

7
N 241 71-03

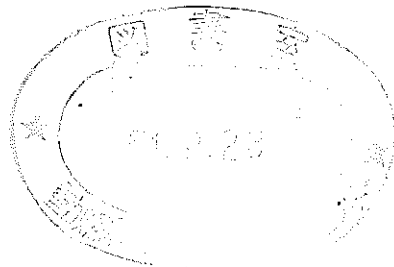
技術資料コード	
開示区分	レポートNo.
	N 241 71-03
この資料は 図書室保存資料です 閲覧には技術資料閲覧票が必要です	
動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター技術管理室	

高速炉設計における積分実験の役割

ROLE COMPLEMENTAIRE DES EXPERIENCES
INTEGRALES PAR RAPPORT AUX MESURES
DIFFERENTIELLES POUR UN PROJET
DE REACTEUR A NEUTRONS RAPIDES

(全 訳)

1971年1月



区分変更	
変更前の区分番号	11
変更年月日	平成13年7月31日

動力炉・核燃料開発事業団

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

ま え が き

高速炉の炉心設計上、一番大きな問題点は、いかにして設計精度を向上させるかにある。誤差の原因として

- ① 計算手法の近似の度合によるもの
- ② 使用データの不確かさによるもの

の二つが上げられる。

①に関しては電子計算機の進歩とともに、より詳細な解析が比較的短い時間でできるようになりつつある。

②の問題については、核物理、炉物理的立場から種々の核データの測定、評価が行なわれている。しかしながら炉心設計の側から直接に要求されるデータはそれらの積分である。

この、核物理、炉物理的研究と炉心設計側からの要求とのGapをうめる相補的役割を果たすものが積分実験であると云えよう。

ここに紹介する論文(J. Y. BARRE と J. BOUCHARD による ROLE COMPLEMENTAIRE DES EXPERIENCES INTEGRALES PAR RAPPORT AUX MESURES DIFFERENTIELLES POUR UN PROJET DE REACTEUR A NEUTRONS RAPIDES) は、高速炉設計のための微分測定に関する積分実験の相補的役割およびその方法について概要を述べたものであり、米国に比較して情報量の乏しいヨーロッパ諸国、特に仏国の高速炉物理研究の動向、その基本的考え方を知る上で恰好の論文である。また今後の臨界実験等を考える上でも大いに参考になるであろう。

1971年1月

高速増殖炉開発本部

小 林 節 雄

金 城 勝 哉

高速炉設計のための微分測定に関する積分実験の相補的役割

— プルトニウム同位元素に関して —

J. Y. BARRE — J. BOUCHARD*

Cadarache 核研究所, FRANCE

炉物理研究者は原子炉の設計に際して二種類の実験による情報源、即ち核定数の微分測定と積分実験の結果を利用することができる。高速炉におけるこれら二つの実験の相補的役割について、一般的解析を紹介する。例としてプルトニウム同位元素の場合を述べる。

主な高速炉パラメータ (K_{eff} , 増殖比) に要求される計算精度には、より高い精度の微分測定に頼ることなしに積分実験によつて満足させることができる。

* FONTENAY aux ROSES 核研究所

目 次

1. 序 論	1
2. 微分測定	2
2.1 必要なデータ	2
2.1.1 エネルギー領域	2
2.1.2 反応の種類	2
2.1.3 必要なデータの種類の種類	3
2.2 核データの不確かさによる原子炉パラメータの変動巾	4
2.3 結 論	6
3. 積分測定	7
3.1 概 要	7
3.2 特定の炉定数に関する実験	7
3.2.1 核分裂元素の捕獲	7
3.2.1.1 反応度係数法	7
3.2.1.2 照射法	8
3.2.2 実効核分裂断面積	10
3.2.3 結 論	13
3.3 積分実験の総合解析	13
3.3.1 概 要	13
3.3.2 高速炉プロジェクトに有効な積分実験	13
3.3.2.1 統計的調整法	13
3.3.2.2 積分実験結果の直接的解析	15
4. 結 論	16

1 序 論

C E A における高速炉物理研究の具体的目的は、ナトリウム冷却高速炉の核特性を最良の精度で予測することである。

この目的を達成するために炉物理研究者は二つの実験手法を駆使している。即ち微分データの測定と臨界実験による積分パラメータの測定である。高速炉計算の見地から、これら二つの測定の相対的役割を解析した。例としてプルトニウム同位元素を対象に取上げた。

第二章では、種々の核データの検討に必要な、微分測定の対象となるべき最も重要な定数が何であるかを示し、これらの核データに含まれている不確かさのために、高速炉設計に要求される精度にはまだ到達できていないことを示した。さらに、取扱い問題の複雑さのために、原子炉の計算には積分パラメータに対するテストが必要になる程度の近似が行なわれている現状にある。

第三章に示すように積分実験の解析では、二種類の実験をその目的に応じて区別した：

i) ある特定の定数に関する実験、即ち

— ERMINE 中の局部信号法、あるいは OSIRIS (ボロンフィルター)；RAPSODIE 中での照射による Pu-239 と U-235 の α 値の測定。

— U-235 に対するプルトニウム同位元素 (Pu-239, Pu-240, Pu-241) の分裂比の測定。

ii) 積分パラメータの系統的解析をめざした実験、

そして、これら炉物理研究の基礎になつている実験の総括的解析に現在用いられている方法を紹介する。

今までに開発された調整方法 (data adjustment) を SNEAK と MASURCA で行なつた最新の実験結果に対してテストした。

統計的調整と独立に、積分実験の直接的な解析を行なう方法の概要を示した。

結論として、積分実験は、より高い精度の微分データを得る必要なしに、高速炉設計の要求精度に到達できることがわかつた。

2 微分測定

微分測定から得られた核データは、原子炉計算の出発点となるものである。高速炉の場合には使用されている全ての同位元素について、各反応の全エネルギー領域にわたる核データの知識が必要である。

2.1 必要なデータ

2.1.1 エネルギー領域

関連するエネルギー領域の限界は、以下に例として示すように(付録1を参照) PHENIX型原子炉⁽¹⁾の二つの炉心領域の中中性子の生成および吸収エネルギーに応じた分布から定義できる。

			生 成	吸 収
炉 心 1 :	$E >$	5 KeV	91 %	85 %
	$E >$	750 eV	99 %	98 %
炉 心 2 :	$E >$	5 KeV	95 %	90 %
	$E >$	750 eV	99.5 %	99 %

しかしかりに中中性子バランスの計算で1 KeV ~ 15 MeV の有効エネルギー領域を理論的に限定できるとしても、以下の理由により1 KeV 以下の重元素の捕獲と分裂実効断面積の知識が必要である。

— 非分離の共鳴吸収範囲内で使用されている自己遮蔽因子の計算のための共鳴パラメータの決定。

— 遮蔽端の出力分布の計算。

— 高いエネルギーで行なつた測定の低エネルギーへの規格化。

2.1.2 反応の種類

中中性子バランス、出力分布および増殖比の計算は、中中性子の発生割合と吸収割合(捕獲と分裂による)の情報、すなわち捕獲と分裂の実効断面積ならびにパラメータの知識に直接に関連している。炉心1の中心(基本モード)における中中性子の発生割合と吸収割合を各構成元素ごとに分解してみると、一般の他の元素と比較してプルトニウムの高次の同位元素(Pu-240の分裂および捕獲, Pu-241の分裂)が中中性子バランスに対して相対的に大きな役割を持つていることを明らかにしている。

	生 成 %	吸 収 %	分 裂 %
U 238	9.8	34.2	5.9
Pu 239	79.2	51.9	41.2
Pu 240	5.1	5.6	2.4
Pu 241	4.9	2.9	2.5
Structures		4.7	
O		0.3	
Na		0.3	
<hr/>			
Total	100	100	

上記の結果は、この型の炉心について、Pu-240は6%、Pu-241は5% K_{eff} に寄与していることを示している。

エネルギーで平均化したこれらの生成、吸収割合を決定するためには中性子束の情報が必要であり、従つて前述の諸データの他に、分裂スペクトルと実効減速断面積を追加する必要がある。炉心1の中で、非弾性乱（主としてU-238）あるいは弾性散乱（主としてOとNa）によつて100 KeV以下に減速される中性子はそれぞれ19%、80%であり、一方分裂したまゝで減速されない中性子は1%である。

中性子バランスを平衡に保つ中性子の洩れの計算を行なうには、減速断面積以外に散乱断面積の知識を必要とする。炉心1における中性子バランスは、

生成：100% 吸収：65.4% 洩れ：34.6%

である。

主要パラメータ（中性子バランス、 K_{eff} 、出力分布、増殖比）の計算に必要な核データ以外に、補足的問題のために、他の核データ、例えば

- 吸収材の実効断面積（制御棒）
- 構造材中でのヘリウムまたは水素の生成の実効断面積。
- 分裂生成物の収率と中性子吸収割合

が必要である。

2.1.3. 必要なデータの種類

前述の全エネルギー範囲について、核データの絶対値を得ることは必要である。

しかしながら微分測定で追求している目的は、必ずしも常に炉物理研究者の要求に正確に対応しているとは云えない。

例えば無限媒質における中性子バランスの計算に、重核種の捕獲と分裂の共鳴を正確に取扱うために、十分に微細なエネルギー群を使用することは困難である。そのために炉物理研究者は、共鳴パラメータから計算した多群の自己遮蔽因子を導入して、平均化した実効断面積を使用して

いる。これらの方法は微分測定の結果が（一般に高分解実験⁽²⁾で実験者等が追求している目的であるが）共鳴パラメータに対するだけでなく、平均実効断面積に対しても高い精度で得られることを前提としている。

このため微分データの分解能が悪くても、平均断面積に対する精度が改善されるように実験条件を選定することが有利である。このようにして計算に使用されたエネルギー群によれば、実効断面積の微少変化に対しても適用できる。

2.2. 核データの不確かさによる原子炉パラメータの変動巾

－ 異なつた実験者によつて測定されている核データ間の差が各実験者から述べられている精度よりも一般に大きいことを示す例は多数ある。これらの評価された核データに含まれる大きな誤差は、高速炉の設計パラメータに大きな影響をもたらしている⁽³⁾

－ プルトニウム同位体の場合、捕獲、分裂断面積および ν の K_{eff} 、内部増殖比（TRI）に対する感度は、炉心2について一般化された摂動法⁽³⁾により計算される。 K_{eff} と内部増殖比におよぼすPu-240（ $\nu J_f, J_c$ ）とPu-241（ νJ_f ）の定数の相対的な影響をTable Iに明らかにした。これらの定数を全エネルギー範囲について1%増加させた時の影響を示してある。

TABLE I

プルトニウム同位元素の各断面積変動（ $\frac{d\sigma}{\sigma} = +1\%$ ）
による K_{eff} および増殖比の感度

		$\frac{dK}{K} (10^{-5} K)$	$\frac{dTRI}{TRI} \%$
Pu 239	capture	- 5.4	- .33
	fission	5.49	.52
	ν	8.03	2.0
Pu 240	capture	- 1.7	+ .09
	fission	4.2	.11
	ν	6.1	.15
Pu 241	capture	- 2	- .01
	fission	3.3	.03
	ν	4.7	.12
Pu 242	capture	.4	-
	fission	.7	
	ν	1.0	

プルトニウム同位元素の重要な定数について、 K_{eff} およびTRIの感度変化をエネルギーの関数としてFig. 1, Fig. 2に示してある。ことにPu-239の(100Kev~2Mevにおける)分裂, および(1Kev~300Kevにおける)捕獲に対する感度が最大であることがわかる。

Table II は一例として任意に選んだものであるが、プルトニウム同位体の諸定数に対する現在の平均的不確かさのおよそその程度が推定できる。

評価されたこれらの不確かさと計算した感度から導かれる積分パラメータの誤差は、1つの同位元素についても、総合的な効果の場合にも高速炉設計に許容される誤差余裕を大きく超えている⁽¹⁾。

ISOTOPE	$\frac{dK}{K} \%$	$\frac{dTRI}{TRI} \%$
Pu ₉	5.9	12
Pu ₄₀	1.2	4.9
Pu ₄₁	0.7	1.4
Pu ₄₂	0.1	0.2
Total	6.1	13.0
許容限界	1	3

上記の許容限度は一連の最適化計算, 殊に燃焼サイクル間の反応度と出力分布の変化に影響の大きい増殖比に関しては妥当な値である。しかしこれは核データの不確かさと計算誤差を考慮したものにすぎない。

K_{eff} に対する不正確さが例えばPu-239の分裂のみによるものと仮定すると、許容限度を守るためにはこの実効断面積について2%以下の精度で微分測定を行わなければならない。

TABLE II

Pu同位元素の各断面積に対する現在の不確かさ

	Capture (α)	Fission	ν
Pu 239	± 30%	± 10%	± 2%
Pu 240	± 50%	± 20%	± 4%
Pu 241	± 100%	± 20%	± 5%
Pu 242	± 200%	± 30%	± 10%

2.3. 結 論

プルトニウム同位元素だけでなく原子炉に用いられている物質全体を考慮すると、核データに含まれている現在の不確かさでは積分パラメータに要求される精度を得ることは困難であり、且つおそらくは決して満足されないであろう（例えばPu-239の分裂断面積）。

その上、これらのデータは原子炉計算にさらに誤差を生ぜずそのままの精度で使用できると仮定されている。しかし核データから計算に使用できるデータへ移行する過程で、追加の誤差が加わる近似を必然的に含んでいる。即ち、

－ 既述の自己遮蔽因子

－ 基礎データのある決められたエネルギー群数に縮約するために（有限媒質の計算のために）、または弾性減速の実効断面積を決めるために必要なエネルギー平均の中性子束。

がそれである。

最後に、計算方法自体にも、例えば中性子の洩れの計算のように近似を含んでいる。

最も簡単な場合である無限媒質における中性子バランスの計算を考えた場合にも、要求される精度に達するためには微分データの精度は全く不十分である。

3 積分測定

3.1 概要

核データの不確かさと、計算に用いた種々の近似による不正確さを解決するためには積分実験が不可欠なものになっている。

確かに、炉物理研究者にとって最終の目的は、核データをより詳しく知ることでなくて、多くの積分パラメータの計算を精度よく行なうことにある。

核データは中間的なパラメータを構成するだけである。

積分測定は、極めて低い分解能の微分測定と考えることができるが、この種の測定結果が原子炉の計算に関与する。

最終的には、設計された原子炉の厳密な模型についてこれらの積分量を正確に測定することにより、問題が解決されると考えられるが、この解決策は空想的なものにすぎない。何故ならこの方法による結果を直接使用できるように完全な模型を作ることはできないからである。

これに反して、我々は容易に計算ができ、調整に使用できる基本的性質を備えた積分実験は可能である。その際の唯一の問題は臨界実験の結果を実際の原子炉へ外挿する問題である。この外挿問題は実験が正しく行なわれたならば最少のリスクで行なうことができる。

この積分実験については二つの主要な方向に区別できる。即ち：

- 特定の炉定数に関する実験
- 積分パラメータの系統的解析のための実験

である。

3.2 特定の炉定数に関する実験

これらの実験は通常の積分実験では直接には測定できない定数のためのものである。この種の実験では積分パラメータの計算値と測定値を直接比較することが可能である。

3.2.1 核分裂元素の捕獲

核分裂元素のパラメータ $\bar{\alpha}$ (σ_c/σ_f) の測定には多くの積分実験技術がある； 例えば

- P.C.T.R.法
- 反応度係数法
- 照射実験

Pu-239, U-235 の $\bar{\alpha}$ を測定するためにC E Aで開発された最新の技術に基づいた二つの独創的な実験が紹介されている⁽⁴⁾。

3.2.1.1 反応度係数法

核分裂性試料の物質反応度係数の測定はパラメータ $\bar{\alpha}$ とこの同位元素の核分裂率との関係を与える。この方法の独創性は、試料の近くに置いた、核分裂生成率に対して感度の高い核分裂計数管を用いた測定法にある。これら二つの測定の較正はカリフォルニウム源によつて行なう。その際パラメータ $\bar{\alpha}$ は同一の核分裂性元素の異なる希釈濃度について測定される。

この方法に比較して、計算項に対する誤差の配分が極めて異なっている他の二つの方法（すなわち在来の硼素法⁽⁵⁾と絶対較正法）によつて得たPu-239とU-235の $\bar{\alpha}$ にみられる一致は系統的誤差がそれほど重要でないことを結論づけている⁽⁴⁾。

実験はERMINE中のウラニウム炉心(U-2)内に置いたグラフアイトブロックの中心で行なわれた。直径の小さい試料については、1 KeV以下の捕獲パーセンテージが大きく(≒60%)、直径の大きい試料については、試料中で擾乱された中性子束の計算が微妙に影響する。これらの欠点をカバーするために選ばれた直径4 mmの試料(Pu-239について1~20 KeVの間で45%の捕獲)について、群定数セットCADARACHE-IIによつて計算した値と測定値とを比較してみるとU-235の $\bar{\alpha}$ については誤差範囲内で一致し、またPu-239の $\bar{\alpha}$ については測定値よりも僅かに計算値が大きいことを示している。

	$\bar{\alpha}$ U 235	$\bar{\alpha}$ Pu 239
Exp. (実験値) :	.35 ± .04	.37 ± .04
Calcul (計算値) :	.347	.414
$\frac{E - C}{E} \%$:	1 ± 11	-10 ± 11

この方法によつて $\bar{\alpha}$ について得た精度はP.C.T.R.法によつて得たものと同じ程度である⁽⁶⁾。

3.2.1.2. 照射法⁽⁴⁾

OSIRIS

1~20 KeVの範囲でPu-239の捕獲の割合が最大となるように作られたOSIRIS中の硼素フィルター内部でのPu-239, U-235およびU-238試料の照射によりPu-239とU-238の捕獲率が測定された。

ゼロ出力OSIRIS型の厳密な模型であるISIS中で、同一照射装置を用いた、Pu-239の核分裂に対するU-238の捕獲のスペクトル指数の測定から $\bar{\alpha}$ パラメータが決定できる：

$$\bar{\alpha}_{Pu9} = \frac{(\mathcal{J}_c^9 \phi_t)}{(\mathcal{J}_c^8 \phi_t)} \times \frac{\mathcal{J}_c^8}{\mathcal{J}_f^9}$$

核分裂効率を関係させないこの技術によつて測定したパラメータ $\bar{\alpha}$ に対する系統的誤差の危険は極めて小さい。何故ならば、これらの測定法は実験炉心で測定したスペクトル指数($\mathcal{J}_c^8 / \mathcal{J}_f^9$)についても、 $\mathcal{J}_c^9 \phi_t$, $\mathcal{J}_c^8 \phi_t$ のマス・スペクトロメータによる測定についても在来のものであるからである。

U-235の核分裂率の測定(U-235の消滅と捕獲率の測定による)ならびに、指数 $\mathcal{J}_f^9 / \mathcal{J}_f^5$ の測定は $\mathcal{J}_f^9 \phi_t$ 従つて $\bar{\alpha}_9$ の決定のための補足的方法をなしている。

U-235の $\bar{\alpha}$ も同様の方法で得られる。

カプセルの中心におけるスペクトル計算に入ってくる誤差はISISで実施した多くの実験テストにより可能な限りおさえられている⁽⁴⁾。

カプセル内部におけるU-235, Pu-239の捕獲率と核分裂率の分布(Fig.8, Fig.9)は、フィルター選択の正しいことを表わしている。

	Capture Pu 239	Capture U 235
1-25 Kev	51 %	48 %
E < 100 ev	1 %	0.7 %

U-235の $\bar{\alpha}$ の測定値(精度 $\pm 6\%$)はCADARACHE-IIを用いて計算した値(Table III)と一致している。Pu-239の $\bar{\alpha}$ の測定値はVersion IIによる計算値よりも $8 \pm 6\%$ 小さい；傾向は反応度係数法によつて得た結果と同じである。

Pu-239の $\bar{\alpha}_0$ の同一スペクトル, 同一核分裂のもとでの(CADARACHE セットによる)計算値と種々の微分測定結果との比較(Fig.3, Fig.4)から1 Kev ~ 20 Kev で前に仮定した低い値(Version I による結果)を最終的に破棄することができた。またGWIN⁽⁷⁾, SOWERBY⁽⁸⁾の測定値が平均10%大きすぎることを示している(Fig.3)(Table III)

この方法を新しく応用して純粋の試料からPu-240, -241の $\bar{\alpha}$ が同様の精度で測定できるであろう。

TABLE III

U-235とPu-239の α 値のOSIRISに於ける
照射法による測定値および他の計算値との比較

	Experience	Calculs	$\frac{E-C}{E}$ en %
$\bar{\alpha}$ Pu 239	.199 \pm .012	Jeu-Cadarache Version 2 : .215	- 8 \pm 6
		Valeurs basses entre 0.1 et 20 Kev : .162	+19 \pm 6
		GWIN entre 0.1 et 20 Kev : .223	- 12 \pm 6
		SOWERBY entre 0.1 et 20 Kev .221	- 11 \pm 6
$\bar{\alpha}$ U 235	.230 \pm .012	Jeu Cadarache Version 2 : .227	1 \pm 5

RAPSODIE

RAPSODIE で用いられている標準燃料 (25% PuO₂-75% UO₂ の 60% 濃縮混合酸化物) の分析により, 生成した U-236 の測定から求められる U-235 の捕獲割合と消滅割合即ちパラメータ $\bar{\alpha}_5$ を $\pm 5\%$ の精度で与えている。CADARACHE-II による計算値との比較から, 25 KeV 以上でこの $\bar{\alpha}_5$ の計算に使用されたデータは僅かに大きすぎることを示している:

	Experience	Calcul	$\frac{E-C}{E}$ en %
U235 =	.190 ± .008	.203	-6.8 ± 4
Pu239 =	.099 ± .007	.108	-9 ± 7

RAPSODIE の炉心中心では, 中性子の 97% が 25 KeV 以上のエネルギーを有している。RAPSODIE の中で照射した純 Pu-239 の試料から得たパラメータ $\bar{\alpha}$ の値は現在 $\pm 7\%$ の精度で測定されている。この結果は, まだ第 1 段階のものとは云え Version II に提案されている 10 KeV 以上の $\bar{\alpha}_9$ の増加の中が大きすぎるとしても 修正の方向としては正しいことを示している (Fig. 4)。事実, Version I をベースにして計算されたパラメータ $\bar{\alpha}_9$ は測定値よりも $10 \pm 7\%$ 小さい。現在行なっている解析でこれらのパラメータ $\bar{\alpha}$ に対する精度を改善できるであろう。

3.2.2. 実効核分裂断面積

U-235 の核分裂率に対する種々のプルトニウム同位元素の核分裂率は最小摂動により, MASURCA と ERMINIE の種々のウラニウムまたはプルトニウム炉心において核分裂計数管 (直径 4 mm) を用いて直接測定したものである。

CEA で研究されている炉心は PHENIX 型原子炉の二つの炉心スペクトルを包括する極めて広い範囲のスペクトルをカバーしている。

計算値と測定値の差異を系統的に解析することにより, 対応する全エネルギー領域について, 使用された実効核分裂断面積をテストできた。

Pu-239 のスペクトル指数はシリーズの全炉心 (10 コの実験) について $\pm 1.5\%$ の精度で測定された。PHENIX の二つの炉心に対応したスペクトル指数について, CADARACHE-II を用いた計算値と測定値との比較により使用炉定数の有効性が確認された (最大偏差はソフトスペクトルに対して -4% にすぎない)。

$\bar{J}_f^9 / \bar{J}_f^5$	Experience	Calcul	$\frac{E-C}{E}$ %
Hard spectrum	1.10 ± .015	1.10	0 ± 1.5
Soft spectrum	.92 ± .014	.96	-4 ± 1.5
Core 1 (Phenix)		.97	
Core 2 (Phenix)		1.02	

Pu-240, Pu-241 これらの測定は現在4コの炉心でしか行なわれていない。しかしながら、これらの炉心で測定された指数は既にPHENIX型の二つの炉心の値を含んでいる。CADARACHE-IIによつて計算した値と測定値との比較はスペクトルがよりhardになる順に炉心A～炉心Dで示してある(Table IV)。

Pu-240のスペクトル指数に対する精度は現在、試料のPu-240の含有量によつて制約されており、これは将来純粋試料を得ることによつて改善されるであろう。しかしながら、現在でもこれらの測定結果はベンチマーク問題に使用されたり、あるいは新しい評価の対象となり⁽¹⁰⁾、(Fig. 6) 実効断面積の有効性を確証するためのテストに用いられている。

Pu-241に対する精度は実用上はPu-241の σ_f の熱的な値に対する精度から来る。測定した指数とCADARACHE-IIによる計算値、あるいは他の評価方法によつて求めた値⁽¹¹⁾、(Fig. 7) との比較から、今後のデータによつてあいまいさのない改善がもたらされることを確信している。

TABLE IV

スペクトル指数 $\frac{\sigma_f \text{ Pu 240}}{\sigma_f \text{ U 235}}, \frac{J_f \text{ Pu 241}}{J_f \text{ U 235}}$

		A	B	C	D	Coeur 1	Coeur 2
$\frac{\sigma_f \text{ Pu 240}}{\sigma_f \text{ U 235}}$	EXPERIENCE	.141±.012	.262±.015	.283±.017	.394±.016		
	CALCUL Jeu Version2	.136	.260	.311	.467	.218	.272
	$\frac{E - C}{E}$ en %	3.5 ± 8	0.8 ± 6	-10 ± 6	-18 ± 4		
$\frac{J_f \text{ Pu 241}}{J_f \text{ U 235}}$	EXPERIENCE	1.39±.03	1.36±.03	1.34±.03	1.36±.03		
	CALCUL Jeu Version2	1.57	1.64	1.63	1.50	1.64	1.63
	$\frac{E - C}{E}$ en %	-13 ± 2.5	-21 ± 2.5	-22 ± 2.5	-10 ± 2.5		
$\frac{J_f \text{ Pu 241}}{J_f \text{ U 235}}$	EXPERIENCE	1.41	1.34	1.35	1.32		
	CALCUL nouvelle évaluation	1.41	1.34	1.35	1.32		
	$\frac{E - C}{E}$ en %	-1.4±2.5	1.4±2.5	-0.8±2.5	- 3 ± 2.5		

3. 2. 3. 結 論

一つの定数に関して行なわれているすべての積分実験に言及したわけではない。これまでに述べた例では、高速炉プロジェクトにとつて最も重要な、プルトニウム同位元素の核データに関する我々の情報を改善するための特別な積分実験（Pu-239, -240の捕獲と核分裂およびPu-241の核分裂に関する）について重要な役割のみを示した。

3. 3. 積分実験の総合解析

3. 3. 1. 概 要

高速炉物理の主要な段階は無限体系での中性子バランスの解析であり、フランス⁽¹²⁾または外国⁽¹³⁾における臨界実験計画は、この解析のために優先的に行なわれている。この中性子バランスは事実、幾何学的形状とはほぼ無関係に特徴づけられるので、精度の高い解析が可能である。即ち、このバランスに関連したパラメータの測定は、それ自身核データの極めて良好なテストになつて

いる。高速増倍系で特徴づけられるパラメータは限られた領域内で変化する。即ち臨界実験は先づこれらの各領域内で最も重要な変化のある原因に対して研究が集中される。MASURCAとSNEAKにおける現在の実験プログラムの主目的は濃縮度の関数として中性子バランス諸パラメータの変化を測定することであり、これは計算方法を調整する基礎となつている。

諸パラメータの中で材料彎曲（±1%の精度で測定）は最も重要なものと考えられる。何故ならば、この量は中性子の生成と吸収の差に比例しており且つ裸の体系の臨界量と容易に関連づけることができるからである。その上、中性子バランスを求める直接の目的以外に、このパラメータを求めるために必要な中間の測定により出力分布と反射体節約の計算のチェックになる。 $J_{0,8} / J_{f,5}$, $J_{f,9} / J_{f,5}$, $J_{f,8} / J_{f,5}$ の各反応率比の測定（平均±1.5%の精度）により中性子バランスのさらに詳細な解析ができる。

C.E.A.において、 $k_{\infty} = 1$ 実験に比べて材料彎曲の測定を優先したのは、既述の利点以外に材料彎曲が高速炉プロジェクトの炉心組成に近い組成（ $k_{\infty} = 1.5$ ）で測定できるのに対して $k_{\infty} = 1$ の実現するには特殊な組成を必要とするためである。しかしながらこれら二種類の測定は相補的なものである。 $k_{\infty} = 1$ 方法は中性子の洩れとは無関係に、生成/吸収の比を測定する。なお、 $k_{\infty} = 1$ 実験プログラムはERMINIEで進行中である。

3. 3. 2. 高速炉プロジェクトに有効な積分実験

3. 3. 2. 1. 統計的調整法

現在、極めて発達しているこれらの方法の目的⁽⁹⁾, ⁽¹⁴⁾は所定の組合わせによつて計算された積分パラメータと、臨界実験で測定された値とが最も良く一致するような実効断面積の（エネルギー）変化カーブを求めることにある。CADARACHE セットのために行なわれたこの手法と結論は既に広く討議されている⁽⁹⁾。

上記の調整結果を考慮して作成されたVersion-IIを用いて、その後得られた実験用炉心についての結果は、積分パラメータの予測精度を改善するためのこの技術が有効であることを示

している。

現在 MASURCA で実験が行なわれている炉心（組成の体積割合が PHENIX のそれに近いブルトニウムまたはウラニウム炉心）についての測定結果と計算値の相対的偏差は次の如くである：

	U-Core	Pu-Core
B^*m	-1 %	-3 %
K_{eff}	+0.5 %	-0.5 %
$\sigma_{F8} / \sigma_{F5}$	+1 %	+6 %
$\bar{\sigma}_{F9} / \bar{\sigma}_{F5}$	-1 %	-2 %

K_{eff} については特によく一致しており Version-II を用いて調整法で予測した代表的偏差は 0.7 % である。

ブルトニウム炉心とウラニウム炉心の $\sigma_{F8} / \sigma_{F5}$ 指数に認められた差（5 %）はこれら二つの元素の核分裂スペクトルの差によつて説明できる（Pu9/U5 の平均分裂エネルギーの測定比 = 1.06 ± 0.02 ⁽¹⁵⁾ である）。CADARACHE セットでも今までの所二つの炉心について同一の分裂スペクトル、即ち U-235 の値（ $E_f = 1.98 \text{ Mev}$ ）を使用している。分裂スペクトルの 6 % の硬化は反応度に対しては僅かしか関係しない（+0.6 % / K_{eff} ）が $\sigma_{F8} / \sigma_{F5}$ 指数を 6 % 増大させる。測定された他の指数に対する影響は極めて僅かである。一方我々が現在所有している積分情報からは、提案されている E_f の絶対値の増大を根拠づけることはできなかった⁽¹⁵⁾。

調整法は原子炉の特性パラメータ予測を総合的に改善することを主な目的としている。

実効断面積について得られた全体的な変更は、原子炉のパラメータの予測精度を改善するために確かに有効である。このことは、高速炉プロジェクトに要求されるパラメータに積分測定を使用する範囲内で正しい。

しかしながら、これらの方法は使用定数を改善するための主な変更の傾向をも決定できる。

CADARACHE-II で選んだ二つの重要な例は、調整法によつて提案された傾向が最近の微分測定による調整の傾向と一致していることを示している。即ち、

すべての核分裂元素についてこのセットで使用しているパラメータは極く最近の測定によつて確認されたカリフォルニウムの低い値に相当している⁽¹⁵⁾。

同様に、このセットで使用している U-238 の捕獲断面積のデータは、MOXON⁽¹⁶⁾ が提案したものに近いが Davy⁽¹⁷⁾ が提案した評価値とは一致していない（Fig. 5）。

これら二つのケースから、微分測定のパラッキは期待した精度に比べて余りにも大きすぎる事がわかる。

実効断面積の数値を変更するために調整で得た修正をそのまま使用するのが主目的なのではない。しかしながら、これらの方法による結果は評価を行なうための重要な補足情報になつている。

このようにしてCADARACHE-IIが実現された。

このセットにさらに新しい調整は実施されていない。現在の目的はPHENIXの二つの炉心またはそれに近い炉心スペクトル（材料彎曲とスペクトル指数）を持つた原子炉を対象として正確な積分測定（体系の誤差をできる限り取除いた）を得ることである。またBARRACA法による計算方法の改善も、新しいパラメータ（例えば核分裂スペクトル）の導入を含めて調整されたデータ間の一致をもたらすであろう。

3.3.2.2. 積分実験結果の直接的解析

ここでは、考え方の原則のみを紹介する。事実、これを適用する実験計画は現在進行中である。

基本的な考え方は、正しい選択によつて数を制限したパラメータを調整するために、従来の方法のように微分データを必然的に介さず積分測定値を直接使用することである。調整は積分実験で測定された最も重要な変化原因に対して行なわれる； その際には、さらに精度の低いデータによる二次的作用を決定するための計算でも信頼を置くことができる。

確かに高速増倍媒質系は制限された部類に属しており、その結果、本質的パラメータを知るために必要な情報量は実際には核データの中に含まれている量よりも極めて少ない。ここで問題とする範囲内では、種々の同位元素の平均実効断面積は実用上唯一のパラメータ（例えばPu-239の分裂の平均実効断面積）によつて特徴づけられているスペクトルに応じて、ほとんど直線的に変化することは容易に示される。この変化はスペクトルの変化原因（濃縮度あるいは格子間隔による）が何であれ、同一である。しきい値における実効断面積のみが例外となつているのが観測された。（指数 $J_f U 238 / J_f Pu 239$ と $J_f Pu 240 / J_f Pu 239$ について。）

現在の実験計画の目的は濃縮度の変化に対応した平均実効断面積の変化を調整することである。このプログラムでは実際に種々の差を測定し、それによつていくつかの体系誤差の原因を除去できる。MASURCAのプルトニウム炉心 $Z_0 - Z_1 - Z_2$ （Pu富化度は25~12%）で、材料彎曲とPu-239の分裂率に対するU-238の捕獲、U-238の分裂、U-235の分裂の各反応率を測定した。またウラニウム炉心について実施した同様の測定によりデータの確証ができた。事実、個々の測定はすべての必要なデータを個別に得るためにはあまり正確なものではない。その上、二次の効果を計算した置換えのコントロールをしなければならない。

これらの実験は現在進行中であるので、上述の解釈による具体的な結果は紹介できない。しかしながらこの解析方法によれば、物理的現象を最もよく解釈できるはずであり、また十分に選定した実験プログラムと組合わせて高速炉設計の主要パラメータ（ K_{eff} 、出力分布、増殖比）に対する精度の改善が期待できる。

4 結 論

微分測定から得た核データは高速炉の計算の出発点である。必要なデータの大部分は微分測定の対象となつている。しかしながら、これらの定数に存在している不確かさ（主として各々の実験の系統的な誤差によるものである）は高速炉の設計または一連の最適化のために主要なパラメータに要求される精度に到達するためにはあまりにも大きすぎる。その上、これらの核データが完全に判つているとしても、これに基づいて計算した積分パラメータのチェックのための実験が必要である。

事実、原子炉の計算の目的は、積分量を予測することである： 即ち、微分データそのものを求めるのが目的ではない。

ある特定の定数に関する積分実験は、微分測定からはよく判らない総合パラメータ（例えば反応度係数、照射法により求めたPu-239 およびU-235 の α 値； プルトニウム同位元素の各核分裂実効断面積）を系統的に解析するために必要な我々のデータ知識を改善する。

統計的調整法、あるいはもつと直接的な方法によつて行なつた、原子炉の物理的基礎となる積分実験の系統的解析のみが、積分パラメータの要求精度に到達することができる。正確な核データを利用できる理想的な場合には、調整においてもつと大きな信頼を得ることができるであろう。しかしいかなる場合にも積分パラメータの確証実験をなくすことはできない。

微分測定は、核データの絶対値のための現実の限度を定め、エネルギーに応じたこれらのデータの相対的变化を与えるのに主として寄与する。高速炉設計のために臨界実験で測定した特性パラメータを実際の対象に外挿するための計算は、最小限度の誤差で行なうことができる。一方、積分パラメータの総合的決定は、臨界実験により、極めて精度の高い微分測定を行なうことなしに、プロジェクトの要求精度に達することができる。

付 録 1

PHENIX の2つの炉心の概要

	Coeur 1	Coeur 2	Pu Composition
Pu 富化度 %	19	27	Pu ₂₄₀ : 20.1
Volume fraction % :			
fuel	37	37	Pu ₂₄₁ : 2.8
coolant	35	35	Pu ₂₄₂ : 0.4
structure	25	25	
void	3	3	

R E F E R E N C E S

- (1) P.P. CLAUZON et al - Some neutronic problems related to PHENIX Paper 2.3. Conference on the physics of fast reactor operation and design
BNES London - (1969) - 222
- (2) A. MICHAUDON et al - Mesure a haute resolution et analyse des sections efficaces de fission du 239 Pu, 241 Pu et 235 U
CN 26/60 Cette conference
- (3) J.Y. BARRE et al - Imprecisions des parametres caracteristiques d'un reacteur rapide de puissance dues aux incertitudes actuelles concernant les donnees neutroniques -
IAEA Symposium KARLSRUHE Proceedings Vol. I
(1967) 205
- (4) J. BOUCHARD et al - Mesures integrales de α pour le 239 Pu et 235 U
- CN 26/96 Cette conference
- (5) J. ADAMSON and al - ZEBRA 6 A dilute Plutonium-fuelled Assembly -
Int. Conf. on Fast critical Experiments and their
Analysis Argonne ANL 7320 - (1966) 216
- (6) C.E. TILL and al - The Argonne National Laboratory critical
experiment programm - Paper 1.3 BNES Conference
LONDON (1969) 40
- (7) R. GWIN and al - Measurements of the neutron fission and absorption
cross sections of 239 Pu over the energy region
0.02 ev to 30 Kev NSE 40 (1970) 306
- (8) - Meeting of specialists on the value of Plutonium α
WINFRITH UK 30 June - 1 July Summary report IAEA/
NPR/5 (1969)
- (9) J.Y. BARRE and al - Lessons drawn from integral experiments on a set
of multigroup cross sections Paper 1.15 BNES
Conference LONDON (1969) 165
- (10) J.P. L'HERITEAU - Examen critique des sections efficaces neutroniques
du 240 Pu
EANDL (E) 126 AL
- (11) S. YIFTAH and al - Nuclear data for 240 Pu, 241 Pu and 242 Pu - IA
1152 December (1967)
- (12) A. MEYER*HEINE
and al - Analysis of experiments perfoermed in MASURCA -
Paper 1.2 BNES Conference LONDON (1969) 25
- (13) A.M. BROOMFIELD
and al - Measurements of k infinity reactions rates and
spectra in ZEBRA Plutonium lattices - Paper 1.1
BNES Conference LONDON (1969) 5
- (14) J.L. ROWLANDS and al - The use of integral measurements to adjust cross
sections and predict reactor properties - Paper
1.16 BNES Conference LONDON (1969) 180

- (15) G.C. HANNA and al - Revision of values for the 2200 m/s neutron constants for four fissile nuclides Atomic Energy Review Vol. VII n° 4 (1969)
- (16) M.C. MOXON - The neutron capture cross section of ^{238}U in the energy region 0.5 to 100 Kev AERE R 6074 (1969)
- (17) W.G. DAVEY - An analysis of the neutron capture cross section of ^{238}U between 1 Kev and 15 Mev NSE 39 (1970) 337 - 360

