction équivalent correspondant au rapport entre la valeur « history-based » et « grid-based » est calculé pour chaque paramètre et pour chaque groupe d'énergie en utilisant la relation suivante :

$$\alpha(b, p, g) = \frac{\sigma_{HST}(n, p, g)}{\sigma_{GRD}(n, p, g)} \quad (3.1)$$

où

b : Irradiation de la cellule

n : Numéro de la cellule

p : Paramètre de la MACROLIB

g : Groupe d'énergie du paramètre

Chaque facteur de correction est ensuite tabulé en fonction de l'irradiation dans une table correspondant au paramètre et au groupe d'énergie (p,g).

Les autres cellules qui ne sont pas suivies selon la méthode « history-based » sont ensuite estimées « history-based » selon 3.3 en multipliant ses paramètres p par son facteur de correction équivalent. Ce facteur de correction équivalent peut être interpolé linéairement dans les tables construites en 3.1, selon la formule 3.2 :

$$\alpha_{INT}(b(n), p, g) = \frac{b(n) - b_0}{b_1 - b_0} * (\alpha_1(b_1, p, g) - \alpha_0(b_0, p, g)) + \alpha_0(b_0, p, g) \quad (3.2)$$

$$\sigma_{HST}^*(n, p, g) = \alpha_{INT}(b(n), p, g) * \sigma_{GRD}(n, p, g) \quad (3.3)$$

où :

b(n) : Irradiation de la cellule à estimer « history-based »

b₀ : Limite inférieure d'irradiation trouvée dans la table (p,g) autour du point b(n)

b₁ : Limite supérieure d'irradiation trouvée dans la table (p,g) autour du point b(n)

$\alpha_0(b,p,g)$: Facteur de correction trouvée dans la table (p,g) correspondant à b_0

$\alpha_1(b,p,g)$: Facteur de correction trouvée dans la table (p,g) correspondant à b_1

$\alpha_{INT}(b(n),p,g)$: Facteur de correction interpolé pour la cellule à estimer

$\sigma_{HST}^*(n,p,g)$: Paramètre « history-based » estimé par la méthode hybride

L'appel du module HYB se fait de la façon suivante :

Tableau 3.1: Structure HYB

MACROFUEL := HYB: MACROFUEL FMAP MACRES1 [[MACRESX]] ::
(deschyb1)
(deschyb2)

où :

MACROFUEL	Nom de la structure MACROLIB résultante générée par l'interpolation du module NCR: ou CPO: dans le cadre d'un suivi « grid-based »
FMAP	Nom de la structure MAP résultante du calcul « grid-based »
MACRES1	Nom de la structure MACROLIB résultante générée par la méthode « history-based ». Au moins une structure MACRES est requise.
MACRESX	Nom de la structure MACROLIB résultante supplémentaire générée par la méthode « history-based ». L'utilisateur peut répéter autant de structures MACRES résultante qu'il désire.
(deschyb1)	Structure contenant les paramètres de localisation
(deschyb2)	Structure contenant les paramètres de correction

Tableau 3.2: Structure (deschyb1)

EDIT *iprint*
TOT *tot*
[CHAN *nbchan*

CHNNUM *numchn* CELTOT *totcel* CHNTOT *totchn*
 HSTNUM *numhst* HSTFIL *hstfil* SCHEME *chnside*]

où :

EDIT	Niveau d'impression
<i>iprint</i>	Utilisé pour contrôler le niveau d'impression : = 0 pour aucune impression ; = 1 pour une impression explicite.
TOT	Mot clé pour identifier le nombre total de canaux « history-based » envoyé au module HYB:
<i>tot</i>	Représentant le nombre de canaux « history-based »
CHAN	Mot clé pour identifier le canal « history-based » traité
<i>nbchan</i>	Entier représentant le numéro séquentiel du canal traité par HYB:
CHNNUM	Mot clé pour identifier le numéro séquentiel du canal dans le réacteur
<i>numchn</i>	Entier représentant le numéro séquentiel du canal dans le réacteur
CELTOT	Mot clé pour identifier le nombre de cellule par canal
<i>totcel</i>	Entier représentant le nombre de cellule par canal
CHNTOT	Mot clé pour identifier le nombre de canaux total
<i>totchn</i>	Entier représentant le nombre de canaux total
HSTNUM	Mot clé pour identifier la localisation du canal dans la structure MACRES
<i>numhst</i>	Entier représentant la localisation du canal dans la structure MACRES
HSTFIL	Mot clé pour identifier dans quel objet MACRES se trouve les données « history-based »
<i>hstfil</i>	Entier représentant le numéro séquentiel de l'objet MACRES contenant les données « history-based »
SCHEME	Mot clé représentant le sens du canal par rapport à la structure de l'objet MACRES et la structure de l'objet MACROFUEL.
<i>chnside</i>	Entier représentant le sens : = -1 si le sens est inversé ; = 1 si le sens est le même.

Tableau 3.3: Structure (deschyb2)

CORRECTION { NONE | LINEAR }

où :

CORRECTION	Mot clé pour identifier le type de correction
NONE	Mot clé pour négliger la correction des sections efficaces « grid-based » du cœur entier. Seules les sections efficaces des canaux ciblés seront remplacés par celle « history-based »
LINEAR	Mot clé pour corriger les sections efficaces de l'objet MACROFUEL selon une interpolation linéaire des facteurs de correction.

3.3 Parallélisation de type « cluster »

Le projet étant réalisé en dehors de Polytechnique et en n'ayant pas sous la main un super ordinateur permettant de réaliser les calculs dans un temps raisonnable, un amalgame d'ordinateurs, totalisant 9 PC sous Windows XP, ont été connecté en réseau afin d'accélérer le processus de calcul « history-based ». Les quatorze canaux sélectionnés à la section 3.2.1 ont été alloués sur différentes machine en fonction de leur capacité de calculs.

Ordinateur J : B10, B13, G08

Ordinateur 1 : G15

Ordinateur 2 : L04, L19

Ordinateur 3 : M02

Ordinateur 4 : M21

Ordinateur 5 : N11

Ordinateur 6 : N12, Q04

Ordinateur 7 : Q09, R08

Ordinateur 8 : R15

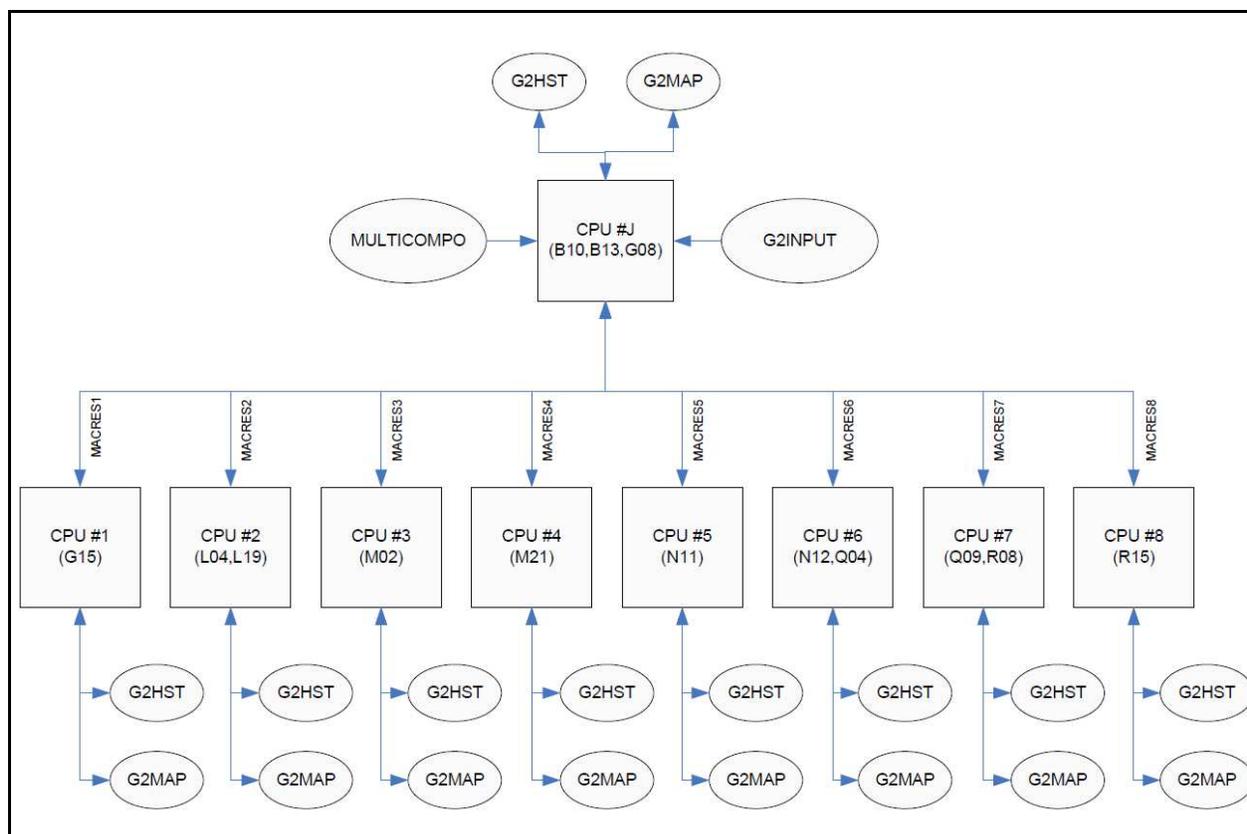


Figure 3.6: Schéma de parallélisation

Chaque ordinateur met à jour ses fichiers G2MAP et G2HST pour chaque pas de temps. CLE-2000 ne supporte pas l'utilisation de fichier par plus d'une ressource, ce qui explique pourquoi chaque ordinateur possède ses propres fichiers de sauvegarde.

Puisque MPI n'a pas été utilisé pour gérer la parallélisation des calculs, un script de commande MS-DOS, aussi connu sous le nom de « batch file », a dû être développé afin de faire la gestion des fichiers d'entrée et de sorties pour chaque CPU. L'ordinateur principal (#J) gère les requêtes des ordinateurs #1 à #8 lorsqu'un fichier d'entrée est requis (G2INPUT(n), MULTICOMPO), en plus de faire le calcul hybride pour les 3 canaux tel que défini dans la figure 3.6. Les fichiers sont envoyés au destinataire qui effectue le calcul hybride pour la période définie dans le fichier G2INPUT avec son propre fichier G2HST et G2MAP. Le fichier résultant MACRESX est retourné à l'ordinateur #J pour être stocké et identifié en fonction de la provenance, et du JEPP d'exécution.

Cet agencement permet de réaliser l'intégralité du calcul de suivi de cœur en vingt-et-un jours pour les quatorze canaux avec le suivi historique. Chaque ordinateur réalise le calcul « grid-based » tel que décrit à la section 3.2.3, et évolue les cellules associés aux canaux qui lui ont été alloués selon la méthode de calcul « history-based » décrite à la section 3.2.4, en utilisant le module HYB: avec l'option de correction NONE.

Les sections efficaces des canaux « history-based » au JEPP 7065.3 sont sauvegardées dans un fichier XSM MACRES. Ces fichiers pourront être utilisés dans un ultime calcul « grid-based » de concert avec le module HYB: tel que montré à la figure 3.1 afin de combiner et corriger les sections efficaces du cœur entier et pour déterminer si la méthode hybride améliore la précision de calcul.

CHAPITRE 4

DONNÉES OPÉRATIONNELLES

Ce chapitre vise à décrire les résultats des étapes principales qui ont été exécutées pour le développement de la méthode de calcul hybride. Les grandes lignes sont le résultat de la simulation « grid-based », les facteurs de correction « history-based » des sections efficaces générées par le module HYB: et le résultat de la simulation hybride.

Les résultats de calcul présentés dans ce chapitre sont basés sur la réponse brute des détecteurs au vanadium au JEPP 7065.3 du réacteur de Gentilly-2, qui sont utilisés pour cartographier le flux neutronique. Ces détecteurs, de types autoalimentés, génèrent un courant électrique proportionnel à l'intensité du flux neutronique auxquels ils sont soumis. L'instrumentation raccordée au détecteur transforme ce courant en tension, qui peut être transformé à son tour en flux neutronique.

Les mesures en FPP sont la propriété d'Hydro-Québec. L'erreur de calcul, exprimée en pourcentage, est estimée en prenant la différence relative entre le flux interpolé à la position des détecteurs du calcul (HQSIMEX, DONJON4/DRAGON4 2 groupes, DONJON4/DRAGON4 2 groupes hybride) et le flux des détecteurs (calculs vs mesures).

Les erreurs de calcul à la position des détecteurs au vanadium de DONJON4/DRAGON4 2 groupes et DONJON4/DRAGON4 2 groupes hybride sont ensuite comparées à l'erreur du calcul officiel à Gentilly-2, soit HQSIMEX. La méthode offrant la meilleure précision, c'est-à-dire le gain moyen par détecteur le plus élevé par rapport à HQSIMEX, sera déterminée comme étant la méthode la plus précise.

4.1 Simulation « grid-based »

Puisque le calcul « grid-based » sur la période étudiée est réalisable dans un temps raisonnable, il a été décidé de le réaliser et de comparer les puissances de canaux résultantes avec

HQSIMEX afin de déterminer la différence entre le calcul à 2 groupes d'énergies de DRAGON4/DONJON4 et le calcul à 1.5 groupes d'énergies de HQSIMEX. Cette étape intermédiaire permet aussi de valider la cohérence des procédures CLE-2000 avant de procéder avec des calculs plus exhaustifs.

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	
A									-0,99%	0,16%	-1,53%	-1,74%	-0,54%	0,06%									
B						2,27%	5,64%	5,84%	4,61%	1,31%	0,73%	-8,17%	-0,19%	5,09%	6,83%	8,67%	8,27%						
C					0,96%	5,97%	7,70%	7,23%	6,80%	5,26%	3,37%	3,09%	2,89%	6,58%	8,87%	11,37%	26,41%	9,87%					
D				0,05%	-5,15%	5,15%	7,73%	7,45%	7,25%	5,80%	4,87%	3,86%	5,01%	7,24%	6,55%	9,79%	11,67%	11,63%	8,88%				
E			1,21%	4,77%	4,88%	6,00%	6,48%	6,24%	6,38%	4,82%	3,37%	3,64%	4,24%	5,23%	6,14%	8,03%	9,79%	10,40%	11,20%	6,37%			
F			3,44%	5,57%	5,42%	5,41%	4,84%	4,43%	3,68%	3,32%	2,24%	-0,51%	2,05%	2,64%	3,26%	5,05%	7,42%	8,78%	9,64%	7,15%			
G		-0,14%	4,58%	5,15%	4,03%	3,98%	3,68%	1,90%	1,97%	1,41%	1,59%	1,63%	0,47%	0,47%	-1,00%	2,52%	4,18%	5,84%	8,16%	8,12%	2,69%		
H		-1,09%	3,06%	3,79%	2,63%	2,45%	2,35%	1,71%	0,19%	0,52%	-0,11%	-0,29%	-0,61%	0,01%	0,44%	1,96%	2,27%	1,85%	5,75%	6,60%	2,77%		
J	-5,70%	-9,23%	1,71%	2,63%	1,26%	0,75%	-0,03%	0,00%	-1,03%	-0,79%	-1,42%	-1,11%	-1,69%	-1,43%	0,05%	0,47%	0,88%	2,16%	3,81%	4,07%	2,03%	-4,43%	
K	-2,78%	-0,34%	1,61%	2,01%	-0,53%	-1,07%	-1,99%	-4,12%	-3,02%	-3,61%	-3,97%	-3,86%	-2,45%	-2,16%	-1,21%	-1,01%	-0,08%	-0,02%	2,40%	2,74%	0,24%	-14,47%	
L	-2,69%	-0,64%	1,37%	0,90%	-0,31%	-3,20%	-2,51%	-2,74%	-2,99%	-3,84%	-5,45%	-5,05%	-3,98%	-1,49%	-2,17%	-2,92%	-0,17%	-1,36%	0,69%	1,66%	-0,77%	-4,57%	
M	-3,67%	-4,12%	-1,43%	0,88%	-1,11%	-1,97%	-3,08%	-3,99%	-4,15%	-6,64%	-9,52%	-7,54%	-4,19%	-2,75%	-1,97%	-0,78%	0,93%	1,05%	1,61%	1,03%	-3,44%	-3,33%	
N	-3,08%	-1,69%	-0,21%	-1,34%	-1,82%	-2,32%	-3,63%	-4,19%	-5,32%	-7,59%	-11,17%	-10,18%	-6,74%	-3,86%	-3,90%	0,08%	0,47%	1,42%	2,90%	3,08%	1,65%	-0,66%	
O	-4,70%	-1,31%	-0,53%	-1,10%	-3,71%	-2,93%	-3,85%	-3,82%	-5,47%	-6,50%	-8,70%	-6,08%	-6,78%	-2,78%	-1,41%	0,67%	2,10%	2,85%	4,07%	3,78%	2,99%	-0,62%	
P		-3,20%	-1,45%	-2,23%	-3,65%	-3,80%	-3,24%	-3,70%	-5,09%	-4,67%	-3,86%	-4,45%	-3,94%	-1,01%	0,66%	1,45%	0,45%	2,26%	3,20%	3,32%	1,77%		
Q		-6,31%	-3,83%	-6,71%	-4,75%	-4,20%	-3,53%	-3,94%	-4,31%	-4,10%	-3,50%	-2,78%	-1,91%	-0,85%	0,65%	1,68%	1,32%	0,57%	-0,38%	2,03%	-0,76%		
R			-5,15%	-3,80%	-4,32%	-3,96%	-4,59%	-6,57%	-4,92%	-3,16%	-3,01%	-1,76%	-1,68%	-0,60%	-1,82%	0,42%	0,50%	-2,12%	0,45%	-0,29%			
S			-6,49%	-3,19%	-3,65%	-2,97%	-2,43%	-2,88%	-2,46%	-2,38%	-2,34%	-1,84%	0,30%	0,69%	1,34%	1,24%	-0,82%	-9,79%	-1,61%	-2,59%			
T				-6,23%	-2,93%	-1,55%	-1,41%	-2,05%	-1,83%	-2,79%	-2,54%	-1,49%	0,42%	-0,08%	2,46%	1,87%	1,04%	-1,55%	-4,29%				
U					-5,76%	-2,07%	-1,06%	-1,50%	-3,00%	-12,56%	-4,00%	-1,09%	0,18%	1,69%	2,12%	1,70%	1,09%	-4,01%					
V						-7,04%	-3,80%	-3,54%	-3,51%	-3,84%	-3,14%	-1,92%	-0,89%	-0,84%	-1,46%	-1,72%	-4,43%						
W									-8,99%	-6,93%	-6,25%	-5,71%	-6,70%	-15,90%									

Figure 4.1: Écart de la puissance de canaux HQSIMEX/DONJON

Les canaux marqués en jaune à la figure 4.1, soit C16, C17, D17, D18, E18, E19, J22, N11, N12, U10 et W14 ont un écart supérieur à 10%. L'écart des canaux J22, N11, N12, U10 et W14 peut être expliqué par la présence d'irradiation à 1.5 groupes d'énergie encore présente dans le calcul DRAGON/DONJON car ces canaux n'ont pas été rechargés pendant la période étudiée. Le canal C17 de Gentilly-2 contient une grappe appauvrie en uranium pour des raisons de sûreté qui a été simulé par HQSIMEX. Cet aspect n'a pas été modélisé dans la simulation de

DRAGON/DONJON et explique donc l'écart positif du canal C17 et de ses canaux voisins. De plus, le débalancement axial observé est un phénomène naturel dans les CANDU-6 causé par les limites du calcul de diffusion.

4.2 Simulation hybride

Lorsque tous les fichiers MACRES au JEPP 7065.3 calculés par la flotte d'ordinateur sont prêts, un dernier calcul peut être effectué en incorporant les sections efficaces à l'aide du module HYB: et l'option LINEAR développé dans le cadre du projet. Tel que décrit à la section 3.2.5, les tables de correction de chaque paramètre de la MACROLIB en fonction de l'irradiation seront créées afin d'ultimement corriger l'intégralité du cœur.

4.2.1 Facteurs de correction au JEPP 7065.3

Les figures 4.2 à 4.31 présentent les facteurs de correction de chaque paramètre en fonction de l'irradiation au JEPP 7065.3 calculé par le module HYB :

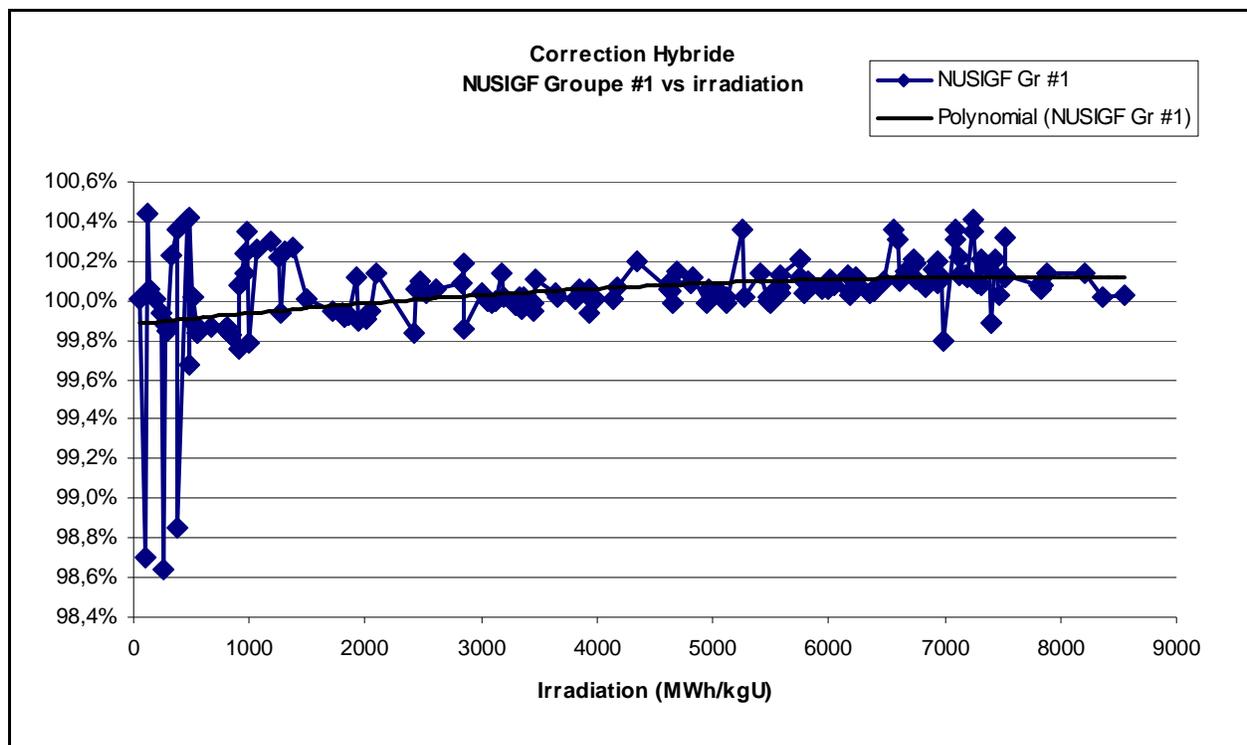


Figure 4.2: Paramètre NUSIGF énergie rapide

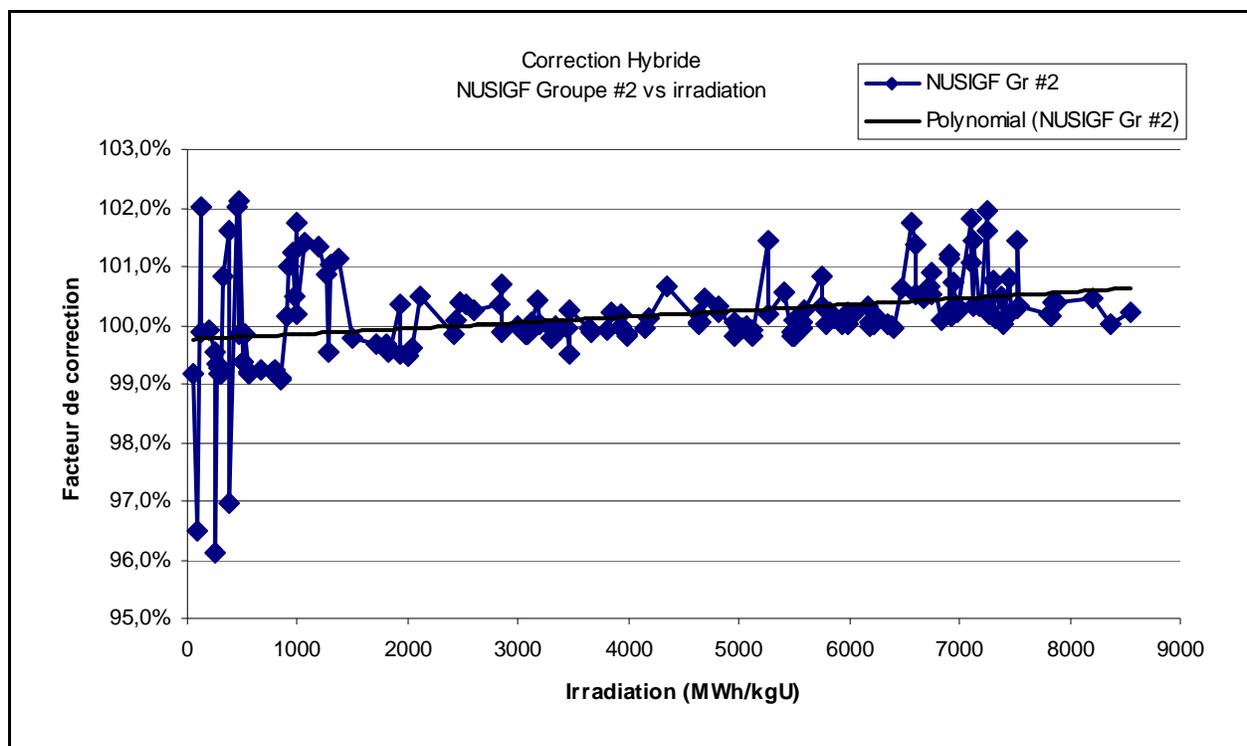


Figure 4.3: Paramètre NUSIGF énergie thermique

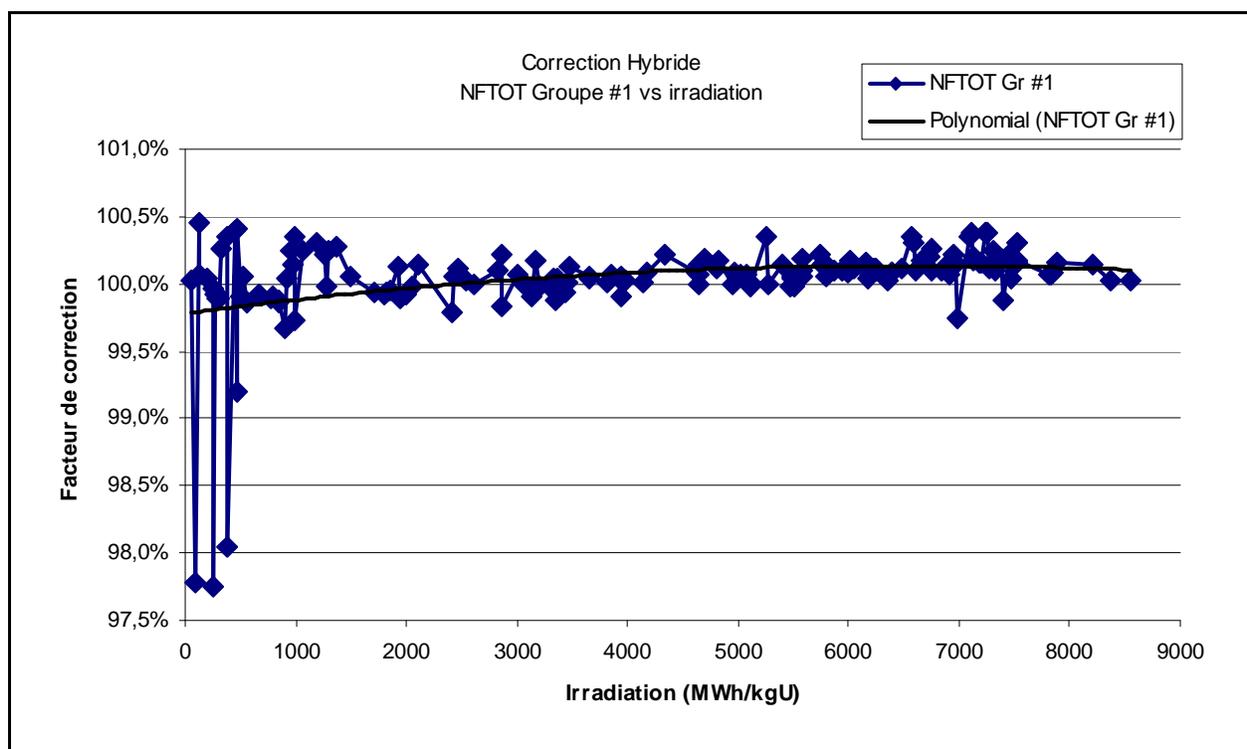


Figure 4.4: Paramètre NFTOT énergie rapide

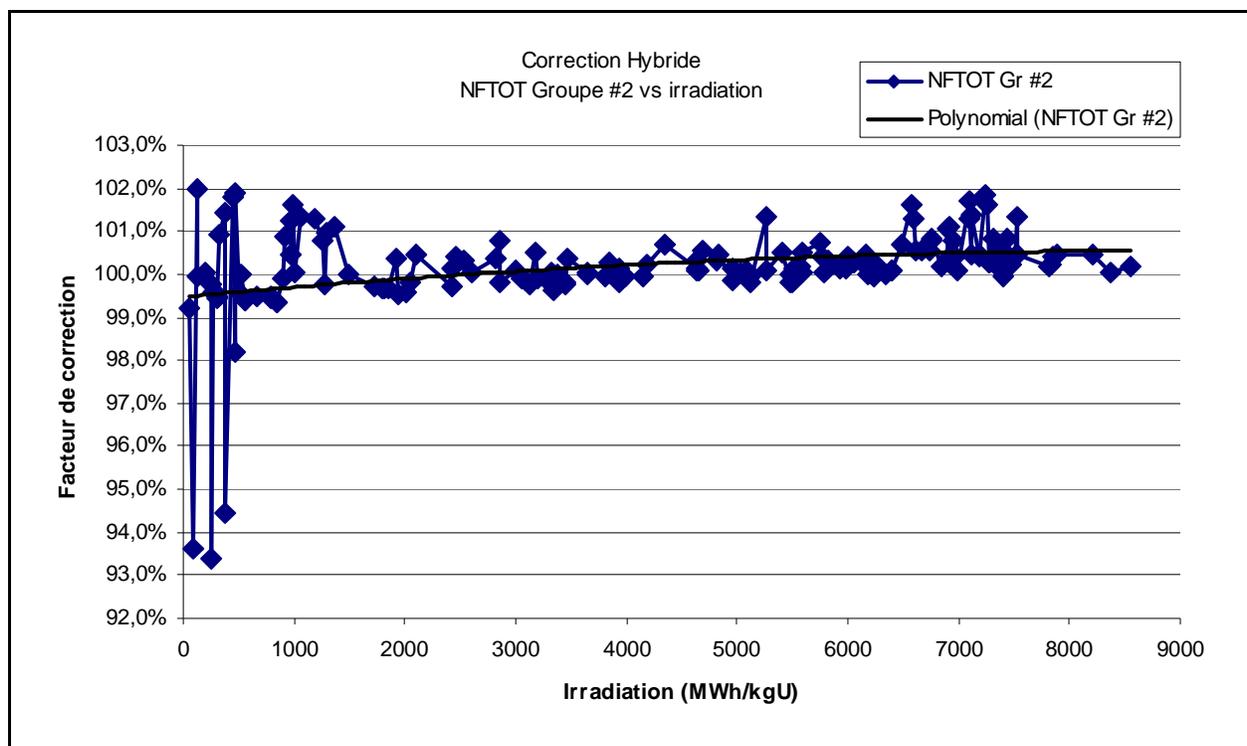


Figure 4.5: Paramètre NFTOT énergie thermique

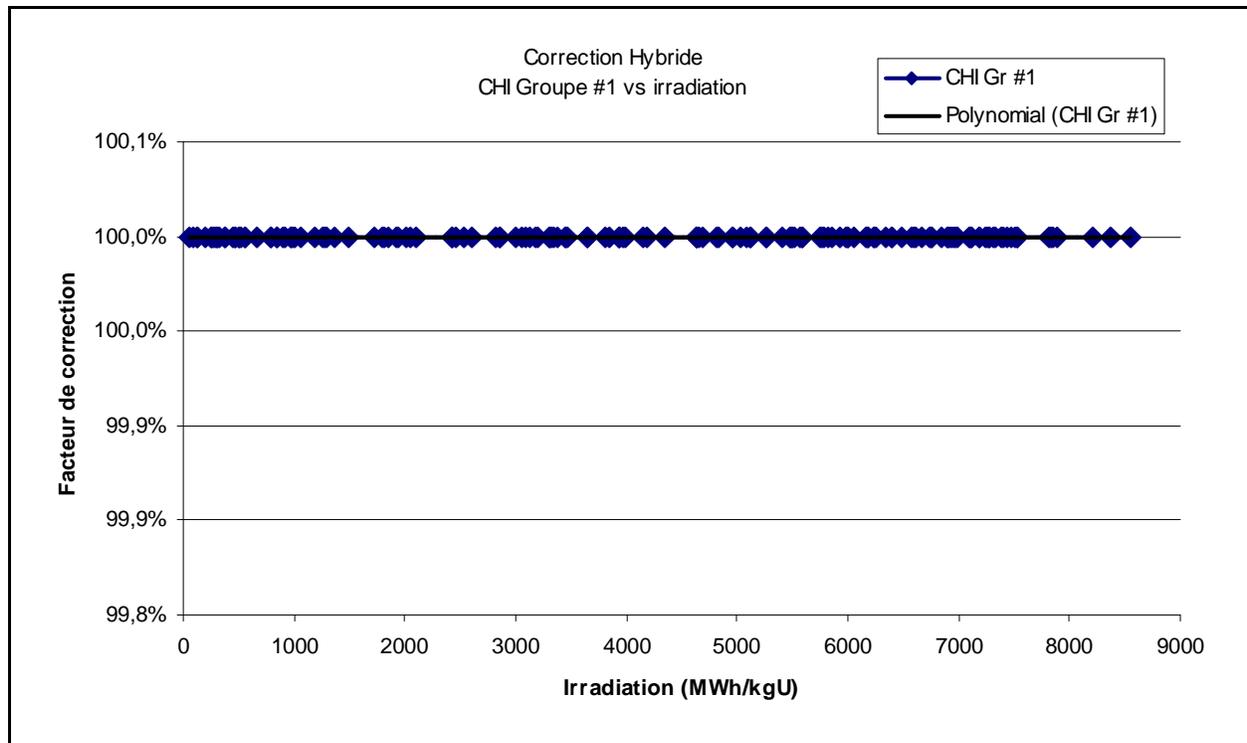


Figure 4.6: Paramètre CHI énergie rapide

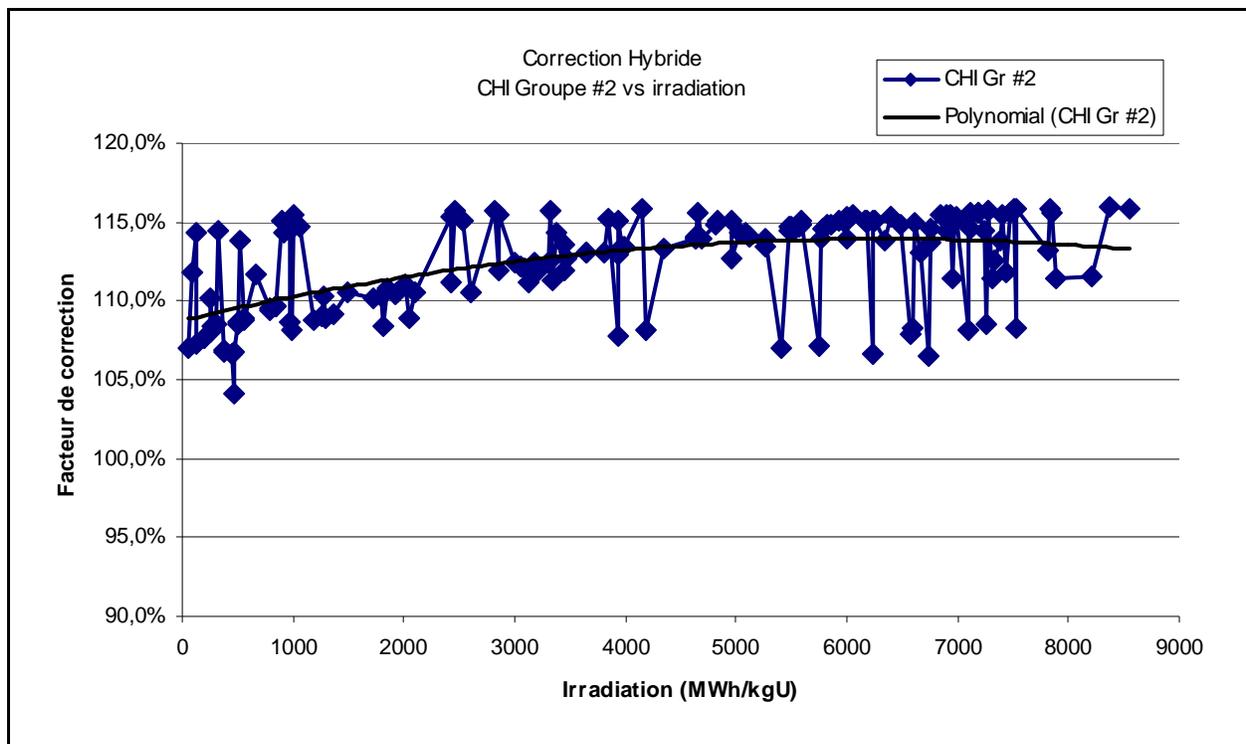


Figure 4.7: Paramètre CHI énergie thermique

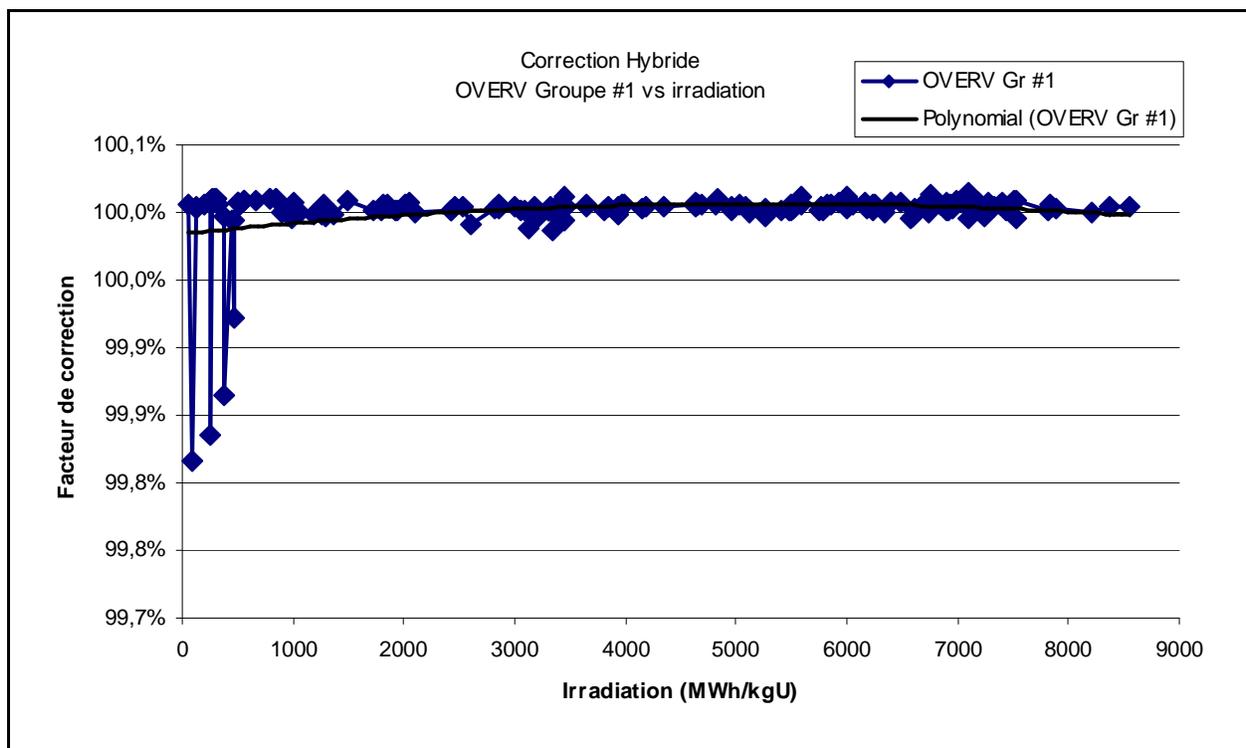


Figure 4.8: Paramètre OVERV énergie rapide

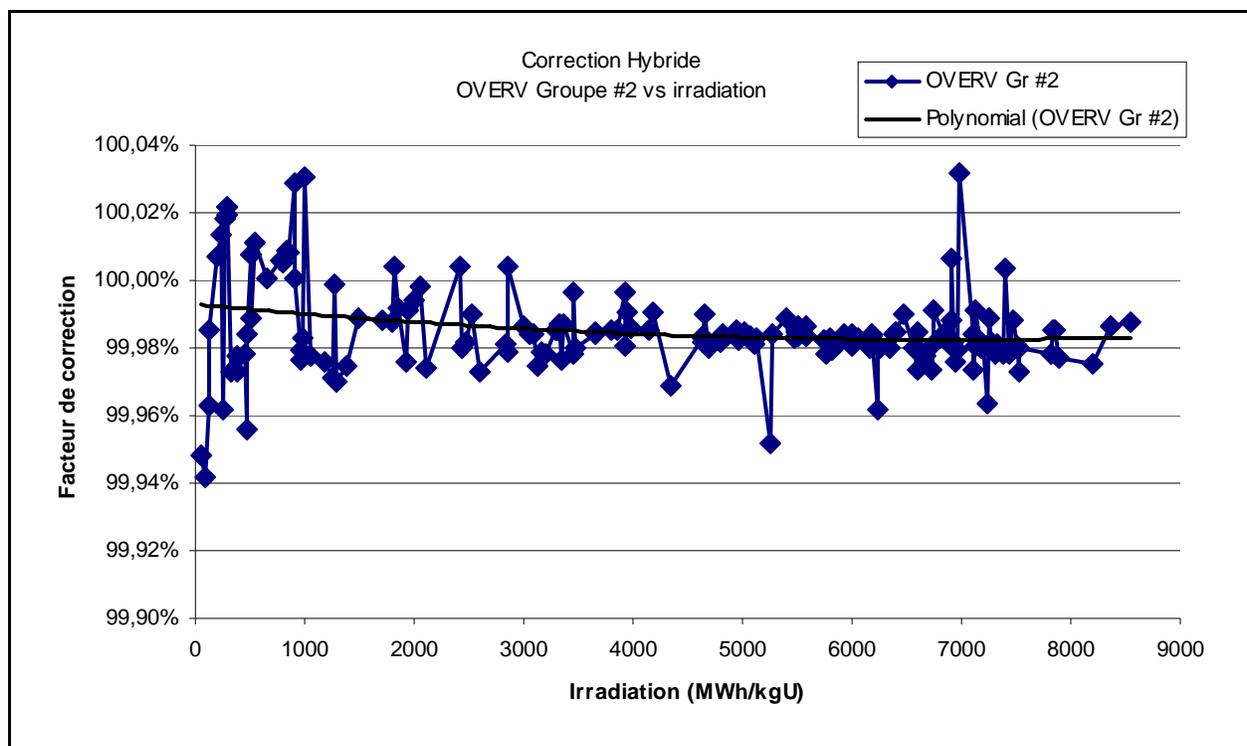


Figure 4.9: Paramètre OVERV énergie thermique

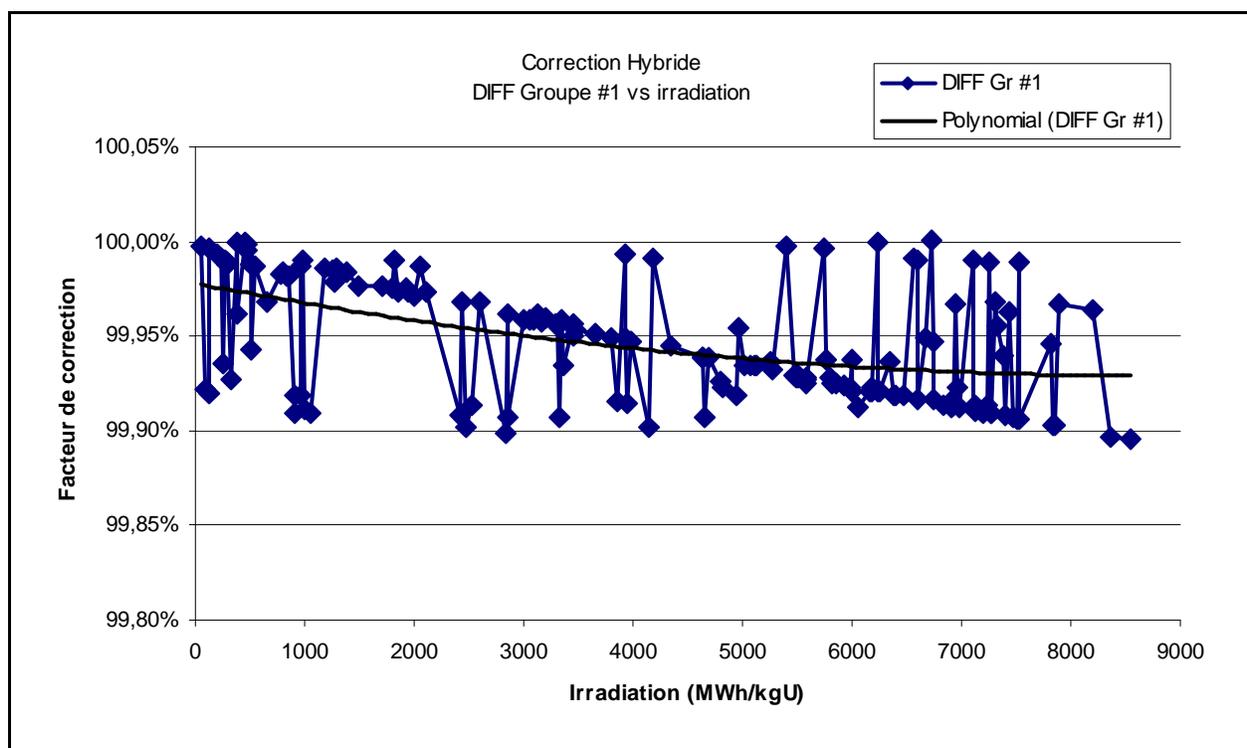


Figure 4.10: Paramètre DIFF énergie rapide

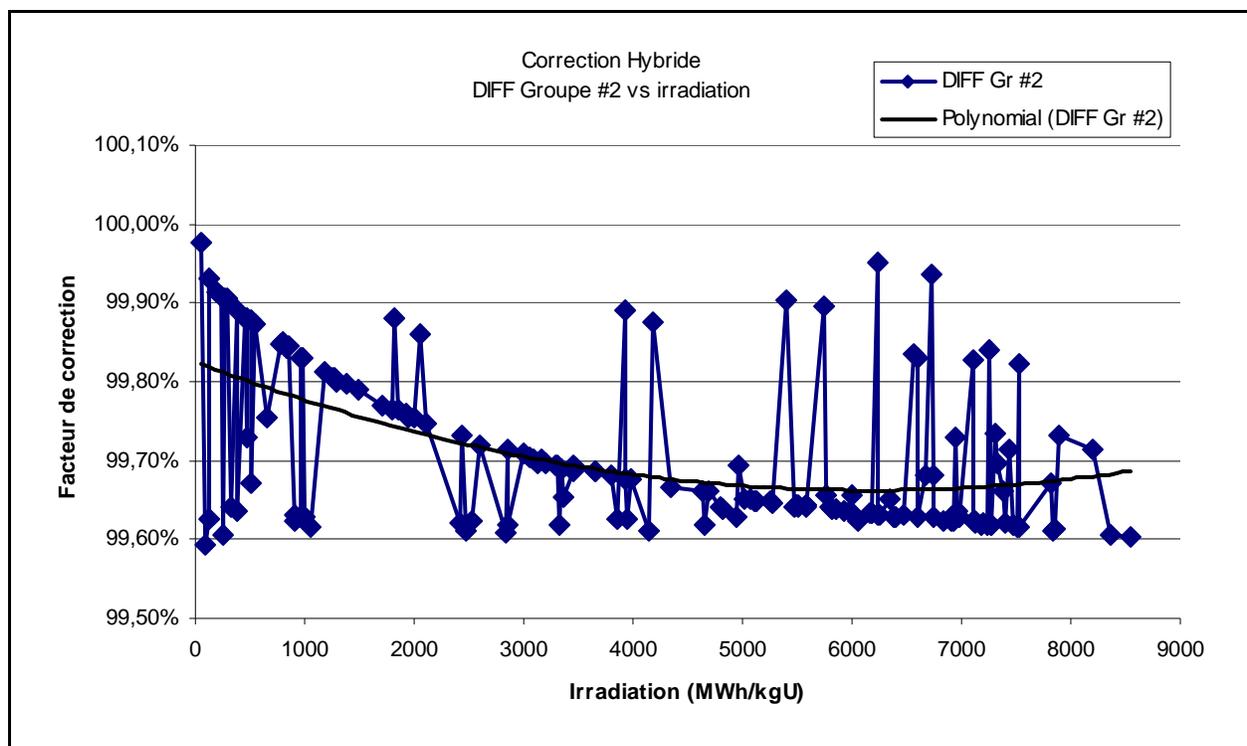


Figure 4.11: Paramètre DIFF énergie thermique

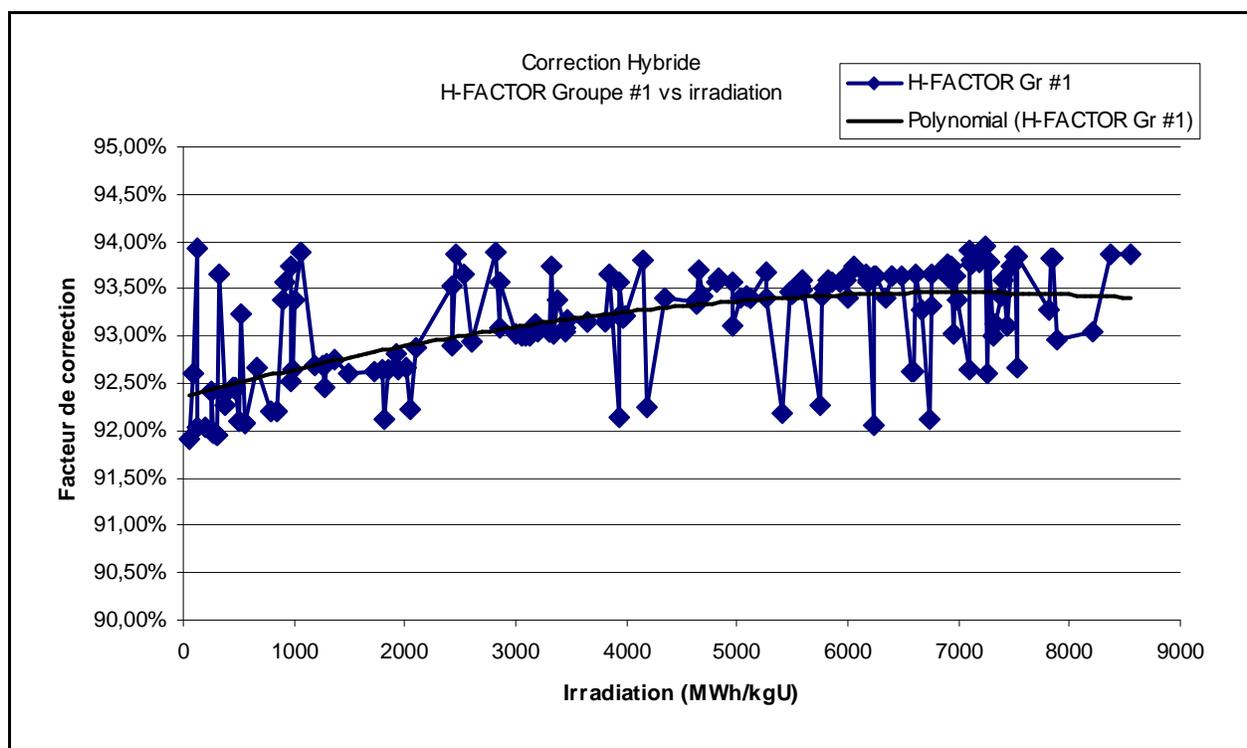


Figure 4.12: Paramètre H-FACTOR énergie rapide

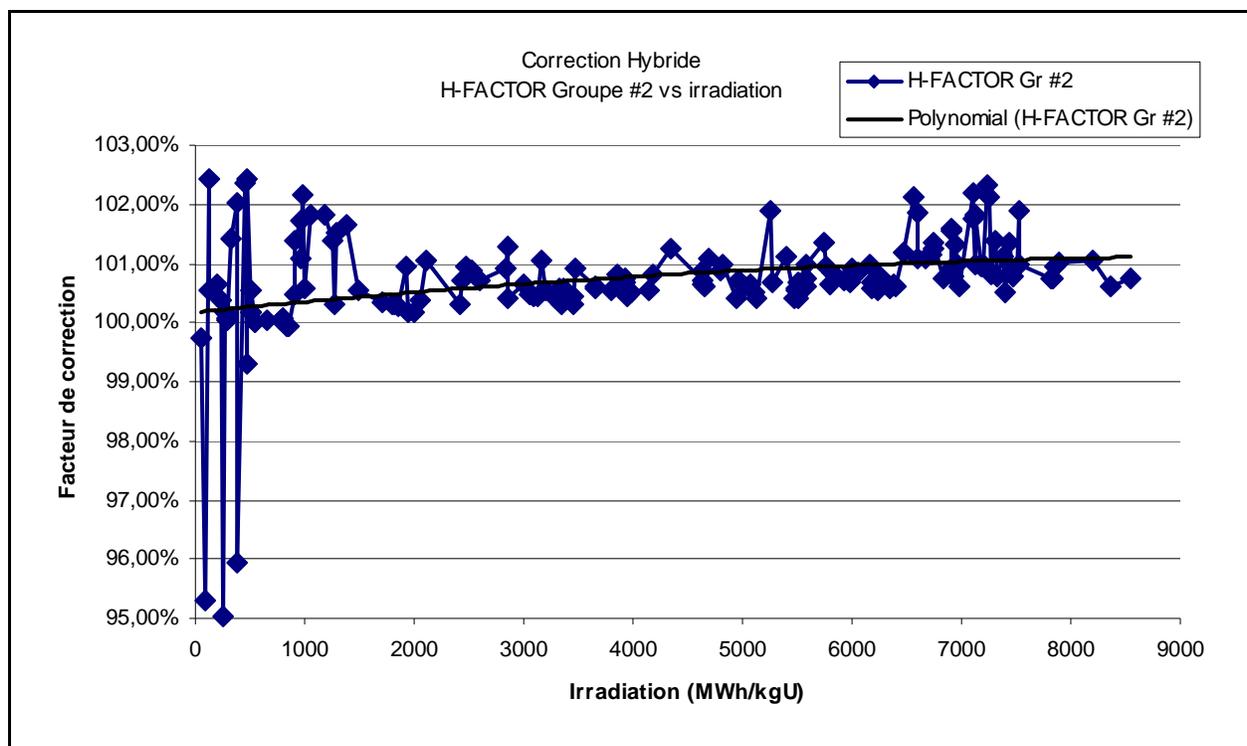


Figure 4.13: Paramètre H-FACTOR énergie thermique

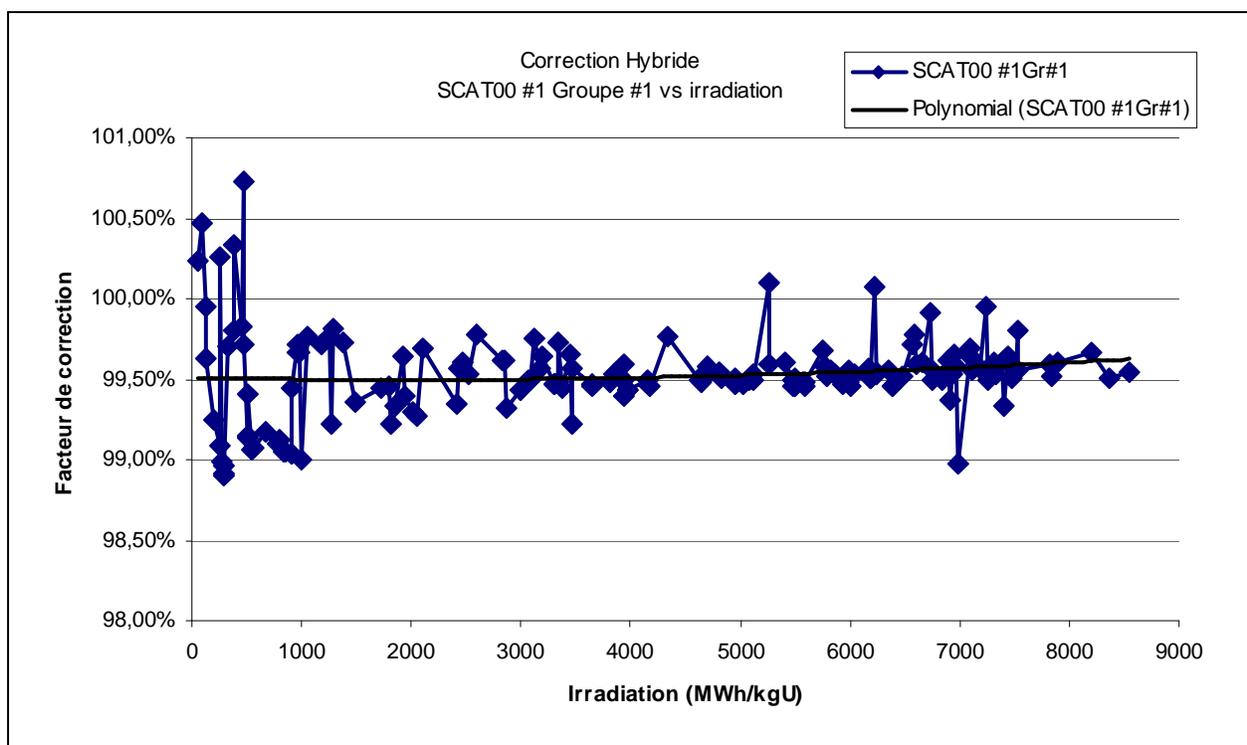


Figure 4.14: Paramètre SCAT00 #1 énergie rapide

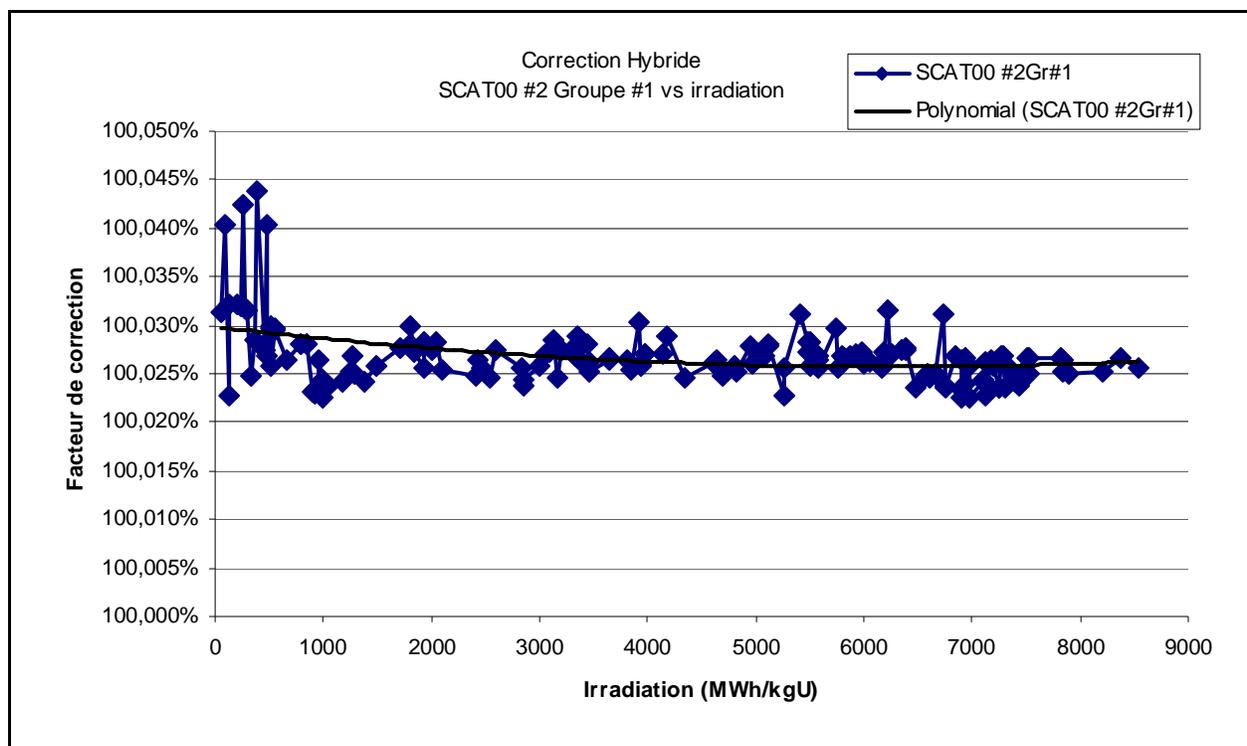


Figure 4.15: Paramètre SCAT00 #1 énergie thermique

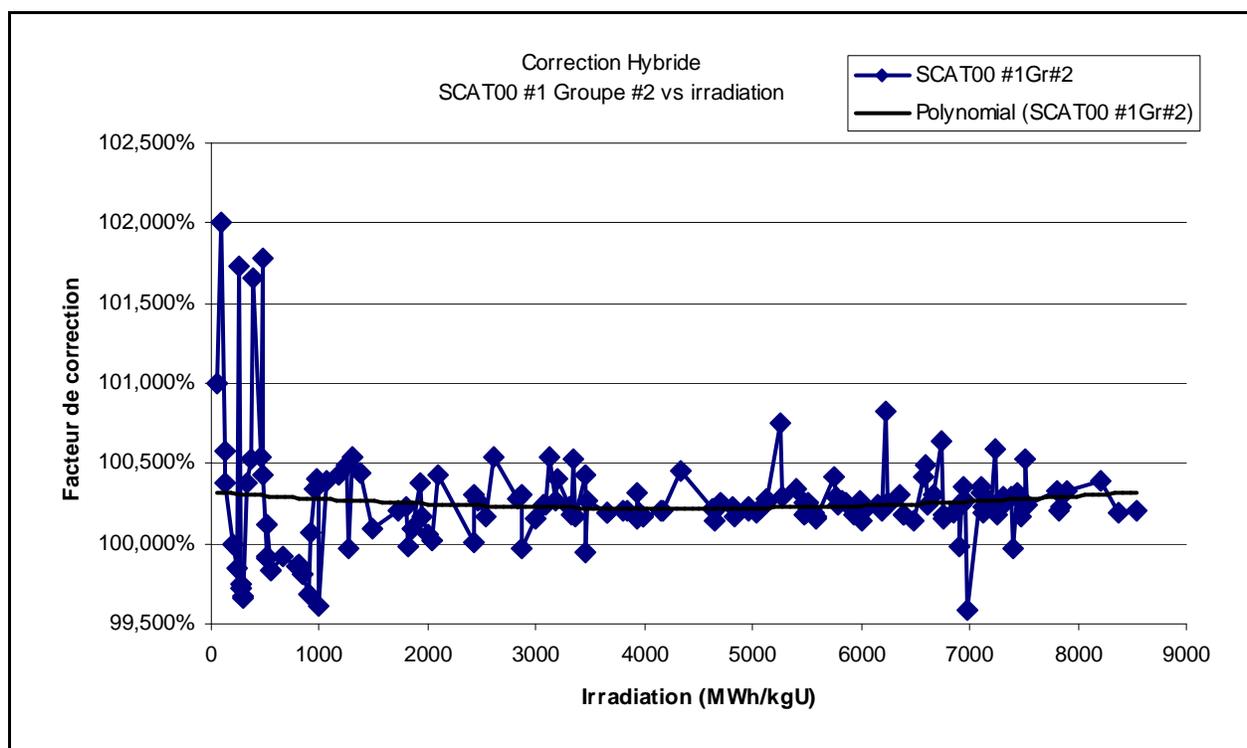


Figure 4.16: Paramètre SCAT00 #1 énergie rapide

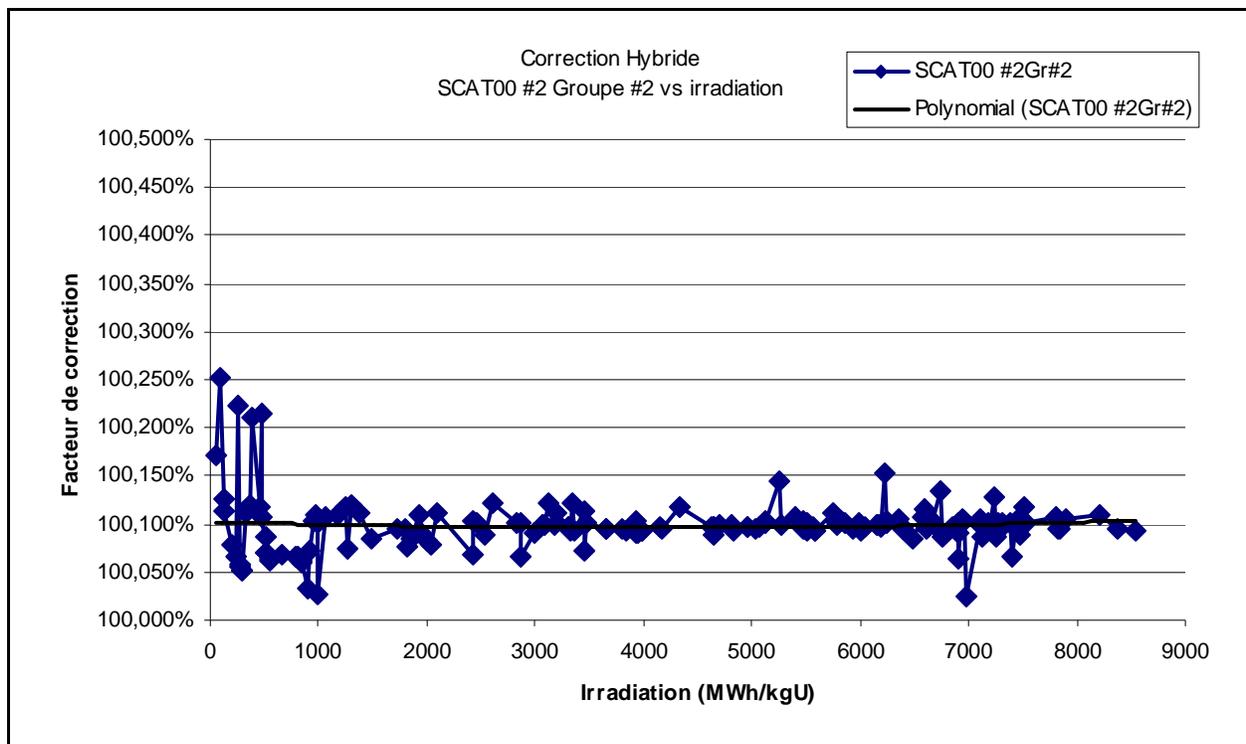


Figure 4.17: Paramètre SCAT00 #2 énergie rapide

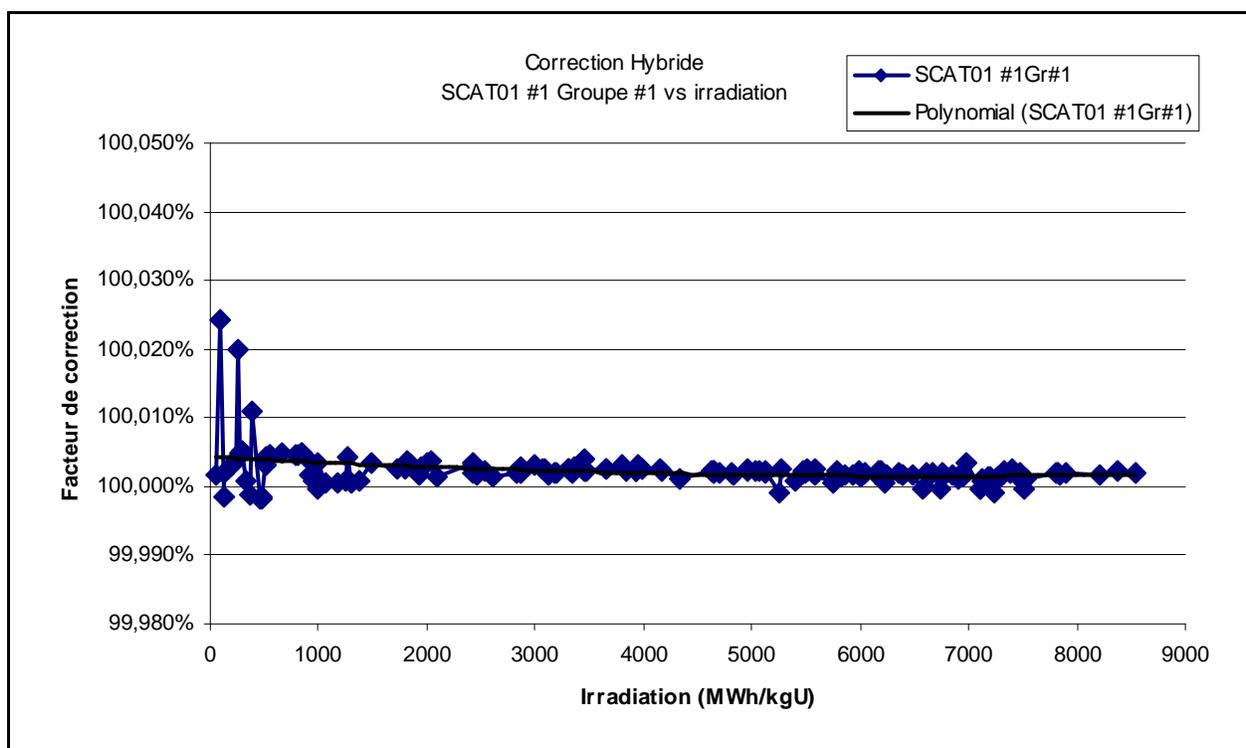


Figure 4.18: Paramètre SCAT01 #1 énergie thermique

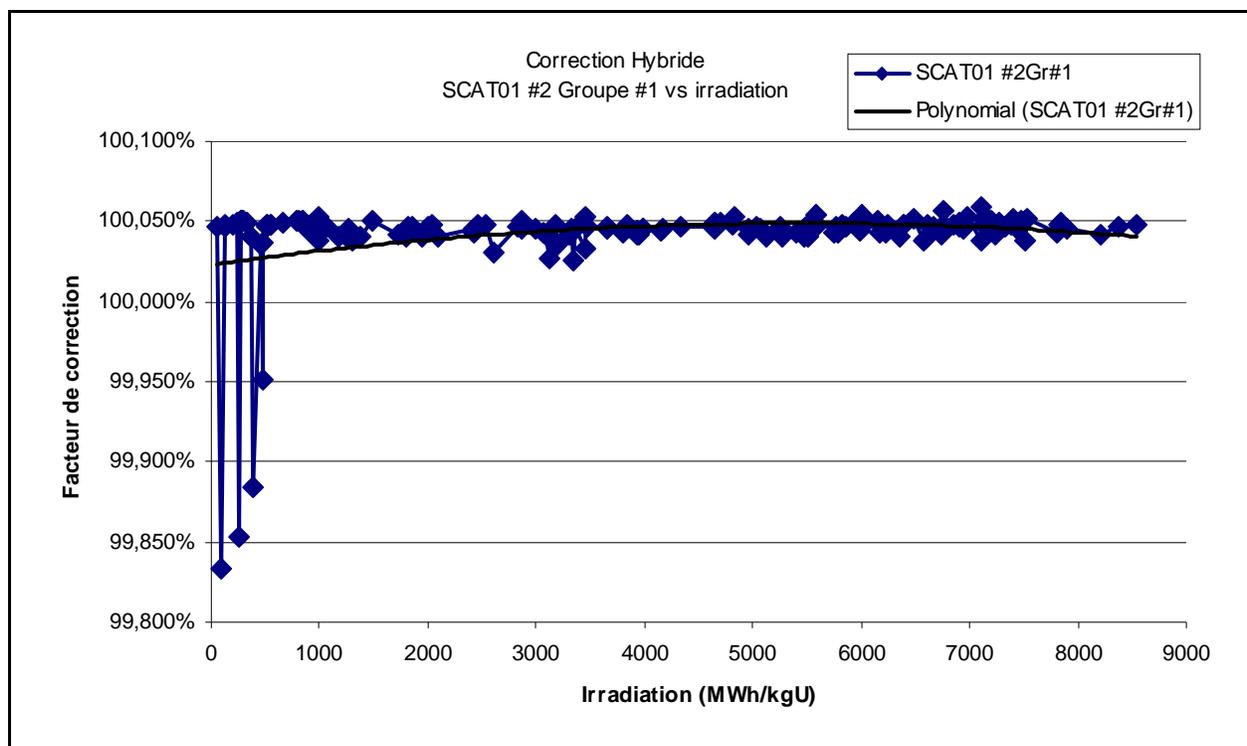


Figure 4.19: Paramètre SCAT01 #2 énergie thermique

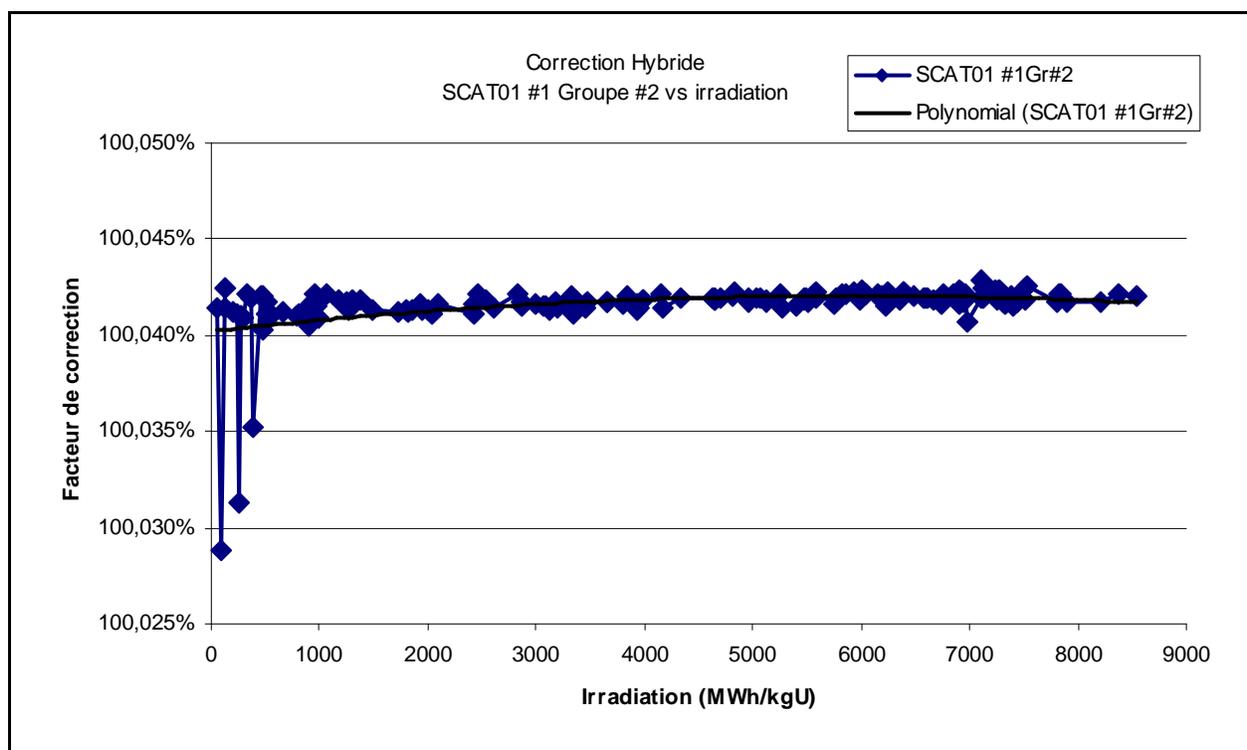


Figure 4.20: Paramètre SCAT01 #1 énergie rapide

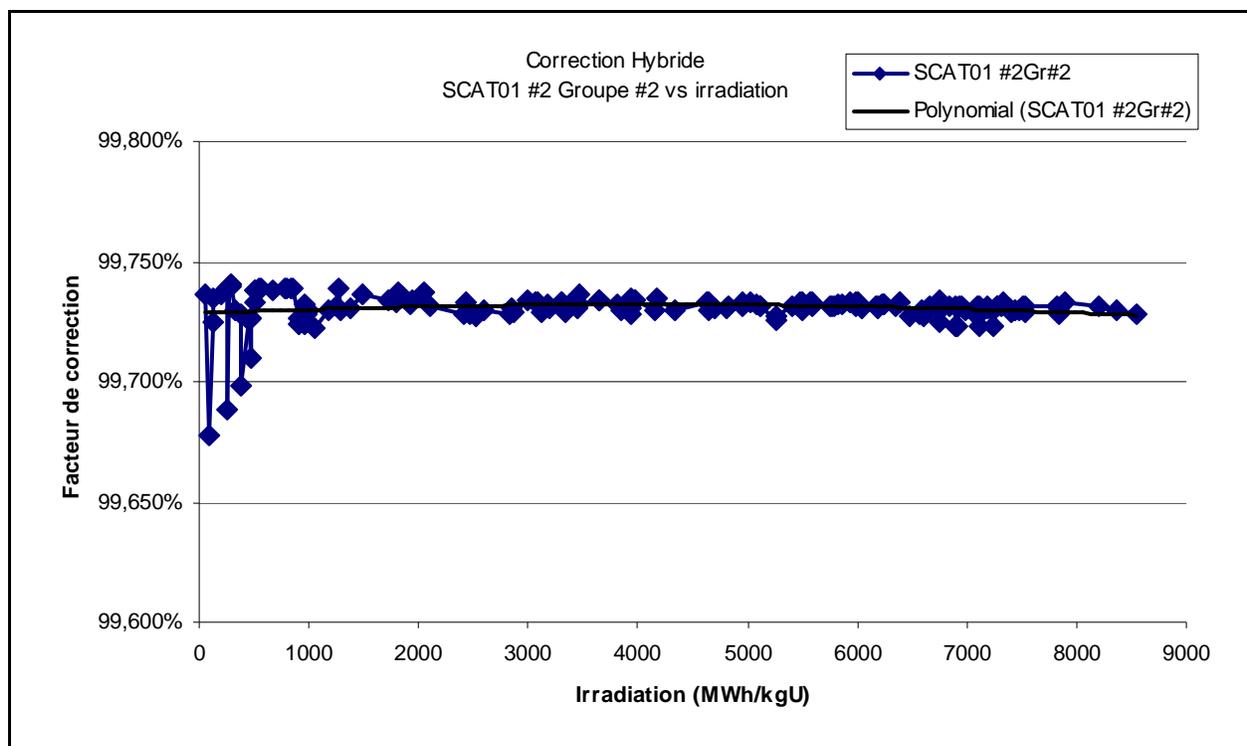


Figure 4.21: Paramètre SCAT01 #2 énergie thermique

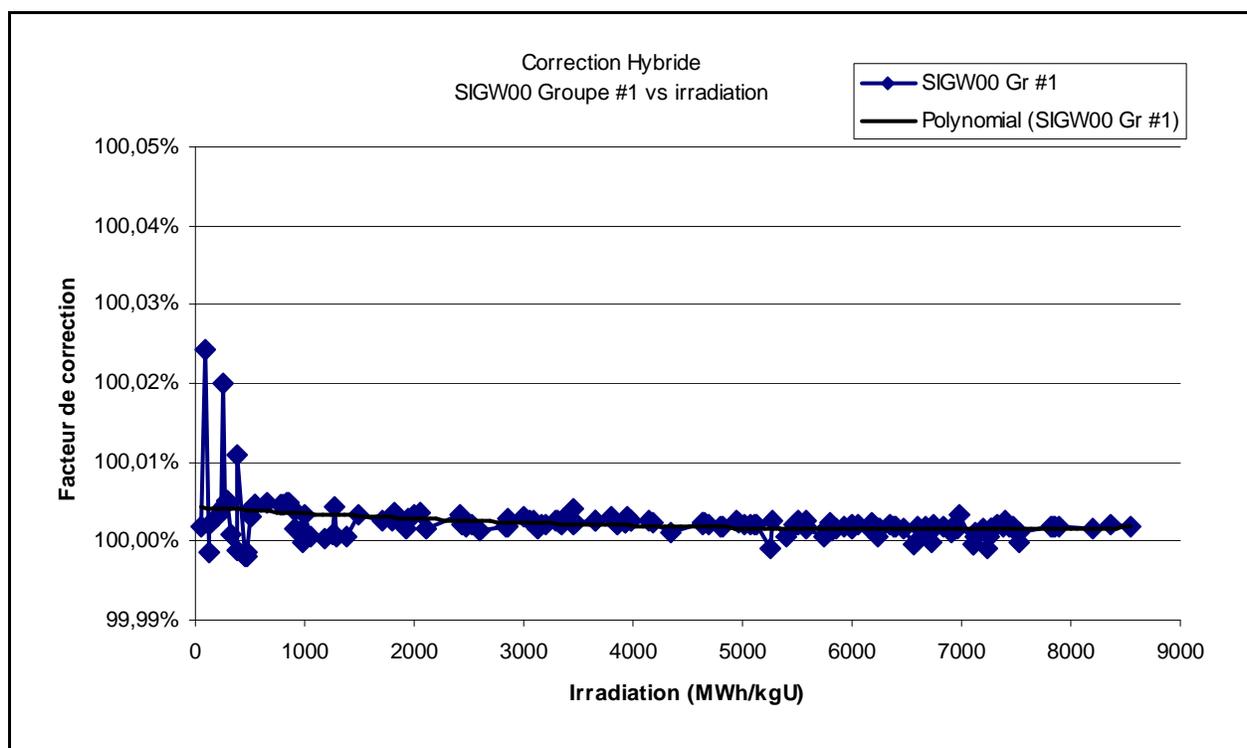


Figure 4.22: Paramètre SIGW00 énergie rapide

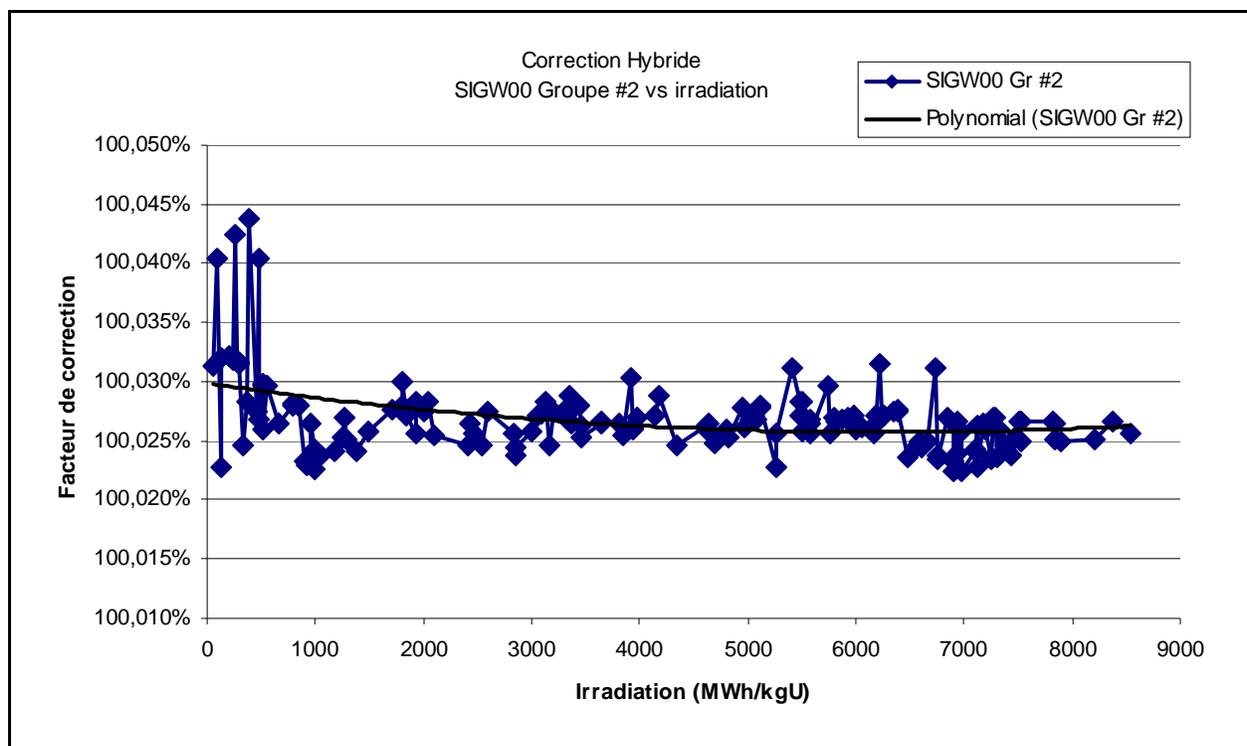


Figure 4.23: Paramètre SIGW00 énergie thermique

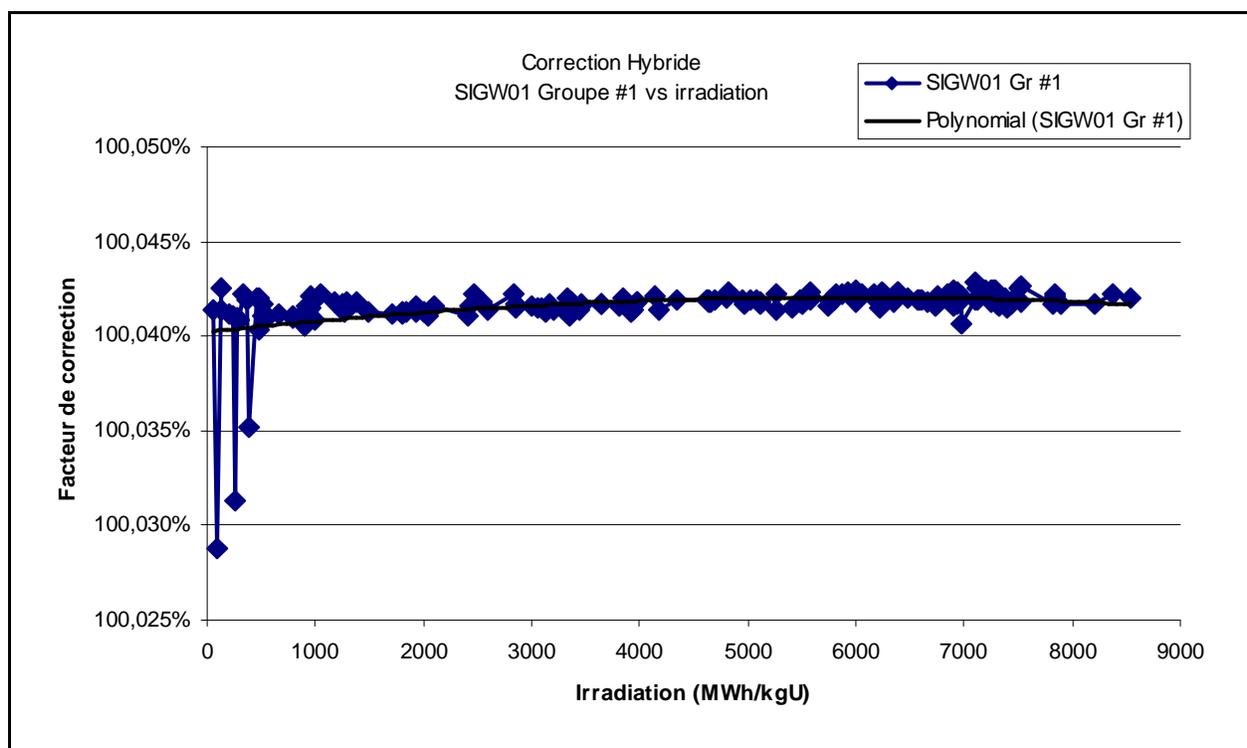


Figure 4.24: Paramètre SIGW01 énergie rapide

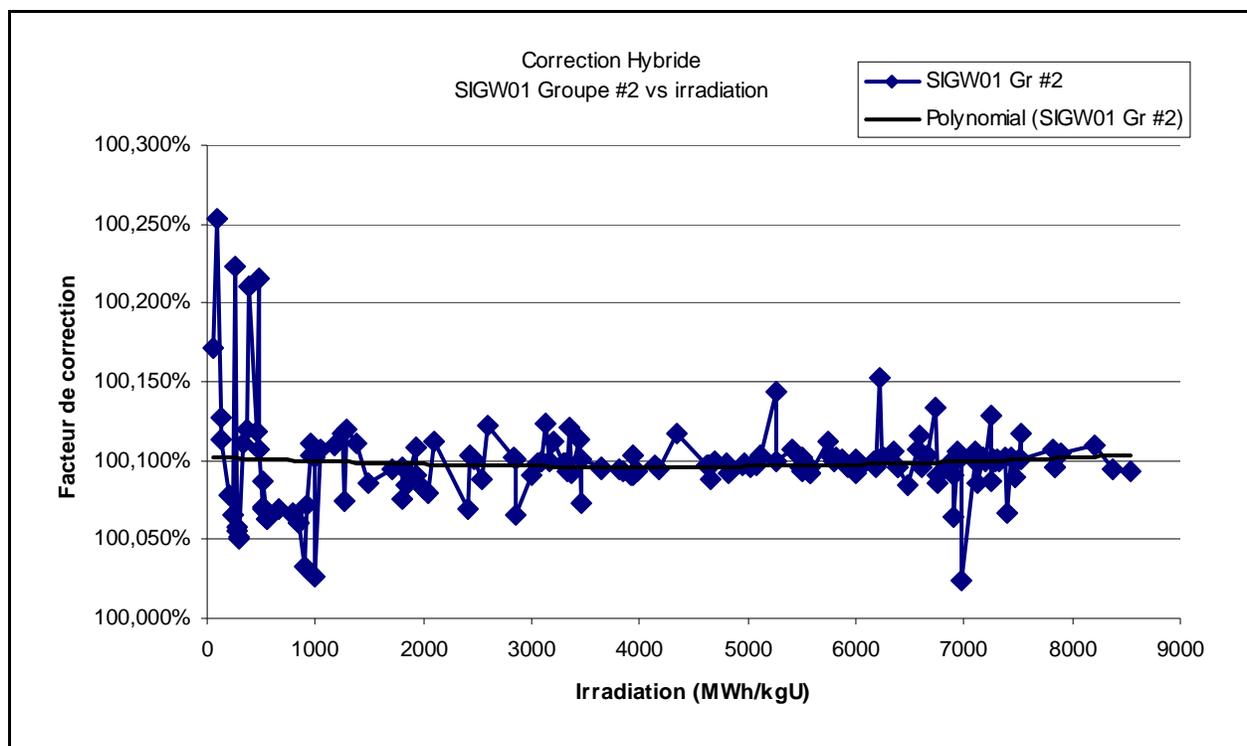


Figure 4.25: Paramètre SIGW01 énergie thermique

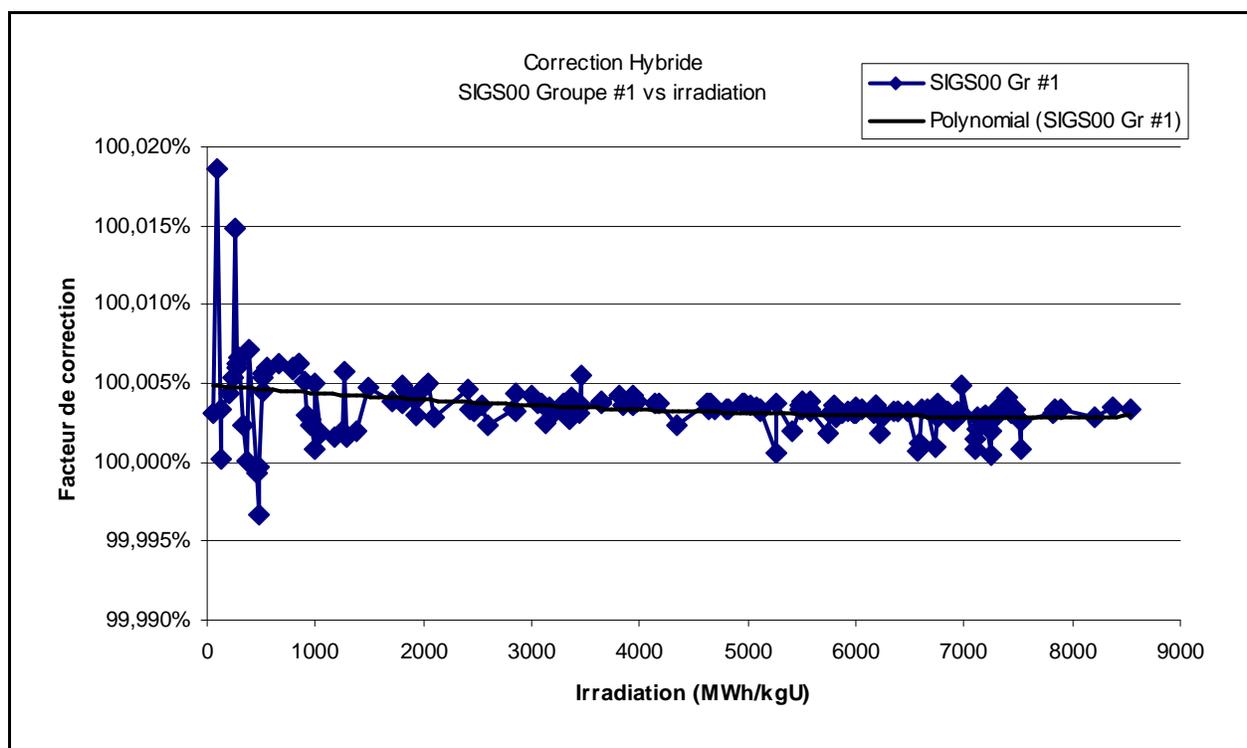


Figure 4.26: Paramètre SIGS00 énergie rapide

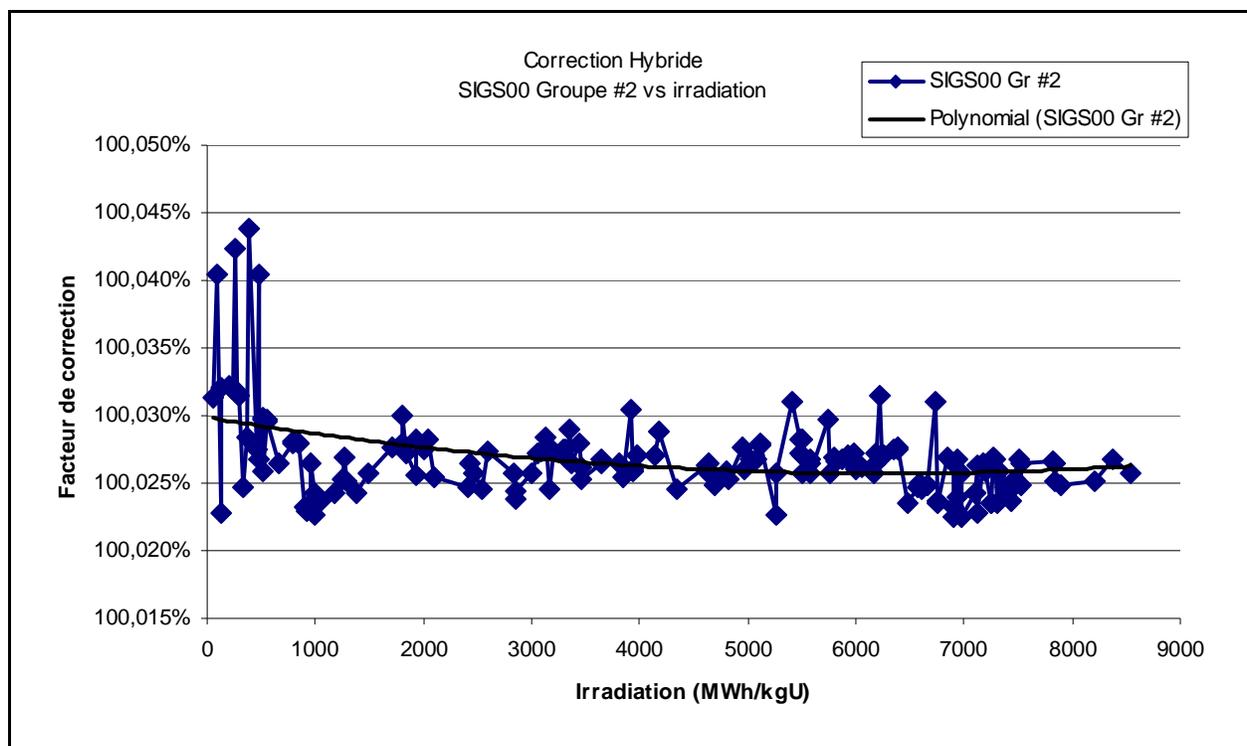


Figure 4.27: Paramètre SIGS00 énergie thermique

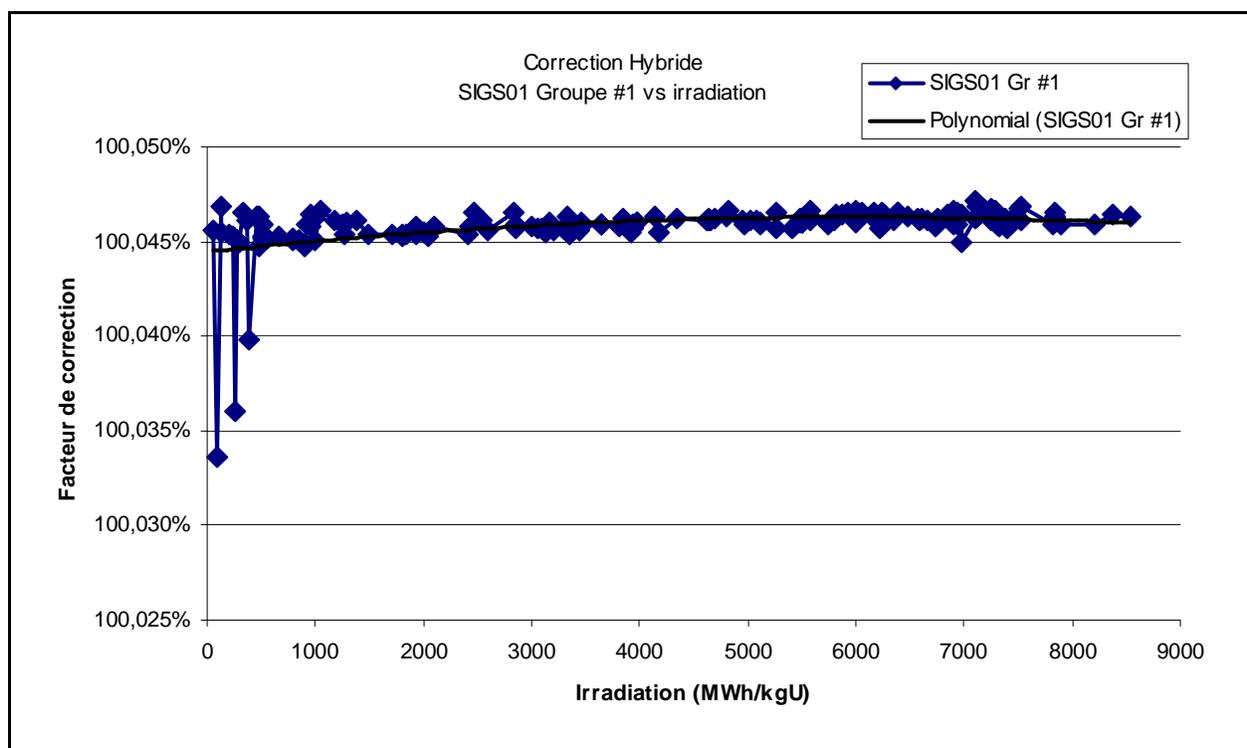


Figure 4.28: Paramètre SIGS01 énergie rapide

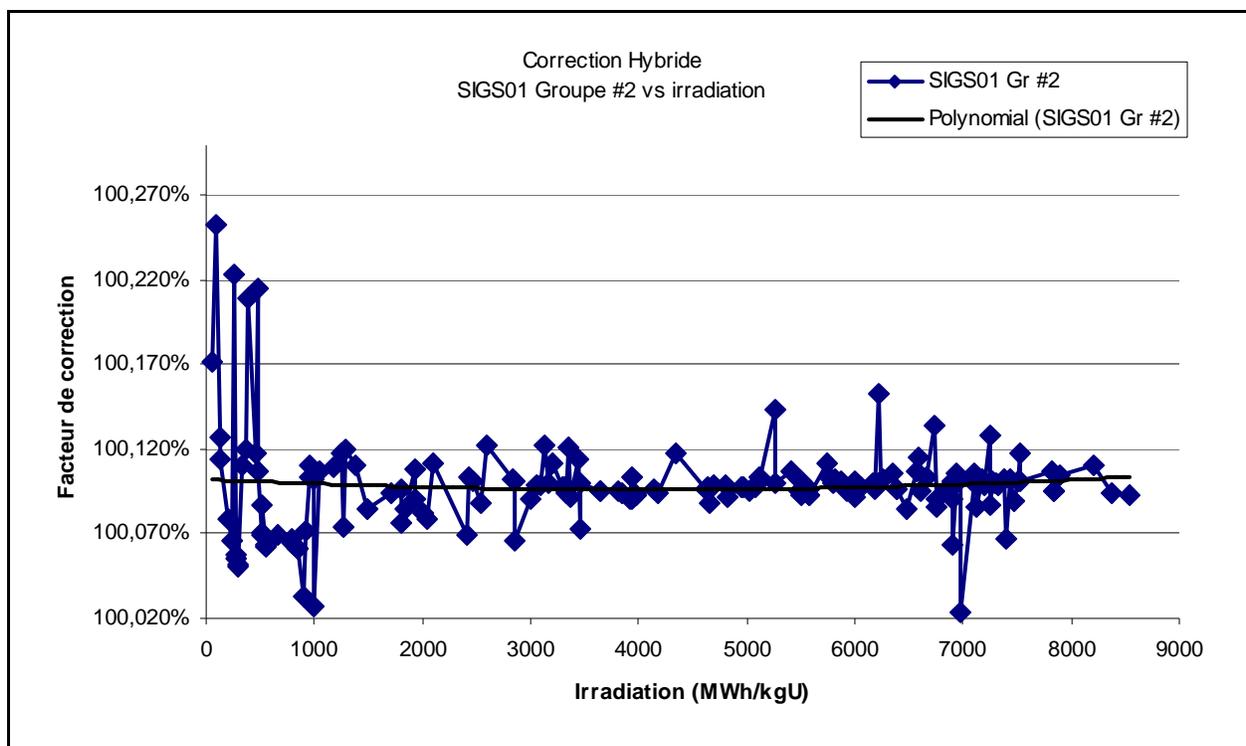


Figure 4.29: Paramètre SIGS01 énergie thermique

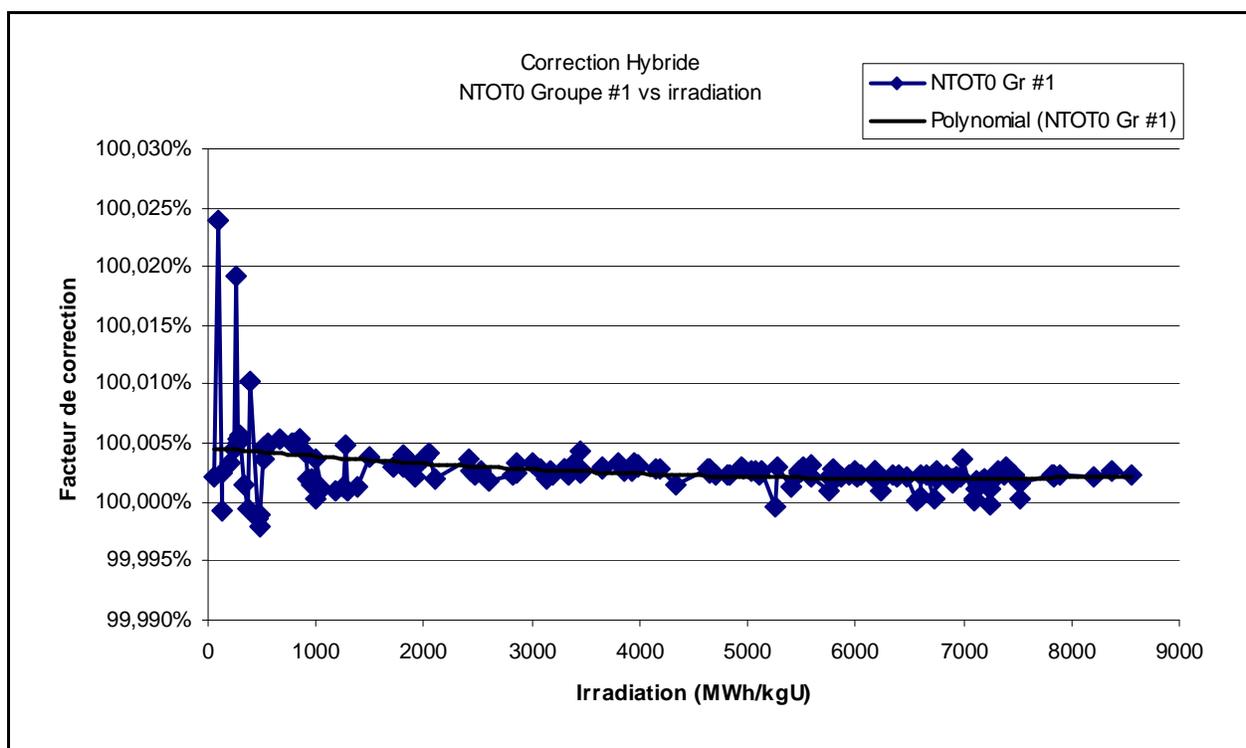


Figure 4.30: Paramètre NTOTO énergie rapide

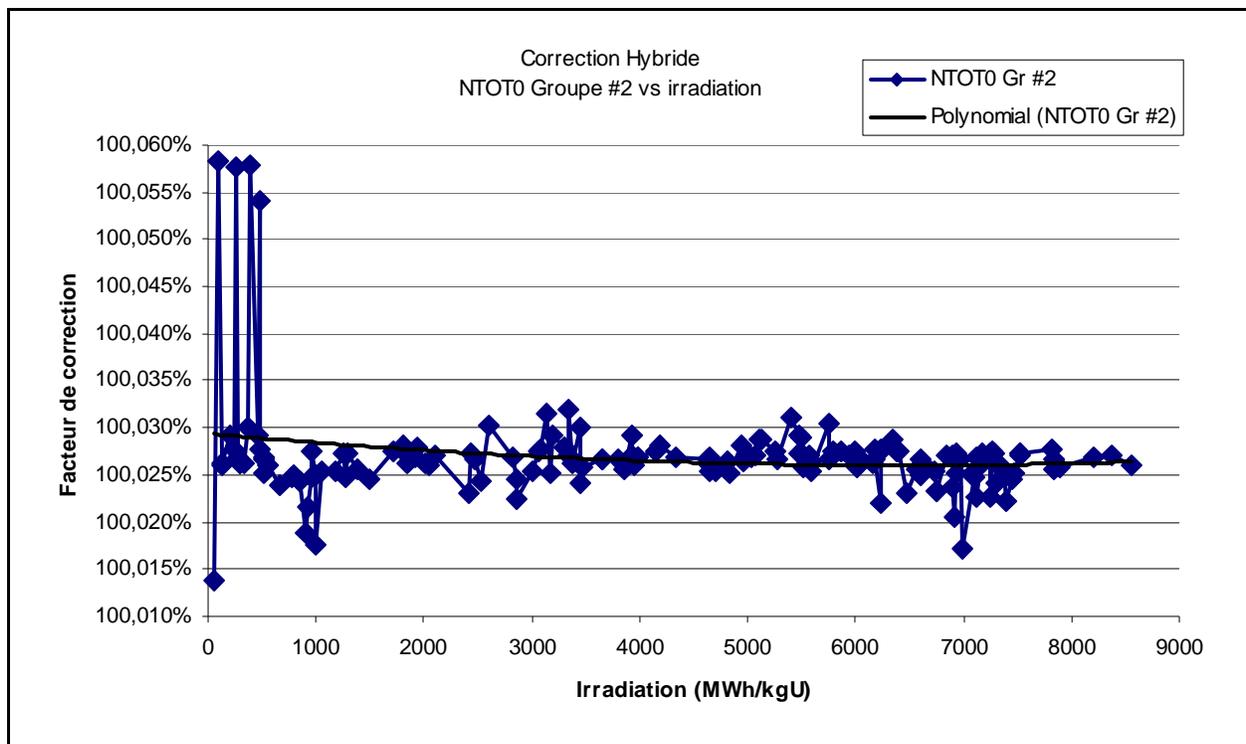


Figure 4.31: Paramètre NTOTO énergie thermique

Tout comme le paramètre k_{inf} à la figure 2.2, les variations des paramètres sont plus grandes lorsque l'irradiation approche 0. Ceci est dû au fait que les produits de fissions, tel que le xénon et le plutonium, ne sont pas encore en équilibre.

4.2.2 Correction et calcul cœur entier

À l'aide de ces tables de correction par paramètres, le module HYB: corrige, cellule par cellule, à l'exception de celles qui ont été calculés selon la méthode « history-based », les paramètres de la MACROLIB en fonction de l'irradiation de la cellule. L'interpolation du facteur de correction est spécifiée via le module HYB: et est linéaire dans le cadre de ce projet.

La figure 4.32 présente la différence de la puissance des canaux entre la méthode hybride et HQSIMEX,

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22		
A									-0,81%	0,23%	-1,57%	-1,77%	-0,17%	-0,09%										
B						-0,72%	3,05%	3,95%	3,92%	2,38%	0,58%	-8,27%	0,81%	4,87%	5,90%	7,03%	6,84%							
C					-2,15%	3,62%	5,01%	4,34%	5,34%	3,98%	1,56%	1,39%	0,95%	4,44%	6,58%	9,49%	24,51%	9,10%						
D				-3,38%	-8,24%	2,29%	5,00%	4,63%	4,24%	3,19%	2,08%	0,67%	2,23%	4,79%	3,93%	7,70%	9,70%	9,88%	7,57%					
E			-2,05%	1,03%	1,17%	2,47%	3,53%	3,24%	3,38%	1,05%	-1,57%	0,28%	1,08%	2,67%	4,24%	6,98%	8,01%	9,11%	10,36%	5,95%				
F			0,03%	2,30%	2,24%	2,64%	2,28%	2,16%	0,57%	-0,68%	-4,96%	-4,44%	-1,17%	-0,80%	1,97%	4,25%	5,08%	7,83%	9,00%	6,91%				
G		-4,16%	1,84%	2,05%	0,95%	0,76%	1,65%	0,95%	-2,69%	-2,02%	-1,84%	-1,25%	-2,58%	-0,61%	-0,08%	2,50%	4,22%	5,90%	8,14%	7,89%	3,56%			
H		-2,79%	0,98%	1,01%	-0,43%	-0,47%	-0,17%	-0,76%	-3,19%	-2,19%	-2,54%	-2,63%	-2,57%	-1,02%	0,25%	1,83%	2,41%	2,21%	6,57%	7,40%	4,48%			
J	-6,58%	-9,67%	0,93%	0,69%	-2,65%	-2,47%	-2,83%	-2,41%	-3,25%	-2,76%	-3,41%	-2,78%	-3,25%	-3,31%	-0,34%	0,17%	0,99%	3,49%	5,99%	6,51%	4,74%	-1,80%		
K	-2,32%	-0,04%	1,53%	1,46%	-2,64%	-7,29%	-4,34%	-6,17%	-4,73%	-4,82%	-5,12%	-4,92%	-3,11%	-2,75%	-1,83%	-1,08%	0,78%	1,74%	5,97%	6,43%	3,92%	-11,00%		
L	-0,72%	1,21%	2,32%	3,69%	-0,07%	-4,89%	-4,48%	-4,23%	-4,13%	-4,47%	-5,72%	-5,12%	-3,64%	-1,21%	-1,96%	-3,24%	0,77%	1,39%	6,90%	6,92%	4,63%	0,62%		
M	-0,95%	-0,01%	0,65%	2,77%	-1,23%	-4,05%	-4,44%	-4,93%	-4,41%	-7,25%	-8,86%	-6,63%	-3,72%	-2,69%	-2,33%	-4,13%	1,91%	4,15%	6,41%	6,79%	4,02%	2,75%		
N	-0,77%	0,63%	1,52%	-0,24%	-1,03%	-2,30%	-3,53%	-4,52%	-5,22%	-7,06%	-8,62%	-7,45%	-7,01%	-3,46%	-3,73%	0,80%	1,75%	4,17%	7,39%	7,76%	6,96%	4,74%		
O	-2,67%	0,84%	1,12%	0,12%	-2,82%	-2,73%	-3,44%	-3,36%	-5,17%	-6,36%	-10,18%	-4,97%	-6,18%	-1,89%	0,32%	2,56%	3,68%	5,99%	8,32%	8,57%	7,70%	2,50%		
P		-0,86%	0,33%	-0,74%	-2,09%	-2,62%	-2,18%	-2,95%	-4,92%	-4,26%	-3,47%	-3,38%	-3,47%	0,51%	2,83%	3,83%	3,11%	6,97%	8,33%	8,78%	6,66%			
Q		-4,04%	-1,15%	-2,55%	-1,86%	-2,98%	-2,50%	-2,86%	-4,06%	-3,77%	-3,27%	-2,11%	-0,54%	1,32%	3,60%	4,85%	5,02%	5,13%	6,77%	8,02%	4,72%			
R			-2,93%	-1,28%	-3,01%	-3,18%	-3,55%	-4,45%	-4,31%	-3,17%	-3,01%	-0,82%	-0,29%	2,53%	3,09%	4,25%	4,57%	0,93%	5,48%	4,67%				
S			-4,17%	-0,95%	-2,82%	-3,42%	-2,33%	-3,01%	-3,58%	-5,24%	-2,66%	-1,22%	1,77%	3,00%	4,57%	4,55%	2,60%	-6,30%	2,70%	2,13%				
T				-5,36%	-2,47%	-1,60%	-2,30%	-3,17%	-2,77%	-3,88%	-2,89%	-1,30%	1,32%	1,43%	5,09%	4,52%	4,01%	1,53%	0,05%					
U					-5,83%	-2,96%	-1,78%	-2,78%	-4,02%	-13,28%	-4,59%	-0,83%	0,70%	3,14%	3,52%	4,01%	3,71%	-1,30%						
V						-8,40%	-4,79%	-4,73%	-4,60%	-4,71%	-3,85%	-2,28%	-0,81%	-0,03%	-0,13%	0,24%	-2,19%							
W									-10,04%	-8,25%	-7,62%	-6,37%	-6,79%	-14,81%										

Figure 4.32: Écart de la puissance de canaux HYBRIDE/HQSIMEX

La figure 4.33 présente la différence des écarts entre la méthode DONJON/HQSIMEX et la méthode HYBRIDE/HQSIMEX.

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22
A									0,18%	0,06%	-0,04%	-0,03%	0,38%	-0,15%								
B						-3,00%	-2,58%	-1,90%	-0,70%	1,07%	-0,15%	-0,10%	1,00%	-0,22%	-0,92%	-1,64%	-1,43%					
C					-3,11%	-2,35%	-2,69%	-2,89%	-1,46%	-1,27%	-1,81%	-1,70%	-1,95%	-2,14%	-2,29%	-1,88%	-1,90%	-0,77%				
D				-3,43%	-3,09%	-2,86%	-2,73%	-2,82%	-3,01%	-2,61%	-2,79%	-3,19%	-2,79%	-2,45%	-2,62%	-2,10%	-1,96%	-1,74%	-1,32%			
E			-3,27%	-3,74%	-3,71%	-3,52%	-2,95%	-2,99%	-3,00%	-3,78%	-4,95%	-3,36%	-3,17%	-2,55%	-1,90%	-1,05%	-1,78%	-1,29%	-0,84%	-0,42%		
F			-3,41%	-3,27%	-3,18%	-2,77%	-2,56%	-2,27%	-3,11%	-4,00%	-7,20%	-3,93%	-3,22%	-3,43%	-1,28%	-0,80%	-2,34%	-0,95%	-0,64%	-0,25%		
G		-4,02%	-2,74%	-3,09%	-3,08%	-3,22%	-2,03%	-0,94%	-4,66%	-3,43%	-3,43%	-2,88%	-3,05%	-1,08%	0,91%	-0,02%	0,04%	0,07%	-0,02%	-0,23%	0,87%	
H		-1,70%	-2,09%	-2,78%	-3,06%	-2,92%	-2,52%	-2,47%	-3,38%	-2,71%	-2,43%	-2,34%	-1,96%	-1,03%	-0,19%	-0,13%	0,14%	0,36%	0,82%	0,81%	1,71%	
J	-0,88%	-0,45%	-0,77%	-1,94%	-3,92%	-3,21%	-2,80%	-2,42%	-2,21%	-1,96%	-1,99%	-1,67%	-1,56%	-1,88%	-0,39%	-0,31%	0,11%	1,34%	2,18%	2,44%	2,71%	2,63%
K	0,47%	0,30%	-0,08%	-0,56%	-2,11%	-6,22%	-2,35%	-2,04%	-1,71%	-1,21%	-1,15%	-1,06%	-0,66%	-0,59%	-0,62%	-0,07%	0,87%	1,76%	3,57%	3,69%	3,68%	3,47%
L	1,97%	1,85%	0,95%	2,79%	0,24%	-1,69%	-1,97%	-1,49%	-1,14%	-0,63%	-0,27%	-0,07%	0,34%	0,28%	0,21%	-0,33%	0,94%	2,75%	6,21%	5,26%	5,41%	5,19%
M	2,72%	4,11%	2,08%	1,89%	-0,12%	-2,09%	-1,36%	-0,94%	-0,27%	-0,60%	0,66%	0,91%	0,47%	0,07%	-0,36%	-3,35%	0,98%	3,10%	4,79%	5,76%	7,46%	6,09%
N	2,31%	2,31%	1,73%	1,10%	0,79%	0,03%	0,10%	-0,33%	0,09%	0,53%	2,55%	2,73%	-0,26%	0,40%	0,17%	0,72%	1,28%	2,75%	4,50%	4,68%	5,30%	5,40%
O	2,03%	2,16%	1,65%	1,22%	0,89%	0,21%	0,41%	0,46%	0,29%	0,14%	-1,48%	1,10%	0,60%	0,89%	1,73%	1,89%	1,58%	3,14%	4,25%	4,78%	4,71%	3,12%
P		2,34%	1,78%	1,50%	1,56%	1,18%	1,06%	0,75%	0,17%	0,42%	0,39%	1,06%	0,48%	1,53%	2,17%	2,39%	2,66%	3,71%	5,12%	5,46%	4,89%	
Q		2,26%	2,68%	4,15%	2,89%	1,22%	1,03%	1,09%	0,26%	0,33%	0,23%	0,66%	1,37%	2,17%	2,95%	3,17%	3,70%	4,56%	7,16%	5,99%	5,48%	
R			2,22%	2,51%	1,31%	0,77%	1,04%	2,12%	0,61%	-0,01%	0,00%	0,94%	1,39%	3,13%	4,92%	3,82%	4,06%	3,06%	5,03%	4,95%		
S			2,31%	2,25%	0,83%	-0,44%	0,09%	-0,13%	-1,13%	-2,86%	-0,33%	0,62%	1,47%	2,31%	3,23%	3,30%	3,42%	3,49%	4,30%	4,72%		
T			0,87%	0,46%	-0,06%	-0,89%	-1,11%	-0,94%	-1,08%	-0,35%	0,19%	0,90%	1,51%	2,63%	2,64%	2,97%	3,08%	4,34%				
U					-0,07%	-0,89%	-0,72%	-1,28%	-1,03%	-0,72%	-0,60%	0,26%	0,52%	1,45%	1,40%	2,31%	2,63%	2,71%				
V						-1,36%	-0,99%	-1,19%	-1,09%	-0,87%	-0,71%	-0,36%	0,08%	0,81%	1,33%	1,96%	2,24%					
W									-1,05%	-1,32%	-1,37%	-0,66%	-0,09%	1,10%								

Figure 4.33: Écart des écarts DONJON/HQSIMEX et HYBRIDE/HQSIMEX

Suite à ce calcul cœur entier, le flux interpolé à la position des détecteurs au vanadium est ensuite extrait du calcul DONJON, et est comparé à la lecture des détecteurs de Gentilly-2. Les réponses de HQSIMEX ont été extraites au JEPP 7065.3 et le même exercice a été effectué lors du calcul DRAGON/DONJON à 2 groupes à la section 4.1 afin de déterminer si la méthode hybride améliore ou non la précision de calcul. Le graphique des pourcentages d'erreur relatifs des différentes méthodes est présenté à la figure 4.34.

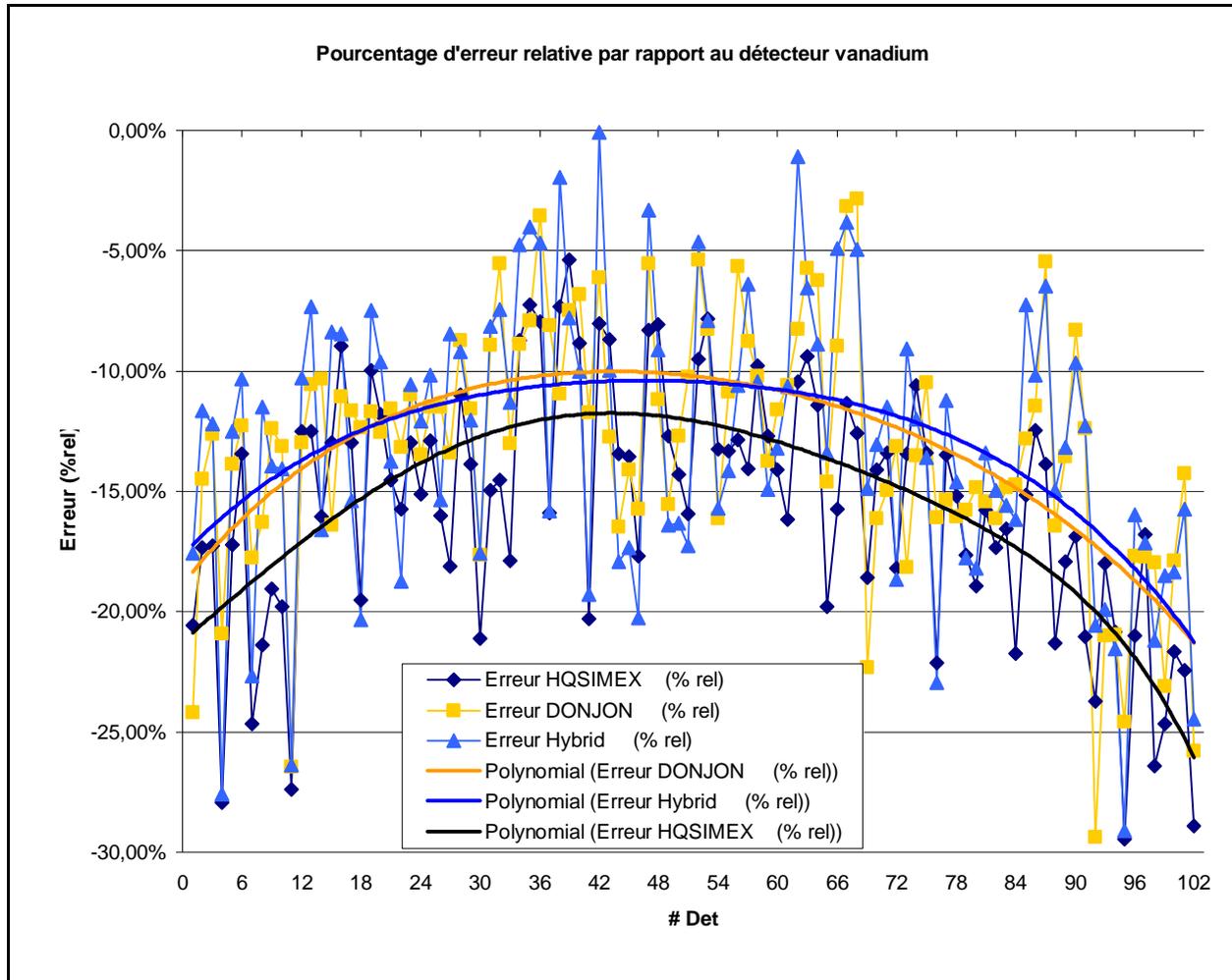


Figure 4.34: Pourcentage d'erreur relative des différentes méthodes

Suite à cette analyse, il est sans équivoque que le calcul diffusion de DRAGON4/DONJON4 à deux groupes d'énergies est plus précis que le calcul HQSIMEX à 1.5 groupes. Afin de quantifier les avantages respectifs de ces méthodes, le gain moyen par détecteur est calculé selon la formule suivante :

$$\overline{Gain} = \frac{\sum_{n=1}^{102} (\varepsilon_n^{méthode} - \varepsilon_n^{HQSIMEX})}{102} \quad (4.1)$$

$$\varepsilon_n = \frac{\phi(n)_{int} - \phi(n)_{réel}}{\phi(n)_{int}} \quad (4.2)$$

Le gain moyen de chacune des méthodes est résumé dans le tableau 4.1.

Tableau 4.1: Comparaison des méthodologies

Méthodologie	Erreur minimale	Erreur maximale	Erreur moyenne	Gain moyen par détecteur
HQSIMEX	-5,38%	-29,47%	-15,61%	#N/A
DRAGON/DONJON 2 groupes	-2,84%	-29,37%	-13,14%	2,46%
DRAGON/DONJON 2 groupes hybride	-0,07%	-29,10%	-12,96%	2,65%

Un suivi de cœur entier « grid-based », avec seulement 14 canaux suivis selon la méthode « history-based », est suffisant pour améliorer la précision de calcul du calcul diffusion de l'ordre de 0,19% par rapport au calcul DRAGON/DONJON à 2 groupes, et de l'ordre de 2,65% par rapport à HQSIMEX à 1.5 groupes.

CONCLUSIONS

Cette étude a permis de statuer que la correction des sections efficaces de la MACROLIB générée selon la méthode « grid-based » par celles calculées par le suivi isotopique rigoureux de la méthode « history-based » augmente bel et bien la précision de calcul lorsque le flux interpolé à la position des détecteurs au vanadium est comparé à la lecture des détecteurs vanadium de Gentilly-2, au même point de référence temporel.

L'augmentation de précision de la méthode de calcul hybride par rapport à HQSIMEX permettrait, si elle était implantée, de réduire l'incertitude de calcul du calcul diffusion. Ceci permettrait éventuellement de réduire la pénalité à appliquer au système de détection de surpuissance locale d'un CANDU-6 vieillissant, ce qui se traduirait en un gain de puissance net par rapport à la pénalité à appliquer par HQSIMEX.

À la suite du suivi de 14 canaux du réacteur CANDU-6 de Gentilly-2 entre le JEPP 6809.6 à 7065.3 réalisé par un calcul parallélisé à l'aide d'une flotte de 9 ordinateurs sous Windows XP, une ultime correction au JEPP 7065.3 permet de colliger le résultat des sections efficaces des canaux « history-based » afin de construire une multitude de tables contenant l'évolution des facteurs de correction des paramètres en fonction de l'irradiation. Ces tables sont ensuite utilisées pour corriger le reste de l'ensemble du cœur qui a été déterminé selon la méthode « grid-based ». Il serait intéressant d'évaluer l'augmentation de la précision en fonction du nombre de canaux simulé par la méthode « history-based ».

Le type de parallélisation utilisée dans ce projet a permis de réduire considérablement le temps de calcul sans avoir à utiliser MPI ni une architecture de superordinateurs de type « Blue Gene ». Une augmentation du nombre de canaux à simuler selon la méthode « history-based » est donc envisageable dans un environnement de production industriel.

La multicompo qui a été utilisée pour réaliser le calcul « grid-based » a été générée en considérant une température du combustible et du caloporteur moyennée selon les études de

sûreté, ce qui ne représente pas tout à fait la réalité. Un calcul thermohydraulique couplé au calcul neutronique devrait être réalisé pour assurer une cohérence avec la température.

Également, la totalité des canaux n'ont pas été rechargés deux fois pendant la période étudiée, résultant en la présence de combustible avec irradiation du modèle PPV à 1.5 groupes d'énergie au JEPP 7065.3 dans un calcul à 2 groupes. Cette incohérence peut donc engendrer une source d'erreur supplémentaire dans le calcul final.

RÉFÉRENCES

- [1] *Benoit Arsenault*, « POWDERPUFS-V », Présentation PowerPoint, CANTEACH, Mars 2000
- [2] *Michael H. McDonald*, « Fuel and Core Physics Considerations for a Pressure Tube Supercritical Water Cooled Reactor », Ph. D. Thesis, McMaster University, Janvier 2011
- [3] *Cécile Carre*, « Etude de faisabilité du recyclage de l'uranium de retraitement en réacteur à eau lourde », Mémoire de maîtrise, Polytechnique de Montréal, Avril 2011
- [4] *M. Guyot*, « Development of the micro-depletion method in chain of codes DRAGON4/DONJON4 », Mémoire de maîtrise, Polytechnique de Montréal, Mars 2011
- [5] *E. Varin, G. Marleau*, « Validating the history-based method in DRAGON/DONJON using G2 core follow-up », CNS 2005 Annual conference
- [6] *R. Roy, G. Marleau, J. Taimouati et D. Rozon*, « Modelling of CANDU reactivity control devices with the lattice code DRAGON », *Annals of Nuclear Energy*, vol. 21, p.115-132, Elsevier Ltd., Février 1994
- [7] *E. Varin, R. Roy, R. Baril et G. Hotte*, « CANDU-6 operation post-simulations using the reactor physics codes DRAGON/DONJON », *Annals of Nuclear Energy*, 31(18), p. 2139-2155, 2004
- [8] *E. Varin et G. Marleau*, « CANDU reactor core simulations using fully coupled DRAGON and DONJON calculations », *Annals of Nuclear Energy*, 33(8), p. 682-691, 2006
- [9] *A. Hebert*, « Applied Reactor Physics », Presses Internationales Polytechnique, 2009.
- [10] *D. Rozon*, « Introduction à la cinétique des réacteurs nucléaires », Edition de l'École Polytechnique de Montréal, 1992
- [11] *R. Roy*, « The CLE-2000 tool-box », Rapport IGE163, Polytechnique de Montréal, 1999
- [12] *G. Marleau, A. Hebert et R. Roy*, « A user guide for Dragon Version4 », Rapport IGE294, Polytechnique de Montréal, 2010
- [13] *D. Sekki, A. Hebert et R. Chambon*, « A user guide for Donjon Version4 », Rapport IGE300, Polytechnique de Montréal, 2010
- [14] *A. Hebert*, « A user guide for Trivac Version4 », Rapport IGE293, Polytechnique de Montréal, 2010

- [15] *A. Hebert, G. Marleau et R. Roy*, « A description of the DRAGON and TRIVAC Version4 data structure », Rapport IGE295, Polytechnique de Montréal, 2013
- [16] *A. Hebert et R. Roy*, « The GANLIB Version 5 Developer's guide », Rapport IGE313, Polytechnique de Montréal, 2012
- [17] *D. Rozon*, « Gestion du combustible nucléaire », Presses Internationales Polytechnique, 2007