

炉物理の研究

(第 29 号)

の積

1980年6月

〈特別記事〉

1. 慣性閉じ込め核融合炉の概念設計と中性子工学……………中井貞雄他 1
2. アクチニド核種断面積分測定による評価……………原研 高速炉物理研究室 6
3. 共分散法による実験誤差の評価……………小林 捷平 11

〈報 告〉

- NEACRPと炉物理研究(特別専門)委員会の最近の活動……………弘田 実弥 17

〈NEACRP専門家会議報告と発表要旨〉

1. 運転中原子炉の3次元出力分布計算法に関する専門家会議……………芳賀 暢 20
2. POLESTAR-2 F/3 F コード - 「ふげん」の
パワーマッピングと燃料交換……………芳賀 暢 22
3. 新差分法による軽水動力炉の炉心特性の解析……………内藤 俣孝 26
4. 3次元BWR炉心シミュレータへの運転データの効果的利用……………木口高志他 30

〈炉物理委員会講演から〉

- F. P. 同位体相関法による燃焼測定……………鶴田 晴通 33

〈トピックス〉

1. SMORN-III開催準備概況……………弘田 実弥, 篠原 慶邦 38
2. Workshop on NEA Data Bank Software (ANL)……………土橋敬一郎, 伊勢 武治 41

〈研究室だより〉…………… 45

(東大) 都甲研究室, (神戸商船大) 原子炉工学講座,
(北大) 基礎原子核工学研究室, (東海大) 原子力工学科,
(京大・原子エネルギー研) 若林研究室, (東大原子力工学研究施設)
原子炉設計工学部門・原子炉本部・核融合炉ブランケット設計基礎
実験装置運転管理部門, (原研) 多目的高温ガス実験炉設計室・
遮蔽研究室・高速設計研究室・核融合研究部炉設計研究室

- ◇ 第12回「炉物理夏の学校」のご案内…………… 57
- ◇ 炉物理連絡会第25回総会報告…………… 59
- ◇ 事務局だより…………… 61



<特別記事1>

慣性閉じ込め核融合炉の概念設計と中性子工学

阪大 レーザ研

中井貞雄, 井門俊治, 三間國興, 山中千代衛

1. 慣性閉じ込め核融合炉への展望

慣性閉じ込め核融合の研究は最近急速に展開をみせ、大出力のレーザーにより燃料ペレットターゲットを照射し、爆縮による核融合反応を実現している。

最近におけるプラズマ圧縮実験の成果をふまえた計算機シミュレーションでは出力数MJのレーザーにより、ペレットゲイン100~1000が実現可能であるとの見通しが得られるようになり、核融合炉の構成が可能と見込まれている。

慣性閉じ込め核融合炉の設計の要点はエネルギードライバーの開発とターゲットペレットの設計、ファブリケーションである。また炉材料に関しての基礎データの集積がきわめて重要である。

(1) エネルギードライバーの開発

レーザーの出力増強は近年きわめて著しい。1kJシステムは世界各国で稼働しており、10kJシステムは、米国リバモア研究所のガラスレーザー「シバ」、ロシアラモス研究所の炭酸ガスレーザーが完成しており、ソ連、英国、仏国においても同様の計画がある。大阪大学レーザー核融合研究センターでもガラスレーザー「敷光XII号」、炭酸ガスレーザー「烈光VIII号」が建設中である。

100kJ級レーザー「リバ」「アンタレス」の建設も米国で着手されている。このクラスのレーザーにより核融合ブレークイーブンが実現される見込である。

1MJ級のレーザーの設計もすでに論議され、その可能性は充分評価に耐える状態にある。レーザー以外にも電子ビーム、イオンビームのドライバーが考究されている。

(2) 核融合炉の構成

慣性閉じ込め核融合炉においては直径数mmの重水素三重水素ペレットが用いられる。この燃料ペレットは、多重構造の球殻状で、ペレットエネルギー利得は100~1000が期待される。この条件ではレーザーの効率は数パーセントで十分実用になる。

これまでに提案されている種々の炉構想の特徴を比較検討し、独自の構想による炉概念設計を進めた。本設計案によると上記ペレットが1~10ヘルツで燃焼させられる炉体は内部に磁場ガイドで導かれたリチウム流体のカーテンを設え、中性子の減速と三重水素の増殖を有効に行い、同時にきわめて効果的な炉材防御を果している。このような炉設計の構想はペレットの反覆爆発によるパルス炉の苛酷な条件を完全に緩和し、磁場閉じ込め核融合炉よりはるかに技術的実現可能性が高いものと考えられている。

中性子の発生を含まない核融合反応も充分利用可能となるので炉設計はきわめて多様な方式が考慮される。

この種の核融合炉概念設計はまだきわめて初歩的なものであるが、さらに現実的なアプローチへの研究をすすめる、慣性閉じ込め核融合炉の実現への問題点をより明白にしてゆく必要がある。

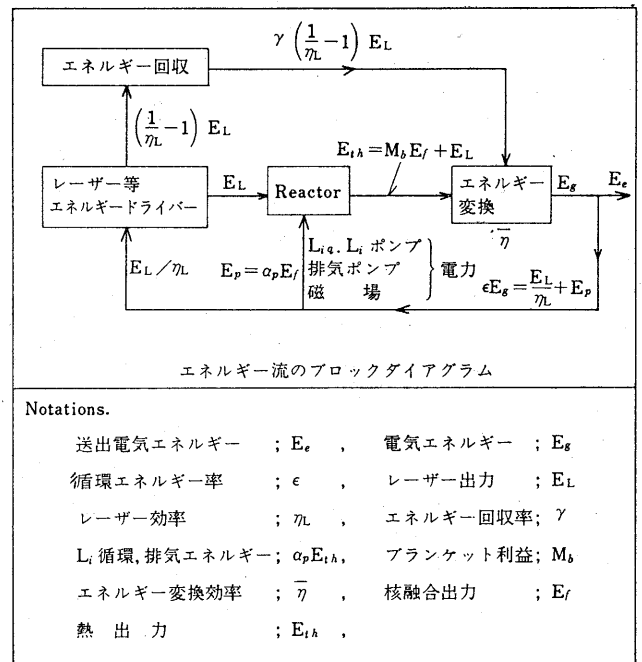
2. システムエネルギーバランス

核融合熱出力エネルギーに対する炉システムからの電気出力エネルギーの比を全システム効率と呼ぶ。炉システムからの排熱の抑制、循環エネルギーを適度にとどめ、炉構成要素の消耗を低く抑える等のため、全システム効率は30%程度以上であることが望ましい。全システム効率を算定するため、オ1図に示すエネルギー流れ図を考える。いまペレット利得 $Q = E_f/E_L$ が炉心爆縮プラズマから与えられたとする。ここに E_L および E_f は投射エネルギーおよび核融合生成エネルギーである。炉の全システム効率 η_s は

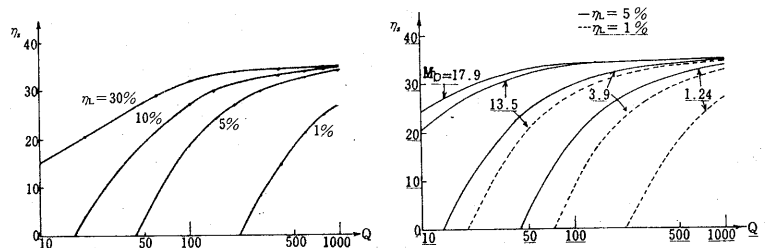
$$\eta_s = \frac{E_e}{M_b E_f} = \frac{\bar{\eta}}{M_b Q} \{M_b Q + 1 + \gamma(\eta_L^{-1} - 1)\} - \frac{1}{M_b Q} \left\{ \frac{1}{\eta_L} + \alpha_p (M_b Q + 1) \right\}$$

で与えられる。標準パラメータとして $\bar{\eta} = 40\%$ 、 $\gamma = 0$ 、 $\alpha_p = 5\%$ 、 $M_b = 1.2$ を用いたとき、 η_s と Q の関係を η_L をパラメータとしてオ2図(a)に示す。これより $\eta_L = 10\%$ とするとペレット利得 $Q > 200$ の炉心プラズマが実現されると、実用炉の設計が可能となる。オ2図(b)では核融合-核分裂複合炉を念頭において、ブランケット利得 M_b を変化させた場合の全システム効率とペレット利得 Q の関係を示す。D-T炉を考えた場合、 $M_b = 0.8M + 0.2$ とし、中性子エネルギー増倍率 M は

$$M = \frac{\text{ブランケット内の中性子による全発生エネルギー}}{\text{核融合中性子の全エネルギー}}$$



オ1図



(a)

(b)

オ2図

で与えられる。純粹の核融合炉で、天然Uをブランケットとした場合 $M \approx 1.3$ となる。核分裂物質をブランケットとして用いた複合炉では、 ^{232}Th 、 ^{238}U 、天然ウランを用いた場合でそれぞれ $M = 4.6$ 、 16.6 、 22.1 となる¹⁾。 $M = 22.1$ の場合にはオ2図に示すとおり、ドライバー効率 $\eta_L = 5\%$ 、 $Q \approx 20$ 程度で実用炉となりうる。

3. 核融合スケーリングと燃料中での中性子散乱

ペレット利得 Q は次式のように表わされる。

$$Q = \frac{E_f}{E_L} = \epsilon_{LP} g_f = \epsilon_a \epsilon_c g_f$$

ここで ϵ_{LP} はカップリング効率で、レーザー光あるいは粒子ビーム等のドライバーエネルギーの吸収率 ϵ_a と圧縮の効率 ϵ_c との積である。 g_f は核融合エネルギーと圧縮された燃料の全エネルギーの比で与えられる燃料利得である²⁾。

燃料を等エントロピー圧縮し、中心に温度 T_i のイグナイターを置いた場合の燃料全体の内部エネルギーは

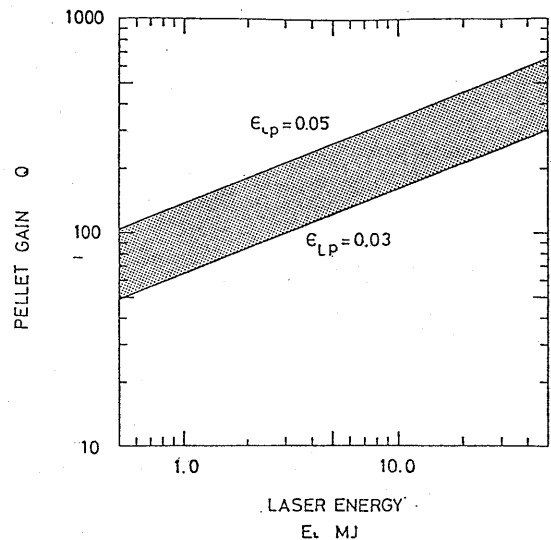
$$E_p = 4\pi \frac{(\rho R)^3}{m_i \rho^2} \left\{ \alpha \left(\frac{\rho}{\rho_0} \right)^{\gamma_3} + \left(\frac{\rho_i R_i}{\rho R} \right)^3 T_i \right\} \quad (\alpha \geq 1)$$

となる。ここで ρ_0 、 ρ_i は初期および圧縮後の密度、 α は燃料のポリトロープがない場合 1 となる係数である。他方核融合発生エネルギーは

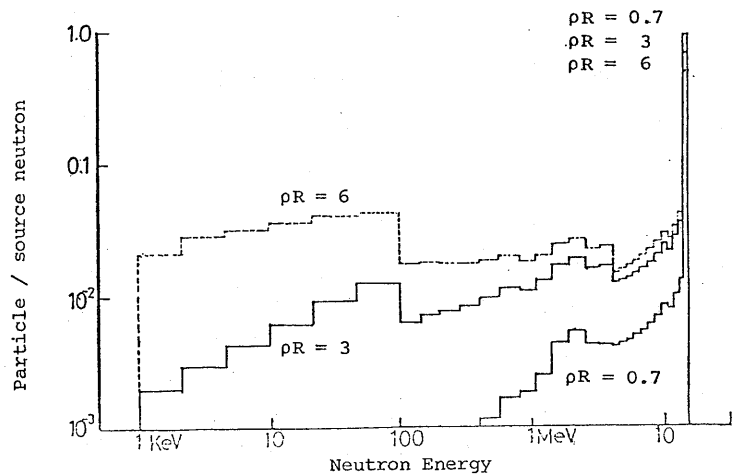
$$E_f \approx \frac{2}{3} \pi \frac{(\rho R)^3}{m_i \rho^2} \left(\frac{\rho}{\alpha + \rho R} \right) E_R$$

$$\alpha = \frac{2m_i v_s}{\langle \sigma v \rangle} \quad E_R = 17.6 \text{ MeV}$$

これらより、内部エネルギー一定とした場合、最大利得を与える最適 ρR 値が存在し、ペレット利得 Q とレーザーエネルギー E_L との関係はオ3図に示すようになる。これより Q のスケーリングは、



オ3図 The dependence of the pellet gain, Q on the laser energy E_L (MJ).



オ4図

Neutron Spectrum scattered from the core. A part scattered out from 14 meV is 9 %, 31 %, 50 % for $\rho R = 0.7$, 3 and 6 g/cm^2 respectively.

$$Q \approx 10^4 E_L^{3/8} \varepsilon_{LP}^{1/8}$$

$E_L : MJ$

となりPR値は1~6g/cm²の範囲で変化する。数MJでQ>100が可能であり、最近の実験結果と、それにもとづいた爆縮シミュレーションもほぼ一致した結果を与えている。

高密度の燃料中では核燃焼のためのα粒子のエネルギー散逸のみならず、中性子のプラズマイオンによる散乱、エネルギーロスも無視しえなくなる。Fig. 4に燃料のPRに対して、14MeV中性子がどのようなエネルギースペクトルをもってペレットから放出されるかを示す。低エネルギー成分が増加することによりブランケット内での増殖や発熱分布に影響があらわれるものと考えられる。高ペレット利得で、燃料密度を高くする必要がある実用炉では十分に検討を要する問題である。

4. 炉概念設計と中性子工学

炉設計上の最重要課題は、中性子、X線、荷電粒子等、核融合生成物の照射に対する炉壁の保護である。この方式により各種炉型がきまる。下記のようなものが提案されている。各エネルギー種別に対する効果も併せて記す。

	中性子	荷電粒子	X線
ドライウォール	大容量キャビティ	X	X
	磁気シールド	X	○
	ガスシールド	X	○
ウェットウォール	ポラス壁Li層	X	○
	Li流	○	○
	Li渦流	○	○

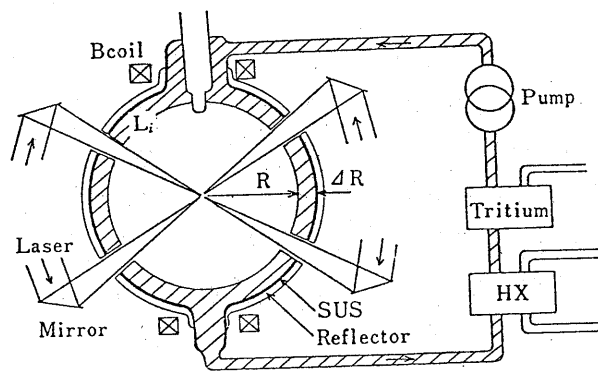


Fig. 5 Concept of a magnetically guided Li flow reactor.

炉の無補修長寿命化、Li等の液体金属取扱い技術の進歩等を勘案して、大阪大学ではFig. 5図のような球型のSUS容器内壁にそって液体Liを流下させる方式を採用し、かつ独自のアイデアとしてこの流れを磁場によりガイドする方法を取り入れ検討を進めてきた。Li層の厚さは70cmあり、これにより構造材に対する中性子束を緩和する。レーザー炉では真空度に対する制約がゆるいので、Liの動作温度を500°Cとしてもその蒸気圧は0.001 Torrであり、キャビティ内面はX線、荷電粒子により表面加熱、蒸発したLiに対するクライオポンプとして作用し、大容量の排気設備も不要である。さらにガイド磁場はプラズマ等の荷電粒子をトラップし、Li表面温度上昇によるLi中への圧力波発生を低減させる効果をもつ。このように磁場でガイドされたLi流を炉壁およびブランケットとして用いることにより①炉壁照射損傷がない、②機械的、熱的衝撃が緩和できる、③トリチウム増殖、分離が容易、④構造材に対する中性子損傷が軽減される等の特徴をもつ。

Li流をブランケットとした阪大炉のシステムパラメータをTable 1に、ブランケット構造をTable 2に示す。この構造に対して中性子によるブランケット各部の発熱分布、Li中での

トリチウム増殖を1次元の中性子輸送コード(ANISN)により解析した³⁾。中性子エネルギースペクトルと、⁶Li, ⁷Liそれぞれの増殖率を考慮した結果をTable 3に示す。参考までにウィスコンシン大学での結果を合せて比較する。増殖率1.33が得られており、レーザー入射窓、排気、ペレットインジェクションポート等を考慮しても充分増殖率が確保しうるものと考えられる。今後各種ポートを考慮した現実の炉構造に対する3次元計算を行うことにより、発熱、増殖率、中性子遮蔽等に関するより詳細な設計データを得る必要がある。

5. まとめ

磁場でガイドされた約70cmの厚さをもつLi流を炉壁及びブランケットとしたモデル炉を想定し各種の検討を加えてきた。ペリス動作炉で問題となった衝撃力が著しく緩和され、かつ照射損傷も低く、技術的に極めて高い実現性をもつことが明らかとなってきた。今後炉材料、核熱設計、遮蔽設計、機械強度設計等の専門家による高度の詳細設計が期待される。

Table 3 COMPARISON BETWEEN ILE AND WISCONSIN

		ILE	WISCONSIN
TRITIUM BREEDING RATIO	⁶ Li(N,α) ³ T	0.92	0.823
	⁷ Li(N,α) ³ T	0.41	0.413
	TOTAL	1.33	1.236
BLANKET	MATERIAL	LIQUID LI	LI OXIDE
	THICKNESS	70 CM	41 CM
USED CODE		ANISN	ANISN

Table 1 Parameters of Laser Fusion Reactor Concept

(A) Laser	Gas phase (CO ₂ etc)	
	Number of beams	8
	Output energy	1~5 MJ
	Shot cycle	1 Hz
	Peak power density	200 TW
	Pulse duration	100 nsec
	Efficiency	10 %
(B) Pellet	Multi-shell	
	Fuel DT	
	Radius	~3 mm
(C) Output power		1240 MW (thermal)
		496 MW (gross electric)
		426 MW (net electric)
(D) Reactor vessel with magnetically guided inner Li flow		
	SUS container	R=5.64 m (spherical)
	Cavity	R~5.00 m
	Inner Li flow	d~0.64 m
		T=400 °C (inlet)
		580 °C (outlet)

TABLE 2 DESIGN OF BLANKET

LAYER No.	LAYER NAME	THICKNESS(CM)	INNER AND OUTER RADIUS(CM)	MATERIAL
1	PELLET	1	0 ~ 1	SOLID DT
2	VACUUM	499	1 ~ 500	LI VAPOR P=10 ⁻⁵ TORR
3	INNER BLANKET	64	500 ~ 564	LIQUID LI ρ=0.482G/CM ³
4	SUPPORT	1	564 ~ 565	SUS-316
5	REFLECTOR	28	565 ~ 593	GRAPHITE
6	SUPPORT	1	593 ~ 594	SUS-316
7	OUTER BLANKET	6	594 ~ 600	LIQUID LI ρ=0.482G/CM ³
8	SUPPORT	1	600 601	SUS-316

Li ; NATURAL ABANDANCE

なおこの炉に関する検討作業は阪大レーザー研償性閉じ込め核融合炉研究委員会において進められたものである。

参考文献: 1) J. D. Lee "Neutronics of Subcritical Fast Fission Blanket for D-T Fusion Reactors" Proc. 7th Intersociety Conf. Energy Conversion Engineering, p. 1294, American Chemical Society, Washington, D.C. (1972).
2) R. E. Kidder: Nuclear Fusion, 16, 405 (1976).
3) 服部 近義: 償性閉じ込め核融合炉-ペレットブランケット内の核計算、第21回償性閉じ込め核融合炉研究委員会(1980.4.24).

アクチニド核種断面積の積分測定による評価

原研

高速炉物理研究室

はじめに

原子力エネルギーの将来を決定する問題の一つに、高レベル長寿命放射性廃棄物の問題がある。これらの放射性廃棄物には核分裂生成物質(FP)とアクチニド核種を含む。このうちアクチニド核種はその大部分が放射体であること、放射線的にほぼ無害となるのに10万年以上を要すること(FPは約400年でほぼ無害なレベルに達する)が、放射性廃棄物処分上の大きな問題となる。長期間にわたる放射性害毒という人類に対する重荷を軽減する方法はいくつかあるが、アクチニド核種を原子炉にリサイクルしてFPに変換し、隔離期間を短縮させるのも一つの方法である。^{1),2)} アクチニド核種には高いエネルギー領域において核分裂断面積が大きくなるものが多く、高速炉にリサイクルさせることが中性子経済上有利になろう。このようなアクチニド核種のリサイクル体系の解析のためには、リサイクル体系の全エネルギー領域にわたって信頼し得るアクチニド核断面積が必要になる。

アクチニド核断面積の現状

Table 1 にアクチニド核種高速炉1群断面積セットのいくつかを示した。

Table 1(a) One-group Capture Cross Section of Actinides in Fast Reactors (unit in barns)

Isotope	ENDL ^{3a}	ENDF/B-IV ^a	FD5 ^{7a}	TKSY ⁹	ORIGEN ¹⁰
Th232	0.53		0.43		0.44
U233	0.30		0.27		0.40
U234	0.64	0.44	0.61		0.45
U235	0.72	0.72	0.53	0.62	0.57
U236	0.71		0.59	0.61	0.66
U237	0.40				0.41
U238	0.41 ^b	0.41	0.29	0.30	0.30
Np237	1.94		1.95	1.72	0.77
Pu238	0.58		0.45	0.50	0.22
Pu239	0.71	0.64	0.55	0.47	0.50
Pu240	0.54	0.56	0.63	0.45	0.42
Pu241	0.62	0.59	0.62	0.47	0.43
Pu242	0.46	0.45	0.39	0.42	0.34
Pu243	0.46				0.57
Am241	1.59		2.01	1.40	0.99
Am242m	0.46		0.11	0.65	0.40
Am243	0.55		1.73	0.91	0.56
Cm242	0.46		0.51	0.68	0.38
Cm243	0.48		0.10	0.44	0.40
Cm244	0.66		0.49	0.53	0.37
Cm245	0.48		0.5 ^c		0.40
Cm246	0.47		0.5 ^c		0.30
Cm247	0.57		0.5 ^c		0.36
Cm248	0.43		0.5 ^c		0.31
Bk249	0.53		1.7 ^c		0.39
Cf249	0.51		0.5 ^c		0.83
Cf250	0.59		0.5 ^c		0.42
Cf251	0.58		0.5 ^c		0.41
Cf252	0.46		0.5 ^c		0.39

- a. one group sets with a are collapsed using the central spectrum of the NEACRP LMFBR benchmark model⁵ calculated using JAERI-Fast⁶ set for ENDL, ENDF/B-IV cases and FCL5⁸ data for FD5 case
- b. the figures with b are obtained using ENDF/B-IV data

Table 1(b) One-group Fission Cross Section of Actinides in Fast Reactors (unit in barns)

Isotope	ENDL ^{3a}	ENDF/B-IV ^a	FD5 ^{7a}	TKSY ⁹	ORIGEN ¹⁰
Th232	0.010			0.0094	0.014
U233	3.03			2.85	3.15
U234	0.30	0.29		0.29	0.51
U235	2.15	2.12		1.98	2.05
U236	0.10			0.088	0.10
U237	0.68				0.12
U238	0.044 ^b	0.044		0.043	0.051
Np237	0.33			0.31	0.33
Pu238	1.31			1.13	1.13
Pu239	1.94	1.94		1.83	1.90
Pu240	0.36	0.37		0.35	0.41
Pu241	2.66	2.69		2.69	3.05
Pu242	0.26	0.28		0.22	0.29
Pu243	0.81				0.28
Am241	0.44			0.31	0.43
Am242m	3.97			3.33	3.74
Am243	0.24			0.19	1.97
Cm242	0.40			1.23	1.93
Cm243	2.85			2.89	2.66
Cm244	0.39			0.38	0.53
Cm245	3.03			2.3 ^c	0.41
Cm246	0.31			0.3 ^c	2.45
Cm247	2.31			2.3 ^c	0.30
Cm248	0.34			0.3 ^c	2.15
Bk249	0.17			0.2 ^c	0.29
Cf249	2.87			2.3 ^c	0.13
Cf250	0.99			0.3 ^c	2.55
Cf251	3.16			2.3 ^c	1.22
Cf252	0.68			0.3 ^c	2.03
					1.24

- c. the figures with c are derived by the following rule:
- | | |
|-------------------|--------------------|
| capture | fission |
| even Z, any N 0.5 | even Z, even N 0.3 |
| odd Z, even N 1.7 | even Z, odd N 2.3 |
| odd Z, odd N 0.1 | odd Z, even N 0.3 |
| | odd Z, odd N 3.3 |

最初の3セット, ENDL^{3), 4)} ENDFおよびFD5はNEACR-LMFBRベンチマークモデルの炉心スペクトルを用いて縮約してあるENDL, ENDFセットの重みはJAERI-Fastセット⁶⁾を用いて計算したスペクトル, FD5はFGL5^{7), 8)}を用いて計算したスペクトルを用いた。1群に縮約する際に重みとするスペクトルの影響は大きい。例えば同じ高速炉系ではあるが, 大型炉(NEACRP-LMFBRベンチマークモデル⁵⁾)とアクチニド酸化物のみを燃料とするアクチニド専焼炉のそれぞれの炉心スペクトルを重み関数として同じ多群断面セットを1群に縮約すると(前者のスペクトルは高速炉系でも可成りやわらかく, 後者のそれは可成り硬いグループに属す), 重み関数の違いにより, 1群の捕獲断面で45%, 核分裂断面で20%の差が生ずる。この例はいささか極端すぎるので, 重み関数の違いによるセット間での捕獲断面, 核分裂断面の違いをそれぞれ30%, 15%と見做しても, Table 1の各セット間にはなお可成りな差が存在する。これら核断面のもつ誤差がアクチニド核種消滅処理システムの解析におよぼす影響について調べてみよう。このために各核種の崩壊定数, 核分裂断面, 捕獲断面および(n, 2n)断面について誤差を推定し, 誤差セットを作成し, 以後の解析に用いた。Table 2に誤差セットを示した。

典型的なLMFBRにおけるアクチニド核種生成予想量に対するアクチニド核断面の誤差(Table 2)の影響をTable 3に示す。生成量の不確かさは2年間燃焼180日間冷却に対する値である。²³⁷Np, ²³⁸Pu, Am, Cmの生成量の不確かさの大きいことがわかる。¹¹⁾

再処理工場から放出される放射性廃棄物のうちから取り出したアクチニド核種の酸化物のみを燃料とする“アクチニド専焼炉(Actinide Burner Reactor, ABR)”を考える。このABRを1サイクル当り中性子束 1×10^{16} n/sec·cm² で300日間運転し, 300日間燃料を冷却するものし, 各サイクルの初期に再処理工場からのアクチニド混合燃料を追加して臨界調整する。

Table 2 Estimated Cross Section and Decay Constant Uncertainties

Nuclide	λ (%)	σ_f (%)	σ_c (%)	$\sigma_{n,2n}$ (%)
U-235	2	5	5	40
U-236	2	15	25	50
U-237	1	25	50	
U-238	3	5	5	40
Np-236	1	30	50	
Np-237	2	20	40	50
Np-238	1	30	50	
Np-239	1	30	50	
Pu-238	1.5	20	50	
Pu-239	1	5	5	40
Pu-240	5	10	20	40
Pu-241	5	10	20	40
Pu-242	5	20	30	50
Am-241	2	30	40	
Am-242m	2	30	50	50
Am-242	1	30	50	50
Am-243	2	30	50	
Cm-242	2	30	50	
Cm-243	3	30	50	50
Cm-244	3	30	50	
Cm-245	3	30	50	

Table 3 Effects of Cross Section Uncertainties^a upon Actinide Production^b in LMFBR

Isotope	Uncertainty of Production in %
U-235	3.7
U-236	5.6
U-238	0.5
Np-237	36.4
Pu-238	29.1
Pu-239	3.4
Pu-240	3.1
Pu-241	10.0
Pu-242	7.0
Am-241	9.8
Am-242m	36.4
Am-243	28.9
Cm-242	35.2
Cm-243	61.2
Cm-244	55.0
Cm-245	74.0

- a. cross section uncertainties given in Table 2
 b. irradiation for 2 years and cooling for 180 days

このABRのオ1およびオ20サイクル初期のアクチニド密度をTable 4に示す。Table 2に与えた誤差の上記ABRリサイクルに与える影響を計算し、オ1およびオ20サイクルにおけるアクチニド密度の不確かさとしてTable 5に示した。これだけのアクチニド密度の不確かさにより、炉心体積はオ1およびオ20サイクルでそれぞれ3%、および17%の不確かさを持つことになる。

アクチニド核断面積の誤差によるABRの増倍係数の不確かさを下記の相関条件に対して計算した。核断面積誤差はTable 2に与えたものである；

Case A : エネルギーグループ間、および異なる核種間に相関関係がある。

Case B : エネルギーグループ間のみ相関関係がある。

Case C : 異なる核種間のみ相関関係がある。

Case D : 相関関係なし。

これらの条件に基づいて計算した結果をTable 6に示す。オ1サイクルでは相関の程度により増倍係数に5~13%の不確かさが生じ、20サイクル目では7%~19%にもおよび不確かさが生じてくる。

以上の例で示すように、アクチニド核種断面積の現状は、消滅処理体系の解析を行う上で大いに不満足なものであることがわかる。

Table 4 Actinide Atom Density in ABR Core unit in $0.6023 \times 10^{24} \text{n/cm}^3$

	Initial	20th Cycle
Np-237	1.38(-3) ^a	1.38(-4)
Pu-238	3.65(-5)	1.99(-3)
Pu-239	3.18(-3)	1.99(-4)
Pu-240	1.06(-3)	3.22(-4)
Pu-241	2.91(-4)	5.19(-5)
Pu-242	1.81(-4)	9.63(-4)
Am-241	5.31(-3)	1.34(-2)
Am-242m	0.0	3.08(-4)
Am-243	2.81(-3)	2.78(-3)
Cm-242	2.17(-4)	1.20(-4)
Cm-243	0.0	5.20(-5)
Cm-244	2.06(-4)	6.49(-4)
Cm-245	0.0	4.06(-5)

a. read as 1.38×10^{-3}

Table 5 Effect of Cross Section Uncertainties^a on Actinide Atom Density in ABR at 1st and 20th cycle^b

Isotope	Uncertainty of Atom Density in %	
	1st cycle	20th cycle
U-235	2.2	5.4
U-236	29.1	17.6
U-237	8.6	26.3
U-238	11.9	32.4
Np-237	7.4	30.5
Pu-238	18.9	32.9
Pu-239	2.4	41.7
Pu-240	2.5	26.4
Pu-241	7.2	26.0
Pu-242	10.9	31.5
Am-241	5.6	25.9
Am-242m	39.2	39.2
Am-243	4.9	31.7
Cm-242	29.2	29.8
Cm-243	52.7	61.7
Cm-244	25.7	39.3
Cm-245	52.8	63.9

a. cross section uncertainties given in Table 2

b. each cycle consists of irradiation of $1.0 \times 10^{16} \text{n/sec.cm}^2$ for 300 days and 300 days cooling

Table 6 Uncertainty in Multiplication Factor of ABR due to Cross Section Uncertainties^a

CASE ^b	1st cycle		20th cycle	
	cap.	fiss.	cap.	fiss.
A	7.3%	11.2%	8.5%	17.2%
B	4.6	6.0	7.0	12.0
C	2.4	4.2	3.0	6.5
D	1.6	2.3	2.5	4.4

a. cross section uncertainties given in Table 2

b. see the text at the end of section "Status of Actinide Cross Section"

積分測定によるアクチニド核断面積の評価修正

核断面積修正のための最少自乗法による積分測定量のフィッティング

多群断面積データを改良するために積分測定量がどんな寄与をするかは、積分測定量を用いた断面積の最少自乗フィッティング法の理論から明らかである。三谷および黒井⁽¹²⁾の導出した公式によれば、積分測定量の最少自乗フィッティング法により修正された多群断面積の誤差 $\Delta \tilde{\sigma}_i$ は次式で表わされる。

$$\Delta \tilde{\sigma}_i = \Delta \hat{\sigma}_i (1 - \delta_{ii})^{\frac{1}{2}} \frac{\sqrt{\hat{M}^T B^{-1} \hat{M}}}{N (N-n) \sigma^2} \quad (1)$$

$$\delta_{ii} = \frac{\sum_{jklm} \rho_{ij} A_{kj} B_{kl}^{-1} A_{lm} \rho_{mi}}{\sum_{jklm} \rho_{ij} A_{kj} B_{kl}^{-1} A_{lm} \rho_{mi}} \quad (2)$$

ここで

- $\hat{\sigma}_i$: 修正前のオシ群の誤差
- n : 修正されるべき多群断面積の数
- m : 修正に用いられる積分測定量の数
- N : $n + m$
- σ^2 : 重みに対する既知の比例定数
- ρ_{ij} : 断面積の相関行列 ρ の (i, j) 要素
- A_{kj} : 積分測定量の感度係数行列 A の (k, j) 要素
- B_{kl}^{-1} : 逆行列 B^{-1} の (k, l) 要素 ($B = E + APA^T$)
- \hat{M} : 積分量の測定量と計算値の差のベクトル

オ1式のオ3項 $f = \frac{\hat{M}^T B^{-1} \hat{M}}{(N-n) \sigma^2}$ は $N-n$ ケの自由度を持つ χ^2 -分布をとり、その値は1のまわりに分布する。 $(1 - \delta_{ii})^{\frac{1}{2}}$ は常に1.0より小さいことが証明されていて⁽¹²⁾、この値により、積分量が断面積データの精度向上にどれだけ寄与するかの目安になる。

FC Aにおけるアクチニド核断面積修正のための積分測定計画⁽¹³⁾

臨界実験装置においてアクチニド核種についての積分測定を行う場合、アクチニド核種の強い放射能および純度の高い試料を多量に得るのが困難であることにより、小さい試料の反応度価値および計数管を用いた反応率比が実現可能な積分測定量である。微分測定と比べて積分測定の精度ははるかに良いが、エネルギーに関する情報は直接は得られない。従って積分測定量を用いて核断面積を修正する場合、積分測定を行う場の中性子スペクトルをどれだけ変化させ得るかが修正の成否を決定するといえる。

FC Aにおいて6~8ケの炉心をつくり、手持ち燃料で可能な限り中性子スペクトルを変化させて、アクチニド核種の積分測定を行う予定である。反応度価値測定試料は²³⁸Pu, ²⁴⁰Pu, ²³⁷Np, ²⁴¹Am および²⁴³Amを予定している。反応率比測定は²³⁵U又は²³⁹Puに対する²³⁷Np, ²⁴²Pu, ²⁴³Am, ²⁴⁴Cmの反応率比を測定する予定である。これらの実験は55年度後半から開始する予定である。

これらの測定精度が3%であった場合、式(1)のオ2項 $(1 - \delta_{ii})^{\frac{1}{2}}$ の計算値およびオ3項に対するこれまでの経験から、多群断面積の誤差は $\frac{1}{2} \sim \frac{1}{5}$ になることが予想される。

目下標準炉心の選定作業が進行中である。

References

1. H.C. Claiborne, "Neutron-Induced Transmutation of High-Level Radioactive Waste", ORNL-TM-3964 (1972).
2. K.J. Shneider and A.M. Platt, "Advanced Waste Management Studies, High-Level Radioactive Waste Disposal Alternatives", BNWL-1900, Vols 1 - 4 (1974).
3. T. Mukaiyama, K. Koyama and H. Kuroi, "Generation of Actinide Isotopes Cross Section Set for Fast Reactor Calculations Using Data from ENDF and ENDF/B-IV", JAERI-M8310 (1979).
4. R.J. Howerton, et al., "The LLL Evaluated Nuclear Data Library (ENDL), UCRL-50400 Vol. 15, Part A (1975) and Part B (1976).
5. C.E. Till, "Specifications for An International Comparison Calculation of A Large Sodium-Cooled Fast Breeder Reactor", NEACRP-A-272 (1976).
6. S. Katsuragi, et al., "JAERI Fast Reactor Group Constants System, Part I and II-1", JAERI-1195 and 1199 (1970), H. Takano, et al., "JAERI Fast Reactor Group Constants Set, Version II", JAERI-1255 (1978).
7. J.L. Rowlands, "Actinide cross sections averaged using the central spectrum calculated using FGL5 data for NEACRP LMFBR Benchmark model", NEACRP-A-323 (1978).
8. J.L. Rowlands, et al., "The Production and Performance of the Adjusted Cross-Section Set FGL5", *Proceedings of International Symposium on Physics of Fast Reactors, A30 (Tokyo, Oct. 1973)*.
9. K. Tasaka, et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, **14**, 519 (1977).
10. M.J. Bell, "ORIGEN-The ORNL Isotope generation and depletion code", ORNL-4628 (1973).
11. ORNL Report, "Siting of Fuel Reprocessing Plants and Waste Management Facilities, Chap. 3, ORNL-4451 (1970).
12. H. Mitani and H. Kuroi, *J. Nucl. Sci. Technol.* **9**, 383 (1972).
13. T. Mukaiyama, et al., "Evaluation of Actinide Cross Sections by Integral Experiments in Fast Critical Assembly FCA" *Proceedings of International Conference on Nuclear Cross Sections for Technology, ED3 (Knoxville, Oct., 1979)*

(文責 : 向山 武彦)

<特別記事3>

共分散法による実験誤差の評価

京都大学原子炉実験所

小林捷平

1. はじめに

原子炉の安全設計、経済性を評価する上で、より信頼度の高い中性子断面積を得ることが重要な課題とされる。従来、実験誤差は一般に単純に各誤差の二乗和で与えられたことが多く、この場合には、それらのデータが持つ重要な情報が見逃がされがちであった。そこで実験データの持つ信頼度とその誤差を如何に正しく評価するかという観点から、誤差解析を進めるに当たって共分散法が導入されるようになってきた¹⁾²⁾。この事は最近、特に大型計算機の普及と共に、感度解析法が広く取り入れられるようになり、計算入力となるデータの不確かさに関連して、データ間に相関関係が存在することに注目され始めたためである。ENDF/B-Vにおいても、多くの使用者側の要請に答えて誤差ファイルが収録されている³⁾。

幾つかの実験データから評価値を求めるとき、しばしば問題とされることは、従来、実験者達がデータの不確かさについて必ずしも十分な情報を示さず、誤差に関する論議を尽していない事である。このような場合は実験値間に存在する相関関係を考慮した共分散法による誤差解析の取扱いが難しくなる。そこで、ここでは各実験によって得られた具体的な数値例を基に共分散法による誤差評価の紹介を試みる。これによって実験者は誤差評価を如何にして行い、その結果を如何に表示すべきか、また評価者は共分散法によって各データから評価値を如何にして求めよ、を理解する上で僅かなりとも役立てば幸いである。

2. 2変量の分散、共分散、相関

まず、本題に入る前に、2~3の点について思いを新たにしてみたい。2変量 x, y を考えた時、共変動を表わす統計量の1つが共分散 $S_{xy} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N (x_i - \bar{x})(y_i - \bar{y})$ である。 $x-y$ 座標系ではカ1, カ3象限に分布するデータは共分散が正に、カ2, カ4象限では負に寄与する。共分散項の存在により、2変量の和の分散は、もとの分散の和と等しくならない。

$$\text{つまり} \quad S_{xy}^2 = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N \{(x_i + y_i) - (\bar{x} + \bar{y})\}^2 = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N (x_i - \bar{x})^2 + \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N (y_i - \bar{y})^2 - \frac{2}{N} \sum_{i=1}^N (x_i - \bar{x})(y_i - \bar{y})$$

右辺カ3項が共分散項で、その値の比較は各変量の標準偏差で規格化した相関係数として次式で示される。

$$r_{xy} = \frac{\text{Cov}(x, y)}{\sqrt{\text{Var}(x) \cdot \text{Var}(y)}} = \frac{\sum_{i=1}^N (x_i - \bar{x})(y_i - \bar{y})}{\sqrt{\sum_{i=1}^N (x_i - \bar{x})^2} \sqrt{\sum_{i=1}^N (y_i - \bar{y})^2}} \quad (1)$$

相関係数 r_{xy} は $-1 \leq r_{xy} \leq 1$ の範囲にあり、

$r_{xy} = 1$ の場合：2変量間に1次式関係 $y = ax + b$ ($a > 0$) が成立し、完全な相関が存在する。

$r_{xy} = -1$ の場合： $y = -ax + b$ ($a > 0$) の関係式が成立し、負の完全相関があることを示す。

$r_{xy} = 0$ の場合： 2変量間に相関は存在しないことを意味する。
 $-1 < r_{xy} < 1$ の場合： 2変量の同時分布の複雑な形を一般的に記述することは難しい。
 データ間の相関を考えた場合、特に断らない限り、又は他の条件が持ち込まれない限り、
 通常 $r_{xy} = 1$ が適用される。

3. 誤差評価—— ^{252}Cf スペクトル平均断面積測定の場合⁴⁾

未知の中性子断面積は、一般に既知の中性子断面積との比として求められることが多い。
 $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$ 及び $^{115}\text{In}(n, n')^{115\text{m}}\text{In}$ 反応等の断面積は Reactor Dosimetry に関連するしき
 い反応断面積として、カテゴリー-1に属するものであり、 ^{252}Cf スペクトル平均断面積と
 しては、最近 Mannhart が絶対測定を行った⁵⁾。

しきい反応 i の反応率は次式で与えられる。

$$P_i = \frac{A_i}{N_i \varepsilon_i} \prod_l k_i^l \quad (2)$$

ここで A_i は計数率、 ε_i は検出効率、 N_i は試料の原子核数、 k_i^l は実験上の補正項を示す。
 しきい反応 i と j の測定に対して両者の比 R_{ij} を次式で定義する。

$$\frac{\sigma_2}{\sigma_1} = \frac{P_2}{P_1} = R_{12}, \quad \frac{\sigma_4}{\sigma_3} = \frac{P_4}{P_3} = R_{34} \quad (3)$$

ここに示した数値は $i=1, 2, 3, 4$ に対応し、具体例として ^{252}Cf スペクトル平均断面積測
 定におけるカ1表の4つの反応を考える。カ1表は $^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$ 及び $^{115}\text{In}(n, n')^{115\text{m}}\text{In}$ 反
 応断面積に対する $^{27}\text{Al}(n, p)^{27}\text{Mg}$ 及び $^{24}\text{Mg}(n, p)^{24}\text{Na}$ 反応断面積測定⁶⁾ における誤差要因毎
 の誤差をパーセント表示している。表中、下線及び肩文字を附したデータはお互の間に相
 関のあることを示す。

カ1表 平均断面積測定における実験誤差とその要因
 —, a, b, c, d, e は相関のあることを示す

(2)式を偏微分し

$$\left(\frac{dP_i}{P_i}\right) = \left(\frac{dA_i}{A_i}\right) - \left(\frac{dN_i}{N_i}\right) - \left(\frac{d\varepsilon_i}{\varepsilon_i}\right) + \sum \left(\frac{dk_i^l}{k_i^l}\right) \quad (4)$$

これを便宜上、次式で示す。

$$\delta P_i = \delta A_i - \delta N_i - \delta \varepsilon_i + \sum \delta k_i^l \quad (5)$$

同様にして (3)式は

$$\delta R_{12} = \delta P_2 - \delta P_1 \quad (6)$$

$$\delta R_{34} = \delta P_4 - \delta P_3$$

で与えられる。

以上の結果より、断面積比の分散 (Var.), 共分散 (Cov.) は次

Uncertainties due to (%)	Symbol	Run - 1		Run - 2	
		$^{27}\text{Al}(n, \alpha)$	$^{27}\text{Al}(n, p)$	$^{115}\text{In}(n, n')$	$^{24}\text{Mg}(n, p)$
I. D. No.		1	2	3	4
Counting statistics	A_i	1.6	2.0	1.0	3.2
Efficiency	ε_i	1.06	1.39	2.23	1.06
Geometrical factor	k_i^G	2.0	2.0	2.0	2.0
Half life	k_i^T	0.4 ^a	0.5	0.8	0.4 ^a
Mass determination	N_i	0.1 ^b	0.1 ^b	0.1	0.2
Back scattering	k_i^B	0.7	1.0	1.0	0.7
Irradiation time	k_i^{IR}	0.3 ^c	0.5	0.4	0.3 ^c
Gamma ray attenuation	k_i^S	0.5 ^d	0.5	1.0	0.5 ^d
Gamma ray intensity	k_i^{IN}	0.1 ^e	1.0	1.0	0.1 ^e
Others	k_i^R	1.0	1.0	1.0	1.0

のようになる。

$$\begin{aligned} \text{Var}(\delta R_{12}, \delta R_{12}) &= \langle \delta P_1 \delta P_1 \rangle + \langle \delta P_2 \delta P_2 \rangle - 2 \langle \delta P_1 \delta P_2 \rangle \\ \text{Var}(\delta R_{34}, \delta R_{34}) &= \langle \delta P_3 \delta P_3 \rangle + \langle \delta P_4 \delta P_4 \rangle - 2 \langle \delta P_3 \delta P_4 \rangle \\ \text{Cov}(\delta R_{12}, \delta R_{34}) &= \langle \delta P_1 \delta P_3 \rangle + \langle \delta P_2 \delta P_4 \rangle - \langle \delta P_1 \delta P_4 \rangle - \langle \delta P_2 \delta P_3 \rangle \end{aligned} \quad (7)$$

ここでブラケットは、各誤差要素の分散の和を示し、カ1表の数値を用いた計算法をカ2表に示し、その右端に各ブラケットの計算結果を与えた。カ2表中 $\langle \delta \epsilon_i \delta \epsilon_j \rangle$ 横に示された数値は誘

$\langle \delta P_i \delta P_j \rangle$	$\langle \delta \epsilon_i \delta \epsilon_j \rangle$	$\langle \delta k_i^G \delta k_j^G \rangle$	$\langle \delta k_i^B \delta k_j^B \rangle$	$\langle \delta N_i \delta N_j \rangle$	$\langle \delta k_i^T \delta k_j^T \rangle$	$\langle \delta k_i^{IR} \delta k_j^{IR} \rangle$	$\langle \delta k_i^S \delta k_j^S \rangle$	$\langle \delta k_i^{IN} \delta k_j^{IN} \rangle$	Σ
$\langle \delta P_1 \delta P_1 \rangle$	(quadratic sum of all uncertainty contributions)								= 9.69
$\langle \delta P_1 \delta P_2 \rangle$	0.94x1.06x1.39 + 2.0x2.0 + 0.7x1.0 + 0.1x0.1								= 6.09
$\langle \delta P_1 \delta P_3 \rangle$	0.80x1.06x2.23 + 2.0x2.0 + 0.7x1.0								= 6.59
$\langle \delta P_1 \delta P_4 \rangle$	1.00x1.06x1.06 + 2.0x2.0 + 0.7x0.7 + 0.4x0.4 + 0.3x0.3 + 0.5x0.5 + 0.1x0.1								= 6.12
$\langle \delta P_2 \delta P_2 \rangle$									= 13.69
$\langle \delta P_2 \delta P_3 \rangle$	0.95x1.39x2.33 + 2.0x2.0 + 1.0x1.0								= 7.94
$\langle \delta P_2 \delta P_4 \rangle$	0.94x1.39x1.06 + 2.0x2.0 + 1.0x0.7								= 6.08
$\langle \delta P_3 \delta P_3 \rangle$									= 14.78
$\langle \delta P_3 \delta P_4 \rangle$	0.80x2.23x1.06 + 2.0x2.0 + 1.0x0.7								= 6.59
$\langle \delta P_4 \delta P_4 \rangle$									= 17.40

導放射能のガンマ線測定時において検出効率内に存在する相関係数である(詳細は後述の付録-1に示す)。よって(7)式より次の結果を得る。

$$\begin{aligned} \text{Var}(\delta R_{12}, \delta R_{12}) &= 11.20, & \text{行列の対角成分}, & \text{1行1列の成分} \\ \text{Var}(\delta R_{34}, \delta R_{34}) &= 19.00, & \text{" " " "}, & \text{2行2列 " "} \\ \text{Cov}(\delta R_{12}, \delta R_{34}) &= -1.39, & \text{行列の非対角成分}, & \text{1行2列及び2行1列成分} \end{aligned}$$

従って、共分散行列(誤差ファイル)は

$$\begin{pmatrix} 11.20 & -1.39 \\ -1.39 & 19.00 \end{pmatrix} \quad \text{下記に従えば} \quad \longrightarrow \quad \begin{pmatrix} 3.35 & -0.1 \\ 4.36 & 1.00 \end{pmatrix}$$

相関係数の定義に従えば、

$$r_{11} = r_{22} = 1.00, \quad r_{12} = r_{21} = \frac{-1.39}{\sqrt{11.20} \sqrt{19.00}} = -0.10$$

最終結果として求まる誤差及び相関係数行列は、次のようになった。

$\sigma_2 \{^{27}\text{Al}(n,p)\} / \sigma_1 \{^{27}\text{Al}(n,\alpha)\}$:	3.35 %	相関係数行列 (x100)	従来の方法による
$\sigma_4 \{^{24}\text{Mg}(n,p)\} / \sigma_3 \{^{115}\text{In}(n,n)\}$:	4.36 %		

$$\begin{pmatrix} 100 & \\ -10 & 100 \end{pmatrix} \quad \begin{matrix} 4.84 \% \\ 5.67 \% \end{matrix}$$

なお、共分散項を無視すると(7)式において $\langle \delta P_i \delta P_j \rangle$ のクロスターム ($i \neq j$) がなくなり $\langle \delta P_1 \delta P_1 \rangle + \langle \delta P_2 \delta P_2 \rangle = 9.69 + 13.69, \longrightarrow 4.84\%$

$$\langle \delta P_3 \delta P_3 \rangle + \langle \delta P_4 \delta P_4 \rangle = 14.78 + 17.40, \longrightarrow 5.67\% \quad \text{となる。これは各ター$$

タが持つ情報が十分活用されていないために生じた不適切な解析結果によるためである。

4. 誤差評価——複数のデータから最尤値を得る場合¹⁾²⁾

前節では異なる測定対象のデータ間に相関関係が存在する場合の一例について考察したが、ここでは同一測定対象に対し幾つかの測定データ間に相関関係が存在する場合について、共分散法による実験誤差評価法を考えてみよう。これはいわゆる best value を得る方法として評価者にとって興味深い問題であろうと思われる。

ここに示す方法はデータ間の共分散を最小にするよう、共分散行列の非対角行列要素も重率として含めた最小自乗法である。まず一般的な取扱いを示した後、具体的数値による計算例を紹介する。

対象となる評価値(例えば中性子断面積の評価結果)をベクトル表示で次のように示す。

$$P = (P_i) = (P_1, \dots, P_m), \quad i=1 \sim m \quad (8)$$

P の誤差を表わす共分散行列を M とすると、この P と M は計算に先き立って与えられるものである。次に (P_i) を求めた実験データのセットを次式のように与える。

$$D^0 = (d_i^0), \quad i=1 \sim m \quad (9)$$

その共分散行列を V , D^0 に対応する評価値を $D = (d_i)$ とする(例えば direct measurement では $d_i = P_i$, ratio measurement では $d_i = P_i/p_j$)。 P に代る新しい値を P' とすると、 D^0 データを fit するモデルは次式で与えられる。

$$D' = D + G(P' - P) \quad (10)$$

G は $m \times n$ 行列の要素 $g_{ij} = \partial d_i / \partial p_j$ である(direct measurement では G 要素は 1 または 0 となる)。

P' は次式の χ^2 を最小にする値として決定される²⁾。

$$\chi^2 = (P - P')^t M^{-1} (P - P') + (D^0 - D')^t V^{-1} (D^0 - D') \quad (11)$$

ここで $N = G M G^t$ の定義に従うと、新たなベクトル P' の解とその共分散行列 M' は次式で与えられる⁷⁾。

$$\begin{aligned} P' - P &= M G^t (N + V)^{-1} (D^0 - D) \\ M - M' &= M G^t (N + V)^{-1} G M \end{aligned} \quad (12)$$

ここに示した誤差解析法に従って具体的に数値を使って計算を行ってみる。その例題として James⁸⁾ が linac-TOF 法によって黒鉛の 2080 keV 共鳴エネルギー測定を行ったデータを引用する²⁾。中性子エネルギー E , 飛行距離 L , 時間 t の間に次の関係がある。

$$E = (72.3 L/t)^2, \quad dE/E \propto 2 dL/L - 2 dt/t \quad (13)$$

James の測定によれば、Run-1: $L^1 = 100 \text{ m}$, $\delta L_c^1 = 0.003 \text{ m}$, $\delta t_c^1 = 0.25 \text{ nsec}$, Run-2: $L^2 = 50 \text{ m}$, $\delta L_c^2 = 0.006 \text{ m}$, $\delta t_c^2 = 0.5 \text{ nsec}$, $\delta L_m = 0$, $\delta t_m = 0.4 \text{ nsec}$ 。飛行距離を 2 成分に分けて $L^i = L_m + L_c^i$ ($i=1, 2$), L_m は各 Run に共通しているもの(例えば中性子源から検出器迄の距離), L_c^i は固有の距離(例えば中性子のエネルギーに依存した検出器内走行距離)とする。 $t^i = t_m + t_c^i$ ($i=1, 2$) も同様に L_m, L_c^i に対応する飛行時間。前節と同様にして、上記のデータを使えば Run-1 と Run-2 に対する共鳴エネルギーの分散、共分散の計算結果は次のようになる(詳細は付録-2)。

$$\left. \begin{aligned} \text{Var}(\delta E^1, \delta E^1) &= 0.1688 \text{ keV}^2 \\ \text{Var}(\delta E^2, \delta E^2) &= 1.379 \text{ keV}^2 \\ \text{Cov}(\delta E^1, \delta E^2) &= 0.2204 \text{ keV}^2 \end{aligned} \right\} \begin{array}{l} \text{従って} \\ \text{共分散行列は} \\ \text{(誤差ファイル)} \end{array} \quad V = \begin{pmatrix} 0.1688 & 0.2204 \\ 0.2204 & 1.379 \end{pmatrix}$$

D^0 は James の 2 回の測定値 $D^0 = \begin{pmatrix} 2078.31 \\ 2079.2 \end{pmatrix}$ を引用し、この実験では $G = \begin{pmatrix} 1 \\ 1 \end{pmatrix}$

と与えられる。また、実測値に近い評価値として $P = (2078) \text{ keV}$, その誤差を大き目に 5 keV , 即ち $M = (25)$ と選ぶと, (12)式は次のようになる。まず $N = G M G^T$ の定義

に従って $N = \begin{pmatrix} 1 \\ 1 \end{pmatrix} (25) \begin{pmatrix} 1 & 1 \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} 25 \\ 25 \end{pmatrix} \begin{pmatrix} 1 & 1 \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} 25 & 25 \\ 25 & 25 \end{pmatrix}$, よって (12)式は

$$P' - 2078 = (25) \begin{pmatrix} 1 & 1 \end{pmatrix} \begin{pmatrix} 25+0.1688 & 25+0.2204 \\ 25+0.2204 & 25+1.379 \end{pmatrix}^{-1} \begin{pmatrix} 2078.31 - 2078 \\ 2079.2 - 2078 \end{pmatrix}$$

$$= (25) \begin{pmatrix} 1 & 1 \end{pmatrix} \begin{pmatrix} 0.9469 & -0.9053 \\ -0.9053 & 0.9034 \end{pmatrix} \begin{pmatrix} 0.31 \\ 1.2 \end{pmatrix} = 0.2654$$

$$25 - M' = (25) \begin{pmatrix} 1 & 1 \end{pmatrix} \begin{pmatrix} 0.9469 & -0.9053 \\ -0.9053 & 0.9034 \end{pmatrix} \begin{pmatrix} 1 \\ 1 \end{pmatrix} (25) = 24.835$$

以上より $P' = 2078.27$, $M' = 0.165$ を得る。従って、最終的な評価値及びその誤差は $2078.27 \pm 0.41 \text{ keV}$ と与えられる。ここで注目すべき事は求った best value 2078.27 が James の測定値, 2078.3 と 2079.2 間に存在していない。これは非対角要素を含む共分散行列処理によったためであり²⁾, 今回のように共分散行列要素に $V_{11} < V_{12} < V_{22}$ の関係がある場合は、このようなことになる。

5. おわりに

実験データ間に存在する相関関係に注目し、具体的な数値を引用しながら共分散法による誤差解析の方法と結果について紹介した。ここでは、その手法の理解を容易にし、手計算でも扱い可能な範囲にとどめるため、2~3 のデータセットに限定したが、実験データが多くても原理的には同じで、電子計算機の導入が必要となる。この目的のための計算コードとして、例えば 'STAY'SL'⁹⁾ 等の使用が考えられる。

共分散法の適用は誤差解析を行う上で、誤差の性質の理解と各実験データ間の不確かさを記述する誤差ファイルの作成に役立つ。また、評価者にとっては実験データ評価を行う上で、非常に有益な情報を与えてくれる。こうした点から実験者はそのデータの持つ誤差行列(相関係数行列)を提示しておくことが今後要望されるようになる。

参考文献

- 1) W. Mannhart and F. G. Perey : Proc. of 3rd ASTM-EURATOM Symp. on Reactor Dosimetry, Ispra (1979) in print.
- 2) F. G. Perey : Proc. Int. Conf. on Neutron Physics and Nuclear Data for Reactors and Other Applied Purposes, Harwell, CONF-780921 (1978) 104.
- 3) F. G. Perey : ORNL/TM-5938 (1977).

- 4) K. Kobayashi and I. Kimura : Proc. of 3rd ASTM-EURATOM Symp. on Reactor Dosimetry, Ispra (1979) in print.
- 5) W. Mannhart and W. G. Alberts : Nucl. Sci. Eng., 69 (1979) 333.
- 6) W. Mannhart, 1) 林捷平, 木村逸郎 : 原子力学会年会 昭和55年3月, C-13 (1980).
- 7) J. B. Dragt : RCN-122 (1970) 85, and Nucl. Sci. Eng., 62 (1977) 117.
- 8) G. D. James : Proc. Int. Symp. on Neutron Standards and Applications, NBS Special Publication, 493 (1977) 319.
- 9) F. G. Perey : ORNL/TM-6062 (1977).

付録 - 1 ガンマ線検出効率と相関係数行列

ガンマ線検出効率を $\epsilon_i = a E_i^b$ 式で近似する。標準ガンマ線源による各エネルギーと、これに対する検出効率の最小自乗処理によって定数 a, b を決定する。上式の偏微分形は $\delta\epsilon_i = E_i^b \delta a + a E_i^{b-1} \delta b$ ($i = 1 \sim 3$)。 $E_1 = 0.336$ MeV, $E_3 = 1.368$ MeV を例にとると、本文同様、検出効率に対する分散、共分散は次のように求まる。

$$\left. \begin{aligned} \text{Var}(\epsilon_1, \epsilon_1) &= \langle \delta\epsilon_1 \delta\epsilon_1 \rangle = 4.996 \\ \text{Var}(\epsilon_3, \epsilon_3) &= \langle \delta\epsilon_3 \delta\epsilon_3 \rangle = 1.129 \\ \text{Cov}(\epsilon_1, \epsilon_3) &= \langle \delta\epsilon_1 \delta\epsilon_3 \rangle = 1.897 \end{aligned} \right\} \text{共分散行列は } \begin{pmatrix} 4.996 & 1.897 \\ 1.897 & 1.129 \end{pmatrix}$$

同様に行えば3つのガンマ線エネルギーに対して $= \begin{matrix} 2.23\% \\ 1.06\% \end{matrix} \begin{pmatrix} 1.00 & & \\ & 0.80 & \\ & & 1.00 \end{pmatrix}$

E_i	ϵ_i	%	相関係数行列 ($\times 100$)
$^{115m}\text{In} (0.336)$	$\epsilon_1 \pm$	2.23	$\begin{pmatrix} 100 & & \\ & 95 & \\ & & 80 \end{pmatrix}$
$^{27}\text{Mg} (0.844)$	$\epsilon_2 \pm$	1.39	
$^{24}\text{Na} (1.368)$	$\epsilon_3 \pm$	1.06	

付録 - 2 James のデータによる共分散行列の計算

$$\begin{aligned} \text{Var}(L^i, L^i) &= \langle \delta L_m \delta L_m \rangle + \langle \delta L_c^i \delta L_c^i \rangle + 2 \langle \delta L_m \delta L_c^i \rangle^* \\ \text{Cov}(L^i, L^j) &= \langle \delta L_m \delta L_m \rangle + \langle \delta L_c^i \delta L_c^j \rangle^* + \langle \delta L_m \delta L_c^i \rangle^* + \langle \delta L_c^j \delta L_m \rangle^* \end{aligned}$$

*印の項は相関がなく、0となる。時間成分も同様にして

$$\begin{aligned} \text{Var}(t^i, t^i) &= \langle \delta t_m \delta t_m \rangle + \langle \delta t_c^i \delta t_c^i \rangle \\ \text{Cov}(t^i, t^j) &= \langle \delta t_m \delta t_m \rangle \end{aligned}$$

ここで $E = (72.3L/t)^2$ の関係を利用すれば、エネルギーに関する分散、共分散の計算は次式によって求まる。

$$\begin{aligned} \frac{\langle \delta E^i \delta E^i \rangle}{(E^i)^2} &= \frac{4}{(L^i)^2} \langle \delta L^i \delta L^i \rangle + \frac{4}{(t^i)^2} \langle \delta t^i \delta t^i \rangle \\ \frac{\langle \delta E^i \delta E^i \rangle}{E^i E^i} &= \frac{4}{L^i L^i} \langle \delta L_m \delta L_m \rangle + \frac{4}{t^i t^i} \langle \delta t_m \delta t_m \rangle \end{aligned}$$

結果の一例：

$$\frac{\langle \delta E^1 \delta E^1 \rangle}{E^1 E^1} = \frac{4}{100^2} \{ 0^2 + 0.003^2 \} + \frac{2080 \times 1000 \times 4}{(72.3 \times 100)^2} \{ 0.4^2 + 0.25^2 \} / 1000^2 = 3.9014 \times 10^{-8}$$

〈報告〉

NEACRPと炉物理研究(特別専門)委員会の最近の活動

原 研

弘田 美弥

第22回NEACRP

第22回NEACRPは昨年10月パリのOECD本部において開催された。討論されたトピックスは学会誌の談話室(Vol.21, No.12, 39)で報告したように、燃料の照射履歴決定のための同位元素相関技術、燃料の貯蔵と輸送における臨界問題、ブランケットにおける中性子透過問題、遮蔽のための感度解析とベンチマーク実験、非均質LMFBR炉心など、現在世界的に関心の高いものであった。この会合では、トピックスについてそれぞれ1名のNEACRP委員がTitle議長より指名され、そのレビューをまとめている。指名された委員が作成した案に各委員がコメントしたものを議事録とするという方法によって、議事録作成の負担軽減をねらった面もあるが、そのトピックに関する世界における研究の現状や問題点が各委員のコンセンサスを得た形で表現されている。第22回NEACRP議事録(技術セッション)は去る4月24日の第36回炉物理研究委員会にてコピーを配布してあるので、関心のある方は御一読下さい。

ベンチマークの提案

NEACRPの活動の1つにベンチマーク問題の提案とその結果の国際比較がある。NEACRPにおける最近の中心的関心は、ANLが担当して作成した大型(1250MWe)LMFBRベンチマークモデルの国際比較計算である。これには10ヶ国が参加して16の計算結果が提出され、JENDL-1, J-F-IIおよびJ-F-II(25群)の3つが含まれている。半径方向の出力分布や中心制御棒価値にみられた予想外の不一致の解明をめぐって議論が活発であり、とくに、積分データによって修正されているFGL5やCARNAVAL-IIIおよびIVとENDF/B-IVによる計算結果の差異に関心が集中している。CおしせいんS氏(ANL)が行った感度解析の結果は、これらある種の感度が炉心のサイズに大きく依存することを示している。

その他、GCFRにおける蒸気侵入ベンチマーク計算なども実施され、西独においてその結果のまとめが行われている。今後提案される予定のものに、多次元動特性ベンチマークや炉雑音解析ベンチマークがある。後者は日本が問題作成を担当しているものであって、来年東京で開催される予定の第3回炉雑音専門家会議(SMORN-III)と関連してその実施を計画している。炉物理研究委員会では、54年度よりSMORN-III開催準備委員会を設けて準備を進めているが、これらについては前回の会報で西原氏(京大原子炉実験所)により紹介されているし、その後の経過は本会報で篠原氏(原研)により報告されている。

専門家会議の開催

SMORN-IIIのような専門家会議の主催はNEACRPの大きな活動の1つであって

NEACRPにおいてその目的と開催場所や期日などが討議された後実施されることになっている。昨年11月には3次元出力分布計算に関する専門家会議が開催されたが、この会議は運転中の原子炉の3次元出力分布の急速計算法の精度を検証することを主題としたもので、59名の専門家が参加し、主として軽水炉について24の研究発表が行われた。わが国からは3つの研究発表がなされたが、本会報にそれぞれの要旨が掲載されている。最近NEAによりその議事録も発刊されたので、炉物理研究委員会では第3回原子炉システム専門部会を開いて、その会議の成果について検討することになっている。

今年10月27~29日にOECD本部において、原子炉遮蔽のための核データとベンチマークに関する専門家会議が開催される。遮蔽における感度解析と不確かさ解析および中性子透過ベンチマーク実験の実施に関する国際協力計画は、1973年6月からNEACRPによって開始されたが、最近解析および実験の両面においてかなりの進展が見られたので、第5回目の専門家会議が開催されることになった。炉物理研究委員会の遮蔽専門部会では、感度解析と不確かさ解析に関するワーキンググループを本年始めから発足させて調査検討を行っているが、核データの不確かさの共分散マトリックスに関連した問題があり、急速な進捗は望めないであろう。

モノグラフの作成

NEACRPの他の活動としては、モノグラフやデータシートの編集がある。「高速炉物理の現状」というモノグラフの作成は1976年から開始され、6つの章の内、第4章：ブランケット物理（日本担当）および第5章：遮蔽（イタリア）はすでに完成した。第3章：制御棒（英国）および第6章：反応度係数（米国）は草稿が第22回NEACRPにおいて配布され、それに対するコメントが要請された。また、NEACRPの前議長であったBa₂2_é氏からその序文の草稿も最近送付されて来た。以上の4章と序文の草稿のコピーは炉物理研究委員会において配布済みであるが、第1章：クリーン炉心（西ドイツ）および第2章：燃焼の物理（フランス）は草稿も未完という状態である。このように各章は別々に執筆され、かつ時間的にもずれがあるので、1冊としてまとめるにはかなりの困難が予想されるが、個々の章は世界における研究の現状や残された問題点を知る上ですぐれたレビューであると思われるので、第1章および第2章の脱稿を鶴首している。

第23回NEACRP

第23回NEACRPは9月22~26日に米国のアイダホ研究所において開催されることになっている。新しいトピックスは構造材の反応度と放射化、TMI-2事故と関連した過渡解析研究、臨界実験の解析上の問題点及び運転中の原子炉からの情報の利用であり、前回から繰越されたトピックスは非均質炉心、中性子透過問題、炉内計装、炉外臨界問題である。炉内計装というトピックは炉内測定に関する専門家会議を来年IAEAと共催で開くかどうかを検討するため、運転中の原子炉の3次元出力分布の測定精度に関連している。第23回NEACRPに対する準備のためには、第37回炉物理研究委員会を7月下旬に開催する予定であるが、上記のトピックスに対する研究発表や第22回NEACRP以後のわが国における炉物理研究活動のレビューの準備など、この誌面をかりて広くお願いする

次第である。

以上 NEACRP とそれに対応した炉物理研究委員会の最近の活動について紹介したが、炉物理研究委員会には原子炉システムおよび遮蔽専門部会と SMORN-III 開催準備委員会の他に核融合炉専門部会があって、核融合炉ニュートロニクスの研究に関する情報交換と研究の促進に活動を行っている。第18回および第19回 NEACRP においては、核融合炉におけるニュートロニクス問題がトピックの1つに取上げられ、原研におけるリチウム金属集合体についての実験と解析結果が報告されたことがある。昨年開かれた第2回核融合炉専門部会や第36回炉物理研究委員会においては、解析上の問題とくに多重微分面積の重要性について活発な討論がなされている。原研の FNS と阪大の OKTAVIANA の稼働も近く、研究の急速な進展がなされるであろう分野であり、核融合炉専門部会の活動が期待される。

最後に、炉物理研究委員会内に NEACRP への対応が受動的すぎるのではないかとこの意見があることに言及しよう。すなわち、わが国の炉物理研究者が NEACRP をもっと能動的に利用することを考慮する必要があるのではなからうかという点である。たとえば、研究上の問題点があれば NEACRP のトピックに提案し、世界における研究の現状や問題点の解決法を知るといふ積極的なやり方が、わが国としてももっと必要であろう。SMORN-III のわが国における開催やベンチマーク問題の作成などは、この線に沿ったものといえようが、今後は能動的な国際協力を実施することがますます肝要となって行くであろう。

NEACRP
専門家会議
報告

運転中原子炉の3次元出力分布計算法に関する専門家会議

動燃事業団

茅 賀 暢

OECD-NEA (Nuclear Energy Agency) 主催による標記の専門家会議が昨年11月26日～28日の3日間パリに亘りOECD本部で開催され、筆者も論文を提出し発表する機会に恵まれたので、会議の様子をここに報告させて頂くこととした。

本専門家会議は運転中の原子炉における3次元出力分布追跡の实用的な解析手法と実測値との比較評価を主題とし、特に实用的である目的を以て "rapid method" とその精度評価に重点を置かれた。本会議に提出された論文は合計24編で、高速炉および重水炉 (ATR) 各1編の他はすべて軽水炉 (BWR, PWR) を対象とし、国別には地元のフランスが一番多く5編、そして米国4編、日本3編、英国2編、西ドイツ2編、スイス2編、ベルギー2編、フィンランド、ノルウェー、オランダ、イタリア各1編の構成であった。

日本から提出された論文は本口他 (日立エネ研) による "Effective Use of Operating Data for 3-Dimensional BWR Core Simulator", 内藤 (原研) による "Power Distribution Calculation in a Light Water Power Reactor by a New Finite Difference Method", および茅賀 (動燃) による "POLESTAR 2F/3F Code for Power Mapping and Refuelling Analyses of Operating HWR-Fugen" の3編である。また出席者は本口、茅賀の2名で内藤氏は都合により出席を得なかったため、筆者が代役で内藤氏の論文を紹介した。

会議の全出席者は約60人でOECDを含ま17ヶ国の参加があった。米国のA.F. Henry教授 (MIT), H.C. Honeck博士 (SRL), R. Crowther博士 (GE), B. Zolotar博士 (EPRI), 英国のJ. Askew博士 (UKAEA) 等、長期間に亘り専門的の分野で指導的の役割を果たして来た方の出席が目立ち、Honeck博士は "積分輸送理論の創始者でTHERMOSによつて知られてゐる……" と紹介された。"リカー、あれはもう大昔のことですと云々" と述べた答へた一幕もあり、各国の新旧を一室に会合した感と深くしたものである。また私事に亘つて恐縮であるが、米国のZolotar博士は筆者の留学時代の研究室の同僚であり、15年振りに旧交を暖めることのできたのは幸ひであった。

各国から発表された内容は、動力炉の3次元出力分布解析の技法、計算機によるデータ処理の問題、出力分布追跡の精度確保の問題等を取扱ったものが多く、提出論文は製本されてOECD報告書として刊行される。ここではその要旨をまとめて紹介したい。

解析手法について：

報告された解析手法の大部分は粗メッシュ法による空間的取扱うを行い、燃料集合体のX-Y平面に於いて1 mode, ある時は2x2 mode に区切り、軸方向に於いてはこれに見合う程度のメッシュを区切るものであるが、その他の解析手法には多くの変型が見られる。エネルギー群の選択には1群, 1½群, 2群があり、方程式の導入に於いては微分型あるいは積分型の有限要素法を採用している。また、軸方向の分布、特に制御棒の影響を表すのにモード合成法を採用したものである。

このように炉心全体に亘る解析を实用的な粗メッシュ法で実施する一方で、燃料集合体単

位の微細構造については(ピン配列, 濃縮度分布, バーナブルポイズン, 制御棒, その他の構造物), 別途アセンブリモデルによる詳細な空間/エネルギーの解析を行い, そこから得られる核定数と炉心全体に亘る粗メッシュ法解析に供給するものと存している。多くの場合これらの核定数はマクロ断面積として, 又燃焼過程の関数として与えられるものである。

解析精度については:

出席者の見解では, 解析結果と比較すべきイオンチェンバーの測定値は位置決めの不確かさと統計誤差を合わせて±2%のRMS誤差を有すると考えられる。実際現状において測定値の不確かさは, 解析の精度比較と不確かさを大なる原因となっており, その精度評価の結果にPWRで±3%の評価誤差を与え, BWRではそれ以上の誤差を与えるであろう。一方, カンマスクリーニングによる測定は精度が良く±1~2%の測定誤差内に入ると云われており, その測定値は直接に運転時における出力分布を与えるものであるがこの問題の根本の解決には存しない。

燃料集合体について2x2 nodeを取り2群計算を行, た場合, イオンチェンバー測定値に対して燃焼過程を通したのピーク誤差は6%と与えられ, そのRMS誤差は±3%と評価された。空間メッシュを細分化して反射体の扱, 等に注意を払えばRMS誤差±2%程度まで解析精度を向上させることもできるであろう。

次に各国の発表の中より代表的なものを選んで, 報告の要約をしよう。

(英国) 英国のI.H.Gibson他はPWRの出力分布解析を行い, 測定データとの対比を含む最近の成果を報告した。解析には粗メッシュ3次元拡散を用いた2群計算で解析精度は最大誤差数%と見積られた。核定数計算にはWIMS69群データライブラリーを使用している。

(米国) GE社のR.Crowtherが最近の解析成果とBWRの実測値と比較した報告を行, た。解析精度は数%以内と確保する。改良型BWR設計について炉心のレイアウトを例示して説明した。その要旨は(1)軸方向および半径方向のブランケットの導入, (2)制御棒周辺に低濃縮燃料の装荷, および(3)燃料集合体設計の最適化, である。なお制御棒周辺に低濃縮燃料を装荷する件については全制御棒の反応度効果は1~2%ΔK減少するが, 制御計画上の問題は存しない。EPRIのB.Zolotarはユーザー向けの有限要素法の解析例に関する報告をした。その主旨は, 原子炉解析の手法が高級になると一般性を失って使用しにくくなるとして, 実用的な有限要素法の応用を紹介し, このよきな簡略な出力分布解析法とオンライン計算機で処理する将来の方向を解説した。

(ベルギー) 粗メッシュ34x34x24空間格子の1群階差方程式をPWRに適用した報告をした。この方法は核定数を K_0 と M^2 に集約する事で動燃から提出した筆者他の手法と類似している。またこの発表においてPuMOXとUO₂燃料とチェッカーボード配置した例を解析しているが, PuMOX燃料の出力が実際より10~20%高く計算される傾向を示している。これが問題点として指摘された。PWRでは隣接する燃料集合体相互間の干渉効果が非常に強いため, PuMOXとUO₂燃料を混床した場合に1群粗メッシュ計算では誤差が大きくなるものと考えられている。付記するが, 小げんの解析でも同じこと指摘されているが, 炉心構成と違っているためこの程度大きな誤差は生じていない。

POLESTAR-2F/3Fコードは圧力管型重水炉の出力分布追跡と燃料交換を含む燃焼解析を実施するため、南緯1次元/3次元コードであり、「ふげん」型重水炉の燃料利用計画を考慮してその燃料装荷パターンを自由に表現し得る特徴と有している。ここに報告する内容はOECD-NEAの専門家会議に提出した論文“POLESTAR-2F/3F Code for Power Mapping and Refuelling Analyses of Operating HWR-Fugen”と要約したものである。

1. 基礎方程式と炉心レイアウトの表示

炉心の基礎方程式は燃料集合体を単位として格子真を取る粗メッシュ1群方程式で、2次元および3次元の場合それぞれ下記の通りとなる。ここに (i, j, k) は空間格子真を表し、 ϕ は全中性子束、 K は各格子真の無限増倍率、 M^2 は移動面積、 h_{xy}, h_z はそれぞれ XY 平面および Z 軸方向のメッシュ幅を示している。2次元方程式の場合には、軸方向のバックリング μ_z^2 を入力する必要がある。

$$2\text{-Dim: } \frac{1}{h_{xy}^2} \left\{ \phi_{i-1,j} + \phi_{i+1,j} + \phi_{i,j-1} + \phi_{i,j+1} - 4\phi_{i,j} \right\} + \left\{ \frac{1}{M_{i,j}^2} \left(\frac{K_{i,j}}{K_{eff}} - 1 \right) + \mu_z^2 \right\} \phi_{i,j} = 0, \quad (1)$$

$$3\text{-Dim: } \frac{1}{h_{xy}^2} \left\{ \phi_{i-1,j,k} + \phi_{i+1,j,k} + \phi_{i,j-1,k} + \phi_{i,j+1,k} - 4\phi_{i,j,k} \right\} + \frac{1}{h_z^2} \left\{ \phi_{i,j,k-1} + \phi_{i,j,k+1} - 2\phi_{i,j,k} \right\} + \left\{ \frac{1}{M_{i,j,k}^2} \left(\frac{K_{i,j,k}}{K_{eff}} - 1 \right) \right\} \phi_{i,j,k} = 0, \quad (2)$$

この方程式は微分型の階差方程式になっている。燃料チャンネルの場所を示す各格子真の空間表示は、その周辺4真の燃料チャンネルの場所を示すID番号を組合せて与えれば良い。

たとえばFig.1は「ふげん」の炉心レイアウトを番号によって示したものであるが、特定の燃料を取り上げてその表示方法を説明しよう。すなわち、(FUEL 5, PU, 2, 3, 8, 9)と表示すれば、ID No.5の燃料チャンネルにはPuMOX燃料を装荷し、その周囲

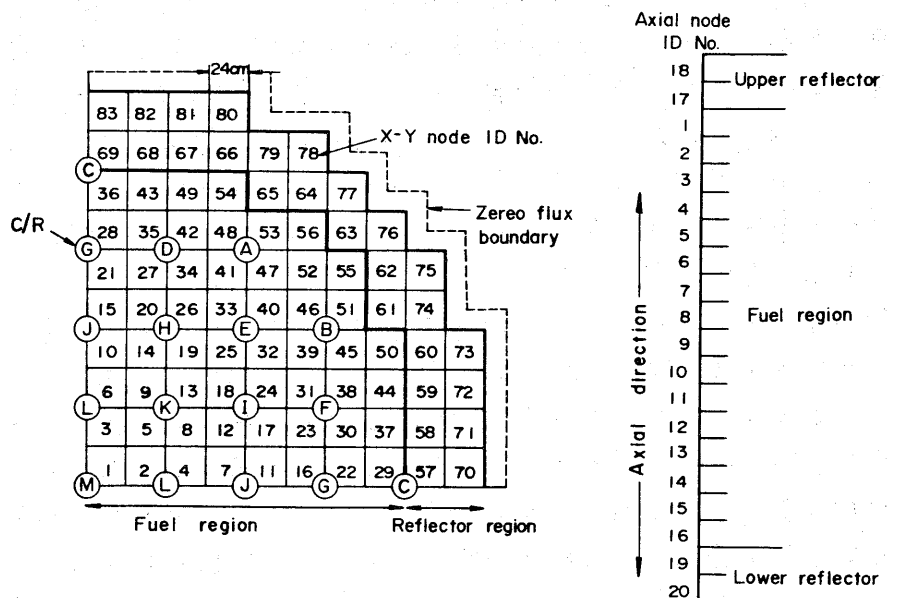


Fig. 1 Spatial Node ID No. of POLESTAR-2F/3F

KはID.No. 2, 3, 8, 9の各燃料チャンネルが存在することを示している。このようにして、I番目の燃料チャンネルあるいは反射体中の空間格子真ん中(FUEL I, K, I₁, I₂, I₃, I₄)と繰り返して表示すると、どのような複雑な装荷パターンであっても簡単に記述することができる。ここでKは燃料の種類を意味しており、その核定数は後述するよりのID No. を付してデータライブラリに内蔵されているものである。

この表記方法をFree Format形式と呼ぶこととするが、この形式は装荷パターン表示のみならず炉心燃焼管理に対して数々の利便を与える。例えば燃料交換の指示については、RELOAD I, K)と云う形式で交換チャンネルの位置と交換する燃料種類のID.No. とを与えると、それだけでプログラム上燃料交換が実行される。また、燃焼過程において特定の燃料についての情報を必要とする時は、単にID.No. K)と呼び出すことができる。

2. 燃焼データライブラリシステム

POLESTARコードは燃料集合体セルに関する詳細な燃焼データをデータライブラリとして内蔵する。これらの燃焼データは、燃料集合体単位についての詳細燃焼ユード(METHUSELAH-II, WIMS, CLUSTER-IV等)による解析結果をファイルすれば「良いが」、現在は「ふげん」の設計に重畳的に使用したMETHUSELAH-IIの解析結果を自動的にファイルしてデータライブラリに取り込むようになっている。また、どのような燃料も集合体単位でその燃焼データをライブラリに内蔵すれば、プログラム上炉心の装荷して原子炉運転に伴う燃焼解析を実行し得ることとなる。現在、POLESTARコードのデータライブラリには濃縮UO₂, Pu-NU MOX, Pu-DU MOX, LWR-Tandem MOX, ThO₂, Th-Pu MOX, Th-Pu-NU MOX等の燃料に関する燃焼データがすべて内蔵済になっている。

新型軽水炉は核燃料利用の多様化を特徴として開発を進めており、「ふげん」は濃縮UO₂燃料とPu-NU MOX燃料を混床装荷して運転中である。全炉心の約半数がMOX燃料で占められているが、このように大量のMOX燃料を総量用で使用するのは高速炉以外の熱中性子炉では世界で初めての実績となった。今後の開発の目標としては、天然ウランを使用するMOXに限らず劣化ウランの使用によるPu-DU MOXの利用が考えられている。劣化ウランとしては、濃縮のtailとして廃棄される0.2%ウランおよび軽水炉の使用済燃料を回収される0.8~0.9%減損ウラン(英語ではどっちもdepleted U)が考えられる。POLESTARコードによる燃焼解析では、これらの劣化ウランを使用するMOX燃料の装荷燃焼に特に困難はなく、燃料が製造されればその利用は何時でも可能になると評価される。

これらのライブラリデータはすべて燃焼度の関数として与えられ、その他重水中ポイズン濃度、制御棒隣接の有無等がパラメータとして考慮され、各々のケースについて固有のID No. を付されている。ライブラリデータとしてファイルされる主なものは、集合体セルのK_∞, M², 2群定数、局所ローピング、反応度係数、軽換比、Pu, U等の燃料組成と集合体当りの重量比等である。当初、POLESTARコードは1群モデルで計画されていたが、将来は2群モデルへの発展を予想して、データライブラリは2群定数を基本としてファイルされている。またThO₂を含むMOX燃料についても、炉心に分散装荷した解析が可能でそのための基燃焼データはすべてファイルされている。

3. 出力分布と炉内燃焼解析

POLESTAR コードの主要部分となる出力分布と炉内燃焼解析について、その簡単な流れを Fig.2 に示す。解析の手順は以下の通りとなる。

- (1) 燃料装荷, 炉心配置, その他条件の設定。
- (2) データライブラリより必要定数を取込み, 内挿外挿により中間燃焼度の核定数を発生させる。
- (3) 固有値 (K_{eff}) と中性子束分布を計算し, 炉心周辺部や反射体による中性子束の歪みを補正する。
- (4) 指定した原子炉出力レベルで入力して指定した任意の時間中の燃焼を進行し, その結果得られる出力分布, 燃焼度分布, K_{eff} 分布等と出力する。
- (5) 燃焼に伴って変化する核定数は燃焼ステップ毎にデータライブラリから自動的に取込み, 出力分布の再計算を行って次の燃焼計算に入る。この解析のステップは燃焼進行に限らず制御パターンの変更, 重水中ポイズン濃度の変更等についても同様を考える。

(6) 体系の固有値 (K_{eff}) が燃焼により低下して制限条件を下回ると, 燃料交換を実施して再度燃焼計算に入る。

燃料交換の指示は ① 指定した基準に達した時点でプログラムが自動的にその交換場所を選択する, ② 入力して指定した順番で交換を実施する, の2通りがある。実際には, 使用者が交換パターンを判断する必要があるため, 後者のオプションを使用する場合があります。

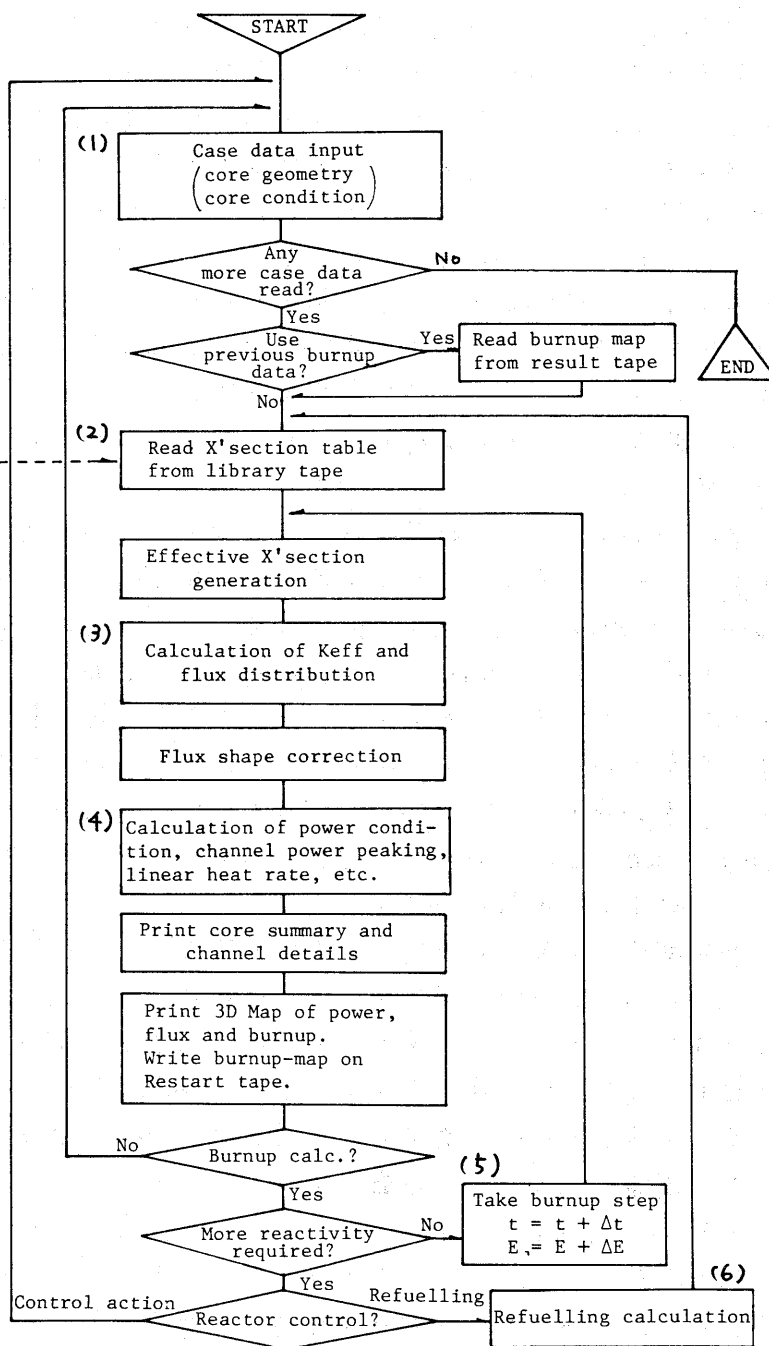


Fig.2 POLESTAR-2F/3F コードのフローチャート

4. 解析結果について

ここでは POLESTAR コードの解析例について紹介する。Fig. 3 は「小げん」の起動試験時において、最初に炉本 100% 定格出力を達成した時の実測値(実際にはオンラインプロセスコンピューターからの出力)、および他の類似コードによる計算値との比較である。その時の炉心平均燃焼度は 703 MWD/TM、重水中 ^{10}B 濃度は 5.24 PPM で、実測値と比較した出力分布はほぼ最大誤差範囲で、ほぼ満足すべきものであった。出力分布は 3次元計算に基づくものであるが、ここでは実測値をチャンネルパワーで与えることで、これに合せて軸方向を積分した値を提示した。

実用コードとしての POLESTAR の価値は計算時間の短縮にもある。代表的な解析例における計算所要時間を以下に示す。

(Case 1 POLESTAR-2F)

「小げん」 $1/4$ 炉心 2次元計算

燃焼期間 115 ステップ 1150 日間

燃料交換 合計 17 回

計算時間/計算機 110 Sec/CDC 6600

(Case 2 POLESTAR-3F)

「小げん」 $1/4$ 炉心 3次元計算 (起動試験時の燃焼道跡)

燃焼期間 8 ステップ 36 日間, 燃料交換なし, 計算時間/計算機 76 Sec/CDC 6600

5. 検討と今後の課題

以上の OECD-NEA に提出した論文と中心にして、「小げん」の出力分布道跡と燃料交換解析の手法について紹介したが、実際面における使用状況を含めて POLESTAR-2F/3F コードが「小げん」の燃料交換計画の実施に役立つことを併せて報告した。POLESTAR コードによる予測では、「小げん」の初装荷炉心が最初の燃料交換に至るまでに 5,870 MWD/TM の燃焼度を得ると与えていたが、運転実績でその数値は 5,930 MWD/TM であった。この比較は予想以上の好成绩であったが、今後「小げん」の運転経過と道跡として精度の確認を図りたいと考えている。なお、OECD 提出論文の時機では POLESTAR-2F/3F コードは 1 群モデルのみであったが、現在は 2 群化が完成し実用化されている。又、燃料集合体の周方向に対する出力分布の計算と LHR 分布の統計処理を実行し得る用途を現在進行中である。

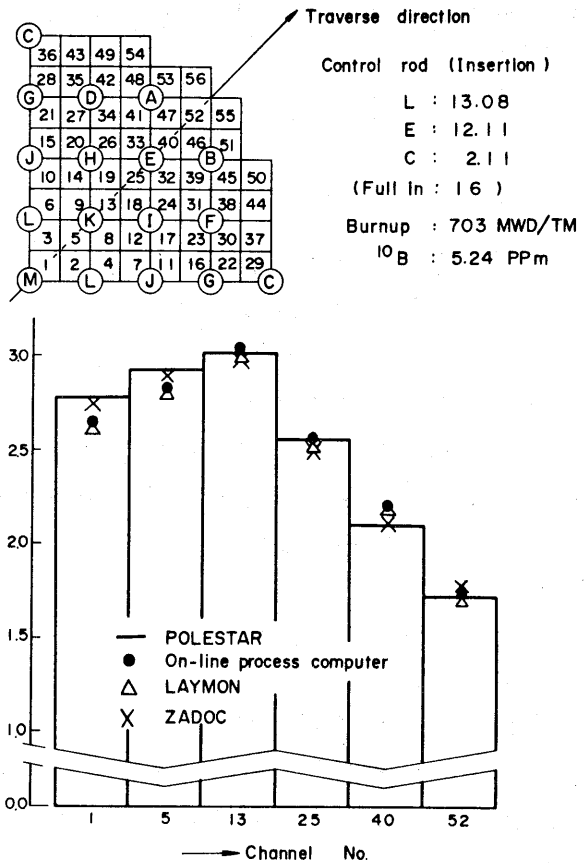


Fig. 3 Radial Power Distribution in HWR-Fugen (at 100% Power level)

新差分法による軽水動力炉の炉心特性の解析

原 研

内 藤 倣 孝

1. 序

軽水動力炉の炉心解析の中で出力分布の推定は最も重要な問題であり且つ困難な問題である。3次元の炉内の出力分布を求める信頼できる手法は中性子拡散近似式を階差法で求める方式である。しかし、この手法ではメッシュ中をあまり大きく取ると計算の精度が悪くなる。軽水動力炉のように中性子拡散距離の単位で大きな原子炉の解析には多くのメッシュ分割数が必要で、最新の計算機を用いても7点階差式を直接用いて解くことは困難である。そこで、種々の近似方法が開発されている。ここでは、できるだけ通常の階差方式に近い形式の近似解法を開発し、それを用いて小型動力炉の解析を行い計算精度の検証を試みた。

2. 1. 計算手法の概要

炉心計算をするにあたり、原子炉をFig. 1に示すごとく層(LAYER)とチャンネルに分割する。中性子拡散の計算手法としては、各チャンネル毎に1次元階差式を解き、各層毎に2次元階差式を解き、1次元計算と2次元計算が一致するまで繰返す手法(Leakage Iterative Method)を用いる。この手法による拡散コードDIFFUSION-ACEの計算の流れをFig. 2に示す。

軽水動力炉、特に沸騰水型動力炉の計算においては中性子拡散と熱流動特性の結合が強いので切離して計算することができず両者を繰返し法で求める必要がある。この計算のための計算コードSTEADY-ACEを開発した。この計算の流れをFig. 3に示す。

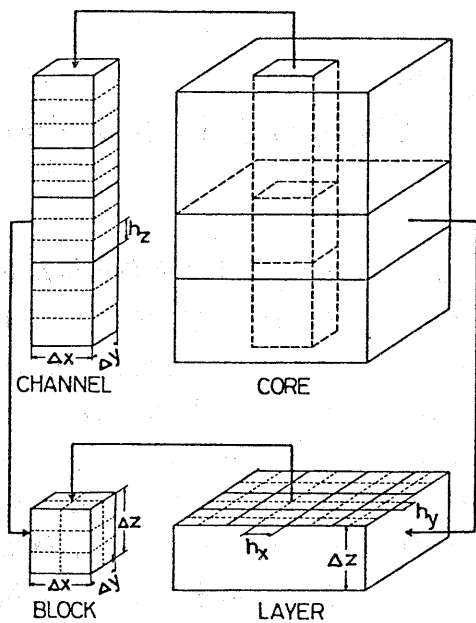


Fig. 1. Configuration of channels, layers, and blocks.

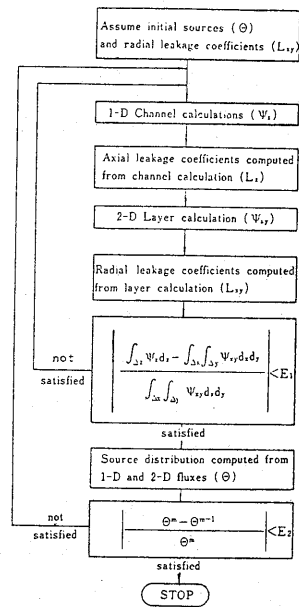


Fig. 2. Schematic diagram of the Leakage Iterative Method.

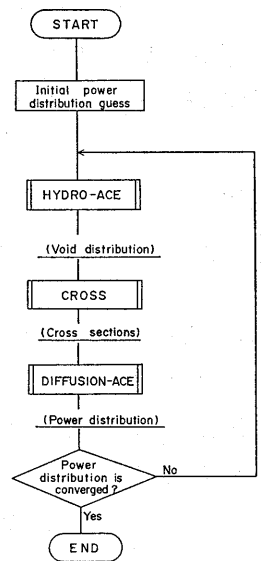


Fig. 3. General flow chart of STEADY-ACE.

この流れ図において、HYDRO-ACEはマルチチャンネルの熱流動計算コードである。中性子拡散計算と熱流動計算の繰返しの収束過程をTABLE-Iに示す。この列でNO. of Outer iterationとは中性子拡散計算のソース繰返し数を示す。即ち、最初に仮定された熱流動状態に対応する核定数分布を使用した場合には8回のソース繰返し数が必要であるが、次回以降から5, 3, 2, と減少している。拡散と熱流動の繰返しは7回で収束している。収束の判定は、前回と今回の出力分布の誤差が 10^{-4} 以内に入った場合収束したとしている。

TABLE I Convergence history of power-void iteration

No. of power-void iteration	No. of Outer iteration	Eigenvalue	Relative error of power-void iteration
1	1	1.00323	—
1	2	1.00550	—
1	3	1.00409	—
1	4	1.00364	—
1	5	1.00328	—
1	6	1.00303	—
1	7	1.00326	—
1	8	1.00317	—
2	2	1.00780	—
2	3	1.00844	—
2	4	1.00844	—
2	5	1.00842	—
3	2	1.00868	0.020602
4	2	1.00883	—
4	3	1.00894	0.022520
5	2	1.00900	0.006153
6	2	1.00899	0.002230
7	2	1.00899	0.000811

3. 計算結果

本手法の妥当性を検討するために、他の計算コードとの比較および実測データとの比較を行う。Fig. 5にDIFFUSION-ACEコードと、標準的な7点階差式による計算コードCITATIONとの計算結果の比較例を示す。DIFFUSION-ACEではチャンネル毎に1本の1次元計算が対応する。CITATIONの場合に1チャンネルの中を4x4メッシュに分割している。それ故、DIFFUSION-ACEの結果(実線)がCITATION

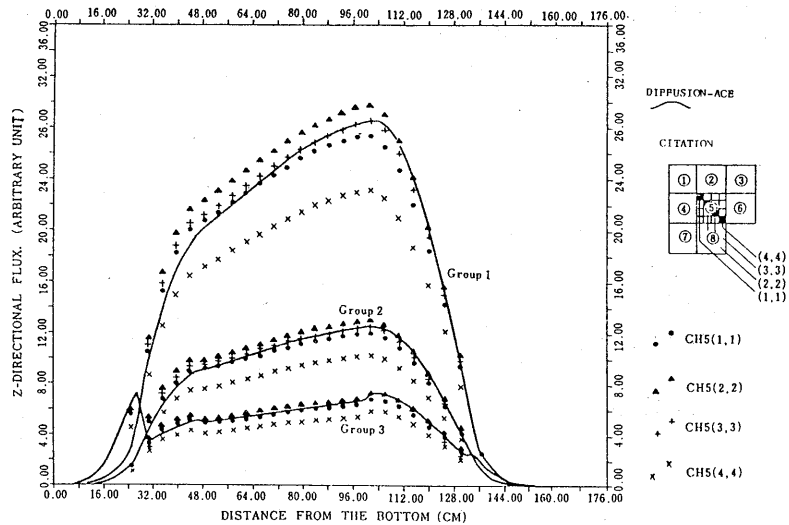


Fig. 5 Comparison of Z-Directional Flux.

の結果(・▲+×)の平均値を示せば、良いということになり、この例は非常に満足できる結果である。即ち中性子拡散の計算に関する限り今回の手法は従来の7点階差の結果と非常に満足すべき一致を示すことが判る。

次に、熱流動と結合した計算結果を検討するためにJPDR-II炉心における実測データと比較する。JPDR-IIは小型沸騰水型動力炉で、その断面をFig. 6に、また、データを示す。冷却材流量の各チャンネルへの配分の計算精度は炉内へ装荷された4体の計装燃料(IFA, See. Fig. 7)を流れる流量と、その位置の計算結果

をTABLE IIIに示す。この結果の計算誤差はほぼ5%以内に入り満足すべきものが得られていることが判る。TABLE IVには、チャンネルの発熱量と流量の配分の傾向の実測と計算の結果を示す。実測結果では、冷却材流量の大きな場合(Nominal value 100%)には発熱量の大きなチャンネルのほうが発熱量の小さいチャンネルよりむしろ少ない冷却材が流れ、全冷却材流量が減少(Nominal value 40%)した場合にはその傾向が逆転することが判る。計算結果は、この傾向を追従している。

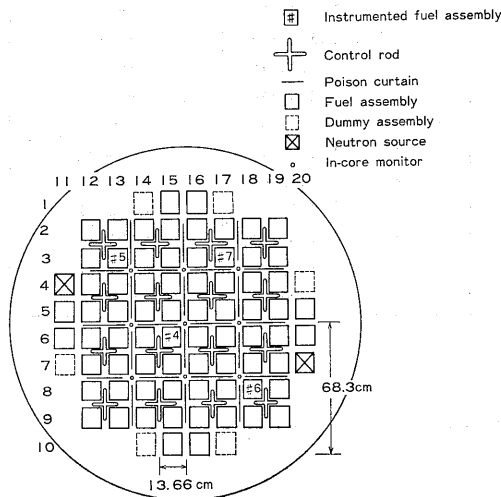


Fig. 6 X-Y cross section of JPDR-II core

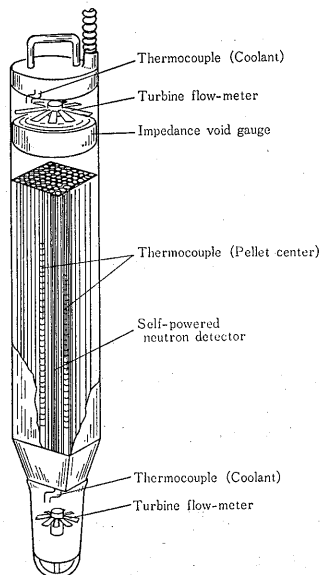


Fig. 7 JPDR-II instrumented fuel assembly

TABLE II JPDR-II core data

(1) Fuel rod		(4) Control rod	
Pellet diameter	10.66 mm	Number	16
Clad thickness	0.70 mm	Type	cross-shaped section
Clad outer diameter	12.23 mm	Pitch (square array)	273.2 mm
Fuel effective length	1,467 mm	Stroke	about 150 cm
Gas plenum volume	13 cc	Width	225.4 mm
Fuel material	UO ₂	Effective length	1,460 mm
Clad material	Zr-4	Poison	B ₄ C powder
Fuel density	10.41 g/cc	Clad & sheath material	S. S.
(2) Fuel assembly		Width of follower	114.3 mm
Number of fuel assembly	72	Thickness of follower	6.35 mm
Fuel rod array	7×7	Effective length of Follower	1,283 mm
Number of fuel rods per assembly	49	Follower material	Zr-4
Fuel rod pitch	16.6 mm	B ₄ C density	70%
UO ₂ weight per assembly	1370×49 kg	(5) Poison curtain	
Fuel assembly weight	about 100 kg	Number	24
(3) Channel box		Type	flat board
Thickness	1.5 mm	Width	2.48 mm
Material	Zr-4	Thickness	3.2 mm
		Length	1,667 mm
		Poison	Boron in SS
		Boron concentration	1,030 ppm

TABLE III Comparison of flow rate in IFA channels between calculation and measurement

Nominal flow rate		%	100	80	60	40
IFA	#4	kg/sec	6.50	5.10	4.04	2.80
HYDRO-ACE	(15, 6)	kg/sec	6.28	4.97	3.72	2.72
Error		%	-3.38	-2.55	-7.92	-2.86
IFA	#5	kg/sec	6.39	5.29	4.31	3.44
HYDRO-ACE	(13, 3)	kg/sec	6.51	5.34	4.26	3.40
Error		%	+1.88	+0.95	-1.16	-1.16
IFA	#6	kg/sec	6.65	5.56	4.27	3.59
HYDRO-ACE	(18, 8)	kg/sec	6.52	5.35	4.27	3.42
Error		%	-1.95	-3.78	-0.0	-4.74
IFA	#7	kg/sec	6.50	5.56	4.50	3.78
HYDRO-ACE	(17, 3)	kg/sec	6.55	5.41	4.35	3.53
Error		%	+0.77	-2.70	-3.33	-6.61

TABLE IV Dependency of coolant flow rate on heat production

	Location of assembly	Normalized heat production rate in assembly	Coolant flow rate (kg/sec)			
			Nominal value (%)			
			100	80	60	40
Calculated by STEADY-ACE	(12, 6)	1.349	10.90	8.79	6.83	5.32
	(11, 5)	1.003	11.09	8.78	6.61	4.92
	(15, 5)	0.508	11.22	8.42	5.84	3.73
Measured	IFA #4	0.557	6.50	5.10	4.04	2.80
	IFA #5	0.912	6.39	5.29	4.31	3.44

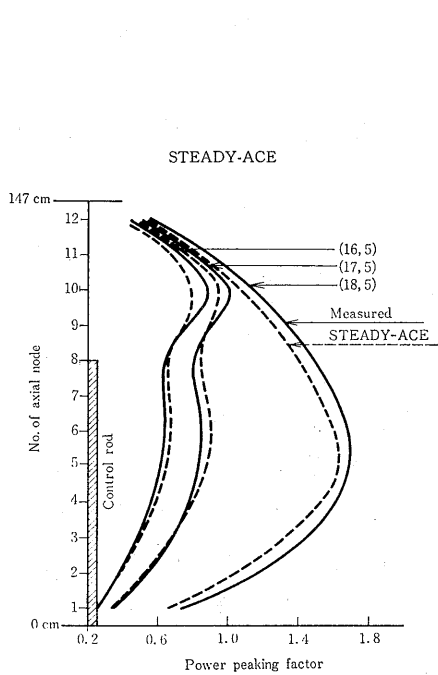


Fig. 8 Axial power distribution normalized to core average of unity

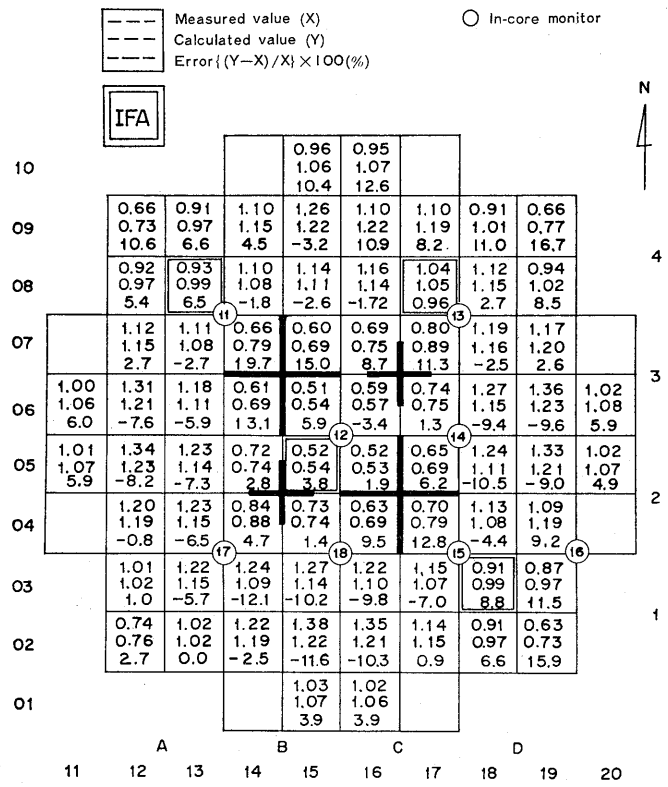


Fig. 9 Heat production rate in JPDR-II core

各チャンネルの発熱分布の実測値と計算結果の比較を Fig. 8 および Fig. 9 に示す。Fig. 8 には軸方向の出力分布の比較を、Fig. 9 には各チャンネルの積分発熱量の比較を示す。この結果、出力分布の実測との誤差が 10% 以上生ずることが判る。また、全体の傾向として、計算結果のほうが出力分布を平坦に算出していることが判る。この理由については目下検討中であるが、計算手法に関しては、反射体や制御棒の取扱いのモデル化に問題があったものと考えている。また、出力運転状態で使用する核定数（特に拡散係数）の精度も検証されておらず検討の必要がある。また、実測値に関しては、Fig. 9 に示す ○ (In-core monitor) 位置での $Ti-Cu$ ワイヤの照射結果より出力分布を推定しているため、そのことによる推定誤差があるものと考えている。即ち、出力運転状態下では、種々の因子が複合的に作用し、総合的な結果の評価となり、計算手法の妥当性の評価のみを行うのは困難である。今後さらに計算モデル、使用核定数の検討および実測値の再評価等を行いつつ総合的に判断してゆきたいと考えている。

1. シミュレーション・モデルとパラメータ同定

一般に、物理現象をシミュレーションする場合、現象のモデル化の方向として、次の二つがある。

(1) 物理現象自体を忠実に表現するモデル化

(2) 物理現象をブラック・ボックスと見なし、入出力関係に注目してモデル化

現実には、物理現象の理解の程度、プログラム記憶容量や計算時間への要求、またシミュレーションの目的等に応じて、両者を組み合わせたモデルを作成するのが普通である。両者を組み合わせたモデル化の一つの方法として、簡略化した物理モデルに複数の調節パラメータを導入し、実測データ、あるいは詳細物理モデルによる計算結果と一致するようにパラメータの値を同定してゆく方法がある。すなわち、図1に示すように、パラメータを入力データの一部と考えると、出力として目的とする物理量のほか、適当な評価関数を考えることができる。ここで、評価関数としては、シミュレーション・モデルの精度を評価できるものを選ぶ。たとえば、実測データと計算値の差の自乗平均値などがである。

パラメータの同定は、図1の入出力関係が線形特性を有する場合は線形計画問題に、非線形特性を有する場合は非線形計画問題に帰着する。原子炉の炉心をはじめとして、現実の物理現象はほとんどの場合、非線形問題であるので、ここでは、非線形最適化法の一つである、最急勾配法について説明する。後に述べる BWR 炉心シミュレータのパラメータ同定で用いた方法である。

最適化問題は、

制御変数 : パラメータ a^d ($d = 1, 2, \dots, L$)

評価関数 : $J \rightarrow$ 最小化

最急勾配法を用いると、 j 番目のパラメータ a^d は、式(1)で繰り返し修正される。

$$a_{i+1}^d = a_i^d - c \left(\frac{\partial J}{\partial a^d} \right)_i \quad (1)$$

ここで、 i は最適化のステップ番号、 $\left(\frac{\partial J}{\partial a^d} \right)_i$ は i ステップでの勾配、すなわち、パラメータ a^d を微小変化させたときの評価関数 J の変化の感度で、数値計算により求める。 c は探索のステップ数が少なくなるよう、フィボナッチ数列を利用して計算する。図2にパラメータ探索過程の概念図を示す。

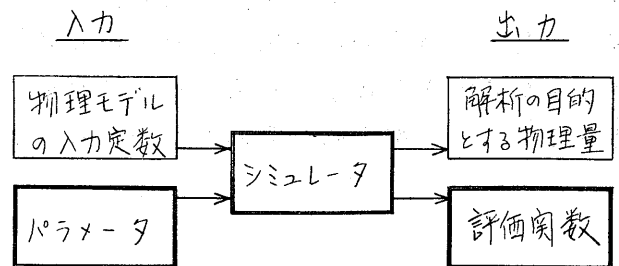


図1. シミュレータの入出力関係

2. 原子炉炉心シミュレータへのパラメータ同定

の適用

原子炉炉心シミュレータへの適用の例として、BWRの三次元炉心シミュレータFLARE¹⁾のパラメータ同定について説明する。これは、運転実績データを活用して、FLAREタイプ・シミュレータを効果的に使用する一つの試みである。

FLAREには、次の6個の調節すべきパラメータがある。

水平方向のカーネル混合係数	g_R
垂直方向のカーネル混合係数	g_V
炉心上端のアルベド	α_T
炉心下端のアルベド	α_B
半径方向外周のアルベド	α_I (外部ノード1個)
	α_2 (外部ノード2個)

また、ボイド・クオリティの関係式は、熱流動実験等別途求めるべきものがあるが、ここでは、炉心流量、熱出力等による変化を、ボイド・パラメータ β を導入して考慮することを試みた。すなわち、図3に示したように、定格炉心流量ではあらかじめ決められた標準のボイド・クオリティの関係式を用い、低炉心流量では、ボイド・パラメータ β で関係式を補正する。結局、同定すべきパラメータは、定格出力、定格炉心流量では上記6個のFLAREパラメータ、低炉心流量ではボイド・パラメータ β である。

評価関数 J は、炉心シミュレータの良さを表わす指標である。ここでは、BWRの運行型中性子検出器TIPによって実測される中性子束分布と、シミュレータによって得られる中性子束分布の差の自乗積分(式(2))を評価関数とした。TIPは、4体の燃料集合体に囲まれた案内管の中を移動し、高さ方向の中性子束分布を連続的に測定する。

$$J = \frac{1}{NK} \sum_{n=1}^N \sum_{k=1}^K (T_{nk}^M - T_{nk}^C)^2 \quad (2)$$

T_{nk}^M : n 層目のTIPの高さ方向ノード長での実測値(炉心平均値で規格化)

T_{nk}^C : 炉心シミュレータで得られたTIPの読み(炉心平均値で規格化)

N : TIPの数

K : 高さ方向ノード分割数

K は通常24, N は電気出力800 MWのBWR

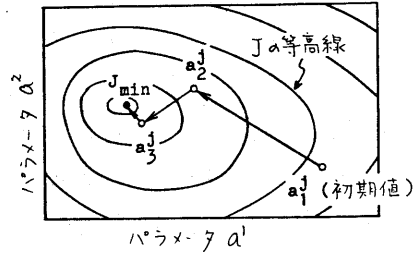


図2 最急勾配法によるパラメータ同定の概念

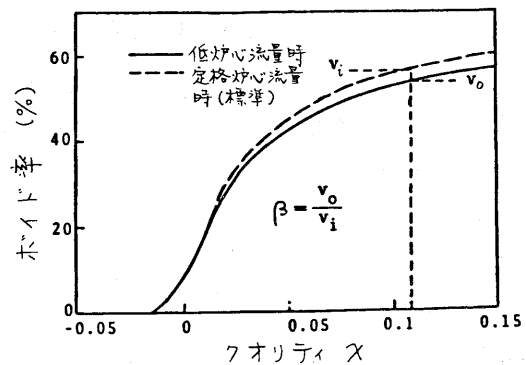


図3 ボイドパラメータ β の導入

で約 30 である。

以下、電気出力 800MW 級の BWR を対象に、炉心シミュレータのパラメータ同定結果の例を示す。なお、ここでは、TIP 実測値の代わりに詳細炉心シミュレータの出力分布から計算した TIP の読みを用いた。実測値を用いた例としては、文献 2) の結果を参照されたい。

問題の設定は以下の通りである。

- (1) 運転開始直後（燃焼度ゼロ）、定格出力、定格炉心流量で、詳細シミュレーション・モデルの結果を目標として、 J を最小とするよう 6 個の FLARE パラメータ $\beta_0, \beta_1, \beta_2, \beta_3, \beta_4, \beta_5$ を同定する。
- (2) 同定したパラメータを固定して、低出力、低炉心流量時に J を最小とするようボイド・パラメータ β を同定する。
- (3) 約 2ヶ月後（燃焼度 1 Gwd/t）の定格出力、定格炉心流量の出力分布を (1) で求めたパラメータを用いて推定し、同時点における詳細シミュレータによる結果、およびパラメータ同定結果と比較する。

図 4 に、運転開始直後にパラメータ同定した TIP 分布を示す。6 個のパラメータは 6 回の探索で収束し ($|J_i - J_{i-1}| < 0.0002$)、標準偏差 \sqrt{J} は 5.1% から 2.9% へ減少した。次に出力 60%、炉心流量 40% でボイド・パラメータを同定する。標準偏差は、9.9% から 3.4% まで減少した。

運転初期に同定したパラメータを用いて、1 Gwd/t 燃焼が達した時点での定格出力、定格炉心流量時の TIP 分布を計算すると、標準偏差は 3.2% となる。あらかじめ 2 パラメータ同定しても、標準偏差は 3.1% にしかならず、パラメータの値もほとんど変化しない。すなわち、一度パラメータを同定すれば、2ヶ月間はパラメータを修正する必要性がないことがわかる。

3. 結言

以上述べた方法は、実測データ（あるいは詳細シミュレータの解）があり、2 初めに適用できるものである。したがって、新たな炉心の設計や、燃料交換直後の炉心の性能予測等への適用には向いている。しかし、運転実績の評価や、その結果に基づく炉心運用計画など、その目的を限定すれば、パラメータ同定を細かな簡略炉心シミュレータの使用は、経済的かつ実際的であるプロセッサであると考える。

参考文献

- 1) D.L. Delp, et al.: FLARE, A Three-dimensional BWR Simulator: GEAP-4598 (1964)
- 2) T. Kiguchi, et al.: Effective Use of Operating Data for Three-dimensional BWR Core Simulator: NEA CRP Meeting, Paris (1979)

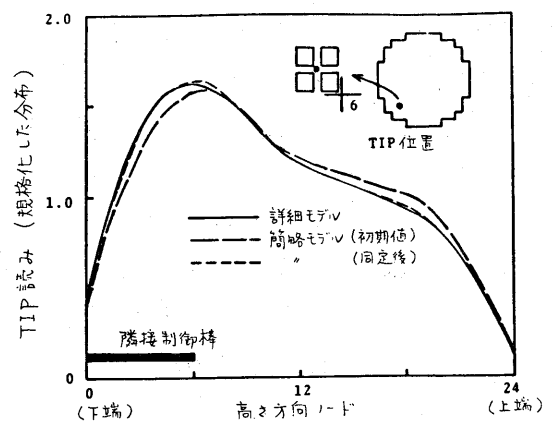


図 4 パラメータ同定結果の例

1. はじめに

原子炉の核燃料管理を行ううえで、核燃料が原子炉内でどのように燃焼したかを知る必要があり、このため燃焼測定が行われている。燃焼測定のための技術として、化学分析による破壊測定技術が軽水炉燃料に関してはほとんど確立されている⁽¹⁾。しかし、近年原子力発電容量が増大するにつれ、発電炉の経済性の向上および保護措置の観点から、限られた時間内に大量の燃料要素についての測定を行う必要に迫られている。このため、原子炉サイトにおいて適用可能な非破壊測定技術の開発が急務となっている。

燃料測定とは、一般に燃焼率(%:全核分裂数の照射前重元素原子数に対する百分率)、又は燃焼度(MWd/t:単位質量の核燃料から放出された全エネルギー)、燃料の組成変化、およびPuの蓄積量などを求めることを指している。非破壊測定法としては、 γ 線スペクトロメトリ、熱量測定、および中性子計数などの方法が試みられているが、現在主流となるものは γ 線スペクトロメトリ法であると考えられている。しかし、非破壊測定だけで精度良く燃焼評価を行うのは極めて困難であり、適当な基準試料について破壊測定法の結果を用いて校正することが必要である。すなわち、非破壊測定法と破壊測定法とはそれぞれの長を生かして、相補的に組み合わせなければならぬ。

γ 線スペクトロメトリ法による燃焼測定は、従来より ^{137}Cs の γ 線を用いて行われている。しかし、相対燃焼分布の測定にはこの方法は有効であるが、 γ 線強度と燃焼率などとを結びつけるには足の校正を行った燃料要素と検出器間の幾何学的検出効率を常に一定に保たなければならない困難さが伴う。この問題を解決する方法として、2種類の核分裂生成物(F.P.)からの γ 線の強度比を測定し、幾何学的検出効率を消去しようとするF.P.同位体相関法が注目されている。以下にJPODRにおける測定を例にして、この方法を紹介する。

2. F.P.同位体相関法の原理

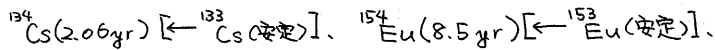
核燃料は燃焼に伴ってその同位体組成が変化する。U燃料の場合には ^{235}U の減少、 ^{236}U の生成、ならびにPuや超Pu元素の同位体の蓄積が生じ、加えてF.P.が生成される。これらの同位体間の比率は燃焼率との間に一定の関係を示すが、この関係を利用して燃焼率を求めようとするのが同位体相関法である。このなかで非破壊測定に適用可能な方法が、F.P.の γ 線強度比に着目した「F.P.同位体相関法」である。

照射後1年間以上冷却された燃料から放出される γ 線のスペクトル中に見出される主なF.P.を、その生成過程にもとづいて分類すると、

(1) 核分裂によって直接生成される核種:

^{106}Ru ($T_{1/2} = 368\text{d}$)、 ^{137}Cs (30yr)、 ^{144}Ce (285d)、

(ii) 核分裂によって直接生成された核種がさらに中性子を吸収したもの:



がある。

ここで、(i)に属する核種の個数密度を N_1 、(ii)に属するものを N_2 とし、核分裂断面積が Σ_f である燃料が一定の中性子束 ϕ のもとに T 時間照射されたとすると、 N_1 と N_2 は

$$N_1 \propto \Sigma_f \cdot (\phi \cdot T)$$

$$N_2 \propto \Sigma_f \cdot \sigma_a \cdot (\phi \cdot T)^2$$

で表わされる。ここに、 σ_a は N_2 の先行核であるF.P.の中性子吸収断面積である。すると、F.P.の比 N_2/N_1 は

$$N_2/N_1 \propto \sigma_a \cdot (\phi \cdot T)$$

となり、中性子照射量に比例する。 ^{137}Cs 生成量が核分裂数に直接比例しているのに対して、 N_2/N_1 は直接の指標とはなっていないが、 γ 線強度比と N_2/N_1 比とを結びつける際に検出器の幾何学的検出効率が含まれていない利点がある。

3. JPDR-I燃料の燃焼測定

BWRであるJPDR-I燃料の燃焼測定を次の手順によって進めた。

- (i) 燃料棒についてのF.P. γ 線強度比分布の非破壊測定、
- (ii) それらの燃料棒についての燃焼破壊測定
- (iii) 非破壊測定によるF.P. γ 線強度比と、破壊測定による燃焼率 \times Pu/U原子数比との較正、
- (iv) 燃料集合体についてのF.P. γ 線強度比分布の非破壊測定、
- (v) (iii)において得られている較正值を用いた、集合体内に蓄積されたPuの定量。

3.1. 燃料棒についての測定

36本の燃料棒で構成される1体の集合体から8本の燃料棒を選び、軸方向の12点について γ 線スペクトルを測定した。次いで、それらの点から24点について破壊測定用のサンプルをとり、燃焼率 \times 燃料組成を求めた。

(1) 燃焼率との相関^{(4),(5)}

非破壊測定によって得た γ 線強度比、 $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ および $^{154}\text{Eu}/^{137}\text{Cs}$ 、と破壊測定による燃焼率との関係を1本の燃料棒の場合についてFig. 1に示す。 γ 線強度比は燃焼率の一価関数であることが望ましいが、実際には燃料棒の上部セグメントの値は下部セグメントの値より15%ほど大きくなっている。また、炉心の水平方向についても、 γ 線強度比は両対数グラフ上でより小さい勾配を持つ直線上に並ぶことが明らかとなっている。

これらの原因として次の理由が考えられる。

- (i) 炉心の垂直方向の出力分布が燃料の燃焼とともに変化することによる。すなわち、燃焼初期の炉心において出力ピークの位置が中心より下側にあり、下が、燃焼が進むにつれて上方に移動した。このため ^{134}Cs のように、照射時間に比較して半減期が短い核種の分布には照射後期の出力分布がより強く残る。

(ii) 中性子スペクトルに空間依存性があることによる。すなわち、炉心の垂直方向にボイド分布があり、また水平方向に水ギャップが存在している。このため、集合体内の中性子スペクトルの空間変化が大きい。一方、 ^{134}Cs や ^{154}Eu の先行核である ^{133}Cs や ^{152}Eu は大きな共鳴吸収断面積を有しており、このため同一の燃焼率であっても中性子スペクトルが硬いほど ^{134}Cs や ^{154}Eu の生成量が多くなっている。

これらの(i)および(ii)の効果と燃料の照射履歴にもとづいて補正するとFig.2のように上下部セグメント間の差は少くなり、また水平方向についても垂直方向と同一の線上にγ線強度比が並ぶことが示されている。なお、中性子スペクトルの効果を評価する場合に、 ^{133}Cs と ^{238}U の6eV附近の共鳴吸収の干渉効果が無視し得ないことが高野らによって示されている。⁽⁶⁾

(2) Pu/U原子数比との相関⁽⁷⁾

破壊測定によって得られている燃料組成を用いてPu/U原子数比を計算し、γ線強度比との相関を調べた。結果をFig.3に示すが、燃焼率との場合と異って両者は1対1に対応している。この理由として、 ^{238}U から ^{239}Pu および一連の同位体が生成される過程において、中性子スペクトルの空間変化が ^{134}Cs に対する場合と同程度に影響していると考えられる。ちなみに、燃焼率とPu/U原子数比との関係を調べると、上・下部セグメント間の差は $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ の場合と良好一致を示している。また、 $^{154}\text{Eu}/^{137}\text{Cs}$ の場合についても同様な結果が得られている。

以上の事実から、BWR燃料に対してはF.P.同位体相関法は燃焼率よりもPu/U原子数比の測定に適していると言える。

3.2. 燃料集合体についての測定^{(8),(9)}

72体の集合体についてγ線スペクトロメトリを行い、これらに含まれているPu量を推定して、動燃で再処理されて得られた結果と比較を行った。集合体のγ線強度の測定はその外部から行い、1測定当たり10ヶ所の測定点を選んである。得られた ^{137}Cs γ線強度および $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 、 $^{154}\text{Eu}/^{137}\text{Cs}$ γ線強度比の分布例をFig.4に示す。

これらの垂直方向および水平方向のγ線強度比の分布について、それぞれ関数をおくはめ、その関数を用いて集合体平均のγ線強度比を計算した。次いで、燃料棒の測定において得られているPu/U原子数比との較正值および初期装荷U量などから集合体内に蓄積されているPu量を推定した。

γ線強度比の集合体平均値計算法の妥当性を調べる目的で、再処理工程において採取された燃料サンプル溶液のγ線強度比との比較を行った。サンプル溶液には集合体の燃料が⁽¹⁰⁾一様に溶解されていると考えられ、両者のγ線強度比の間には良好な相関直線が得られた。

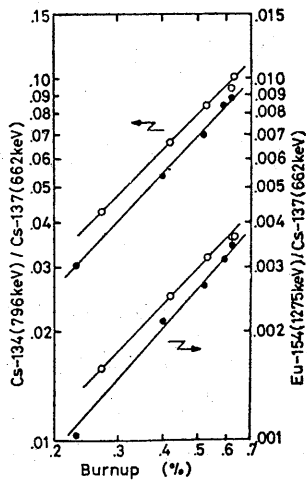
現在までに再処理結果の得られている57体について、非破壊測定から得られたPu量は5.5kgであり、これに対して再処理工場で得られた値は5.4kg、またJPDRにおける燃料管理計算値は5.6kgとなっており、互いに良好一致を示した。

4. おわりに

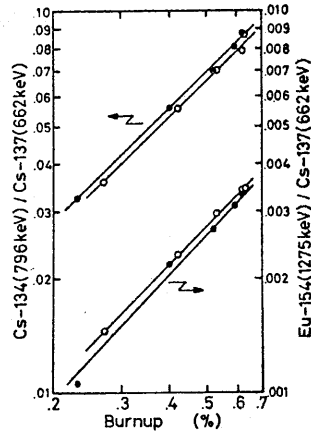
F.P.同位体相関法について、BWRであるJPDR-I燃料の測定を例にしてその概要を紹介した。照射済燃料の燃焼非破壊測定法を実用化するためには、F.P.同位体相関法に限らず、今後さらに他の方法をも追及し、種々な炉型や燃焼率の燃料についてのデータの蓄積が必要とされる。

参考文献

- (1) 「核燃料燃焼計測」研究専門委員会：“核燃料の燃焼測定と解析”、日本原子力学会誌、19 [9]、592 (1977)。
- (2) Hsue, S. T., et al.: "Nondestructive Assay Methods for Irradiated Nuclear Fuels", LA-6923 (1978)。
- (3) Foggi, C., et al.: "Isotopic Correlations Based on Radioactive Fission Product Nuclides in Power Reactor Irradiated Fuels" などの提出論文、Symposium on the Isotopic Correlation and its Application to the Nuclear Fuel Cycle, European Safeguards Research and Development Association, May 9-11. (1978), Stresa (Italy)。
- (4) Matsura, S., et al.: "Non-Destructive Gamma-Ray Spectrometry on Spent Fuels of a Boiling Water Reactor", J. Nucl. Sci. Technol., 12 [1], 24 (1975)。
- (5) Natsume, H., et al.: "Gamma-Ray Spectrometry and chemical Analysis Data of JPDR-I Spent Fuel", J. Nucl. Sci. Technol., 14 [10], 745 (1977)。
- (6) 高野秀機, 他: "U-238とCs-133の共鳴干渉効果がF.P.の同位体相関関係へ及ぼす影響" 昭和54年度日本原子力学会年会, E15。
- (7) Natsume, H., et al.: "Gamma-Ray Spectrometry and Chemical Analysis on JPDR-I Spent Fuels", JAERI-memo 6291 (1975)。
- (8) Suzuki, T., et al.: "Non-Destructive Gamma-Ray Spectrometry and Analysis on Spent Fuel Assemblies of the JPDR-I Core", JAERI-memo 8164 (1979)。
- (9) Tsuruta, H., et al.: "Determination of Pu Accumulated in Irradiated Fuels by Non-Destructive Isotopic Correlation Technique", JAERI-M 8599 (1979)。
- (10) 鶴田晴通, 他: "燃料集合体F.P.と線強度比のNDAとDA測定値との相関"、昭和55年度日本原子力学会年会、F6。



○: Upper segment KA-1010, ●: Lower segment KC-1333
 Fig. 1 Measured activity ratios of $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ and $^{154}\text{Eu}/^{137}\text{Cs}$ plotted against burnup



○: Upper segment, ●: Lower segment
 Fig. 2 Activity ratios $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ and $^{154}\text{Eu}/^{137}\text{Cs}$ reduced to correspond to reference position

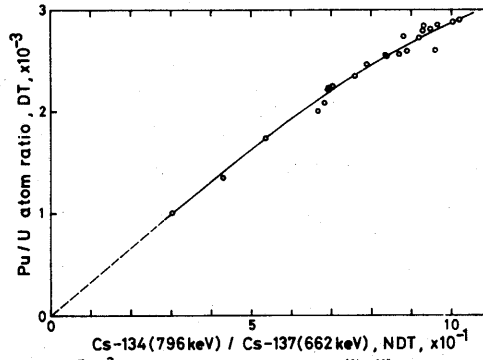


Fig. 3 Correlation of Pu/U atom ratio by DT with $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ activity ratio by NDT.

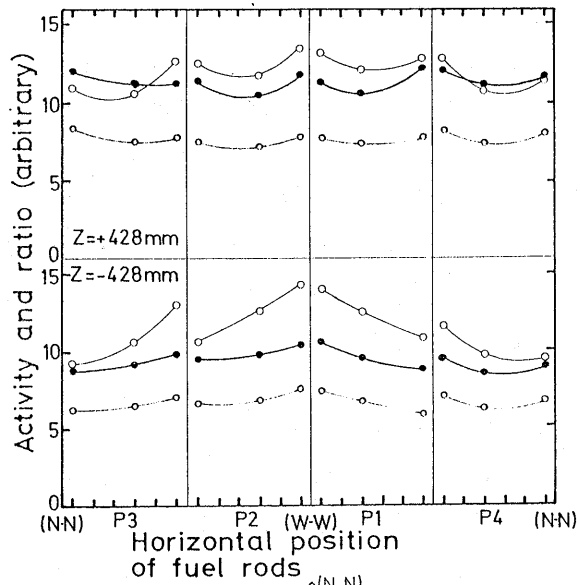
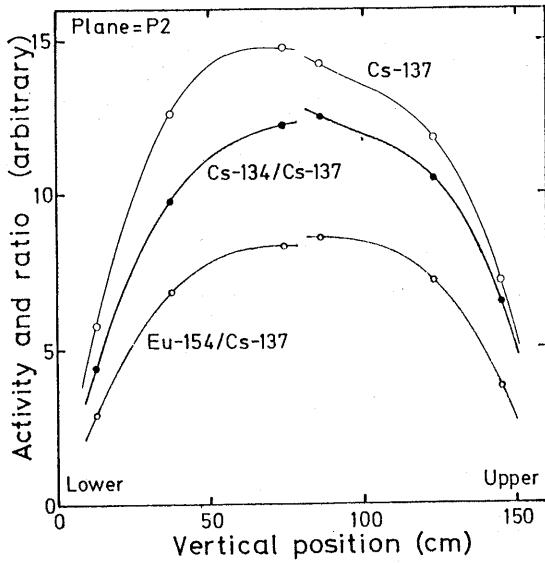
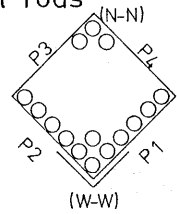


Fig. 4 Vertical and horizontal distributions of ^{137}Cs (662 keV), ^{134}Cs (796 keV)/ ^{137}Cs , and ^{154}Eu (1275 keV)/ ^{137}Cs on A8 fuel assembly.



SMORN-Ⅲの開催準備概況

原研

弘田実弥, 篠原慶邦

1. はじめに

OECD・NEAが主催する第3回炉雑音専門家会議(SMORN-Ⅲ)が来年わが国で開催されることとなり、現在そのための準備を進めている。SMORN-Ⅲの開催準備についてはすでに紹介されているので、以下では最近の状況を中心に簡単に述べる。この会議についてのInformation Sheet and Call for Papersは現在NEA CRPで検討されており、近々に最初の公式情報が公表される予定であるが、さらに詳しい情報は本年10月頃に各国に配布される予定である。

2. SMORN (Specialists' Meeting on Reactor Noise)

SMORNはNEA CRPとCSNIが共催する国際会議であり、最初の会議(SMORN-I)が1974年にイタリアのカガチア研究所、第2回会議(SMORN-II)が1977年に米国オークリッジ国立研究所をホスト研究所として開催された。

1978年の第21回NEA CRP会合において、SMORN-Ⅲを日本で開催することが同意され、それを受けて翌1979年4月に原研の炉物理研究委員会のなかに、所内外の委員11名で構成されるSMORN-Ⅲ開催準備委員会が設置され、会議の技術的な問題についての検討が進められてきた。

一方、SMORN-Ⅲのホスト役は原研が引き受けることとなり、会期は1981年10月26日から30日までの5日間、会場は原研本部が入居している東京の富国生命ビル28階の会議室を予定している。現在、国内の関係諸機関の協力を得てSMORN-Ⅲの運営のための国内組織委員会を設立すべく準備を進めている。

また、NEAにもSMORN-Ⅲのための国際組織委員会が設けられており、これと連絡をとりながら会議の準備が進められており、去る5月5日に同委員会の会合があり、それに篠原が出席した。

3. SMORN-Ⅲのためのトピックス

SMORN-Iでは零出力炉の炉雑音研究から出力炉のそれへの橋渡しというのが主題であった。SMORN-IIでは出力炉の雑音解析、特に原子炉フロントの監視・診断へのその応用に重点が置かれた。SMORN-ⅢのためのトピックスにはSMORN-IIのGeneral ChairmanをつとめたORNLのBooth氏がそのSummaryにおいて述べた今後の会議に対する期待を考慮に入れたが、特に炉雑音解析法のベンチマーク・テストを予定していることが新しい試みである。

SMORN-Ⅲ開催準備委員会において検討しNEAに提案したトピックスについてはすでに

に紹介された通り⁽¹⁾であるが、ここにその見出しの項目を示すと次の4項目である。

- (i) 出力炉雑音の数学的および物理的解釈
- (ii) 新しい解析手法および計装
- (iii) 安全性に関する応用
- (iv) 雑音解析手法の標準化のための努力

上記のトピックスを含む SMORN-III の Information Sheet の原案は去る5月5日の国際組織委員会の会合において審議され、いくらかの修正が加えられた。現在、その修正案に対して各国の NEACRP 委員のコメントを求めている所であり、近く最初の公式情報 NEA から公表される予定である。修正された主要な点は、(i) のなかの数学的色彩を弱めたこと、新しく (iii) として実炉における応用経験をつけ加えることにしたこと、上記 (iv) をベンチマーク・テストに絞ることにしたことである。

4. ベンチマーク・テスト

SMORN-III において行うベンチマーク・テストの主目的は現在各国の研究者が用いている雑音解析手法の特徴を同一の原データに対する解析結果を比較することによって明確にしようという点にある。炉雑音解析を実用化するうえで重要なデータベースの作成や処理データの交換、比較などのためには、解析手法の特徴が明確にされていることが必要である。また、データ形式の標準化も今後この分野の研究や実用化も重要であり、ベンチマーク・テストではこの点も考慮される。

テストには計算機で合成された人工データと実際の動力炉から得られた実炉データの両方が用いられることになっている。人工データは日本が作成することにしており、現在準備委員会で技術的検討を進めている。実炉データとしては現在のところオランダの Dragt 氏から Borssele 炉 (PWR) の雑音データが提供されることになっているほか、米国ノースカロライナ大学の Saxe 氏から H. B. Robinson 2 号炉のデータが提供される可能性がある。

5. 会議への参加、その他

会議への参加のためには各国政府または政府が任命している NEACRP 委員により参加者として指名されることが必要である。NEA 非加盟国からの参加は IAEA の IWG NPPCI を通じて行われる。ただし、会議の運営の都合上、参加者の人数は制限されることがありうる。

会議の用語は英語のみである。論文要旨の締切予定日は1981年4月1日である。同年5月に国際組織委員会において論文選取が行われる予定であり、その際に参加者人数が検討されることになろう。

6. おわりに

以上に SMORN-Ⅱ の開催準備状況を簡単に紹介したが、今後 8 月中にベンチマーク・テスト用人工データの仕様を決定し、今年中に人工データと実炉データを磁気テープに録音する作業がひかえている。ベンチマーク・テストを行うこととなったために、会議の準備には通常の場合の何倍かの労力を要するが、SMORN-Ⅱ が意義あるものとなるように関係者一同努力している次第である。

なお、SMORN-Ⅱ の件には限らないが、NEA との連絡はすべて科学技術庁、外務省、OECD 日本政府代表部の公式チャンネルを通じて行わなければならないことになっているので、SMORN-Ⅱ について御質問がある場合には、下記宛先内合せ下さい。

319-11 茨城県 東海村
厚研 原子炉工学部

弘田 実弥

引用資料

- (1) SMORN-Ⅱ の開催準備について (西原英晃)
炉物理の研究, 第 28 号, 1979 年 12 月, 日本原子力学会, 炉物理連絡会

WORKSHOP ON NEA DATA BANK SOFTWARE (ANL)

原 研

土 橋 敬 一 郎

このWORKSHOPの目的はNEA DATA BANKを經由しての計算コードの交換で米国の寄与が欧日と比較して大きく、米国の不満に応じて、欧日のホットなコードを紹介することにあった。NEA CRPからの呼びかけに応じて、日本からは、衝突確率法による格子計算コードLAMP-Bと有限要素法による三次元拡散コードFEM-BABELが急拠公開され紹介された。イタリアはシンセシスによる三次元時間依存の問題を解くコードSYNTHをマニュアルを急拠作成したうえで提出したそうである。

WORKSHOPの初日の午前中は英国の有名なコードWIMSについてAskewが紹介した。御承知のように1965年に完成したWIMS-D(現在version D-4)は既に公開されインドのような後進国で利用されているが、今回は1970年に完成したWIMS-Eを中心にしての紹介であったが、衝突確率法と二次元SNとの選択的な使用、内蔵するモンテカルロルーチンによる検証、更には炉心計算、燃焼計算、ヒートアップの機能を含み、原研が開発中の熱中性子炉体系標準コードシステムの凡そその機能は既に備えられている。軽水炉用には別にWIMS-LWRというversionを持ち、同じライブラリーを用いて、十字形制御棒を含む7x7格子専用ルーチンが入っている。驚いたのは非公開の米国のResponse Matrix法によるコードJO SHUAまでがリンクして動くようになっている。理論モデルとして唯一の紹介があった衝突確率の有理式近似については、原研では石黒、その他によりIR法として完成した技術であって既知のものであるが、計算コードのシステム化については日本の遅れを痛感した。なおWIMS-Eは少額ではあるが有償の限定公開なので聴衆の米国人によっては不満であろう。

質疑応答の場で、輸送補正した断面積セットを用いて、モンテカルロ法で検証するとき、負の値をもつ自己散乱断面積の取り扱いで、モンテカルロの専門家のGelberdの疑問、現する意見と、散乱源が減少するだけで構わないと云うAskewの議論が興味深かった。

現在原研で熱中性子炉体系標準コードシステムの開発が進められておりその格子計算パートSRACではPU240の1eVの共鳴積分のために熱中性子領域の上限を1eV以下におさえないし、運転中の動力炉のupscatteringを考慮するために上限を2eV以上におきたいジレンマがある。そのためSRACではその上限は利用者の選択にまかせるように設計されている。この点でWIMSは4eVを上限にして熱中性子領域を42群に分けている。私の質問にAskewはPU240の1eVの近傍に8群をとりそれを十分の精度を得ると答えた。これからのSRACの利用者には有益な情報であろう。まとめとしてAskewは炉物理上の手法には問題はなく、残るはPu239の共鳴データ等断面積のみが問題点として残ると云い切ったのが印象的であった。但しこれは断面積ライブラリーにadjustmentを加えた上でなお且この結論であり、WIMSを導入して利用するためにはversion upにfollow

するために緊密な情報交換を持続する必要がある。

午後の最初は朝岡卓見氏が原研でのコード開発の現状と将来計画について紹介された。与えられた30分で核融合、動力炉設計、安全解析、炉物理解析のすべてにわたって述べられたので、諸コードについての特長とか問題点まで言及される時間がなかったのが残念であった。続いて私がLAMP-Bの紹介を行ったが、JAERI-reportが行きわたっていたので90分を費して歴史的背景、コードの特徴、使用上の問題点に重点をおいて説明した。米英仏には対応したプログラムがあるので、以前発表した軽水炉格子用のCLUP-77が、組み込まれたのと同様に衝突確率パッケージだけが抽出されて使用されることと予想している。初日の最後のプログラムで、Askewと私とを中心にCell Codeについてのdiscussionの場があったが、私の云いたいことは予め自分のsummaryで述べておいたので、提起された共鳴積分の近似計算については次のSRACでの3種類のオプションの説明をし、又三次元問題への展開に関しては、丁度計画中のキャラメル型燃料へのモンテカルロを折りませた衝突確率の計算の話をして、何とか私の役割を果せたと思っている。

全体としてみると独仏からの提出が何もなく、セルコードで云えばフランスのAPOLLOが出てくればもっと充実したものになったであろうと感じた。

トピックス>

Workshop on NEA Data Bank Software (於 ANL) に出席して。

原船田

伊勢 武治

大小(身長)、さまざま(国)の研究者が、この Argonne に集ったのは、前えるよう
に新緑の所為だったかも知れぬ。二日目は、歯切れの良い Adams (ANL) の座長で、E.
Salina 及び E. Brega (イタリー) による SYNTH-C 計算コードの紹介から始まった。

SYNTH-C は、Yasinsky の discontinuous space-time synthesis (1971) の発展版で、
水力を含む次元数特性計算コード(熱中性子炉用)である。即ち、中性子方程式は、
 $\rho(x, y, z, t) = \sum H_n(x, y) Z_n(z, t)$ と表示し、空間離散化は Galerkin 近似を用いて、Wielandt
inversion power method で解かれていて、時間については θ (WIGL) 法に依っている。
水力解析モデルの COBRA-III C/MIT は、COBRA の発展とは異なり、open channel
(PWR) 及び separated channel (BWR) の双方を取扱うことができる。その他、WIGL
で用いられている lumped parameter モデル及び adiabatic fuel heatup モデルもオプ
ションとして付いている。

計算コードの検証として、BWR の制御棒落下問題に適用して、差分法の 3DKIN (時
間は exponential transformation 法, by Kessler, 1968) より 10 倍の time step 中がとれ
てきている(同精度で)。但し、この synthesis 法は、予め差分法計算などと比較して
精度を確かめおかなければならない。このコード及び write up は、この度のセミナーの為
に、NEA Data Bank を通して公開されたばかりである。

午後は、声の大きい Lewis (Northwestern U.) の座長で、伊勢(原船田)による FEM-BA
E-L (有限要素法の 3次元中性子拡散方程式の数値解法への応用)の紹介があった。最初
に、拡散方程式の有限要素法(Galerkin 近似)による数値解法アルゴリズムの説明を行
った。次に、3次元問題では、3角柱要素と4角柱要素との組合せが、精度及び計算機の
記憶容量の点で、差分法(CITATION)より有利である事を、PWR 問題等の適用を
示して示した。この種の解法では、マトリックス解法がキポイントであり、現代的な大
規模計算機の能力(Array processor など)を有効に生かした解法の開発が必要である事を
述べた。内容及びコードは、既に JAERI-1256 リポートで公開されている。

上記2つのコードを含めた説明及議論は、現在まとめられつつあり、いづれ会議録とし
て NEA Data Bank から刊行される筈である。さて、このセミナーでは、各スピーカーが
時間程の英語によるスピーチであったので、native speaker 以外の人にとっては少し苦
しいようであった。私の前はイタリー人であった事は、プログラム作成者に感謝の意を表
したい。と共に、native speaker の有利さをいまいましく感じた次者である。一日目の
夜は ANL 主催の Banquet があり、C. E. Till の退屈な歓迎のスピーチが 20 分もあった。
隣りに young beautiful lady が座ったので話しかけてみたがお互に全然話を通じなかつ
た。つまり彼女は mexican で、通訳代りの連れと一緒にきていたのだった。二日目の夜

は、ANL在住の三島(京大伊)・田村(京研)の両氏に6000CCくらいの車でChicagoの街を案内をしていただき、扶々一同(朝岡, 土橋(京研); 長谷川(NEADB); 伊勢(桑船団))、楽しい夜を過ごさせていただいた。

私にとつては初めてのアメリカ行きだったので、陳腐ではあるが経験した事を書いた。英語は多少ながら、テープなどで勉強してあったつもりであった。サンフランシスコに上陸後早速街中で2, 3人に道を尋ねたが、最後のover thereしか聞きとれなかった。結局最後にはhereに到達したが、何処の空港でも、ロビーに降りるとすぐ隣りで"May I help you?"の若い別嬪の声。いっぺんにアメリカが好きになった。大体において別嬪さんは能動的によく働く(ANLでもそうであった)。

帰りに、Dr. Takahashi (BNL)の処に寄せていただいた。氏は京研の室長、東工大教授など経歴から、もう20年近くBNLに居られる。空港からのリムジンで合乗りしたお隣りさんに場所を尋ねたところ、"そこは、richな人の住む処で、大変expensiveだ。" "成程、ところで、貴方は何処にお住いか?" "わたしも其処に住んでいる。" Long Islandは米国でも高級住宅地のようである。

氏の話では、BNLは加速器実験など基礎的研究が盛んで、reactor safety researchの方は日本の方が盛んで、研究者の人も、京研で研究したがついてくるようである。又、予算時期には、日本での研究を例にとつてアッポールしているとの事であった。

ニューヨークでは在米30年、ロスアンジェルスでは在米3年の人に会ったが、彼等の話しを総合すると、米国で10年以上居ても、here, there程度の簡単な英語しか話せない人が多く、普通は学校等で最初一生懸命勉強するのだからである。又、行くなと云われた処は行かない事(米国人でも行かないそうだが)、チップは税金の額が目安である事等教えていただいた。帰り頃には、少し英語が聞きとれるようになったので、ロスアンジェルスでは、早速夜の街へ出かけた。酒屋でも、運動具店でも、レストランでも、外を歩かず早くホテルに戻るよう叫ばれた。お金やパスポートを取られるそうである。以後心して見たが、空港で若い女性に話しかけられ、気が付いたときは毎5分話らない物を買わされていた。更に、街で買った#14のジョーニが空港で#9で売っているのに気が付いた。

では、この駄文に目を通して下さり、有難うございました。Have a nice job! Bye-bye.

< 研究室 だより >

東大 都甲研 (原子炉工学研究室)

わが研究室は、現在、都甲教授、近藤助教授、下遠野助手、小平助手のスタッフ及び、大学院生（博士課程2名、修士課程5名）と教授秘書から構成されている。又、研究室内には、原子炉工学研究施設（東海）の原子炉設計学研究室（安教授、岡助教授）の大学院生まで、主に東京で研究している者（博士課程2名、修士課程3名）が同居している。

研究テーマとしては、以前は、動特性関係ほど、炉物理的なものが、いくつか見られたが、現在は、どちらかというところ、安全性・信頼度・システム工学的なものが多くなっている。例えば、軽水炉・高速炉関係では、信頼度解析・異常診断・FP放出などのテーマがあり、特に高速炉関係の場合、安全性解析として、FCIや燃料熔融後の格納系の応答などの事故解析が行なわれている。又、核融合炉関係のテーマとしては、CTRシステムの概念設計・ブランケットの熱核特性などがあり、その他のシステム工学的なものとしては、エネルギーシステム・技術予測・確率論的手法の基となるFTA関係・廃棄物処理システムなどが取り上げられている。

これらのテーマは、毎週一回催される「研究室の会」で発表・討論され、メンバー各自は自らの専門分野を深めるとともに、より多くの他の分野に対して積極的な関心を抱き、研究に寄与できるための広い知識と能力を所持するようにと期待されている。

研究は実験と解析の双方にウェイトがあるが、テーマによっては実験の困難なものがあるので、計算機使用による解析が、近年増々盛んになっている。特に最近では、オ2研究室（通称アナコン室）には、東大大型計算機センターや原子炉センター内計算機（PRIME 550）のTSS用端末・グラフィックCRTが並べられており、これにミニコン（MELCOM 70/25、512KB、10MBディスク、A 1/2、D 1/2）とアナコン等を含め、計算機センターの様を呈しており、朝から晩まで、常時4~5名がCTRに向かっているという光景が見受けられる。

一方、研究室の学外行事としては、都甲先生の影響の下、夏山に登ることが多く、既に富士山を除く日本の名峰の大半は登頂されている。一昨年には、留学生の黄明彰君の婚約式参加を兼ねて、台湾の玉山（旧新高山、3997m）登山隊を、OBを含めて編成し、遂に、海外へも、その足跡を残した。

わが研究室の卒業生の進路として、最近では、メーカー（東芝・日立・三菱など）と動燃に就職するものが多く、その他、官庁、電力、原研等、各方面で、中堅及び若手として活躍しており、研究室の後輩のよき励みとなっている。

（東大・工・原子炉 小平秀基）

〈研究室より〉 神戸商船大「原子炉工学講座」

中島 雅

本講座は原子動力学科の4講座の1つで、矢野教授、中島助教授、北村助手の他、院生3名、学部生(卒研)10名より成る。主に核融合と中性子応用の2分野を研究している。

前者については、1) 30 keVのCWイオン源を主体とする中性粒子発生装置、および2) 200 keV、1 kA、100 nsのパルスイオン発生装置をもつ。1)では、核融合炉で問題になるプラズマ壁と荷電粒子の相互作用に関連して、中性粒子の計測法の向題^{(1),(2)}、中性粒子やイオンの物質からの反射⁽³⁾、スパッタリングの向題⁽⁴⁾を研究している。2)では大電流パルスイオンビームの発生法、計測法、収束法の研究を行っている^{(5),(6),(7)}。将来はこのような大エネルギー密度のビームが物質に入射したときのアブレーションの向題を研究する予定である。

後者については、²⁵²Cf源を含むmCi程度の中性子源を用いて、中性子検出器の特性に関する研究⁽⁸⁾や中性子遮蔽の基礎研究⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾も行っている。

本学科の基本設備として昭和54・55両年度にわたり核反応工学実験設備が設けられることになった。その主力機器として、タンデム式のファンデグラフ(3.2 kV, 1 μA)が導入され、現在ビーム試験を行っている(*NEC社SSDH型)。タンデム式の利点を生かし、簡便かつ能率よく各種の荷電粒子を発生させ得る。将来の研究予定としては、1)断面積決定を含む核反応^{分析}実験、2)エネルギー損失や飛程の向題、3)原子衝突の向題、4)中性子の発生、遮蔽、計測、5)プロトンX線分析による海洋物質の分析研究があげられる。学内他講座の協力を得て効率的な機器活用を行う予定である。

〈研究報告〉

- (1) Hoi-tung YIP, H. Nishihara and S. Yano, *Memoirs of the Faculty of Engineering, Kyoto Univ.*, Vol. XLI, Part 1, January (1979).
- (2) Hoi-tung YIP, H. Nishihara and S. Yano, *ibid.*, Vol. XLI, Part 2, April (1979).
- (3) 細見、森田、北村、矢野; 神船大紀要(1980)(刊行予定).
- (4) 北村、矢野; 神船大紀要(1978).
- (5) 北村、矢野; 真空協会(1978)[本回研究会資料].
- (6) 北村、中島、矢野; 核融合研究, 41, (1979).
- (7) 横井、北村、矢野; 神船大紀要(1980). (刊行予定).
- (8) T. Nakajima, A. Kitamura and S. Yano, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 17, 213 (1980).
- (9) 中島、魚田; 神船大紀要(1980)(刊行予定).
- (10) 中島、北村、矢野; 神船大紀要(1977).

北海道大学工学部 原子工学科 基礎原子核工学研究室

当研究室は開設されてから昨年で20年になった。発足当時は、小澤保知教授の担当であったが、現在は、山崎初男教授が担当して、成田助教、沢村(隼子)、藤田助手、本間教官と、大学院6名、学部4年4名の計15名が所属している。

研究分野は(1)プラズマ物理(主に負グロープラズマの発生と測定)、(2)ライナックに関する研究(現在はピコ秒ライナックの入射部の研究)、(3)炉物理、(4)放射線計測である。ここでは(3)、(4)の最近の報告に限ることとする。

発足当時より、ライナック施設(4 MeVと45 MeV電子線)からの放射線がパルス状に発生することに注目して、種々の放射線測定法と考案してきた。最近では、 γ 線の空中伝播の研究に利用して、伝播特性の測定を行っている。これによると強力線源と使わなくとも1 km程度の伝播特性が容易に測定できるのが特徴である。⁽¹⁾

固体飛跡検出器というものが、重荷電粒子と中性子検出に利用されるようになって、様々な分野で利用されている。ところが炉物理実験には思ったほど多く使われていない。この点で小型の検出器を炉物理のマイクロな測定に利用してみようと、これを片手に原子炉のある研究所を渡り歩いている。黒鉛未臨界の測定から始め、沸騰炉の共同研究、電総研でこの中性子エネルギー感度決定、FCA、FNS(東研)との協力研究が進行中である。^{(2),(3)}

中性子線量測定にも興味を持っており、十年未Bonner球 ${}^6\text{LiF}\cdot\text{ZnS}$ 中性子カウンタの特性もまとめた。⁽⁴⁾軽水炉などのサーベイランス線量測定のために高温で使える水晶固体飛跡検出器の研究も行っている。

KUCAの大学院実験のテキスト作りがヒントになって、Feynman- α による出力測定で必要な空回補正(飯島大塚の α 因子)と系統的にまとめて、実験に使えるようにした。⁽⁵⁾

最後にPRと一つ、ミシガン大学J. J. Duderstadt, L. J. Hamilton著「Reactor Analysis」は動力炉の核設計入門でよくできていると思う、当研究室で訳して「原子炉の理論と解析」⁽⁶⁾という名で現代工学社より出版しました。(下巻は本年末)。これも当研究室の仕事です。⁽⁶⁾

(参考文献)⁽¹⁾ γ 線の空中伝播 53年・54年・55年原子力学会年会、高エネルギー研・研究会 KEK-77-31 (1977)、山口研総合研究報告(1979)

固体飛跡検出器自体の研究、北大工学部研究報告 28.1 (1978)、北大工学部研究報告 27.155 (1978)、J. Nucl. Sci. Tech. 16.497 (1979)、55年原子力学会年会 F2, F4 (1980)

固体飛跡検出器の炉物理への応用 J. Nucl. Sci. Tech. 14.66 (1977)、東大沸騰炉共同利用成果報告(1977, 1978, 1979)、東大炉短期研究会報告 KURRI-TR-190.16 (1979)、54年原子力学会年会 E23.

未減速 ${}^6\text{LiF}\cdot\text{ZnS}(\text{Ag})$ 中性子カウンタ 北大工学部研究報告 26.9 (1978)

Feynman- α による炉出力の較正 55年原子力学会年会 D1 (1980)

「原子炉の理論と解析」⁽⁶⁾(ドウテルスタット・ハミルトン著、成田・藤田共訳) 現代工学社 (1980年4月刊)

(1980年5月 成田記)

東海大学原子力工学科

昭和38年平塚の地に湘南校舎が開設されて以来、大学としての機能は大部分湘南校舎に納り、原子力工学科も学部1~3年生の全てと、卒業研究・大学院関係の授業なども部分的に湘南校舎で行なわれるようになって久しくたち、その間研究の申核となるべき設備がなく不便を感じておりましたが、この度文部省より、昭和54年度私立大学研究設備整備費の助成を得て、カリフォルニウム-252中性子源を用いた“多目的中性子照射実験装置”を設置することができました。

この装置は直径100 cm高さ125 cmの照射キャビティ中央に1.4 mg ($752 \text{ mCi} \dots 3.4 \times 10^{12} / \text{sec} - 4\pi$) のカリフォルニウム中性子源を置き、核分裂スペクトルもしくは熱中性子の照射を行ったり、側面と上部遮蔽体に設けた実験孔から中性子ビームを引出して実験に供する事ができます。

今年3月末に照射キャビティ、遮蔽体、線源駆動装置など本体関係の工事と線源の搬入を完了し、4月初め線源の照射装置への取付けを行ない、その後減速材として使用する水の浄化系、中性子計測系など附属装置の整備と調整を進めてきましたが、これ等の作業も5月末現在ひと通り終了し、6月からはこの装置を利用した研究が始められる見通しであります。

当面の課題は、中性子発生率、熱中性子束密度、速中性子束密度などを出来る限り高い精度で決定すること、その後、中性子標準場として活用を計って行きたいと考えております。

炉物理に関連した分野としては核分裂中性子の遮蔽に関する実験、各種材料の透過中性子スペクトルの測定などが、又他分野への利用としては中性子ラジオグラフィ、中性子利用分析などが計画されております。

当学科のスタッフは教員12名技術員1名でここ数年変化がありません。その中で炉物理炉工学関係の在事を行なっている者の近況は次の通りです。

石田・永類は院生の斎藤を含め3人で、主としてMORSE-CGコードによる中性子遮蔽計算を行なっておりますが、計算対象となる体系が大きき場合、線源から検出点に達する中性子数が少なくなるため、物理的效果を考慮したバイアス計算を衝突毎に採用することを試みております。今回設置されたカリフォルニウム中性子実験装置は、原子炉に比べ単純な体系ですので、この体系での中性子挙動を計算でフォローすることを計画しております。中エ井は、ここ数年線スペクトルの電算機による解析を手掛け、BOB73等の解析コードも学内の計算機で処理可能となり、現在主として捕獲線スペクトルの解析を行なっております。阪元は、54年初めより、カリフォルニウム実験装置の設置に関する在事に専念しておりましたが、一応の完成を見ましたので今後は中性子場の特性測定等を初める予定であります。

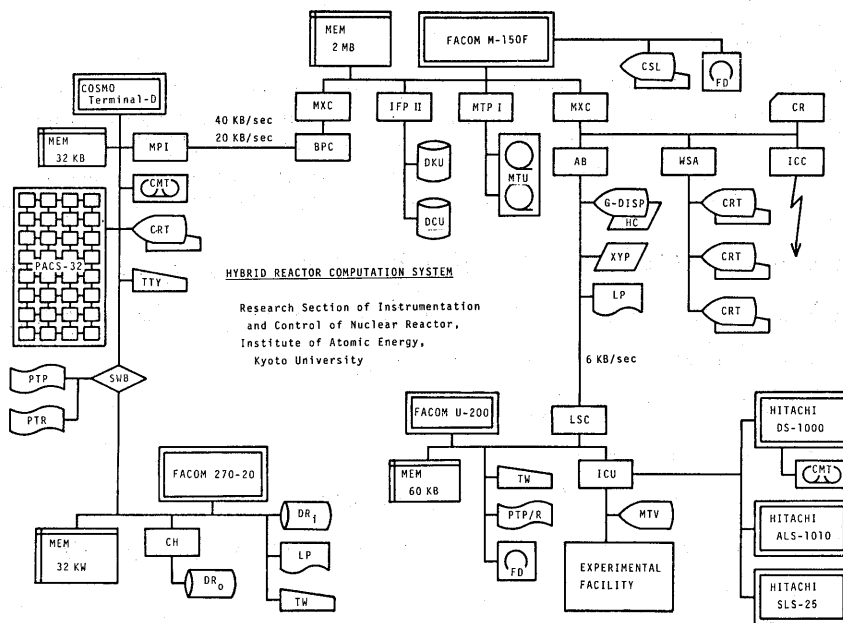
(阪元 記)

1 最近の活動状況および現在の研究テーマ

我々の研究室では、動力炉プラント、核融合炉、原子力システムの制御、最適化、シミュレーションおよび安全性に関する基礎的な研究を行っており、最近は科学技術計算専用の並列計算機の開発に着手している。現在、研究室の人員は若林教授、星野助教授、大西助手、田嶋助手、佐藤技官の他に大学院修士5名、学部学生2名が在籍している。山口勝久氏は昨年動燃事業団に移籍された。

主要な研究テーマの概略は次のようなものである。1) 原子力プラントの異常診断システムに関する研究：原子力発電所のシミュレータ (DS-1000) により観測信号を総合処理し、比較的小さな異常を早期に検出するとともに原因となっている外乱を推定する研究、および事故停止後の原子炉炉心のモデルを中型計算機 (M-150E) または並列計算機 (PACS) を用いて作成し、上記と同様な手法でその内部状態を推定し、今後とるべき操作を決定する手法の研究。2) 融合プラズマの諸特性に関する研究：トコマク、フィールドリバースミラー、タンデムミラー等の核融合炉心プラズマ内における高エネルギー粒子、特にアルファ粒子の挙動をモンテカルロ手法により解析する研究、およびD-D、D-He燃料サイクル炉の実現可能性と炉工学上の問題点を検討する研究。3) 並列計算機の開発および応用に関する研究：偏微分方程式解析専用の並列計算機を試作し、そのソフトウェアの開発、改良の研究およびこの並列計算機を核融合炉心プラズマにおける粒子シミュレーションや原子炉事故時の炉心シミュレーションに適用する研究。4) 軽水炉原子力発電所より成る系の核燃料交換と運転計画の最適化の研究：大規模非線形計画法を用いて最適解を求めるプログラムFAPMAN-8を作成した。また電力系統運用コードORIMと結合しうる、原子力発電所の増分燃料費を計算するコードモジュールFAPMAN-1Cを作成し、いずれもNEA-CPLに登録した。研究成果はNuclear Technologyに発表した。

なお、ハイブリッド原子炉計算システムは昭和55年度に更新される。新システムの構成図を示す。



2 発表論文

- M. Ohnishi, N. Ao, J. Wakabayashi, "Loss of Alpha Particles during Slowing-down in an Axisymmetric Tokamak Reactor", Nuclear Fusion 18 (1978) 859.
- T. Hoshino, "Optimum Fuel Loading and Operation Planning for Light Water Reactor Power Stations", Part I, Nucl. Technol., 39 (1978), Part II, III, 47 (1980).
- J. Wakabayashi, A. Fukumoto, "Simulation Study on the Diagnosis System of Nuclear Power Plant Operation", IAEA-IWG/NPPCI Conf., München Dec. 1979.

(大西 記)

東京大学工学部付属原子力工学研究施設

(原子炉設計工学部内)

本研究室では、弥生炉を利用した研究としては、1. 高速中性子遮蔽実験、2. 高速中性子核分裂生成物崩壊熱の測定が主に行われている。遮蔽実験のうち OECD NEA の呼びかけに応じて開始された鉄、ナトリウム、の遮蔽ベンチマーク実験はほぼ終了して実験としては現在高速中性子ストリーミングの測定に主眼がおかれている。又、安教授が5年間代表者としてとめてきた科研費の医療用原子炉関係の研究としては、熱外中性子照射医療用原子炉の設計を行ってきた。一方弥生の熱外中性子照射場は動物実験の段階に入っており線量測定も行っている。一方院生を中心に、非均質炉心高速炉の核熱特性の解析も行われている。その他、ハイブリッド核融合炉の設計、トリウム利用核燃料サイクル、炉雑音異常診断等のテーマを研究しようとしている院生もいる。現在のメンバーは、安成弘教授、岡芳明助教授、秋山雅胤助手、橋倉宏行助手の4名であり、その他に博士課程3名(うち1名はブラジルからの留学生)、修士課程4名の院生と研究生1名が在籍している。教官は原子力工学研究施設運営のため会議・委員会等に時間をとられることも多い。

昭和54年度以降の発表論文

- 1) Y. Oka et al., "Neutron and Gamma-ray penetrations in thick iron", Nucl. Sci. Eng., 73, 259 (1980).
 - 2) M. Akiyama et al., "An Experimental Study on a response matrix of a NaI Scintillation Spectrometer", Journal of the Faculty of Engineering, the University of Tokyo (B) 35, 325 (1979).
 - 3) S. An et al., "Development studies regarding the construction of epithermal-enriched neutron field for medical purposes at the University of Tokyo YAYOI fast reactor", Nucl. Technol. 48, 204 (1980).
 - 4) 橋倉宏行他 "NSRR 実験孔内中性子束および線量率の評価(I)" JAERI-M-8474 (1979).
原子力工学研究施設 UTNL レポートとして次のような報告を行っている。(昭和54年以降)
 - 1) 岡他 "不規則形状放射線漏洩実験" UTNL-R-0065
 - 2) 秋山地 "崩壊熱評価実験 II" UTNL-R-0068
 - 3) 秋山地 "崩壊熱評価実験 III" UTNL-R-0069
 - 4) 岡他 "高速炉ダクトストリーミング実験" UTNL-R-0075
 - 5) 岡他 "中性子ガンマ線のキャビティ内分布とそこからダクトストリーミングの TWOTRAN-II エードによる解析" UTNL-R-0078
 - 6) 岡他 "深い鉄遮蔽体透過に関するベンチマーク実験の解析" UTNL-R-0088
 - 7) 岡他 "弥生炉運転位置における出力校正" UTNL-D-0021
- 又、編集にたずさわったものとしては次のようなものがある。
- 1) 「TLDを用いた測定法短期研究会報告書」 UTNL-R-0073
 - 2) 「医療用照射装置の比較検討」 UTNL-R-0076
 - 3) 「医療用原子炉の設計と特性に関する総合的研究」 UTNL-R-0081
 - 4) 「新しい検出器の開発と NE213 シンチレータ「原子炉による医療用照射」短期研究会報告書」 UTNL-R-0084

(原子炉本節)

3年前の研究室下取りに一度原子炉本節の概要とこの中の原子炉管理部の中心を述べ、その当時行なった炉心の反応度バルス化に関連した内容を述べたので、今回はその後ろの様子について述べる。

この3年間を振り返って思い出すべき事を述べるとやはり装置中心の注に在るが、

1) 炉心の運転態様の整備

3年前3月末の停用前検査をもとに、炉心のすべり運転位置(全6分所)に対し法令上運転認可を得、又反応度バルス運転モード(即ち超臨運転)を加えることに対しとも同様の認可を得たことにより、炉の建設当時(37年度)からの諸計画に一定の区切りと整理が計られた。それ迄の所、炉心は毎年の様に炉の設置変更、工認等の法律上の手続を繰り返して行われていた処理に終わる毎年の事であったが、この時点をもち、一つの収束がなされたものと考へる。一方その後、維持管理面で見ると、この炉の持つ可動型炉心構造、採用、バルス化等の実験装置としての flexibility を上げよう設計ゆえに、例えば定期検査内容の増大等維持管理上の問題に苦勞するところかしばしば生じている。

2) 冷却系の故障

3年前9月25日に冷却系に停用しての排風機の破損故障が炉停止中に発生した。(炉心は空冷方式である。) もともと炉心は無冷却状態でも運転可能な炉であるが、故障対象は冷却系設備であることと保安規定上の取り扱いはよりいっしょに法令上の故障報告手続の対象となり、炉心の修復と検査のため約40日運転させられた。

3) 中核燃料体の変形

前述の冷却系故障の修復後、運転再開を行うに当り炉全体の総点検を行なった。この過程で核燃料体3体の内のB燃料体1体についてSLC被覆の一部に突起状の変形が生じていることが発見された。これ迄の調査の結果では、やはり以前(少なくともバルス運転開始以前)から変形は生じていた。変形の形状等から被覆内部の要因によるものと推定されたこと等が判明しているが、もともと交換燃料の用意はなく、又変形の急激な成長も認められ、定期的な観察を前提に翌年初めより運転を再開し、これと同時に修復等についての検討が現在も続けられている。

今の出来事が思い出される。炉心は来年初臨界後10年を迎える。

(May 1980 斎藤政記)

(核融合炉ブランケット設計基礎実験装置・運転管理部)

当実験装置の全体的概要については、本会報(第25号, 1978年5月)にも報告した。又、研究成果報告も昭和52, 53年度版が出版され、現在、昭和54年度版準備中であり、全体的な研究概要については、筆者迄、御一報載までいと存じています。「モリブデン(又はその合金)」、SOS 316の重イオン照射効果又は軽イオンとの同時照射成いは「その場観察」による研究から、「超伝導液体ヘリウムのカイガリング」、超伝導マグネットの電磁弾性座屈モデル実験、「磁場下のNa-Ar 2相流の流動伝熱実験」、「プラズマ-フェーズ中性子源の開発」、「トリチウムの酸化触媒、モシキレーション」による吸脱着、黒鉛層内化合物 KC_{24} による同位体分離」及び「LiF体系のニュートロニクス研究」と広範囲なブランケット工学実験が積み上げられており、この内のいくつかは、先の日本原子力学会(名大)にて報告され、又、今秋のANS Topical Meeting on The Technology of Controlled Nuclear Fusion (10/4-18, King of Prussia)にも投稿予定である。文部省における科学研究費「核融合特別研究」も、今年度から開始される予定であり、この分野の研究は今後益々、増加していくものと思われる。又、このような研究の有機的結合化、体系化の必要性とその困難さを、研究現場にて、日々痛感している次第である。なお、今年度当初の電気料金値上げは、極めて頭の痛い問題であり、いかにして研究費を、ひねり出すか、どこか節電できるところはないかと模索している毎日でもあります。エネルギー源の研究をしている所にとっては、やはり屈辱的な気持ちです。さて、紙数も半分を過ぎましたので、筆者の関心しているニュートロニクスについて報告します。これは、原子力工学科の関心研究室と共同で実施されています。

- (1) LiF体系ニュートロニクス; 14 MeV中性子及び核分裂中性子を入射させた場合の中性子挙動(スロクトル、放射化量、トリチウム生成率等)について系統的な実験データを取得中です。14 MeVの場合には、其後粒子TOF法、 Li_2CO_3 ペレットの製造とこれを用いたトリチウム生成率測定については、技術的にほぼ確立し、今後体系内スロクトロメトリー、放射線総熱量の測定に取組む予定です。又、LiF体系の次は、省化ワランを用いたhybrid blanketについて準備を進めています。
- (2) 原子炉内中性子ドзимトリー; 放射化箱検出器を中心として、「3炉生炉」を用いた反応率測定相互比較実験(京大炉, JMTR, 動燃常陽及び東大の47ル-20)を実施し、±2~4%の一致を得たこと、この検出器の使用法について「ASTM-E規格による原子炉中性子線量測定法」(OTNL-E-0007)を記出したこと(原子力学会の原子炉照射線量評価委の活動の一環)、又、データ処理法として、J1コードを完成しつつあること(反応率、断面積及び推定スロクトルをInputし、スロクトル以外に、dpa, Total fluence等の任意の積分量を誤差範囲を明らかにしてOutputするもの)などが進められている。
- (3) その他 ライフ-TOF実験の開始、中性子スカイシャイン効果及び微弱線量中性子測定法の研究、使用済核燃料輸送容器の遮蔽能試験への参加なども実施しております。

(文責、中沢正治)

〈研究室だより〉

系 研

多目的高温ガス実験炉設計室

当室は系研がかねてより進めてゐる多目的高温ガス炉計画に参画しており、多目的実験炉の設計、設計・評価に必要な解析手法の開発（計算コードの開発、等）、および各種の解析作業を行なつており、現在は17名である。

これまでに数回にわたり実験炉の概念確立のため設計を行ない⁽¹⁻⁵⁾、昨年度に実施したシステム統合設計でほぼ集大成された。そして、本年度からは実験炉建設への第一歩ともなる詳細設計費が認可されており、今後の安全審査、建設へ向けて具体的作業が予想される。

研究対象は核、熱流動、燃料・材料、構造、計測・制御、プラント、安全、耐震など広範囲にわたっており、現在これらを核設計、熱設計、プラント設計、動特性・安全性および耐震安全性の5テーマに分類し業務を行なつてゐる。

炉物理に関連するものは核設計グループであり、現在外来研究員も含め4名からなる。実験炉の設計に関連しては反応度制御と出力分布制御に係わるもの、なすばに遮蔽設計などに対象範囲としてゐる。このほか、燃料サイクルに関する検討も行なつてきてゐる。

主な内容は設計コードシステムの開発と設計に係わる解析、評価作業であるが、前者では核データファイルENDF/B-IVに基づく基本ライブラリー⁽⁶⁾、格子燃焼計算コード⁽⁷⁾と炉心燃焼計算コード（核熱結合も含む）のほか、制御棒の反応度値解析用コード⁽⁸⁾、などを作成してきた。又、後者では燃料体と制御棒の最適諸元追求^(9,10)、燃料装荷法と制御棒操作法の検討⁽¹¹⁾に炉心燃焼挙動の追求などを行なつたほか、燃料サイクルに関して各種燃焼サイクル解析とアクチノイド/FP生成挙動解析などを行なつてきてゐる⁽¹²⁾。

実験炉の設計条件（原子炉出口冷却材温度1000℃）の關係から設計精度を上げる必要があり、特に反応度制御系（制御棒と可燃性毒物など）の反応度値と出力分布への影響の評価精度が最大の感心事になつてゐる。目下、これら課題の解決を目指し、既開発の基本ライブラリーと群定数計算なすばに炉心計算コードの改良のほか、SW法とモンテカルロ法を広範な解析への利用、等解析手法の充実に計つてゐる。又、中性子ストリーミングの評価など炉内の複雑な挙動の解明にも力を入つてゐる。さらに、原子炉が高温になるため運転時に炉内の出力分布、中性子束分布と温度分布などが測定できないため、冷却材の流量や流量調節領域毎の出口温度など限られた測定量から炉内の中性子挙動を精度よく推定する必要があり、その方策を探る検討にも着手してゐる。（新藤記）

参考文献]

- 1) 野沢, 他; 学会誌, [13] 8, 468 (1971), (2) 下川, 他; JAERI-M6141 (1975), (3) 青地, 他; JAERI-M6845 (1977)
- 4) 青地, 他; 学会誌, [19] 12, 806 (1977), (5) 安野, 他; JAERI-M8399 (1979), (6) 倉重, 他; JAERI-M6972 (1977)
- 7) 新藤, 他; JAERI-M8097 (1979), (8) 新藤, 他; JAERI-M8553 (1979), (9) 新藤, 他; JAERI-M6994 (1977)
- 10) 青地, 他; JAERI-M8064 (1979), (11) 平野, 他; JAERI-M8293 (1979) (12) 安野, 他; JAERI-M8046 (1979)

原 研 遮 蔽 研 究 室

我々の研究室では、信頼性の高い遮蔽設計コードシステムの確立を目標に、実験研究および解析法の研究の両面から研究を進めています。スタッフは朝岡室長（原子炉工学部次長兼務）以下、室員が田中、笹本の二人だけというまことにつつましい世帯です。にもかかわらず、やりたいことおよびやらなければならないことが山積しているため、研究活動の相当の部分を二名の外来研究員に頼らざるをえない状況にあります。

現在我々の研究室がかかえている主な課題は次の通りです。

1) 核融合炉物理用中性子源(FNS)による遮蔽実験

FNSを利用した、核融合炉ブランケット、一次遮蔽体の貫通孔からの放射線ストリーミング実験を計画しており、現在供試体の準備および測定系の開発、整備を急いでいる。

2) 使用者核燃料等取扱い施設の遮蔽安全実験

使用者核燃料輸送キャスクの遮蔽安全実験の実施にむけてその準備を行っている。

3) 3次元輸送計算コードの開発

複雑な遮蔽体形状に対応すべく2種類の3次元XYZ放射線輸送計算コードの開発を進めている。一つは、 P_3 輸送方程式を有限要素法で解く計算コードであり、一つは直接積分法に基づく計算コードである。

4) RADHEAT-V4の開発

55年度末完成を目指して、遮蔽詳細解析コードシステムRADHEAT-V4の機能の拡充、整備を行っている。

5) 電子エネルギー損失の評価

任意の物質中での電子のエネルギー損失の理論的な評価を行っている。これらの評価データは、制動放射線を含めたガンマ線輸送計算の基礎となるものである。

以上のように、当研究室では課題の大半が直接あるいは間接的に安全性研究、核融合研究といった原研の巨大プロジェクトに組み込まれるながら研究が進められており、そのためかどうかは不明ですが「年中多忙」な毎日を送っています。

(文責 笹本 宣雄)

日本原子力研究所 動力炉開発・安全性研究管理部 高速炉設計研究室

昭和42年頃、原研で実施されていた高速実験炉（現在の常陽）プロジェクトが新設の動燃事業団に移され、それまで概念設計と続けてきた高速炉設計室の核設計グループと中心として、現在の我々の研究室ができた。当初10名以上在籍していた研究員も、高速炉開発研究の多くが動燃事業団に移されるにしたがって、核融合研究、安全性研究分野へと人が移動し、現在では、研究員6名（内2名 OECD-NEA, IAEA 赴任、長期出張中）、外来研究員3名、アルバイト（事務）1名によって、①ガス冷却高速炉（GCFR）の設計研究、②保障措置システムの解析研究、という2つの異なる分野の研究を行っている。

GCFRは、PCRVRを含む主要機軸をHTGR開発から、燃料をLMFBR開発から成果を最大限に利用できる高圧Heを冷却材とする高速炉である。この炉は高増殖性能を達成でき、高、安全性を確保できることから OECD-NEAにおいてガス冷却高速炉開発計画の下に国際協力（参加国11）によって開発中である。原研は昭和48年にこの計画に参加し、我々の研究室はその一環としてGCFRの設計研究を行っている。得られた成果については定期的に開かれる研究調整会議、専門家会議で報告し、情報交換を行っている。

GCFRの設計研究では、GCFRの炉心特性評価研究と炉心設計法の開発研究に分け、前者では解析評価を中心としGCFRの設計上の特殊性を明らかにし、後者ではそれらを解決するための手法、計算コード開発を行ないながら、研究を進めている。評価研究では、炉心特性でのLMFBRとの相違を解析手法、核断面積データの影響を含めて検討することから始め、水蒸気侵入反応度効果の総合評価研究、中性子ストリーミングを中心とする燃料の非均質配列効果の研究等の核設計研究と冷却材Heの浮力効果を含む冷却材喪失事故の解析研究を実施してきた。現在は、核熱直接利用を目的とするTh-²³³UサイクルVHTRと電力生産と核燃料生産を目的とするGCFRからなるVHTR/GCFR共存エネルギーシステムの有効性評価とこのシステムに適合するGCFRの炉心設計研究を実施中である。このシステムのGCFRは炉心とフラנקセットの一部をU-Puサイクル、残りのフラנקセットをTh-²³³Uとし、共存システム自身を燃料自給サイクルでもあるようにすることを目的としている。

炉心設計法の開発研究では、非等方拡散理論に基づき、中性子ストリーミングが大であるGCFRの核特性評価のため、群定数作成コード、拡散コード、摂動論コードを整備し、それらを有機的に結合した核設計コード・システムを完成すると共に、GCFRの冷却材Heの特性を十分に考慮した熱流動解析コード、動特性解析コードを開発し、現在実用性を中心とした拡張、改良のための検討中である。

保障措置システムの解析研究は、炉物理とはかなり異なる分野であり多くを速べないが、有効な計量管理法とP.P.のシミュレーション手法を核燃料サイクル諸施設に適用し、信頼性の高い保障措置システムを確立するための研究を進めている。（吉田弘孝 記）

〈研究室たより〉

日本原子力研究所 核融合研究部 炉設計研究室

炉設計研究室は、核融合炉の概念を把握してその開発上の問題点を明確にすることを目指すとして、48年度から組織的に設計研究を開始した。まず実用炉の試設計を行い、次に実験炉(JXFR)の2次にわたる概念設計を行った⁽¹⁾。さらに昨年からは国際協カトカマク炉(INTOR)の設計を行なっている⁽⁴⁾。原研職員は僅かに4名で、設計総括、プラズマ設計、シヤヘイ設計、フランクセット核設計をそれぞれ担当している。これに原子力メーカー、計算機会社から外来および協力研究員が4~5名参加すると同時に各メーカーに設計外注を行なうという形で設計作業を進めてきた。設計と並行して、設計に必要な計算コードの開発を計算機会社の協力を得て行なってきた。54年度以降に行われたINTORの設計研究と関連研究を次に紹介する。

- ① フランクセット、シヤヘイ構造、超電導マグネット、ダイハータ、加熱装置、排気装置等主要機器をそれぞれ分解修理を含む設計全般にわたる検討を行い、INTOR炉本体の設計研究を行い、工学技術面から設計パラメータの妥当性を明らかにした。
- ② 1次元シミュレーションコード POISE1 によってプラズマの立上げ、粒子束、熱流束の評価、燃焼制御、燃料供給法の解析を行った。また1次元プラズマ密度分布の定常解を求めるコード、MHD平衡計算コードを開発した。
- ③ トリチウム増殖比、核発熱分布、第1壁の中性子束、はじき出し損傷率の分布を、トーラス形状を取り扱える3次元モンテカルロ法により求めた。超電導マグネット中の照射損傷と炉停止後の誘導放射能によるガンマ線の線量率分布を計算した。ダイハータのコンタクトンスをモンテカルロ法で計算した。モンテカルロ法にポイントディテクター計算の効率化、無限大バリアンスの除去、鏡面反射境界の取り扱精度向上などの改良を加えた。

(1980年5月 関 泰 記)

- (1) K. Sako et al., "Second Preliminary Design of JAERI Experimental Fusion Reactor(JXFR) (INTERIM REPORT)", JAERI-M 8286 (1979)
- (2) T. Tone, "Effects of Particle Confinement and Recycling on Thermally Stable Regions in a D-T Tokamak Plasma", J. Nucl. Sci. Technol., 16 (6), 452 (1979)
- (3) Y. Seki, H. Iida and M. Yamauchi, "Applicability of Two-Dimensional Sensitivity Calculation Code: SENSETWO", J. Nucl. Sci. Technol., 16 (7), 530 (1979)
- (4) K. Sako et al., "Engineering Aspects of the JAERI Proposal for INTOR (I), (II)", JAERI-M 8503, 8518 (1979)
- (5) Y. Seki and H. Iida, "Monte Carlo Calculation of First Wall Neutron Flux in Tokamak Fusion Reactor", J. Nucl. Sci. Technol., 17 (4), 301 (1980)
- (6) H. Iida and Y. Seki, "Simple Method for Eliminating Infinite Variance in Point Detector Problem of Monte Carlo Calculation", J. Nucl. Sci. Technol., 17 (4), 315 (1980)

本会主催、大学原子力教官協議会 協賛

オ12回「炉物理夏の学校」のご案内

オ12回「炉物理夏の学校」は次のとおりいこいの村^{ひねま}瀬沼で開かれることになりました。雄大な自然の吐息を肌で感ずる大洗自然公園の瀬沼畔は参加される皆様に必ずや満喫して頂けるものと思います。この素晴らしい環境で暑さを忘れ勉強と討論に励み全国の若手研究者との親睦を通じて明日の原子力界をともに考え有意義なひとときを持たれますようご案内いたします。

なお、プログラムはアンケートに基づき核融合炉及び高速炉関係を中心に作成しました。

と き 7月28日(月)～ 7月31日(木)

ところ いこいの村瀬沼 (茨城県鹿島郡旭村箕輪3004)

TEL 0291-7-1171(代)～5

交通：①国鉄常磐線水戸駅下車、茨交バス(水戸駅北口5番乗り場から大貫、鉾田方面)で夏海十字路下車4km。

②専用マイクロバス(水戸駅南口発14:40、16:00頃(未定))

○プログラム○

(オ1日) 7月28日(月) 登録15:00～18:00、開校式18:00

(オ2日) 7月29日(火) (敬称略)

午前 1. 核融合炉・炉心プラズマ設計 (原研) 東総達三

2. 核融合炉中性子工学(α線も含む) (阪大) 住田健二

午後 3. JT-60建設と今後の課題 (原研) 飯島 勉

4. レーザー核融合の現状(基礎から) (阪大) 山中千代衛

(オ3日) 7月30日(水)

午前 5. 多目的高温ガス炉の炉物理 (原研) 新藤隆一

6. 核データ-JENDL-2 (原研) 菊池康之

午後 7. 社会経済的側面より見た原子力開発の将来 (神奈川大) 川上幸一

レクリエーション

討論会 「川上先生を囲んで」

(オ4日) 7月31日(木)

午前 8. 高速炉安全性のR&D (動燃) 望月恵一

9. 臨界実験にもとづく高速炉の核特性の展望 (動燃) 大竹 巖

閉校式

午後 大洗工学センター見学(任意参加)

○参加費

- (1) 受講料 正会員 2,000円、学生会員 1,000円
非会員 3,000円
- (2) 宿泊費 (1泊2食付) 4,000円
(1泊3食付) 4,500円
- (3) テキスト代 500円
- (4) 懇親会(7月28日夜予定) 500円

○申込方法

所定申込用紙に必要事項を記入のうえ、下記宛に申し込んで下さい。(申込用紙は「炉物理連絡会」幹事校(原研)から各研究機関宛にも郵送します。)

○申込締切

7月7日(月) 定員 50名

○問合せ・申込先

(319-11) 茨城県那珂郡東海村白方字白根2番地の4
日本原子力研究所東海研究所 原子炉工学部

総括 朝岡 卓見 02928(2)5517

担当幹事 金子 義彦 " 5338

事務担当 寺門 雄一 " 5306

聴講だけの参加も可能です。

炉物理連絡会 第25回総会報告

日 時：昭和55年3月29日 12:10~13:00

場 所：昭和55年原子力学会年会の会場 名古屋大学

出席者数：約30名

配布資料：(1) 幹事選挙投票数集計 (2) 54年度会計及び入退会者報告
(3) 第12回炉物理夏の学校プログラム (4) 核研NUMATRON計画関係資料

議 事

第24回総会において55年度当番機関に決定した原研の幹事代表朝岡氏の司会により第25回総会が開催された。議題および議事内容の概略は以下の通りである。

1. 新幹事選出について

朝岡氏より別表のような幹事選挙開票結果の報告があり、上位7名に会報編集担当として中原氏を追加したことの発言が承認され、新幹事8名が決定した。

昭和55年度炉物理連絡会幹事 (数字は得票数)

朝岡卓見 (24) 原研 幹事代表
金子義彦 (11) 原研 夏の学校担当

仁科浩二郎 (10) 名大

高橋亮人 (10) 阪大

若林宏明 (10) 東大炉

中沢正治 (10) 東大炉

平川直弘 (8) 東北大 (次点 (6) 3名)

中原康明 原研 炉物理の研究編集担当

2. 54年度会計および入退会者報告

木村退郎前幹事より54年度会計(別表の通り)の報告があり、承認された。

54年度会計報告

収	入
前年度繰越金	714,273 ^円
会 費	133,000
そ の 他	33,680
合計	880,953
支 出	
会 議 費	3,690
通 信 費	43,520
印刷費(推、会報)	198,780
原稿用紙代	1,000
夏の学校(テキストその他)	250,000
合計	496,990
残額	383,963

54年度入退会者

入会21名

松本哲男 武蔵工大
三谷 浩 原研
峯 雅夫 九大(院)
市原千博 京大炉
森 貴正 京大(院)
竹田敏一 阪大
須藤 牧 阪大
中村知夫 原研
橋本憲吾 名大(院)
T 政晴 ANL

村田尚之 名大(院)
黒沢一男 原研
新藤隆一 原研
趙 満 韓国原研
田宮 勉 三菱原子力
伊藤只行 名大
谷口武俊 東大(院)
服部弘己 東大(院)
青木一彦 京大(院)
中島秀紀 九大

退会3名

百田光雄

多田茂夫 朝日船舶
西川元之 原電

3. 55年度年間行事予定

(1) 炉物理夏の学校について

金子幹事より第12回炉物理夏の学校の計画について報告があった。(内容については本誌「第12回炉物理夏の学校のご案内」のページを参照されたい) 最近の傾向として実用数学を中心とした基本的なものとトピックス的なものを組合せたプログラムが作られてきたが、実用数学は一通り終了したと考えられるので、今回は核融合と高速炉を中心テーマとしたものことであった。

夏の学校運営への古橋基金の使用が承認された。

(2) 会報「炉物理の研究」発行について

中原幹事より従来通り6月と12月の2回発行する、会報という性格上ドラステックに編集方針を変える積りはない、従来中心記事を占めていた炉中性子工学研究専門委が終結したこともあり、今後は炉物理委員会の活動を重視して紹介するとの報告があった。

4. 各種委員会報告

(1) 企画委員会(平川委員)

分科会と年会の募集要項の様式を統一することで、秋の分科会は九大の予定だったのを東北学院大(宮城県多賀城市)に変更し、会場の都合で会期が早まり9月17~19日になったとの報告があった。

(2) 編集委員会(金子委員)

SI単位への移行問題を投稿規定の変更ということで提起し、55年度中に強制を伴わない形で実施、数年後には併記を強制するようになるとの報告があった。

(3) 炉物理研究委員会(弘田委員長)

SMON-IIIが1981年に日本で開催される予定で、黒田委員長の準備委員会が準備が進められていることも、炉物理委員会の新組織として原子炉システム、核融合および遮蔽の専門部会が設置されていることおよび第23回NEACRP会合が9月29日から開催されるとの報告があった。

5. その他

(1) 神田氏より炉中性子工学研究専門委員会幹事一同より幹事謝礼金を連絡会に寄附するとの報告があった。

(2) 東大核研 NUMATRON計画について

小佐古氏(核研)より資料(4)に基づき、NUMATRON計画およびその計画の一端としての放射線安全工学の研究課題の概要についての報告があった。関心のある人は中村尚司氏(核研)または小佐古敏荘氏(核研)に連絡し、研究会等に参加して欲しいとのことであった。

(文責 中原康明)

<事務局だより>

執筆者の皆さまの御協力により無事本号を発行できる運びとなりました。当番が大学から原研に変わりましたが、大学人による編集とは多少なりとも違う特色を出せたでしょうか。会員諸氏の御批判を仰ぎたいと思います。

さて、先に夏の学校に関するアンケートに御協力頂きましたが、その集計結果を報告します。

テ	マ	集計	テ	マ	集計
○核融合炉中性子工学(γ線も含む)		14	放射線廃棄物の管理と対策		4
○J-T-60建設と今後の課題		10	○多目的高温ガス炉の炉物理		11
○核融合炉・炉心プラズマ設計		6	遮蔽のための実用数学		9
○L-ザ核融合の現状(基礎から)		10	INFCEと我が国への影響		5
○核データJENDL-2		10	代替エネルギー-研究の現状		11
○FBR安全性研究の現状		15	保障措置の原子力研究への影響		3
○常陽の建設と運転(炉物理の役割)		18	原子炉材料の放射線損傷と健全性		7
ふげんの建設と運転(炉物理の役割)		11	炉物理における擾動法		8
BWRの最近の炉物理の話題		10	○技術史から見た原子力技術の進展		
炉雑音研究における最近の話題		7	とその問題点		10
安全性解析のための実用数学		10	高速増殖炉原型炉及び実証炉の設計		1
臨界安全性の解析		9	最近の海外原子力情勢		1
使用済燃料の非破壊燃焼度測定		4	原子力と人間工学		1
TMI事故の報告とその解析		8	エネルギー-戦略とFBR		7

○印の付いているテーマは幸い講師の先生方の快諾が得られ、夏の学校のプログラムに組込まれています。一部に題目に変更のあったものもあります。希望が多数あったにもかかわらず取上げられなかったものもあります。BWRの最近の炉物理の話題については、本号で紹介しました NEACRP Specialists' meeting の話題で缘分なりとも御期待に添えたと思っております。その他の希望の多かったテーマについては、本会報第30号で出来る限り紹介させて頂く予定です。発行は12月の予定です。今回は日程の関係が執筆者の皆さまには御無理をお願いをいたしました。次回はもう少し余裕をもって計画を立てる方針です。よろしく御支援のほどお願いいたします。

<研究室だより>については、今回はしばらく紹介がなかった研究室を重点的に紹介させて頂く方針で、執筆をお願いしました。次号では大学以外の機関の紹介に重点をおく予定です。大学の研究室でも紹介の御希望がございましたら、最寄りの幹事に御連絡下さい。投稿を歓迎いたします。御申出があれば、原稿用紙をお送りいたします。

(中原康明 記)

炉物理連絡会の概要

(1968年4月)

1. 趣意 原子力研究の最近の進歩は誠に目ざましいものがあり、本学会の責任もますます大きくなってきた。また、とくに原子力研究においては、諸外国との交流がきわめて重要なものとなってきた。このような情勢に対処するためには、まず、国内における研究者間の十分な情報交換や連絡・調整が大切である。この点については、従来わが国の原子力研究体制の進展があまりに急であったため、必ずしも適当な現状にあるとはいえない。かねて炉物理関係研究者の間において、約2年前より4回にわたる“炉物理研究国内体制のインフォーマルミーティング”を初め、いろいろの機会をとらえて、意見の交換が重ねられた結果、本学会内に常置的な組織を設け、その活動を通じてこれらの問題を解決して行くべきであるという方針により、この連絡会が設置された。

2. 事業 国内における炉物理研究者間の相互連絡、調整の役割りを果たすため、年間約6回連絡会報として、『炉物理』（B5判オフセット印刷20～30頁）を編集刊行する。『炉物理』はオリジナルペーパーの前段階としての報告・発表・検出器・試験装置など研究に関する情報交換、研究を進める上で必要な各種の意見発表および討論等を活発に行う

ためのもので、さらに、関連するニュースをも含ませ、また諸外国からのインフォメーションも伝わるように努める。また、春秋に総会を開催し、討論会・夏の学校なども計画して、学会行事として実施する。

3. 対象 対象とする専門分野の範囲は、つぎのとおり。

- ① 原子力の基礎としての核物理
- ② “ ” 中性子物理
- ③ 原子炉理論
- ④ “ ” 実験
- ⑤ “ ” 核計算 (Burnup Physics を含む)
- ⑥ “ ” 動特性
- ⑦ 原子炉遮蔽
- ⑧ 関連する計測
- ⑨ その他の関連分野

(たとえば、エネルギー変換の基礎反応)

4. 運営 理事1名のほか、企画・編集両委員より各2～3名および加入会員より選出した幹事若干名により運営する。

5. 連絡会員 本連絡会に加入する本会会員は、氏名・専門分野・所属・連絡先を明記して書面で事務局へ申込み、連絡会費を前金で納付する。なお、前金切れと同時に失格する。