

INSTITUT DE RECHERCHE TECHNOLOGIQUE  
ET DE DEVELOPPEMENT INDUSTRIEL

FR 8303527

DEDR/DEMT/SERMA-DIR/83-88 PR/CD

Division d'Etude et de Développement des Réacteurs

19.09.1983

Département des Etudes Mécaniques et Thermiques

SERVICE D'ETUDES DES REACTEURS

et de

MATHEMATIQUES APPLIQUEES

CEA.CONF. 6818

LES CALCULS DE NEUTRONIQUE

---

P. REUSS

49. Meeting of the french working group on dosimetry  
Grenoble (France) 21-22 Sep 1983  
CEA-CONF--6818

## INTRODUCTION

Les calculs de neutronique interviennent dans des situations extrêmement variées :

- réacteurs électrogènes,
- expériences de physique des réacteurs,
- installations pour les études de sûreté,
- réacteurs d'irradiation et réacteurs pour faisceaux sortis,
- autres réacteurs et problèmes variés de propagation de neutrons, chaque rubrique pouvant elle-même se subdiviser en "filières".

Ces calculs, complexes, nécessitent l'emploi de puissants ordinateurs. Si dans les débuts de la neutronique les codes étaient assez spécifiques à l'application considérée, ils tendent maintenant de plus en plus à s'unifier. C'est ainsi, par exemple, que les mêmes codes sont mis en oeuvre pour calculer les réacteurs à eau pressurisée qu'exploite EdF, les réacteurs de la Division d'Exploitation des Réacteurs Prototypes et Expérimentaux tel Osiris et les dispositifs d'irradiation associés [1]. C'est dire que les considérations faites ci-dessous dépassent le cadre d'un séminaire de dosimétrie.

## PRINCIPE GENERAL DU CALCUL

Une population neutronique évoluant dans un système est régie par une équation bien connue, l'équation de Boltzmann (ou équation du transport). Malheureusement cette équation est complexe et, concrètement, on ne la résoud généralement pas pour le système complet (d'ailleurs, vu les précisions recherchées, ce serait un "lux" inutile). On utilise plutôt un modèle simplifié, le plus souvent un système multigroupe d'équations de la diffusion :

- le spectre est discrétisé de façon très lâche en un petit nombre de groupes (2 ou 4 pour un réacteur à neutrons thermiques) ;
- le système est représenté de façon partiellement homogénéisée (par exemple, homogénéisation du combustible et du modérateur sur une certaine zone d'espace) ;
- le transport des neutrons est approximé par une simple loi de Fick.

Ce modèle s'avère licite dans la mesure où le choix des paramètres qu'il contient est bien fait. Cela introduit la notion d'équivalence : pour chaque motif élémentaire du réacteur (par exemple pour chaque type d'assemblage d'un réacteur à eau) on fait un calcul précis en résolvant l'équation du transport et on définit les paramètres multigroupes de façon que le modèle simplifié, appliqué à ce motif, donne les résultats exacts.

On voit donc que le calcul neutronique est fait en deux étapes :

- A - Calcul exact des différents motifs élémentaires permettant d'obtenir par équivalence les paramètres multigroupes.
- B - Calcul du réacteur complet dans le modèle multigroupe.

Pour les réacteurs à neutrons thermiques le calcul A est réalisé par le code APOLLO. Nous donnons quelques détails ci-dessous.

Différents codes permettent de résoudre le problème multigroupe. Par exemple DIANE (géométries à deux dimensions, méthode des différences finies)<sup>(\*)</sup> ou TRIDENT (traitement des trois dimensions d'espace par la méthode des éléments finis).

### LE CODE APOLLO

APOLLO [2] résout l'équation du transport écrite sous sa forme intégrale. Les principales caractéristiques en sont les suivantes.

a - Le spectre est représenté par une très fine discrétisation multigroupe. On utilise le plus souvent 99 groupes (52 pour les neutrons épithermiques et 47 pour les neutrons thermiques), découpage pour lequel on dispose d'une bibliothèque très complète de données nucléaires.

---

(\*)

Le code DAIXY cité en [1] résout le même problème que DIANE. Ce dernier, plus récent, est plus performant.

b - La discrétisation de l'espace est définie par l'utilisateur, la seule limitation dans la version actuelle du code étant un maximum de 100 zones homogènes. Puisque l'équation est prise sous sa forme intégrale, le transport est explicité par le biais de probabilités de première collision,  $P_{ij}$ , probabilité qu'un neutron placé dans la zone  $i$  subisse sa première collision dans la zone  $j$ .

Différentes options géométriques sont disponibles pour le calcul des  $P_{ij}$  :

- géométries à une dimension plane, cylindrique ou sphérique : ALCOLL ;
- géométrie à deux dimensions x-y (avec possibilité d'avoir des interfaces en forme de cercle) : MARSYAS ;
- diverses approximations "multicellule" : on distingue dans le motif traité des sous-motifs, appelés "cellules"<sup>(\*)</sup>, et diverses approximations sont faites pour le calcul des  $P_{ij}$  propres à chaque cellule et pour le traitement des courants de neutrons traversant les interfaces : MULTICELL, EURYDICE, NAUSICAA, CALLIOPE ;
- traitement d'une double hétérogénéité (hétérogénéité fine dans les zones homogénéisées).

c - Le traitement spectral, bien que détaillé, ne l'est pas suffisamment pour bien représenter les nombreuses résonances des noyaux lourds, par exemple celles de l'uranium 238. Cela oblige à prendre, dans chaque groupe, non pas la moyenne simple des sections efficaces, mais des sections multigroupes. Ces dernières sont calculées par équivalence de façon que les taux de réaction par groupe, par noyau et par type de réaction soient respectés.

d - Le code APOLLO ne permet pas, à proprement parler, de faire des calculs de cinétique. Il peut, par contre, traiter l'évolution des noyaux lourds, des poisons consommables, etc...

---

(\*)

Exemple typique : le motif traité est un assemblage de réacteur à eau pressurisée ; chaque crayon et le modérateur associé constitue une cellule.

e - Au niveau des sorties on peut éditer n'importe quel ensemble de taux de réaction et de moyennes de flux et de sections efficaces, notamment les paramètres du modèle multigroupe qui sera mis en oeuvre à l'étape B du calcul.

Une autre possibilité importante est la création, par APOLLO lui-même, de nouvelles bibliothèques de données nucléaires, condensées en énergie et/ou homogénéisées sur des zones d'espace. Cela permet d'enchaîner des calculs APOLLO lorsque le motif est trop compliqué pour être traité en une seule fois : par exemple, traitement de sous-motifs suivi d'homogénéisations, puis traitement du motif complet dans lequel des zones auront été homogénéisées.

Signalons en passant qu'APOLLO 2 est en cours de développement. Ce code, entièrement réécrit dans le cadre d'une informatique moderne, offrira une beaucoup plus grande souplesse d'emploi et ne souffrira plus des limitations actuelles d'APOLLO.

#### LA QUALIFICATION D'APOLLO

La qualité d'un code ne tient pas qu'à l'analyse numérique, l'informatique et la programmation ; de nombreux tests sont également nécessaires. C'est ainsi qu'un important travail de qualification a été fait pour APOLLO. On peut en distinguer deux aspects :

a - *Le test des hypothèses* simplificatrices faites pour le calcul de transport : la comparaison des résultats obtenus avec les options choisies et avec des options plus précises permet d'apprécier les erreurs et apporte les éléments nécessaires aux utilisateurs pour la recherche du compromis entre coût et précision. On peut aussi comparer APOLLO à TRIPOLI [3] : ce dernier traite les neutrons par la méthode Monte-Carlo et, pratiquement, on peut ne faire aucune simplification, ni au niveau du traitement énergétique, ni au niveau du traitement géométrique.

b - *La qualification physique* c'est-à-dire des données nucléaires : les très nombreuses informations expérimentales qui ont été prises en compte et l'analyse fouillée des écarts entre expériences et calculs [4] permet aujourd'hui d'avoir une très bonne confiance dans les résultats obtenus, au moins dans la gamme des situations où des expériences existent.

## VALIDITE D'APOLLO

En conclusion, peut-on essayer de situer la validité des calculs faits par APOLLO ? La question présente plusieurs aspects.

a - Les erreurs provenant des incertitudes inéluctables sur les données nucléaires sont, pensons-nous aujourd'hui, faibles après l'ensemble des travaux de qualification physique qui ont été menés. Il n'en reste pas moins quelques divergences non négligeables entre les calculs et la réalité (par exemple sur le coefficient de température) : ces travaux méritent d'être poursuivis.

b - Les erreurs dues aux simplifications géométriques (notamment pour les cas souvent compliqués qu'on trouve dans les réacteurs d'irradiation) peuvent, elles, être importantes. Mais des calculs plus précis (et évidemment plus chers) permettent toujours de les estimer.

c - Enfin, il faut s'assurer, pour que la procédure d'équivalence ait un sens, que la situation considérée dans APOLLO pour le motif traité en théorie du transport est suffisamment proche de la situation réelle dans le réacteur ; par exemple, ce motif peut se trouver dans un gradient macroscopique de flux non pris en compte par APOLLO. Pour ce problème le "savoir-faire" du physicien est un élément fondamental. Notons cependant qu'une fois encore, des calculs où la réalité est mieux représentée (par exemple le traitement d'un motif plus grand) permet de se faire une idée des erreurs commises.

La réponse à ces questions débouche sur la notion de "mode d'emploi" ou *procédures recommandées* : options conseillées, mode de discrétisation, etc, en fonction de l'objectif de précision et de coût recherché et surtout du type de problème. C'est ainsi qu'on n'aura certainement pas la même procédure pour un assemblage d'un réacteur à eau pressurisée et pour un dispositif d'irradiation. Un mode d'emploi n'est jamais figé ; au contraire, il faut le revoir à chaque fois qu'un problème nouveau se présente, ce qui suppose un dialogue continu entre l'équipe chargée du développement du code et ses utilisateurs.

On se heurte souvent à des difficultés très concrètes pour élaborer de telles procédures, notamment au niveau des coûts de calcul qui peuvent devenir prohibitifs pour les cas complexes et des limites informatiques : par exemple, on bute très souvent sur la limite à 100 zones d'espace d'APOLLO (cette limite disparaîtra dans APOLLO 2). C'est pourquoi un recours à des *résultats de mesure* est parfois plus aisé qu'un test à partir de calculs de référence. Cela soulève un autre type de problème : comparer des grandeurs comparables ; en particulier, obtenir par le calcul les taux de réaction représentatifs de ceux qu'on mesure. Quelques exemples l'illustreront :

- Quelle est la perturbation apportée par le détecteur ? Doit-on la prendre en compte et, si oui, comment ?
- La méthode utilisée dans APOLLO pour le traitement de l'autoprotection ne permet d'obtenir que la valeur moyennée sur l'espace des taux de réaction dans le domaine des résonances : comment s'affranchir de la structure fine pour comparer aux mesures ?
- Pour un dispositif placé dans le réflecteur, un calcul à source conduit-il à un spectre conforme au spectre réel ?
- Quelle est l'incidence d'un gradient macroscopique de flux ?

On pourrait allonger la liste de ces problèmes méritant chacun une étude particulière. Leur résolution - d'autres communications à cette réunion le montreront - permet, petit à petit, d'accroître ce "savoir-faire" que nous évoquions.

REFERENCES

- [1] A. ALBERMAN, C. MORIN  
Irradiation de grappes à 4 crayons PWR en périphérie d'Osiris.  
(communication à la présente réunion)
- [2] A. BOIVINEAU  
Système NEPTUNE, module APOLLO.  
(Rapport SERMA/SPM n° 435 "DR", 1980)
- [3] J.C. NIMAL et coll.  
Programme de Monte-Carlo polycinétique à trois dimensions TRIPOLI.  
(Note CEA-N-1919, 1976)
- [4] P. REUSS  
The Search of Tendencies.  
(Thermal Reactor Benchmark Calculations, Techniques, Results and  
Applications, BNL, 1982)

