

**CALCULS RAPIDES DE BILANS-MATIERE ET D'ISOTOPIES  
POUR LA STRATEGIE DU CYCLE DU COMBUSTIBLE  
NUCLEAIRE**

*VERY FAST ISOTOPIC AND MASS BALANCE  
CALCULATIONS USED FOR STRATEGIC PLANNING OF  
THE NUCLEAR FUEL CYCLE*

D

Réf  
Ori

Nu

Tit

Auto

Sour  
Scri

Réfé

Nom





*Direction des Etudes  
et Recherches*

*Service Information  
Prospective et Normalisation*

CLAMART Le 12/10/94

*Département Systèmes d'information  
et de documentation*

*Groupe Exploitation  
de la Documentation Automatisée*

1, avenue du Gal de Gaulle  
92141 CLAMART Cedex  
tel : 47 65 56 33

MME GAGNEDIEN G.  
CEA - CE SACLAY

MIST-SBDS-SPRI

91191 GIF SUR YVETTE CEDEX

à l'attention de :

## MEMOIRE TECHNIQUE ELECTRONIQUE

\*\*\*\*\*  
Cette feuille est détachable grâce à la microperforation sur le coté droit.  
\*\*\*\*\*

Référence de la demande : **F488775**  
Origine : **AVIS DE PARUTION NORMES E**

Votre commande :

Numéro du document : **93NB00154**

**Titre : CALCULS RAPIDES DE BILANS-MATIERE ET D'ISOTOPIES POUR LA STRATEGIE DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLEAIRE**

**Auteurs : MARGUET S. D.**

**Source : COLL. NOTES INTERNES DER. PRODUCTION D'ENERGIE (HYDRAULIQUE, THE**  
**Serial :**

**Référence du document : SANS**

**Nombre de pages: 0016**

**Nombre d'exemplaires : 001**

**Support : P**

**EDF**

**Direction des Etudes et Recherches**

**Electricité  
de France**

SERVICE RÉACTEURS NUCLÉAIRES ET ECHANGEURS  
Département Physique des Réacteurs

1993

MARGUET S. D.

**CALCULS RAPIDES DE BILANS-MATIERE ET  
D'ISOTOPIES POUR LA STRATEGIE DU CYCLE  
DU COMBUSTIBLE NUCLEAIRE**

***VERY FAST ISOTOPIC AND MASS BALANCE  
CALCULATIONS USED FOR STRATEGIC  
PLANNING OF THE NUCLEAR FUEL CYCLE***

Pages : 16

93NB00154

Diffusion : J.-M. Lecœuvre  
EDF-DER  
Service IPN. Département SID  
1, avenue du Général-de-Gaulle  
92141 Clamart Cedex

© Copyright EDF 1993

ISSN 1161-0611

## **SYNTHÈSE :**

Du fait de son rôle prépondérant en France au niveau de la production d'énergie d'origine nucléaire, Electricité de France s'investit particulièrement dans le domaine des études de stratégie du cycle du combustible.

Ces études de scénarios qui mixent des problèmes de planification, d'économie mais aussi de physique des réacteurs, nécessitent la connaissance relativement fine du comportement des combustibles sous irradiation.

En effet, le but principal des codes de stratégie est de fournir l'évolution au cours du temps du bilan-matière des principaux actinides intéressant le cycle, dont les actinides mineurs pour les problèmes phares d'aval du cycle.

Etant donné le nombre important de calculs effectués par le code de stratégie lors d'un scénario itératif couvrant une plage d'environ une centaine d'années, il faut donc disposer d'un module de calcul élémentaire du poste "réacteur" mais aussi du poste "fabrication" extrêmement rapide quoique suffisamment précis pour ne pas détériorer les possibilités du code de stratégie.

La Direction des Etudes et Recherches (DER) d'EDF a développé fin 92 une approche très simple et extrêmement rapide du calcul des masses des isotopes transuraniens. Cette approche, qui a conduit à la réalisation du logiciel appelé STRAPONTIN, a augmenté fortement le champ d'application du code de prospective d'EDF/DER TIRELIRE sans détériorer outre mesure le temps de calcul d'un scénario.

Version française page 5.

## **EXECUTIVE SUMMARY :**

Owing to the prevalence in France of nuclear generated electricity, the french utility, EDF focusses much research on fuel cycle strategy. In this context, analysis of scenarios combining problems related to planning and economics, but also reactor physics, necessitate a relatively thorough understanding of fuel response to irradiation. The main purpose of the fuel strategy program codes is to predict mass balance modifications with time for the main actinides involved in the cycle, including the minor actinides associated with the current back end fuel cycle key issues.

Considering the large number of calculations performed by a strategy code in an iterative process covering a range of about a hundred years, it was important to develop basic computation modules for both the " reactor " and " fabrication " items. These had to be high speed routines, but on an accuracy level compatible with the strategy code efficiency.

At the end of 1992, the EDF Research and Development Division (EDF/DER) developed a very simple, extremely fast method of calculating transuranian isotope masses. This approach, which resulted in the STRAPON TIN software, considerably increased the scope of the EDF/DER fuel strategy code TIRELIRE without undue impairment of machine time requirements for a scenario.

Version anglaise page 12.

**CALCULS RAPIDES DE BILANS-MATIERE ET D'ISOTOPIES  
POUR LA STRATEGIE DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLEAIRE**

**S.D. MARGUET**

**Electricité de France/Direction des Etudes et Recherches  
1 avenue du Général de Gaulle**

**B.P. 408 92141 CLAMART FRANCE**

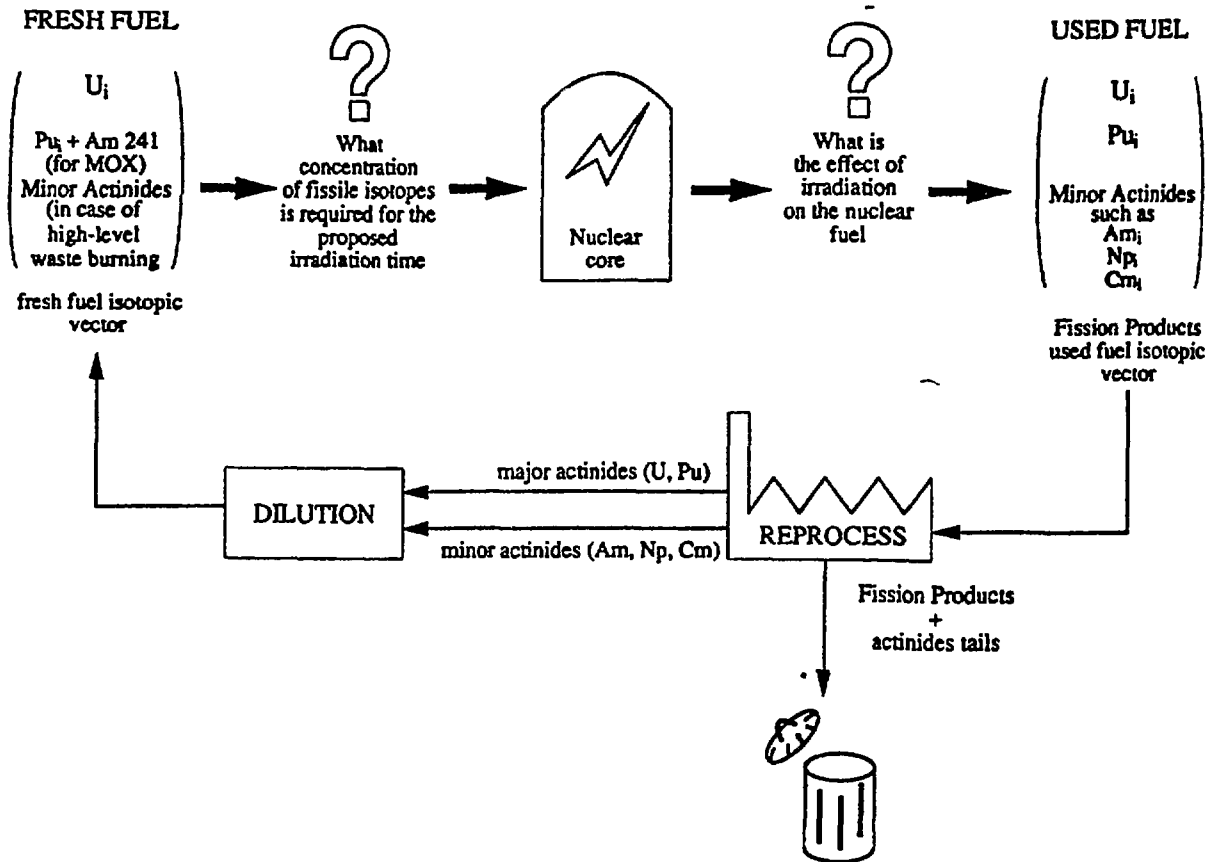
**33 1 47 65 40 08**

**I HISTORIQUE DE LA MODELISATION DE LA PHYSIQUE DES  
REACTEURS POUR LA STRATEGIE DU COMBUSTIBLE A EDF**

Au cours d'une étude de scénario d'utilisation d'un combustible nucléaire se posent deux questions fondamentales (Fig. 1) :

- Quel est l'effet de l'irradiation en réacteur sur les compositions isotopiques des principaux actinides ?
- Quelle est la teneur en isotopes fissiles à charger dans le réacteur pour tenir une longueur spécifiée de campagne de production d'énergie ?

Fig. 1 : Synoptic of the fuel cycle problems in strategy



Pour répondre à ces deux questions, EDF/DER a développé à la fin des années 80 une méthodologie basée sur une approche statistique qui conduit à :

- calculer une fois pour toute une matrice de transfert fournissant les masses déchargées des isotopes  $U_{235}$ ,  $U_{236}$ ,  $U_{238}$ ,  $Pu_{238}$ ,  $Pu_{239}$ ,  $Pu_{240}$ ,  $Pu_{241}$ ,  $Pu_{242}$  et  $Am_{241}$  en fonction des masses chargées de ces mêmes isotopes :

$$\begin{pmatrix} U_i \\ Pu_i \\ Am_{241} \end{pmatrix}_{\text{discharged fuel}} = (\alpha_{ij}) \begin{pmatrix} U_j \\ Pu_j \\ Am_{241} \end{pmatrix}_{\text{fresh fuel}}$$

- établir une formule dite d'"équivalence" fournissant la teneur en Plutonium total en fonction de la composition isotopique du Plutonium disponible dans le cas des combustibles à oxyde mixte Uranium-Plutonium (MOX) et de la longueur de campagne visée. Ceci résout le problème du poste "fabrication".

La méthode matricielle présente un certain nombre d'inconvénients majeurs, à savoir :

- elle ne fournit pas les masses des actinides mineurs particulièrement mis en avant dans le cas des études portant sur l'aval du cycle et l'incinération,
- sa précision n'excède pas 2% sur l'Uranium, 5% sur le Plutonium et même jusqu'à 10% sur l'Américium 241,

- sa plage d'application est réduite car peu éloignée du Plutonium de référence disponible actuellement après retraitement d'un oxyde d'Uranium à 3,25% en U<sub>235</sub>, irradié jusqu'à 33 GWj/t, refroidi 3 ans et vieilli 2 ans<sup>a</sup> :
- le combustible frais ne peut, par définition, contenir d'autres isotopes que ceux cités (ce qui élimine l'incinération des actinides mineurs !),
- et enfin, on ne peut prendre en compte aucune modification de gestion du combustible sans changer de matrice, ce qui est très lourd à gérer étant donné le nombre croissant de possibilités de gestion dans un parc nucléaire.

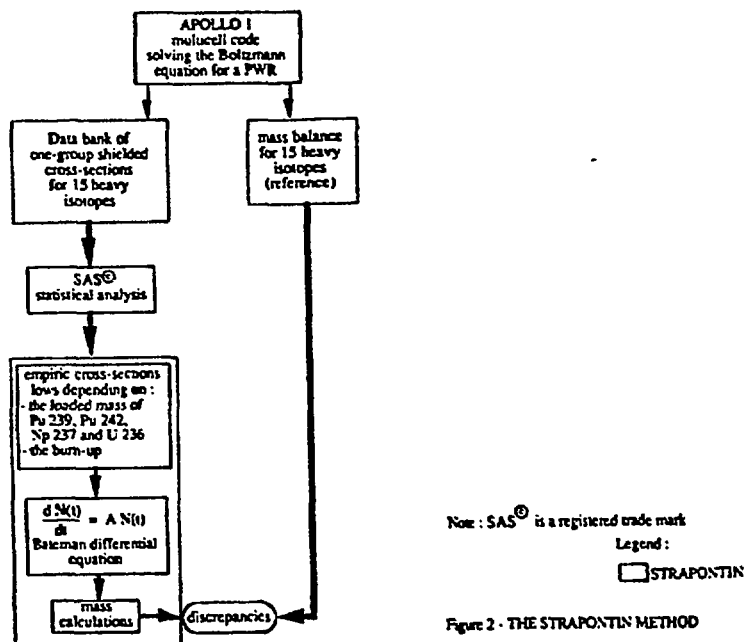
## II L'APPROCHE "STRAPONTIN" OU COMMENT CALCULER PRECISEMENT ET LE PLUS RAPIDEMENT POSSIBLE L'ISOTOPIE D'UN COMBUSTIBLE IRRADIE

Pour résoudre l'ensemble des problèmes évoqués, EDF/DER a développé fin 92 une méthode originale de calcul de l'isotopie basée sur :

- une formulation semi-empirique des sections efficaces microscopiques autoprotégées d'absorption et de fission condensée à un groupe d'énergie. Cette formulation est obtenue par une analyse statistique de ces sections calculées par le code de cellule français APOLLO 1<sup>2</sup> utilisé comme référence à EDF dans le schéma officiel du calcul des recharges,
- une résolution numérique optimisée de l'équation différentielle de Bateman régissant l'évolution des noyaux lourds :

$$\frac{dN(t)}{dt} = A \cdot N(t)$$

Cette approche (Fig. 2) s'est concrétisée par l'écriture du logiciel STRAPONTIN (STRatégie avec APOLlo pour la Neutronique et le Traitement des Installations Nucléaires).



<sup>a</sup> soit vecteur isotopique correspondant à :

Pu<sub>238</sub> : 1,83 %, Pu<sub>239</sub> : 57,93 %, Pu<sub>240</sub> : 22,50 %, Pu<sub>241</sub> : 11,06 % Pu<sub>242</sub> : 5,60 %, Am<sub>241</sub> : 1,08 %



## A. Calcul des sections efficaces

Le calcul des lois de sections efficaces à un groupe d'énergie est réalisé en deux étapes :

- tout d'abord, on construit une base de données de sections par un ensemble de calcul APOLLO 1 et ce pour une large plage de combustibles, à savoir :

- \* les oxydes d'Uranium enrichi (UOX),
- \* les oxydes mixtes (MOX) sur support à l'Uranium appauvri, naturel voir même enrichi,
- \* les oxydes à l'Uranium de Retraitement (URT),
- \* les oxydes comportant initialement des actinides mineurs (tout particulièrement le Np237 qui pose d'importants problèmes de radiotoxicité),

- une seconde passe consiste à établir des lois empiriques interpolant la base de données. Ces lois vont fournir la variation des sections efficaces des actinides en fonction des paramètres pilotant le problème, soient :

- \* le taux de combustion,
- \* la teneur en Plutonium total,
- \* l'enrichissement en Uranium de support,
- \* la composition isotopique du Plutonium et des actinides mineurs chargés.

La précision des lois de sections est de l'ordre de 5% dans toutes les situations rencontrées (Tableaux 1a et 1b)

UOX	Absorption cross-section in barns	Disc. in %	Fission cross-section in barns	Disc. in %
U234	18	± 0.3	-	-
U235	40 < $\sigma$ < 80	± 1	35 < $\sigma$ < 65	± 1
U236	9	± 0.5	0.3	± 1
U238	1	± 0.4	0.1	± 0.2
Np237	30 < $\sigma$ < 40	± 0.8	-	-
Pu238	25 < $\sigma$ < 50	± 1.5	-	-
Pu239	140 < $\sigma$ < 250	± 2	90 < $\sigma$ < 160	± 1.5
Pu240	100 < $\sigma$ < 250	± 2	0.5	± 0.5
Pu241	88 < $\sigma$ < 160	± 1.2	88 < $\sigma$ < 160	± 1.1
Pu242	25	± 2	0.5	± 0.4
Am241	105 < $\sigma$ < 160	± 1.5	1.4	± 0.8
Am242	600 < $\sigma$ < 1200	± 1.5	500 < $\sigma$ < 1000	± 1.5
Am243	38 < $\sigma$ < 45	± 0.6	0.4	± 0.4
Cm242	8.5	± 0.015	-	-
Cm244	17	± 0.8	1.6	± 1.1

MOX	Absorption cross-section in barns	Disc. in %	Fission cross-section in barns	Disc. in %
U234	-	-	-	-
U235	14 < $\sigma$ < 30	± 3	12 < $\sigma$ < 24	± 3
U236	9	± 1.7	0.3	± 0.6
U238	0.9	± 0.6	0.1	± 1
Np237	17 < $\sigma$ < 27	+2, -12	-	-
Pu238	8 < $\sigma$ < 19	± 3.5	-	-
Pu239	26 < $\sigma$ < 76	± 7	16 < $\sigma$ < 50	± 7
Pu240	22 < $\sigma$ < 64	+9, -1	0.6	± 0.8
Pu241	30 < $\sigma$ < 76	+6, -5	24 < $\sigma$ < 56	+6, -5
Pu242	15 < $\sigma$ < 25	+9, -3	0.5	± 1.1
Am241	36 < $\sigma$ < 72	+6, -3	1	+2, -1
Am242	110 < $\sigma$ < 380	± 5	100 < $\sigma$ < 310	± 5
Am243	24 < $\sigma$ < 38	+5, -2	0.4	+2, -1.6
Cm242	8.4	± 0.15	-	-
Cm244	14 < $\sigma$ < 18	+2, -3	1.7	± 1

## B. Résolution des équations d'évolution des isotopes .

Deux modèles numériques coexistent dans STRAPONTIN :

- la méthode classique de l'exponentielle de matrice :

$$N(t) = e^{At} N(0)$$

où  $N(t)$  est le vecteur isotopique des actinides,

- la méthode de Runge-Kutta (4.4) avec automatisation du calcul du pas de temps en fonction de l'erreur maximale autorisée.

C'est cette dernière méthode, extrêmement rapide et particulièrement optimisée informatiquement, qui est utilisée lors du couplage avec le code de prospective TIRELIRE.

## III PLAGE D'APPLICATION ET PERFORMANCE DE STRAPONTIN

La plage d'application du code dépend directement de la gamme de combustibles retenus pour le calcul de la base de données de section efficaces.

### A. Critères sur les combustibles calculables par STRAPONTIN

Le formalisme de STRAPONTIN couvre les besoins actuels en matière de combustibles, en effet :

- la plage de taux de combustion couverte est de 0 à 64 GWj/t,
- dans le cas d'un UOX ou d'un URT, l'enrichissement en  $U_{235}$  doit être inférieur à 6% et celui de  $U_{236}$  inférieur à 3,2%,
- dans le cas d'un MOX, la teneur en Plutonium total doit être comprise entre 2% et 11% et l'enrichissement en  $U_{235}$  du support doit être inférieur à 4% (de l'Uranium total),
- enfin, la concentration en  $Np_{237}$  initialement présente doit être inférieure à 2% de la masse totale de l'assemblage.

Il est important de noter que cette plage permet de traiter de nombreux combustibles même "exotiques" qu'on peut rencontrer dans certains scénarios par STRAPONTIN.

### B. Précision sur les masses des actinides

Le tableau 2 présente une comparaison portant sur quatre combustibles types irradiés à 35 GWj/t, à savoir :

- un UOX à 3,25% d' $U_{235}$  (il s'agit du combustible standard d'un coeur à l'Uranium en gestion 1/3),
- un MOX à 5,30% de Pu sur support d'Uranium appauvri, le Pu provient de l'UOX précédent refroidi 3 ans, retraité puis vieilli 2 ans,
- un URT à 3,55% d' $U_{235}$  et 1,15% d' $U_{236}$  globalement équivalent en longueur de campagne à l'UOX de référence (3,25 %),
- un MOX à 8,7% en Pu dégradé (issu d'un 3<sup>ème</sup> tour de multirecyclage<sup>b</sup>) sur support d'Uranium appauvri.

<sup>b</sup>  $Pu_{238}$  : 3,09 %,  $Pu_{239}$  : 42,06 %,  $Pu_{240}$  : 28,39 %,  $Pu_{241}$  : 14,52 %,  $Pu_{242}$  : 10,47 %  $Am_{241}$  : 1,47 %

ISOTOPES	L'OX 3,25%			URT 3,55%			MOX 5,30%			MOX Bad Plutonium 6,70%		
	Mass STRAPONTIN in KG	Mass APOLLO in KG	Disc. in %	Mass STRAPONTIN in KG	Mass APOLLO in KG	Disc. in %	Mass STRAPONTIN in KG	Mass APOLLO in KG	Disc. in %	Mass STRAPONTIN in KG	Mass APOLLO in KG	Disc. in %
U234	0,086	0,086	0,47	0,272	0,274	-0,96						
U235	3,825	3,822	0,08	4,679	4,702	-0,49	0,495	0,496	-0,14	0,570	0,568	0,42
U236	1,833	1,840	-0,38	6,681	6,704	-0,34	0,102	0,101	1,32	0,087	0,087	0,12
U238	433,870	433,864	0,0	427,477	427,333	0,03	424,515	424,519	0,0	409,799	409,647	0,04
Np237	0,278	0,278	-0,14	0,647	0,660	-1,89	0,099	0,098	0,41	0,095	0,096	-0,55
Pu238	0,094	0,095	-0,80	0,244	0,250	-2,40	0,329	0,329	0,06	0,949	0,948	0,05
Pu239	2,658	2,673	-0,56	2,710	2,790	-2,89	7,658	7,649	0,12	11,788	11,468	2,79
Pu240	1,078	1,064	1,30	1,044	1,033	1,11	5,136	5,131	0,10	9,150	9,238	-0,95
Pu241	0,679	0,675	0,53	0,666	0,672	-0,99	3,359	3,360	-0,03	5,656	5,881	-3,83
Pu242	0,287	0,283	1,34	0,257	0,253	1,51	1,892	1,904	-0,63	4,208	4,287	-1,85
Am241	0,017	0,017	0,54	0,017	0,017	-1,26	0,236	0,236	0,05	0,568	0,575	-1,26
Am242	0,000	0,000	NS	0,000	0,000	NS	0,007	0,005	NS	0,021	0,014	NS
Am243	0,051	0,050	1,23	0,044	0,043	0,88	0,622	0,623	-0,22	1,206	1,238	-2,56
Cm242	0,007	0,007	NS	0,006	0,006	NS	0,077	0,077	-0,13	0,129	0,135	-4,31
Cm244	0,013	0,012	5,32	0,011	0,010	5,43	0,256	0,245	4,40	0,404	0,410	-1,59
Pu238B*	0,006	0,006	NS	0,005	0,005	NS	0,181	0,181	0,01	0,326	0,338	-3,56
Pu240B*	0,000	0,000	NS	0,000	0,000	NS	0,009	0,006	NS	0,014	0,012	NS

N.S. : No significant discrepancy

\* Note : APOLLO makes a difference between the initial Pu238 and Pu240 in the fresh fuel and the ones created by a decay of the Cm 242 and Cm 244. We did the same with STRAPONTIN for comparison.

Table 2 - Discrepancies (in %) on mass (in kg) between STRAPONTIN and the APOLLO reference code

On note que les écarts, de l'ordre de quelques %, sont totalement compatibles avec la précision réclamée par les scénarios de stratégie dont le but est de fournir l'état des stocks de combustibles et de leurs isotopies.

### C. Performance en temps calcul

L'objectif essentiel de STRAPONTIN est d'allier précision à rapidité. Cet objectif est atteint puisqu'un calcul standard d'une irradiation de 35 GWj/t est réalisé en 0,225 s sur station de travail SUN soit, pour un scénario sur une centaine d'années de multirecyclage du Plutonium comportant 108 appels à STRAPONTIN, un surcoût de calcul de 24,36 s soit 30% du temps total du scénario (le temps calcul de la méthode par la matrice de bilan-matière étant lui pratiquement négligeable, soit 0,1 s pour le total des 108 calculs).

Ce surcoût reste un prix raisonnable à payer au vu de l'augmentation considérable des possibilités de traitement et de précision sur les combustibles irradiés par STRAPONTIN par rapport à l'ancienne méthode rigide de la matrice de bilan-matière.

## IV PERSPECTIVES

La bonne qualité des résultats obtenus nous permet d'envisager de nombreuses perspectives dans l'amélioration puis l'utilisation de STRAPONTIN.

### A. Amélioration des traitements physiques

Un certain nombre de développements au niveau de la physique du code sont d'ores et déjà prévus :

- tout d'abord, le recalcul des lois de sections efficaces à partir de sections efficaces multigroupes plus récentes, dans un premier temps en utilisant la bibliothèque de sections dite "CEA 86.1" puis à partir de la toute nouvelle "CEA93" basée sur la bibliothèque de données nucléaires de base JEF2,

- ensuite, le calcul des noyaux lourds présents sous forme de traces dans les déchets tels que le Pu<sub>236</sub>, l'U<sub>232</sub> ou le Pa<sub>233</sub> qui posent des problèmes de radioprotection,
- enfin, la prise en compte du rapport de modération au niveau des lois de sections efficaces. Ceci permettra de calculer des réacteurs avancés à eau légère sur ou sous-modérés.

## **B. Utilisation future de STRAPONTIN**

Nous envisageons d'utiliser le produit final :

- pour l'ensemble des études de prospective sur l'aval du cycle et l'incinération,
- comme module de calcul du poste "réacteur" dans les autres codes de stratégie de gestion du combustible d'EDF.

## **V CONCLUSION**

Le logiciel STRAPONTIN est un outil industriel de calcul des masses des principaux actinides contenus dans le combustible irradié dans un FWR à la fois extrêmement rapide et précis.

Tout le savoir-faire de notre modèle réside dans des lois empiriques de sections efficaces particulièrement ajustées et une résolution numérique optimisée.

STRAPONTIN permet de traiter des combustibles aussi variés que :

- des Uraniums naturels enrichis,
- des Uraniums de Retraitement enrichis,
- des Combustibles à oxyde mixte UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub> de compositions isotopiques très variées sur des supports d'Uranium peu ou fortement enrichi,
- des combustibles identiques incinérant des actinides mineurs.

Ces caractéristiques en font un module de base puissant pour le traitement du poste "réacteur" dans les codes de stratégie d'utilisation du combustible nucléaire.

1. J. VERGNES,  
"Plutonium utilization in different reactor types, in France"  
in Annual Meeting ANS 1989  
Atlanta
2. A. KAVENOKY, "APOLLO :  
a general code for Transport Slowing - Down and Thermalization Calculations in Heterogeneous Media"  
"Proc. Natl. Topl. Mtg Mathematical Models and Computation Techniques for Analysis of Nuclear Systems, Ann Arbor, Michigan, April 9-11 1973
3. A. SANTAMARINA, H. TELLIER  
"The French 'CEA 86' Multigroup cross-section library and its integral qualification"  
Proc. Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, Mito 1988 ;  
JAERI 1988 ; p47

**VERY FAST ISOTOPIC AND MASS BALANCE CALCULATIONS  
USED FOR STRATEGIC PLANNING OF THE NUCLEAR FUEL CYCLE**

Serge D. Marguet  
Electricité de France/Direction des Etudes et Recherches  
1, avenue du Général de Gaulle  
B.P. 408, 92141 CLAMART FRANCE  
Tel. 33 1 47 65 40 08

**1 BACKGROUND ON FUEL STRATEGY REACTOR PHYSICS MODELLING AT EDF**

The elaboration of a nuclear fuel utilization scenario raises two basic questions (Fig. 1):

- how will irradiation in the reactor affect the isotopic composition of the main actinides ?
- what proportion of fissile isotopes would be required in the core load to sustain an energy production duty cycle of specified length ?

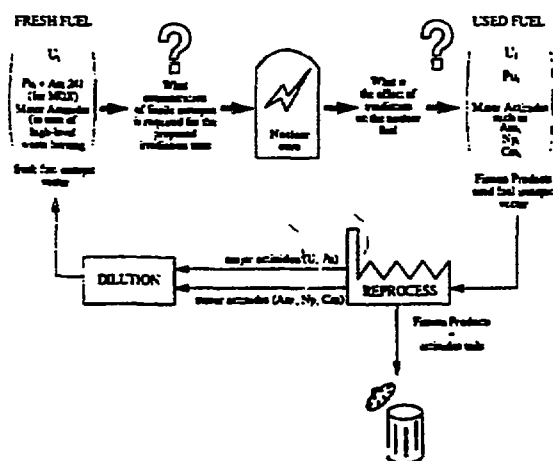


Figure 1 - Mimic diagram of fuel cycle strategy problems

With a view to finding answers to these two questions, EDF/DER developed towards the end of the eighties a methodology based on a statistical approach involving :

- calculating once and for all a transfer matrix giving the unloading mass/loading mass ratio for isotopes U235, U236, U238, Pu238, Pu239, Pu240, Pu241, Pu242 and Am241 :

$$\begin{pmatrix} U_i \\ Pu_j \\ Am\ 241 \end{pmatrix}_{\text{discharged fuel}} = (\alpha_{ij}) \begin{pmatrix} U_j \\ Pu_j \\ Am\ 241 \end{pmatrix}_{\text{fresh fuel}}$$

- determining an "equivalence" formula giving the total plutonium content versus the isotopic composition of available plutonium in the case of uranium-plutonium mixed oxide fuels (MOX) and the intended duty cycle length. This will solve the "fabrication" aspects of the problem.

However, matrix methods imply a certain number of major drawbacks :

- they do not indicate the masses of the minor actinides particularly highlighted in current investigations on back end fuel cycle issues and incineration
- their accuracy does not exceed 2% for uranium, 5% for plutonium and uncertainty can even be as high as 10% for americium 241

- their scope of application is more or less limited to the reference plutonium presently obtained after reprocessing a uranium oxide having a 3.25% U235 content, with a burnup of 33 GWd/t, cooled for 3 years and stored for 2 years after reprocessing<sup>(a)</sup>.
- fresh fuel, by definition, cannot contain other isotopes than those listed, thereby eliminating minor actinide incineration
- finally, no fuel management modifications can be integrated without changing the matrix, which is an extremely penalizing factor in view of the ever-increasing number of fuel management possibilities in a nuclear power plant population.

## 2 THE "STRAPONTIN" METHOD FOR ACCURATE HIGH SPEED ISOTOPIC CALCULATIONS ON SPENT FUEL

In order to solve these different problems, EDF/DER developed at the end of 1992 an original isotopic calculation method based on :

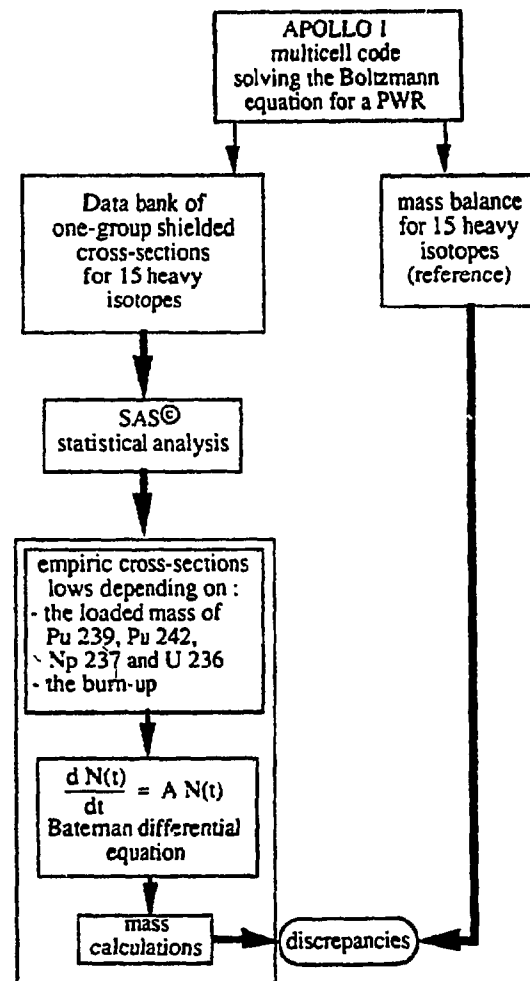
- a semi-empirical formulation of absorber and fission self-shielded microscopic cross sections, condensed to a single energy group. This formulation is obtained by statistical analysis of these cross sections as calculated by the French cell code APOLLO 1<sup>(2)</sup> used as a reference in the EDF official reload calculation scheme
- optimized numerical resolution of the Bateman differential equation governing the isotopic evolution of heavy nuclei :

$$\frac{dN(t)}{dt} = A \cdot N(t)$$

This approach culminated in the writing of the STRAPONTIN<sup>(b)</sup> software (STRategy with APOLLO for Neutronics and for the Treatment of Installed Nuclear plants).

<sup>(a)</sup> i.e. an isotopic vector corresponding to : Pu 238 : 1.83% Pu 239 : 57.93% Pu 240 : 22.50% Pu 241 : 11.06% Pu 242 : 5.60% Am 241 : 1.08%

<sup>(b)</sup> A STRAPONTIN in French is a flap-seat : quick and easy to use



Note : SAS<sup>®</sup> is a registered trade mark

Legend :

□ STRAPONTIN

Figure 2 - THE STRAPONTIN METHOD

### A. Calculating the cross sections

The equations of state for one-group cross sections are calculated in two stages :

- first of all, a cross section database is constructed, using an APOLLO 1 calculation package, covering a wide range of fuels :
  - \* enriched uranium oxides (UOX)
  - \* mixed oxides (MOX) on a depleted, natural or even enriched uranium support
  - \* oxides containing reprocessed uranium (URT)
  - \* oxides initially comprising minor actinides (especially Np 237 which raises serious radiotoxicity problems)

- secondly, the empirical laws interpolating the database are determined. These laws give the actinide cross section variations versus the significant parameters for the problem considered :

- \* burnup
- \* total plutonium content
- \* uranium enrichment of the support
- \* isotopic composition of the plutonium and minor actinides loaded.

The accuracy with which these laws are determined is in the region of 5% for all situations encountered (tables 1a and 1b).

UOX	Absorption cross-section in barns	Disc. in %	Fission cross-section in barns	Disc. in %
U234	18	± 0,3	-	-
U235	40 < $\sigma$ < 80	± 1	35 < $\sigma$ < 65	± 1
U236	9	± 0,5	0,3	± 1
U238	1	± 0,4	0,1	± 0,2
Np237	30 < $\sigma$ < 40	± 0,8	-	-
Pu238	25 < $\sigma$ < 50	± 1,5	-	-
Pu239	140 < $\sigma$ < 250	± 2	90 < $\sigma$ < 160	± 1,5
Pu240	100 < $\sigma$ < 250	± 2	0,5	± 0,5
Pu241	88 < $\sigma$ < 160	± 1,2	88 < $\sigma$ < 160	± 1,1
Pu242	25	± 2	0,5	± 0,4
Am241	105 < $\sigma$ < 160	± 1,5	1,4	± 0,8
Am242	600 < $\sigma$ < 1200	± 1,5	500 < $\sigma$ < 1000	± 1,5
Am243	38 < $\sigma$ < 45	± 0,6	0,4	± 0,4
Cm242	8,5	± 0,015	-	-
Cm244	17	± 0,8	1,6	± 1,1

MOX	Absorption cross-section in barns	Disc. in %	Fission cross-section in barns	Disc. in %
U234	-	-	-	-
U235	14 < $\sigma$ < 30	± 3	12 < $\sigma$ < 24	± 3
U236	9	± 1,7	0,3	± 0,6
U238	0,9	± 0,6	0,1	± 1
Np237	17 < $\sigma$ < 27	+2, -12	-	-
Pu238	8 < $\sigma$ < 19	± 3,5	-	-
Pu239	26 < $\sigma$ < 76	± 7	16 < $\sigma$ < 50	± 7
Pu240	22 < $\sigma$ < 64	+9, -1	0,6	± 0,8
Pu241	30 < $\sigma$ < 76	+6, -5	24 < $\sigma$ < 56	+6, -5
Pu242	15 < $\sigma$ < 25	+9, -3	0,5	± 1,1
Am241	36 < $\sigma$ < 72	+6, -3	1	+2, -1
Am242	110 < $\sigma$ < 380	± 5	100 < $\sigma$ < 310	± 5
Am243	24 < $\sigma$ < 38	+5, -2	0,4	+2, -1,6
Cm242	8,4	± 0,15	-	-
Cm244	14 < $\sigma$ < 18	+2, -3	1,7	± 1

Tables 1a and 1b - Accuracy of the empirical laws

## B. Solving the isotope evolution equations

STRAPONTIN comprises two numerical models :

- the conventional matrix exponential method :

$$N(t) = e^{At} N(0)$$

where  $N(t)$  is the actinide isotopic vector

- the Runge-Kutta method (4.4) with automated time step calculation according to maximum authorized error.

It is the latter method, which is both extremely fast and endowed with exceptional computing efficiency, which is used when STRAPONTIN is coupled with the TIRELIRE prediction code.

## 3 STRAPONTIN SCOPE AND PERFORMANCES

The scope of the code depends on the range of fuels included in the cross section database.

### A. STRAPONTIN COMPATIBILITY CRITERIA

STRAPONTIN is so designed as to cover present fuel requirements :

- the burnup range covered is 0 - 64 GWd/t
- for UOX or URT fuel, U235 enrichment must be below 6% and U236 enrichment below 3.2%
- for MOX fuel, the total plutonium content must be comprised between 2% and 11% and U235 enrichment of the support must be below 4% of the total uranium content
- finally, the initially present Np237 concentration must be below 2% of the total mass of the assembly considered.

It is important to note that a wide range of fuels, even some of the more unusual varieties which can be encountered in certain scenarios, can be dealt with by STRAPONTIN.

### B. ACCURACY ON THE ACTINIDE MASSES

Table 2 shows a comparison between four typical fuels with a 35 GWd/t burnup :

- a 3.25% U235 UOX fuel (standard fuel for a 3-batch uranium core)
- a 5.30% Pu MOX fuel on a depleted uranium support. The Pu comes from the preceding UOX, cooled for 3 years, reprocessed and stored for 2 years
- a URT fuel, comprising 3.55% U235 and 1.15% U236, with an equivalent core cycle length to that of the reference UOX (3.25%)
- a MOX fuel containing 8.7% degraded Pu (from a 3rd multirecycling period)<sup>(c)</sup> on a depleted uranium support.

<sup>(c)</sup> Pu 238 : 3.09% Pu 239 : 42.06% Pu 240 : 28.39%  
Pu 241 : 14.52% Pu 242 : 10.47% Am 241 : 1.47%

ISOTOPES	UCX 3,25%			URT 3,55%			MOX 5,30%			MOX Bad Plutonium 8,70%		
	Mass STRAPONTIN in KG	Mass APOLLO in KG	Disc. in %	Mass STRAPONTIN in KG	Mass APOLLO in KG	Disc. in %	Mass STRAPONTIN in KG	Mass APOLLO in KG	Disc. in %	Mass STRAPONTIN in KG	Mass APOLLO in KG	Disc. in %
U234	0,086	0,086	0,47	0,272	0,272	-0,96						
U235	3,825	3,822	0,08	4,679	4,702	-0,49	0,495	0,496	-0,14	0,570	0,568	0,42
U236	1,833	1,840	-0,38	6,661	6,704	-0,24	0,102	0,101	1,32	0,087	0,087	0,12
U238	433,870	433,864	0,0	427,477	427,333	0,03	424,515	424,519	0,0	409,799	409,647	0,04
Np237	0,278	0,278	-0,14	0,647	0,660	-1,89	0,099	0,098	0,41	0,095	0,096	-0,55
Pu238	0,092	0,095	-0,80	0,244	0,250	-2,40	0,329	0,329	0,06	0,949	0,948	0,05
Pu239	2,658	2,673	-0,56	2,710	2,790	-2,89	7,658	7,649	0,12	11,788	11,468	2,79
Pu240	1,078	1,064	1,30	1,044	1,033	1,11	5,136	5,131	0,10	9,150	9,238	-0,95
Pu241	0,679	0,675	0,53	0,666	0,672	-0,99	3,359	3,360	-0,03	5,656	5,881	-3,83
Pu242	0,287	0,283	1,24	0,257	0,253	1,51	1,892	1,904	-0,63	4,208	4,287	-1,85
Am241	0,017	0,017	0,54	0,017	0,017	-1,26	0,236	0,236	0,05	0,568	0,575	-1,26
Am242	0,000	0,000	NS	0,000	0,000	NS	0,007	0,005	NS	0,021	0,022	NS
Am243	0,051	0,050	1,23	0,044	0,043	0,88	0,622	0,623	-0,22	1,206	1,238	-2,56
Cm242	0,007	0,007	NS	0,006	0,006	NS	0,077	0,077	-0,13	0,129	0,135	-4,31
Cm244	0,013	0,012	5,32	0,011	0,010	5,43	0,256	0,245	4,40	0,404	0,410	-1,59
Pu238B*	0,094	0,006	NS	0,005	0,005	NS	0,181	0,181	0,01	0,326	0,338	-3,56
Pu240B*	0,000	0,000	NS	0,000	0,000	NS	0,009	0,006	NS	0,014	0,012	NS

N.S. : No significant discrepancy

\* Note : APOLLO makes a difference between the initial Pu238 and Pu240 in the fresh fuel and the ones created by a decay of the Cm 242 and Cm 244. We did the same with STRAPONTIN for comparison.

Table 2 - Discrepancies (in %) on mass (in kg) between STRAPONTIN and the APOLLO reference code

It should be borne in mind that discrepancies of a few % are perfectly compatible with the accuracy requirements of these strategy scenarios devised to predict fuel stock evolution trends and estimate the relevant isotopic data.

### C. MACHINE TIME EFFICIENCY

STRAPONTIN's main targets are speed and accuracy. These are achieved, since a standard 35 Gw/t burnup is performed in 0,225 s on a SUN SPARC station IPC, which means that for a scenario covering about a hundred years of plutonium multirecycling comprising 108 STRAPONTIN calls, the extra computation time required will be 24,36 s, i.e. 30% of the total scenario time (the mass balance calculation time by the matrix method being practically negligible, amounting to 0,1 s for the 108 calculations). This additional machine time is a reasonable price to pay, considering the improved scope and accuracy of the STRAPONTIN spent fuel calculations as compared with those of the former, less flexible, mass balance matrix method.

## 4 PROSPECTS

On the basis of the high quality results obtained, a number of improvements are envisaged for STRAPONTIN together with its future use.

### A. EXTENDED NUCLEAR PHYSICS CAPACITY

Provision has already been made for a certain number of developments in the code's nuclear physics capacity :

- first of all, recalculation of the cross section equations of state, based on the more recent multigroup cross sections, using to begin with the "CEA 86-1" cross section library<sup>(3)</sup> and subsequently the just out french "CEA 93" based on the JEF 2 basic nuclear data library
- then, inclusion of the moderator-to-fuel ratio in the cross section equation of state data. This would extend the scope to advanced over- or under-moderated LWR's.

### B. FUTURE USE OF STRAPONTIN

- as an all-purpose prospection tool for back-end fuel cycle and incineration investigations
- as a "reactor" calculation module in the other EDF fuel management and strategy codes.



## 5 CONCLUSION

The STRAPONTIN software is an industrial tool for high speed accurate calculation of the mass balances of the main PWR spent fuel actinides.

The originality of the model stems from the well targetted cross section equations of state and the optimized numerical resolution. STRAPONTIN is designed to deal with fuels as varied as :

- enriched natural uranium
- enriched reprocessed uranium
- mixed oxide (UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub>) fuels, of highly varied isotopic compositions, on slightly or highly enriched uranium supports
- identical fuels incinerating minor actinides.

With these characteristics, it will constitute a powerful basic module for the processing of the "reactor" aspects in nuclear fuel management strategy codes.

## REFERENCES

1. J. VERGNES, "Plutonium utilization in different reactor types in France", Annual Meeting ANS 1989, Atlanta
2. A. KAVENOKY, "APOLLO : a general code for Transport, Slowing-down and Thermalization Calculations in Heterogeneous Media" Proc. Natl. Topl. Mtg., Mathematical Models and Computational Techniques for Analysis of Nuclear Systems, Ann Arbor, Michigan, April 9-11, 1973
3. A. SANTAMARINA, H. TELLIER, "The French "CEA 86" Multigroup cross section library and its integral qualification", Proc. Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, Mito 1988; JAERI 1988, p47