

Les 2 infinis en Physique des Réacteurs : Incertitudes et Indéterminations dans les Simulations des FuturS du Nucléaire

Adrien Bidaud

4 avril 2017

Table des matières

I Infiniment petit : Sensibilités et Incertitudes de données nucléaires	6
1 De la physique nucléaire au cœur	8
1.1 Incertitudes expérimentales	8
1.2 Théorie des perturbations et calculs assemblages	10
1.2.1 Forme générale de l'équation de transport des neutrons	10
1.2.1.1 Discrétisation angulaire	11
1.2.1.2 Dimension du problème numérique	12
1.2.2 Théorie des Perturbations pour les calculs de sensibilité	13
1.2.3 Le cas difficile des sections efficaces de diffusions	13
1.2.4 Buckling et Correction transport	15
1.2.5 Théorie des Perturbations dans les Monte Carlo	16
1.3 Résonances	17
1.3.1 Sensibilités directes aux paramètres de résonances.	17
1.3.2 Méthode analytique	19
1.3.3 Autoprotection des matrices de covariance multigroupes	20
1.4 Calculs cœur et expériences intégrales	21
1.4.1 puissance	21
1.4.2 Intégration des données intégrales dans les évaluations	22
2 Incertitudes de données nucléaires en évolution	24
2.1 Calculs directs de sensibilités	25
2.2 Méthode Total Monte Carlo	26
2.2.1 Application de la méthode TMC à un Réacteur à Neutron Rapide	26
2.2.2 Interprétation de Total Monte Carlo REP avec DRAGON	28
2.3 Réconcilier TMC et GPT en évolution	29
3 Perspectives	32
II Infiniment grand : Indéterminations dans les études de scénarios nucléaires	
34	
4 Physique des systèmes nucléaires	36
4.1 Recyclage en Réacteurs à Eau	37
4.2 Recyclage en Réacteurs à Neutrons Rapides	38
5 Etudes interdisciplinaires du « Conflit de Générations »	41
5.1 Equilibres symbiotiques	42
5.2 Des générations en conflit?	43
5.2.1 Offre et demande	44
5.2.2 Modélisation des générations	44

5.2.3 Une compétition ? Quelle compétition ?	45
5.3 Modélisation dynamique du marché de l'uranium	46
5.4 Concurrence avec les renouvelables variables	50
6 Perspectives pour les études de scénarios	52
III Conclusions et perspectives	54
A Encadrements	56
B ND 2016	59
C Projet PROSPEN	64
D Liste de Publication	69
Bibliographie	77

Remerciements

Merci les membres du jury
merci les chefs / financeurs (?)
merci les collègues
merci les élèves
merci la famille et les amis

Introduction

Toutes mes activités de recherche sont liées à la simulation numérique des réacteurs nucléaires du futur et plus particulièrement à la question du «réalisme» des simulations neutroniques des réacteurs nucléaires du futur. Comme les équations qui régissent les mouvements des neutrons et l'évolution des combustibles dans les réacteurs sont très bien connues, la question du réalisme revient à interroger les hypothèses des simulations. Ces hypothèses peuvent être séparées schématiquement en deux catégories selon que l'échelle d'étude est plus petite ou plus grande que celle du réacteur, typiquement le mètre. D'une part, les simulations utilisent des données nucléaires *incertaines* dont on souhaite connaître l'impact sur les observables simulées nécessaires aux études de dimensionnement et de fonctionnement des réacteurs. D'autre part, puisqu'on ne connaît pas le futur, les réacteurs qui pourraient être construits, la composition de leurs combustibles et les hypothèses qui feraient que les uns ou les autres pourraient être utilisés, sont *indéterminées*.

Les simulations nécessaires à l'étude des impacts des deux catégories d'hypothèses correspondent à deux échelles de dimensions et d'énergies bien différentes et donc des outils de simulations bien différents, schématisées sur la figure 1.

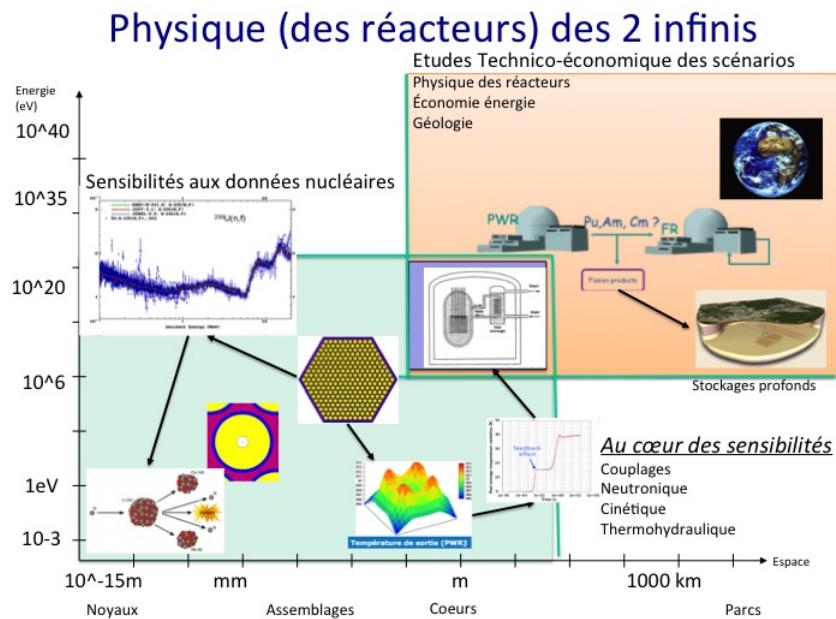


FIGURE 1 – Les 2 infinis en Physique des réacteurs.

La question de la sensibilité des simulations aux données nucléaires de ces simulations multi-échelles et dépendantes de l'évolution des combustibles est au cœur de mes activités de recherche depuis ma thèse. Un

résultat central de ma thèse était que la propagation des incertitudes dans les calculs statiques, que l'on réalise classiquement à l'échelle de l'assemblage, pouvait être chamboulée par les effets d'évolution des combustibles, de normalisation de la puissance et de contrôle de la réactivité. En fonction des combustibles et de la façon dont ils seraient utilisés dans différents types de réacteurs, l'impact de la physique nucléaire est très différent. La partie I de ce rapport fait le point sur les travaux que j'ai menés et dirigés sur les études d'impact des incertitudes de données nucléaires dans la continuité de ma thèse.

L'importance pour la propagation des incertitudes des effets liés au chargement initial, à l'exploitation des coeurs, à la complexité de l'évolution des combustibles sous irradiation m'a amené à questionner les paramètres d'entrées des calculs statiques. Quels combustibles pourraient être chargés, dans quels réacteurs ? Quels paramètres les exploitants et les pays essayeront d'optimiser pour utiliser au mieux leurs ressources : minières, espaces de stockages des déchets, capitaux... ? La partie II s'intéresse aux activités liées aux études de scénarios, que ce soit les scénarios « purement nucléaires » où l'on ne calcule « que » l'évolution des inventaires de matières et autres paramètres « physiques » ou les scénarios énergétiques globaux dans des études interdisciplinaires.

L'échelle centrale de toutes ces études, le « cœur » du réacteur, constitue aussi le cœur de mes futurs projets de recherche que je présente dans les conclusions de chaque partie et la conclusion générale III. J'envisage de poursuivre mes recherches des deux cotés de cette taille caractéristique :

- Aux grandes échelles, les exploitants des réacteurs devront trouver des stratégies et donc choisir des réacteurs et des gestions des matières radioactives, suffisamment souples pour pouvoir s'adapter au contexte global de long terme (par exemple anticiper l'évolution de la disponibilité de l'uranium ou des politiques climatiques) mais aussi aux contraintes locales à court terme, avec des réacteurs capables de s'adapter aux variations rapides des besoins des utilisateurs et de la production des concurrents, parmi lesquels les renouvelables variables. Cela suppose d'essayer de trouver des optimisations sous contraintes, dans un environnement incertain et de faire le lien entre différents domaines : physique des réacteurs, du cycle, économie de l'énergie.
- Aux petites échelles, je voudrais développer l'étude des impacts des incertitudes dans les simulations neutroniques mais aussi multi-physics à l'échelle d'un cœur de réacteur. Les progrès réalisés par les outils de neutronique pour propager les incertitudes neutroniques sont applicables à l'amélioration des outils de simulations couplées. Dans les nouveaux schémas envisagés, les calculs d'incertitudes ne seraient pas faits *a posteriori*, mais utilisés pendant le calcul pour l'optimiser c'est à dire pour concentrer l'effort de calcul là où il est le plus efficace pour réduire les incertitudes. Ainsi, si les incertitudes sur les données de base sont bien maîtrisées, celles sur les sorties du modèle sont contrôlées et les temps de simulation minimisés, *par construction*.

Première partie

Infiniment petit : Sensibilités et Incertitudes de données nucléaires

Les probabilités d'interaction neutron matière, appelée section efficace, changent de plusieurs ordres de grandeur en fonction de l'énergie cinétique des neutrons dans des « résonances » comme le montre la figure 2 issue de la référence [2]. Dans les réacteurs nucléaires, cette énergie change sur une dizaine d'ordres de grandeurs entre la création des neutrons par fission et leur absorption. Les courbes rouge et bleue de la figure 2 présente la distribution d'énergie dans des réacteurs à neutrons respectivement rapides et thermiques.

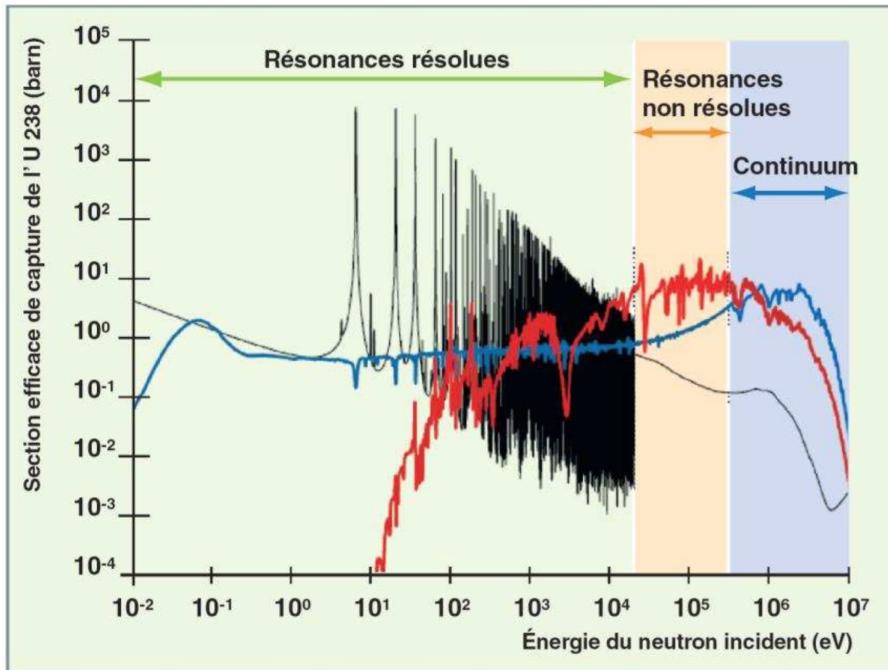


FIGURE 2 – Section efficace Totale de l'Uranium 238 en fonction de l'énergie (noir) et spectres des neutrons en réacteurs à neutron rapide (rouge) et à eau sous pression (bleu).

Le parcours des neutrons dans la matière est inversement proportionnel à ces probabilités. Le calcul du transport des neutrons sur un maillage à l'échelle de ces parcours minuscules du réacteur complet rendrait le calcul irréalisable pour les applications industrielles. Pour simuler l'évolution des combustibles avec le temps et le comportement du réacteur en situation accidentelle, la simulation numérique se fait souvent en deux étapes. Il faut d'abord calculer des propriétés moyennes¹ des neutrons et de leurs interactions avec les matériaux des réacteurs aux petites échelles pour lesquels le flux change rapidement fonction de l'espace et de l'énergie. Par la suite, ces données sont utilisées dans un outil qui résoud souvent une équation simplifiée pour le calcul à grande échelle. A cette échelle, le problème couplé et simplifié neutronique thermohydraulique peut être résolu suffisamment rapidement par les exploitants de centrales.

Dans cette partie, nous présentons dans le chapitre 1 les travaux associés à la maîtrise des incertitudes de données nucléaires depuis la prise de mesures jusqu'à la simulation des coeurs entiers, pour les calculs de neutronique « statique ». Le chapitre 2 présente différents travaux visant à quantifier les incertitudes sur les calculs en évolution par différentes méthodes.

1. par intégrales sur les volumes, l'énergie, les angles dans des outils déterministes ou de plus en plus souvent par échantillonnage aléatoire dans des outils stochastiques

Chapitre 1

De la physique nucléaire au cœur

Les incertitudes de données nucléaires utilisées dans les simulations neutroniques sont le fruit des limites des modèles de physique nucléaire qui essaient de reproduire des mesures expérimentales elles mêmes incertaines. J'ai pu participer à quelques expériences de prises de données que ce soit à Bordeaux [J2012b] dont nous présentons quelques détails au chapitre 1.1 ou sur le spectromètre Lohengrin à l'ILL à Grenoble [53]. Ces incertitudes utiles au neutronicien sont parfois disponibles dans les fichiers « évalués » issus d'une modélisation théorique des noyaux utilisant les données expérimentales. Ces fichiers évalués sont ceux utilisés par les neutroniciens après un peu de traitement pour produire les données dépendantes de la température au format adapté au formalisme de l'outil de simulation. Nous ne discuterons pas ici de l'étape d'évaluation ni des données ni des incertitudes.

L'approche classique en neutronique pour propager ces incertitudes est de calculer les sensibilités des observables de sortie des calculs non pas par un recalculation « perturbé » [M2007] mais en utilisant la « Théorie des Perturbations » aux données nucléaires [premiers papiers GPT M2008a, M2009] puis de multiplier ces sensibilités par les incertitudes présentées sous forme de matrices de covariances. Si l'on nomme $S_{i,g}^x$ la sensibilité du paramètre R à la section efficace $\sigma_{i,g}^x$ de la réaction x sur le noyau i dans le groupe d'énergie g et que l'on connaît les incertitudes et corrélations associées à toutes les réactions, on peut calculer l'incertitude sur le paramètre R suivant la formule :

$$\begin{aligned}\frac{\Delta R}{R} &= \frac{\sqrt{S^t Cov S}}{\sqrt{\sum_{x,y,i,j,g,h} \sum S_{i,g}^x Cov(\sigma_{i,g}^x, \sigma_{j,h}^y) S_{j,h}^y}}\end{aligned}\quad (1.1)$$

Une application plus avancée de la théorie est d'intégrer des mesures « intégrales » sur réacteurs pour l'amélioration des données et la re-estimation des incertitudes, comme a pu le faire Claire Vaglio-Gaudard¹ dans sa thèse [PHD2010].

1.1 Incertitudes expérimentales

A partir des incertitudes sur la connaissance des dimensions du montage expérimental ou sur l'énergie ou l'intensité du faisceau de particules utilisé pour l'expérience, il est possible de calculer l'incertitude sur les données produites en appliquant des formules équivalentes à celles de l'équation 1.1. On trouvera dans le travail de thèse de Grégoire Kessedjian² [43] un exemple de méthodologie de construction d'incertitudes expérimentales complètes qui permet de construire des matrices d'incertitudes sur des sections efficaces obtenues à plusieurs énergies lors de plusieurs expériences menées sur des accélérateurs différents mais partageants certaines parties du dispositif expérimental, comme les détecteurs. La figure 1.1 montre un exemple de

1. Ingénieur de recherche au CEA

2. Aujourd'hui Maître de Conférence, HDR à l'Institut Polytechnique de Grenoble

matrice de corrélation obtenue par cette méthode pour des mesures de sections efficaces de fission de l' ^{243}Am .

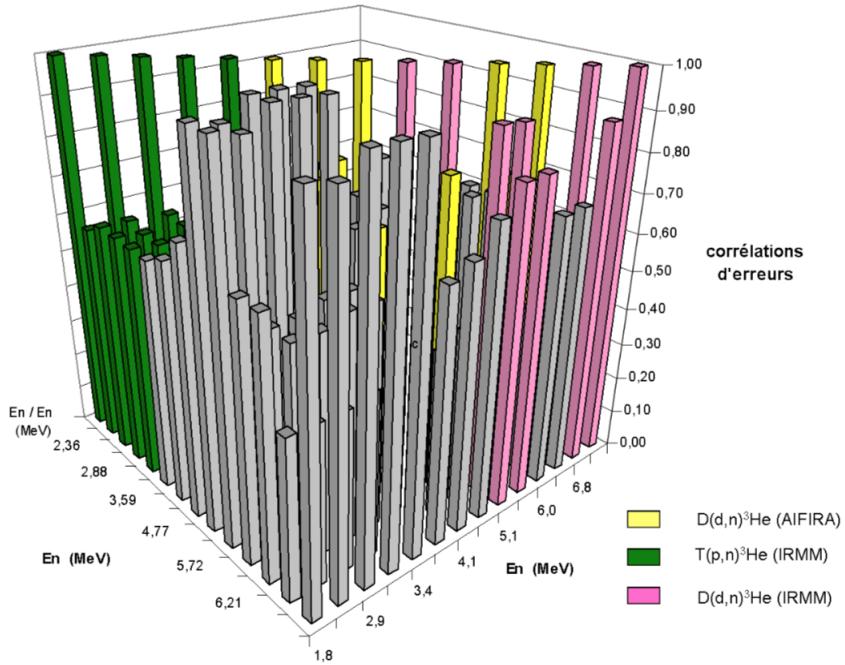


FIGURE 1.1 – Matrice de corrélation des mesures de fission de l' Am^{243} obtenues à différentes énergies lors de différentes campagnes.

A cause des nombreux éléments partagés par ces expériences, leurs erreurs sont fortement corrélées. L'ajout d'un point supplémentaire dans une série de données apporte nettement moins d'information que les premiers points. Assez rapidement, la répétition des mesures ne fait qu'améliorer l'erreur statistique. Les expérimentateurs se débrouillent en général pour que ce soit l'erreur systématique qui domine par rapport à l'erreur statistique. Pour réduire l'incertitude sur une donnée, une méthode alternative et économique à l'amélioration technique des dispositifs expérimentaux est d'utiliser plusieurs dispositifs et de maximiser leur diversité.

La quantité d'informations distinctes portée par le jeu de mesures corrélées peut être évaluée en cherchant les valeurs propres de la matrice de corrélations. En pratique, on cherchera une décomposition en valeurs singulières comme présenté sur la figure 1.2. La construction de la matrice de corrélation de la figure 1.1 a besoin d'une hypothèse sur la corrélation de deux angles solides. Grégoire Kessedjian a proposé de représenter les 2 cas extrêmes que pouvait prendre cette valeur pour encadrer les erreurs, ce qui explique qu'il y a deux séries de points sur la figure. Le poids relatif des valeurs propres donne alors une idée du nombre de mesures indépendantes équivalentes. On voit que l'information est portée essentiellement par les quelques premières valeurs propres. L'ajout des valeurs propres suivantes n'apporte qu'à peine 1 pour-cent de l'information totale.

Les méthodes modernes d'études de sensibilité, que nous présenterons au chapitre suivant, permettent de propager les incertitudes de presque n'importe quelle forme de données. M. Aufiero a même proposé dans [13] de calculer l'impact des vecteurs singuliers des matrices d'incertitudes plutôt que celui de toute la matrice de corrélation. La propagation d'erreur respecte alors autant que possible le « format » des erreurs sur les fichiers utilisés plutôt que le formalisme des données plus ou moins retravaillé de l'outil de neutronique. La propagation des erreurs de données nucléaires, le plus directement et le plus efficacement possible sur les variables d'intérêts pour la physique des réacteurs, est au cœur de mon futur projet de recherche présenté dans la section 3.

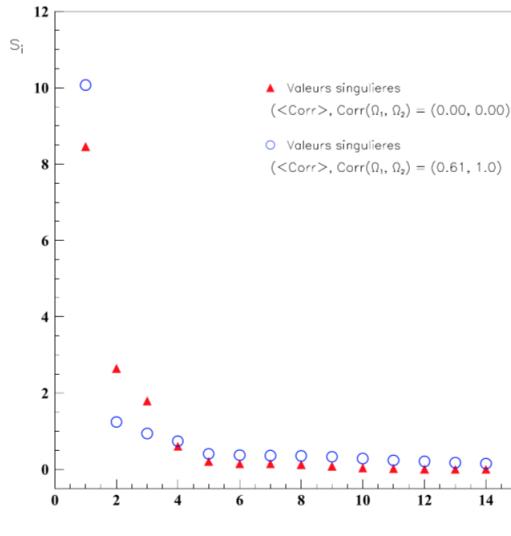


FIGURE 1.2 – Valeurs singulières de la matrice de corrélation des mesures.

1.2 Théorie des perturbations et calculs assemblages

1.2.1 Forme générale de l'équation de transport des neutrons

Le lecteur trouvera facilement d'excellentes présentations des différentes formes de l'équation du transport, dépendantes du temps ou non, des conditions aux limites et des méthodes de résolutions associées. Les notations que nous utiliserons sont présentées dans l'équation 1.2.1. En pratique, nous ne discuterons que de l'équation aux valeurs propres associées à l'opérateur de fission et donc indépendante du temps. Cette équation est celle résolue dans la plupart des applications, même celles dépendantes du temps que ce soit pour les calculs d'accidents ou pour les calculs d'évolution du combustible.

$$\begin{aligned}
 \frac{1}{v} \frac{\partial}{\partial t} \phi(\vec{r}, v, \vec{\Omega}, t) &= - \underbrace{\text{div}(\vec{\Omega} \bullet \phi(\vec{r}, v, \vec{\Omega}, t))}_{\text{Transport}} \\
 &\quad - \underbrace{\Sigma_t(\vec{r}, v, \vec{\Omega}) \phi(\vec{r}, v, \vec{\Omega}, t)}_{\text{Disparition}} \\
 &\quad + \underbrace{\int_{4\pi} \int_0^\infty \left[\Sigma_s((\vec{r}, v', \vec{\Omega}') \rightarrow (\vec{r}, v, \vec{\Omega})) \phi(\vec{r}, v', \vec{\Omega}, t) \right] dv' d\vec{\Omega}'}_{\text{Source de diffusion}} \\
 &\quad + \underbrace{\int_{4\pi} \int_0^\infty \chi(v, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}) \nu \Sigma_f(v') \phi(\vec{r}, v', \vec{\Omega}', t) dv' d\vec{\Omega}'}_{\text{Source de fission}} + \\
 &\quad + \underbrace{S(\vec{r}, v, \vec{\Omega}), t}_{\text{Autres sources}} \\
 &= -B\phi - L\phi + P\phi + S
 \end{aligned} \tag{1.2}$$

Désormais, on notera B l'opérateur contenant le terme de Transports, L (Loss en anglais, même si les diffusions peuvent apporter des neutrons), de Diffusion et de Disparition et F l'opérateur de fission.

1.2.1.1 Discrétisation angulaire

Deux termes de l'équation de transport sont particulièrement difficiles à discréteriser car dépendants de la variable angulaire : l'opérateur de transport et celui de transfert par diffusion. L'approche choisie pour numériser ces opérateurs est souvent ce qui différencie les méthodes numériques de résolution. Les outils utilisés pour les calculs coûts par exemple, se basent simplement sur l'équation de diffusion, approchée de l'opérateur de transport. Ils font l'hypothèse de l'isotropie et doivent intégrer une correction d'anisotropie du coefficient de diffusion dont nous rediscuterons dans la section 1.2.4. De nombreuses méthodes utilisent des projections sur des polynômes, au moins pour les sources de diffusion dans les fichiers de sections efficaces évaluées. Ce choix est d'autant plus légitime que cette projection est aussi utilisée pour représenter les sections efficaces doublement différentielles de diffusion. En effet, dans de nombreux domaines énergétiques, les distributions de probabilité sur les polynômes de Legendre sont les sorties classiques des outils de modélisation de l'interaction neutron-noyau dans le centre de masse et sont mesurées expérimentalement. Cependant, cette projection a moins de sens dans le référentiel du laboratoire.

Dans les outils déterministes, l'équation du transport est intégrée sur des domaines d'énergie pour obtenir un système d'équations de dimension raisonnable. Nous discuterons dans la partie 1.3 de l'effet des procédures de réduction de la dimension énergétique sur les études de sensibilités et d'incertitudes. La figure 1.3, issue comme la suivante de la thèse d'Ansar Calloo³ [25] montre l'allure des sections efficaces de diffusion en fonction de μ , le cosinus des angles entrants et sortants pour différents groupes d'énergie des neutrons entrants et sortants. A une énergie donnée, la section efficace est une fonction triangle, ce qui donne les formes observées une fois prises en compte les largeurs des groupes d'énergies d'entrée et de sorties. La figure 1.4 montre que ces formes très découpées peuvent très difficilement être reproduites par des polynômes quelque soit le degré de troncature⁴. L'expérience du benchmark de l'OCDE sur des calculs MOX sans homogénéisation [1] avait montré que pour que les résultats des codes déterministes convergent assez rapidement vers les outils stochastiques, jusqu'à une précision de quelques dizaines de pcm. Et que pour aller plus loin, il fallait avoir des descriptions angulaires nettement plus détaillées que celles qui se pratiquent couramment avec des ordres de troncatures jusqu'à P64 et des milliers de directions angulaires. Ce qui pose des défis considérables pour la convergence des itérations.

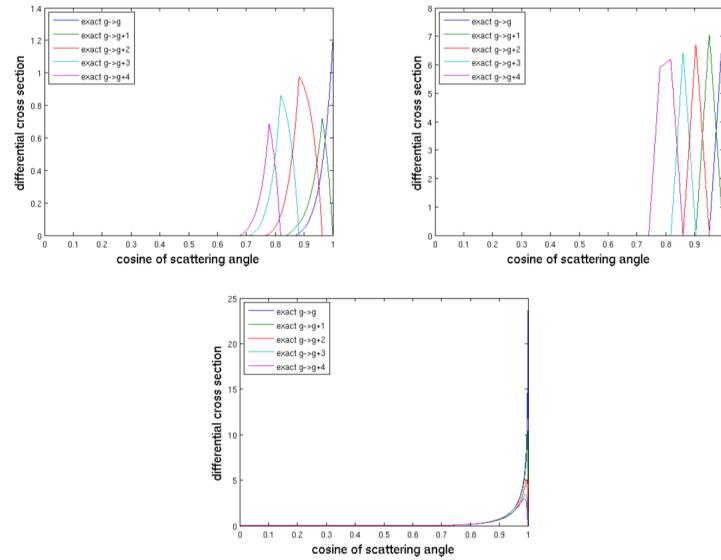


FIGURE 1.3 – Sections de transfert de l'H dans les domaines rapide $g = 1$ (haut gauche), en ralentissement $g = 20$ (haut droite) et en thermique $g = 230$ pour le maillage SHEM (238g).

3. Aujourd'hui chercheur à EDF R&D à Saclay

4. La troncature produit des sections efficaces négatives, ce qui demande un traitement particulier et est l'objet de recherche de nombreux travaux.

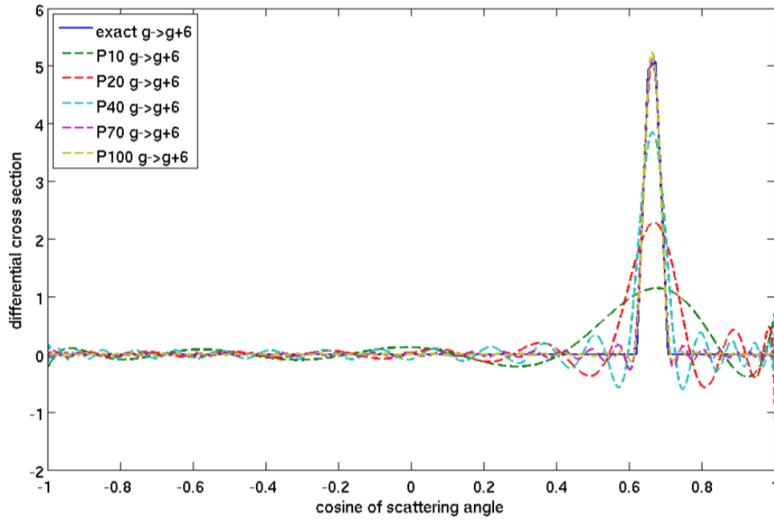


FIGURE 1.4 – Section de transfert multigroupe de l’hydrogène pour $g = 20 \rightarrow g = 26$ du maillage SHEM (largeur en léthargie ~ 0.1) en fonction de μ pour différentes troncatures des polynômes de Legendre.

Dans sa thèse, A. Calloo a mis en place une nouvelle description de l’opérateur de sources de diffusion qui ne s’appuie pas sur des polynômes tronqués et permet de mieux prendre en compte la forme de l’anisotropie des chocs, en particulier sur l’hydrogène pour lequel une description analytique est disponible. Il a mené un important travail de comparaison sur de nombreux cas représentatifs de la physique des réacteurs. Même dans les cas où le flux et les sources de diffusion étaient très anisotropes, il a montré que l’amélioration de la représentation angulaire avec une méthode de différence finie en angle était trop coûteuse pour la plupart des applications pour lesquelles une troncature à l’ordre 3 offre un très bon rapport coût/bénéfice. Si ses travaux n’ont pas révolutionné la représentation de l’anisotropie dans le transport neutronique, ils ont permis de très bien connaître les limites des hypothèses classiques.

1.2.1.2 Dimension du problème numérique

Quelle serait la dimension du problème numérique si l’on voulait simuler une situation accidentelle sur un cœur industriel ? Dans l’équation ??, le flux est fonction de 4 variables. En pratique, les sections efficaces et les masses volumiques dépendent des températures, ce qui implique des itérations avec les équations de thermo-hydraulique pour obtenir l’évolution de la géométrie. De même les conditions initiales de l’accident vont changer en fonction de l’épuisement du combustible et des poisons consommables, qui aura nécessité un pilotage de la réactivité et donc une concentration en bore et des positions des barres de commandes variables. Si l’on veut discréteriser suffisamment finement ces variables pour assurer que les mailles sont petites devant les phénomènes que l’on cherche à observer pour la neutronique, il faudrait prendre :

1. des mailles spatiales de dimensions petites devant le parcours le plus court des neutrons. Pour une section efficace de 10^4 barns comme on le voit dans les résonances de ^{1238}U sur la figure 2, cela correspond à quelques fractions de mm. Soit pour un problème 3D d’une dizaine de m³ de l’ordre de 10^{10} mailles d’espaces,
2. plusieurs milliers de directions angulaires d’après l’expérience du benchmark [1],
3. plusieurs milliers de groupes d’énergies de façon à avoir un maillage très fins des résonances,
4. le temps des pas petits devant les temps caractéristiques des neutrons retardés les plus rapides et donc quelques milliers de pas de temps pour un événement de quelques secondes comme une éjection de barres. Mais il faut aussi envisager de répéter ces calculs en fonction de l’évolution du combustible sur plusieurs mois.

Au final, un tel problème de dimension 10^{20} n'est pas prêt de rentrer dans la mémoire même de « SuperComputers ». En pratique, les parcours des neutrons sont courts dans les résonances, lorsque le besoin de raffinement spatial et en énergie est élevé. On peut utiliser des géométries réduites à l'échelle de l'assemblage, souvent 2D, pour calculer finement les phénomènes locaux. Les valeurs moyennées des taux de réaction obtenus pour simuler l'échelle suivante. En moyenne, les neutrons parcourent plusieurs centimètres, ce qui relâche considérablement la contrainte sur les maillages à l'échelle du cœur. Tout l'art du neutronicien est de proposer des « schémas de calcul » qui permettent de minimiser le nombre de calculs locaux et de les emboîter efficacement pour concentrer en un minimum d'espace le maximum de physique nécessaire aux calculs couplés. Plusieurs sections de ce mémoire s'intéressent à la question de la maîtrise des biais et des incertitudes dans ces emboîtements.

La collaboration entre numériciens et physiciens a encore de beaux jours devant elle...

1.2.2 Théorie des Perturbations pour les calculs de sensibilité

L'utilisation de la Théorie des Perturbations Généralisée (Generalized Perturbation Theory) pour les calculs de sensibilités a été proposée par Usachev [48] et introduite et largement utilisée en Europe par Gandini [5] et ses collaborateurs. De très nombreux ouvrages présentent les résultats essentiels, ainsi que de très nombreuses applications. Nous nous concentrerons sur la question des sensibilités aux données nucléaires des calculs de neutronique qui prennent souvent la forme d'un rapport des taux des réactions a et b et peut être défini comme $R = \frac{\langle \sigma_a \Phi \rangle}{\langle \sigma_b \Phi \rangle}$ où Φ est le flux de neutrons et où les crochets $\langle \rangle$ représentent l'intégration en espace, angle et en énergie sur le domaine d'intérêt, par exemple un crayon ou un assemblage. La sensibilité de R dépend clairement des données nucléaires des réactions a et b apparaissant dans sa définition. C'est ce que l'on nomme la sensibilité directe. Comme le flux peut être déformé si l'on modifie une donnée x au voisinage du domaine où R est calculé ou ailleurs dans l'espace des phases, R est aussi sensible à ce qui se passe pour toutes les réactions, pas seulement a et b ⁵. C'est la partie indirecte de la sensibilité. La formule 1.3 permet le calcul de la partie indirecte de la sensibilité S_x^R du paramètre R à une donnée x . I_n est une intégrale de normalisation de la même forme que le numérateur de la formule 1.3.

$$S_x^R = \sigma_x \langle \Gamma^*, (\Delta L - \Delta F) \rangle / I_n \quad (1.3)$$

Γ^* est une fonction adjointe « généralisée », c'est à dire une solution de l'équation de propagation des neutrons adjointe, avec ou sans terme source suivant l'expression de R . Cette fonction importante mesure le « poids » de la perturbation des opérateurs dans le calcul de R .

L'intérêt de la théorie des perturbations est que ces sensibilités peuvent être obtenues pour chaque variable R avec la résolution de seulement 2 équations de transport (ou de diffusion suivant le formalisme utilisé). Si les incertitudes sur la variable x sont connues, l'utilisation de la formule 1.1 permet de propager les incertitudes.

1.2.3 Le cas difficile des sections efficaces de diffusions

Dans le cas des réactions de diffusion (quelle soit élastique, inélastique, quelle produise 1 ou n neutrons), la réaction apparaît à la fois comme une contribution à la section efficace totale d'absorption et dans le terme de source de diffusion. Un changement de la section efficace de diffusion modifie la probabilité de faire disparaître des neutrons à une certaine énergie dans un secteur angulaire et d'en gagner à une autre énergie et dans une autre direction. La sensibilité est alors le résultat de la compensation de la disparition d'un neutron à l'énergie incidente par un neutron à l'énergie de sortie. Mathématiquement elle est proportionnelle à la différence d'importance des neutrons gagnés et perdus. Le calcul des sensibilités aux données de diffusion est alors très sensible à la représentation énergétique et angulaire des flux directs et adjoints.

5. Il y aura donc des termes directs et indirects pour ces réactions !

Etienne Noblat⁶, a travaillé à la comparaison de différents outils de calculs de sensibilités. Lors de notre séjour commun à l'Ecole Polytechnique de Montréal, nous avons pu comparer le résultat obtenu par un premier couplage des calculs directs et adjoints MOC de DRAGON avec SUSD3D⁷ avec l'outil de référence pour les calculs de sensibilités : TSUNAMI un élément de SCALE développé à Oak Ridge National Laboratory. On voit sur la figure 1.5 les différences de sensibilités qui ont été présentées à la conférence M&C 2009 [19]. Dans certains cas, le signe des sensibilités peut changer en fonction du solveur utilisé ou du niveau de troncature de l'anisotropie ou du nombre de groupe. Michiel Hoogmoed, étudiant de l'Université de Delft⁸, a utilisé pendant son stage à Grenoble différents systèmes d'outils (ERANOS et SCALE) pour calculer les sensibilités et les incertitudes de données nucléaires d'une géométrie RSF non-modérée, à spectre rapide. Il a observé le même genre d'effet, avec toutefois des écarts moins marqués.

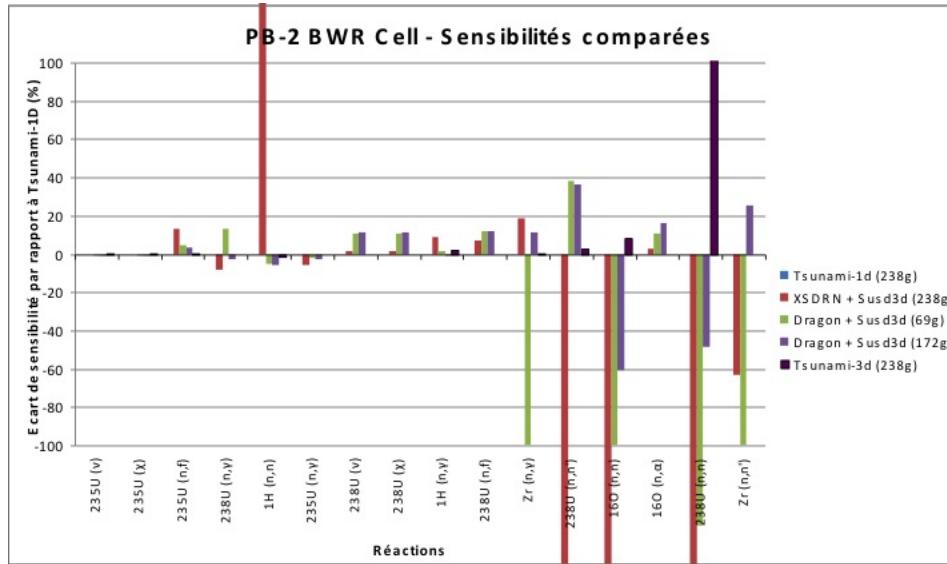


FIGURE 1.5 – Comparaison des sensibilités d'une cellule de réacteur à eau bouillante obtenues par différents solveurs et par différents outils de sensibilités (SCALE ou SUSD3D). TSUNAMI 1D est basé sur un calcul déterministe SN-1D fait avec XS DRN. DRAGON correspond à un calcul MOC 2D. TSUNAMI 3D est basé sur KENO un solveur MC multigroupe 3D.

Nous avons vu précédemment qu'Ansar Calloo [PHD2012] a montré dans sa thèse la sensibilité relativement faible des calculs assemblages de REP à ce type de données. Nous rediscuterons dans une section suivante des résultats obtenus par Nicolas Dos Santos⁹[PHD2013b] pendant sa thèse dans laquelle il a montré qu'à l'échelle du cœur ces données pouvaient être importantes dans l'analyse d'incertitudes de la distribution de puissance. Nous verrons dans la section suivante que l'importance de l'anisotropie des chocs a aussi été mise en évidence de façon remarquable par Pouya Sabouri¹⁰ [PHD2013a], en particulier sur un cas d'assemblages de combustibles fortement enrichis dans une géométrie 3D, simulée en 2D !

L'impact de ces réactions sur la physique des réacteurs est d'autant plus mal connu qu'à ces difficultés des neutroniens pour utiliser les données et calculer les sensibilités s'ajoutent celle des physiciens nucléaires pour les mesurer et les évaluer. En effet, les neutrons produits par diffusion étant plus difficiles à compter

6. Aujourd'hui, Ingénieur à EDF R&D à Saclay

7. Un autre couplage, basé sur les Probabilités de Collisions a été réalisé par la suite par P. Sabouri. Il a au passage écrit une version Python de SUSD3D.

8. Aujourd'hui, Ingénieur sur le centre nucléaire de NRG, en Hollande

9. Chercheur à EDF R&D à Saclay

10. Aujourd'hui Post Doc à l'université du Texas aux USA

que toutes les autres réactions produisant, les sections de diffusion, en particulier élastiques, sont en fait souvent évalués simplement comme « le reste » de la soustraction entre les sections efficaces totales et tous les autres canaux. Les inélastiques quant à elles démarrent dans des gammes d'énergies ou d'autres réactions pouvant produire des gammas sont aussi possibles. Pouya Sabouri a montré lors de la conférence PHYSOR 2012 [65] que les matrices de covariances disponibles dans les évaluations étaient souvent incomplètes. Il a montré qu'il était parfois possible de les compléter en utilisant l'équation de fermeture. C'est à dire le fait que la réaction totale est la somme de tous les canaux. Cette relation de fermeture, associée aux méthodes de mesures relatives les unes aux autres contribuent à produire des corrélations importantes entre les réactions telles qu'elles apparaissent dans l'équation du transport, avec à la clef des effets potentiels de compensation ou d'augmentation d'erreurs suivant les observables calculées.

Au final, il est probable que ces réactions continueront de faire l'objet de nombreux travaux ces prochaines années, tant du point de vue des expérimentateurs, des évaluateurs que des physiciens des réacteurs.

1.2.4 Buckling et Correction transport

Dans le cadre d'une collaboration avec EDF, la thèse de Pouya Sabouri[67] [PHD2013a] a permis de mettre en place un ensemble d'outils de calculs de sensibilité de très nombreuses observables (sections efficaces moyennes, paramètres de sûreté etc) et de propagation d'incertitudes utilisant la méthode déterministe des Probabilités de Collision qui fait référence pour les calculs d'assemblages dans l'industrie. Ces outils de calculs transport à l'échelle de « cellules » servent à préparer les données nécessaires aux outils « coeurs ». Ce sont souvent des outils 2D.

Pouya Sabouri a comparé ses outils à ceux d'autres participants de différents benchmarks de l'Agence de l'Energie Nucléaire de l'OCDE dont le benchmark UASCA [40]. Un des cas de cet exercice est un cas 3D d'un assemblage de combustible de réacteur rapide (donc riche en matière fissile) plongé dans une grande masse d'eau. C'est un cas difficile avec d'une part un gradient de spectre important entre le combustible et le grand réflecteur d'eau et d'autre part un fort niveau de fuites et donc une forte anisotropie du flux et donc des effets potentiellement plus élevés de l'anisotropie des collisions. Un apport essentiel de son travail est la possibilité de calculer la contribution de l'anisotropie des fuites axiales (donc 3D) en utilisant un outil 2D dans lequel les sources sont isotropes par définition.

Le ressort de la méthode se base sur la résolution de la version modifiée de l'équation du transport dans laquelle on ne recherche pas la valeur propre associée à la source de fission, mais le niveau de fuites qui rend l'équation critique. Dans le formalisme des probabilités de collisions, par analogie avec celui de la diffusion et avec un peu de manipulations, ceci se traduit par rechercher les dB^2 dans l'équation 1.4. Cette équation étant équilibré par construction du niveau de fuite, le k_{eff} et son inverse λ sont égaux à 1. Une bibliographie importante existe sur les méthodes de calculs de ces termes. Comme en diffusion, il est possible de faire apparaître une « correction transport », pour prendre en compte l'anisotropie de la diffusion dans l'équivalent du coefficient de diffusion.

$$\phi = P(\Sigma) \left[S + \overbrace{\lambda}^{\lambda=1} F - \underbrace{dB^2}_{Fuites} \right] \phi \quad (1.4)$$

Les sensibilités aux sections efficaces qui interviennent dans le terme de fuite se calculent en ajoutant ce terme dans l'équation 1.3, comme celles des termes de diffusion ou de fission. Au premier ordre, il n'y a même pas besoin de recalculer de nouvelles matrices de collisions pour le terme P.

La figure 1.6 montre l'effet de la prise en compte de différents termes avec les outils entourant DRAGON avec l'outil de référence 3D de SCALE. On voit que sans prise en compte de l'effet de la diffusion dans les fuites (à travers le formalisme du buckling), une grande partie de la sensibilité à l'énergie des neutrons de fission est manquée. Ce n'est qu'en ajoutant la correction transport, liée à l'anisotropie que cet effet n'est pas surestimé.

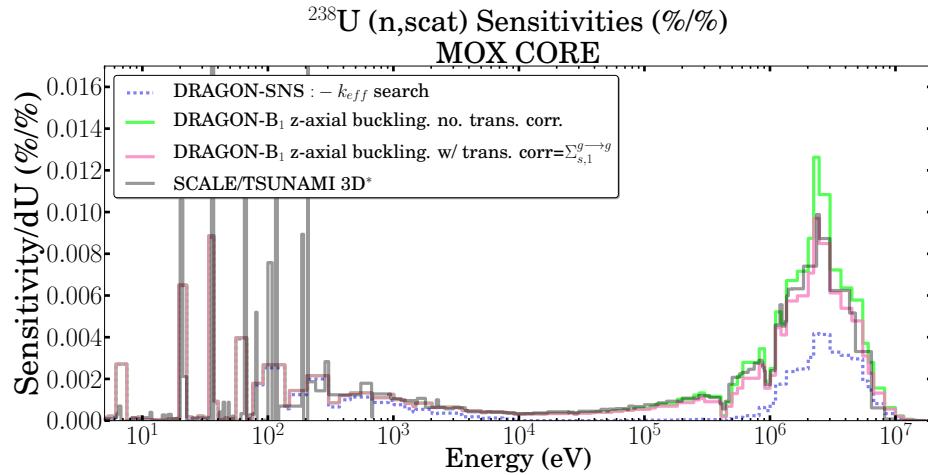


FIGURE 1.6 – Comparaison de sensibilité du cœur MOX UACSA à la section (n,scat) de l' ^{238}U calculé par SCALE/TSUNAMI 3D et DRAGON avec différentes options pour la prise en compte du buckling et de la correction transport.

1.2.5 Théorie des Perturbations dans les Monte Carlo

Historiquement, les Monte Carlo n'étaient pas très utilisés pour les calculs de sensibilités aux données. Le calcul des fonctions adjointes suppose de faire « remonter » les neutrons en énergie, ce qui se fait assez simplement dans les outils déterministes en transposant quelques matrices et en prenant quelques précautions sur le balayage des angles et des énergies. Les outils comme KENO, le solveur MonteCarlo multi-groupe de SCALE, capables de calculer des flux adjoints sont restés rares. Dans un solveur déterministe, calculer des fonctions adjointes généralisées, associées à des observables plus complexes, demandent déjà bien plus de travail [72, 62, 49]. La recherche de ces fonctions avec des Monte Carlo est probablement impossible. En effet, ces fonctions doivent vérifier une condition d'orthogonalité vis à vis de leur source et sont en général à valeurs positives et négatives. Si l'on comprend que les Monte Carlo estime le flux (ou toute variable associée) en calculant une distribution de probabilité, on aura bien du mal à imaginer une distribution à valeurs négatives.

Une alternative au calcul de fonctions adjointes est d'utiliser l'interprétation de l'importance comme le nombre de neutrons issus de leur descendance. Cette idée avait déjà été utilisée dans MMKeno [8] pour le k_{eff} , par exemple. Dans le cadre de son post doctorat au LPSC [12], Manuele Aufiero a généralisé l'utilisation de ses travaux liés aux paramètres « effectifs » de cinétique aux calculs des sensibilités aux données nucléaires. Grâce à son travail, la sensibilité de n'importe quelle observable calculable en statique par le logiciel Monte Carlo SERPENT à n'importe quelle donnée nucléaire (même les sections efficaces doublement différentielles) est accessible. Cette possibilité venait d'être développée pour MCNP [14] pour les variables associées à l'adjoint critique et a été depuis implémentée dans de très nombreux outils Monte Carlo : McCard [70], RMC [63], TRIPOLI [74], MORET [7]. Dans Serpent, une autre bonne idée pour évaluer l'impact d'une section efficace est de compter le nombre d'interactions acceptées ou rejetées (parfois virtuellement) dans la procédure de biaisage. En pratique le surcoût en temps de calcul et mémoire est relativement faible, de l'ordre de quelques dizaines de pourcents. De plus, ce surcoût augmente assez lentement avec le nombre d'observables dont on veut les sensibilités. Ceci est tout à fait remarquable. En effet, avec un solveur déterministe classique comme un solveur à Ordonnées Discrètes, chaque adjoint demande au moins un nouveau calcul complet, qui est souvent moins bien accéléré et donc plus long que le calcul direct classique. Les études de sensibilités peuvent alors être rapidement très couteuses. Seuls les solveurs par Probabilités de Collisions ont un avantage en cela puisque le calcul des matrices de probabilités peut être mutualisé pour le calcul direct et les calculs adjoints. L'évolution des coûts de calculs pour les calculs de sensibilités serait donc du même type qu'avec Serpent.

Les calculs Monte Carlo de sensibilité ont les mêmes avantages et les mêmes inconvénients que les cal-

culs Monte Carlo classiques. La convergence statistique peut être lente, mais on s'affranchit de nombreuses difficultés des outils déterministes en particulier si l'on suit l'approche par les IFP :

- pas de mise en groupe, ni d'effets de l'autoprotection et donc de prise en compte des effets implicites discutés dans la section 1.3.
- pas de question du découpage énergétique / spatial / angulaire nécessaire au produit des fonctions adjointes et directes : chaque histoire de neutron « porte » le poids de ces prédécesseurs. Ces questions se posent si l'on fait des calculs stochastiques directs et adjoints.
- indépendance au formalisme des sections efficaces doublement différentielles. Suivant les cas, on peut suivre le formalisme disponible dans les données ou faire des projections sur les polynômes. Certains cas montrent la grande importance de la dépendance angulaire, en particulier à haute énergie comme les réactions de diffusion inélastique sur l^{238}U par exemple. Les implémentations dans les outils déterministes précédents ne permettaient pas d'accéder à ces sensibilités sans polynômes.

Les comparaisons réalisées, vis à vis d'outils déterministes ou stochastiques montrent des écarts réduits aux points difficiles liés à la modélisation : effets des mises en groupe et effets des niveaux d'anisotropie. En ce qui concerne les comparaisons d'outils stochastiques, les travaux du projet SEC, soutenu par NEEDS [30] montrent la grande convergence des résultats malgré des différences sensibles dans les implémentations réalisées.

1.3 Résonances

La figure 1.7 présente la section efficace de capture de l'Uranium 238 au voisinage de la résonance à 6,67 eV et la sensibilité de cette section à la largeur Γ_γ de cette résonance¹¹. La sensibilité de la section efficace est plus importante en dehors au voisinage de la résonance que dans le pic !

Dans les résonances, les variations rapides de la section efficace avec l'énergie des neutrons se traduisent par des variations importantes des flux de réactions. L'évolution des taux de réactions avec la température est un point essentiel de la stabilité des réacteurs. Cette résonance est une des plus importantes de la physique des réacteurs thermiques. Le calcul de l'intégrale du taux de réaction, produit de la section efficace et du flux, est un des points les plus techniques et les plus critiques de la neutronique, en particulier pour les outils déterministes qui utilisent des schémas multi-niveaux pour faire les calculs. Pour ces outils, les calculs des intégrales sont faits en plusieurs étapes, rendant les calculs d'incertitudes plus complexes. En effet, la description des résonances individuelles pour lesquelles les évaluateurs donnent parfois les incertitudes n'est pas celle utilisée à l'échelle « cœur » ni même à l'échelle de l'assemblage.

Nous présentons ici quelques travaux réalisés dans l'objectif de propager les incertitudes de résonances à travers toutes les échelles.

1.3.1 Sensibilités directes aux paramètres de résonances.

Les outils de théorie des perturbations disponibles dans Serpent permettent de calculer les sensibilités aux données d'une fonction continue en énergie. Dans la référence [10], nous avons choisi comme fonctions continues les différences de deux sections efficaces obtenues par le traitement de deux fichiers évalués : le fichier de référence et un fichier dans lequel nous avons modifié un paramètre de résonance. Le tableau 1.1 montre la comparaison des sensibilités obtenues par un calcul direct de la perturbation et par la « Théorie des Perturbations ». Le calcul direct n'était possible qu'au prix d'un effort de calcul conséquent pour limiter l'incertitude stochastique, bien que limité dans le cas de la géométrie « crayon » excessivement simple et de résonances avec un impact fort. Le calcul de la sensibilité utilisant la théorie des Perturbation ne coûte qu'un calcul « NJOY » de section efficace supplémentaire et un peu de mémoire. Les différences sont cohérentes avec les erreurs stochastiques.

La valeur de la sensibilité à un paramètre nous a surprise. En effet, la sensibilité « intégrée en énergie » du k_{eff} à une réaction est rarement de l'ordre de 0,1 pourcent par pourcent alors que c'est le cas pour les

¹¹. Cette sensibilité a été calculée en faisant la différence entre deux fichiers de sections efficaces dont l'un des deux avait été modifié au niveau de la largeur Γ_γ de la résonance.

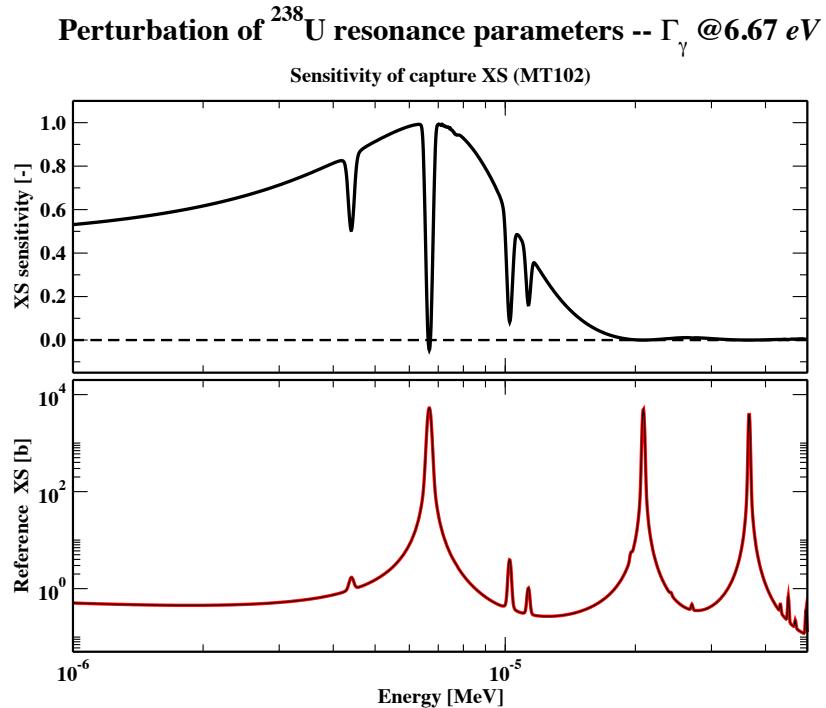


FIGURE 1.7 – Effet d'une perturbation du paramètre Γ_γ de la résonance à 6,67 eV sur la section efficace de capture de l'Uranium 238.

sensibilités aux paramètres individuels. Une incertitude de un pourcent sur un seul paramètre d'une résonance isolée aurait donc autant d'impact que la même incertitude d'une section efficace sur tout le spectre. Des calculs faits à Berkeley [11] ont montré que la distribution de puissance du cœur discutée dans la section 1.4 avait même une sensibilité à la grande résonance du ^{239}Pu de 3 pourcents par pourcent ! Pour calculer les incertitudes, il faudra faire particulièrement attention aux corrélations, les compensations d'erreurs seront probablement très fortes !

TABLE 1.1 – Comparaison des sensibilités de k_{eff} aux largeurs de capture radiative, neutron et fission ($\Gamma_\gamma, \Gamma_n, \Gamma_f$) de la résonance à 0.295 eV du ^{239}Pu calculées par Perturbation Monte Carlo (XGPT) et par calcul direct. Exercice 2D PWR MOX du benchmark UAM

Sensibilité	Théorie des Perturbations	Calcul Direct
$S_{\Gamma_\gamma}^{k_{\text{eff}}}$	$-1.832 \cdot 10^{-1} \pm 9.9 \cdot 10^{-4}$	$-1.835 \cdot 10^{-1} \pm 3.8 \cdot 10^{-4}$
$S_{\Gamma_n}^{k_{\text{eff}}}$	$+1.495 \cdot 10^{-1} \pm 9.9 \cdot 10^{-4}$	$+1.495 \cdot 10^{-1} \pm 2.5 \cdot 10^{-4}$
$S_{\Gamma_f}^{k_{\text{eff}}}$	$+1.859 \cdot 10^{-1} \pm 9.7 \cdot 10^{-4}$	$+1.857 \cdot 10^{-1} \pm 4.1 \cdot 10^{-4}$

La figure 1.8 montre l'évolution du k_{eff} en fonction de l'amplitude de la comparaison et la pente calculée par théorie des perturbations. On voit que la linéarité est excellente même avec des perturbations de l'ordre de 10 pourcents. La plupart des résonances sont connues à mieux que 10 pourcents. Ainsi l'hypothèse de perturbation au premier ordre est validée pour ce genre de données.

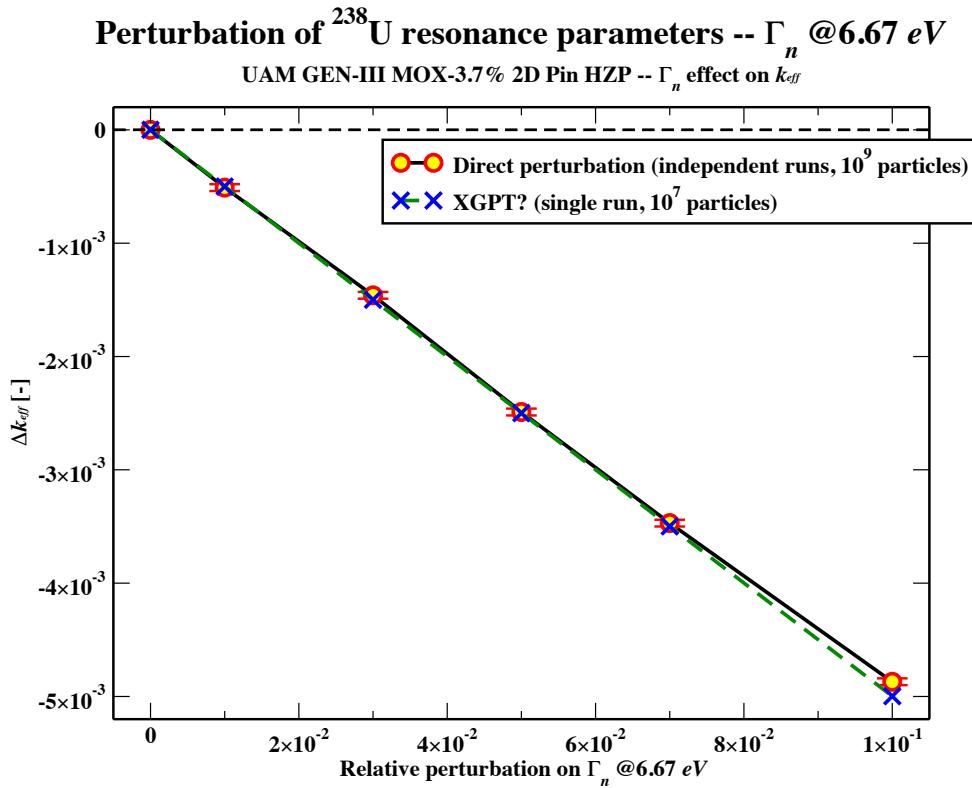


FIGURE 1.8 – Comparaison des sensibilités de k_{eff} au paramètre Γ_n de la résonance à 6,67eV obtenues par calcul direct et par la Théorie des Perturbations

1.3.2 Méthode analytique

Les outils déterministes permettent de calculer l'impact d'une modification de la valeur de la section efficace dans un groupe d'énergie. Cependant, si la section efficace devait changer globalement de 1 pourcent, par effet d'autoprotection, il n'est pas évident que la section « effective » soit changée, elle aussi de 1 pourcent. En effet, une telle modification modifierait le spectre « fin » des neutrons dans les résonances et le taux de réaction ne serait pas changé proportionnellement au changement de la section efficace. En théorie, il est possible qu'une modification d'une section efficace sur un noyau, par exemple un modérateur comme l'Hydrogène, modifie la section efficace d'un autre noyau, par exemple un noyau résonnant comme l'Uranium 238. En effet, une modification de la section efficace du noyau modérateur modifie non seulement sa propre section efficace, mais aussi la forme du spectre dans les résonances et donc les taux de réaction dont les sections efficaces intégrées sont l'image. C'est la partie « implicite » des coefficients de sensibilités. TSUNAMI, inclus dans les outils de criticité d'ORNL a été le premier outil à proposer un calcul automatisé de ce terme implicite, en utilisant un formalisme adjoint que peut résoudre leur outil d'autoprotection [56]. A Montréal, Dion et Marleau ont poursuivi ce genre d'approches [50].

Dans l'approximation des résonances étroites, on utilise un flux « fin » de neutrons pour pondérer les sections efficaces dans les résonances dont la forme dépend d'un *coefficient de dilution*, appelé σ_0 , image du rapport entre la section efficace du noyau résonant et celle du milieu diffusif. Quand le noyau résonant est dilué, σ_0 tend vers l'infini, ses résonances ont peu d'impact sur la forme du flux. Réciproquement, quand il y a peu de modérateur, σ_0 tend vers 0 et les neutrons ayant l'énergie des résonances disparaissent quasiment et la section efficace moyenne diminue fortement. La procédure d'autoprotection des outils déterministes

s'appuient sur la recherche itérative de l'équivalent de ce σ_0 dans les cas hétérogènes où les résonances ne sont pas toujours « étroites ».

Si la section efficace « à dilution infinie » change, le poids des résonances va changer et donc la forme du flux ce qui aura un impact sur la section efficace effective, celle utilisée dans l'outil de transport. Dans sa thèse Pouya Sabouri a montré que tout se passe comme si la modification de la section efficace changeait le σ_0 et donc la section efficace moyenne. Il a montré qu'il était possible de dériver le formalisme d'autoprotection des résonances intermédiaires pour obtenir un calcul « analytique » des termes implicites un peu comme l'approche proposée par Foad et Takeda dans [35]. Cette méthode permet de calculer efficacement la partie implicite comme on peut le voir sur la figure 1.9 sans aucun calcul d'autoprotection supplémentaire. Les résultats de la méthode analytique sont proches de ceux obtenus par modification directe des fichiers de sections efficaces ou par calculs d'autoprotection par le module d'autoprotection SHI : de DRAGON. Les résultats sont aussi assez proches des résultats de TSUNAMI.

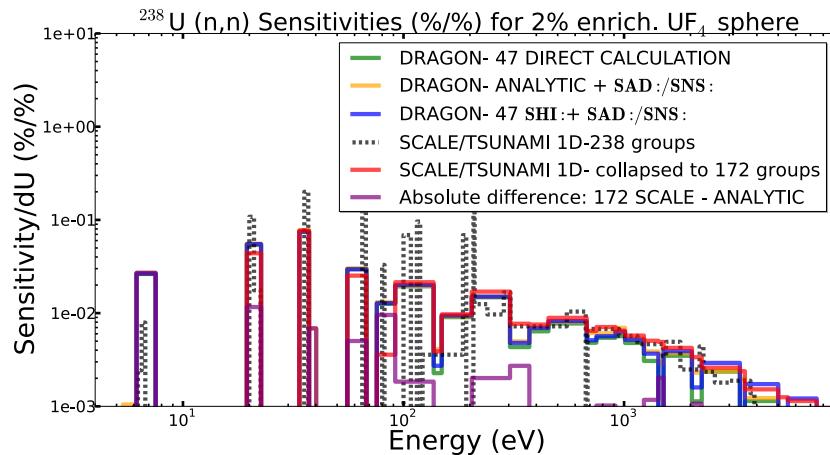


FIGURE 1.9 – Comparaisons des parties positives des sensibilités de la sphère d'UF₆ calculées avec SCALE et DRAGON en utilisant différentes méthodes de prises en compte de l'effet implicite.

1.3.3 Autoprotection des matrices de covariance multigroupes

Certaines bibliothèques de données évaluées donnent les incertitudes sur les paramètres de résonances plutôt que des incertitudes par groupe d'énergie. C'est le cas pour la bibliothèque JENDL depuis presque 20 ans. L'importance d'un paramètre de résonance sur les sections efficaces multigroupe dépend du flux de pondération et donc de l'autoprotection dans la géométrie étudiée. Ainsi, suivant que le flux est très auto-protégé ou pas, l'effet des incertitudes de certains paramètres de résonances peut être fort ou pas. Gasper Zerovnik a comparé dans sa thèse [81] plusieurs bibliothèques et montré que le comportement de l'incertitude multigroupe avec l'autoprotection dépendait fortement de la gestion des incertitudes dans le processus d'évaluation : il peut augmenter ou diminuer !

Avec Go Shiba et Ivo Kodeli, nous avons montré à la conférence PHYSOR 2006 [23] l'effet de l'utilisation de matrices plus ou moins « auto-protégées » sur l'incertitude du k_{eff} d'un réacteur au Thorium. Ces matrices provenaient du Coordinated Research Project de l'AIEA sur les données du Thorium et ont été reprises par de nombreuses autres évaluations. Le tableau 1.2 montre que l'effet atteint 20 pourcents. Le tableau montre aussi que l'effet de la mise en groupe est elle aussi importante. En effet, lors de la condensation, il n'est pas évident que le spectre des valeurs propres des matrices soit respecté, c'est à dire que les valeurs propres principales soient conservées. Ce qui est le cas par construction lorsque l'on utilise des méthodes XPGT [13] avec les outils de neutroniques « continus en énergie » comme les Monte Carlo.

TABLE 1.2 – Comparaison des incertitudes de k_{eff} obtenues en fonction de l'autoprotection des matrices de covariance et du nombre de groupe d'énergie

Noyau	U^{233}		Th^{232}	
Dilution	∞	100 b	∞	10 b
172 G	1,4677	1,4783	0,3064	0,3021
26 G	1,5861	1,6254	0,2501	0,2058

1.4 Calculs cœur et expériences intégrales

Une application classique de la théorie des perturbations est d'utiliser ses sensibilités pour intégrer les informations des données expérimentales intégrales dans les données nucléaires. Dans un formalisme Bayesien, les sensibilités sont bien utiles pour transposer les écarts calculs-mesures observés sur les expériences en réacteurs en proposition de modifications des données. Ce type de méthodes produit au passage des matrices d'incertitudes multigroupes des données nucléaires dont les incertitudes *a posteriori* sont inférieures aux incertitudes produites *a priori* par l'évaluation sans l'information supplémentaire « intégrales ». Dans sa thèse, [75] , Claire Vaglio-Gaudart a montré que les données nucléaires du Fer étaient compatibles avec un certain nombre d'expériences représentatives du réflecteur lourd d'EPR. De plus, elle a proposé de nouvelles matrices de covariance *a posteriori*.

1.4.1 puissance

La question de la représentativité des expériences dans les réacteurs à puissance nulle était aussi au cœur de la thèse de Nicolas Dos Santos[29]. Parmi les cas étudiés par Nicolas figure le cœur MOX du benchmark UAM de l'OCDE dont on voit le plan de chargement sur la figure 1.10.

Avec un chargement du MOX en périphérie, ce plan de chargement n'est pas représentatif des objectifs de « faibles fluences cuve » d'EDF. On voit sur la figure 1.11 que la puissance est un peu plus grande sur les bords, ce qui est plutôt le contraire dans la plupart des cas plus traditionnels. L'effet sur le flux rapide serait encore plus fort du fait de la dureté du spectre MOX. Cependant, c'est un bon exercice dans le sens où il permet de mettre en évidence certains effets peu connus. La figure 1.11 montre aussi l'incertitude sur la distribution de puissance. Comme cette puissance est normalisée¹² , il y a toute une couronne d'assemblages, ceux dont la puissance est proche de la moyenne, pour lesquels l'incertitude est à peu près nulle. Avec un plan plus conventionnel, tel qu'on l'observe sur les exercices UOX du benchmarks, on observe aussi des couronnes avec des incertitudes nulles, mais les incertitudes sont plusieurs fois inférieures. Ceci vient d'une partie du fait que les combustibles MOX contiennent plus de noyaux qui sont en moyenne un peu moins connus que l' ^{235}U des combustibles UOX. D'autre part, le plan de chargement, avec le découplage des zones comportant des sources d'incertitudes et des spectres relativement différents, maximise l'erreur. On aurait probablement observé des erreurs moins grandes pour un plan de chargement où les MOX auraient été distribués dans tout le cœur. L'incertitude associée se serait diluée dans les différentes zones alors qu'ici peu de compensations sont possibles.

Au delà de l'effet particulier de l'incertitude localisée liée à l'incertitude sur les plutoniums, Nicolas a aussi montré que l'effet de bascule de la puissance entre l'intérieur et l'extérieur se traduisait par des changements de signe de la sensibilité à certaines réactions, comme on peut le voir pour la diffusion inélastique de l' ^{238}U sur la figure 1.12. Avec l'augmentation de la taille des réacteurs, le flux s'aplatit moins, les valeurs propres se rapprochent et les modes de déséquilibres associés ont plus d'importance, pour le pilotage du réacteur mais aussi pour les études de sensibilités ! Dans le cas du cœur MOX, avec son plan de chargement particulier, l'effet de corrélations (positives ou négatives) entre les noyaux auraient probablement une contribution très importante ici. Comme elles n'existent pas, elles restent invisibles !

12. On fait des calculs critiques, c'est-à-dire de recherche de valeur propre et de vecteurs propres associés. La solution, le flux, n'est connue qu'à une constante arbitraire près, traditionnellement fixée par la puissance des éléments de géométrie simulés.

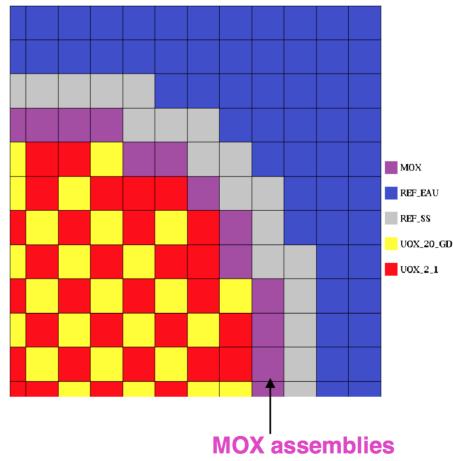


FIGURE 1.10 – Géométrie du benchmark OECD UAM MOX CORE.

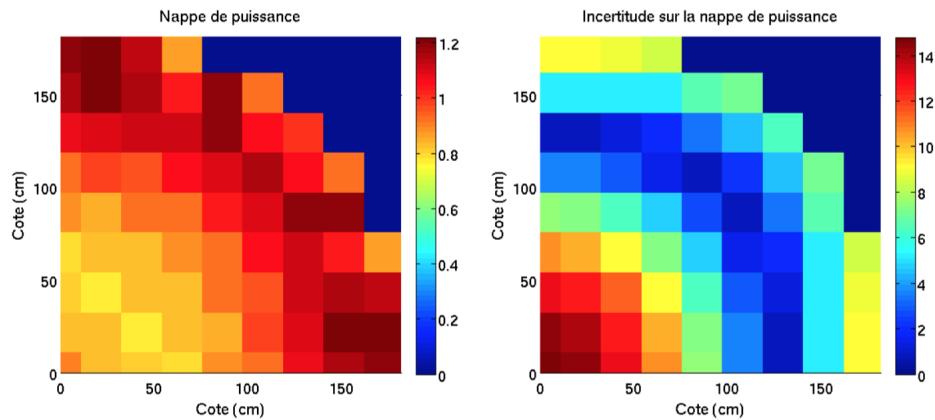


FIGURE 1.11 – Distribution de Puissance et Incertitude du cœur MOX.

1.4.2 Intégration des données intégrales dans les évaluations

Historiquement, seules des méthodes déterministes multigroupes permettaient de faire les calculs de sensibilités nécessaires à l’interprétation des données intégrales en terme de proposition de correction sur les données nucléaires. Le remontage des tendances observées sur les bibliothèques d’applications multigroupes vers les paramètres d’évaluation était loin d’être évident. L’information était en pratique prise en compte par les évaluateurs, par exemple pour pondérer différemment des jeux de données différentielles en fonction de biais dans les normalisations détectées par ce moyen. Cependant l’ajout d’informations intégrales n’apparaissait explicitement dans la procédure de construction des matrices de covariances évaluées. C’est probablement ce qui explique le grand écart entre les incertitudes a priori proposés par la propagation des incertitudes des données évaluées, de l’ordre de plusieurs centaines de pcm pour le k_{eff} des REP par exemple et l’excellente performance des outils industriels, plutôt meilleure que la centaine de pcm en pratique. Il est probable que grâce à la multiplication des outils déterministes ou stochastiques ayant des capacités de calculs de sensibilités avec une grande finesse en énergie et le développement de méthodes plus ou moins directes pour relier les paramètres évalués, des méthodes globales d’absorption des grands volumes de données hétérogènes (mélant données différentielles et intégrales), dans des modèles d’évaluation eux mêmes hétérogènes se généralisent dans les années qui viennent. C’est un des grands projets de l’Agence de Données Nucléaires de l’OCDE.

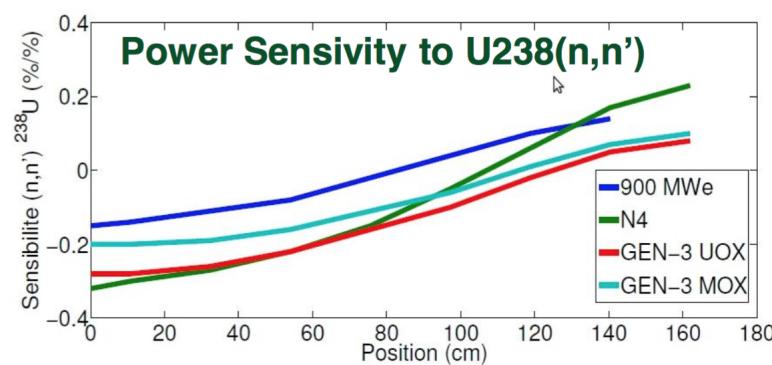


FIGURE 1.12 – Sensibilité de la distribution de puissance à la diffusion inélastique pour des cœurs de différentes tailles.

Chapitre 2

Incertitudes de données nucléaires en évolution : réconcilier Total Monte Carlo et Théorie des Perturbations

L'évolution avec le temps des isotopes d'un combustible est décrite par les équations dites de Bateman rappelée en 2.1, avec N le vecteur des combustibles et M la matrice contenant les taux de réactions et les données de décroissance. Ces équations sont généralement résolues par une méthode quasi-statique, qui consiste à utiliser les résultats d'un (ou de quelques calculs) neutronique(s) solutions de l'équation pour estimer les taux de réactions. Dans les cas les plus simples, on suppose que le flux et le spectre ne changent pas sur un pas de temps et on résoud alors le système d'équation, par une méthode de Runge Kutta comme cela est fait dans MURE ou par d'autres méthodes (CRAM dans Serpent).

$$\frac{dN}{dt} = M \cdot N, \quad N(t=0) = N_0 \quad (2.1)$$

L'application de la théorie des perturbations à l'équation d'évolution a été proposée dans [6]. Puis celle permettant le couplage des champs de neutronique et des noyaux, prenant en compte la normalisation de puissance a été proposé dès la fin des années 1970 [41]. La sensibilité S_α^R d'une observable R à un paramètre α peut être calculée comme dans l'équation qui reprend le formalisme de M.L. Williams [77] plus tard étendu par T. Takeda [73]. Pour le calcul des sensibilités de l'inventaire d'un noyau en fin de cycle, ce couplage suppose le calcul d'un adjoint généralisé Γ_i^* en plus des solutions directes et adjointes à chaque étape quasi-statique indiquée i . L'équation adjointe est elle-même décrite¹ en :

$$S_\alpha^R = \begin{aligned} & \frac{\alpha}{R} \left\{ \frac{\partial R}{\partial \alpha} \right. && \text{Direct} \\ & + \sum_i \int_i N^* \frac{\partial M}{\partial \alpha} N && \text{Transmutation des noyaux} \\ & - \sum_i \Gamma_i^* \frac{\partial B}{\partial \alpha} \phi && \text{Spectre} \\ & \left. + \sum_i P_i^* \gamma N \frac{\partial \sigma_f}{\partial \alpha} \phi \right\} && \text{Puissance} \end{aligned} \quad (2.2)$$

Nous avons vu que jusqu'à récemment, en dehors de quelques outils basés sur la diffusion ou ceux associés à ERANOS, très peu d'outils étaient capables de calculer ces adjoints généralisés. De même, très peu d'outils pouvaient calculer les adjoints de l'équation d'évolution. De tels outils non couplés ont été utilisés ces

1. On note γ le vecteur des rendements énergétiques des fissions

dernières années pour l'évaluation des « incertitudes cibles » à atteindre sur les données nucléaires pour que celles sur les calculs de réacteurs innovants atteignent elles mêmes des incertitudes suffisantes pour les études de pré-design. Ce n'est que très récemment que les outils capables d'appliquer la GPT aux champs couplés (neutronique résolue en transport et évolution des noyaux) ont été redeveloppés, par exemple en Chine[82] ou au Japon [26].

Une nouvelle approche pour propager les incertitudes en évolution a été rendue possible par l'augmentation importante des puissances de calcul des ordinateurs. Il est désormais possible de propager brutalement les incertitudes liées aux paramètres des évaluations en lançant des centaines de calculs en évolution. C'est la méthode « Total Monte Carlo » popularisée par l'équipe de Thalys à NRG [64]. A Grenoble, cette méthode a été utilisée par E. Autino [M2010] et F. Ferragut [M2012a]. Cette méthode est très efficace pour le calcul des incertitudes mais elle ne donne pas un accès facile aux sensibilités et au détail de l'importance de chaque réaction sur chaque noyau dans chaque domaine d'énergie.

Pour pousser l'étude, nous avons couplé les outils utilisant la théorie des perturbations de la partie 1.2 avec les calculs d'évolution pour améliorer l'interprétation des résultats de la méthode TMC. De plus, nous avons profité de la mise en place l'équation adjointe de l'évolution dans MUREGui, l'interface graphique de MURE. Malheureusement, ni l'information sur les sensibilités statiques, ni celle apportée par la contribution des réactions aux équations dépendantes du temps ne permettent d'interpréter l'évolution des incertitudes sur les inventaires en fonction du temps. Nous montrons dans la partie 2.3 que nous pouvons interpréter l'évolution des incertitudes et le poids des différents termes de couplages entre les champs neutrons et noyaux sans calculer tous ces couplages. Dans le cas favorable d'un réacteur à neutron rapide proche de la régénération, nous contournons les difficultés grâce à une utilisation conjointe des termes que nous pouvons calculer simplement et des incertitudes partielles obtenues par la méthode TMC.

2.1 Calculs directs de sensibilités

Dans mon travail de thèse, j'avais étudié la sensibilité du taux de régénération des réacteurs à Sels Fondus (RSF) en prenant en compte la mise à l'équilibre des inventaires et la criticité. L'étude se basait sur la dérivée par rapport aux taux de réactions intégrés en énergie d'une reformulation du gain de régénération prenant en compte ces contraintes, sur la base d'un formalisme développé par l'équipe de Salvatores[52]. A mon arrivée à Grenoble, j'ai voulu vérifier les résultats en faisant des sensibilités directes, c'est à dire en regardant directement l'impact d'une modification de sections efficaces sur l'évolution du gain de régénération d'un réacteur dont la criticité est contrôlée et dont la composition approche de l'équilibre.

Avec l'équipe MURE dans le cadre du stage d'Eléonore Chevalier, nous avons simulé un RSF avec MURE, en prenant en compte le contrôle du k_{eff} et le retraitement chimique en ligne. La modification essentielle a consisté à mettre en place l'évolution des volumes hors flux avec MURE. Les résultats préliminaires ont été publiés à la conférence ND 2007 [31] et les résultats finaux sont présentés dans le tableau 2.1. L'unité de la sensibilité est le pourcent par pourcent. Ici la régénération est assez proche de 1, une incertitude de 1 pourcent de la capture de l' ^{233}U change la régénération d'environ 100 pcm. D'une part, on voit que les sensibilités changent énormément lorsque l'on prend en compte les contraintes d'exploitation : le signe des sensibilités peut changer et la valeur absolue changer d'un ordre de grandeur. Dans la plupart des cas, elle surestime la sensibilité. D'autre part, il est clair que la méthode analytique, basée sur la dérivée des taux de réaction ne peux pas prendre en compte l'effet d'autoprotection. Des travaux liés à la prise en compte de cet effet ont été discutés dans la partie 1.3.

D'autres travaux ont utilisé ces formules pour des applications un peu différentes. Xavier Doligez les a utilisés dans sa thèse [28] pour calculer le déplacement des densités à l'équilibre dans un RSF dont on modifie le système de retraitement en ligne. Perrine Guillemin s'en est servi dans sa thèse [39] pour interpréter l'évolution du vecteur isotopique de l'Uranium dans d'autres réacteurs au Thorium, mais à combustibles solides.

TABLE 2.1 – Comparaison des sensibilités du gain de régénération calculées par méthode directe en début d'évolution et à l'équilibre avec la méthode analytique.

Donnée	Initiale	Equilibre	Forme Analytique
$\nu^{233}\text{U}$	-0,82	1,67	2,41
$(n,\gamma)^{233}\text{U}$	-0,11	-0,13	-0,30
$(n,\gamma)^{233}\text{Pa}$	0,76	-0,035	-0,059

2.2 Méthode Total Monte Carlo

L'échantillonnage des milliers de paramètres corrélés des fichiers évalués ou les sections efficaces multi-groupes n'est pas un travail très simple. Une des parties du travail de thèse de G. Zerovnik [81] y est consacrée. Les centaines de calculs de neutronique couplés à l'évolution du combustible nécessaires à l'évaluation des distributions des sorties peuvent être particulièrement couteux, surtout dans le cas où l'on souhaite étudier la mise à l'équilibre d'un RSF. Malgré tout, sous l'impulsion de l'équipe d'évaluateur de THALYS, cette démarche se généralise et le lecteur intéressé trouvera une littérature abondante sur le sujet.

2.2.1 Application de la méthode TMC à un Réacteur à Neutron Rapide

Dans le cadre de son projet de fin d'étude pour son double diplôme Polytechnique de Turin - Institut Polytechnique de Grenoble, Emanuele Autino a appliqué la méthode TMC à des calculs d'assemblage d'un Réacteur à Neutrons Rapides refroidis au Sodium pour étudier l'impact des incertitudes de données du ^{239}Pu . Dans un tel cas, comme la configuration est proche de la régénération, nous nous attendions à ce que le spectre évolue peu en évolution puisque les masses des noyaux lourds principaux ^{238}U et le ^{239}Pu évoluent peu. La figure 2.1 montre la dispersion des évolutions du ^{240}Pu premier descendant du ^{239}Pu par capture neutronique. On voit que la distribution des masses n'est pas gaussienne, car les distributions des paramètres incertains de l'évaluation du ^{239}Pu sont uniformes et les processus de calcul des sections efficaces, de neutronique et d'évolution ne sont pas linéaires.

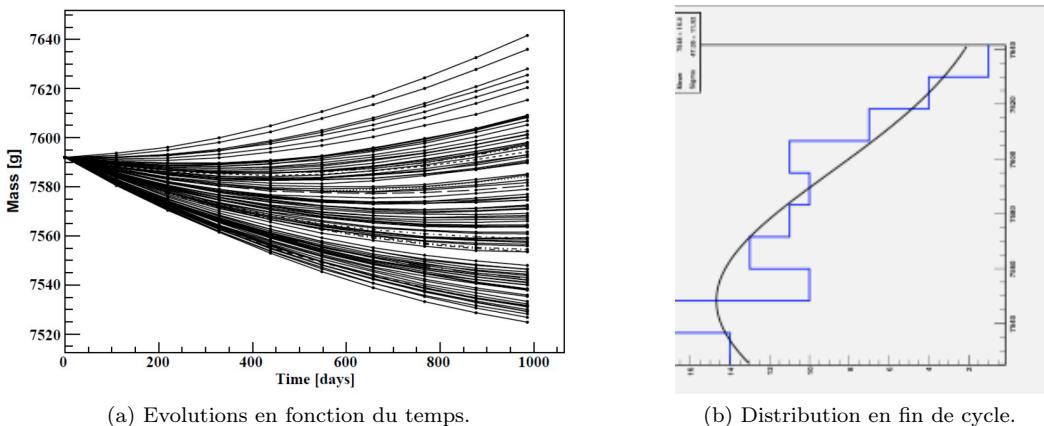


FIGURE 2.1 – Evolutions de la masse du ^{240}Pu en fonction du temps et sa distribution en fin de cycle. La figure de droite est tournée pour que l'axe des densités (droite) corresponde à l'axe de la figure de gauche.

Du fait de l'utilisation d'un code Monte Carlo pour les calculs de neutronique, la méthode employée par Emanuele Autino pour les propagations d'incertitude est « doublement » Monte Carlo. L'incertitude statistique du calcul de neutronique vient s'ajouter à celle des sections efficaces du ^{239}Pu dans son étude. Aussi, il a eu besoin d'étudier le comportement de l'erreur statistique, séparément de celle des données

nucléaires. La figure 2.2 présente les incertitudes sur les masses en fin de vie, avec d'une part la contribution de l'incertitude statistique² dans la figure 2.2a et l'effet combinée de l'incertitude de données nucléaires et de la statistique dans la figure 2.2b. On peut vérifier que celle des données nucléaires domine dans de nombreux cas mais pas tous. En effet, pour les isotopes produits par des réactions à seuil du type (n,Xn), comme peu de neutrons contribuent au calcul du flux à haute énergie et les erreurs stochastiques convergent lentement.

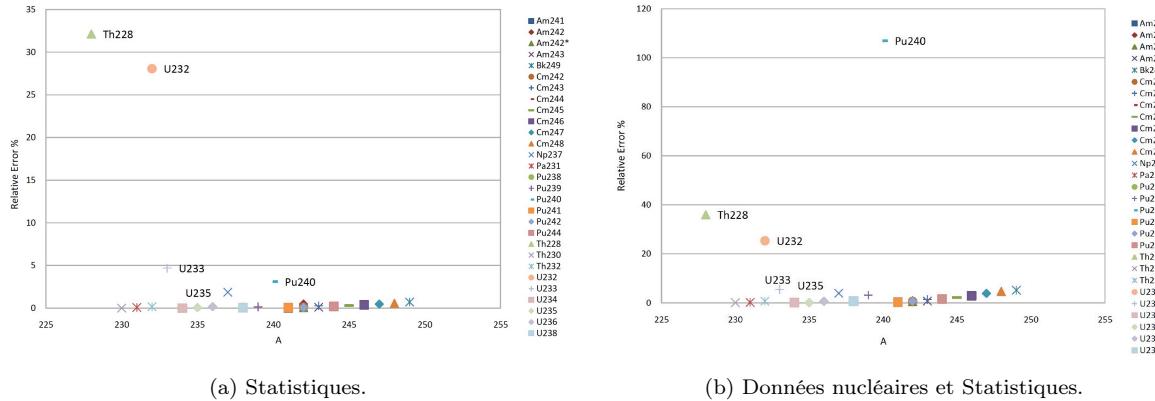


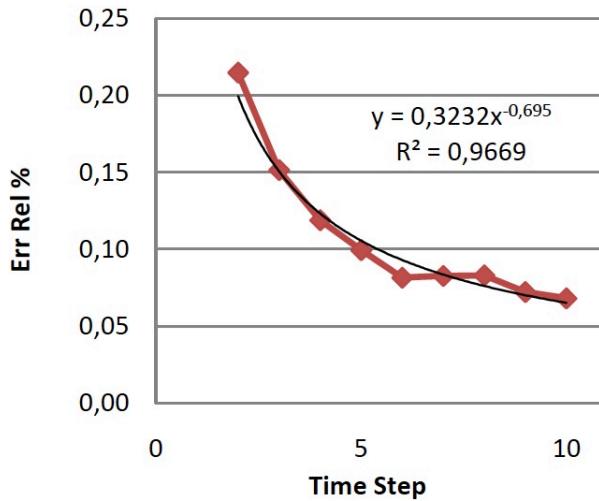
FIGURE 2.2 – Incertitudes sur les masses en fin de vie.

On pourrait croire qu'avec le burn-up les incertitudes se cumulent petit à petit et que globalement les incertitudes augmentent avec le temps. La figure montre l'évolution de l'incertitude, légèrement dominée par la contribution statistique, dans le cas de l'évolution de l'²³⁵U. On voit que l'erreur relative diminue avec le temps. Ne disposant pas des outils de Perturbations Généralisés que nous avons aujourd'hui, nous avions tenté d'interpréter les résultats de ce travail en étudiant les composants de l'intégrale des équations d'évolution des noyaux en les simplifiant comme nous pouvons le faire pour l'²³⁵U dans l'équation 2.3. Dans une première approche, on peut négliger sa production par des réactions de capture sur ²³⁴U ou (n,2n) sur ²³⁶U. La variation de masse s'exprime alors simplement comme l'intégrale du taux de réaction de disparition (capture et fission). Dans le cas de ce noyau, sa section efficace évolue peu, par contre sa masse diminue. Le flux évolue de manière à assurer une évolution à puissance constante et dépend donc surtout des taux de réactions sur les fissiles principaux ²³⁹Pu et ²⁴¹Pu. Notre interprétation de la réduction de l'incertitude, essentiellement statistique ici est que la variation de masse correspond à l'accumulation de l'évaluation du taux de réaction. Avec la répétition des évaluations lors de chaque calcul transport, l'incertitude relative sur la somme diminue par l'effet de la loi des grands nombres.

$$\Delta N(U^{235}) = - \int_{T_{initial}}^{T_{final}} N(U^{235}) \cdot \sigma_{U^{235}}^{abs} \phi dt \quad (2.3)$$

Pour les isotopes dont l'incertitude est dominée par l'effet des incertitudes du ²³⁹Pu, on peut distinguer deux comportements suivant que les noyaux sont présents en début de cycle ou non. Pour les noyaux présents en début de cycle, l'incertitude sur la masse a tendance à augmenter. En fait, avec le spectre de neutrons de cette géométrie, le réacteur serait quasiment régénératrice. Le ²³⁹Pu évolue peu et l'on a vu que le ²⁴⁰Pu et les autres plutoniums étaient proches de leur équilibre. Il est alors plus intéressant de regarder l'incertitude sur la différences de masse entre la fin et le début d'irradiation. Alors, l'incertitude absolue a tendance à augmenter mais elle le fait proportionnellement à l'évolution de la masse et alors l'incertitude relative est quasiment constante. La figure 2.4 montre l'évolution de la variation de masse³ de ²⁴²Pu et celle de ²⁴⁶Cm et la figure 2.5 l'évolution de leurs incertitudes relatives. L'incertitude sur les masses n'augmentent pas avec le burn-up, mais avec le nombre de réaction nécessaires pour les produire!

2. Calculée en lançant une centaine de calculs d'évolution avec des « graines » différentes dans le Monte-Carlo »
3. La masse du ²⁴²Pu change peu, nous présentons sa variation de masse.

FIGURE 2.3 – Incertitude statistique de l'évolution de la masse d' ^{235}U .

2.2.2 Interprétation de Total Monte Carlo REP avec DRAGON

Nos partenaires de l'université canadienne de McMaster⁴ ont développé une telle méthode autour de DRAGON [17] avec comme objectif de calculer les incertitudes sur les données de diffusion à partir des données multigroupes. Parmi les difficultés rencontrées, ils avaient mis en évidence la question de l'autoprotection des matrices de résonances discutées dans la partie 1.3 ainsi que les fortes corrélations entre les données de diffusion produites par le mécanisme de condensations en particulier pour les matrices de diffusion.

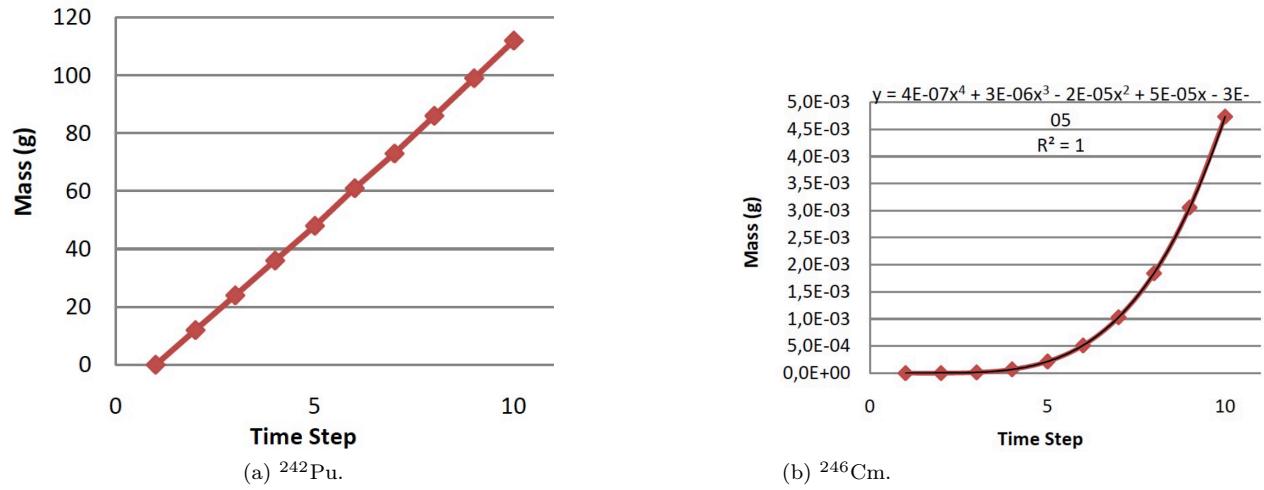
Le développement d'outils de sensibilités aux données dans les calculs statiques dans la thèse de Pouya Sabouri a ouvert quelques possibilités d'interprétation des calculs d'incertitude par méthode TMC [66]. Durant son stage, Francisco Ferragut, a appliqué la méthode TMC à une cellule de REP⁵ et a étudié l'évolution de l'incertitude apportée par les données de ^{238}U et de ^{239}Pu en observant la dispersion des résultats de DRAGON générée par des centaines de fichiers évalués de ces noyaux. Les figures 2.6 et 2.7 montrent l'évolution de l'incertitude sur k_{eff} apportée par ces noyaux avec en bleu les résultats de la méthode TMC et en rouge la contribution des sections efficaces du noyau calculée par GPT. On observe que l'incertitude sur k_{eff} calculé par TMC peut diminuer au fur et à mesure que les réactions nucléaires ont lieu. C'est le cas en début d'irradiation pour l'impact de l'incertitude de ^{238}U : la criticité est mieux connue après quelques 30 GWj/t qu'avec un combustible neuf dont on connaît parfaitement le contenu. De même en fin d'irradiation, l'incertitude apportée par ^{239}Pu a tendance à se réduire !

En évolution, l'incertitude sur un de ces noyaux a deux impacts :

1. d'une part l'incertitude sur leurs réactions font que les résultats d'un calcul de neutronique sont incertaines et peuvent être calculés par méthode GPT. C'est ce que montrent les courbes rouges GPT : le produit des sensibilités calculées par P. Sabouri et des incertitudes des données reconstruites sous forme de matrices de covariance multigroupes.
2. d'autre part, les incertitudes sur ces noyaux vont générer des écarts sur les calculs de taux de réaction qui vont produire des incertitudes sur les densités des noyaux. Les incertitudes sur les densités de noyaux (observées par TMC) peuvent être multipliées par les sensibilités des observables comme le k_{eff} comme cela a été fait pour les courbes vertes. Ces courbes sont le résultat d'une méthode « hybride » GPT + TMC au sens où elles représentent la combinaison de l'incertitude apportée par chaque noyau évaluée en statique par GPT augmentée du produit de la sensibilité de chaque noyau (obtenue elle aussi par GPT) par la dispersion de ces noyaux calculée par TMC. Le non recouvrement des courbes

4. David Novog, professeur à McMaster, responsable du réseau University Network of Excellence in Nuclear Engineering (UNENE) a passé six mois au LPSC avec David Hummel, doctorant et Curtis McEwan, étudiant de Master

5. Celle du benchmark UAM de l'OCDE

FIGURE 2.4 – Evolution des variations de masses de ^{242}Pu et de ^{246}Cm .

TMC bleue et de la méthode hybride verte montre qu'en fait les deux termes sont largement corrélés : les réactions qui rendent les inventaires incertains sont les mêmes que celles qui rendent une observable incertaine.

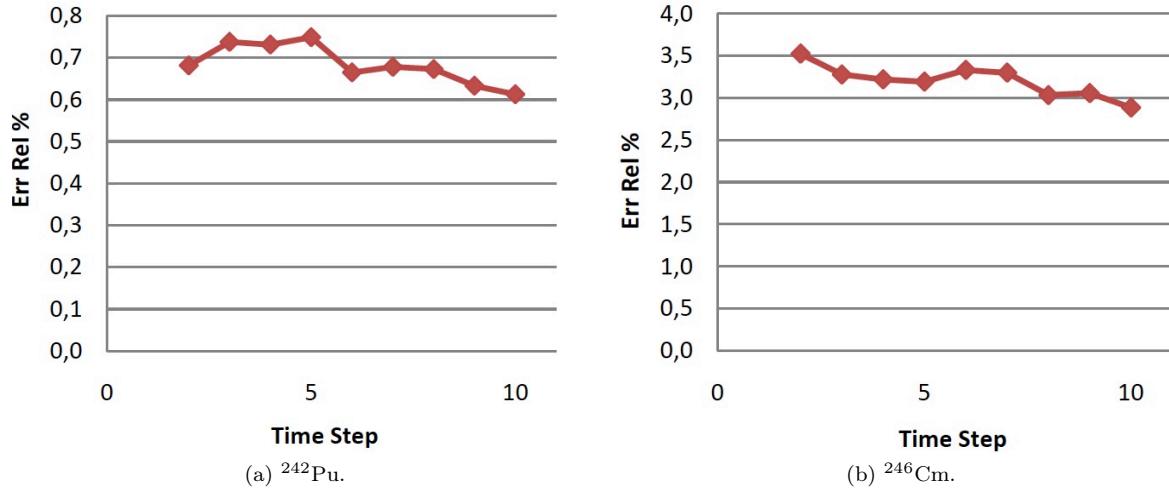
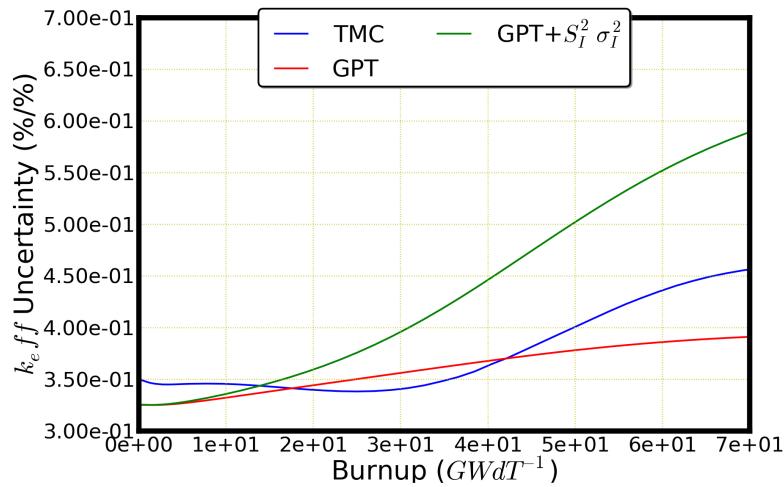
2.3 Réconcilier TMC et GPT en évolution

Pour aller plus loin dans l'interprétation de la propagation produite par méthode Total Monte Carlo, nous avons utilisé une implémentation de la « Théorie des Perturbations en évolution » (⁶ dans MUREGu faite à l'origine par Baptiste Leniau (alors doctorant) et Xavier Doligez de l'IPN d'Orsay ⁷. La publication [22] montre que la prise en compte des seuls termes « de transmutation », dans la terminologie [36], c'est à dire ceux issus de la théorie des perturbations dépendante du temps pour les noyaux, est insuffisante. Les noyaux les plus lourds sont issus de captures sur les isotopes lourds du Plutonium et par ^{1241}Am . L'incertitude sur leurs inventaires produite par les incertitudes des données du fissile principal ne peut donc pas provenir des incertitudes sur les taux de réactions. Il faut prendre en compte les termes liés à la contre réaction des densités de noyaux sur le spectre (calculables par GPT « statique ») et ceux liés à la normalisation de puissance. Aujourd'hui, toutes les briques d'un couplage global des sensibilités en évolution avec les outils de sensibilités « statiques » soit déterministes (développés par P. Sabouri autour de DRAGON) ou stochastiques (tels ceux disponibles dans SERPENT grâce à M. Aufiero) sont disponibles et « attendent » d'être utilisés. Pour une étude complète, il faudrait sûrement ajouter le k-reset ⁸, c'est à dire la prise en compte du fait que les réacteurs qui produisent de l'électricité sont critiques et donc qu'il y a des mécanismes d'ajustement de la criticité qui compensent aussi les écarts à la réactivité calculée.

6. Dont j'avais rêvé de l'implémentation dès le stage de N. Blanc De La Nautte [M2008b]

7. Pzremeslaw Olbratowski, professeur de physique nucléaire théorique à l'université de Varsovie, s'est formé à la physique des réacteur à Orsay en programmant lui-même un outil d'évolution simplifié, calculs adjoints et Monte-Carlo inclus !

8. Comme j'avais pu le faire dans ma thèse ou plus rigoureusement en utilisant des sensibilités calculées ad-hoc.

FIGURE 2.5 – Evolution des incertitudes des variations de masses de ^{242}Pu et de ^{246}Cm .FIGURE 2.6 – Evolution en fonction du temps de l'incertitude sur le k_{eff} provenant des données de ^{238}U . TMC correspond à la méthode Total Monte Carlo, GPT à la contribution des incertitude des sections efficaces de l' ^{238}U et GPT + SISigI2 à la méthode hybride.

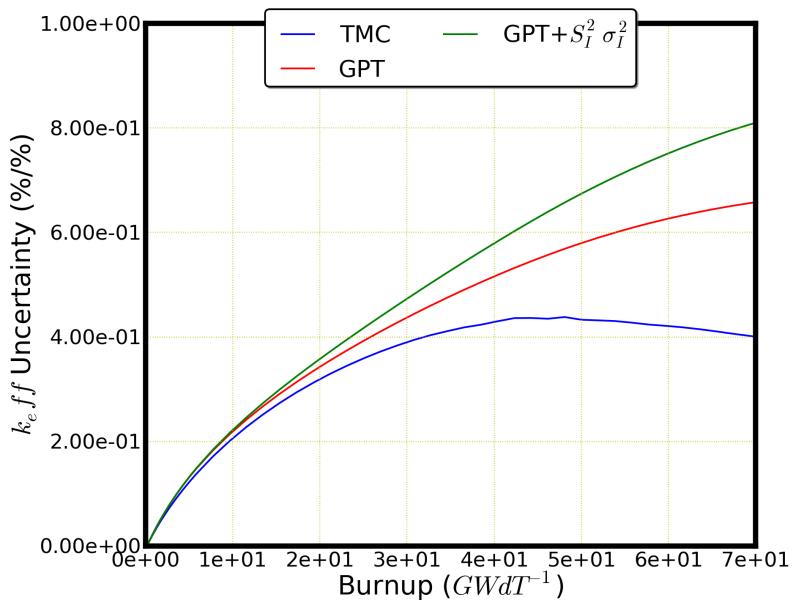


FIGURE 2.7 – Evolution en fonction du temps de l'incertitude sur le k_{eff} provenant des données de ^{239}Pu . TMC correspond à la méthode Total Monte Carlo, GPT à la contribution des incertitude des sections efficaces de ^{238}U et GPT + SISigI2 à la méthode hybride.

Chapitre 3

Perspectives

La thématique des incertitudes n'a probablement jamais été aussi active au niveau mondial. Que ce soit pour les expérimentateurs, les évaluateurs, les neutroniciens et les physiciens des réacteurs, tous se préoccupent de maîtriser leurs incertitudes. Avec les outils dont nous disposons, nous pouvons profiter de cette effervescence et proposer plusieurs pistes de nouvelles recherches.

Au vu de la disponibilité croissante des incertitudes de données nucléaires « évaluées », le potentiel d'applications et de collaborations augmente rapidement. Nous avons vu qu'il devient possible de propager des données de tous types. L'impact des paramètres de résonances, les données doublement différentielles des sections efficaces de diffusion dont probablement celles associées aux données thermiques (sous forme de matrices $S(\alpha, \beta)$), peuvent être calculées. Avec la méthode XGPT, nous pouvons travailler aux développements de nouvelles méthodes de représentations des incertitudes.

Ces nouvelles méthodes sont bien moins connues que les méthodes plus classiques qui passent par des étapes intermédiaires et les matrices de covariances des données multigroupes. Nous poursuivrons donc leur qualification par des intercomparaisons entre outils, comme nous le faisons dans le cadre du projet SEC soutenu par NEEDS.

Ces outils seront utilisés pour propager les incertitudes sur des concepts de systèmes innovants, utilisant des réacteurs et des cycles différents de ceux d'aujourd'hui. Ce sera l'occasion de faire de nombreux retours en termes de définition des incertitudes cibles à atteindre pour les expérimentateurs et les évaluateurs.

Dan Kotlyar a proposé [45] une nouvelle utilisation des sensibilités des taux de réactions aux densités des autres noyaux pour améliorer la convergence parfois peu évidente [44] des calculs évoluants. Grâce à la disponibilité des dérivées de toutes les variables utiles à la neutronique et aux calculs couplés, de nombreuses façons d'accélérer les schémas de calculs et les couplages sont envisageables. N'oublions pas que l'on pourrait calculer les sensibilités des données utilisées par les outils « cœur » aux températures directement grâce à la possibilité de calculer des sensibilités à des fonctions continues mais aussi à la présence de barres ou à la densité de bore. Cela pourrait permettre de réduire drastiquement le nombre de calculs à faire en amont des études d'accident et/ou d'accélérer les itérations des outils multi-physiques¹.

Le principe de la méthode XGPT [13] est de projeter les incertitudes des sections efficaces sur des fonctions propres et de calculer les sensibilités des observables à ces fonctions. Ces projections des erreurs pourraient servir comme base de projection pour des « modèles d'ordres réduits » (ROM en anglais) en remplacement des modes propres du système critique qui sont parfois utilisés pour la cinétique des réacteurs. Le modèle

1. Une sujet de thèse en partenariat avec l'IRSN a été rédigée. Elle serait orientée sur la qualification des méthodes multi-physiques, la prise en compte des incertitudes avec comme cas d'application des expériences critiques, pas des coeurs. Cette thèse se ferait en cotutelle avec Kostadin Ivanov de l'Université de Caroline du Nord, coordonnateur du groupe UAM de l'AEN.

serait alors réduit aux fonctions qui portent le plus d'incertitudes. Toute une nouvelle famille de schémas de calculs est à inventer. Dans ces schémas, les incertitudes ne seraient pas calculées *a posteriori* mais par construction. De plus les incertitudes seraient le moteur de l'optimisation du ratio précision/temps de calcul.

Avec la mise en place de la Théorie des Perturbations en évolution, nous pouvons aussi étendre le champ des applications. Nous avons vu que la physique de la propagation des erreurs en évolution était l'occasion de nombreuses compensations peu évidentes *a priori*. Les contres-réactions des noyaux sur le spectre et le contrôle de la puissance bouleversent les effets « directs » des sections efficaces sur leurs taux de réactions et sur l'évolution des noyaux associés à ces réactions. Avec le développement d'outils qui permettent de faire des calculs à l'échelle des coeurs nous pourrons étudier d'autres mécanismes et effets physiques qui pourraient eux aussi modifier profondément notre compréhension des incertitudes :

- Les réacteurs de puissance sont exploités aujourd'hui en mode critique. Le contrôle de la réactivité comme le bore a un impact sur les sensibilités qui peut être pris en compte par l'ajout de termes ah-hoc : c'est le mécanisme du k-reset suivant la terminologie de Williams [51].

- En réduisant localement la probabilité de faire des fissions par rapport aux absorptions, les contre-réactions de température contribuent à lisser la distribution de puissance. A n'en pas douter, ce lissage a aussi des effets sur la sensibilité de la distribution de puissance aux données nucléaires !

- Les exploitants [42] savent que le burn-up a un effet de « gommage » de la nappe de puissance avec l'évolution. C'est à dire qu'avec le burn-up, les déséquilibres initiaux de puissance, vont favoriser l'épuisement du combustible de manière à ce que petit à petit, la distribution de puissance évolue et réduise ces déséquilibres. Ces mécanismes d'aplatissement des écarts de puissance et d'épuisement du combustible s'appuient évidemment sur les propriétés de physique nucléaire des noyaux, par exemple les paramètres des résonances. Ils contribuent à en modifier les sensibilités et ne peuvent pas être étudiés avec les outils actuels.

Pour aller plus loin dans les études de sensibilités des simulations aux données nucléaires, il sera nécessaire de bien connaître le fonctionnement des réacteurs, comment ils sont exploités, comment sont calculés leurs rechargements² et leurs accidents. Encore faudrait-il savoir quels combustibles seraient chargés dans quels types de réacteurs, c'est à dire se coordonner avec les échelles supérieures : l'étude du systèmes nucléaires et son inclusion dans le marché global de l'énergie

2. Un sujet de thèse sur le sujet des incertitudes de paramètres de fonctionnement des coeurs devrait démarrer en septembre 2017.

Deuxième partie

Infiniment grand : Indéterminations dans les études de scénarios nucléaires

Introduction

Pour comprendre l'impact des incertitudes aux « petites échelles » sur les réacteurs, nous avons vu qu'il faut savoir de quels réacteurs on parle, avec quels combustibles ils sont approvisionnés et exploités. En pratique, cela suppose de savoir quelles sont les fonctions de ces réacteurs : produire de l'électricité, produire ou consommer des matières fissiles, incinérer des actinides mineurs. Une partie de ces questions trouvent leurs réponses dans la simulation des scénarios nucléaires, eux-mêmes alimentés par des études de physique des réacteurs comme on le verra dans le chapitre 4.

La dynamique du nucléaire, que ce soit son déploiement à grande échelle ou sa sortie, dépend de la dynamique du marché de l'uranium et aussi de celle du marché de l'électricité. Ces questions vont largement au delà des aspects techniques de la gestion des flux de matières nucléaires entre réacteurs. Pour aller plus loin dans les études sur les réacteurs nucléaires du futur, j'ai élargi l'échelle caractéristique de mes recherches non seulement à la simulation de plusieurs réacteurs voire de plusieurs pays échangeant des combustibles mais aussi à d'autres disciplines. C'est pourquoi j'ai porté des projets interdisciplinaires en travaillant avec des économistes de l'énergie, des géologues spécialistes de l'uranium, des spécialistes des réseaux électriques comme le présente le chapitre 5. La question clé de ces études est celle du « conflit de générations ». Quand, pour réaliser quelles fonctions, en fonction de quels paramètres technico-économiques les systèmes (réacteurs et cycles) innovants apparaîtraient-ils ? Verra-t-on les réacteurs actuels disparaître ?

Dès mon post doctorat, en partenariat avec EDF R&D, j'ai commencé à travailler sur l'optimisation économique des scénarios de parcs de réacteurs nucléaires « symbiotiques » utilisant différents types de combustibles et/ou de réacteurs. Les études du chapitre 5.2 font penser qu'à l'équilibre, les systèmes seraient plus efficaces si ils utilisaient la diversité des caractéristiques des réacteurs et des combustibles.

Par la suite, j'ai encore élargi l'échelle des études en étudiant la dynamique de la transition entre générations de réacteurs nucléaires, présentée au chapitre 5.2. Puis nous avons étudié la question de la modélisation de la disponibilité de l'uranium, détaillée au chapitre 5.3. Enfin j'ai porté des études sur l'impact de la massification des renouvelables variables sur les nucléaires dans le chapitre 5.4.

L'électricité nucléaire est produite aujourd'hui essentiellement par une seule famille de réacteurs utilisant de l'eau légère et de l'uranium enrichi. Les réserves affichées d'uranium naturel permettraient aux réacteurs actuels de fonctionner entre 80 et 250 ans au rythme actuel de consommation. Cependant, en cas de déploiement important de centrales nucléaires, de fortes tensions pourraient apparaître pour cette ressource au cours de ce siècle. Seul le déploiement de nouvelles filières de réacteurs faiblement consommatrices de ressources pourraient relâcher une partie de ces tensions. Ainsi, pour contribuer significativement et durablement à la transition énergétique vers un monde moins consommateurs de fossiles et moins émetteur de CO₂, le nucléaire pourrait lui aussi avoir à vivre une transition technologique complexe. Les nombreuses solutions envisagées, leurs cinétiques de déploiement, leurs capacités à répondre à des problématiques propres au nucléaire (inventaire fissile initial, déchets, prolifération...) font que la transition technologique nucléaire pourrait prendre de multiples formes. Sa forme dépendra du cadre économique, technologie, stratégique particulier à chaque acteur, pays ou entreprise électrique dans un contexte d'un marché mondial d'uranium naturel plus ou moins tendu.

Chapitre 4

Physique des systèmes nucléaires

La modélisation de l'évolution des combustibles de dizaines de réacteurs pendant des décennies peut difficilement être calculée de façon détaillée à l'échelle de chaque réacteur pour les études de scénarios. Pourtant, la physique des réacteurs évolue sensiblement avec les vecteurs isotopiques des combustibles chargés. Les noyaux évoluent sous et hors irradiation, en particulier le ^{238}Pu et le ^{241}Pu qui décroissent avec respectivement 80 et 15 ans de demi-vie, des temps caractéristiques non négligeables vis-à-vis des durées d'irradiation et l'horizon des simulations. De plus, avec le recyclage des matières dans différents types de réacteurs, une très grande variété de matières (par exemple de très nombreux types de vecteurs plutonium), peuvent se présenter à l'amont des usines de fabrication de combustible.

En fonction de la profondeur de l'étude à mener, plusieurs niveaux de simplification de la physique des réacteurs sont utilisés et donc implémentés dans différents outils. Les outils les plus simples comme MESSAGE [3] utilisent des matrices de noyaux d'entrées sorties fixes pour chaque type de réacteur et de chargement. Certains outils utilisent des modèles de comportement sous irradiation fixes¹ mais calculent les pourcentages de fissiles à charger avec des modèles « d'équivalence »². Les plus avancés (en France COSI [32] et TIRELIRE/STRATEGIE [55]) permettent de suivre quasiment chaque type d'assemblages et peuvent avoir des modèles de sections efficaces et de calcul des teneurs fissiles qui dépendent de l'évolution des matières disponibles dans les différents stocks³. Dans l'outil CLASS [59, 60], développé par le CNRS et l'IRSN, les modèles sont dynamiques et s'appuient sur des réseaux de neurones⁴. Ces réseaux de neurones reproduisent extrêmement rapidement et avec une bonne fidélité, les résultats de très nombreuses simulations d'assemblages représentatifs précalculées en amont pendant plusieurs jours.

Nous présentons ici quelques travaux visant à étendre le spectre des systèmes simulables avec CLASS et à discuter du caractère « représentatif » des modélisations simplifiées des réacteurs utilisées pour reproduire le comportement des coeurs. Nos études montrent que dans de nombreux cas, une étude détaillée de l'échelle cœur est nécessaire, au moins pour calibrer les très nombreux calculs assemblages nécessaires à l'apprentissage par les réseaux de neurones.

1. Dans le jargon de CLASS on parle de « modèles d'irradiation ». Sauf pour les gestions de combustibles fixes (par exemple une gestion uranium à 3.7 pourcents dans un REP), les équations d'évolution sont résolues explicitement en utilisant des sections efficaces dépendantes du temps et du combustible initial, proposées par un réseau de neurones.

2. Dans le jargon de CLASS, on parle de « modèles d'équivalence » lorsque CLASS propose une teneur de certains matériaux d'isotopie inconnue à priori à charger pour atteindre un certain burn-up cible. En pratique, ces teneurs sont calculées pour reproduire « par équivalence » un critère de criticité calqué sur un combustible de référence. Ce critère peut être une l'évolution en fonction du temps et dépend des matières disponibles en amont. Dans CLASS les modèles d'équivalence s'appuient sur des réseaux de neurones.

3. Ils peuvent même être couplés à des codes de transport si il faut.

4. D'autres réseaux de neurones avaient été utilisés dans COSI dans l'objectif de simuler les sensibilités aux données des études de scénarios par Guillaume Krivtchik dans sa thèse [46].

4.1 Recyclage en Réacteurs à Eau

Les réacteurs à neutrons thermiques dominent à la fois le parc nucléaire mondial, et aussi le parc des réacteurs en constructions⁵. Ils ont encore de beaux jours devant eux. A la suite de Fukushima, le risque de manquer d'uranium, et même le risque de voir l'uranium devenir cher s'est éloigné. Nous verrons dans la partie suivante que la perspective d'un uranium cher n'est pas liée à une évolution forte du marché des régénérateurs d'une façon aussi univoque qu'on le dit souvent. Toujours est-il que dans de nombreux pays de l'OCDE, et en particulier en France, la possibilité d'une construction rapide de réacteurs régénérateurs s'est réduite. Au mieux, on parle aujourd'hui de construire quelques réacteurs à l'horizon de la deuxième moitié du siècle, avec comme objectif de démontrer le réalisme de l'existence d'une destination pour les combustibles usés, leur faisabilité industrielle, le maintien de compétences et d'une forme de leadership technologiques. Le délai dans le démarrage massif des régénérateurs ouvre la voie à de nombreuses études de stratégies d'attente, dont le multirecyclage du plutonium dans ces réacteurs, voire le recyclage des actinides, au premier rang desquels l'Americium [80].

Dans les parcs multirecyclant au moins le plutonium, l'isotopie des vecteurs plutonium est amenée à changer fortement. Avec l'évolution de cette isotopie, de nombreux paramètres évoluent, surtout en spectre thermique, : les spectres de neutrons et avec eux les sections efficaces, le niveau de criticité à teneurs constantes, l'efficacité du bore et le niveau des fuites changent. Les études de scénarios sont la plupart du temps basées sur des modélisations simplifiées du fonctionnement des réacteurs. En pratique, les évolutions des matières sont simulées avec des calculs assemblages, ou avec des méta-modèles qui permettent de ne pas refaire des calculs assemblages à chaque nouveau vecteur se présentant à l'entrée des usines de recyclage. La figure 4.1 permet de comprendre comment un calcul de k_{inf} permet de modéliser l'évolution des combustibles et l'atteinte d'une criticité à l'échelle cœur. Le principe de la méthode est d'utiliser un nombre réduit de calculs assemblages (dont le k_{inf} est représenté par la courbe rouge). Si comme dans l'exemple, il y a un rechargement par 1/4, en faisant l'hypothèse d'un poids en réactivité uniforme des différentes familles de combustible, on peut estimer le k_{eff} comme la moyenne des k_{inf} aux fuites près. En particulier, en fin de campagne, si on considère que la concentration en bore est proche de 0, on peut envisager que ce k_{inf} moyen (la courbe en dent de scie bleue) soit supérieur à 1+ Fuites pour que l'image de ce k_{inf} , le k_{eff} se rapproche du seuil de 1. La fin de campagne est alors définie par le fait que l'excès de réactivité de l'assemblage moyen soit juste suffisant pour compenser les fuites. Cette méthode permet de préparer des centaines de calculs d'évolution et de k_{inf} facilement, sur la base de calculs assemblage, sans faire de l'optimisation de calculs coeurs. Perrine Guillemin avait montré dans sa thèse que cette approche était bonne à un peu plus de 10 pourcents près pour les densités des noyaux en UOX. La difficulté avec les stratégies de recyclage du plutonium et des actinides mineurs est que les fuites et l'efficacité du bore évoluent sensiblement avec l'isotopie des matières entrantes.

Alice Somaini en thèse à Orsay travaille à la modélisation des fuites axiales et radiales [71]. D'autres étudiants, dont certains ont travaillé à Grenoble, ou en Chine sous ma direction, à l'élargissement des capacités de CLASS. Plusieurs groupes d'étudiants de licences de l'Institut Franco-Chinois de l'Energie Nucléaire (IFCEN) et étudiants argentins de l'Institut Balseiro en stage à Grenoble ont travaillé sur la simulation du recyclage des plutoniums et de l'uranium dans les REP et les CANDU avec CLASS. Ils ont faits de nombreux calculs de ces réacteurs avec MURE ou avec DRAGON.

Benjamin Zhou a fait à Grenoble son stage de M1 puis son projet de fin d'étude sur la thématique. Ses travaux sur la modélisation du bore ont montré que pour que les inventaires calculés avec des assemblages simplifiés soient représentatifs à mieux que quinze pourcents, il faut faire des évolutions avec une concentration représentative du bore moyen. Une grande partie de son travail a contribué à valider l'approche « assemblage » de la méthode de construction des bases de données de CLASS. Ses démonstrations s'appuient sur

5. Ce sont presque tous des réacteurs ralenti à l'eau légère en général sauf quelques dizaines de CANDU d'origine Candiene et les réacteurs AGR d'EDF de Grande Bretagne, modérés au Graphite refroidis au Gas. Quasiment tous les réacteurs en construction sont à eau légère... On confondra donc facilement Réacteurs à Neutrons Thermiques et réacteurs à eau, voire REP, les Réacteurs à Eau Sous Pression qui sont majoritaires...

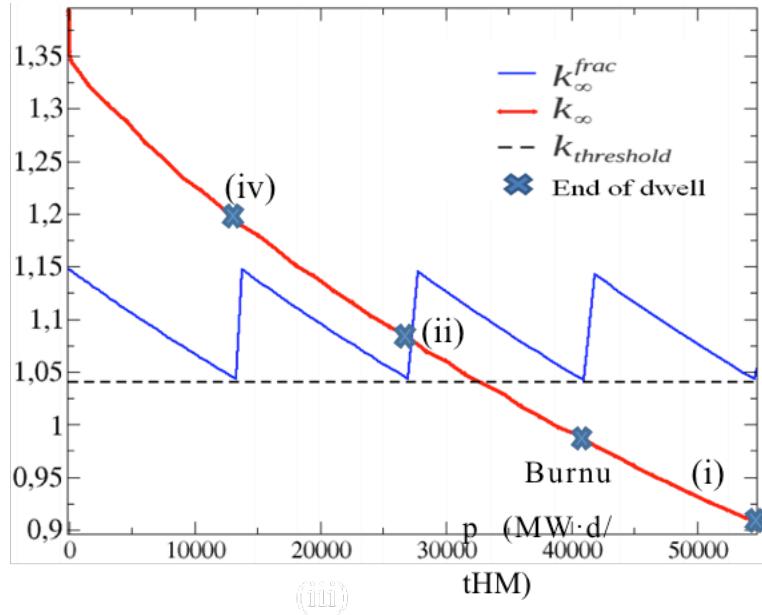


FIGURE 4.1 – Principe de calcul des burn-ups finaux à partir de calculs assemblages.

des calculs DRAGON/DONJON, et la comparaison avec les bibliothèques produites par une méthodologie assemblage seule. Les calculs DONJON permettent de faire des calculs cœurs en quelques secondes et de calibrer la méthodologie globale et plus particulièrement les seuils de la figure 4.1. La figure 4.2 présente la comparaison du modèle assemblage calibré sur la moyenne des calculs cœurs avec les calculs de burn ups calculés avec DONJON. L'écart n'est que d'environ 2 pourcents sur les burn ups mais bien plus importants sur les densités sans dépasser quelques pourcents pour les noyaux principaux. L'effort de calibration sera poursuivi ces prochaines années, avec les questions liées à la prise en compte des différentes fuites, de la calibration du niveau de bore et la prise en compte des effets d'environnement.

D'autres étudiants ont travaillé sur cette thématique. Federico Casella a développé un module externe de CLASS qui permet de traiter les données des scénarios pour calculer des variables économiques, par exemple des coûts complets de l'électricité. Son travail a permis de montrer que des parcs mixtes, dans lesquels les REP brésiliens recyclent le plutonium issu de leurs combustibles UOX usés et le CANDU argentin recycle l'uranium issu du retraitement des combustibles UOX brésiliens, étaient plus économiques que des parcs séparés alimentés en uranium naturel ou enrichi. Une étude physique préliminaire de ces scénarios avait été étudiée par Francisco Alderete et avait donné lieu à une présentation à ICAPP 2016 [9].

Qu'il s'agisse de physique des réacteurs en amont des études de scénarios, ou d'études de scénarios incluant un volet économiques, ces études se poursuivront à Grenoble ou dans les laboratoires partenaires de l'IN2P3 ces prochaines années. Elles s'appuieront sur le couplage entre études de physiques des réacteurs et études de scénarios. Un des points à faire progresser est celui de la simulation des réacteurs régénérateurs.

4.2 Recyclage en Réacteurs à Neutrons Rapides

Nous avons vu dans la partie I que l'hypothèse suivant laquelle les spectres de neutrons des Réacteurs à Neutrons Rapides dépendaient peu de l'évolution et du combustible est plus fragile que ce que croient la plupart des physiciens des réacteurs. La figure 4.3, issue de calculs cœurs⁶, montre que la quantité de Plutonium 239 à charger pour assurer la criticité d'un réacteur de type EFR en fonction des recyclages peut

6. Fait par Roque Montesanto pendant son stage et reproduisant ceux de la thèse de Julie Brizi [24]

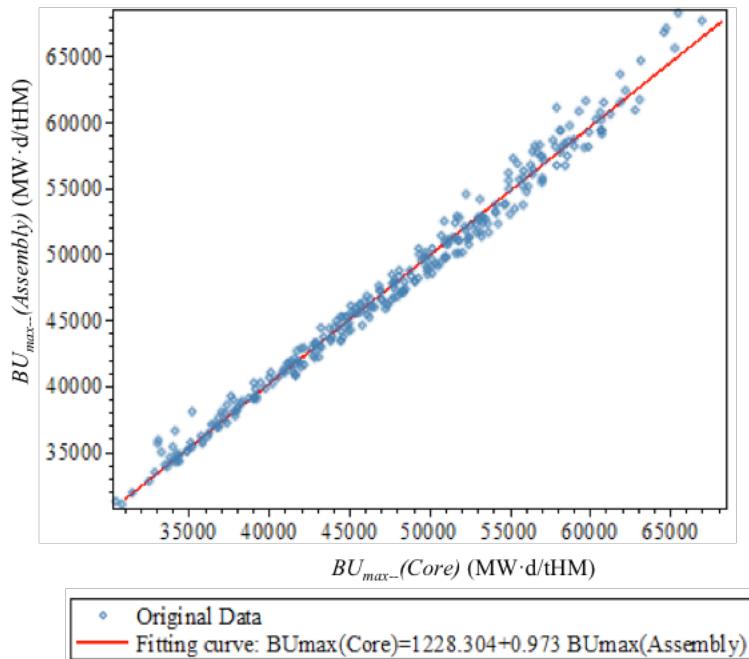


FIGURE 4.2 – Comparaison des burn-ups obtenus par une méthode assemblage et par des calculs coeurs.

changer de plusieurs dizaines de pourcents du fait de l'évolution des vecteurs isotopiques sous irradiation. On comprend que les outils utilisant des modèles de rechargement fixes (ne simulant quasiment que les grandes masses des matières, par exemple le plutonium sans son isotopie) seront rapidement limités. De nombreux outils se basent sur la formule Barker et Ross [16] pour ajuster les teneurs de plutonium en fonction de sa qualité. Cette formule utilise les poids en réactivité des différents isotopes disponibles parfois calculés par théorie des perturbations. B. Leniau a proposé des modèles à base de réseaux neuronaux lors de la conférence PHYSOR 2016 [15].

La figure 4.4 montre quand à elle, la comparaison de l'évolution des sections efficaces du ^{239}Pu et de l' ^{241}Am dans des calculs d'un assemblage seul ou dans un assemblage qui se déplace vers le centre du réacteur à chaque rechargement dans le calcul cœur discuté précédemment. On voit que le modèle assemblage produit un biais systématique de plusieurs pourcents sur les sections efficaces. Roque Montesanto a montré que cela se traduisait par des écarts de plusieurs pourcents sur les masses des principaux isotopes (en particulier les ^{239}Pu et ^{240}Pu !) et même de plusieurs dizaines ou centaines de pourcents sur les différences de masses entre le chargement et le déchargement. Dans certains cas, les modèles assemblages peuvent se tromper sur l'amélioration ou la détérioration de la qualité du vecteur isotopique au cours d'irradiation, voire sur la réalité de la régénération. Difficile alors de penser que l'on peut estimer les masses de matières à mieux que quelques dizaines de pourcents sur des scénarios de plusieurs dizaines d'années. Pour aller plus loin dans la modélisation des parcs utilisant différents concepts ou gestions des combustibles dans les RNR, nous voyons qu'il sera nécessaire de pousser la modélisation des coeurs complets et de discuter des effets des plans de chargement et de gestion combustibles⁷.

7. En général, dans les réacteurs à neutrons rapides, les assemblages ne sont pas déplacés. Cette simulation n'est pas représentative des pratiques historiques, mais pourrait être justifiée pour améliorer l'utilisation du combustible, la nappe de puissance et/ou l'évolution de la réactivité avec le burn up.

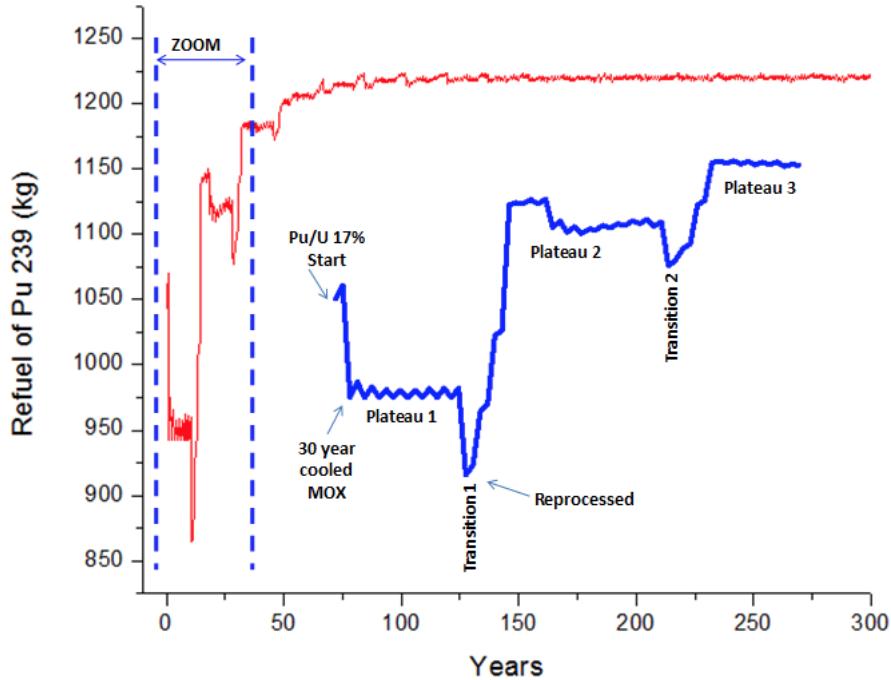


FIGURE 4.3 – Evolution de la Masse de ^{239}Pu dans un RNR en fonction du temps et du recyclage des matières.

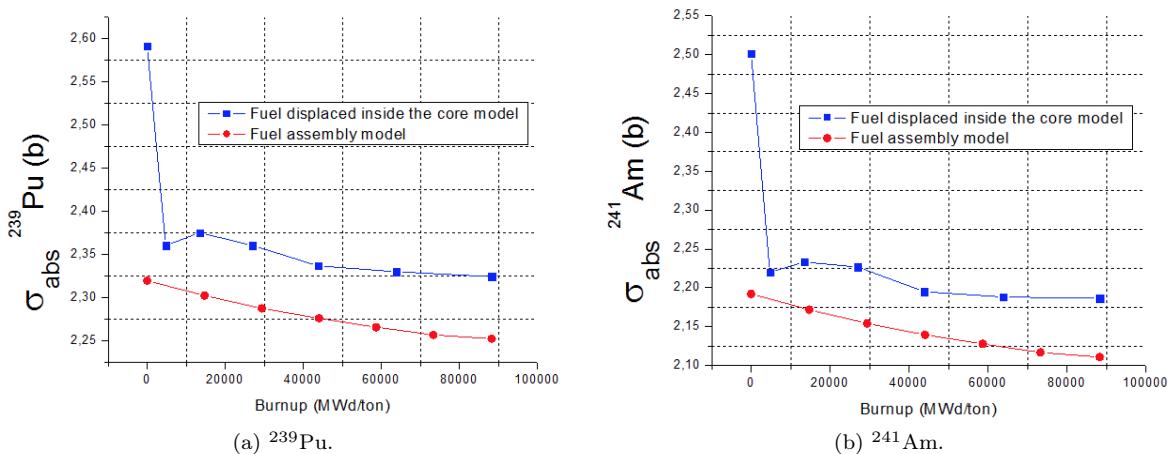


FIGURE 4.4 – Comparaison des sections efficaces de captures des ^{239}Pu et de ^{241}Am en fonction du Burn up et de la position dans le cœur.

Chapitre 5

Etudes interdisciplinaires du « Conflit de Générations »

Depuis son origine, l'énergie nucléaire tente de devenir indépendante du noyau fissile naturel l^{235}U . Comme son nom l'indique, Experimental Breeder Reactor I (EBR I), le premier réacteur nucléaire américain dont la puissance a été utilisée pour allumer une ampoule en 1951, fut un réacteur régénérateur. Le recyclage des matières fissiles produites dans le réacteur permet non seulement de s'affranchir de l'uranium naturel, mais aussi de valoriser ces matières qui sont souvent les plus dangereuses radiologiquement et celles qui produisent le plus de chaleur et donc font peser le plus de contraintes sur le dimensionnement des sites de stockage profond.

Jusqu'à présent, seule la technologie au sodium a démontré sa faisabilité à l'échelle industrielle, au prix d'une complexité technologique¹ telle que ses coûts d'investissement devraient rester durablement supérieurs à ceux des réacteurs à eau actuels. Ce qui explique qu'ils soient restés si rares. Si on ne considère pas l'apport pour la gestion des matières (qui seraient considérés comme déchets sans valorisation), ni le coût de fourniture des matières fissiles nécessaires au régénérateur dans le bilan économique, on peut schématiser la question du « conflit de générations » avec la figure 5.1. Les réacteurs à eau ont un coût d'investissement plus faible que les régénérateurs. Le coût du combustible des réacteurs à neutrons thermique est croissant avec celui de l'uranium, alors que celui des régénérateurs n'en dépend pas. Dans ce modèle statique, il existe un prix seuil au-delà duquel les réacteurs d'anciennes générations ne sont plus compétitifs et cesserait d'être construits². Les nouvelles technologies auraient alors gagné le « conflit de générations ». Le manque d'uranium serait le principal moteur de leur compétitivité économique ce qui fait qu'il faudrait attendre que l'uranium soit cher pour les voir se déployer en grand nombre.

Nous verrons dans ce chapitre que les différences de modèles économiques et de caractéristiques physiques font qu'en pratique ces types de réacteurs seront rarement en concurrence frontale et que les générations vivront plutôt ensemble que l'une après l'autre.

Tous les pays nucléarisés, leurs centres de recherche académiques ou non, ainsi que de très nombreuses start-ups ces dernières années proposent différentes innovations, souvent en rupture vis à vis des concepts au sodium. Certains utilisent le Thorium, dont le noyau fissile associé a d'excellentes propriétés neutroniques ce qui ne lui empêche pas de n'être qu'un noyau fertile et donc probablement le « Pouidor du nucléaire » : le

1. Pour séparer le sodium radioactif de l'eau utilisée pour la production d'électricité, un circuit supplémentaire est proposé dans les concepts au sodium. Ce circuit supplémentaire se traduit mécaniquement par des investissements et probablement des coûts d'entretien supplémentaires

2. Ce prix de l'uranium est souvent associé à un volume d'uranium extrait. Comme on arrêterait la construction de réacteurs fonctionnant à l'uranium, ce volume maximal deviendrait a posteriori les ressources ultimes. Même s'il reste des ressources dans le sol, elles ne seraient pas exploitées.

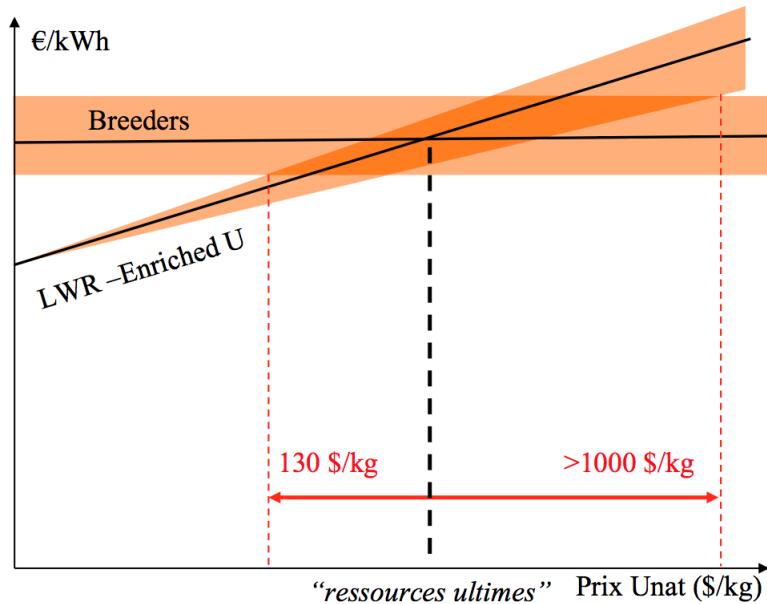


FIGURE 5.1 – Comparaison des Réacteurs à spectre thermique et des Réacteurs à Neutrons Rapides en fonction du prix de l’Uranium. (Crédit S. David)

meilleur, mais qui commence (et finit souvent) deuxième. Sauf mention contraire, nous considérons toujours dans les études présentées ici des technologies « génériques » sans discuter du type de caloporeur ou du fertile utilisé. Jusqu'à preuve du contraire par le succès d'un des concepts innovants, les coûts d'investissement des nouveaux réacteurs sont supposés supérieurs à ceux des réacteurs actuels, avec des coûts du cycle souvent inférieurs par unité d'énergie, mais souvent supérieurs par unité de masse. Ces coûts dépendent fortement du taux de combustion et de la complexité de manipulation des combustibles envisagés.

5.1 Equilibres symbiotiques

A la sortie de ma thèse³, j'ai collaboré avec David Lecarpentier d'EDF R&D, ainsi qu'avec l'équipe d'Orsay, avec qui nous avons commencé à multiplier les sorties des outils de simulations des physiciens par des euros dans des études technico-économiques de parcs mixtes à l'équilibre [18, 78]. L'idée de David était d'utiliser les complémentarités entre les réacteurs et leurs cycles. Les REP sont moins chers à construire que les RNR mais ont besoin d'un flux de matières fissiles que les RNR peuvent produire si ils sont surgénérateurs. L'équilibre pour un pays comme la France dont la consommation est globalement stable n'est probablement pas un parc 100 pourcents RNR mais plutôt un parc mixte, « symbiotique », comme celui présenté sur la figure 5.2.

Ces études⁴ nous ont permis de comprendre quels étaient les paramètres clefs et plus particulièrement les hypothèses économiques importantes. Les lignes en pointillés (échelle de gauche) de la figure 5.3 montrent l'évolution du prix de l'électricité de parcs à l'équilibre, en fonction du surcoût des RNR par rapport au REP et du taux d'actualisation. Les lignes continues (échelle de droite) de la même figure montrent le coût du parc mixte vis à vis du parc 100 pourcents RNR de même puissance. On voit que si les RNR sont aussi chers que les REP (courbe verte), grâce à leur plus haut burn-up qui permet de gagner sur le coût du combustible, leur électricité est moins chère qu'un parc hybride. Par contre, avec des hypothèses plus crédible de

3. Je travaillais alors à l'université de Bordeaux-Talence et mon laboratoire de rattachement était le Centre d'Etudes Nucléaires de Bordeaux Gradignan

4. Elles ont fait récemment l'objet d'analyses détaillées du CEA [54], basées sur les caractéristiques plus réaliste des réacteurs envisagées en France : EPR et cœur à Faible Vidange pour les RNR.

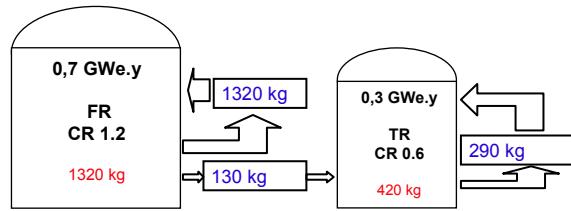


FIGURE 5.2 – Bilan des matières fissiles dans un parc symbiotique RNR-REP.

surcoûts importants de l'ordre de quelques dizaines de pourcents, alors les parcs symbiotiques seraient plus économiques. *La collaboration est plus rentable que la concurrence*. Une surprise pour les physiciens est de constater le faible impact des importantes modifications envisagées du parc électrique.

L'apport du volet économique a été de faire apparaître des pistes d'optimisation des réacteurs et des cycles des combustibles. Typiquement, choisir d'utiliser un cycle du combustible innovant au Thorium dans des réacteurs existants ou peu modifiés [61] peut transformer ces réacteurs en « GEN IV » en prenant des risques bien différents que ceux liés à la construction et l'exploitation de réacteurs innovants. De plus, ces études ont montré que l'augmentation des taux de combustion au détriment de la régénération, pouvait avoir un intérêt économique marqué dans certains cas. Ceci a directement contribué à orienter certains travaux de la thèse de Perrine Guillemin [39]. Dans les CANDU en cycle Thorium, l'économie de neutrons est relativement bonne et permet d'atteindre la régénération au prix de taux de combustion très faibles. Toutefois, l'économie d'uranium pouvant être importante par rapport à un cycle ouvert même sans atteindre la régénération, il est probable que les exploitants viseraient à optimiser l'utilisation de combustibles et à minimiser les coûts de fourniture en uranium sans les faire disparaître complètement.

Dans le cadre du programme européen ARCAS (ADS and fast Reactor CompArison Study), nous avons comparé les coûts complets de parcs de réacteurs « hybrides » dont les actinides mineurs seraient à l'équilibre. Ces parcs seraient constitués d'une strate de réacteurs thermiques (typiquement des REP) producteurs d'actinides et d'une strate incinératrice, à base de RNR ou d'ADS dédiés à l'incinération. Le surcoût par unité de puissance des ADS vis-à-vis des RNR (eux mêmes plus chers que les REP) est compensé par leur très faible contribution à la puissance du parc. Leur capacité à être approvisionnés quasiment exclusivement en actinides réduit leur contribution à la production d'énergie et donc au coût du système complet. Les résultats sont assez différents de l'étude équivalente du CEA pour le dossier « 2012 » de la loi sur la gestion des déchets nucléaires. La cause de la différence est la différence fondamentale d'hypothèse, vu que les systèmes comparés dans ARCAS n'ont pas la même gestion du Plutonium alors que les études françaises visent à sa stabilisation...

5.2 Des générations en conflit ?

Dans les outils qu'utilisent les physiciens, comme CLASS, l'objectif est de répondre à une « demande nucléaire » exogène, indépendante du coût de construction et de fonctionnement des réacteurs. L'évolution des flux de matières radioactives, les besoins en matières premières, la production de déchets, la construction et l'utilisation des réacteurs dépendent directement de cette « demande ». Réciproquement, dans les outils des économistes de l'énergie, la production nucléaire est souvent le résultat d'une construction ou d'une optimisation (suivant le modèle) de toute une série de moyens de productions pour répondre à une demande globale d'énergie, elle-même plus ou moins calculée en interne. Les flux de matières nucléaires sont alors extrêmement simplifiés. Dans le cadre du Projet d'Etude de Prospective Interdisciplinaire de la Transition Technologique de l'Electronucléaire (PEPITTE) financé par le programme interdisciplinaire « Energies » du CNRS, nous avons amorcé une collaboration avec l'équipe d'économistes de l'énergie du Laboratoire d'Economie Appliquée de Grenoble (GAEL). Cette équipe utilise et développe le modèles « Prospective

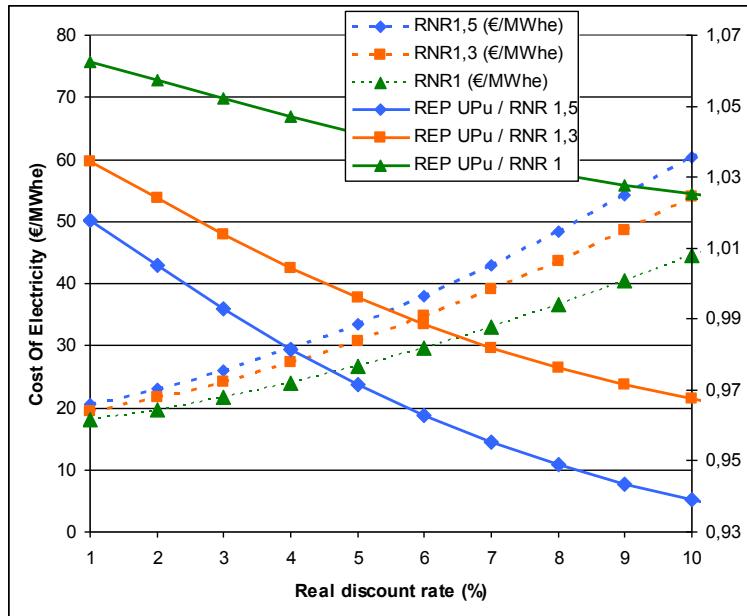


FIGURE 5.3 – Coûts de l'électricité d'un parc de RNR et du surcoût de construction des RNR et comparaison avec les coûts pour un parc symbiotique RNR surgénérateur + REP sous générateur.

Outlook for Long Term Energy System » (POLES) qui construit par récurrence annuelle une image du paysage énergétique mondial jusqu'à l'horizon 2100. Avec Silvana Mima de GAEL, pendant le stage M2 puis le séjour au LPSC d'Abdou-Aziz Zakari comme ingénieur de recherche, nous avons travaillé à la modélisation du couplage entre les deux technologies de réacteurs décrites dans POLES [79].

5.2.1 Offre et demande

Dans ce logiciel POLES, la demande n'est pas indépendante des coûts de l'offre. La demande est construite à partir de l'empilement de besoins de différents types de consommateurs (industries, résidentiel etc...) qui évoluent chaque année et peuvent se réduire par l'effet d'économie d'énergie, par exemple si les coûts augmentent. Chaque année, un monotone de demande est construit. Cette courbe décroissante décrit le temps pendant lequel un certain niveau de puissance est utilisé : les centrales dont la puissance est nécessaire pour passer les pointes de demande sont plus nombreuses mais utilisées moins souvent que celles fonctionnant « en base » c'est à dire quasiment en continu. Dans chaque tranche de taux d'utilisation, la puissance des nouvelles centrales à construire est décidée en fonction de la différence entre la projection des besoins et le parc actuel réduit des centrales à démanteler. Le choix se fait parmi les technologies les moins chères pour ce niveau de fonctionnement annuel. Comme son nom l'indique, POLES simule les tendances de long terme. Aussi, le choix de construire l'une ou l'autre des technologies n'est pas un choix binaire de la technologie la plus économique. Ceci permet de lisser les évolutions, de laisser de la place aux technologies émergentes par exemple même si elles ne sont pas tout à fait les moins chères de leur catégorie.

5.2.2 Modélisation des générations

Les réacteurs de technologies actuelles, à neutrons thermiques consomment des matières fissiles, aujourd'hui issues de l'exploitation de l'uranium naturel. Les ressources sont estimée par l'AIEA [4] à environ 80 ans de consommation actuelle. Les réacteurs en construction ont une durée de vie estimée aujourd'hui à au moins 60 ans. On voit que les réacteurs construits dans la deuxième moitié du siècle pourraient manquer d'uranium. La modélisation de la « peur de manquer » proposée dans POLES consiste à décourager les inves-

tissements dans les réacteurs à neutrons thermiques⁵ au fur et à mesure que l'horizon des réserves d'uranium se rapproche de la durée de vie des réacteurs. Le principe est que peu d'investisseurs prendraient le risque de construire un réacteur qui pourraient ne pas avoir d'uranium pour fonctionner.

Les réacteurs régénérateurs eux ne peuvent être construits que si suffisamment de matières recyclables sont disponibles et si ils sont demandés c'est à dire suffisamment compétitifs, vis à vis de toutes les technologies, pas seulement des autres réacteurs.

Un des paramètres clefs du modèle est alors la quantité de ressources « ultimes ». Ce paramètre étant évidemment inconnu, nous avons étudié les effets de son réglage comme on le voit sur la figure 5.4. La « peur de manquer » conduit à produire un « pic Uranium » quelque part entre le début et la fin du siècle en fonction des volumes de réserves envisagées et probablement en fonction des coûts relatifs des réacteurs thermiques vis à vis de la concurrence : gaz, charbon, biomasse avec ou sans séquestration suivant la politique climatique. La grande surprise est que, si on libère la contrainte sur l'uranium, il y a non seulement plus de réacteurs à neutrons thermiques mais aussi plus de régénérateurs ! La place supplémentaire prise par les réacteurs à neutrons thermiques dans le marché de l'électricité ne l'est pas au dépend des réacteurs à neutrons rapides, mais au dépend d'autres types de production d'électricité. Les régénérateurs qui étaient compétitifs mais bridés par les limites sur les matières recyclables héritées des précédents voient leur potentiel augmenter !

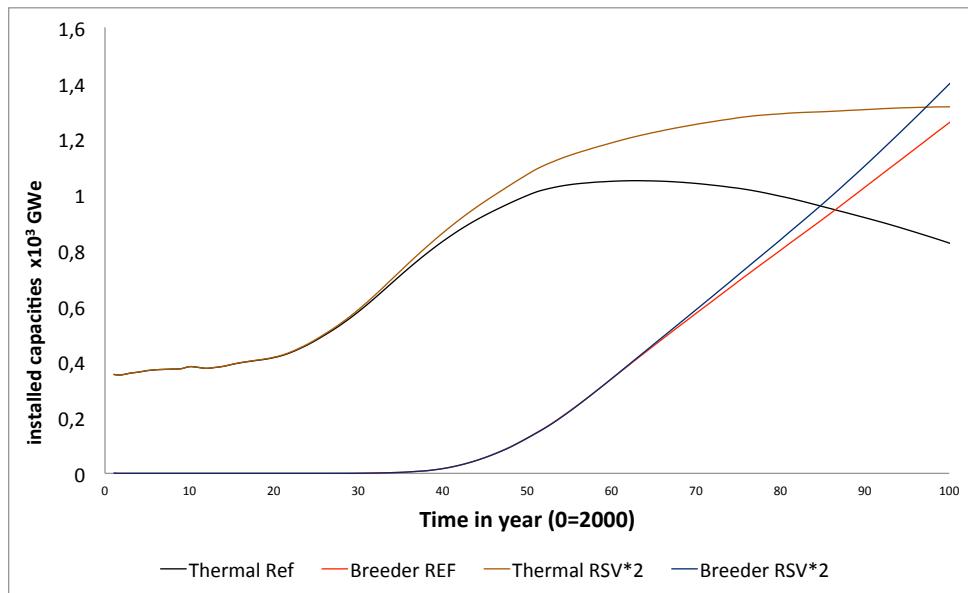


FIGURE 5.4 – Comparaison de l'évolution des capacités des deux générations de réacteurs avec une hypothèse de 24Mt de réserve d'uranium (référence) et une hypothèse double.

5.2.3 Une compétition ? Quelle compétition ?

D'autres paramètres clefs ont pu être testés. La figure 5.5 montre la comparaison des évolutions des puissances installées lorsque l'on augmente les coûts des têtes de séries (First Of A Kind, FOAK en anglais) des réacteurs régénérateurs. On voit qu'en réduisant leur compétitivité lors de leur émergence, cette émergence est ralentie. Cependant, après quelques dizaines d'années, ils progressent sur leur courbe d'apprentissage et atteignent quasiment les mêmes rythmes de croissance que dans le cas de référence, probablement limités

5. Uranium enrichi ou pas, à eau lourde ou légère, bouillants ou sous pression peu importe, l'impact des différences de consommation entre ces technologies est bien plus faible que celui d'autres hypothèses prises par ailleurs. Une étude préliminaire de l'effet du recyclage dans les réacteurs à spectre thermique (et du démarrage des RNR à l'uranium enrichi) a été faite mais non finalisée...

par la disponibilité des matières recyclées. Un point clair est que la place libérée par les réacteurs à neutrons rapides n'est pas prise par les réacteurs à neutrons thermiques. Ceux-ci sont trop contraints par la disponibilité des matières fissiles naturelles. La sensibilité à une hausse des prix de long terme des RNR a montré le même genre d'effets : un impact fort sur le marché des RNR, mais pas d'impact sur celui des réacteurs à neutrons thermiques. La contrainte sur les réacteurs à neutrons thermiques est trop forte pour qu'ils soient sensibles à une baisse de la production des régénérateurs.

Nous avons aussi testé la sensibilité à un paramètre adoré des physiciens : la régénération. En l'augmentant, le potentiel des RNR est amélioré ce qui pourrait nuire au marché des réacteurs à neutrons thermiques. Mais là aussi le résultat est étonnant. La place supplémentaire prise par ces réacteurs ne réduit pas la part des réacteurs à neutrons thermiques : les réacteurs à neutrons rapides prennent juste plus de place ! Les possibilités de substitution au sein de POLES font que d'autres technologies se trouvent modifiées. Les réacteurs de technologie actuelle ne sont qu'une technologie parmi d'autres, soumises à ses propres contraintes. A partir du moment où ils ont une certaine compétitivité, ce qui dépend des compétiteurs dans chaque pays, les technologies nucléaires se développent plus ou moins vite et rarement au détriment l'une de l'autre.

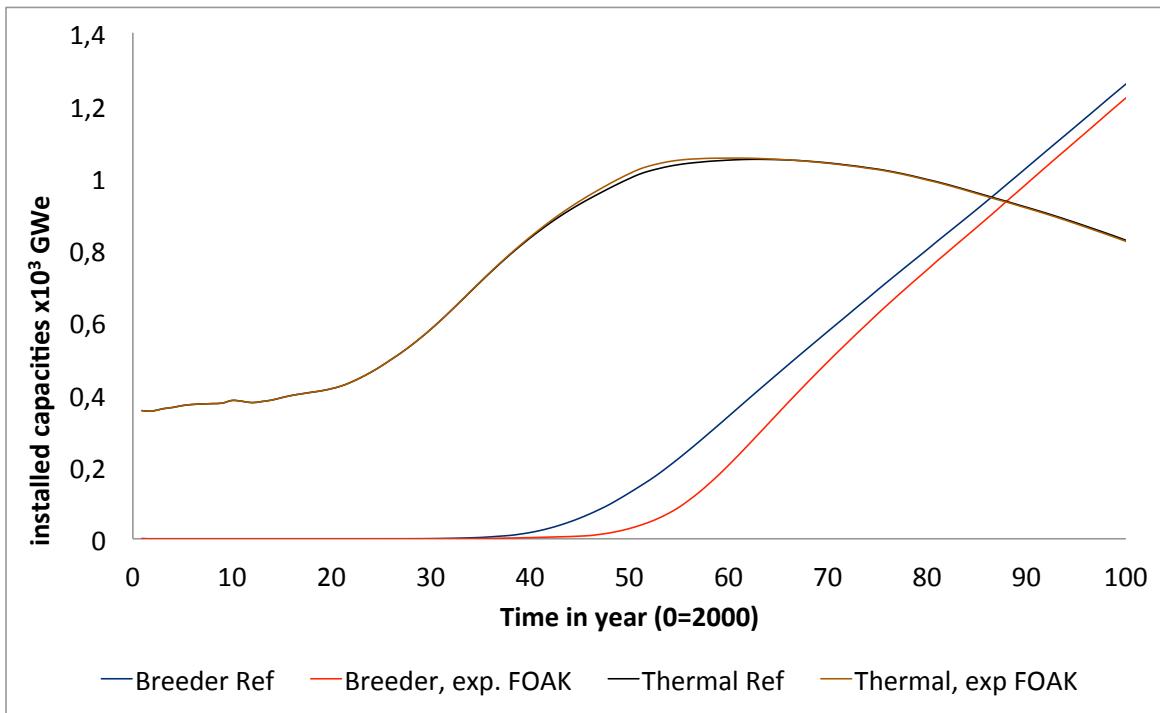


FIGURE 5.5 – Comparaison de l'évolution des capacités des deux générations de réacteurs en fonction du coût des têtes de série RNR.

5.3 Modélisation dynamique du marché de l'uranium

Nous venons de voir que la modélisation de la transition technologique du nucléaire était très dépendante d'une définition de « réserves ultimes » d'uranium. Comme pour de nombreuses autres ressources minérales, cette définition est l'enjeu de débats difficiles. Un argument classique des « optimistes » est de dire que si la ressource devient rare, elle devient chère. Ce principe est utilisé pour proposer des modélisations des prix de l'uranium qui évoluent en fonction du volume des ressources déjà exploitées, comme dans la figure 5.6a. Le livre rouge de l'AIEA [4] quantifie les ressources suivant des catégories de connaissance que l'on a et de leur niveau de prix. Les modélisations classiques comme celles de la figure 5.6a présentent alors souvent une

forme en S avec une courbe dont la pente du prix augmente au fur et à mesure que l'on se rapproche des « ressources ultimes » et finit par atteindre un palier au delà duquel des ressources de très grands volumes comme l'exploitation de l'uranium de l'eau de mer deviendraient rentables et imposeraient un maximum au prix de l'uranium à long terme. Cette possibilité d'exploiter l'uranium de l'eau de mer revient régulièrement dans la littérature lorsque des innovations sur les matériaux « éponges » sont proposées [34]. Cependant, au vu de la faible densité de l'uranium dans l'eau de mer, même avec des matières particulièrement efficaces et facile à utiliser, les problèmes techniques posés par l'énorme quantité de matières à manipuler en environnement marin rendent son modèle économique très difficile, même sur les sites les plus favorables [38, 69].

Le cas de l'uranium est bien différent des ressources énergétiques fossiles dont la quantité dans la croûte terrestre est le résultat d'une accumulation en surface et est donc véritablement bornée. L'uranium étant un composant élémentaire de la planète Terre, on trouve de l'uranium à toutes profondeurs. Sa concentration dépend de l'histoire géologique : il a pu être concentré au voisinage de la surface par des phénomènes extrêmement variés. Si on trouve quelques « accidents géologiques » où l'uranium a pu se concentrer jusqu'à représenter plusieurs pourcents du minéral, on trouve surtout des volumes importants d'uranium dans des roches où l'uranium est présent à faible teneur. A. Monet a proposé une étude statistique [58] des gisements déclarés pour extrapoler les volumes de ressources connues. L'exploitation de ces ressources à basses teneurs serait difficile pour l'uranium seul, notamment car il serait possible que l'exploitation de l'uranium ne rembourse pas l'énergie nécessaire à son extraction [68]. Cependant, son extraction peut être envisagée si il est co-produit avec autre chose : phosphates, métaux, charbon ou même des cendres de charbon [57]... Plusieurs pourcents de la production mondiale actuelle sortent de la mine d'Olympic Dam en Australie qui est d'abord une mine de cuivre et d'or avant d'être une mine d'uranium. On dit alors que la ressource d'uranium est « non-conventionnelle ». Une grande partie des ressources « non-conventionnelles » d'uranium décrites dans le livre rouge de l'AIEA correspond à l'uranium des phosphates [4], utilisés pour la fabrication d'engrais. L'exploitation de l'uranium dans les phosphates a déjà été pratiquée historiquement et serait probablement rentable, pour des prix de l'uranium autour de 100 \$/kg, au moins sur les sites les plus favorables.

A partir du moment où une bonne partie de l'uranium devient un co-produit, on bascule d'une question de limite en volume à des limites en débit. Le flux d'uranium dans les mines de phosphates est de l'ordre de 10 kt/an, à comparer à une consommation annuelle mondiale d'environ 70 kt/an. Seulement une partie de ces flux sont favorables à une co-extraction [37]. De plus, la question des résidus miniers et de l'énorme quantité de phosphates produite poserait sûrement des problèmes de gestion difficile⁶. Si on suppose que l'on veut doubler le flux d'uranium issu des phosphates, il faudrait que la valeur de l'uranium finance non seulement les ateliers spécifiques de séparation dans la chaîne de production des engrains mais aussi l'extraction du minéral et la chaîne de traitement. D'après l'US Geological Survey, le monde extrait environ 70 Mt/an de phosphate, pour une valeur d'environ 100\$/t. Au premier ordre, il faudrait que l'uranium permette de doubler le chiffre d'affaire de ces mines ce qui nécessite de le vendre au-delà de 700 \$/kg.

Dans le cadre du projet RUSDYNE (Ressources d'Uranium dans les scénarios Dynamiques du Nucléaire et de l'Energie) [21] soutenu par le défi NEEDS du CNRS, nous avons travaillé avec des géologues du CNRS et des économistes du CNRS et du CEA spécialistes de la prospective énergétique et des marchés de l'uranium. L'idée du projet était de construire une nouvelle modélisation du prix de l'uranium « 3D » présentée sur la figure 5.6b. Un travail interdisciplinaire a permis de préciser les seuils de débits, de volumes et les coûts du modèle. Pour des débits environ doubles de la production actuelle, une bonne partie du débit serait fourni par des sources non conventionnelles, dont nous avons vu au paragraphe précédent que les coûts seraient facilement de l'ordre de 1000 \$/kg. Ce modèle de coût a été implémenté dans POLES pour voir l'impact sur la dynamique des différentes générations dans les simulations de prospectives mondiales de l'énergie.

La figure 5.7 montre la comparaison des évolutions des puissances de réacteurs thermiques et rapides

6. Cette grande disponibilité ferait chuter le coût des engrains ce qui ne manquerait pas d'en augmenter la consommation. On peut aussi se poser des questions sur l'acceptabilité d'aussi grandes mines qui aurait tout d'un coup besoin de contrôle de radioprotection.

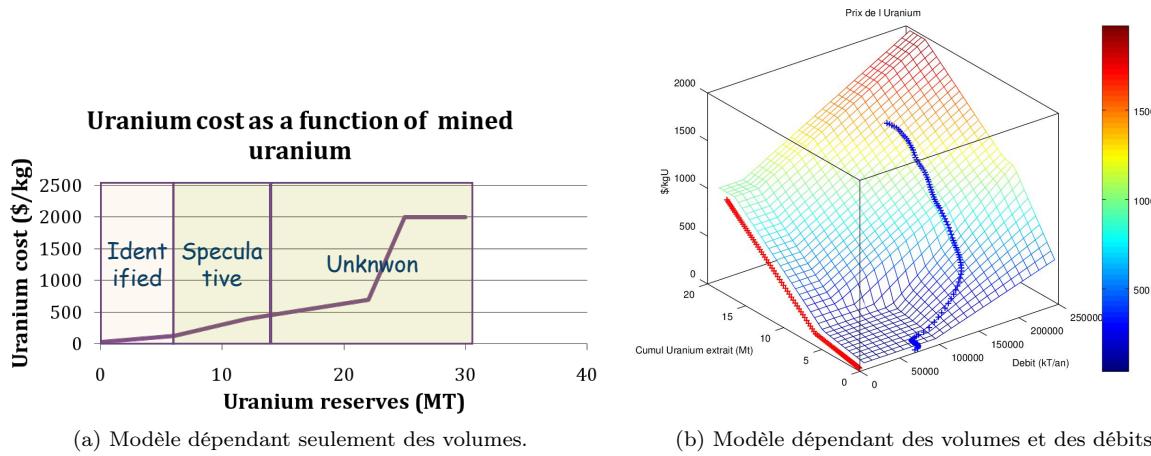


FIGURE 5.6 – Comparaison des modèles de prix de l'uranium.

installés en fonction du modèle de limitation de la disponibilité de l'uranium. Dans le cas où les ressources sont limitées en volumes, on voit que POLES produit un « pic uranium » sur le parc des réacteurs thermiques discuté précédemment. Dans tous les modèles, les réacteurs rapides sont limités par la disponibilité de matières pour leurs inventaires de démarrages. Ainsi ils sont surtout dépendants à l'intégrale du volume d'uranium consommé, car il correspond à une quantité de combustibles usés issus des réacteurs à neutrons thermiques dont ils ont besoin pour démarrer. Si avec un peu de chance comme ici, le volume total d'uranium utilisé est le même à l'horizon de la fin du scénario dans les deux modèles de limites d'uranium comme sur la figure 5.7, alors, leur déploiement est aussi du même ordre.

Les effets des hypothèses de coûts d'investissement des RNR sont présentés sur les figures 5.8. A gauche, on voit l'effet d'un renchérissement des têtes de série, à droite celui d'une augmentation des prix de long terme. Dans les deux cas, les régénérateurs sont ralentis mais finissent sur des trajectoires proches, probablement à cause d'une limitation des matières disponibles pour leur démarrage⁷. Les réacteurs à neutrons thermiques quand à eux n'ont plus de « plafond de verre » et leur part de marché augmente par rapport au cas de référence.

Toutefois, la moindre compétitivité des RNR n'est pas directement compensée par les autres réacteurs nucléaires. On ne voit toujours pas de compétition binaire entre les générations. L'effet est plutôt « intégral » : la moindre compétitivité des régénérateurs modifie la pente de développement des autres. Plusieurs raisons peuvent expliquer cela. D'une part, le classement des coûts relatifs d'aujourd'hui définit les investissements actuels c'est à dire la dérivée de la puissance installée. D'autre part, un déploiement plus lent à un moment de la trajectoire, contribue à accélérer les autres qui réduisent leurs coûts par effet d'apprentissage. La compétitivité de cette technologie est modifiée durablement. Un changement parmi les concurrents aujourd'hui modifie pour longtemps le classement (l'ordre de mérite dans le jargon) des moyens de production. L'étude dynamique des substitutions, compétitions et symbioses entre technologies de l'énergie sera étudiée dans la suite du projet PROSPEN initié ces dernières années et décrit au chapitre suivant.

Le nouveau modèle fait disparaître le pic uranium que l'on voyait pour les réacteurs à neutrons thermiques et qui aurait existé pour le rythme d'installation des régénérateurs avec un décalage de quelques décennies. On voit que si l'uranium devient cher, la question n'est plus celle d'une limite en volume, mais d'une limite en débit. L'uranium est alors très cher, mais il n'a jamais été aussi produit ! Ce coût a un effet sur la com-

7. Les inventaires nécessaires de matières fissiles pour le démarrage des RNR ont été changés à la hausse par rapport aux études de la partie précédente. Ceci permet d'être plus proche des caractéristiques envisagées pour les concepts type CFV en France, mais réduit aussi le potentiel des régénérateurs. La modélisation de la gestion des stocks de matières recyclées a aussi été modifiée, dans le sens d'une plus grande inertie pour corriger des problèmes de stabilité que l'on observe en cas de trop fortes contraintes sur le marché électrique comme une forte contrainte carbone sans disponibilité de capture/séquestration du CO₂ par exemple.

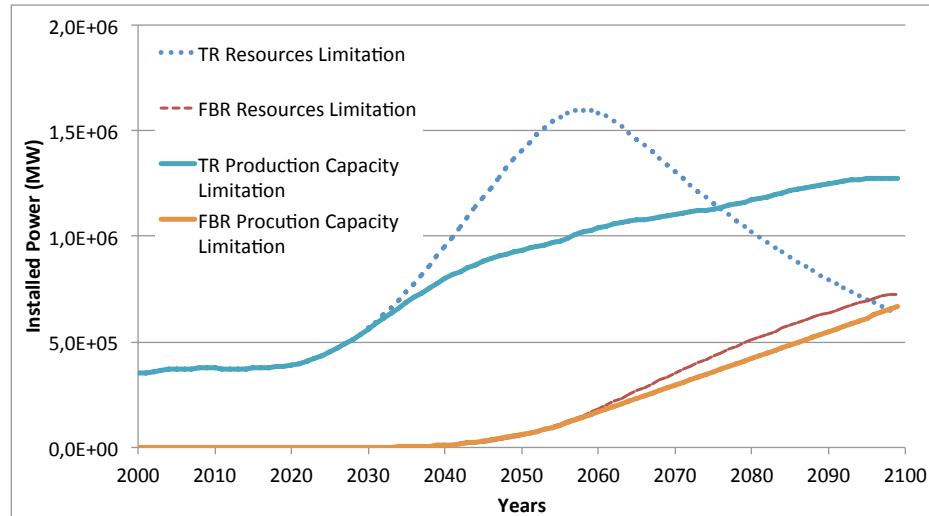


FIGURE 5.7 – Evolution des puissances installées de nucléaire en fonction du modèle de coût de l'uranium utilisé.

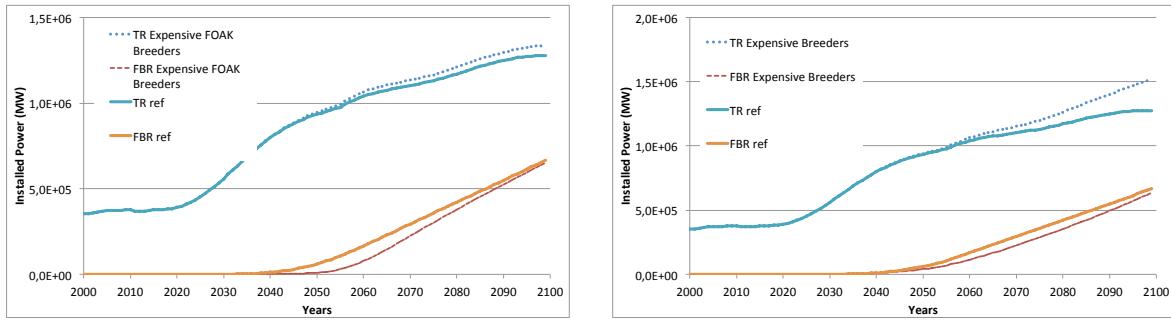


FIGURE 5.8 – Sensibilité des évolutions des générations de réacteurs à la modélisation du coût des RNR.

pétitivité des réacteurs consommant l'uranium. Suivant l'évolution des coûts des concurrents et des mines, la trajectoire de long terme, au delà de l'horizon que nous simulons, peut changer. Le pic uranium serait repoussé de quelques années ou de quelques millénaires ! Les coûts des concurrents évoluent à la hausse pour les fossiles du fait de leur raréfaction et de la mise en place des politiques carbone et à la baisse pour les nouvelles énergies renouvelables par effet d'apprentissage puis peut être à la hausse en fonction du coût des matières premières nécessaires dont l'énergie grise [76].

Nous avons jusqu'ici décrit quelques éléments clefs de la prospective du nucléaire dans le cadre plus global de la question de la prospective énergétique mondiale. Nous avons vu qu'un des tout premiers défis des technologies nucléaires est d'être suffisamment compétitives, vis à vis d'autres moyens de production de base faiblement émetteurs de carbone, plus qu'entre eux. Cette compétitivité est probable à moyen terme dans certains pays, en fonction des coûts et réglementations du nucléaire existants localement, mais aussi de ses concurrents qui dépendent beaucoup de la géologie, de la géographie et de l'histoire de chaque pays. Le marché des technologies nucléaires n'est donc une partie du marché de l'électricité (et peut être de la chaleur) dont les parts seront plus ou moins grandes. Les marchés de l'énergie et donc du nucléaire sont de plus en plus dominés par les grands émergeants, Inde et Chine en tête car on y attend une forte croissance du besoin en énergie. Au

moins en Chine, il est probable que le nucléaire à neutrons thermiques soit durablement compétitif même vis-à-vis du charbon⁸. De même, si les réacteurs régénérateurs ne sont pas trop chers vis à vis de la concurrence ils auront un marché à conquérir. Ce marché pourrait être bien plus grand que le marché actuel du nucléaire, bien que relativement petit par rapport aux marchés de l'énergie et même au marché de l'électricité. Dans de nombreux pays de l'OCDE, au Japon, aux USA, en France, mais aussi bien sûr en Allemagne, les évolutions règlementaires, accompagnant souvent l'évolution de l'attitude des populations et l'évolution des coûts du nucléaire (associés aux points précédents ou non), la place du nucléaire est probablement amenée à diminuer, si ce n'est pas de façon absolue, au moins de façon relative. Dans ces pays, la question de la gestion de long terme des matières nucléaires se pose de manière bien différente par rapport aux enjeux des grands émergents. Ceci entraînera sûrement des optimisations technico-économiques bien différentes et des grandes variations des tailles des « niches » pour les différentes technologies.

5.4 Concurrence avec les renouvelables variables

Parmi les évolutions anticipées du paysage électrique auxquelles les technologies nucléaires vont être confrontées, l'émergence des renouvelables variables est un point essentiel, en particulier pour les questions de gestion des réseaux électriques du futur. Ces énergies partagent avec le nucléaire une production de CO₂ et un coût marginal⁹ très faibles. La faiblesse du coût marginal est liée à celle du coût du combustible dans le modèle économique. Avec de faibles coûts marginaux, toutes ces technologies fonctionnent a priori au maximum de leurs capacités, c'est à dire quand il y a du soleil ou du vent pour les unes et aussi souvent que possible pour le nucléaire, de manière à maximiser la production et rembourser aussi rapidement que possible les importants investissements initiaux. Il n'y a quasiment qu'en France que la puissance nucléaire est telle qu'elle doive adapter sa production à la demande au vu de sa puissance. Partout ailleurs les réacteurs fonctionnent en base ou presque. Avec leurs coûts de fonctionnement quasi nuls, inférieurs à ceux du nucléaire, les renouvelables variables évitent toute concurrence en cas de bonnes conditions météorologiques. Il ne restera aux autres technologies que le résidu à produire avec des durées d'appel réduites et des contraintes supplémentaires pour réaliser le suivi de charge.

Dans POLES, le nucléaire ne pouvait contribuer qu'aux tranches de durée d'appel annuel très importantes. Nous avons commencé à étudier l'impact de la prise en compte des capacités de suivi de charge en lien avec la pénétration des renouvelables variables avec Jacques Després. Pendant sa thèse, il a couplé POLES à un nouveau module EUCAD (European Unit Commitment And Dispatch) qui permet d'optimiser l'utilisation des technologies des réseaux électriques et de quantifier l'apport des moyens de stockage [27]. Cet outil utilise au mieux les capacités de modulation de la demande, les stockages et les moyens de production, à l'échelle de quelques journées 'types' à l'échelle de l'Europe. Ces journées, différentes suivant les saisons, ont été construites pour reproduire la variabilité des productions variables. Les figures 5.9 montrent les réponses du système pour des journées d'été bien ensoleillées et ventées à l'horizon 2050 en France en fonction de l'existence de stockage. On voit que les variabilités de la production solaire sont absorbées, par le stockage si il existe ou par le nucléaire si il n'existe pas.

Cette optimisation permet de mesurer la contribution des moyens de production aux différentes tranches des monotones de puissance et de déduire leur rentabilité. Sur la base de cette rentabilité, les choix d'investissement sont calculés pour l'année suivante. Ainsi, on peut estimer l'évolution des taux de charge des différentes technologies en fonction du temps et des hypothèses des scénarios. Les figures 5.10 montrent des monotones de puissance « résiduelle » pour la France avec les contributions aux blocks d'investissements des technologies nucléaires. Cette puissance résiduelle correspond à la demande soustraite des moyens de production « fatals » dont les renouvelables variables. On voit que cette demande est négative quelques centaines d'heures dans l'année pendant lesquelles le solaire et l'éolien dépassent la demande. Si les réacteurs nucléaires

8. CGN, le partenaire d'EDF dans le projet des EPR de Taishan a annoncé avoir vendu à CLP Holdings Limited, une entreprise cotée à Hong Kong, l'équivalent d'une centrale nucléaire sur le site de Yangjiang pour un coût de la puissance installée, construite en fonctionnement de 1€/W seulement.

9. C'est à dire le coût de fonctionnement d'une heure supplémentaire

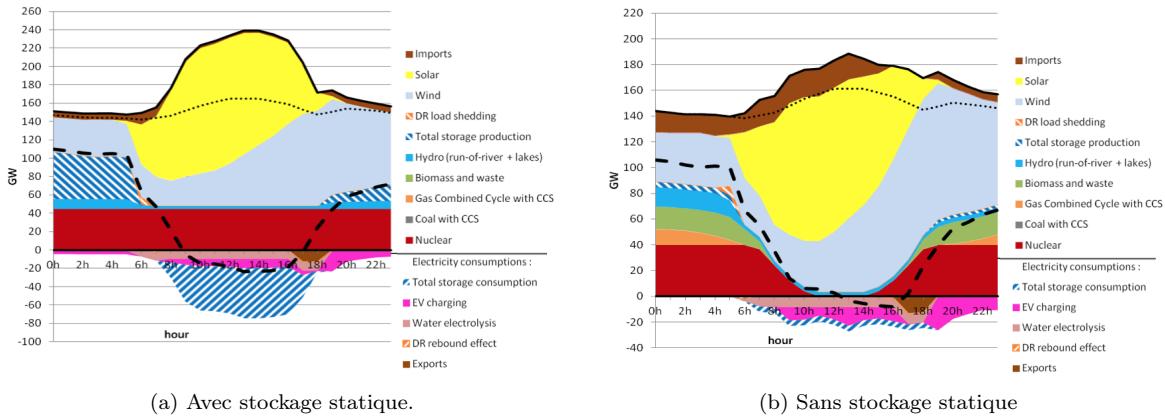


FIGURE 5.9 – Exemple de journées types d'EUCAD pour la France

(de tous spectres neutroniques) sont capables de faire du suivi de charge comme sur la figure 5.10b, alors une dizaine de Gigawatts supplémentaires (25 pourcents du nucléaire) seraient installés en France. Améliorer les capacités de charge sera donc un objectif important des réacteurs ces prochaines décennies, avant de devenir un impératif de survie !

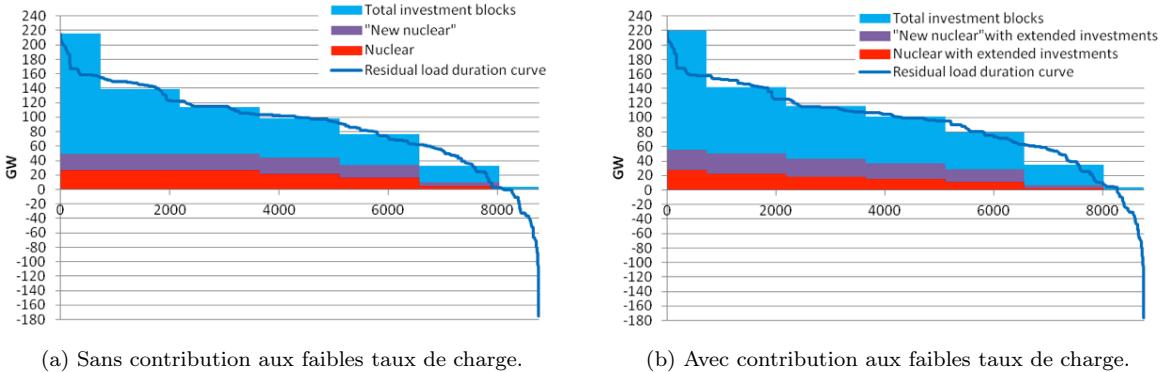


FIGURE 5.10 – Contributions des technologies nucléaires aux monotones de puissances hors renouvelables pour la France à l'horizon 2100.

Chapitre 6

Perspectives pour les études de scénarios

Nos recherches nous ont permis de dresser un tableau des déterminants de l'évolution des technologies nucléaires et de l'interaction entre les caractéristiques technico-économiques de ces technologies et cette évolution. Au sein du nucléaire, les parcs « symbiotiques » sont souvent plus performants que les parcs utilisant un seul type de réacteurs. Entre MURE, CLASS et des outils plus classiques comme DRAGON/DONJON, nous sommes bien équipés pour faire des études de systèmes et scénarios nucléaires innovants.

A l'échelle supérieure nous avons vu avec les outils de modélisation de prospective (comme probablement dans la réalité !), les technologies de production d'électricité étaient plus facilement substituables que ce que montre les études nucléaires seules. Nous avons proposé une nouvelle façon de modéliser le renchérissement progressif de l'uranium avec l'épuisement des réserves les plus simples à exploiter.

L'apport des études aux interfaces entre domaines est important. De nombreux indices démontrent l'utilité de comprendre la diversité des situations et la diversité des solutions techniques qui pourraient être utilisées. Cette double diversité nous alimente en projets de recherche pour les prochaines années.

Les exploitants de réacteurs nucléaires sont amenés à construire des stratégies prenant en compte de nombreuses indéterminations, de plusieurs types. Ils doivent répondre à plusieurs questions :

1. Comment vont évoluer leurs concurrents localement, en particulier les renouvelables, qu'elles soient variables ou pas comme la biomasse¹. Cette incertitude pose des questions à la fois sur les puissances nécessaires et aussi des questions opérationnelles car on ne sait pas si et quand l'on devra produire chaque jour ou chaque année. Difficile de définir une étude économique quand on ne connaît ni les investissements, ni les conditions d'exploitation des installations !
2. Comment vont évoluer leurs concurrents et fournisseurs globalement, c'est à dire les autres exploitants de centrales et les mines d'uranium ? De nombreux éléments sont indéterminés et le resteront plus ou moins longtemps. Pourtant la gestion des matières nucléaires est un impératif quotidien qui nécessite de prendre des décisions avec un impact de long terme, même quand on choisit de ne pas faire grand chose ! De fait, la solution actuelle dans la plupart des pays dans le monde est d'entreposer² les combustibles usés. Suivant les réponses, on peut faire des choix très forts, quasiment irréversibles comme enfouir directement les combustibles usés ou garder la possibilité de choisir plus tard. Décider d'attendre étend très largement les études à mener sur les choix à garder ouverts et sur les stratégies de gestion des matières intermédiaires qui permettent de ne pas fermer de portes.

Une façon de répondre à ces situations d'indéterminations est de *valoriser la souplesse*. Il existe parfois des solutions plus robustes que d'autres, qui permettent de minimiser les regrets. Ces solutions sont souvent celles qui apportent de la souplesse au système. Nous avons démontré que les systèmes nucléaires diversifiés

1. La capture séquestration est la solution de référence proposée par POLES quand elle est autorisée technique et réglementairement et rendue nécessaire par la mise en place de politique climatique. Cependant, la thématique n'est plus très à la mode ces dernières années...

2. Quelques pays dont la France recyclent ou ont recyclé une partie de leurs combustibles à uranium enrichi. La Suède et la Finlande ont pris l'option d'enfouir les combustibles usés directement. La plupart des pays n'ont pas vraiment choisis.

pouvaient être plus compétitifs que des systèmes utilisant un seul type de réacteurs. Nos projets de recherches ces prochaines années continueront à développer et étudier les systèmes diversifiés et à essayer de quantifier la valeur de la souplesse.

Ces prochaines années, nous poursuivrons les études interdisciplinaires et nous multiplierons les itérations entre les différentes échelles et outils à notre disposition.

1. Les études à grande échelle d'espace, avec les économistes et le logiciel POLES, nous permettront de décrire des trajectoires de développement des réacteurs nucléaires à l'échelle du siècle et aussi de quantifier le besoin et l'impact de la souplesse opérationnelle des réacteurs par leur capacité à suivre la charge. L'annexe C décrit les travaux envisagés pour étudier les effets de concurrence ou de complémentarité entre les moyens de souplesses sur les différents réseaux énergétiques. Ces recherches se feront aussi dans la poursuite des études de modélisation des mix électriques, dans le cadre du projet IGNIS (Intégration pour la Gestion de charge du Nucléaire, des Intermittentes et du Stockage) de NEEDS et du Cross-Disciplinary Projet Eco-SESA (Eco-quartier à Énergie Sûre, Efficace, Durable et Accessible) sur les éco-quartiers et les réseaux énergétiques locaux (smart grids, réseaux de chaleur) de l'IDEX Grenoblois.
2. Les études à l'échelle d'un parc de réacteurs se nourriront de l'échelle supérieure. Nous développerons les capacités de CLASS pour étudier plus de types de systèmes nucléaires, c'est à dire de réacteurs et de cycles associés. G. Krivtchik [33] et A-A. Zakari [80] ont observé que les incertitudes et parfois les performances attendues à partir d'étude de réacteurs ne se propageaient pas simplement lors du recyclage des matières dans un parc. Les études sur les incertitudes dans les études de scénarios seront poursuivies, en particulier dans le cadre du projet PERMIS soutenu par NEEDS et de son successeur en gestation. De nouvelles méthodes stochastiques nous permettront de construire des paysages de trajectoires, d'y chercher des trajectoires optimales et d'étudier la robustesse de ces trajectoires aux incertitudes techniques et aux indéterminations des hypothèses des scénarios. Ces études se baseront sur l'échelle des coeurs qu'elles auront contribué à définir.

Troisième partie

Conclusions et perspectives

Cette présentation nous a amené aux deux extrêmes de l'échelle de la physique des réacteurs, des paramètres de physique nucléaire à l'économie mondiale de l'énergie.

Une première partie des travaux apporte des contributions à la question de la propagation des incertitudes des données nucléaires dans les très nombreuses étapes des calculs de réacteurs. La complexité du problème de la simulation numérique très fine des réacteurs fait que, au moins pour les applications industrielles, cette simulation s'appuiera encore longtemps sur des schémas enchainant des calculs à différentes échelles d'espace et de temps. Différents outils, à base de méthodes déterministes ou stochastiques, ont été utilisés ou développés suivant les cas. Les nouvelles méthodes de calculs d'incertitudes, auxquelles contribuent plusieurs développements présentés ici, permettront de proposer des nouveaux schémas que l'on espère plus rapides, plus précis et qui fournissent leurs incertitudes par construction. Au delà des aspects très techniques des développements de méthodes pour calculer les incertitudes, les études montrent l'importance de la prise en compte du couplage entre échelles. En effet, de nombreux effets physiques provenant de la prise en compte des « grandes échelles », typiquement le cœur du réacteur, viennent « gommer » ou au contraire augmenter les contributions que l'on observe aux plus petites échelles, typiquement l'assemblage. La suite logique de ces études est d'intégrer de façon encore plus explicite les questions de couplages avec d'autres physiques (thermohydraulique en particulier) et avec l'échelle du cœur et de la gestion de son combustible. Ces études auront donc de plus en plus besoin de celles présentées dans la seconde partie des travaux autour des questions de scénarios.

Dans la seconde partie l'utilisation et le développement outils propres à la question de la gestion des matières nucléaires au sein de la filière nucléaire et d'autres permettant l'étude prospective du paysage énergétique mondial sont présentés. Les premiers sont alimentés par des calculs d'évolution des combustibles dont la première partie s'est attachée à calculer les incertitudes. Les études ont permis de mettre en évidence les atouts, à la fois physiques et aussi économiques, de l'utilisation des différents « systèmes nucléaires » de façon symbiotique. Enfin, des travaux interdisciplinaires sur la dynamique du marché de l'uranium et son impact sur le « conflit de générations » entre les réacteurs utilisant de l'uranium et les réacteurs régénérateurs ont eux aussi montré que la dynamique des générations laisserait probablement beaucoup plus de place à la collaboration qu'à une concurrence frontale entre générations de réacteurs. L'étude de la concurrence entre nucléaire et renouvelables, entre souplesse des moyens de production, capacités de modulation de la consommation et technologies de stockage permet de dresser un tableau des mécanismes et des contraintes qui contribueront à la dynamique des futurS du nucléaire.

Si le spectre des études est large, la question posée, les outils d'études et la démarche de recherche sont communs à tous les domaines. La question est toujours de savoir : qu'est-ce qui est important ici ? Les outils utilisés à toutes les échelles sont clairement les études d'incertitudes et de sensibilités. La démarche a souvent été d'aller voir ce que chaque domaine apportait ou devait prendre en compte prioritairement des domaines connexes. C'est aux interfaces d'échelles que nous avons mis en évidence de nombreux effets contre-intuitifs mais essentiels à chaque domaine.

Ces prochaines années, les recherches contribueront à comprendre les impacts des incertitudes et des indéterminations. L'exploitation des outils et collaborations développés jusqu'ici nous permettront de proposer à de nombreux jeunes chercheurs des défis scientifiques que je trouve passionnants. J'ai décris dans chaque partie la poursuite de l'élargissement des domaines de recherche et indiqué que ces recherches s'appuieraient sur encore plus d'interdisciplinarité. Techniquement, ces recherches s'appuieront aussi sur un élargissement à toute la panoplie des méthodes d'outils d'analyses d'incertitudes, d'études de sensibilités, de réduction de données, de fouille de données, d'analyses statistiques et de l'intelligence artificielle. De façon assez paradoxale, nous assisterons peut être à une phase de focalisation des études sur une échelle particulière, certains parleraient repliement de spectre : le cœur des réacteurs.

Annexe A

Encadrements

Encadrements

Ce travail n'aurait pas été possible sans la participation de nombreux étudiants à différents moments de leur formation. J'ai placé un peu arbitrairement leur contribution sur l'échelle des 2 infinis de la physique représentée sur la figure A.1.

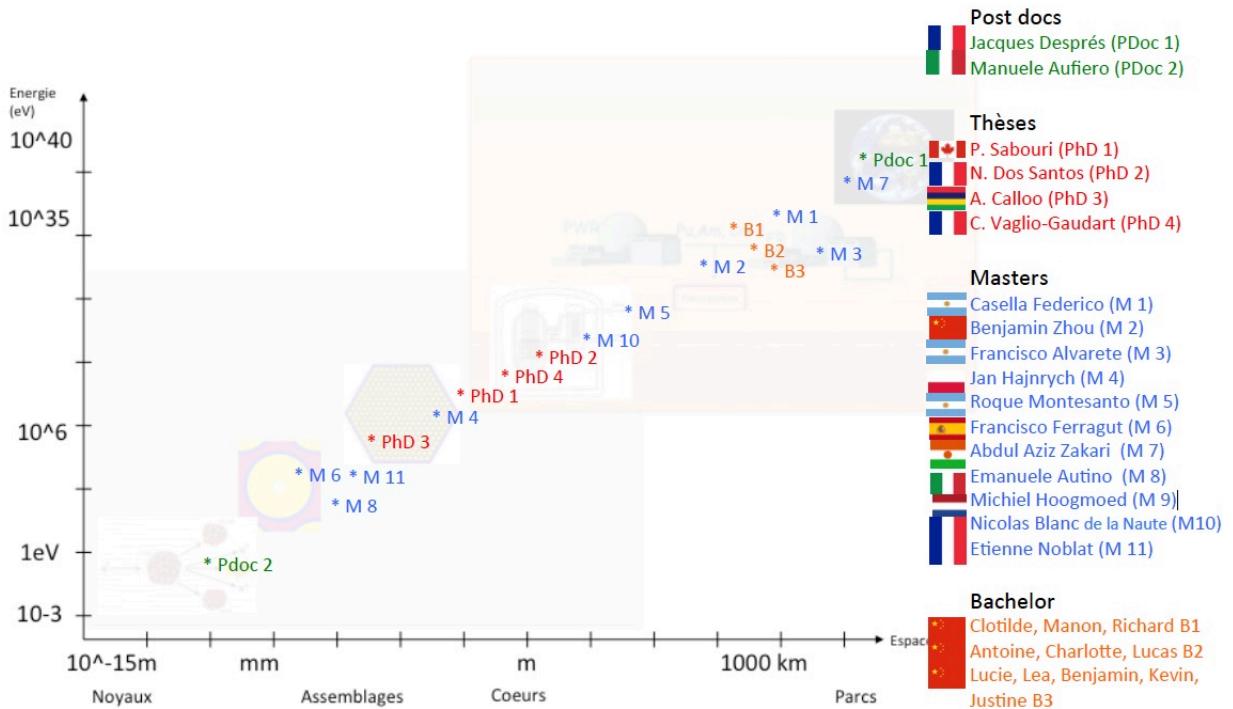


FIGURE A.1 – Position des travaux encadrés sur l'échelle des 2 infinis de la physique des réacteurs.

Post-Doctorants

J'ai participé aux travaux de différents post-doctorants, dont j'ai parfois contribué à trouver les financements. Je pense à Manuele Aufiero qui a relancé ma recherche sur les sensibilités aux données [12] lors de son séjour Grenoblois pendant lequel il travaillait essentiellement sur la modélisation multi-physique des RSF.

En ce qui concerne les simulations de scénarios, Baptiste Mougnot [59, 60] puis Baptiste Leniau [47] sont les grands artisans de l'émergence de CLASS. Abdou-Aziz Zakari a produit une étude aux résultats étonnantes du comportement de l'Am241 en recyclage dans les Réacteurs à Eau sous Pression[80]. Jacques Després a été la cheville ouvrière du premier projet PROSPEN du Carnot Energie du futur et a fait en particulier toutes les simulations présentées dans le papier présenté à la conférence ICAPP 2016 [20].

Doctorants

Pouya Sabouri, thèse soutenue le 28 Octobre 2013. Application of Perturbation Theory Methods to Nuclear Data, Uncertainty Propagation using the Collision Probability Method [67] . (70 % avec Ivan Kodeli)

Nicolas Dos Santos, thèse soutenue le 30 Septembre 2013. Optimisation de l'approche de représentativité et de transposition pour la conception neutronique de programmes expérimentaux dans les maquettes critiques.[29] (5 % avec Alain Santamarina et Patrick Blaise)

Ansar Calloo, thèse soutenue le 10 Octobre 2012. Développement d'une nouvelle modélisation de la loi de choc dans les codes de transport neutronique multigroupes [25] (5 % avec Gerald Rimpault, Jean-François Vidal)

Claire Vaglio-Gaudard thèse soutenue 29 mars 2010. Validation de données nucléaires du fer pour le calcul neutronique des réacteurs nucléaires [75] (5 % avec M. Abdallah Lyoussi, Jean-François Vidal)

J'ai aussi travaillé et publié avec d'autres doctorants, je pense en particulier à Grégoire Kessedjian [43], Perrine Guillemin [39] , Xavier Doligez [28].

Master 2

[M2008a] 2008 Noblat Etienne (3A INPG) « Analyses de sensibilité et d'incertitude de données nucléaires. Application aux calculs de neutronique »

[M2008b] 2008 Blanc de la Naute Nicolas (3A INPG) « Propagation des incertitudes de données nucléaires dans les calculs d'évolution du combustible multirecyclé des réacteurs du futur. »

[M2009] 2009 Hoogmoed Michiel (TU Delft) Comparison of Molten Salt Reactor Sensitivity and Uncertainty analysis using ERANOS and SCALE.

[M2010a] 2010 Autino Emanuele (DD INPG- PoliTOrino avec O. Méplan) « Parametric Study on the Generation IV Reactors Fuel Evolution »

[M2010b] 2010 Zakari Abdul Aziz (M2 Orsay puis à travaillé presque 1 an comme ingénieur d'étude sur le projet PEPITTE) « Etude Physique et Economique de la transition technologique Electronucléaire ».

[M2012] 2012 Ferragut Francisco (Erasmus UP Madrid avec P. Sabouri) Uncertainty Calculations : Applications of the NRG's TALYS Evaluated Data to a Case of Burn Up Calculation

[M2013] 2013 Montesanto Roque (Institut Balseiro) « Preliminary study for a RNR(Na) CLASS DataBase »

[M2015a] 2015 Hajnrych Jan (Mines de Nantes et Institut Polytechnique de Varsovie) "Coupling of MURE and Serpent, Application of Monte Carlo Method in Burn up Calculation (Avec O. Méplan)

[M2015b] 2015-2016 Alvarete Francisco (Institut Balseiro) « Simulation of Argentinian nuclear energy scenario using CLASS »

[M2015c] 2015-2016 Zhou "Benjamin" Weifeng (IFCEN) "Simulation de scénarios nucléaires chinois avec CLASS»

[M2016] 2016-2017 Casella Federico (Institut Balseiro) "Physical and Economic study of symbiotic Argentino-Brazilian fuel cycle options»

Master 1

[M2007] 2007 Chevalier Eléonore (2A INPG) « Calculs directs des sensibilités aux données nucléaires des Réacteurs à Sels fondus. »

[M2015c] 2015 Zhou "Benjamin" Weifeng (IFCEN) "Améliorer le code de scénario électro-nucléaire CLASS : Tester des équivalentes modèles d'assemblage au niveau du cœur »

Projet de Bachelor IFCEN

[BAC2014] « Lucie » Pang, « Lea » Li, « Benjamin » Zhou, « Kevin » Lin, « Justine » Ling, Introduction of Thorium-based Fuels in CANDU, SCWR, PWR and Relevant Fuel Management Strategies in China

[BAC2015] « Antoine » Zou Yaolei, « Charlotte » Yao Lanmengqi, « Lucas » Zhu Ting, Study of Mixed-Oxide Fuels In PWR and Fuel Management Strategies in China

[BAC2016] « Clotilde » Chen Huihe, « Manon » He Huiling, « Richard » Yang Yi, Chinese Fuel cycle studies : computation of thermal nuclear reactor physics constants and fuel management strategies using enriched recycled uranium

Diplôme de Recherche Technologique

[DRT2009] Moncada Victor (2008-2009) « Développement d'une plateforme logicielle pour l'exploitation des données d'imagerie dans les tokamaks »

Responsabilités

Directeur du Projet Fédérateur « Systèmes nucléaires et Scénarios » associant CNRS, CEA, AREVA, EDF, IRSN, au sein du Défi NEEDS (Nucléaire, énergie, environnement, déchets, société), nommé par le CNRS depuis Mai 2014

Correspondant pédagogique de Grenoble INP à l’Institut Franco Chinois de l’Énergie Nucléaire (IFCEN) depuis 2009

Correspondant Relations Internationales de la filière Génie Nucléaire de PHELMA/INPG depuis 2007

Membre élu du conseil de PHELMA entre 2009 et 2012

Responsable du montage puis coordinateur de l’année de Bachelor international de Nuclear Engineering de l’INPG (2008-2011)

Responsable de l’organisation du module « Sureté et Gestion des Risques » de l’INP Grenoble (module d’environ 150h de cours ouverts aux étudiants de 3année de tout l’INPG) 2007-2010

Annexe B

ND 2016

Understanding Total Monte Carlo uncertainty propagation in burn up calculations with Generalized Perturbation Theory

Adrien Bidaud^{1,}, Pzremeslaw Olbratowski², Xavier Doligez³, Emmanuelle Autino⁴, Manuele Aufiero⁵, Baptiste Leniau⁶, Olivier Meplan¹, Sylvain David³*

¹Laboratoire de Physique Subatomique, LPSC/IN2P3/CNRS, Univ. Grenoble-Alpes, Grenoble
53 Avenue des Martyrs 38026 Grenoble Cedex, France

²University of Warsaw, Warsaw, Poland

³Institut de Physique Nucléaire Orsay, CNRS-IN2P3/Université Paris Sud, France

⁴C. AER, SAS, Torino, Italy

⁵University of California, Berkeley, Department of Nuclear Engineering, Berkeley, USA

⁶Subatech, Ecole des Mines de Nantes-IN2P3/CNRS-Université, Nantes

Abstract. Total Monte Carlo has become a standard approach for direct propagation of Nuclear Data uncertainty in reactor physics calculations. Coupled neutron and nuclide fields Generalized Perturbation Theory was developed many decades ago. The resolution of a lot of generalized adjoint neutron transport equations associated with the resolution of the adjoint depletion equation is needed to overcome the complexity of the coupled physics. The associated implementation in numerical tools was limited to a few deterministic programs and almost never used. In this paper, we compare the results of a TMC approach with a hybrid method combining TMC and a simplified implementation of the coupled GPT. We will see that the computation of nuclide field GPT alone cannot explain the uncertainties observed with a Total Monte Carlo technique. Our coupled approach allows us to give some insight of the mechanics of the propagation of Nuclear Data uncertainties in depletion calculations. We can separate the terms associated with the creation of the nuclides, the ones associated with their impact on the flux spectrum and on the flux normalization without computing the most complex GPT functions.

1 Introduction

The last few years has seen Total Monte Carlo (TMC) becoming the most used method for uncertainty propagation in burn up calculations. Hundreds of identical simulations are necessary for each isotope, each starting with a unique ENDF file. The Evaluated nuclear data files used here were provided by NRG [1] using the TALYS code. Then dozens of burn up calculations are run. Here we used a hundred ^{239}Pu files and look at the evolution of a Sodium Fast Reactor assembly with MURE (Monte Carlo Utility for Reactor Evolution) [2]. This straightforward approach allows for the direct observation of output uncertainties (k_{eff} , isotopic concentrations, etc...) of the coupled Bateman equation (fuel depletion) and Boltzmann equation (neutron transport). The drawback of this approach is that unless if the pre-evaluation parameters are sampled individually, the contributions of each of them cannot be separated from the others and one can just observe the impact globally.

The Generalized Perturbation Theory (GPT) of the coupled depletion-transport case was developed in the 70's and 80's [3-7]. First order GPT gives access to

sensitivities that can then be multiplied by covariance matrices to obtain output uncertainties. It implies not only the calculation of nuclide adjoint functions but also the calculation of a number of importance functions. The coupling is thus almost never done [8].

2 Comparison of TMC and Nuclide Perturbation Theory

In this paper, we compare the propagation of ^{239}Pu nuclear data with a focus on fission and capture cross sections' uncertainties with both TMC and GPT methods in a simple Sodium-cooled fast reactor assembly. In this case, the breeding ratio is close to one. For this reason, the inventory of the most important nuclides ^{238}U and Plutonium isotopes doesn't change drastically with burn-up. Because of this and the fast neutron spectrum, the change of spectrum due to the change in one nuclide's cross section is expected to be smaller than in thermal systems where the importance of self-shielding in individual resonances is high. We will see in Section 3 that it can't be neglected.

* Corresponding author: bidaud@lpsc.in2p3.fr

The geometry is a classical Fast reactor assembly fuelled with MOX. This MOX consists in depleted uranium to which Plutonium recycled from PWR UOX fuels is added. The burn-up calculations were performed with MURE [2]. The neutron transport calculations for the coupled depletion-transport calculations were done using MCNP. One of the time-step was redone with Serpent for the calculation of the sensitivities of Section 2.1.2.

2.1 Total Monte Carlo Results

Figure 1 presents the results of 100 evolutions of ^{240}Pu as a function of time. One can see that this nuclide is almost at equilibrium in this particular case: the spread of the results as a function of the ^{239}Pu cross sections used is smaller than the change of density with burn up. Similar trends were observed for ^{239}Pu . This confirms the assumption that the spectrum does not change too much with burn up as the density of the nuclides that have the highest reaction rates.

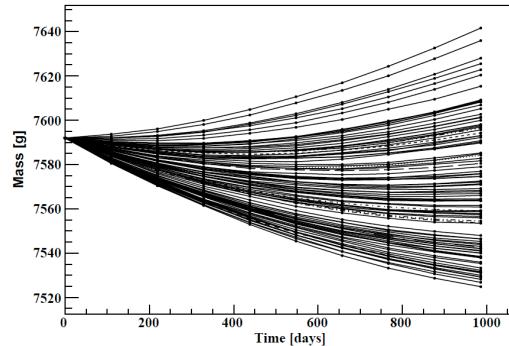


Figure 1. Evolution of ^{240}Pu with burn up using 100 different ^{239}Pu evaluations

Figure 2 presents the distribution of ^{240}Pu at end of irradiation. Nuclear data parameters chosen by the evaluators [1] are not Gaussian and so are the outputs of the calculations. This trend, i.e., to have more trajectories in the bottom end can be observed qualitatively in Figure 1.

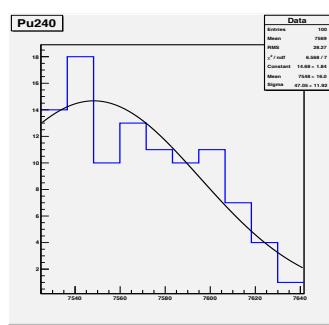


Figure 2. Distribution of End of Cycle ^{240}Pu inventory

Table 1 presents the results of TMC for the most important heavy nuclides. The uncertainty on the density

of the higher isotopes of Cm is bigger than the one of ^{239}Pu , the nucleus for which we perturbed nuclear data.

The evolution of some nuclides such as ^{233}U , ^{237}Np depends on high energy trigger reactions such as $(n,2n)$ for which the statistical uncertainty of the evaluation of reaction rates based on our Monte Carlo methods is bigger than the one produced by the change in ^{239}Pu cross sections. Thus we will present only results for nuclides whose mass is bigger than the one of ^{238}U .

2.2 Nuclide field Perturbation Theory

2.2.1 Theory

The theory of the calculation of the changes of any observables (here called Q), such as nuclide densities or reaction rates at some time during fuel burn up due to any perturbation in the calculation schemes, whether initial conditions or change in the cross sections was developed in the 70s. In the case of the calculations of end of cycle nuclide densities' sensitivities to nuclear data, the main idea of Gandini [3] corresponds to the use of the adjoint of the nuclide densities. The result is shown in equation 1. In this equation, $\mathbf{n}(t)$ is the vector of nuclides, and $\mathbf{n}^*(t)$ the importance of the nuclides, which is physically their probability to contribute to the observable. The δA_m matrix is the matrix of the perturbation of the evolution matrix A that arises during burn up. The evolution matrix is itself the matrix build with the reaction rates and the decay constants that appear in the evolution equation known as the Bateman equation. $\mathbf{n}^*(t)$ is the solution of the adjoint time dependent equation shown in equ.2 with initial conditions being a condition on the final value of the observable. The same solver used for the direct time dependent equation with adapted initial conditions and a transposed evolution matrix can solve equation 2.

$$\delta Q = \sum dt \mathbf{n}^*(t) \delta A_m \mathbf{n}(t) \quad (1)$$

$$-d\mathbf{n}^*/dt = A^t \mathbf{n}^*(t) \quad (2)$$

The first contribution of a change in a cross section is its “direct” impact on the evolution matrix. The question is made more complex because of the definition of the change in the evolution matrix. Kallfelsz [4] describes the physics of it and Williams [5], Greenspan [6] and Takeda [6] extended the procedures later on. Two other “indirect” effects then make the calculations more complex. In the one hand, the reactions rates are cross sections weighted by the spectrum, the flux shape as a function of energy. It itself depends on the perturbed variable. On the other hand, as the flux is normalized to reach a certain power, any reaction contributing to the power will have an impact on this normalization and then on most of the terms of the evolution matrix. These two indirect effects are discussed respectively in Section 3.1 and Section 3.2 of this article.

2.2.2 Results

The direct effect of equ. 1, that we call Nuclide Perturbation Theory, was implemented in the Graphical User Interface of MURE. Table 1 compares the results of the observed standard deviations of Total Monte Carlo (TMC) and the ones calculated by the product of NPT sensitivities and the covariance matrix of 1 energy group fission and capture cross sections of ^{239}Pu produced by TMC.

The result is that NPT explains most of the uncertainty of the direct reaction daughters of ^{239}Pu but fails to explain the high uncertainty of the heaviest isotopes who are produced by reactions on other nuclides present at begin of cycle such as ^{242}Pu or ^{241}Am .

	Estimated Uncertainty TMC	Estimated Uncertainty NPT	(TMC-NPT) / TMC (%)
^{239}Pu	0,3%	0,25%	22,1
^{240}Pu	0,4%	0,39%	1,0
^{241}Pu	0,06%	0,05%	17,9
^{241}Am	0,1%	8,8E-5	93,3
^{243}Am	0,6%	1,4E-6	99,9
^{243}Cm	1,3%	1,9E-5	99,8
^{244}Cm	1,4%	5,8E-7	99,9
^{245}Cm	2,0%	3,0E-7	99,8

Table 1. Comparison of estimates for the relative uncertainty in nuclide composition with Total Monte Carlo Error (%) and direct term error of Nuclide Perturbation Theory (%)

3 Spectrum and Power normalization feedback effects

3.1. Spectrum impact

3.1.1 Use of observed Cross Section spreads

Each TMC run produces a specific spectrum as a function of the actual value of ^{239}Pu . Then the 1 group cross sections of the reactions on any other nuclide are different in each run. We can built a covariance matrix of these 1 group cross sections. This matrix is build from the observation of cross section deviations and correlations to each other. We then obtain a “full” matrix of the uncertainty of all reactions of the A matrix. Those correlations could change with time. In fact, as reaction rates don’t change so much with time in a fast reactor, we will use the covariance matrix build from only one

time-step. We pick a time step that is representative of most of the burn up calculations, i.e. once fission products are saturated and then not the first one.

3.1.2 Reconstructed Cross reaction-covariance matrix

Thanks to the capacity of Serpent [8] to calculate the sensitivities of any observable to any nuclear data, we have calculated the sensitivities of all the reactions involved in the Bateman equations of the nuclide of interest to ^{239}Pu cross sections. By using those sensitivities and the correlation matrix of ^{239}Pu cross sections, we can make a more complete covariance matrix that takes into account the impact of ^{239}Pu on the neutron spectrum and then on the build up of heavier isotopes through the changes of the cross sections of their parent nuclides.

	Nucl	^{240}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{242}Pu
Nucl	React	(n,f)	(n, γ)	(n,f)	(n, γ)	(n,f)	(n, γ)
^{240}Pu	(n,f)	47%	6%	1%	3%	48%	7%
	(n, γ)	6%	29%	19%	13%	11%	8%
^{241}Pu	(n,f)	1%	19%	22%	16%	2%	11%
	(n, γ)	3%	13%	16%	10%	0%	5%
^{242}Pu	(n,f)	48%	11%	2%	0%	50%	3%
	(n, γ)	7%	8%	11%	5%	3%	13%

Table 2. Relative discrepancies on standard deviations and correlations between TMC covariance matrices and the ones built from 1G sensitivity coefficients and TMC ^{239}Pu uncertainties

Table 2 presents the comparison of the square roots of the covariance matrices produced by the two methods. One can see that the product of the 1G ^{239}Pu uncertainties with the 1G sensitivities captures most of the uncertainty information. Adding more groups would probably improve those rebuilt covariance matrices. The sensitivities of cross sections to the perturbed data that we calculate this way do not represent the full information that could be accessible if the complete theory developed by Williams or Takeda were implemented. Some cross terms in the sources of the full-generalized adjoint equations coming from “jumps” associated to the flux normalization should be added and are neglected here. The reasonable agreement of the results confirms that the assumption that the impact of those jumps is small is valid.

3.2 Flux normalization

The evaluation of the contribution of the power constraint in sensitivities is possible as explained in historical references [4-7]. It relies on the computation of

a specific time dependent adjoint scalar. In this paper, we chose a different method. We calculated the sensitivity of the End of Cycle density to the flux norm using equation 1 and the fact that the flux will perturb linearly many terms of the evolution matrix. This sensitivity can be calculated by NPT as in [4]. We then use a new extended covariance matrix obtained once again by TMC as shown on figure 3 to calculate final uncertainties. This matrix takes into account any correlation between 1G cross sections and flux.

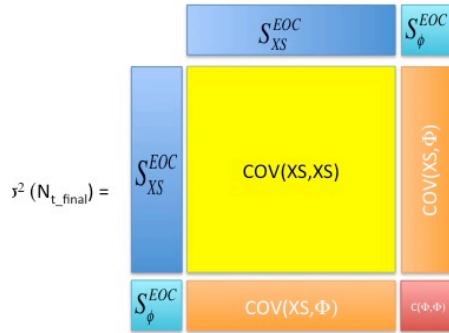


Figure 3. Calculation of errors using extended covariance matrix and sensitivity vector.

3.3 Results

Figure 4 compares the results of the computation of the uncertainty on a few heavy nuclide densities. The first column in yellow shows the error observed with the TMC method. The next columns show the results when different contributions of GPT are taken into account. As shown in Table 1, when Nuclide Perturbation Theory (NPT) is used alone, only the uncertainties for the nuclides whose densities directly depend on ^{239}Pu are approximated correctly. When the impact of ^{239}Pu on the other nuclides' cross-sections is taken into account as in column "XS Cov", our method captures about half of the sources of uncertainties. Here, the matrix based on TMC was used, but the one reconstructed by folding Serpent GPT sensitivities and ^{239}Pu TMC matrix produced equivalent results. It is only when we add the impact of ^{239}Pu on the flux normalization in the integration of all the terms of NPT (column "Flux+XS") that we can explain all the uncertainties

4 Conclusions

In this paper, we have discussed the mechanics of the build up of uncertainties with burn up coming from ^{239}Pu nuclear data. While the Total Monte Carlo approach is able to calculate those uncertainties, it is not able to explain how the reactor physics and fuel evolution equations are connected to nuclear data uncertainty. Coupled nuclide and neutron fields perturbation theory offers a theoretical framework to explain those connections. Nevertheless, the complexity of its full implementation makes it almost never used. We have shown that the implementation of what we call Nuclide

Perturbation Theory alone is not enough neither. This part of the theory relies only on the calculation of the nuclide importances, ie their probability to become a target nuclide at End of Cycle.

	Error	Rel. Diff. vs TMC (%)		
	TMC	NPT	XS Cov	Flux +XS
239Pu	0,3%	22	10	6
240Pu	0,4%	1	1	3
241Pu	0,1%	18	1	15
241Am	0,1%	93	69	8
243Am	0,6%	100	50	4
243Cm	1,3%	100	41	14
244Cm	1,4%	100	55	5
245Cm	2,0%	100	55	13

Figure 4. Comparison of TMC results with different hybrid methods.

For this reason, we have proposed a hybrid method for the calculation of the indirect terms of the impact of one piece of Nuclear Data on both neutron spectrum and flux normalization based on the combination of TMC and Nuclide Perturbation Theory. By folding 1 group cross sections' and flux norm covariance matrices obtained via TMC together with sensitivities obtained by NPT, we have been able to reconstruct TMC uncertainties.

We have demonstrated the importance of power normalization, and coupling between reactions of different nuclides in reactor physics for the understanding of the uncertainty in End of Cycle nuclide densities. The correlations between nuclides and reactions generated by reactor physics could compensate or increase the existing Nuclear Data correlations that are almost never described in today's available covariance matrices. That is why, much more complete correlations are needed in ND. Whether ND based or reactor physics based those detailed correlations should be taken into account, in particular if the interpretation of burn up experiments is used for ND adjustment.

The authors would like to thank all the sponsors of this work and in particular the NEEDS Program.

References

1. A.J Koning and D. Rochman, Ann. Nuc. Ene. **35**, 2008
2. O. Meplan et al., ENC Conference proceedings, France, (2005)
3. A. Gandini, CNEN RT/FI(74), CNEN, Roma, (1975)
4. J.M. Kallfenz et al., Nuc. Sci. Eng., **62**, 2, (1977)
5. M.L. Williams, Nuc. Sci. Eng., **70**, 1, (1979) G. Greenspan, et al., Advc. Nucl. Sci. Tech. 14, 210, (1980)
6. T. Takeda et al., Nuc. Sci. Eng., **91**, 1, (1985)
7. M. Aufiero, et al., Ann. Nuc. Ene, **258**, (2015)
8. G. Aliberti et al., Ann. Nuc. Ene, **33**, 8 (2006)

Annexe C

Projet PROSPEN

PROSPEN

Construction d'une vision de prospective énergétique

1. Objectif stratégique

Définir la « vision » de l'Institut Carnot concernant les « énergies du futur ». Au delà d'un scénario de référence, cet effort de prospective lui permettra de comprendre les paramètres clefs et les conditions permettant l'émergence des nouvelles technologies de l'énergie dans la transition énergétique.

2. Objectif technique

Mettre en ligne un outil de prospective interactif permettant de voir l'impact d'hypothèses (coûts /performance des technologies, PIB/Population...) sur les trajectoires des indicateurs clefs : modes/niveaux de consommation, mix énergétique, puissances installées, émissions de CO₂, profils journaliers d'utilisation des moyens électriques... Cet outil simplifié serait construit à partir des études de scénarios détaillées produites par les outils disponibles auprès des partenaires du projet.

3. Projet Scientifique

Le projet a comme objectif de décrire les interactions entre les hypothèses structurantes et les mix énergétiques et entre les technologies du mix énergétique elles mêmes. Le projet s'appuierait largement sur le couplage de POLES¹ et EUCAD². Chaque calcul de POLES couplé à EUCAD nécessite plusieurs minutes de calcul. La construction d'un méta modèle capable de reproduire le comportement global du modèle avec une précision raisonnable s'impose donc si l'on veut pouvoir obtenir une application compatible avec une utilisation « en temps réel ».

Il n'est pas évident que ces entrées et sorties des logiciels de simulation soient celles adaptées à une recherche particulière dans les études de scénario. Il est courant que l'utilisateur de POLES+EUCAD fasse des recherches par itération d'un jeu de paramètres (l'évolution de la valeur d'une taxe carbone par exemple) permettant de constituer un scénario correspondant à un objectif fixé (les émissions de CO₂ globales par exemple). Il n'est donc pas évident que les « indicateurs » envisagés par l'Institut Carnot soient naturellement des « sorties » de l'outil de simulation.

L'extrême complexité des interactions entre les hypothèses et les variables calculées, liée aux possibilités de substitution entre énergies pour un même besoin et à la rétroaction des coûts sur les niveaux et les types de demandes, font que la **sélection**

¹ Prospective Outlook on Long Term Energy Supply

² European Unit Commitment and Dispatch

d'un nombre réduit d'hypothèses et d'indicateurs et l'étude de l'impact des uns sur les autres en vue de la constitution d'un méta-modèle **sont un projet de recherche en soi.**

4. Actions

4.1. Etude des complémentarités/compétitions entre les technologies

La diversité des technologies simulées dans POLES fait que le changement des paramètres liés à une technologie (par exemple de production d'électricité) provoque des effets de substitution en cascade plutôt qu'une concurrence frontale entre 2 technologies. De plus, le niveau de demande étant dépendant du coût des moyens de production, l'amélioration du potentiel d'une technologie ne se traduit pas simplement par l'éviction des concurrents mais plutôt par une combinaison d'évolution des consommations et une adaptation des concurrents.

Nous proposons d'étudier 2 cas particuliers :

- De nombreuses possibilités de substitutions existent au sein du vecteur électrique pour gérer l'adéquation entre demande et offre et intégrer les renouvelables variables. En effet, les offres d'effacements (reports de consommation pilotable), les capacités de suivi de charge des moyens de production et les capacités de stockage sont a priori en compétition. L'évolution de la voiture électrique est un point particulièrement intéressant puisqu'il correspond à une capacité de stockage plus ou moins reportable. Ces études sont essentielles pour comprendre les complémentarités entre technologies de production, de transport et d'utilisation des différentes énergies. Certaines combinaisons de productions et d'utilisation sont particulièrement complémentaires. De nouveau l'exemple de la concomitance entre la production solaire journalière et le besoin d'une recharge journalière des voitures électriques est éclairant. L'importance du vecteur électrique dans les scénarios de transitions justifie la conduite de ces études et le développement de ce type d'outil.
- Le couplage des marchés chaleur et électricité voire chaleur, électricité et carburant (H₂, méthanation...) est amené à se renforcer. Son étude passerait par une amélioration de sa simulation. L'inertie des systèmes de chaleur est déjà utilisé à grande échelle pour lisser la charge des moyens de production (déclenchement des ballons d'eau chaude en heures creuses) et pourrait l'être de plus en plus si une partie des besoins de chaleur étaient fournis par des systèmes électriques efficaces, à base de pompes à chaleur par exemple. Réciproquement les très bons rendements des systèmes de cogénération tendent à rendre saisonnière une partie de la production d'électricité de par le couplage avec la production de chaleur. De plus, les promoteurs de l'hydrogène et d'électricité renouvelables mettent beaucoup en avant³ l'utilisation de l'électricité pour la production de gaz, d'H₂, ou l'enrichissement en

³ Le couplage des technologies solaires et stockage correspond à un marché. Cependant, les technologies sont en concurrence frontale pour le partage des marges de ce marché qui sera d'autant plus grand que les 2 technologies seront moins chères.

gaz des biogaz à partir d'H₂. Les conditions économiques rendant intéressants ces couplages méritent d'être précisées.

4.2. Etude de la vitesse de pénétration des technologies

Dans POLES, les progrès des technologies sont parfois simulés avec des « courbes d'apprentissage » qui simulent la réduction du coût des technologies en fonction de leurs progrès technologiques grâce à la recherche et l'industrialisation des procédés et les rendements d'échelles associés. En fonction des vitesses de réduction des coûts et des paramètres « exogènes » (par exemple taxe carbone), il arrive que l'on observe des bifurcations : des technologies qui avaient pu répondre à certains besoins sont plus ou moins brutalement réduites dans des conditions différentes. L'inertie du système fait que certains moyens de production peuvent progresser sur leurs courbes d'apprentissages dans certaines conditions et conserver une bonne compétitivité par la suite. Cependant, dans d'autres situations, si le démarrage est retardé, ils n'ont pas le temps de trouver leur place puis avec l'évolution de l'environnement (ex augmentation des taxes carbone) ne la trouveront jamais. C'est ce que l'on appelle les effets de « dépendances au chemin » qui peuvent parfois conduire à des « lock ins technologiques⁴ ».

Ici la dynamique du cas du nucléaire avec la compétition entre la technologie actuelle qui utilise l'uranium naturel et la « 4^{ème} génération » qui utiliserait les combustibles usés des réacteurs actuels est particulièrement intéressante car elle force un séquençage de technologies avec un modèle économique (rapport investissement initial/exploitation) différent. La difficulté de l'étude de la temporalité dans le nucléaire est encore renforcée par les possibilités d'extension des durées de vies des centrales actuellement en fonctionnement. En effet ces extensions peuvent non seulement produire les effets discutés ci dessus, par exemple, si la 4^{ème} génération arrive très tard, d'autres concurrents peuvent progresser. De plus, elles modifient les inventaires des matières radioactives dont la gestion dépend de la complémentarité des filières : le coût du nucléaire dépend de sa propre dynamique. On peut s'étonner que nombre d'études de la transition énergétique en France considèrent des coûts du nucléaire indépendants de la stratégie de gestion des déchets et donc de la dynamique.

Ces questions sur la dépendance au chemin des choix technologiques sont l'objet de nombreuses recherches interdisciplinaires et sont d'autant plus intéressantes que beaucoup de choses ne peuvent être expliquées par des modèles économiques simples. En effet, de nombreuses contraintes ne sont pas liés à la compétitivité brute des technologies mais à tout un ensemble de contraintes d'organisation (ex : normes) qui constituent des barrières à l'entrée et des freins à l'innovation.

4.3. Sélectionner les entrées / sorties du méta modèle

Sur la base des études précédentes, il doit être possible de définir les entrées (hypothèses a priori, par exemple PIB/Croissances/politique climatique, évolution des coûts, des performances) et les sorties que l'on veut garder, les « indicateurs clés» des transitions énergétiques. Il faut alors traduire ces entrées et sorties du méta modèle en

⁴ Pourquoi utilise-t-on des claviers AZERTY alors qu'ils ont été optimisés pour éviter que les touches des machines à écrire ne se chevauchent, problème visiblement résolu...

entrées et sorties de l'outil de simulation couplé POLES+EUCAD et définir l'espace des entrées du modèle complet qui permet de balayer tout l'espace visé pour le méta modèle.

4.4. Construire le méta modèle

Pour construire un tel modèle sur la base de réseaux de neurones, il faut d'abord construire une base d'apprentissage, c'est à dire utiliser le modèle à simuler sur toute l'étendue de l'espace de définition des entrées prévues à l'étape précédente et construire un réseau de neurones capable de reproduire avec une précision suffisante les sorties du modèle complet. Au vu du nombre des sorties à simuler il est probable qu'un grand nombre de réseaux soient utilisés en pratique.

5. Moyens demandés et planning

2017 : démarrage d'une thèse sur les actions 4.1 et 4.2

2018 : démarrage de l'action 4.3, appui d'un post doc, probablement sur une des actions précédentes à définir en fonction des progrès réalisés la première année. Préparation du démarrage de l'action 4.4 : construction d'une base d'apprentissage réduite.

2019 : Action 4.4 : stage sur la construction d'un premier test de réseau, à partir de la base d'apprentissage réduite. Mise en ligne des premières études.

2020 : construction des bases complètes d'apprentissages et test des réseaux de neurones proposés. Mise en ligne de l'outil complet.

Annexe D

Liste de Publication

- A.-A. Zakari-Issoufou, X. Doligez, A. Somaini, Q. Hoarau, S. David, S. Bouneau, F. Courtin, B. Leniau, N. Thiollière, B. Mouginot, A. Bidaud, N. Capellan, O. Meplan, and A. Nuttin. Americium mono-recycling in PWR: A step towards transmutation. *Annals of Nuclear Energy*, 102:220 – 230, 2017. doi: 10.1016/j.anucene.2016.12.004. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01427447>.
- N. Thiollière, F. Courtin, B. Leniau, B. Mouginot, X. Doligez, and A. Bidaud. Prediction of MgO volume fraction in an ADS fresh fuel for the scenario code CLASS. *Progress in Nuclear Energy*, 85:518–524, November 2015a. doi: 10.1016/j.pnucene.2015.05.011. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01221428>.
- B. Mouginot, B. Leniau, N. Thiolliere, A. Bidaud, F. Courtin, X. Doligez, and M. Ernoult. MOX fuel enrichment prediction in PWR using polynomial models. *Annals of Nuclear Energy*, 85:812–819, November 2015. doi: 10.1016/j.anucene.2015.06.038. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01189018>.
- M. Aufiero, A. Bidaud, M. Hursin, J. Leppänen, G. Palmiotti, S. Pelloni, and P. Rubiolo. A collision history-based approach to sensitivity/perturbation calculations in the continuous energy Monte Carlo code SERPENT. *Annals of Nuclear Energy*, 85:245–258, November 2015. doi: 10.1016/j.anucene.2015.05.008. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01170653>.
- B. Leniau, B. Mouginot, N. Thiolliere, X. Doligez, A. Bidaud, F. Courtin, M. Ernoult, and S. David. A neural network approach for burn-up calculation and its application to the dynamic fuel cycle code CLASS. *Annals of Nuclear Energy*, 81:125–133, July 2015a. doi: 10.1016/j.anucene.2015.03.035. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01158081>.
- M. Ernoult, S. David, X. Doligez, O. Meplan, B. Leniau, A. Bidaud, A. Nuttin, B. Mouginot, J. Wilson, N. Capellan, and N. Thiolliere. Advanced plutonium management in PWR, complementarity of thorium and uranium. *Progress in Nuclear Energy*, 78:330–340, 2015. doi: 10.1016/j.pnucene.2014.09.012. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01082648>.
- O. Serot, C. Amouroux, A. Bidaud, N. Capellan, S. Chabod, A. Ebran, H. Faust, G. Kessedjian, U. Köster, A. Letourneau, O. Litaize, F. Martin, T. Materna, L. Mathieu, S. Panebianco, J.-M. Regis, M. Rudigier, C. Sage, and W. Urban. Recent Results from Lohengrin on Fission Yields and Related Decay Properties. *Nuclear Data Sheets*, 119:320–323, May 2014. doi: 10.1016/j.nds.2014.08.088. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01339043>. communication - <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00797284>.
- F. Martin, C. Sage, G. Kessedjian, O. Sérot, C. Amouroux, C.O. Bacri, A. Bidaud, A. Billebaud, N. Capellan, S. Chabod, X. Doligez, H. Faust, U. Köster, A. Letourneau, T. Materna, L. Mathieu, O. Méplan, and S. Panebianco. Measurements of the Mass and Isotopic Yields of the $^{233}\text{U}(\text{n},\text{f})$ Reaction by the Lohengrin Spectrometer. *Nuclear Data Sheets*, 119:328–330, May 2014. doi: 10.1016/j.nds.2014.08.090. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01337069>. communication - <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00797322>.
- P. Sabouri, A. Bidaud, S. Dabiran, D. Lecarpentier, and F. Ferragut. Propagation of Nuclear Data Uncertainties in Deterministic Calculations: Application of Generalized Perturbation Theory and the Total Monte Carlo Method to a PWR Burnup Pin-Cell. *Nuclear Data Sheets*, 118:523 – 526, 2014. doi: 10.1016/j.nds.2014.04.124. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01421486>.
- G. Kessedjian, G. Barreau, M. Aïche, B. Jurado, A. Bidaud, S. Czajkowski, D. Dassié, B. Haas, L. Mathieu, L. Tassan-Got, J.N. Wilson, F.-J. Hambsch, S. Oberstedt, I. Almahamid, J. Floyd, W. Lukens, and D. Shuh. ^{243}Am neutron-induced fission cross section in the fast neutron energy range. *Physical Review C*, 85:044613, 2012. doi: 10.1103/PhysRevC.85.044613. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00689739>.

- A. Nuttin, P. Guillemin, A. Bidaud, N. Capellan, R. Chambon, S. David, O. Méplan, and J.N. Wilson. Comparative analysis of high conversion achievable in thorium-fueled slightly modified CANDU and PWR reactors. *Annals of Nuclear Energy*, 40:171–189, 2012. doi: 10.1016/j.anucene.2011.08.014. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00651717>.
- G. Kessedjian, B. Jurado, M. Aiche, G. Barreau, A. Bidaud, S. Czajkowski, D. Dassié, B. Haas, L. Mathieu, L. Audouin, N. Capellan, L. Tassan-Got, J.N. Wilson, E. Berthoumieux, F. Gunsing, Ch. Theisen, O. Serot, E. Bauge, I. Ahmad, J.P. Greene, and R.V.F. Janssens. Neutron-induced fission cross sections of short-lived actinides with the surrogate reaction method. *Physics Letters B*, 692: 297–301, 2010. doi: 10.1016/j.physletb.2010.07.048. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00512425>.
- D. Gremec, S. David, and A. Bidaud. Faut-il repenser le thorium ? *Revue Generale Nucléaire*, N3: 55–63, 2008a. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00307744>.
- A. Bidaud, P. Olbratowski, W. Doligez, E. Autino, M. Aufiero, and B. Leniau. Understanding Total Monte Carlo uncertainty propagation in burn up calculations with Generalized Perturbation Theory. In *International Conference on Nuclear Data for Science and Technology (ND2016)*, Bruges, Belgium, September 2016a. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01376972>.
- F.M. Alderete Tommasi, A. Bidaud, B. Mouginot, B. Leniau, N. Thiollière, X. Doligez, F. Courtin, A. Sormani, J.B. Clavel, Z. Issoufou, and S. David. Study of Argentinian and Brasilian Nuclear Symbiotic Scenarios using CLASS. In *International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2016)*, pages 2032–2039, San Francisco, United States, April 2016. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01347446>.
- M. Aufiero, A. Bidaud, and M. Fratoni. Continuous energy function sensitivity calculation using GPT in Monte Carlo neutron transport: application to resonance parameters sensitivity study. In *International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2016)*, pages 826–830, San Francisco, United States, April 2016. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01347441>.
- A. Bidaud, S. Mima, J. Després, D. Heuer, P. Criqui, B. Champel, and N. Hadjsaid. The value of load following capacity: will increasing renewable share in Europe’s electricity reduce nuclear reactors’ capacity or load factors? In *International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2016)*, pages 503–508, San Francisco, United States, April 2016b. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01347439>.
- A. Somaini, S. David, X. Doligez, A.A. Zakari-Issoufou, A. Bidaud, N. Cappelan, O. Meplan, A. Nuttin, P. Prevot, F. Courtin, B. Leniau, B. Mouginot, and N. Thioliere. The Impact of Reactor Model Simplification for Fuel Evolution: A Bias Quantification for Fuel Cycle Dynamic Simulations. In *2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2016)*, pages 1045–1053, San Francisco, United States, April 2016. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01346740>.
- A. Bidaud, S. Mima, S. Gabriel, A. Monnet, G. Mathonniere, P. Criqui, M. Cuney, and P. Bruneton. Ressources d’Uranium, Scénarios, Dynamique du Nucléaire et de l’Energie (RUSDYN). In *Atelier bilan NEEDS PF Systèmes Nucléaires et Scénarios*, Paris, France, January 2016c. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01258404>.
- A. Bidaud and S. David. Programme NEEDS et PF Systèmes Nucléaires : perspectives. In *Atelier Sûreté-MSFR (NEEDS PF Systèmes Nucléaires et Scénarios)*, Fontenay aux Roses, France, October 2015. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01217926>.
- A. Bidaud, Silvana Mima, S. Gabriel, A. Monnet, G. Mathonnière, Patrick Criqui, M. Cuney, and P. Bruneton. Uranium resources, scenarios, nuclear and energy dynamics. In *Global 2015 : 21st International Conference & Exhibition: "Nuclear Fuel Cycle For a Low-Carbon Future"*, pages 72–78, Paris, France, September 2015. SFEN. URL <http://hal.univ-grenoble-alpes.fr/hal-01241438>. ISBN 978-1-49-51-6286-2.

- B. Leniau, B. Mouginot, N. Thiollière, X. Doligez, A. Bidaud, F. Courtin, and M. Ernoult. Mean cross section prediction in PWR-MOX using neural network. In *Nuclear Fuel Cycle for a Low-Carbon Future (GLOBAL 2015)*, pages 840–846, Paris, France, September 2015b. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01247904>. ISBN 978-1-49-51-6286-2.
- N. Thiollière, F. Courtin, B. Leniau, B. Mouginot, X. Doligez, and A. Bidaud. MgO effect on an ADS neutronic parameters. In *Nuclear Fuel Cycle for a Low-Carbon Future (GLOBAL 2015)*, pages 625–630, Paris, France, September 2015b. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01247901>. ISBN 978-1-49-51-6286-2.
- A. Bidaud. Sensitivity analysis in burnup calculations with Monte Carlo. In *SERPENT and Multiphysics Workshop*, Grenoble, France, February 2015a. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01120566>.
- A. Bidaud. Presentation of NEEDS/Nuclear systems & scenarios. In *NEA Nuclear Data Week, JEFF-NEEDS Workshop on Nuclear Data Measurements*, Issy-les-Moulineaux, France, November 2014. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01085964>.
- A. Bidaud, Silvana Mima, S. Gabriel, G. Mathonniere, P. Criqui, Philippe Menanteau, M. Cuney, and P. Bruneton. Ressources d'uranium, scénarios, dynamique du nucléaire et de l'énergie. In *Les Journées Uranium 2014 de la Société Géologique Française*, Orsay, France, November 2014. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01083813>.
- A. Bidaud. Maîtriser l'énergie de l'atome. In *Rencontres de Physique de l'Infiniment Grand à l'Infiniment Petit 2013*, Orsay, France, July 2013. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00846852>.
- Ch. Amouroux, A. Blanc, A. Bidaud, N. Capellan, S. Chabod, A. Chebboubi, H. Faust, G. Kessedjian, U. Köster, J.-F. Lemaitre, A. Letourneau, F. Martin, T. Materna, S. Panebianco, C. Sage, and O. Serot. Measurement of fission yields from the $^{241}\text{Am}(2\text{n},\text{f})$ reaction at the Lohengrin Spectrometer. In *Fifth International Workshop on Nuclear Fission and Fission-Product Spectroscopy*, volume 62, page 06002, Caen, France, May 2013. doi: 10.1051/epjconf/20136206002. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00919833>.
- P. Sabouri, S. Dabiran, A. Bidaud, and F. Ferragut. Nuclear Data Uncertainty Propagation with DRAGON: Application of Generalized Perturbation Theory Methods using the Collision Probability Technique. In *Seventh Workshop OECD Benchmark for Uncertainty Analysis in Best-Estimate Modelling (UAM) for Design, Operation and Safety Analysis of LWRs - (UAM-7)*, Issy-les-Moulineaux, France, April 2013a. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00907266>.
- F. Martin, C. Sage, G. Kessedjian, O. Sérot, C. Amouroux, C.O. Bacri, A. Bidaud, A. Billebaud, N. Capellan, S. Chabod, X. Doligez, H. Faust, U. Köster, A. Letourneau, T. Materna, L. Mathieu, O. Méplan, and S. Panebianco. Measurements of the mass and isotopic yields of the $^{233}\text{U}(\text{n},\text{f})$ reaction at the Lohengrin spectrometer. In *International Conference on Nuclear Data for Science and Technology (ND2013)*, volume 19, pages 328–330, New York, United States, March 2013. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00797322>.
- P. Sabouri, A. Bidaud, S. Dabiran, D. Lecarpentier, and F. Ferragut. Propagation of nuclear data uncertainties in deterministic calculations: application of generalized perturbation theory and the total Monte Carlo method to a PWR burnup pin-cell. In *International Conference on Nuclear Data for Science and Technology (ND2013)*, volume 118, pages 523–526, New York, United States, March 2013b. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00796794>.
- O. Serot, C. Amouroux, A. Bidaud, N. Capellan, S. Chabod, A. Ebran, H. Faust, G. Kessedjian, U. Koster, A. Letourneau, O. Litaize, F. Martin, T. Materna, L. Mathieu, S. Panebianco, J.-M. Regis, M. Rudigier, C. Sage, and W. Urban. Recent Results from Lohengrin on Fission Yields and Related Decay Properties. In *International Conference on Nuclear Data for Science and Technology (ND2013)*, volume 119, pages 320–323, New York, United States, March 2013. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00797284>.

- C. Amouroux, S. Panebianco, A. Bidaud, N. Capellan, S. Chabod, H. Faust, G. Kessedjian, U. Köster, A. Letourneau, F. Martin, T. Materna, C. Sage, and O. Serot. Measurement of mass yields from the $^{241}\text{Am}(\text{n},\text{th},\text{f})$ reaction at the Lohengrin spectrometer. In *3rd International Workshop on Nuclear Data Evaluation for Reactor Applications (WONDER 2012)*, volume 42, page 01006, Aix-en-Provence, France, September 2012. doi: 10.1051/epjconf/20134201006. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00819421>.
- A. Bidaud. Maîtriser l'énergie de l'atome. In *Rencontres de Physique de l'Infiniment Grand à l'Infiniment Petit 2012*, Orsay, France, July 2012a. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00780479>.
- A. Bidaud. The futures of nuclear electricity. In *2012 French-Taiwanese Workshop on Energy Management*, Tainan, Taiwan, May 2012b. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00780068>.
- P. Sabouri, S. Dabiran, A. Bidaud, A. Buijs, and F. Ferragut. General perturbation theory with DRAGON. In *WPRS Workshop on Uncertainty Analysis in Modelling*, Karlsruhe, Germany, May 2012a. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00796022>.
- P. Sabouri, A. Bidaud, S. Dabiran, and A. Buijs. Proposal for the utilization of the total cross section covariances and its correlations with channel reactions for sensitivity and uncertainty analysis Lohengrin. In *NEA Nuclear Data Week JEFF Project (Joint Evaluated Fission and Fusion File)*, Issy-les-Moulineaux, France, April 2012b. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00781112>.
- P. Sabouri, A. Bidaud, S. Dabiran, and A. Buijs. Proposal for the utilization of the total cross section covariances and its correlations with channel reactions for sensitivity and uncertainty analysis. In *Physics in Reactors Topical Meeting (PHYSOR 2012)*, page 9p., Knoxville, United States, April 2012c. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00690318>. CD Rom, paper 274.
- T. Ivanova, C. Laville, J. Dyrda, D. Mennerdahl, Y. Golovko, K. Raskach, A. Tsiboulia, G. Soo Lee, S.W. Woo, A. Bidaud, P. Sabouri, A. Patel, K. Bledsoe, B. Rearden, J. Gulliford, and F. Michel-Sendis. OECD/NEA EXPERT GROUP ON UNCERTAINTY ANALYSIS FOR CRITICALITY SAFETY ASSESSMENT: RESULTS OF BENCHMARK ON SENSITIVITY CALCULATION (PHASE III). In *Physics in Reactors Topical Meeting (PHYSOR 2012)*, page 19p., Knoxville, United States, April 2012. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00688592>. CD Rom, paper 270.
- C. Sage, F. Martin, G. Kessedjian, A. Bidaud, A. Billebaud, N. Capellan, S. Chabod, O. Méplan, C. O. Bacri, X. Doligez, R. Cywinski, H. Faust, U. Köster, A. Letourneau, T. Materna, S. Panebianco, L. Mathieu, and O. Sérot. Measurements of the Mass and Isotopic Yields of the $^{233}\text{U}(\text{n},\text{th},\text{f})$ Reaction at the Lohengrin Spectrometer. In *7th International Conference on Dynamical Aspects of Nuclear Fission (danf)*, volume A paraitre, Slomenice, Slovakia, October 2011. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00661275>.
- A. Bidaud. Maîtriser l'énergie de l'atome. In *Rencontres de Physique de l'Infiniment Grand à l'Infiniment Petit 2011*, Orsay, France, July 2011a. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00630364>.
- F. Martin, C. Sage, G. Kessedjian, C.O. Bacri, A. Bidaud, A. Billebaud, N. Capellan, S. Chabod, R. Cywinski, X. Doligez, H. Faust, U. Köster, A. Letourneau, T. Materna, L. Mathieu, O. Méplan, S. Panebianco, and O. Sérot. Measurements of the mass and isotopic yields of the $^{233}\text{U}(\text{n},\text{f})$ and $^{241}\text{Pu}(\text{n},\text{f})$ reactions at the Lohengrin spectrometer. In *Second International Conference on Advancements in Nuclear Instrumentation, Measurement Methods and their Applications (ANIMMA)*, pages 1–7, Ghent, Belgium, June 2011. IEEE. doi: 10.1109/ANIMMA.2011.6172920. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00600421>.
- A.-A. Zakari, A. Bidaud, Patrick Criqui, S. David, M. Pagel, Philippe Menanteau, and Silvana Mima. Interdisciplinary prospective analysis of nuclear power technological transition. In *2011 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2011)*, pages 2618–2625, Nice, France, May 2011. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00590763>. Proc. on CD Rom paper 11260.

- A. Bidaud. PEPITTE " Projet d'Etude Physico Economique de la Transition Technologique de l'Electro-Nucléaire ". In *Colloque National Energie 2011*, Montpellier, March 2011b. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00616460>.
- A.A. Zakari, A. Bidaud, P. Criqui, P. Menanteau, S. David, M. Pagel, and Silvana Mima. Etude prospective de la transition technologique électronucléaire. In *Réunion SGF : "Uranium : Géologie, géophysique, chimie"*, Orsay,, France, November 2010. URL <https://hal.archives-ouvertes.fr/hal-00549284>.
- A. Bidaud, M. Hoogmoed, and X. Doligez. Thorium Molten Salt Fast Reactor Nuclear Data Uncertainty Analysis. In *International Conference on Nuclear Data for Science and Technology (ND2010)*, Jeju Island, South Korea, April 2010. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00485584>.
- B. Jurado, G. Kessedjian, M. Petit, M. Aïche, G. Barreau, A. Bidaud, S. Boyer, N. Carjan, S. Czajkowski, D. Dassie, C. Grosjean, A. Guiral, B. Haas, D. Karamanis, L. Mathieu, S. Misicu, C. Rizea, F. Santiamon, L. Audouin, N. Capellan, L. Tassan-Got, J.N. Wilson, S. Andriamonje, E. Berthoumieux, E. Bouchez, F. Gunsing, A. Hurstel, Y. Lecoz, R. Lucas, Ch. Theisen, O. Sérot, E. Bauge, A. Billebaud, L. Perrot, I. Ahmad, J.P. Greene, and R.V.F. Janssens. Neutron-induced fission cross sections of short-lived actinides with the surrogate reaction method. In *CNR*09 - Second International Workshop on Compound Nuclear Reactions and Related Topics*, volume 2, page 06004, Bordeaux, France, October 2009. doi: 10.1051/epjconf/20100206004. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00466124>.
- J. Brizi, O. Méplan, S. David, A. Bidaud, N. Capellan, P. Guillemin, A. Nuttin, and J. Wilson. Sodium-cooled fast reactors: void coefficient and waste minimization. Neutronic studies using MURE. In *International Conference GLOBAL 2009 "The Nuclear Fuel Cycle: Sustainable Options & Industrial Perspectives"*, pages 1957–1966, Paris, France, September 2009. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00422482>. paper 9205.
- N. Capellan, J. Wilson, S. David, O. Méplan, J. Brizi, A. Bidaud, A. Nuttin, and P. Guillemin. 3D coupling of Monte Carlo neutronics and thermal-hydraulics calculations as a simulation tool for innovative reactor concepts. In *International Conference GLOBAL 2009 "The Nuclear Fuel Cycle: Sustainable Options & Industrial Perspectives"*, pages 1358–1367, Paris, France, September 2009. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00422478>. paper 9274.
- P. Guillemin, A. Nuttin, A. Bidaud, J. Brizi, N. Capellan, S. David, O. Méplan, and J. Wilson. Feasible ways to achieve high conversion in thorium-fueled CANDU and PWR reactors. In *International Conference GLOBAL 2009 "The Nuclear Fuel Cycle: Sustainable Options & Industrial Perspectives"*, volume 6, pages 62–72, Paris, France, September 2009. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00422474>. Proceedings of Global 2009 - 2734-2743 Selected paper - RGN.
- A. Bidaud. Uncertainty Analysis in Modelling PWR using the coupling of DRAGON and SUSD3D. In *NEA JEFF/EFF Meeting*, Manchester, United Kingdom, June 2009. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00406613>.
- A. Bidaud, G. Marleau, and E. Noblat. Nuclear Data uncertainty analysis using the coupling of DRAGON with SUSD3D. In *2009 International Conference on Advances in Mathematics, Computational Methods, and Reactor Physics*, Saratoga Springs, United States, May 2009a. American Nuclear Society. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00382036>. CD Rom ISBN 9780894480690.
- S. Czajkowski, G. Boutoux, G. Kessedjian, M. Aïche, G. Barreau, A. Bidaud, D. Dassié, B. Haas, B. Jurado, L. Mathieu, L. Audouin, N. Capellan, L. Tassan-Got, J. Wilson, E. Berthoumieux, F. Gunsing, Ch. Theisen, O. Serot, E. Bauge, V. Meot, O. Roig, I. Ahmad, J.P. Greene, R.V.F. Janssens, F.-J. Hambach, S. Obertstedt, and P. Schillebeeckx. Neutron-induced cross sections of short-lived nuclei via the surrogate reaction method. In *EFNUDAT Fast Neutrons – Scientific Workshop on Neutron Measurements, Theory & Applications*, Geel, Belgium, April 2009. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00466239>.

- G. Kessedjian, M. Aïche, G. Barreau, A. Bidaud, S. Czajkowski, D. Dassié, B. Haas, B. Jurado, L. Mathieu, L. Tassan-Got, J. Wilson, P.J. Hambach, S. Oberstedt, I. Almahamid, J. Floyd, W. Lukens, and D. Shuh. 243Am fission cross section of measurements – variance-covariance analysis. In Hambach F.J., editor, *EFTNUDAT Fast Neutrons – Scientific Workshop on Neutron Measurements, Theory & Applications*, pages 79–84, Geel, Belgium, April 2009. doi: 10.2787/23116. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00380264>. EUR 23883 EN; ISBN 9789279117053; European Union (2010).
- M. Aïche, G. Barreau, B. Jurado, S. Czajkowski, D. Dassié, B. Haas, G. Boutoux, P. Schillebeeckx, F. Gunsing, A. Bidaud, A. Billebaud, S. Chabod, D. Heuer, and G. Kessedjian. Measurement of the ratio between the capture and the fission cross sections of 233U. In Hambach F.J., editor, *EFTNUDAT Fast Neutrons – Scientific Workshop on Neutron Measurements, Theory & Applications*, pages 1–4, Geel, Belgium, April 2009. doi: 10.2787/23116. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00466257>. EUR 23883 EN; ISBN 9789279117053; European Union (2010).
- A. Bidaud, S. David, and O. Méplan. The future of nuclear energy. In *European Nuclear Physics Conference*, Bochum, Germany, March 2009b. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00369080>. Invited Parallel Talk.
- J.N. Wilson, A. Bidaud, N. Capellan, R. Chambon, S. David, P. Guillemin, E. Ivanov, A. Nuttin, and O. Meplan. Economy of uranium resources in a three-component reactor fleet with mixed thorium/uranium fuel cycles. In Rakesh Chawla, editor, *International Conference on the Physics of Reactors - PHYSOR 2008*, volume 36, pages 404–408, Interlaken, Switzerland, September 2008. Elsevier. doi: 10.1016/j.anucene.2008.11.037. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00326461>.
- A. Bidaud, D. Lecarpentier, and P. Guillemin. Economics of symbiotic nuclear fleets at equilibrium. In *International Conference on the Physics of Reactors - PHYSOR 2008*, Interlaken, Switzerland, September 2008. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00326469>.
- D. Grenache, S. David, and A. Bidaud. Faut-il repenser au thorium ? In *Convention SFEN 2008 “La gestion des matières nucléaire : défis et perspectives”*, Paris, France, March 2008b. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00406817>.
- M. Aiche, G. Kessedjian, G. Barreau, B. Jurado, A. Bidaud, S. Czajkowski, D. Dassié, B. Haas, L. Mathieu, L. Tassan-Got, J. Wilson, F.J. Hambach, S. Oberstedt, I. Almahamid, J. Floyd, W. Lukens, and D. Shuh. Neutron-induced fission cross section of 243Am in the 0,7 - 7 MeV energy range. In *NUDAME User Meeting*, Geel, Belgium, February 2008. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00325443>.
- B. Jurado, G. Kessedjian, M. Aiche, G. Barreau, A. Bidaud, S. Czajkowski, D. Dassié, B. Haas, L. Mathieu, B. Osmanov, L. Audouin, N. Capellán, L. Tassan-Got, J. N. Wilson, E. Berthoumieux, F. Gunsing, Ch. Theisen, O. Serot, E. Bauge, I. Ahmad, J. P. Greene, and R. V. F. Janssens. Fission Cross Sections and Fission-Fragment Mass Yields via the Surrogate Reaction Method. In *International Workshop on Compound-Nuclear Reactions and Related Topics - CNR* 2007*, volume 1005, pages 90–95, Yosemite, United States, October 2007a. doi: 10.1063/1.2920753. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00318729>.
- B. Jurado, G. Kessedjian, M. Aiche, G. Barreau, A. Bidaud, S. Czajkowski, D. Dassié, B. Haas, L. Mathieu, B. Osmanov, L. Audouin, N. Capellán, L. Tassan-Got, J. N. Wilson, E. Berthoumieux, F. Gunsing, Ch. Theisen, O. Serot, E. Bauge, I. Ahmad, J.P. Greene, and R.V.F. Janssens. Minor-actinides fission cross sections and fission fragment mass yields via the surrogate reaction technique. In P. D'hondt C. Wagemans, J. Wagemans, editor, *Seminar on Fission*, pages 47–54, Corsendonk Priory, Belgium, September 2007b. World Scientific. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00320220>.
- R. Chambon, P. Guillemin, A. Nuttin, A. Bidaud, N. Capellan, S. David, O. Méplan, and J. Wilson. Neutronic study of slightly modified water reactors and application to transition scenarios. In *Global 07 - Advanced Nuclear Fuel Cycles and Systems*, Boise, Idaho, United States, September 2007. American Nuclear Society. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00187013>.

A.J. Koning, M. Avrigeanu, V. Avrigeanu, P. Batistoni, E. Bauge, M.-M. Bé, P. Bem, D. Bernard, O. Bersillon, A. Bidaud, O. Bouland, A. Courcelle, C.J. Dean, P. Dos-Santos-Uzarralde, B. Duchemin, I. Duhamel, M.C. Duijvestijn, E. Dupont, U. Fischer, R.A. Forrest, F. Gunsing, W. Haeck, H. Henriksson, A. Hogenbirk, T.D. Huynh, R. Jacqmin, C. Jouanne, J. Keinert, M.A. Kellett, I. Kodeli, J. Kopecky, H. Leeb, D. Leichtle, J. Leppanen, O. Litaize, M.J. Lopez Jimenez, M. Mattes, E. Menapace, R.W. Mills, B. Morillon, C. Mounier, A.L. Nichols, G. Noguere, C. Nordborg, A. Nouri, R.L. Perel, P. Pereslavtsev, R.J. Perry, M. Pescarini, M. Pillon, A.J.M. Plompen, D. Ridikas, P. Romain, Y. Rugama, P. Rullhusen, C. De Saint Jean, A. Santamarina, E. Sartori, K. Seidel, O. Serot, S. Simakov, J.-Ch. Sublet, S. Tagesen, A. Trkov, and S.C. Van Der Marck. The JEFF evaluated nuclear data project. In *International Conference on Nuclear Data for Science and Technology*, page 721, Nice, France, April 2007. EDP Sciences. doi: 10.1051/ndata:07476. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00291641>. Proc on line.

G. Kessedjian, M. Aïche, G. Barreau, A. Bidaud, S. Czajkowski, D. Dassié, B. Haas, B. Jurado, L. Mathieu, L. Tassan-Got, J. Wilson, P.J. Hambach, S. Oberstedt, I. Almahamid, J. Floyd, W. Lukens, and D. Shuh. Quasi-absolute neutron-induced fission cross section of 243Am. In A.J.M. Plompen, editor, *The 3rd Workshop on Neutron Measurements, Evaluations and Applications*, pages 81–85, Borovets, Bulgaria, October 2006. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00319717>.

F. Michel-Sendis, O. Méplan, S. David, A. Nuttin, A. Bidaud, J.N. Wilson, and O. Laulan. Plutonium incineration and uranium 233 production in thorium fueled light water reactors. In *GLOBAL 2005: International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability*, page 132, Tsukuba, Japan, October 2005. Tsukuba National Laboratory For High Energy Physics. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00025362>. PACS.

A. Bidaud, D. Lecarpentier, O. Köberl, T. Ivanova, V. Mastrangelo, L. Mathieu, and D. Heuer. Sensitivity analysis of nuclear data on keff for graphite moderated innovative reactor. In *Workshop on Advanced Reactors With Innovative Fuels (ARWIF-2005)*, pages 355–365, Oak Ridge, United States, February 2005. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00394029>. NEA/NSC/DOC(2009)16.

A. Bidaud. Ressources d’Uranium, scénarios, dynamique du nucléaire et de l’énergie – RUSDYN. In *L’insterdisciplinarité du CNRS. Illustrations & témoignages*, pages 48–49. 2015b. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01257738>.

B. Mouginot, B. Leniau, N. Thiolliere, M. Ernoult, S. David, X. Doligez, A. Bidaud, O. Meplan, R. Montesanto, G. Bellot, J.B. Clavel, I. Duhamel, E. Letang, and J. Miss. Core library for advanced scenario simulation, C.L.A.S.S.: principle & application. International Conference “The Role of Reactor Physics toward a Sustainable Future” (PHYSOR 2014), September 2014. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01119778>. Poster.

P. Sabouri, A. Bidaud, and I. Kodeli. Criticality safety assessment using SUSD3D and DRAGON. 20th International Conference Nuclear Energy for New Europe (NENE2011), September 2011. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-01247928>. Poster - ISBN 978-961-6207-32-4.

A. Bidaud. PEPITTE ” Projet d’Etude Physico Economique de la Transition Technologique de l’Electro-Nucléaire ”. Colloque National Energie 2011, March 2011c. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00616469>. Poster.

A. Bidaud, O. Méplan, A. Nuttin, S. David, J. Wilson, F. Michel-Sendis, P. Guillemin, and N. Capellan. Direct sensitivity analysis to nuclear data of thorium molten salt reactors at equilibrium using MURE. International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, April 2007. URL <http://hal.in2p3.fr/in2p3-00186940>. Poster - Proc on line.

Bibliographie

- [1] Benchmark on deterministic transport calculations without spatial homogenisation. Technical Report NEA/NSC/DOC(2003)16, OECD/NEA, 2003.
- [2] *La Neutronique*. CEA/Le moniteur, 2013.
- [3] *Modelling Nuclear Energy Systems with MESSAGE : A User's Guide*. IAEA Nuclear Energy Series. IAEA, 2016.
- [4] *Uranium 2016 : Resources, Production and demand*. IAEA, 2016.
- [5] A. Gandini. A generalized perturbation method for bilinear functionals of the real and adjoint fluxes. *J. Nuc. Ene.*, 21 :735–745, 1967.
- [6] A. Gandini. CNEN RT/FI 74, CNEN, Roma, 1975.
- [7] B. Cochet A. Jinaphanh, N. Leclaire. Continuous-energy sensitivity coefficients in the moret code. *Nuc. Sci. Eng.*, 184(1) :53–68, 2016.
- [8] A.A. Bliskavka et al. Algorithm of Calculation of k_{eff} Sensitivities to Group Cross Sections Using Monte Carlo Method and Features of Its Implementation in the MMK-KENO Code. In *Mathematics and Computation, Supercomputing, Reactor Physics and Nuclear and Biological Applications, Avignon, France*, Septembre 2005.
- [9] F.M. Alderete Tommasi, A. Bidaud, B. Mouginot, B. Leniau, N. Thiollière, X. Doligez, F. Courtin, A. Sormani, J.B. Clavel, Z. Issoufou, and S. David. Study of Argentinian and Brasilian Nuclear Symbiotic Scenarios using CLASS. In *International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2016)*, pages 2032–2039, San Francisco, United States, April 2016.
- [10] M. Aufiero, A. Bidaud, and M. Fratoni. Continuous energy function sensitivity calculation using GPT in Monte Carlo neutron transport : application to resonance parameters sensitivity study. In *International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2016)*, pages 826–830, San Francisco, United States, April 2016.
- [11] M. Aufiero, Q. Yishu, and M. Fratoni. The iterated fission matrix / petrov-galerkin projection. In *ANS Winter Meeting*, 2016.
- [12] Manuele Aufiero, Adrien Bidaud, Mathieu Hursin, Jaakko Leppänen, Giuseppe Palmiotti, Sandro Pelloni, and Pablo Rubiolo. A collision history-based approach to sensitivity/perturbation calculations in the continuous energy Monte Carlo code SERPENT. *Annals of Nuclear Energy*, 85 :245 – 258, 2015.
- [13] Manuele Aufiero, Michael Martin, and Massimiliano Fratoni. Xgpt : Extending monte carlo generalized perturbation theory capabilities to continuous-energy sensitivity functions. *Annals of Nuclear Energy*, 96 :295 – 306, 2016.
- [14] F. B. Brown B. C. Kiedrowski. Adjoint-based k-eigenvalue sensitivity coefficients to nuclear data using continuous-energy monte carlo. *Nuc. Sci. Eng.*, 174(3) :227–244, 2013.
- [15] B. Mouginot N. Thiollière X. Doligez A. Bidaud B. Leniau, F. Courtin. Generation of sfr physics model for the nuclear fuel cycle code class. In *PHYSOR 2016*, 2016.
- [16] A. Baker and R. Ross. Comparison of the value of plutonium and uranium isotopes in fast reactors. In *Proceedings of the Conference on Breeding. Economics, and Safety in Large Fast Power Reactors*, 1963.

- [17] M. R. Ball, C. McEwan, D. R. Novog, and J. C. Luxat. The dilution dependency of multigroup uncertainties. *Science and Technology of Nuclear Installations*, 2014 :14, 2014.
- [18] A. Bidaud, D. Lecarpentier, and P. Guillemin. Economics of symbiotic nuclear fleets at equilibrium. In *International Conference on the Physics of Reactors - PHYSOR 2008*, Interlaken, Switzerland, September 2008.
- [19] A. Bidaud, G. Marleau, and E. Noblat. Nuclear Data uncertainty analysis using the coupling of DRAGON with SUSD3D. In *2009 International Conference on Advances in Mathematics, Computational Methods, and Reactor Physics*, Saratoga Springs, United States, May 2009. American Nuclear Society. CD Rom ISBN 9780894480690.
- [20] A. Bidaud, S. Mima, J. Després, D. Heuer, P. Criqui, B. Champel, and N. Hadjsaid. The value of load following capacity : will increasing renewable share in Europe's electricity reduce nuclear reactors' capacity or load factors ? In *International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2016)*, pages 503–508, San Francisco, United States, April 2016.
- [21] A. Bidaud, Silvana Mima, S Gabriel, A Monnet, G Mathonnière, Patrick Criqui, M Cuney, and P Bruneton. Uranium resources, scenarios, nuclear and energy dynamics. In *Global 2015 : 21st International Conference & Exhibition : "Nuclear Fuel Cycle For a Low-Carbon Future"*, pages 72–78, Paris, France, September 2015. SFEN. ISBN 978-1-49-51-6286-2.
- [22] A. Bidaud, P. Olbratowski, X. Doligez, E. Autino, M. Aufiero, and B. Leniau. Understanding Total Monte Carlo uncertainty propagation in burn up calculations with Generalized Perturbation Theory. In *International Conference on Nuclear Data for Science and Technology (ND2016)*, Bruges, Belgium, September 2016.
- [23] Adrien Bidaud, Ivo Kodeli, and Go Chiba. Impact of the treatment procedure of recently available nuclear data covariance matrices on nuclear reactor uncertainty analysis. In *Proc. Int. Conf. PHYSOR*, volume 2006, 2006.
- [24] Julie Brizi. *Cycles uranium et thorium en réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium. Aspects neutroniques et déchets associés*. PhD thesis, Université Paris Sud - Paris XI, October 2010.
- [25] Ansar Calloo. *A new modelling of the multigroup scattering cross section in deterministic codes for neutron transport*. PhD thesis, Université de Grenoble, October 2012.
- [26] Go Chiba, Masashi Tsuji, and Tadashi Narabayashi. Uncertainty quantification of neutronic parameters of light water reactor fuel cells with jendl-4.0 covariance data. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 50(7) :751–760, 2013.
- [27] Jacques Despres, Silvana Mima, Alban Kitous, Patrick Criqui, Nouredine Hadjsaid, and Isabelle Noirot. Storage as a flexibility option in power systems with high shares of variable renewable energy sources : a poles-based analysis. *Energy Economics*, pages –, 2016.
- [28] Xavier Doligez. *Fuel salt reprocessing influence on the MSFR behavior and on its associated reprocessing unit*. PhD thesis, Institut National Polytechnique de Grenoble - INPG, October 2010.
- [29] Nicolas Dos Santos. *Optimization of the representativity and transposition approach, for the neutronic design of experimental programs in critical mock-up*. PhD thesis, Université Grenoble Alpes, September 2013.
- [30] A. Jinaphanh et al. Comparaison des calculs de coefficients de sensibilité en monte carlo. In *Atelier Bilan NEEDS*, <https://lpsc-indico.in2p3.fr/Indico/event/1515/session/3/material/0/0.pdf>, 2016.
- [31] A.Bidaud et al. Direct sensitivity analysis to nuclear data of thorium molten salt reactors at equilibrium using mure. In O.Bersillon, F.Gunsing, E.Bauge, R.Jacqmin, and S.Leray, editors, *International Conference on Nuclear Data for Science and Technology*, Nice, 2007. EDP Sciences, 2008.
- [32] C. Coquelet-Pascal et al. Cosi6 : a tool for nuclear transition scenario studies and application to sfr deployment scenarios with minor actinide transmutation. *Nucl. Technol.*, 192 :91, 2015.
- [33] G. Krivtchik et al. Analysis of uncertainty propagation in scenario studies : surrogate models application to the french historical pwr fleet. In *GLOBAL 2015*, 2015.

- [34] M. Tameda et al. Cost estimation of uranium recovery from seawater with system of braid type adsorbent. *Trans. Atomic Energy Soc. Jpn.*, 5(4), 2006.
- [35] Basma Foad and Toshikazu Takeda. Importance of self-shielding for improving sensitivity coefficients in light water nuclear reactors. *Annals of Nuclear Energy*, 63 :417 – 426, 2014.
- [36] Thomas Frosio, Thomas Bonaccorsi, and Patrick Blaise. Nuclear data uncertainties propagation methods in Boltzmann/Bateman coupled problems : Application to reactivity in MTR. *Annals of Nuclear Energy*, 90 :303 – 317, 2016.
- [37] Sophie Gabriel, Anne Baschwitz, Gilles Mathonnière, Tommy Eleouet, and Florian Fizaine Fizaine. A critical assessment of global uranium resources, including uranium in phosphate rocks, and the possible impact of uranium shortages on nuclear power fleets. *Annals of Nuclear Energy*, 58 :213–220, 2013.
- [38] Joel Guidez and Sophie Gabriel. Extraction of uranium from seawater : a few facts. *EPJ Nuclear Sci. Technol.*, 2 :10, 2016.
- [39] P. Guillemin. *Recherche de la haute conversion en cycle thorium dans les réacteurs CANDU et REP. Développement des méthodes de simulation associées et étude de scénarios symbiotiques*. PhD thesis, Université Grenoble Alpes, 2009.
- [40] T. Ivanova, C. Laville, J. Dyrda, D. Mennerdahl, Y. Golovko, K. Raskach, A. Tsiboulia, G. Soo Lee, S.W. Woo, A. Bidaud, P. Sabouri, A. Patel, K. Bledsoe, B. Rearden, J. Gulliford, and F. Michel-Sendis. OECD/NEA Expert Group On Uncertainty Analysis For Criticality Safety Assesment : Results Of Benchmark On Sensitivity Calculation (Phase III). In *Physics in Reactors Topical Meeting (PHYSOR 2012)*, page 19p., Knoxville, United States, April 2012. CD Rom, paper 270.
- [41] J. Kallfelz, G. Bruna, G. Palmiotti, and M. Salvatores. Burnup calculations with time-dependent generalized perturbation theory. *Nuc. Sci. Eng.*, 62(2) :304–309, 1977.
- [42] Nordine Kerkar and Philippe Paulin. *Exploitation des cœurs REP*. INSTN. EDP Science, 2008.
- [43] Grégoire Kessedjian. *Mesures de sections efficaces d'actinides mineurs d'intérêts pour la transmutation*. PhD thesis, Université Sciences et Technologies - Bordeaux I, November 2008.
- [44] D. Kotlyar and E. Shwageraus. Stochastic semi-implicit substep method for coupled depletion monte-carlo codes. *Annals of Nuclear Energy*, 92 :52 – 60, 2016.
- [45] Dan Kotlyar, Manuele Aufiero, Eugene Shwageraus, and Massimiliano Fratoni. A perturbation-based susbtep method for coupled depletion monte-carlo codes. *Annals of Nuclear Energy*, 102 :236 – 244, 2017.
- [46] Guillaume Krivtchik. *Analysis of Uncertainty Propagation in Nuclear Fuel Cycle Scenarios*. PhD thesis, Université Grenoble Alpes, 2014.
- [47] Baptiste Leniau, Baptiste Mouginot, Nicolas Thiolliere, Xavier Doligez, Adrien Bidaud, Fanny Courtin, Marc Ernoult, and Sylvain David. A neural network approach for burn-up calculation and its application to the dynamic fuel cycle code {CLASS}. *Annals of Nuclear Energy*, 81 :125 – 133, 2015.
- [48] L.N. Usachev. Perturbations theory for the breeding ratio and for other number ratios pertaining to various reactor processes. *J. Nuc. Ener.*, 18 :571, 1964.
- [49] G. Marleau M. Assawaroongruengchot. Multigroup adjoint transport solution using the method of cyclic characteristics. *Nuc. Sci. Eng.*, 155(1) :37–52, 2007.
- [50] G. Marleau M. Dion. Eigenvalue implicit sensitivity to self-shielding calculations in heterogeneous geometries. *Nuc. Sci. Eng.*, 183(2) :261–274, 2016.
- [51] M. L. Williams. *Perturbation Theory for Nuclear Reactor Analysis*. Y. RONEN. Ed., CRC Press, Boca Raton, Florida , 1985.
- [52] M. Salvatores, I. Slessarev, A. Tchistiakov. Analysis of Nuclear Power Transmutation Potential at Equilibrium. *Nuc. Sci. Eng.*, 124(2) :280–290, 1996.

- [53] F. Martin, C. Sage, G. Kessedjian, O. Sérot, C. Amouroux, C.O. Bacri, A. Bidaud, A. Billebaud, N. Capellan, S. Chabod, X. Doligez, H. Faust, U. Köster, A. Letourneau, T. Materna, L. Mathieu, O. Méplan, and S. Panebianco. Measurements of the mass and isotopic yields of the $^{233}\text{U}(\text{n},\text{th},\text{f})$ reaction by the lohengrin spectrometer. *Nuclear Data Sheets*, 119 :328 – 330, 2014.
- [54] G. Martin and C. Coquelet-Pascal. Symbiotic equilibrium between Sodium Fast Reactors and Pressurized Water Reactors supplied with MOX fuel. *Annals of Nuclear Energy*, 103 :356 – 362, 2017.
- [55] S. Massara, Ph. Tetart, and L. Boucher. Tirelire – strategie a fuel cycle simulation code for edf nuclear strategy studies. In *GLOBAL*, 2005.
- [56] M.L. Williams, B.L Broadhead, C.V. Parks. Eigenvalue sensitivity Theory for Resonance-Shielded Cross Sections. *Nuc. Sci. Eng.*, 138 :177–191, 2001.
- [57] Antoine Monnet, Jacques Percebois, and Sophie Gabriel. Assessing the potential production of uranium from coal-ash milling in the long term. *Resources Policy*, 45 :173 – 182, 2015.
- [58] Monnet, Antoine, Gabriel, Sophie, and Percebois, Jacques. Statistical model of global uranium resources and long-term availability. *EPJ Nuclear Sci. Technol.*, 2 :17, 2016.
- [59] B. Mouginot, B. Leniau, N. Thiolliere, A. Bidaud, F. Courtin, X. Doligez, and M. Ernoult. MOX fuel enrichment prediction in PWR using polynomial models. *Annals of Nuclear Energy*, 85 :812 – 819, 2015.
- [60] B. Mouginot, B. Leniau, N. Thiolliere, M. Ernoult, S. David, X. Doligez, A. Bidaud, O. Meplan, R. Montesanto, G. Bellot, J.B. Clavel, I. Duhamel, E. Letang, and J. Miss. Core library for advanced scenario simulation, C.L.A.S.S. : principle & application. page 12 p., September 2014. Poster.
- [61] A. Nuttin, P. Guillemin, A. Bidaud, N. Capellan, R. Chambon, S. David, O. Méplan, and J.N. Wilson. Comparative analysis of high conversion achievable in thorium-fueled slightly modified CANDU and PWR reactors. *Annals of Nuclear Energy*, 40 :171–189, 2012.
- [62] Maria Pusa. Incorporating sensitivity and uncertainty analysis to a lattice physics code with application to CASMO-4. *Annals of Nuclear Energy*, 40(1) :153 – 162, 2012.
- [63] Yishu Qiu, Jingang Liang, Kan Wang, and Jiankai Yu. New strategies of sensitivity analysis capabilities in continuous-energy monte carlo code rmc. *Annals of Nuclear Energy*, 81 :50 – 61, 2015.
- [64] D. Rochman, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, T. Zhu, S.C. van der Marck, and A.J. Koning. Nuclear data uncertainty for criticality-safety : Monte carlo vs. linear perturbation. *Annals of Nuclear Energy*, 92 :150 – 160, 2016.
- [65] P. Sabouri, A. Bidaud, S. Dabiran, and A. Buijs. Proposal for the utilization of the total cross section covariances and its correlations with channel reactions for sensitivity and uncertainty analysis. In *Physics in Reactors Topical Meeting (PHYSOR 2012)*, page 9p., Knoxville, United States, April 2012. CD Rom, paper 274.
- [66] P. Sabouri, A. Bidaud, S. Dabiran, D. Lecarpentier, and F. Ferragut. Propagation of nuclear data uncertainties in deterministic calculations : Application of generalized perturbation theory and the total monte carlo method to a pwr burnup pin-cell. *Nuclear Data Sheets*, 118 :523 – 526, 2014.
- [67] Pouya Sabouri. *Application of Perturbation Theory Methods to Nuclear Data Uncertainty Propagation using the Collision Probability Method*. PhD thesis, Université Grenoble Alpes, October 2013.
- [68] E. Schneider, B. Carlsen, E. Tavrides, C. van der Hoeven, and U. Phathanapirom. A top-down assessment of energy, water and land use in uranium mining, milling, and refining. *Energy Economics*, 40 :911 – 926, 2013.
- [69] Erich Schneider and Darshan Sachde. The cost of recovering uranium from seawater by a braided polymer adsorbent system. *Science & Global Security*, 21(2) :134–163, 2013.
- [70] Hyung Jin SHIM and Chang Hyo KIM. Adjoint sensitivity and uncertainty analyses in monte carlo forward calculations. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 48(12) :1453–1461, 2011.
- [71] A. Somaini, S. David, X. Doligez, A.A. Zakari-Issoufou, A. Bidaud, N. Cappelan, O. Meplan, A. Nuttin, P. Prevot, F. Courtin, B. Leniau, B. Mouginot, and N. Thiolliere. The Impact of Reactor Model

- Simplification for Fuel Evolution : A Bias Quantification for Fuel Cycle Dynamic Simulations. In *2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2016)*, pages 1045–1053, San Francisco, United States, April 2016.
- [72] T. Courau. *Theorie des perturbations*. PhD thesis, Université , Montréal, 2002.
 - [73] T. Takeda and T. Umano. Burnup sensitivity analysis in a fast breeder reactor—part i : Sensitivity calculation method with generalized perturbation theory. *Nuc. Sci. Eng.*, 91(1) :1–10, 1985.
 - [74] Guillaume Truchet, Pierre Leconte, Alain Santamarina, Emeric Brun, Frédéric Damian, and Andrea Zoa. Computing adjoint-weighted kinetics parameters in tripoli-4® by the iterated fission probability method. *Annals of Nuclear Energy*, 85 :17 – 26, 2015.
 - [75] Claire Vaglio-Gaudard. *Validation de données nucléaires du fer pour le calcul neutronique des réacteurs nucléaires*. PhD thesis, Université Grenoble Alpes, 2010.
 - [76] Olivier Vidal, Bruno Goffe, and Nicholas Arndt. Metals for a low-carbon society. *Nature Geosci*, 6(11) :894–896, 11 2013.
 - [77] M.L. Williams. Development of depletion perturbation theory for coupled neutron/nuclide fields. *Nuc. Sci. Eng.*, 70(1) :20–36, 1979.
 - [78] J.N. Wilson, A. Bidaud, N. Capellan, R. Chambon, S. David, P. Guillemain, E. Ivanov, A. Nuttin, and O. Meplan. Economy of uranium resources in a three-component reactor fleet with mixed thorium/uranium fuel cycles. *Annals of Nuclear Energy*, 36(3) :404 – 408, 2009. {PHYSOR} 2008.
 - [79] A.-A. Zakari, A. Bidaud, Patrick Criqui, S. David, M. Pagel, Philippe Menanteau, and Silvana Mima. Interdisciplinary prospective analysis of nuclear power technological transition. In *2011 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2011)*, pages 2618–2625, Nice, France, May 2011. Proc. on CD Rom paper 11260.
 - [80] A.-A. Zakari-Issoufou, Xavier Doligez, Alice Somaini, Quentin Hoarau, Sylvain David, Sandra Bouneau, Fanny Courtin, Baptiste Lemiau, Nicolas Thiollière, Baptiste Mouginot, Adrien Bidaud, Nicolas Capellan, Olivier Meplan, Alexis Nuttin, and Robert Sogbadji. Americium mono-recycling in pwr : A step towards transmutation. *Annals of Nuclear Energy*, 102 :220 – 230, 2017.
 - [81] Gasper Zerovnik. *Use of covariance matrices for estimating uncertainties in reactor calculations*. PhD thesis, Université de Ljubljana, Slovénie, 2012.
 - [82] Tiejun Zu, Chao Yang, Liangzhi Cao, and Hongchun Wu. Nuclear data uncertainty propagation analysis for depletion calculation in pwr and fr pin-cells. *Annals of Nuclear Energy*, 94 :399 – 408, 2016.