

炉 物 理 の 研 究

(第 30 号)

1981年1月

〈特別記事〉

1. 炉物理における摂動論の最近の進歩	駒田正興	1
2. DCA における実験と解析	福村信男, 八谷雄喜	7
3. 加速器遮蔽の計算法について	中村尚司	13
4. 臨界安全性解析の現状	内藤俊孝, 小林岩夫	20

〈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	27
------------------------------	------	----

〈トピックス〉

1. 中小型動力炉の利用に関するモンテビデオ国際会議	平田実穂	30
2. ANS トピカル・ミーティング「炉物理と遮蔽の1980年における進展」	三谷 浩	32
3. ICANS-IV	中原康明	34

〈研究室だより〉

(富士電) 原子力部核・遮蔽グループ, (NAIG), (住友原子力工業), (京大炉) 原子炉関係研究部門, (東北大) 原子炉物理学講座, (九大) 大田研究室, (武藏工大) 原子力研究所		
◇第12回「炉物理夏の学校」後記	金子義彦	45
◇炉物理連絡会「第26回総会」報告 (55.9.19.)		47
◇事務局だより		48
◇会員名簿		49

日本原子力学会
炉 物 理 連 絡 会



56.2.9

受付

(特別記事 1) 炉物理における摂動論の最近の進歩

日立・工研

馬田 正興

概要 最近数年間の炉物理における摂動論の進歩には驚くべきものがある。理論面では一般化摂動論が関数解析の意味での微分法で整備され、時間依存非線形問題の取扱いが可能となる。応用面では感度解析、燃焼解析から安全解析にまで適用範囲が広がっている。米国 Oak Ridge 国立研究所の活動が最も顕著である。

1. 緒言

摂動論に関する解説書は多い。中でも Morse and Feshbach [1] や Kato [2] のものが有名である。炉物理においても Lewis (1968) [3], Stacey (1974) [4], Stember (1976) [5], Greenspan (1976) [6] がある。しかし、その後の総合報告はない。こゝでは最近 3 ~ 4 年間にこの分野で発表された論文を中心に、理論面と応用面に分けて摂動論の進歩の跡を概観してみたい。

2. 理論面の進歩

2. 1 一般化摂動論 このは炉物理で開発された摂動論である。固有値の摂動に対する子束の変動を無視しても通常の一次摂動論により 2 次精度で求めることができ。しかし、これ以外の一般的な積分量（たとえば、検出器の反応率のように中性子束に関する次関数として与えられる量）では中性子束の変動を無視すると一次の誤差が生じる。Usachen [8] は高速炉の増殖比を 2 次精度で求めることのできる一次摂動論を発表した。中性子束変動は無視してよい。Gandini [9] は Usachen の理論を拡張し随伴中性子束の次関数比および中性子束と随伴中性子束の双一次次関数比に適用できるものにした。彼等の理論を一般化摂動論 (Generalized Perturbation Theory) と呼ぶことがある。この理論は感度解析および燃焼解析を中心に急速に発展した。通常摂動論と一般化摂動論の関係は Becker [10] により論じられており。また、変分法との関係は Stacey [4], Greenspan [1] に述べられており。Linton の各種変分原理を調べた論文も直接的に関連がある。Usachen はインポータンスについての life-cycle 法を用いたか “E 展開法”（量子論 [13] でよく使われるもので、微小量で Taylor 展開しその等中項から摂動式を得る方法）で同じ結果が得られる。[14, 15] こゝで最近の Cacuci [16] の論文に従い関数解析の意味での微分法によるものを紹介する。時間依存非線形問題にも適用できる一般的な形である。いま、 K 個の方程式からなる方程式系

$$\left\{ \begin{array}{l} (1) N[X(\rho), \alpha] = Q(\rho, \alpha), \quad (2) B[X(\rho), \alpha] = 0, \quad (3) R[X, \alpha] = \int_{\rho} F[X(\rho), \alpha(\rho), \rho] d\rho, \\ (4) \delta R = \int_{\rho} F'_x \delta X(\rho) d\rho + \int_{\rho} F'_\alpha \delta \alpha(\rho) d\rho = \delta R_x + \delta R_\alpha, \quad (5) L \delta X = S \delta \alpha, \quad (6) B'_x \delta X = -B'_\alpha \delta \alpha, \\ (7) \delta R = \delta R_\alpha + \langle \Phi^*, S \delta \alpha \rangle, \quad (8) L^* \Phi^* = F'_x, \quad (9) B^* [\Phi^*] = 0, \quad (10) \delta R = \sum_{i=1}^K \int_{\rho} \frac{\delta R}{\rho dX_i(\rho)} dX_i(\rho) d\rho \end{array} \right.$$

式 (1) で与えられるものとする。 $X(\rho) = [X_1(\rho), \dots, X_K(\rho)]$ は状態ベクトル, $\rho = (\rho_1, \dots, \rho_J)$ は

相空間の位置ベクトル, $\alpha(p) = [\alpha_1(p), \dots, \alpha_I(p)]$ は入力パラメータを表すベクトル, $Q = [Q, (P, Q), \dots, Q_K(p, Q)]$ は非齊次項 (ソース項) である。 N の要素 $N_k (k=1, \dots, K)$ は微分, 差分, 積分等の作用素を含んでいる。もし、微分作用素が含まれていれば式(1) の代に境界条件(式(2)) が必要となる。 p^* は相空間内の境界面上の点を表している。ここで、式(3) で与えられる応答 R を考える。 F は X と P の関数である。 X と α (およびその変動 dX と $d\alpha$) が Hilbert 空間に属している時、 R の変動 dR は式(4) で与えられる。 $F'_X = (F'_1, \dots, F'_{K'})$ やび $F'_\alpha = (F'_{\alpha_1}, \dots, F'_{\alpha_I})$ の各成分は X_k または α_i に関する F の Fréchet 導関数である。 dR_α と dR_X は α および X の変動が R に及ぼす直接効果と間接効果を表している。 dX は式(1), (2) を微分して得られる式(5), (6) で与えられる。ここに、 $L = (L_{kr})$, $S = (S_{ki})$ の成分は $L_{kr} = (N_k)_{X_r}$, $S_{ki} = (Q_k)_{X_i} - (N_k)_{X_i}$ で与えられる非摂動系の量である。 dR は式(7) の形でも求められる。ただし、簡単のため bilinear concomitant 項は省略した。 L^* を L の随伴作用素とすると L^* は式(8), (9) で与えられる。つまり、一旦 L^* を求めて置けば種々の摂動 $d\alpha$ に伴う dR_X は一々式(5), (6) を解かなくて求められる。これが一般化摂動論の特徴である。式(8), (9) は $d\alpha$ の種類が多い時に便利であり式(5), (6) は R の種類が多い時に便利である。 α および α が実数であれば式(7) を式(10) の形にすることができる。 $dR/d\alpha_i(p)$ (または $(dR/R)/(d\alpha_i(p))$) は通常の感度係数である。

2. 2 特異作用素を持つ非齊次方程式 式(8)において $L^* R^* = 0$ が齊次境界条件の下で固有値方程式となる時 L^* を特異作用素と呼ぶ。この時、式(8) が解を持ったための必要充分条件は非齊次項 F'_X が L の (考えているモードの) 固有関数と直交することである。 R が汎関数比の形の場合にはこの条件は常に満足されている。[1] この時、 L のスペクトルが実スペクトルで縮退していないなければ L^* を Neumann 級数展開 [18, 19] または他のくり返し解法 [4] で求めることができ。ただし、固有関数によるモード汚染を絶えず除去する必要がある。 R が式(3) のように汎関数自体の場合には一般に上記条件が満たさずこのままで L^* を求めることができない。この場合、固有関数の振幅を定める束縛条件を考慮して反対項を加えると式(8), (9) を解くことができる。[20] 补正項の dR への影響は0である。

2. 3 時間依存非線形問題 時間依存問題 [15, 21-23] と非線形問題 [10] を別々に扱ったものもあるが、燃焼解析や安全解析に関連して最近の論文 [16, 24-26] の多くは両者を同時に議論している。時間依存問題は本質的にはソース問題なので特異作用素を含まないが、解法の中に準静仮定などがあると前節の問題が関係していく。一般化摂動論では非線形問題を随伴系の線形問題として解くことができる。それは、式(5) の L が dX に依存している (非線形) のに対し式(8) の L^* が R^* に依存しない (線形) ためである。ただし、 L^* は非摂動系の解 X に依存する。ここで、具体的な解法は非摂動系に因る式(1) (時間的には前進型) を解き X を求める。次いでその X を用いて式(8) (時間的には後進型) を解く。こうして一旦非摂動系について R^* を求めて置くと、後は任意のパラメータの摂動効果を式(7) から求めることができる。

2. 4 高次摂動論 通常の高次摂動論で一般的なものは固有関数展開法 [1] である Saito and Katsuragi [27] はこの手法を拡散計算に用いている。しかし、この方法の欠点は

実際の原子炉において簡単な基準体系（この体系の固有関数を用ひる）を見付けにくるのが所定の精度を得るために何項まで展開しなければならないか明確でない点にある。Mitani [18] は 2 展開法を用いた。Gandini [21] は一次の一般化摂動論をくり返し用いて高次摂動式を得た。（前者の直積表示が試みられてる。[22]）この 2 方法は精度の点では問題ない。ただし、重大な欠点は高次摂動式の隨伴式に摂動量が直接関係してしまうことである。そのため、式 (8) を非摂動系について解くといふ一般化摂動論の利点が失くなってしまう。この難点の解決法は関数解析の意味での微分法の適用であった。Gandini [23, 29, 30] は線形問題へ、また、Greenspan et al. [31, 32] は非線形問題にこの手法を適用している。

2.5 収束問題 摂動論の収束問題は現代数学の一分野である。高次摂動式が収束するかどうかは一般的の場合不明である。また、収束しても正解かどうかは問題となる。一般化摂動論ではこの問題はまったく手が付けられていない。ただし、自己隨伴で完全連続といた簡単な作用素の数学的性質は明らかにされてる。Mitani [33] は Hilbert 空間内の線形作用素に関する Kato の定理を原子炉体系に適用し、通常摂動論（2 展開法）の具体的収束範囲を決定した。

2.6 表面摂動論 式 (3) で R を検出器の反応率としよう。検出器の大きさを無限小としてその断面積を σ とすれば R は検出器の位置の中性子束を表わす。したがって、体系の各点で R を考えれば中性子束分布を求めることができ。この方法は粗メッシュのように限定された範囲で、かつ、摂動のみの種類が多い場合に有効かも知れない。のために境界条件（および境界の形状）の変動を許す一般化摂動論が筆者 [34] により開発されている。

2.7 誤差の上界と逆摂動問題 解すべき式が複雑な場合近似式が用いられるが、それによる誤差がどの程度になるかを厳密に検討することは少ない。誤差推定に便利な方法に摂動論があるが、もう一つ関数解析的に誤差の上界を知る方法がある。Ronen [35-37] は初め $L_2(X, W)$ Hilbert 空間 (W は荷重関数) の線形作用素に関する定理を使って分布関数や固有値の誤差の上界を求めた。ただし、非齊次問題では積分作用素、齊次問題では自己隨伴で完全連続作用素の場合に限られていた。その後、 $L_1(X, W)$ Hilbert 空間の導入等により齊次問題の制限は取り除かれ、かつ、精度も上るようになって来た。Ronen [38] はまた摂動の結果を知りて初めの摂動自体の上界を定める逆摂動問題を議論しているが仮定が多く論理性に欠ける所がある。ただし、この方向の研究は炉心特性解析におけるモデル同定問題などに今後応用されるかも知れない。

3. 応用面の進歩

3.1 感度解析 炉物理における摂動論応用の大半は広い意味で感度解析に関連している。こゝでは核定数の不確定性によるものに範囲を限定する。感度解析に関数解析の意味での微分法を導入したのは Albow [4] が最初である。その後 Cacuci [46] が一般化した感度係数式を導いた。Weisbin et al. [47] や Marable et al. [48] は ENDF/B-IV ファイルの不確定性が高速炉のラメータに及ぼす影響について大規模な感度解析を実施した。後者は Greenspan et al. [49] が導いた束縛 (f-rerest) 系の摂動論による感度係数を用いている。Mori et al. [50] は中性子

スペクトルに対する感度係数を検討した。遮蔽問題では Kawai et al. [46, 47] が独自に開発したコードシステムを用いて、また、Yamauchi et al. [48] が ORNL の SWANLAKE コードを用いて感度解析を行った。核融合炉に対する核データの不確定さの影響は Gestl et al. [49], Yamauchi and Iida [50] および Seki et al. [51] により調べられており。

3. 2 燃焼解析 燃焼計算に初めて一般化摂動論を適用したのは Gandini [52] である。ただし、空間的には 1 次近似であった。そこで得られた関係式を使って Gandini et al. [53] はアクチノイド核種の生成を検討した。Mitani et al. [54] は固有値法を一般化摂動論に結合して同じアクチノイド問題を取り扱っている。Kallfelsz et al. [55] は空間に依存した燃焼解析を実施したが、まだ中性子束場と原子核場の間の非線形結合は直接的にしか取り扱っていなかった。そのため、核場の行列作用素の変化を求めるのに関連する核種毎の随伴方程式を解かねばならなかった。Williams [25] に至って初めて上記非線形性が統一的に扱われるようになった。Williams はまた中性子束形状関数を準静近似で計算する際に、計算時刻の前後でインポータンスが階段的に変化することを明らかにしており。その後、Cacuci [46] により燃焼解析だけでなく一般的な非線形問題に対する感度解析理論が整備された。また、Greenspan et al. [26] によりパルス中性子のような短時間の現象から燃焼のような長時間の現象にまで適用できる一般的な関係式が導かれており。

3. 3 安全解析 原子力プラントの安全解析には RELAP4 (軽水炉), SAS3A, MELT-II (高速炉) 等の核熱水力コードが用いられるが、何れも大型で多大の計算時間と計算費が必要となるためサーベイ計算には適していない。感度解析はこの目的に適した手法である。Oblow [24] は熱水力計算において非線形性を考慮した感度解析式を導き、Clinch River 増殖炉でそれが有効なことを示した。

3. 4 遮蔽解析 遮蔽問題では複雑な原子炉体系のどの部分がもっとも放射線漏洩に寄与しているかを決める必要がある。Williams and Engle [56, 57] は核分裂分野で使われている energy channel theory の考え方を空間に適用 (spacial channel theory) し、FFT の放射線漏洩に対する感度解析を実施した。これは漏洩への効果を表す “contribution” と称する仮想粒子とその flux (response flux) を考え、その分布から体系中で漏洩に大きな寄与を持つ箇所を決定するものである。contribution は中性子束とインポータンスの積で与えられる。Nishimura et al. [59] はこの手法を常陽炉に適用している。

3. 5 核融合炉 Greenspan [60] は慣性閉じ込め型核融合炉の非線形流体力学計算に一般化摂動論を適用している。Cheng and Conn [61] は多変分内挿法を使いつつマク型炉のブランケットにおけるトリチウム増殖比等のパラメータを検討した。この方法では随伴関数を求める必要はない。Cheng [62] は閉じ込め型炉に 2 次変分法を適用している。その中で一般的な高次摂動論と高次変分法の関係を調べ、両者が数学的に同等であることを示した。

3. 6 最適化問題 Oblow [63] は線形計画法における感度解析を論じ、次いで束縛条件を有する一般的な非線形問題を取り上げている。まだ未公開であるが Greenspan et al. [64] も束縛系の摂動論を扱っているようである。流体力学では方程式中の最高階微分項に任意微小量 ϵ を乗じて出来る式を “境界層方程式” または “特異摂動方程式” と呼ぶ。この型の

方程式は境界層で $\varepsilon \rightarrow 0$ とすると特異性を有するためである。[64, 65]これを扱うのが特異擾動論 (Singular Perturbation Theory) で、境界層と外層で異った解き方をする。Asatani [66, 67] は 1 次近似動特性理論における最適化問題に特異擾動論を適用している。Asatani [68] はさらに Iwazumi and Koga [69] が論じた分布定数系の最適化問題に特異擾動論を適用した。

3. 7 粗メッシュ法 拡散方程式の粗メッシュ解法において、粗メッシュ内に仮想メッシュ点を取り精度を上げる方法がある。[70, 71] この方法は断面積に補正項を加えるだけである。Azekura [72] はこの補正項を擾動とみなして通常の一次擾動論を適用してよい結果を得ている。

3. 8 難音解析 裸の均一臨界炉心に加えられたランダム擾動による反応度および中性子束分布への影響が Yamada et al. [73] により調べられている。Helmholtz モードにより数列空間を導入し擾動論を適用している。

3. 9 反応度解析その他 Mitani [74] はセクター型に Pu 燃料をどう入した実験体系の炉心特性から大型高速炉の炉心特性を推定するのに一般化擾動論を適用している。理論的な高次補正項は分割領域間の相互効果を表わしている。Greenspan [75, 76] は未臨界体系の反応度を推定するため的一般的計算法を示した。Gellhard and Hughes [77] はバッククリングで表わした固有値の一次擾動式に対する補正を示した。Mahaffey and Davis [78] は制御棒による入反応度と軸方向中性子束の歪みの関係を調べた。高速炉における多重制御棒の相互効果が Konishi and Yamamoto [79], Mitani [80, 81], Tanaka and Seki [82] らにより求められている。また、Sasaki et al. [83] および Yamaoka et al. [84] は高速臨界集合体のナボイド反応度計算に擾動論を用いた。変ったところでは JRC 研究所における即発核分裂中性子法に擾動論が使われている。[85]

4. 結言

本報告は短期間に入手できた資料にのみ基いている。各所で開かれる専門家会議に発表された論文はほとんど含まれてない。そのため重要な論文の多くが欠けていることと思われる。筆者の浅学の至す所である。今後、機会があれば改良を加えて行きたい。最後に本テーマについて勉強する機会を貰った炉物理連絡会の方々に感謝する。

5. 参考文献

- [1] P.M. Morse and H. Feshbach, "Methods of Theoretical Physics", McGraw-Hill Book Company, Inc., New York (1953)
- [2] T. Kato, "Perturbation Theory for Linear Operators", Springer-Verlag, Berlin (1976)
- [3] J. Lewins, "Developments in Perturbation Theory", Advan. Nucl. Sci. Technol., 7, 309, Academic Press, Inc. (1968)
- [4] W.M. Stacey, Jr., "Variational Methods in Nuclear Reactor Physics", Academic Press, Inc. (1977)
- [5] E.A. Stumpf, "The Use of Perturbation Theory in the Physics of Nuclear Reactors", Techtran Corp., Maryland (1976)
- [6] E. Greenspan, "Developments in Perturbation Theory", Advan. Nucl. Sci. Technol., 9, 181, Academic Press, Inc., New York (1976)
- [7] S. Glasstone and M.C. Edlund, "The Elements of Nuclear Reactor Theory", D. Van Nostrand Company, Inc., New York (1952)
- [8] L.N. Usachev, J. Nucl. Energy, Parts A/B, 18, 571 (1964)
- [9] A. Gandini, J. Nucl. Energy, 21, 755 (1967)
- [10] M. Becker, Nucl. Sci. Eng., 62, 296 (1977)
- [11] E. Greenspan, Nucl. Sci. Eng., 57, 250 (1975)
- [12] S.C. Lin et al., Nucl. Sci. Eng., 67, 61 (1978)
- [13] L.I. Schiff, "Quantum Mechanics", 2nd ed., McGraw-Hill Book Company, Inc., New York (1955)
- [14] H. Mitani, Nucl. Sci. Eng., 51,

- 180 (1973) [15] M. Komata, *Nucl. Sci. Eng.*, 41, 489 (1972) [16] D. G. Cacuci et al., *Nucl. Sci. Eng.*, 25, 88 (1980)
 [17] G. C. Pomraning, *J. Nucl. Energy*, 21, 285 (1967) [18] H. Mitani, *Nucl. Sci. Eng.*, 51, 180 (1973) [19] W. M.
 Stacey, Jr., *J. Math. Phys.*, 13, 1119 (1972) [20] 鹿田, 日本原子力学会年会, E8 (1979) [21] A. Gandini,
Nucl. Sci. Eng., 38, 1 (1969) [22] A. Gandini, *Nucl. Sci. Eng.*, 59, 60 (1976) [23] A. Gandini, *Nucl. Sci. Eng.*, 67,
 91 (1978) [24] E. M. Orlow, *Nucl. Sci. Eng.*, 68, 322 (1978) [25] M. L. Williams, *Nucl. Sci. Eng.*, 10, 20 (1979)
 [26] E. Greenspan et al., *Nucl. Sci. Eng.*, 23, 210 (1980) [27] R. Saito and S. Katsuragi, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 6, 303
 (1969) [28] 鹿田, 日本原子力学会秋の分科会, C58 (1979) [29] A. Gandini, *Nucl. Sci. Eng.*, 67, 377 (1978)
 [30] A. Gandini, *Nucl. Sci. Eng.*, 23, 289 (1980) [31] E. Greenspan et al., *Nucl. Sci. Eng.*, 68, 1 (1978) [32] E. Greenspan
 et al., *Nucl. Sci. Eng.*, 20, 215 (1979) [33] H. Mitani, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 13, 413 (1976) [34] M. Komata, *Nucl. Sci.*
Eng., 64, 811 (1977) [35] Y. Ronen, *Nucl. Sci. Eng.*, 49, 195 (1972) [36] Y. Ronen, *Nucl. Sci. Eng.*, 52, 147 (1973)
 [37] Y. Ronen, *Nucl. Sci. Eng.*, 54, 467 (1974) [38] Y. Ronen and E. Greenspan, *Nucl. Sci. Eng.*, 63, 509 (1977) [39] Y.
 Ronen and D. Regev, *Nucl. Sci. Eng.*, 66, 124 (1978) [40] Y. Ronen, *Nucl. Sci. Eng.*, 72, 110 (1979) [41] E. M. Orlow,
Nucl. Sci. Eng., 59, 187 (1976) [42] C. R. Weisbin et al., *Nucl. Sci. Eng.*, 66, 307 (1978) [43] J. H. Marable et al.,
Nucl. Sci. Eng., 25, 30 (1980) [44] E. Greenspan et al., *Nucl. Sci. Eng.*, (to be published) [45] 森他, 日本原子
 力学会秋の分科会, D61 (1978) [46] 川合他, 日本原子力学会年会, F37 (1979) [47] 川合他, 日本原
 子力学会年会, E37 (1980) [48] 山内他, 日本原子力学会秋の分科会, B12 (1979) [49] S. A. W. Gerstl
 et al., *Nucl. Sci. Eng.*, 62, 137 (1977) [50] 山内他, 日本原子力学会年会, B4 (1978) [51] 岸代, 日本原
 子力学会年会, F38 (1979) [52] A. Gandini, "Time-Dependent Generalized Perturbation Methods for Burn-up
 Analysis," CNEN RT/FI (75) 4, Comitato Nazionale per l'Energia Nucleare, Rome (1975) [53] A. Gandini et al.,
Nucl. Sci. Eng., 62, 339 (1977) [54] H. Mitani et al., "Sensitivity Analysis for Actinide Production and Depletion in
 Fast Reactors," JAERI-M 8133 (1979) [55] J. M. Kallfelsz et al., *Nucl. Sci. Eng.*, 62, 304 (1977) [56] M. L. Williams and
 W. W. Engle, Jr., *Nucl. Sci. Eng.*, 62, 92 (1977) [57] M. L. Williams, *Nucl. Sci. Eng.*, 63, 220 (1977) [58] M. L. Williams,
Nucl. Sci. Eng., 64, 798 (1977) [59] 西村代, 日本原子力学会秋の分科会, B13 (1979) [60] E. Greenspan,
Nucl. Sci. Eng., 24, 185 (1980) [61] E. T. Cheng and R. W. Conn, *Nucl. Sci. Eng.*, 62, 601 (1977) [62] E. T. Cheng,
Nucl. Sci. Eng., 24, 147 (1980) [63] E. M. Orlow, *Nucl. Sci. Eng.*, 65, 187 (1978) [64] J. Canosa, *Nukleonik*,
9, 289 (1967) [65] W. L. Hendry and G. I. Bell, *Nucl. Sci. Eng.*, 35, 240 (1969) [66] K. Asatani et al., *J. Nucl. Sci.*
Technol., 8, 653 (1971) [67] K. Asatani et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, 13, 1 (1976) [68] K. Asatani et al., *Nucl.*
Sci. Eng., 62, 9 (1977) [69] T. Iwagumi and R. Koga, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 10, 674 (1973) [70] J. R. Askew,
 CONF-720901 (1972) [71] T. Takeda et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, 15, 523 (1978) [72] 畑倉他, 日本
 原子力学会秋の分科会, D42 (1980) [73] S. Yamada et al., *Ann. Nucl. Energy*, 7, 561 (1980) [74] H.
 Mitani, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 13, 58 (1976) [75] E. Greenspan, *Nucl. Sci. Eng.*, 56, 100 (1975) [76] E.
 Greenspan, *Nucl. Sci. Eng.*, 56, 103 (1975) [77] E. M. Gelbard and R. P. Hughes, *Nucl. Sci. Eng.*, 20, 262
 (1979) [78] J. A. Mahaffey and M. V. Davis, *Ann. Nucl. Energy*, 7, 489 (1980) [79] T. Konishi and M. Yamamoto,
J. Nucl. Sci. Technol., 12, 336 (1975) [80] H. Mitani, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 13, 517 (1976) [81] H. Mitani,
J. Nucl. Sci. Technol., 14, 640 (1977) [82] 田中他, 日本原子力学会秋の分科会, D35 (1977) [83] 佐
 々木他, 日本原子力学会秋の分科会, C73 (1979) [84] 山岡他, 日本原子力学会年会, C28 (1980)
 [85] J. H. Renken, *Nucl. Sci. Eng.*, 63, 347 (1977)

〈特別記事 2〉

DCAにおける実験と解析

動燃

福村信男, 八食雄三

1. DCAにおける炉物理開発

動燃大洗工学センター重水臨界実験室では圧力管型重水炉「ふかん」の炉物理に関する研究開発を、重水臨界実験装置(Deuterium Critical Assembly, 略称DCA)を用いて行なう。「ふかん」炉心の核特性や炉心性能を正確に把握し、「ふかん」の核設計の精度チェックを行なっていき。

圧力管型重水炉「ふかん」では、核燃料の有効利用からアルミニウム富化天然ウラン燃料(略称アルミニウム燃料)の使用を試みている。二つたゞ幾種モリ組成をもつアルミニウム燃料を用いた臨界実験を行なうアルミニウム燃料装荷炉心性能の把握に重実をありていき。

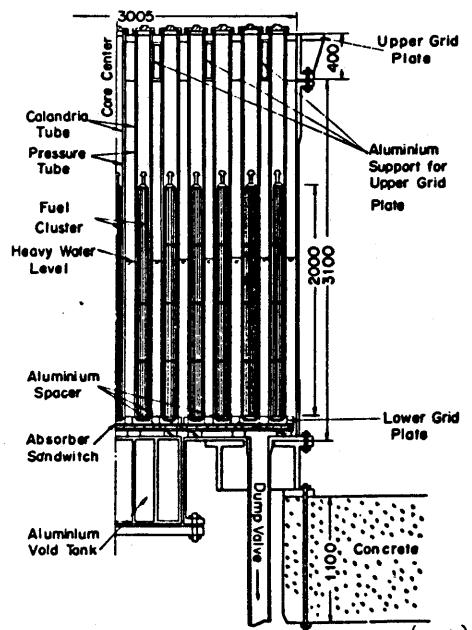
2. DCAの概要

第1図の概略図に示されるようにDCAは半径方向に沿って反射体を持たない装置であり、アルミニウム製の炉心タンクに納められる。炉心タンクの壁厚は1.0 cmであり、炉心タンク内の重水減速材の水位は炉心タンク外に設けられた連通管内の水位をサーボマノメータで0.1 mmの精度で読み取られる。第1表にDCAの諸元を示す。

燃料はクラスタ構造で 第1表 DCA諸元

あり、燃料棒はクラスタ内にありて、三重の同心円上に配置される。燃料クラスタは圧力管に挿入され、そちらにこれをカランドリア管に挿入して燃料集合体に組み立て炉心タンク内に装荷し、炉心を構成する。第2図に示すように燃料クラスタは圧力管、空気層およびカランドリア管によって重水減速材から隔てられていく。燃料集合体は20.0

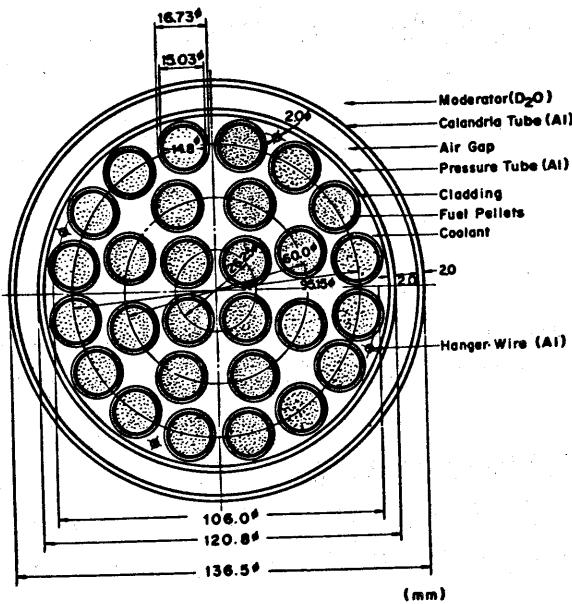
Cluster	Radius of Each Layer	1st	2nd	3rd
Hanger Wire	Diameter	2.0	■	A1
Spacer	Diameter	114.4	■	A1
Cluster Length		2223	■	
Standard Fuel Meat Length		2000	■	
Pressure Tube				
Outer Diameter		121.0	■	
Inner Diameter		116.8	■	A1
Moderator				
Material				
Calandria Tube				
Outer Diameter		136.5	■	
Inner Diameter		132.5	■	A1
Moderator				
Material				
Purity		D ₂ O 99.5 mol%		
Core Tank				
Outer Diameter		3025	■	
Inner Diameter		3005	■	
Height		3500	■	
Material				A1
Lattice Pitch		20.0, 22.5, 25.0	cm	
Upper and Lower Grid Plate				A1
Temperature		20°C		



第1図 DCA概略図

cm, 22.5 cmまたは25.0 cmのピッチを持つ正方格子が形作られるよう炉心タンク内に配置される。二つの格子ピッチの変更は上・下部のゲリッド板を交換することにより行なう。第3図に25.0 cmピッチの炉心配置図の例を示す。

圧力管内は通常軽水または空気によつて満たされるが、その他に軽水一重水の混合液を用ひて、原子炉の運転時に圧力管内に発生するボイドの効果を模擬できようにして



第2図 燃料集合体断面図

113. すなむ

ちボイドの発

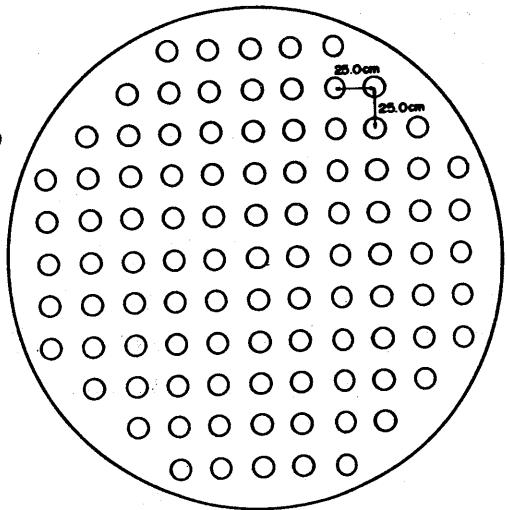
生に起因する冷却材の減速能の減少を軽水より小さく減速能を持つ重水を軽水に混合して模擬する。しかし重水の熱中性子に対する吸収断面積は非常に小さいため、このままでは混合液の吸収断面積は実際のボイドを含んだ軽水の吸収断面積と一致しなくなる。これを之けるため小量の硝酸を混合液に添加し、熱中性子領域の断面積も実際のボイドを含んだ軽水のそれと一緒にさせることとする。第2表に混合

液の組成比を、第3表に模擬冷却材とボイドを含んだ軽水との断面積との比較を示す。

実験に用いられる燃料の種類はウラン燃料およびプロトニウム燃料である。ウラン燃料は天然ウラン、1.2%濃縮ウランおよび1.5%濃縮ウランの三種類である。プロトニウム燃料は天然ウランに0.54% (5S) ないしは0.87% (8S) の標準級 (~91% 核分裂性) プロトニウム含有) のプロトニウムを富化したものと0.87% (8T) の原子炉級 (~75% 核分裂性プロトニウム含有) のプロトニウムを富化したものである(第4表参照)。

第4表 燃料組成一覧表

Fuel Type	$0.54\text{wt\%}(s)\text{PuO}_2-\text{UO}_2$ (5S)	$0.87\text{wt\%}(s)\text{PuO}_2-\text{UO}_2$ (8S)	$0.87\text{wt\%}(r)\text{PuO}_2-\text{UO}_2$ (8R)	$1.2\text{wt\%}\text{UO}_2$	$1.5\text{wt\%}\text{UO}_2$
Fuel Pellet Density, g/cm ³	10.17 14.69	10.17 14.72	10.25 14.68	10.36 14.80	10.38 14.77
Diameter, mm	0.542 mm PuO_2	0.862	0.874	$1.203(235\text{U})$	$1.499(235\text{U})$
Enrichment, wt%					
^{235}U	0.6214	0.6194	0.6194	1.057	1.317
^{238}U	86.782	86.503	86.493	86.793	86.563
^{239}Pu	0.000102	0.000145	0.00641		
^{240}Pu	0.4304	0.6849	0.4953		
^{241}Pu	0.04415	0.06584	0.1661		
^{242}Pu	0.004359	0.00696	0.07217		
0	0.000303	0.00051	0.02296	12.15	12.12
	12.12	12.12	12.13		



第3図 炉心配置図

第2表 模擬ボイドの組成

Simulated void fraction (%)	Content (wt%)				Density at 22°C (gr/cm³)
	H₂O	D₂O	H₃BO₃	Air	
0	100.00	-	-	-	0.9978
30	63.17	36.82	0.00921	-	1.0348
70	18.07	81.91	0.02150	-	1.0840
100	-	-	-	100.00	0.0012

第3表 模擬ボイドの断面積

Simulated void fraction (%)	Ratio* of cross sections				
	Thermal region		Epi-thermal region		
	Absorption	Scattering	Transport	Slowing down power	Transport
30	1.0000	1.0080	1.0203	0.9998	1.1634
70	0.9998	1.0042	1.1103	0.9994	1.8896

* Ratio = Cross section of simulated coolant / Cross section of actually voided coolant

3. DCAにおける実験と解析

圧力管型重水炉の核特性は減速材である重水と冷却材である軽水の二重減速効果、圧力管型であることによる非均質性、中性子エネルギー依存度の強さ、ルートニウムの断面積等に特徴づけられる。ニコトウ格子内の中性子の挙動は複雑であり、これを計算コードで忠実に記述することは困難である。故に得られた実験データは、設計コードや詳細計算コードに使用されたりる各種近似的精度のチェックに使用し、これら計算コードを通して「ふげん」の核設計に役立つ。

DCAを用いてすすめた炉物理開発の成果は次のとおりである。

(1) 臨界量と物質バックリンク

臨界水位を精度よく測定し、「ふげん」の設計に用いたコードの精度、モデルのチェックを行なった。

炉心は 1.2% 濃縮ウラン燃料によって構成された単領域炉心である。使用した格子ピッチは「ふげん」の 24.0 cm をはじめ 25.0 cm と 22.5 cm、それに 20.0 cm を入れた三種類、冷却材ボイド率は模擬ボイドを含めた四種類、減速材中のボロン濃度は二種類を使用し、これら組合せの中から計 18 種類の単領域炉心を選び臨界量を測定した。上・下部の構造材による反射体効果の検討、後述の格子パラメータとの対比・検討を経たあと臨界量は解析値と比較され、計算精度の評価に役立てられた。結果の一例を表に示す。表にかかること 25.0 cm ピッチでは、冷却材である軽水の熱外領域での減速効果による正の反応度効果と熱領域におけるしゃへり効果による負の反応度効果が殆んど釣合になり、冷却材ボイド率の増加と共に臨界水位は殆んど変化してないことが判る。一方 22.5 cm ピッチでは冷却材ボイド率の増加と共に冷却材の減速効果が弱められ負の反応度効果となり臨界水位が増加していく。

このように圧力管型重水炉における冷却材の格子ピッチ依存の役割が明確となり、この結果に基づき「ふげん」の最初の臨界体数、ルートニウム燃料装荷炉心、全装荷二領域炉心の臨界ボロン濃度等が精度よく予測され⁽²⁾、「ふげん」の炉心核設計の妥当性が確認された。

単領域炉心に関するデータの集積と解析精度の評価が確立すると、これを基に二領域炉心の臨界量を測定し、試験領域のみで单領域を形成したと仮定した場合の物質バックリンク（臨界量）を次式に決定した。試験領域とは天然ウラン、1.5% 濃縮ウラン、三種類のルートニウム燃料を 9~25 体配置した炉心中央領域のことである。この試験領域の物質バックリンクが決定のために、精度の良い置換法実験による解析手法を開発した⁽³⁾。この結果から全炉心の 10% までを置換領域として用いた置換法実験を行なえば物質バックリンクの値を充分な精度で決定できることが判った。

(2) ボイド反応度、ボイド係数

表5 表 臨界量の実験値と計算値

Lattice pitch (cm)	22.5		25.0		
	Coolant void fraction (%)	D ₂ O critical level (cm)	k _{eff}	D ₂ O critical level (cm)	k _{eff}
0	Exp. Cal. [†]	95.3 ± 0.2 1.0000 1.0033	1.0000 1.0074	105.0 ± 0.2 1.0000	1.0000 1.0074
33	Exp. Cal. [†]	97.4 ± 0.2 1.0000 1.0059	1.0000 1.0070	103.3 ± 0.2 1.0000	1.0000 1.0070
70	Exp. Cal. [†]	102.8 ± 0.2 1.0000 1.0042	1.0000 1.0054	102.6 ± 0.2 1.0000	1.0000 1.0054
100	Exp. Cal. [†]	113.3 ± 0.2 1.0000 1.0142	1.0000 1.0160	105.2 ± 0.2 1.0000	1.0000 1.0160
Number of 1.2% enriched UO ₂ clusters		121	97		

[†] Calculated values of k_{eff} based on the measured D₂O critical level

冷却材部分を軽水で満たした場合、模擬ボイドを入れた場合、また完全にボイドとした場合の反応度を測定した。

アルトニウム燃料を装荷した「ふげん」の初期炉心96体の核特性、装荷すべき燃料集合体の体数の決定などはDCAの実験が基本となる。

ボイド反応度・係数は、「ふげん」型単位格子が重水・軽水の二重減速の構成であるために、次のいくつかの要因の働き具合により微妙に変化する。

- ① ボイドの増加により、冷却材の中性子減速効果が減少し、共鳴エネルギーの中性子が増大し、 ^{238}U の共鳴吸収が増大する(負の反応度効果)。
- ② 減速効果の減少とともに、熱エネルギーの中性子が減少し、 ^{235}U の核分裂は減少する(負の反応度効果)。
- ③ ボイドの増加により、炉心の外へ漏洩する中性子が増大する(負の反応度効果)。
- ④ ボイドの増加により、冷却材の中性子吸収が減少する(正の反応度効果)。

また、①と②の項目は格子ピッチの増大とともに効果が弱まり、③の効果は炉心の大きさに依存し、④の項目は格子ピッチと炉心の大きさには余り依存しないなど複雑に変化する。第4図に1.2%濃縮ウラン炉心での冷却材ボイド率に対する反応度変化を示す。第4図から格子ピッチが広くなるとボイド係数(反応度変化の微係数)が正側に移行することが判る。これらのデータにより、

ボイド反応度係数に対する核算

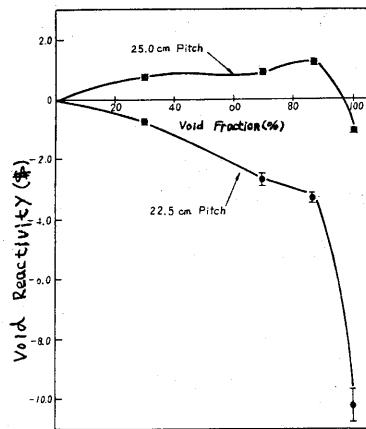
算コードの精度が評価された。

この精度評価に基づいて、「ふげん」設計の妥当性が確認され、また起動試験の結果も設計値内に入っていることを示した。

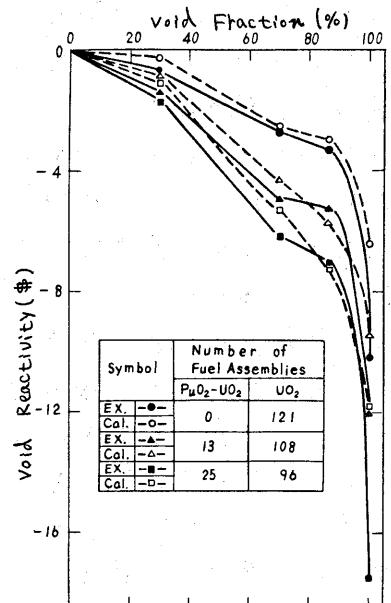
第5図はアルトニウム燃料の装荷体数の増加に従ってボイド反応度が順次負側に移行していく様子を示す。アルトニウム燃料は5Sのもので、核分裂性物質含有量では1.2%濃縮ウランに

相当するものである。このように燃料の種類がウランからアルトニウムに変ると、負のボイド反応度が発生する理由につりては、DCAで系統的な実験により明らかにされた。

主なものは、アルトニウム燃料中の格子内熱中性子束分布の測定、スペクトルインデックス(アルトニウムとウランの核分裂率比)の測定⁽⁵⁾、局所出力ペーキングの測定⁽⁶⁾等であり、これらを総合した結果負のボイド反応度のメカニズムが解明された。アルトニウムはウランと同じ1/2型吸収断面積の外に0.3 eVの位置に巨大な共鳴吸収断面積を持つ。熱中性子が重水減速材からのみ供給されて100%ボイド率では、この共鳴エネルギーを



第4図 UO_2 燃料を装荷したDCA炉心のボイド反応度の変化



第5図 プルトニウム燃料装荷によるボイド反応度の負側移行と計算値との比較 (22.5 cm ピッチ)

(4)

持つ中性子はクラスタ燃料の外周(最外層)にありて表面吸収を受け、強んど内層へは浸透しない。つまり、100%ボイド率では、内層燃料の共鳴吸収による核分裂断面積は、それが程正の反応度に寄与することはできない。

一方0%ボイド率の状態では、外層で共鳴吸収を受けた結果歪んでしまった中性子エネルギー・スペクトルも軽水炉却材により再度散乱を受け歪かなりの部分が回復する。つまり、クラスタ燃料内層の共鳴吸収が無駄にならずに正の反応度に寄与する。ボイド反応度とは、これら0%と100%ボイド率での反応度の差であるため、フルトニウムを含む燃料の方が、100%ボイド率に移る時の反応度低下は大きいことになる。即ち1/V型吸収断面積のみのウラン燃料に比べて、大きな共鳴吸収を持つフルトニウム燃料の方が、ボイド反応度を負側に移行させる。

*6図と*7図に、ボイド率によるフルトニウムの共鳴吸収の効き方の違いを示す。横軸に1/V型吸収断面積を取ったあるたれ、ウランとフルトニウムの勾配の差が共鳴吸収によるものである。100%ボイド率で差が顕著に現われて13。

*8図にクラスタ燃料内層の熱中性子スペクトルの計算値の一例を示す。計算値はDC Aで改良したLAMP-D CAコードによるものである。^{(1), (8)}

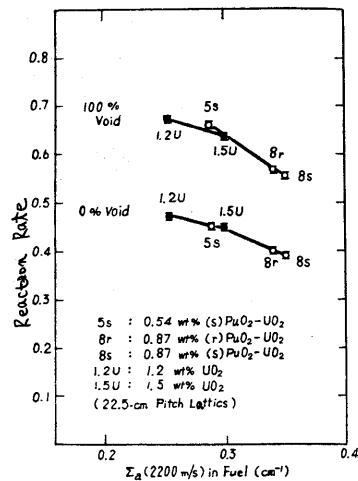
ボイドによるスペクトル変化が大きく、0.3 eVでの立ちこみが大きいことが明らかである。

以上のDC Aにおける研究により、「ふせん」型燃料格子にフルトニウムを使用すると安全面から核特性が大いに向上することが実験的に確認されたことになる。

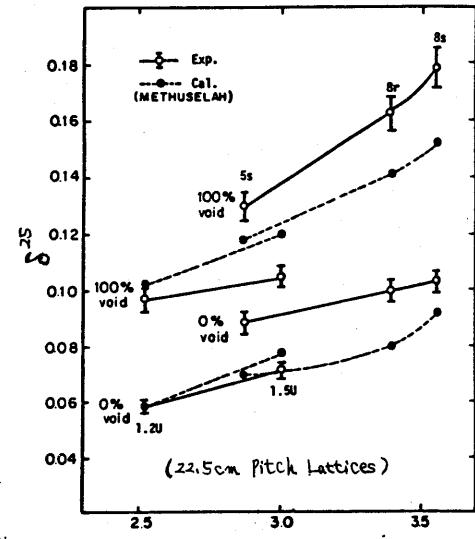
(3) 温度係数

燃料体の温度を600°Cまで、冷却材の温度および減速材の温度を80°Cまで上昇させて反応度変化を測定し、「ふせん」の温度係数の推定に寄与した。

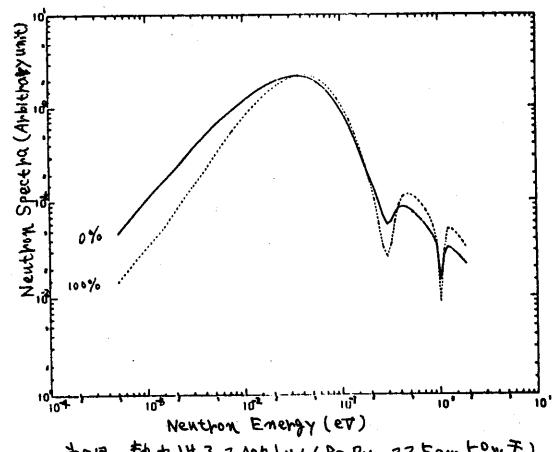
燃料体の昇温チャンネルが1体のため、反応度変化が微量で、熱漏れによる反応度変化のため測定は困難であった。これは熱漏れによる反応度変化を温度を一定に保ちながら時間



*6図 2200m/s 巨視的吸収断面積に対する燃料中の平均反応率(Dy)の変化



*7図 2200 m/s 巨視的吸収断面積に対する燃料中の²³⁵Uの核分裂反応率(%)の変化



*8図 热中性子スペクトル(8s Pu, 22.5 cm Pitch)

変化係数として実験的に決定し、これを用いて補正することにより燃料体の温度係数を求め、 ^{238}U の共鳴吸収、 ^{235}U の核分裂、 H 吸収体等の温度係数を分離して評価できるような測定を行なった。⁽¹¹⁾

設計コードによる計算値は、実験値より若干小さめの負の値を示し、設計が安全側であることが示された。

重水温度係数は、昇温した重水の温度による熱漏れ、冷却材温度変化により決まる臨界水位を連続測定することにより求め、冷却材温度係数も同時に決定しきりょう方法を開発した⁽¹⁰⁾。図に結果を示す。

図から温度係数の温度依存性が明らかとなり、「ふりん」の定格出力運転での重水温度 $\sim 60^\circ\text{C}$ では計算値と実験値は良好一致を示していることがわかる。

(4) 制御棒の効果

制御棒挿入炉心の反応度、出力分布を測定し、解析モデルの確立を行なった。これにより「ふりん」型制御棒反応度が $\pm 3\%$ の精度で得られることが確認された⁽¹¹⁾。

将来の負荷追従運転方式の確証として制御棒変動による出力変化率(最大)を測定し、最大変動率は 23% となり負荷追従運転の可能性を実証した。解析値もDCAで開発したモデルを用いることにより出力最大変動率は 27% となり、実験とより一致を示した⁽¹²⁾。

(5) 格子パラメータ

燃料棒内を含む単位格子内での各種反応率比を測定し、詳細計算コードのチェックに設立てた^{(11), (4), (5)}。

(6) 局所出力ピーキング係数(LPF)

縮放射法を応用した高精度のガンマ・スキャニング法を開発してデータの質の向上を図った⁽¹³⁾。これにより「ふりん」での二色富化配列のアルミニウム燃料クラスタの出力低減化の有効性が確認された。

参考文献

- (1) Hachiya, Y., Fukumura, N., et al., : J. Nucl. Sci. Technol., 13, 618 (1976)
- (2) 相原, 八谷, 他 : SN 741-78-159, PNC (1978)
- (3) Shiba, K. : Nucl. Sci. Eng. Vol. 65, 492-501 (1978)
- (4) Wakabayashi, T., Hachiya, Y. : Nucl. Sci. Eng. Vol. 63, 292-305 (1977)
- (5) Fukumura, N., et al., : Trans. Amer. Nucl. Soc., Vol. 23, p.576 (1976)
- (6) Fukumura, N. : To be submitted in J. Nucl. Sci. Technol.
- (7) 飯島, 他 : 昭和49年日本原子力学会分科会要旨集 A-6 (1974)
- (8) 角谷 : N941-76-113, PNC (1976)
- (9) Sakata, H., Hachiya, Y., et al., : J. Nucl. Sci. Technol., 17, 747 (1980)
- (10) Otsuka, T., Fukumura, N., Hachiya, Y. : Nucl. Sci. Eng. Vol. 74, 95-105 (1980)
- (11) 青月, 他 : SN 943-78-01, PNC (1978)
- (12) 竹村, 他 : 昭和56年日本原子力学会年会発表予定

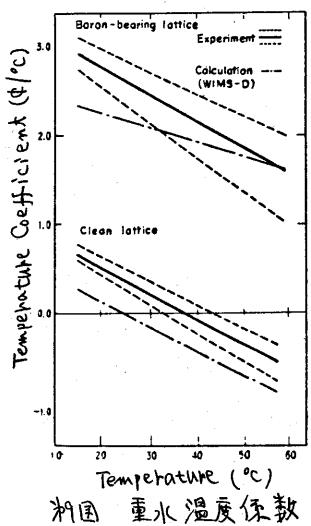


図 軽水温度係数

〈特別記事3〉

加速器遮蔽の計算法について

東大核研

中村尚司

§ 1 はじめに

加速器遮蔽に関する諸問題については、すでに解説を原子力学会誌に書いた⁽¹⁾。これは遮蔽計算それもモンテカルロ計算を中心にして、もう少し詳しく述べてみたい。原子炉の遮蔽の場合は炉心計算と遮蔽計算に分けられ、炉心からの漏洩スペクトルを線源として遮蔽計算が行なわれる。加速器遮蔽計算の場合、線源に当るのがターゲット(ビームスリット、ビームダンプ、加速管など)がエネルギーを失う場所をすべて含めるから放出される2次粒子と1次中性子、ガンマ線である。加速器の場合。

- 1) 加速される粒子が電子、軽粒子($p, d, {}^3He, \alpha$)、重イオンなど種々しかも加速エネルギーが数MeVから数100GeVと非常に広範囲であり、従ってターゲットから生成される2次粒子の種類、エネルギー、角度分布も実に様々であるが、これらに関する情報は特別なもの除いては非常に乏しい。
- 2) 加速粒子のビーム損失のパターンが一定でない。従って線源分布が複雑で、しかも時と場合によって変化する。

これらの点が原子炉の炉心の場合と大きく異なる。従って加速器の遮蔽計算を精度よく行なうためには、まず

- 1) 線源に当るターゲット生成2次粒子(中性子とガンマ線)スペクトルを知ること
 - 2) 線源分布に相当するビーム損失のパターンを精度よく評価すること
- が不可欠である。

以上より「速中性子遮蔽」研究専門委員会の加速器遮蔽ワーキンググループでは、厚いターゲットからの2次中性子の生成に関する文献をサーベイしている。来春にはまとめて印刷する準備を進めよう。

前にも書いたように⁽¹⁾、加速器遮蔽という観点からは加速器は次の2つに大別される。

- 1) 電子加速器(電子、陽電子、X線加速)

第1図に示すように電磁カスケードにより放出される制動放射線と光核反応によつて放出される光中性子が遮蔽の対象となる。

- 2) 陽子加速器($p, d, {}^3He, \alpha$ 、重イオン加速)

第2図に示すようにハドロンカスケードにより放出される中性子とガンマ線が遮蔽の対象となる。

そこで、まず電子加速器(電磁カスケード)と陽子加速器(ハドロンカスケード)におけるターゲットからの2次粒子(中性子とガンマ線)の生成計算法について述べ、つづいてそれを線源とする加速器遮蔽計算法について述べる。なお主と1~数百MeV以上の高エネルギー

ルギー 加速器における簡易遮蔽設計計算法 (1) 及び 平山の報告⁽²⁾を参照されたい。

§2. 電子加速器における 2 次粒子の生成計算

(1) 制動放射線の計算

i) 電磁カスケードが無視できる場合 ($< \sim 50 \text{ MeV}$)

電子エネルギーが $\sim 50 \text{ MeV}$ 以下の時は電磁カスケードの起る確率が低いため、ニヒリエネルギーではカスケードを無視することができる。この場合は：

Thick Target を Thin Target に細かく分割して、各 Thin Target からの制動放射線の寄与を加え合わせる近似計算法^{(3)~(5)}が、その簡便さと精度の良さからよく用いられており、著者の開発した DIBRE コード⁽⁶⁾も、よく利用されている。これらの近似計算法における電子と制動放射線の取扱い方法は次の通りである。

電子の取扱い

- 連続減速モデルによるとエネルギー損失の伝達を普遍適用しうるが、実験や計算に基く透過電子スペクトルを用ひてエネルギーのゆらぎを考慮する場合もある。

- 多重散乱角度分布は Goudsmit-Saunderson の理論か Bethe-modified Molière の理論が普通用いられる。

- 電子数の変化はモンテカルロ計算や実験値を用いる。

- 電子の軌跡はまっすぐ進む straight-ahead approximation が多いため、平均散乱角を用いて修正する方がより正確である。

制動放射線の取扱い

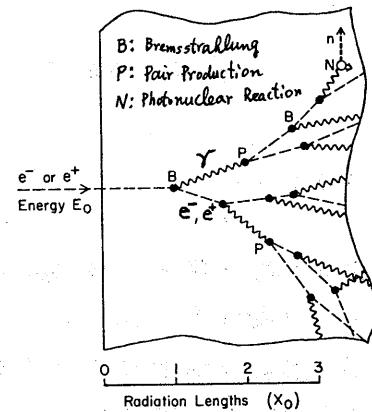
- エネルギー角度 2 重微分断面積については Koch, Motz⁽⁷⁾ によるとめられること。

- 制動放射線の透過についてはビルドアップと減衰を考慮するのが最も簡単である。

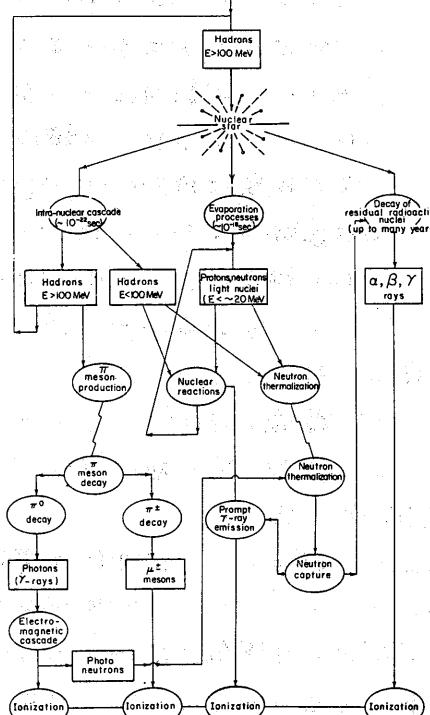
- ii) 電磁カスケードが無視できない場合 ($> \sim 50 \text{ MeV}$)

a) モンテカルロ計算

現存する汎用モンテカルロコードには次の 2 つがあり、ORNL-RSICC から入手可能である。これらは共にアナログモンテカルロコードである。その他モニタ小型のモンテカルロコードとしては、杉山によるもの⁽⁹⁾及び著者等の開発し



第1図 電磁カスケード
(Swanson, I=53)



第2図 ハドロンカスケード
(Patterson, Thomas, I=53)

TAURUS コード⁽¹⁰⁾がある。

ETRAN コード —— NBS で開発されたもの⁽¹¹⁾。1keV ~ 1GeV の電子エネルギー範囲で使用できる。断面積をデータとし入力してある。非常に大きなコードであり、計算時間も EG S コードより数倍長い。

EG S コード —— SLAC で開発されたもの⁽¹²⁾。10MeV 以上数 10GeV まで使用できる。断面積に解析式を用いてある。容量小さい。高エネルギーではよく合うが、数 10MeV 近辺では 10~25% 過大評価である。

b) 輸送方程式の解析解

宇宙線のカスケードシベワーの計算では輸送方程式の解析解が求められており⁽¹³⁾。ただし対象ヒートのエネルギー領域が高いので光電吸收とコンプトン散乱が無視されており、低エネルギー領域では使用できない。

Approximation A — 制動放射と電子対生成の考慮

Approximation B — 上記 2 の他に衝突による電子エネルギー損失を考慮。低エネルギー領域でも電子・光子カスケードの連立輸送方程式を解くと解いた例はないうと思われ、モンテカルロ計算が主流である。

(2) 光中性子の計算

電子入射から中性子生成までの一貫して計算できるコードとして著者の知る限りでは、RPI で開発されたアナログモンテカルロコード KRIS-I⁽¹⁴⁾ 唯一である。これは電子・光子カスケードをまず計算し、それから光中性子の生成とその物質輸送を計算しているが、これが光中性子の計算をする一般的な方法である。

i) 電磁カスケード計算等により線源部における制動放射線の角度別エネルギースペクトルの空間分布を求める。

ii) 制動放射線スペクトルに光中性子生成断面積をかけて中性子生成量を求める。

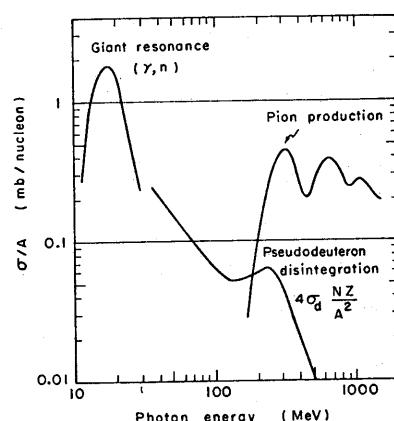
a) エネルギー・角度微分断面積 $d^2\sigma(r, x_n)/dE_n d\Omega(E_r)$ のみ、またはそれを制動放射線スペクトル $\phi(E_r)$ にかける。

b) 全断面積 $\sigma(r, x_n)(E_r)$ しか知らない時は、放出される中性子の角度分布やエネルギースペクトルには、各種の実験値を用いる。スペクトルヒートはマクスウェル分布（蒸発過程）+ 直接放出の二つが重なる。又角度分布ヒートはける等方にはない。これらは Patterson⁽¹⁵⁾ によれば、ある。光子の微分トランプ長 dL/dK を用いて

$$Y(E_0) = \frac{N_{sp}}{A} \int_0^{E_0} \sigma(K) \frac{dL(K)}{dK} dK$$

より中性子生成量 Y が求まる。

iii) 線源部が厚い時は、この生成光中性子の散乱、吸収過程を計算する。



第3回 光核反応の断面積
(Patterson, Thomas 1=53)

光中性子と 1/2 は第 3 図に示したよう 1=3 > 9 生成過程に分けられる。

- i) Giant Resonance $\leq 30 \text{ MeV}$
- ii) Pseudo-deuteron Disintegration $30 \sim 150 \text{ MeV}$
- iii) Photo-pion Production $\geq 150 \text{ MeV}$

断面積は i) が最大なので放出される光中性子は 20 MeV 以下が 1/2 と比べて 1=3 カスケードを考えなくてよい。しかし高エネルギー (GeV 領域) では ii) がふえで 1=3 と 1/2 の中性子 1=3 ハドロンカスケードを考慮なければならぬので膨大な計算となる。

(3) μ メソンの計算

電子エネルギーが 150 MeV 以上、現実には 1 GeV を越えると第 4 図に示すように μ メソンの生成が 0 度方向にありこの比率重寧に $1=3 < 3$ 。 μ メソンの輸送計算と 1/2 は近似解析計算^(16,17) やモンテカルロ計算⁽¹⁸⁾ がある。

§ 3 陽子加速器における 2 次粒子の生成計算

(1) 核外カスケードが無視できる場合

正確には 200 MeV 以下、近似的には 400 MeV 以下で核外カスケードは無視できる。

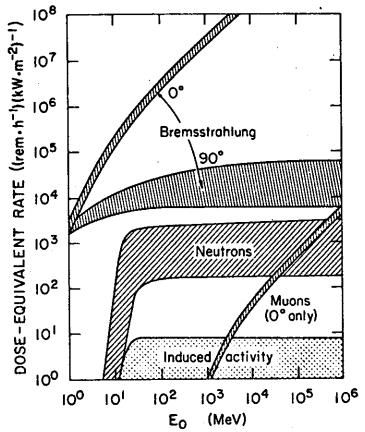
i) 核内カスケードが無視できる場合

エネルギーが $\sim 50 \text{ MeV}$ 以下では核内カスケードは余り起らず、核構造の影響が $1=3 < 3$ 。複合核形成が主のため、茎発モデルに基く核反応断面積、計算が行なわれ、ローランスター大学で作られた ALICE コード⁽¹⁹⁾ などがある。しかしこの領域でも核内カスケードが $1=3 < 3$ という指摘もあり⁽²⁰⁾、最近 pre-equilibrium compound に基く断面積の計算も盛んになつてゐる。断面積データと 1/2 は、荷電粒子生成中性子・ガンマ線断面積ファイルと 1/2 整備されたものはなく、Be, Li, D, T など軽核に対する (p, γ), (d, γ), (α, γ) など特別な反応を除いては、データが乏しい。いずれにしてもこのエネルギー領域は核構造の影響が大きくて、次に述べるフェルミの自由ガスモデルに基づくモンテカルロ計算、精度が悪い領域があり、一番難しき領域である。

ii) 核内カスケードを考える場合

a) モンテカルロ計算

フェルミの自由ガスモデルに基づく核内カスケード・蒸発過程のモンテカルロ計算により、2 次粒子生成微分断面積 $d^2\sigma/dE d\Omega$ 、2 次粒子、角度区別生成エネルギースペクトル、残留核、励起エネルギーレベル、核種、反跳運動エネルギーなどが求められる。計算コードとしては、ORNEL と SAII で開発された一連の MECC (ハドロン用), LHI (軽粒子用), HIC (重粒子用) が広く使われており、うち MECC と HIC は ORNL-RSIC より入手できる。



第 4 図 電子加速器の
放射線環境
(Swanson 1=83)

MECC-7⁽²¹⁾ — 入射粒子は p, n, π^\pm と 2 次放出粒子は $p, n, \pi^\pm, \pi^0, {}^3He, d, t, \alpha$ である。入射 p, n のエネルギー範囲は 1 MeV ~ 3.5 GeV, 入射 π^\pm のエネルギー範囲は 1 MeV ~ 2.5 GeV である。ターゲットは ${}^{24}He$ 及び ${}^{239}Pu$ まで可能。ただし ~ 100 MeV 以下の入射エネルギーで C 以下のターゲットでは精度悪い。

LHI⁽²²⁾ — 入射粒子を p, n, π^\pm の他に $M^\pm, d, t, {}^3He, \alpha$ 及び軽粒子まで拡げたものである。入射粒子のエネルギーは 10 GeV / 核子以下で使用できる。このコードはまだ公開されていない。

HIC-1⁽²³⁾ — MECC コードを重いオプション用に改良したものである。入射粒子のエネルギーは 50 MeV / 核子以上で使用できる。入射粒子、ターゲットと共に 4He 以上で可能だが、精度が保証されることは C 以上でであろう。

放出 2 次粒子のエネルギーが低いので、放出 2 次粒子がさらに他の核に衝突して 2 次粒子を放出する核外カスケードは起らずに、減速過程のみが続いている。ガンマ線の生成については、残留核の励起レベルが与えられるのみである。自分でそれから求めなければならないが、こうして求めたガンマ線スペクトルは実験値と合っていると言適がある⁽²⁴⁾。

b) 近似計算

上記コードを用いたモンテカルロ計算の結果を解析式に fit する。MECC-2 コードを用いて、25 MeV ~ 400 MeV の入射粒子エネルギーに対する nonelastic cross section, secondary particle spectrum を解析表示した報告 ORNL-4046⁽²⁵⁾ がある。著者等は現在より新しい MECC-7 コードを用いた計算を現在続行中である。

Thick Target を Thin Target に分割して、入射粒子は連続減速モデルを用いて各 Thin Target からの寄与を上記結果に基づいて重ね合わせる。また

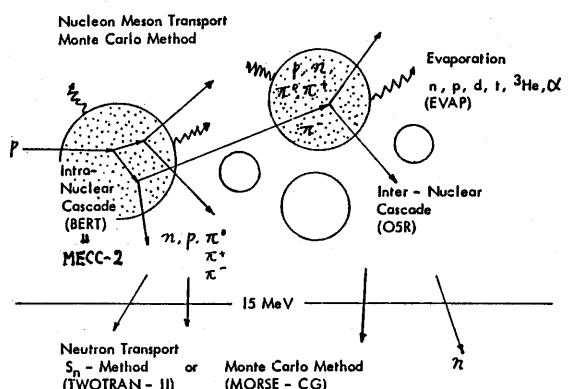
$$\phi_n(E, \theta) = \sum_{K=1}^{\infty} F_K(E, \theta) A_K \sigma(E_K) N \alpha t$$

$$A_K = A_{K-1} e^{-\sigma(E_{K-1}) N \alpha t}, \quad A_1 = 1$$

$\Rightarrow \sigma(E_K)$ は nonelastic cross section, $F_K(E, \theta)$ は 放出中性子スペクトルである。
計算法に基づく論文はいくつある⁽²⁶⁾⁻⁽²⁸⁾。

(2) 核外カスケードが無視できない場合

核子-メソンの核内カスケード・蒸発計算に加えて、核外カスケードの輸送計算も行なわなければならず、非常に複雑で計算時間もかかる。現在、モンテカルロ計算のみが行なわれている。第 2 図に示したように π^0 が発生すると、 $\pi^0 \rightarrow 2\gamma$ の崩壊が起り、この γ による電磁カスケード計算を合わせて行なわなければならなりが、それはとてつもなく膨大な計算となり。現在までに核子-メソンのハドロンカスケードに電子-光子の電磁カスケードを組み込んだコ



第 5 図 核子-メソン 輸送計算法 (中原によると)

ードは存在しない。このハドロニカスケードを扱うモンテカルロ計算コードと1つは、2つの大きなグループ。ORNELで開発したNMT⁽²⁹⁾, HETC⁽³⁰⁾コードとJanft等の開発したTRANKA⁽³¹⁾, FLUKA⁽³²⁾, CASIM⁽³³⁾コードがある。

NMT^C — 第5図に計算法の概略を示すが、核内カスケードをMECC-2²で行い、核外カスケードOSRポイントモンテカルロコードを行なう。適用エネルギー範囲は15MeV～3GeVで、15MeV以下の中性子は無視し、中性子につけられ、15MeV以下にかけた中性子の最終衝突点座標、エネルギー、運動量ベクトルなどをヒストリーテーブル貯え。それを用いてMORSE, ANISN, DOTコードなどを用いて、15MeV以下の中性子の減速計算をする。このコードはHigh Energy Fissionの効果が含まれておらず、これを考慮したコードの改良が行なわれていて、前述のLH^I⁽²²⁾や中原によるとNMT^C/JAERI⁽³⁴⁾などがある。

HETC — NMT^Cを3GeV以上の中性エネルギーで適用できようとする拡大したものが核内カスケードコードも新しくMECC-2²で、15MeV以下限がビーム²精度がよいかは検証されていない。

Janftのコード — ターゲットの様な小さいものを扱うFLUKAコードと大きな体系を扱うTRANKAコードがあるが、GeV領域で測定された実験値に基づき、カスケード・崩壊を分離せず2次粒子生成断面積に経験式を用いている。そのため、高エネルギー領域がよく合っている。Cut-offエネルギーが50MeV以上と高いのが欠点である。(しかし計算時間はNMT^C, HETCよりずっと早い)。CASIMはJanftのコードに基づいてカスケードの扱いを工夫してさらに計算時間を早くしたものだが適用範囲が~300MeV以上と多く、高い。これらについて平山によると詳しい解説がある⁽³⁵⁾。

§4 加速器遮蔽計算

(1) 核外カスケードが無視できる時

1次入射粒子のrangeまでが線源部、それ以後が遮蔽部と分離できる。^{§3}に述べたようにして線源が求められると、それを用いて中性子のモンテカルロ計算や輸送計算ができる。現在20MeVの中性子断面積データ7マイルと1つは、thermal～60MeVの群走数をもつDLC-58データライブライア⁽³⁶⁾が公表されている。著者等はこれを用いて自作の多群モンテカルロコードMMC-R⁽³⁷⁾を動かして遮蔽計算を行なう。⁽³⁸⁾又ORNEL-4046⁽²⁵⁾を基にして、陽子に対して連続減速モデル、straight-ahead approximationを仮定して飛程をメッシュに切って、各メッシュ毎に中性子を発生させ、中性子輸送のモンテカルロ計算を行なうコードも伴等が開発している⁽³⁹⁾。

(2) 核外カスケードが無視できない時

^{§3}でのべたターゲットの生成計算と同じく、NMT^C, HETC(15MeV以上)+MORSE(15MeV以下)で行う。(しかし計算時間が膨大であるので、簡易遮蔽計算法⁽²⁾が実際によく用いられている。

参考文献

- (1) 中村尚司, 平山英夫, 伴秀一: 日本原子力学会誌, 22[4], 231 (1980).
- (2) 伴秀一, 平山英夫: KEK Internal 80-9, October (1980).
- (3) Scott,W.W.: NASA-SP-169, p.339 (1968).
- (4) Ferdinand,H.: Nucl. Instrum. Methods, 91, 135 (1971).
- (5) Nakamura,T. et al.: J. Appl. Phys., 43, 5189 (1972).
- (6) Nakamura,T.: "Computer Techniques in Radiation Transport and Dosimetry", p.409 (1980), Plenum Press.
- (7) Koch,H.W., Motz,J.W.: Rev. Mod. Phys., 31, 920 (1959).
- (8) Zerby,C.D., Keller,F.L.: Nucl. Sci. Eng., 27, 190 (1967).
- (9) 柳山治男: 電子技術総合研究所研究報告, 第72号, (1972).
- (10) Shin,K., Hayashida,Y., Nakamura,T.: Nucl. Instrum. Methods, 151, 271 (1978).
- (11) Berger,M.J., Seltzer,S.M.: NBS Rep. 9836, 9837, (1968).
- (12) Ford,R.L., Nelson,W.R.: SLAC-210, (1978).
- (13) Rossi,B.: "High Energy Particles", (1965), Prentice-Hall.
- (14) Hansen,E.C., Bartoletti,C.S., Daitch,P.B.: J. Appl. Phys., 46, 1109 (1975).
- (15) Swanson,W.P.: "Radiological Safety Aspects of the Operation of Electron Linear Accelerators", (1979), IAEA.
- (16) Nelson,W.R.: Nucl. Instrum. Methods, 66, 293 (1968).
- (17) Nelson,W.R., Kase,K.R.: Nucl. Instrum. Methods, 120, 401 (1974).
- (18) Ladu,M. et al.: Nucl. Instrum. Methods, 104, 5 (1972).
- (19) Beckerman,M., Blann,M.: UR-NSRL-135A, (1977).
- (20) Verbinski,V.V., Burrus,W.R.: Phys. Rev., 177, 1671 (1969).
- (21) Radiation Shielding Information Center of ORNL: Documentation for CCC-156/MECC-7 Code Package, (1973).
- (22) Armstrong,T.W., Colborn,B.L.: Nucl. Instrum. Methods, 169, 161 (1980).
- (23) Santoro,R.T. et al.: ORNL-TM-4791, (1975).
- (24) Shima,Y., Alsmiller,R.G.,Jr.: Nucl. Sci. Eng., 41, 47 (1970).
- (25) Alsmiller,R.G.,Jr., Leimdoerfer,M., Barish,J.: ORNL-4046, (1967).
- (26) Fasso,A., Hoefert,M.: Nucl. Instrum. Methods, 133, 213 (1976).
- (27) Nakamura,T., Yoshida,M., Shin,K.: Nucl. Instrum. Methods, 151, 493 (1978).
- (28) Christenson,D., McNaughton,M.W., Jungerman,J.A.: Nucl. Instrum. Methods, 160, 499 (1979).
- (29) Radiation Shielding Information Center of ORNL: Documentation for CCC-161/NMTC Code Packages, (1976).
- (30) Chandler,K.C., Armstrong,T.W.: ORNL-4744, (1972).
- (31) Ranft,J., Routti,J.T.: Comput. Phys. Commun., 7, 327 (1974).
- (32) Ranft,J., Routti,J.T.: CERN Lab. IL-RA/72-4, (1972).
- (33) Van Ginneken,A.: FNAL FN-250, (1972); FNAL FN-272, (1975).
- (34) Nakahara,Y.: ICANS-IV Meeting at KEK, October 20-24, (1980).
- (35) 平山英夫: KURRI-TR-152, p.24, (1976).
- (36) Alsmiller,R.G.,Jr., Barish,J.: ORNL-TM-6486, (1978).
- (37) Nakamura,T., Kosako,T.: Nucl. Sci. Eng., in Press.
- (38) Uwamino,Y.: Private Communication. Prepared for Publication.
- (39) 伴秀一, 平山英夫, 加藤和明: KEK-78-13, (1978).

〈特別記事4〉

臨界安全性解析の現状

原 研

内藤做孝 小林岩夫

1. はじめに

臨界評価の問題は、中性子による連鎖反応が発見されて以来常に存在していた。最初は連鎖反応を継続させるために必要な条件の研究から始まり、原子爆弾および原子弹の発見とともに、その性能評価のための臨界計算が行はれてきた。これ等の研究は、いかにも効率よく臨界状態に到達させながら主眼があつた。近年注目されはじめた臨界計算は逆に、いかにも効率よく未臨界状態を保つことができるかと云うことには主眼がある。原子弹の発電所の増加と共に核燃料の流れが急速化している。低濃縮ウラン原料の輸入、酸化物燃料への転換、燃料ペレットから燃料棒の製作、燃料集合体の陸上輸送、使用済燃料の貯蔵、加工輸送、再処理工場での一連の物理・化学的処理、等々核燃料物質は多種多様な形態で流れている。そしてその現象は日々増大化している。これらのそれぞれの場所で臨界性の問題が考慮される現象に従事する取扱量なり処理量が制限されていて、このよりは原子弹以外の核燃料取扱施設における臨界性の問題は、今までその取扱量が比較的小なかったためさじて緩和的な問題とはなりなかつた。しかし上記したようにその取扱量が増大すると、限られた施設で最大の能力を持つように施設の設計を要求されるようになつた。端的な例は加工工場における原料や製品の貯蔵庫である。一定の空間の中に最大どのくらいの燃料が貯蔵できるかを臨界性を考慮して決定しなくてはならぬ。昔のよう単一ユニット（例えば円筒状格納器1個）について考えればよかつた問題が、複数のユニットとの相互干渉を考えざるを得なくなつた。問題を簡単にするため、例へば無限配列で計算したりするとたちまち臨界になつてしまふ。どうしてもかぎり大きな空間の複雑な問題を有限体系として取扱わざるを得ない。

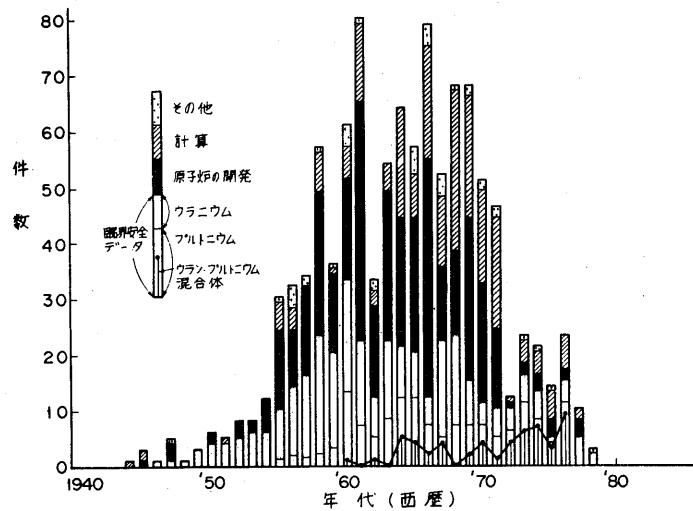
以上述べたごとく、原子弹における臨界設計と原子弹外の核燃料取扱施設における臨界設計とは目的とするものがまったく逆であるが、中性子の連鎖反応の臨界性を評価する点においては両者は一致しており評価に使用される計算手法は類似している。しかし、各施設はそれぞれ取扱い核燃料の形状および組成が異なり、原子弹の臨界評価計算のために開発された手法だけでは不十分である。また、安全性的評価に使用される計算手法は実験データを用いてその信頼性が評価されたものではなくてはならず、この検証作業のために臨界安全性の実験データの収集、解析が必要となる。以下に臨界実験、臨界計算手法および臨界安全性評価手法の現状について記す。

2. 臨界実験の現状

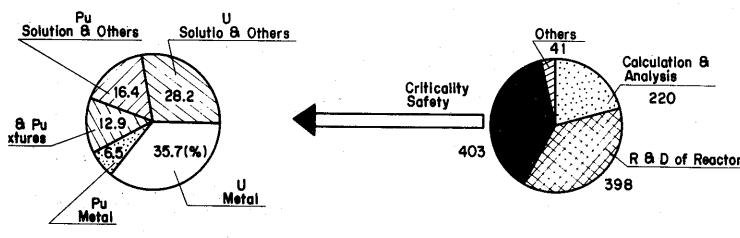
我が国の臨界安全性の実験データは、原子弹開発の目的のために実施されたものを元用する以外にはない。ほとんどが米国及び仏、英のデータに依存している。データの評価を

行った方々には良く理解されることが多いと思つが、外国のデータの詳細は不明確な点が多い。我が国独自のデータを入手したものである。

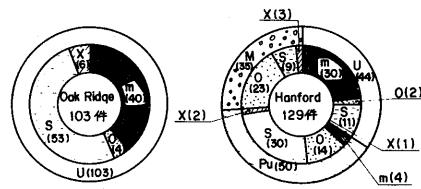
ところで現在までにどの程度の実験が行われてゐるのであろうか。最近、米国DOEの支援の下にローレンスリバモア研究所で整備され出版された、1978年までの臨界実験・解析に関する文献集を入手したので、総数1062件について分類を試みた。第1図はその文献に掲載されてゐるヒストグラムである。ただし原図は実験や解析について分類されていない。われわれが分類作業を行つた。さらにそれを円グラフに示したもののが第2図である。臨界安全性に関する実験の文献が403件ある。そのうち金属以外のものは約60%をしめている。しかしその中でもわれわれが必要と考える溶液や粉末の体系でしかも低濃縮ウラン、低濃化アルミニウムなどのデータを探すと、その数はけりない。第3図には主な研究所及び英・仏の割合を、第4図には米国のおよそ研究所ヒタ数・仏の燃料の



第1図 世界における臨界実験関連資料(1062件)の年代別発行件数とその分類

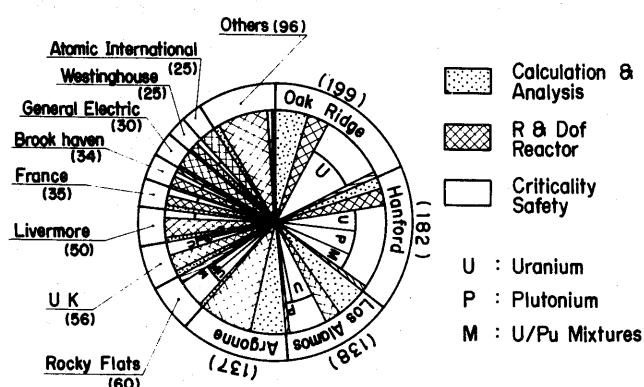


第2図-1



Percentage of Metal & Solution Data
in Criticality Safety

Published nuclear criticality reports up to 1978

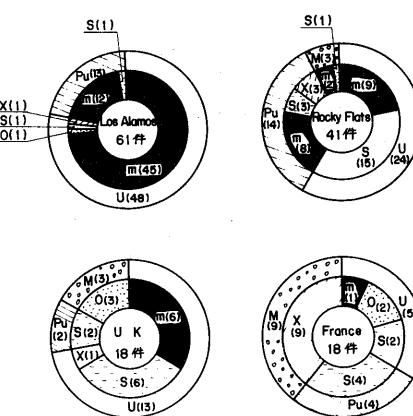


■ Calculation &
Analysis
▨ R & D
of Reactor
□ Criticality
Safety

U : Uranium

P : Plutonium

M : U/Pu Mixtures



U系 ○ U
Pu系 ○ Pu
U/Pu系 ○ M
金属系 ● m Metal
酸化物系 ○ O Oxide
溶液系 ○ S Solution
その他 ○ X Others

第4図 Categorization of Criticality Safety Data of each Organization

組成別分類を示した。この下づけ分類を行うと、観察を変えることによって幾つか原子力界の経験が推測されて面白い。

米国と仏国は各自を持つ独自の実験計画を進めているが、英國はすでに実験を中止していふところである。而して、実験を行っていない。米、仏では輸送、貯蔵問題と、将来の高速炉燃料の再処理に関連した番物混入系の実験を現在及び近い将来の目標としている。

以下簡単に文献の分類結果を報告したが、我が国でも独自のデータを持たぬことに常に諸外国のハンドブックやデータに依存せざるを得ず、合理的な安全基準を定めるとはできないと思われる。

3. 脆界計算手法の現状

3. 1 計算手法が具備すべき要件

原炉外核燃料取扱施設における脆界計算を行う計算システムが具備すべき要件として下記の七つがある。

- (1) 減速系から非減速系までの種々の中性子エネルギー・スペクトルでの計算が可能であること。
- (2) 多様な幾何形状の計算が可能であること。
- (3) 中性子流の方向依存性を十分考慮できる計算手法であること。
- (4) 多くの核種の核足数ライグラリが整備されてゐること。
- (5) 計算精度が実験データにより検証されてゐること。
- (6) システムの使用が簡単で、使用者に高度の技術的経験を要求しないこと。

原炉外核燃料取扱施設における核燃料の形態は多様である。原炉炉の場合には炉型による核燃料の形態はほぼ定まり、それに対応した計算法が開発されてきる。現存する原炉で使用されてゐる核燃料は全て形が定まった定形燃料であるが、燃料の製造や再処理工場で取扱う燃料形態の種類は多い。このために(1)および(2)の要件が要求される。柔軟性を維持する必要のある施設においては通常、体系からの中性子の漏洩量が多く、中性子漏洩量をできるだけ少なく設計されてゐる原炉の場合と異なり、中性子流の方向依存性を十分考慮できる設計手法である必要があり(3)の要件が要求される。このための計算手法は原炉の脆界計算において使用されてゐる計算手法よりも中性子の遮蔽計算に使用されてゐる計算手法に近いものである。また、取扱う燃料の組成が六フッ化ウラン、硝酸ウラン、硝酸アルトニウム、酸化ウラン、金属ウラン等と多様であり、かつ、中性子減速材や反射体も鉛水、有機溶媒、炭素、合成樹脂、硝酸、ステンレス鋼、コンクリート等々と多様である。これ等の解析のために(4)の要件が要求される。要件(5)と(6)は安全性評価のための計算であることから要求される条件である。安全性評価計算においては計算結果の精度よりむしろ評価結果の信頼度のほうが重要である。実験結果と近い結果を算出する計算コードが要求されるのではなく、その計算結果から未臨界度が高い信頼度で推定できる計算システムが要求されるのである。

3. 2 ベンチマーク計算例

前記(5)の要件を満たす

するために多くのベンチマーク計算が要求される。

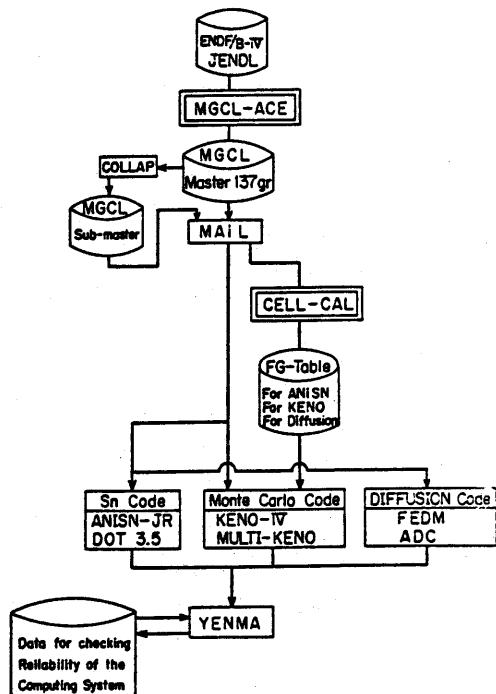
昭和54年に原研で行はったベンチマーク計算の例を紹介し、現在の計算手法の問題点および現状の紹介にかかる。

対象とした実験データを第1表に示す。ここに含まれる実験データは525ケースである。この実験データを解析するた

めに使用したコードシステムは現在原研で開発中のものであり、その計算の流れを第5図に示す。図中のMGCL²は多群定数ライブラリで、現在ENDF/B-4³を処理して約100核種の多群定数が求められている。ENDF/Bの処理方式は、RESEND-D³コードにより超多群のエネルギー束のデータを発生させ、約7万群の群定数を作成する。この群定数を用いて中性子エネルギー・スペクトルを算出し、それを重みとして137群に縮約している。散乱カーネルは高速群に関してはSUPER-TOG⁴で求め、熱群に関してはFLANGE⁵又はPIXS⁶で求めている。137群の中1.855eV以上が9群で残り45群が熱群である。MGCL²の形式はABBNセットやJAERI-FAS⁷セットと同様の遮蔽因子をバックグラウンド断面積の関数として表現したラグラン

第1表 原子炉安全データライブラリの検証のために考案されている
原子炉外各種炉界(実験)体系

呼称	核分裂性物質の化学的形態	濃縮度(%)	毒物/反射体	対応する施設・装置
1 PuO ₂ -UO ₂ -ボリステレンのコンパクトのブロック組み	粉末(?)	15%と30%	スラン、劣化ウラン、ボラール、カドミウム	各種貯蔵施設内の毒物による障害管理
2 U ₃ O ₈ 充填レジンダの平面配列	固体	97.7%	コンクリート壁との相互作用あり	燃料加工工場内貯蔵施設
3 頸酸ウラニル水溶液のスラブとレジンダの組合せ	UO ₂ (NO ₃) ₂ 水溶液	93.2%	—	再処理工場内の容器群より床へのリークの場合に対応
4 頸酸ウラニル水溶液のレジンダ群又はタンク	同上	93.2%	コンクリート壁で上下左右固まれている	再処理工場内の処理装置
5 各種形状(球、直方体、円筒など)下でのブロックニクムの臨界	Pu金属、PuO ₂ コンパクト、PuO ₂ (NO ₃) ₂ 水溶液	—	—	再処理工場内の各種装置
5' 軽水タンク内のブロックニクム燃料棒の三角格子配列	Al合金棒又は、ペレット型燃料棒	—	水反射体	高速炉燃料輸送時の水没事故
7 頸酸ウラニル水溶液の配管の交差	UO ₂ F ₃ 水溶液	5%	—	再処理工場内の各種配管
10 軽水タンク内のUO ₂ 及びPuO ₂ -UO ₂ 燃料棒の格子配列	軽水炉用ペレット型燃料棒	2.6%と3%	水反射体	軽水炉燃料のプール貯蔵

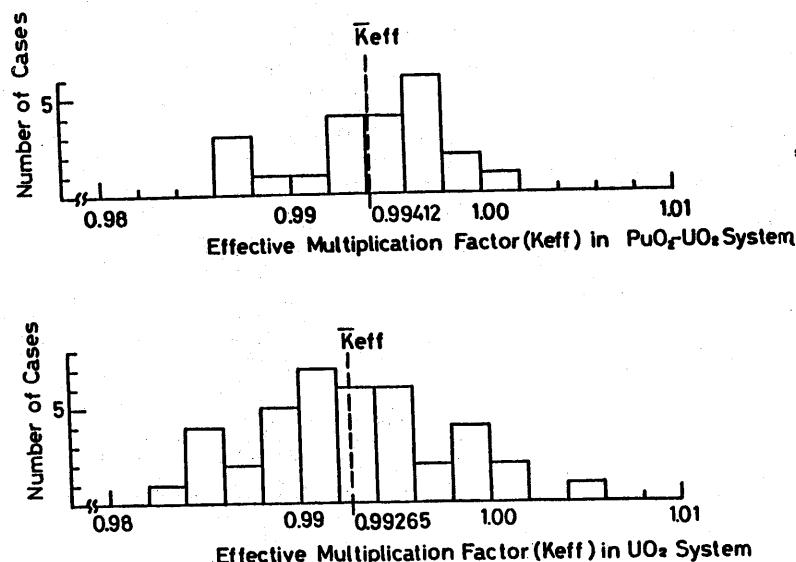


第5図 Flow diagram for evaluating criticality safety

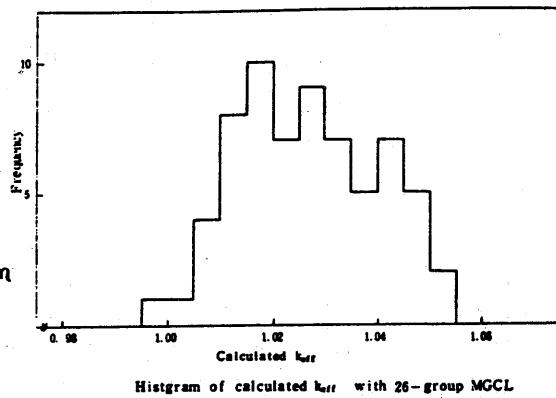
137群はマスター・ライブラリに相当するもので、それ以下の任意の群へ縮約するルーチンが用意されており、現在137群以外に26群ライブラリがしばしば使用されてくる。MGCL²はMAILロードにより処理されエンタカルロ・コードKENO-IV⁷またはSNコードANISN⁸用の蒙蔽断面積ライブラリが作成される。臨界計算を行うには又

つの路があり、1つは直交体系の臨界計算をモンテカルロ法やSN法で行う場合と、他の1つはセル計算をあらかじめ行った後に臨界計算を行う場合である。体系が大きくなつても分割できる場合には後者を使用できる。図中MULTI-KENOとあるのは改良型KENOコードである。今回のベンチマーク計算は、体系を直交モンテカルロ・コードKENO-IVで解き、 K_{eff} を求めるコースをとった。

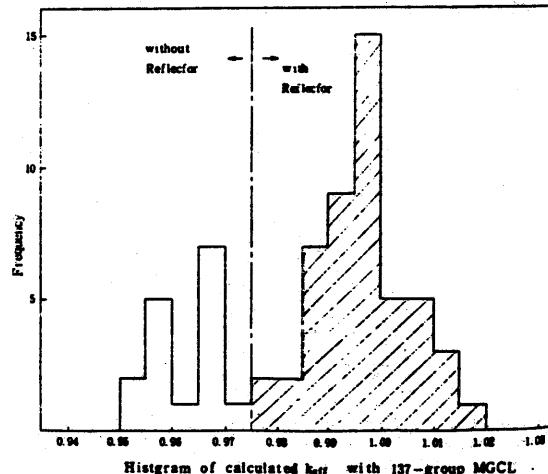
ベンチマーク計算結果の例を図示する。第6図は原研の軽水减速臨界集合体TCAの実験データを解析した例である。実験データは燃料棒個数と本数をパラメータとした約20ケースについての計算結果である。第7図はUF₆コンティナが配列された系についての計算結果で、26群のMGCLを用いると K_{eff} が1.0より高めに算出され、137群を用いると反射体のある系では1.0の近傍に分散するが、反射体のない系については小さく K_{eff} を算出した。第8図は軽水炉用燃料クラスターを3つ並べ、その間に種々の吸収材を入れた場合の解析結果である。この図からは、吸収材の種類に対する系統的な誤差の発生はみられない。



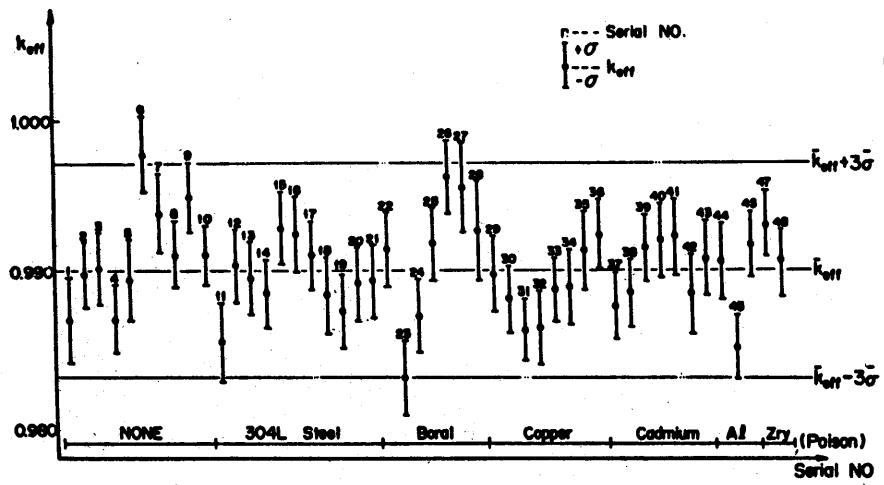
第六図 Histograms of the number of cases in PuO_2 - UO_2 systems (TCA)



Histogram of calculated K_{eff} with 26-group MGCL



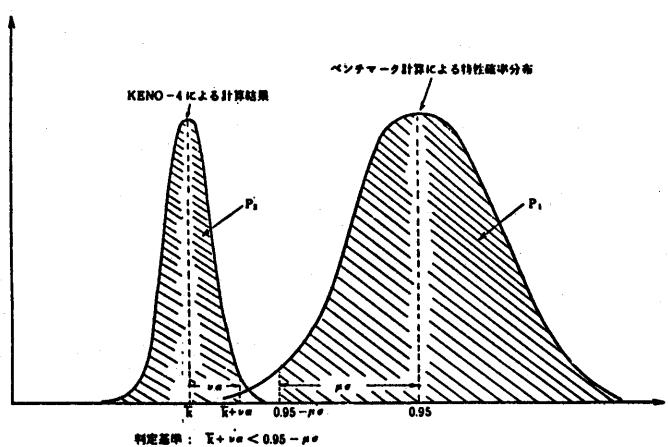
第八図 UF₆ Container Cylinder Critical A



第8図 Variation of k_{eff} with increasing serial case number in three clusters of UO_2 rods lattice

4. 脆界安全性評価手法の例

脆界性の評価は多くの場合計算により行われる。この際重要なことは、その計算結果より推定される未脆界度の推定値の信頼性を評価することである。そのために、前章で示したごく多くのベンチマーク計算が行われるのである。このベンチマーク計算の結果より、評価対象の計算結果を評価することが考えられる。第5図に示した計算の流れの中でも、この評価作業を行うのがYENMAコードである。前に示した625ケースのベンチマーク計算結果はデータ・アーリに記載されている。YENMAで行う評価手法を簡単に示す。評価対象系があたえられたとき、その系に近い系のベンチマーク計算結果を集め、その系を計算したときに我々の計算コードシステムが示す特性を把握する。それが第9図に示すベンチマーク計算による特性確率分布で、盤水や体系に近い場合に第6図のヒストグラムのようになる。この特性確率分布を用いて評価対象系のKENO-4による計算結果より、系の実効倍増率が0.95以下である確率とその信頼度を評価するのである。この場合特に問題となるのは、対象系がどのベンチマーク問題系と近いかをどのように判定したりよいか、またその近さは何を尺度にして示しができるか、と云うことである。この問題に関しては現在検討中である。



第9図 KENO-4の計算結果より、系の実効倍増率が0.95以下と推定される確率を算出するための確率分布

5. 今後の課題

我が国においては原子力発電アラントが増設されており、核燃料を大量に取扱う施設も増加している。また、第2回処理工場の計画もあり臨界安全評価の問題は今後さらに重要度を増してくると考えられる。この問題を解く計算手法に要求される項目について前に考えたが、現状の手法は必ずしも満足のできるものではない。前に述べたいくつかの項目の中で現在特に重要なのは計算精度の評価方法である。

現在我々が行なっている多群のモンテカルロ・コードを主体とした計算方式においては、計算機使用時間を無視すれば多くの計算対象施設についての一元の近似計算の結果を得ることができる。しかし、その精度の把握は現状では困難である。それ故、今後システム開発作業を行なうにあたって特に信頼度評価に重点を置く必要があると考える。次に、現在までの経験では、中性子漏洩量の大きさは体系について臨界計算の精度が悪い。この点についてはデータの検討および計算手法の検討が必要となる。このような体系は前に述べたように、遮蔽計算の対象と類似したところがあり、遮蔽計算手法の経験を組入れる必要があると考える。また、臨界計算の対象となる施設は多くの場合遮蔽計算の対象となる。それ故、臨界計算と遮蔽計算をうまく組合せたシステムが将来要求されることになると考える。

以上述べたごとく、今後さらに計算精度の向上をはかると同時に、計算の信頼度評価法の確立をはかる必要がある。このためにも、ベンチマーク問題を提供する多くの臨界実験データの供給が望まれる。

謝辞

臨界実験・解析に関する文献の分类では三井造船(株)の北野照明氏に多大の御協力をいただいた。ここに深く謝意を表す。

References

1. B. L. KOPONEN et al., "Nuclear Criticality Experiments from 1943 to 1978, an Annotated Bibliography", ICR-52769, (1979)
2. M. K. DRAKE, "Data Formats and Procedures for the ENDF Neutron Cross Section Library", BNL 50274, (1970)
3. O. OZER, "Program RESEND", BNL 17134, (1972)
4. R. Q. WRIGHT et al., "SUPERTOG : A Program to Generate Group Constants and Pn Scattering Matrices from ENDF/B", ORNL-TM-2679 (1969)
5. H. C. HONECK and D. R. FINCH, "FLANGE II : A Code to Produce Thermal Neutron Data from an ENDF/B Tape", DP-2179 (1971)
6. J. D. MACDOUGALL, "PIXSE", AEEW-M318 (1963)
7. L. M. PERTIE and N. F. CROSS, "KENO-IV", ORNL 4938 (1975)
8. K. KOYAMA et al., "ANISN-JR" JAERI-M 6954 (1977)

〈報告〉

NEACRPと炉物理研究(特別専門)委員会の最近の活動

原 研

弓田 美弥

前会報でも述べたように、NEACRPは年1回会合を開き、選択されたトピックスについての報告と討論を行い、研究の現状と問題点をレビューしている。また、ベンチマーク問題の提案とその結果の国際比較や専門家会議の主催もNEACRPの大きな活動である。炉物理研究(特別専門)委員会はかかるNEACRPの活動と密接に関連して、わが国における炉物理および遮蔽研究の促進のために努力している。最近の動向を中心にこれらの活動状況を報告しよう。

第23回NEACRP

第23回NEACRPは1980年9月22日～26日にANL-W(アイダホ)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.22, No.11, 39)で報告したように構造材の反応度効果と放射化、PWR過渡解析、臨界実験解析上の問題点、運転中の炉からの情報の利用法、非均質炉心、中性子透過問題、炉心計装、炉外臨界問題などである。炉物理研究委員会では10月29日にオキナ原子炉システム専門部会を開き、ENDF/B-VとV構造材データの比較、RETRAN過渡解析コードのウインフリス研究所における使用経験、ZEBRAにおけるピン状燃料と板状燃料の反応度計算値間の矛盾、ANLにおける非均質炉心解析のための研究など、主要な資料の紹介と討論を行った。なお、炉外臨界問題については、CSNIによって使用済み燃料輸送容器に対するベンチマーク計算が進行中であるので、NEACRPでは再処理プラントに関する適切なベンチマークを検討することになっている。

核データ評価調整特別作業グループ会合

第23回NEACRPにおいて、NEAデータバンクの活動と関連して、ENDF/B-Vの一般公開の見通しがないことおよび欧洲加盟諸国における核データ評価が孤立化していることを鑑み、核データ評価作業の調整をはかり、1つの評価済み核データファイルを作成するためには、NEACRPとNEANDC合同の作業グループ会合を開くことが合意された。その会合が11月20日パリにおいて開催され、最近その総括記録が送付された。これによると、フォーマットとしてはENDF/B-V型が最も適切であることと意見が一致し、最初のデータファイルを構成する既存の評価値の選択は、運営グループ(議長はCampbell氏)によって調整されることが合意されている。1981年の目標は構造材、1次および2次アクチノイドおよび核分裂生成物に対する評価値よりなる共通のファイルを作成することである。運営グループは1981年4月8日カタラッッシュ研究所、9月下旬ウインフリス研究所において開催される予定である。

LMFBRベンチマーク

前会報で報告した大型LMFBRベンチマークモデルの国際比較計算の続編として、オ

23回NEACRPではフランス(カタラッシュ研究所)から燃焼に関する問題の提案があり、日本(原研)も含めて7か国が参加することになった。その目的は燃焼にとくに関連する同位元素すなわち核分裂生成物およびアクチノイドのタク群データを比較することである。前回と同じベンチマークモデル(3,000MWt)について360全等価出力日の運転を行った後の反応度、内部および外部増殖利得、半径および軸方向核分裂率分布、Puバランス、内側炉心Naボイド効果などの値を、初期値と比較することにより検討しようとするものである。1981年4月1日までに計算結果をフランスに送付することが要請されており、国際比較の結果はオ24回NEACRPで報告されることになっている。

GCFR蒸気侵入ベンチマーク

最近にあって西独(カールスルーエ研究所)においてまとめられた報告の草稿が送付されて来た。このベンチマーク計算には日本(原研)も含めて5か国が参加したが、蒸気侵入による反応度効果の予測にはかなりの偏差があることが示されている。その原因解明のために行われた感度解析の結果もこの報告に含まれていて、どのエネルギー範囲のどの核データが反応度効果に最も大きく影響する洞察を得るには、さらに研究することが必要とされている。また、最新の核データを使用して再比較してみることも興味があろう。

炉難音解析ベンチマーク

前会報にて述べたように、SMORN-IIIと関連して行う炉難音解析ベンチマークは、現在各国の研究者が用いている炉難音解析手法の特徴を同一の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するもので、計算機で合成された人工データと実際の動力炉で測定された実炉データの両方が用いられることになっている。炉物理研究委員会のSMORN-III開催準備委員会では、すでに人工データ(BWR)の作成を完了している。実炉データとしては、オランダのBorssele炉(PWR)のデータが原研に送付されて来ている。オ23回NEACRPにおいて、フランスからPhenix炉のデータを提供してもよいとの提案があり、これも含めることとしているが、まだデータの送付がなく、困惑している現状である。

原子炉遮蔽専門家会議

NEACRP主催の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10月27日～29日にOECD本部において開催された。炉物理研究委員会の遮蔽専門会議は、12月8日に開かれにオ10回専門会議においてその概要報告がなされた。この専門家会議はタク群セットの現状と共分散に関する情報、核データ要請評価のため的一般的問題、感度解析法とその応用、実験計画のレビューおよび解析技術という5つのセッションからなり、動燃および東大炉からの論文も含めて28件の発表がなされている。しかし、この専門家会議の成果は残念ながらNEACRPが当初期待したようなものではなかった模様である。その大きな理由はアメリカがこの専門家会議に非協力的であったことであろう。

SMORN-III

SMORN-IIIは1981年10月26日～30日に東京で開催されることが確定した。ホスト機関である原研では、SMORN-IIIの開催準備および運営に関する重要事項を討議するた

めに、SMORN-Ⅲ国内組織委員会が11月20日満足し、その初会合が12月12日に開かれ
た。この委員会の下部組織として計画調整部会があり、これは炉物理研究委員会のSMORN-Ⅲ開催準備委員会を少し拡大したものである。計画調整部会は12月18日に会合を開き、すぐに述べた炉雅音解析ベンチマーク問題の最終的検討を行うことになっている。このベンチマーク問題はSMORN-Ⅲ国際組織委員会委員の合意を得た後、参加者に配布される予定である。また、SMORN-Ⅲへの提出論文のアブストラクト(500語以下)の締切りは1981年4月1日であり、開催国として優れた論文が多数提出されることを期待したい。

核融合炉専門部会

炉物理研究委員会、核融合炉専門部会では、10月16日に第4回専門部会を開き、ORNLのEPIC (Engineering Physics Information Center) の Maskewitz 女史との情報交換を行った。ORNLにおける核融合炉ニュートロニクスの研究からセンターの活動について女史から紹介があった後、日本側から各研究機関における最近の活動状況が報告された。さらに、12月19日には第5回専門部会を開き、科研費による核融合炉材料研究会の活動状況の報告と、ORNLのSantoro氏による核融合炉の遮蔽実験解析とTFRの遮蔽設計に関する発表を行い、遮蔽専門部会委員も含めて討論を行うことになっている。原研のFNSおよび阪大のOKTAVIANの発動も近く、1981年9月下旬に開催される第24回N EACRPには、核融合炉ニュートロニクスにおける問題点について優れた寄与がなされるとことを期待している。

〈トピックス1〉

中小型動力炉の利用に関するモンテビデオ国際会議

原 石

平田 實徳

ナレル閣に属するが、本年5月12-15日、南米ウルグアイ国モンテビデオ市にありて、米州原子力機構(IANECA)、米原子力学会(ANS)、オストリヤウルグアイ原子力委員会(CONEA)の3者共催によみ、中小型動力炉の利用に関する国際会議が開かれた。日本から筆者らが参加する機会を得たので、以下にその概要を報告する所としたい。日本としては参加の意義を、登壇途上国のINFCE作業結果に対する評価、ならびに原子力導入に対する関心の程度、主として輸出潜在市場としての調査に求め、また欧米先進国が登壇途上国にいかなる支援に出来るかという情報収集をかねることとした。日本の論文發表は主権側展望に亘り、原子炉の核熱利用の可能性の展望1篇の發表とした。

会議の概要

参加国はラテン・アメリカ諸国から、アルゼンチン、ブラジル、コロンビア、トリニダード・トバゴ、ペルー、ウルグアイ、ベネズエラの9ヶ国、先進国側から、カナダ、米、英、仏、西独、日本、スウェーデン、イタリア8ヶ国、計15ヶ国(内先進国4ヶ国、国際組織7ヶ国)の参加者となり、また登壇論文数は42篇(内先進国25篇)に達した。

会議はセッション、並に最終パネルによる構成であり、各セッションは①基調報告、②ラ米諸国・原子力開発の現状と将来の展望、③先進各国による中小型炉の供給可能性、④中小型炉の経済性、⑤アロセス・ヒート利用の可能性、⑥技術移転とともに至る国際的・社会的问题、⑦ラ米諸国産業の準備と経験がなり、最終パネルではラ米諸国からかたる原子炉導入における諸問題の懇親的討議を行った。

寄稿文

ラ米諸国の中、原子力登電着手国(ブラジル、アルゼンチン、メキシコ)は自らの原子力経験を披露、自国の原子力選択の判断を強調し、また他のラ米諸国は原子力登電のニーズと先進国の支持の必要性を主張した。先進国は特にメーカー代表が多く、自社の原子炉をPRする場に利用した。

セッションの内容

基調報告にありて米NRCC(ケネディ委員)は、石油危機以降原子力への信頼の重要性は認めたものの、TMI事故の安全性確保の問題、核不拡散のための保障措置および核物質防護の受け入れ等原子炉利用国にとって、国際社会への一たまの責任を説き、その國の地域に適合する石油代替エネルギー開発に努めながら主張した。またOPANAL(ラテン・アメリカ核不拡散機構)のエスセイユ氏が、トルテラルコ委員、さるいNPT条約の批准が国際協力の基盤となると述べたことが印象的であった(因みに、ブラジル、アルゼンチン、トリニダード・トバゴの各國は兩条約とも未批准のまゝ)。

各セクションに於ける先進諸国に対するは次のとおりである。

先づ米国のことは登壇以外の核燃料利用の検討結果について、BWR/PWR 及び中小型 HTGR の多目的利用は将来アリ - ジュルゼーと説明。GE は 600 MWe 級 BWR 6/MK-IV を紹介、特に TMI の関連し、BWR の安全性を強調した。WH は 600 MWe 級 PWR の海外輸出実験から、29 年度～30 年度の建設は要する人物、社会的基盤と之に向かう章が含まれる、容易な導入を図ることと同時に、経済性が 3400 MWe 以下の炉には必ず付くとしている。GE は Fort Calhoun (457 MWe) の建設運転経験と CE/System 80 の内容について説明、海外進出実績を述べた。GA は 842 MWe HTGR を紹明、将来炉心もヨーロッパの多目的利用を予定。

西側 KWWU はアリジン、PWR セグメントへの輸出経験から自信を持てて来た、700 MWe 級 PWR 及び 200 MWe 級自然循環 BWR を説明。後者は今後詳細設計を行なう計画。

他はフランマトガスルード型 600 MWe 級 PWR、T3 = カナダの 300 MWe 級 CAS 及び 100 MWe 級 Thermo 9 の概要を紹介。オランダは ABCL の CANDU 600 MWe を紹介、運転実績、稼働率も良好と強調。英は GEC/CERG が 600 MWe 級マジック、スズベリ (Sizewell-on-Seraphim) 建設を報告した。日本厚生省による開発ヨーリ、ヒューリーは将来炉心と 29 年度外燃炉システムを説明。

IAEA は、登壇途上国の方々と中小型企业の経済性の不利益から、多国間での電力供給、ネットワーキングの技術開発などを示唆した。以上で登壇すればヨーロッパ及び東洋圏では、以下のようにまとめられるところである。

まとめ

① ヨーロッパの重心にはまだ登壇炉の導入は無い。② 供給可能性を如きは、400 MWe 以下 PWR の発電炉ではなく、炉心炉子としての経済性、実証炉は既にある。逆に 600 MWe 級 HTGR は第一回標準設計を終了、提案が可能である。③ これが分かる、ヨーロッパの場合は、電力グリッドによりて、400 MWe 級以下での需要がある。④ その問題の解決には 2通りあると見てわかる。片方は地域連携協議会による電力系統と連絡し容量を大とめた炉の導入を図ること、片方は供給国にありて、希望する中型企业が生産工場まで持つことである。⑤ 29 年度までの短期的解決は容易ではない。前者は近隣諸国に向けた社会的、政治的、経済的負担の調整という政治的難題を抱えるし、後者については、経済性と安全性の確保と実証による技術開発を要し、民間 X-1 カーの如きによる開発はリスク負担が大きく、国の援助なしには行えない。⑥ 核燃料サービスに関する点では、ヨーロッパは濃縮ウランの供給体制に起向を抱いており、天然ウラン炉を指向する傾向にある。これよりヨーロッパの原子力開発が、一次登壇諸国と二つの経験から、先づはウラン鉱床の探査に重点を置いていたりと見逃せない気がする。⑦ 登壇以外の原子力利用は、日、米、西側で検討されており、現在のところ高温ガス炉や炉心炉等である。しかし、開発途上国に於ける考え方などは、むしろ LWR に対する個別利用を検討するところである。

結論

以上のまとめは筆者の立場であるが、20 年後 20 年以内に 42 の展望である。この中にはせよ、核燃料サプライのカバー範囲を、先進国と日本の自國単位で考えると、必ずあるが、また産業政策をどう考えるか、改革決定のため手をとるものである。

〈トピックス2〉

ANSトピカル・ミーティング「炉物理と遮蔽の1980年における進展」

原研

三 谷 浩

1980年9月15日から17日まで米国アイダホ州サン・バレーでANS主催のトピカル・ミーティング「炉物理と遮蔽の1980年における進展」が開催された。この会議に出席する機会を得たのでその概要をお伝えする。サン・バレーはアイダホ・ホールズから車で3時間ばかりの距離にあり、飛行機の便が非常に悪く1日に2回ソルト・レーク市から18人乗りのプロペラ機が往復しているのみであるが、種々のスポーツを楽しむための施設が多く、特に冬季にはスキーやスノーボード等で盛んである。

この会議では、招待講演17件を含めて64件の発表があり、参加者は米国を含めて13ヶ国約130名であった。わが国からは招待講演1件を含めて3件の発表があり、出席者は11名であった。論文は9つのセッションに分けて発表され、最終日の午後に各セッションの座長によるまとめが行われたが、日程の都合で聞くことができず残念であった。この会議で特に注目されたのは、米国は高速原型炉CRBRを含めて今後の高速炉は非均質炉心で進むことを明確にしており、そのための実験も着実に進められていることであった。同時に炉物理の基礎的問題、例えば、中心サンプル反応度係数、鉄体系での断面積チャート等も系統的に進められており、高速炉プロジェクトに関する炉物理部門について非常な感動を感じた。

セッション(1)は「炉物理および遮蔽の現状」で5件の招待講演が行われた。軽水炉の炉物理では運転実績のもとに大きな進歩をしているが、特に格子計算では現実の形状を取り入れた手法へと発展しており、また3次元出力分布計算ではcoarse-mesh法が主要な役割を占めているが、これと2次元 fine-mesh法と結合した手法の有効性も示された。また、in core instrument signalsによる炉心監視法の重要性が強調された。西ドイツからはユーリッヒ研究所で行われている高温ガス炉の臨界実験の報告もあった。高速炉の炉物理については、L.G. LeSage (ANL) が1972年以降のANLでの研究について詳細な報告を行った。この中でANLの最近の課題は、非均質炉心の概念、Non-proliferationに関する仕事、BRの改善、信頼性のある fast integral exp.による data base、解析用コード、核データファイルをより詳細化することであることを述べている。特に、非均質炉心については原型炉CRBRの工学的チャート・アップ実験を行っているが、将来は大型炉についても実験を行うことが強調された。一方、遮蔽の現状については、J. Butler (UKAEA) と F. Maienschein (ORNL) がそれぞれの国について報告を見た。

セッション(2A)は「安全性に関する炉物理」で11件の発表があったが、R. Avery (ANL) が“LMFBRの安全性における炉物理パラメータの意義”について招待講演を行った。高速炉の安全性研究のために炉物理部門で今後はすべき課題として、非均質炉心のナトリウム・ボイド効果の予測精度の向上、炉心変形後のドップラー効果の予測精度の向上、炉心変形後の燃料およびステンレス・スチールの反応度を精度良く予測すること、等を指摘している。次に

H. Kusters (KFK) が SNR-300 および将来の SNR-1300 の安全性について講演したが、SNR-1300 については均質、非均質の 2 つの炉心設計が並行して検討されていることを明らかにした。この他には、LOFT, TMI-2 事故, TREAT の拡大、等の発表が行われた。

セッション (2B) は「原子炉の設計と運転経験」で 7 件の発表が行われたが、W. Loewenstein (EPRI) は “R&D における運転経験の impact” と題する招待講演を行い、1980 年 6 月 30 日現在で米国 74、海外で 160 の原子炉が動いており、その積算経験年数は 1800 年になるがこの豊富な経験から今後の R&D の進め方として次の 4 つの事項をあげている。(1) interaction between systems, (2) 計算コードを評価するに充分な正確、詳細な運転データの必要性、(3) narrowing or focussing parameters, (4) scaled experiments の重要性。同じく招待講演として “JOYO の運転試験から得られた炉物理特性” について発表が行われた。

セッション (3A) は「炉物理における進展 (I)」で 8 件の発表が行われたが、セルの均質化、非等方拡散近似、等の詳細計算に関するものであった。

一方、セッション (3B) は「遮蔽における新しい進展」で 5 件の発表が行われた。W. Engle (ORNL) は招待講演で、最新版である DOT 4.3 (1979) のサンプル計算例を説明した。また、横堀 (MAPI) は複雑形状での遮蔽計算に利用する目的で 3 次元離散座標法輸送計算コード ENSEMBLE の開発について発表し、ストリーミング・ベンチマーク 実験の解析で妥当な解が得られたことを報告した。

セッション (4A) は「設計の炉物理」で 9 件の発表があり、すべて高速炉に関するものであった。P. Hammer (CEA) は招待講演で、CEA における 1979 年～1983 年の高速炉物理および遮蔽に関する研究開発計画の概要を発表したが、主要な課題は Super-PHENIX-1 建設後の商用高速炉に対する、炉心設計の最適化、運転特性と燃料マネジメント、安全性である。この他に、CDS (Conceptual Design Study) の非均質炉心の感度解析、CRBR の燃料濃縮度の決定、FMSR の考え方、等の発表があり、また、JUPITER 計画で ZPPR で行われた実験の解析結果の発表も行われた。

セッション (4B) は「遮蔽における最近の問題」で 7 件の発表があり、大久保 (MAPI) の発表も行われた。一方、セッション (5A) は「炉物理と遮蔽における断面積と方法」、また、セッション (5B) は「炉物理における進展 (II)」でそれぞれ 7 件および 8 件の発表が行われた。しかし、発表は多岐にわたりており特に注目すべきものは無いよう感じられた。

尚、最終日の午後の各セッションの座長による報告は 10 分間づつ行なわれた。しかし、議論は一般に低調であった。たゞ、technical program chairman である M. Lineberry (ANL) より提起された ^{238}U の capture の実験と解析の不一致については活発に議論された。Lineberry によると ZPPR の foil 照射による ^{238}U capture の実験値は計算値と系統的に約 8% 異なっている。これは増殖比の予測精度に直接影響する問題であり、緊急の課題として各國とも検討することが表明された。この問題がこのトピカル・ミーティングの唯一の実質的な進展であったかもしれない。招待講演が比較的多く、緊張感の少なかった会議であったように思う。

<トピックス3>

ICANS-IV

原 研

中原 康明

1980年10月20~24日に筑波の高エネルギー物理学研究所(KEK)で第4回目のICANSの会合が開かれ、筆者は実行委員としてまた発表者としてこれに参加する機会を得た。正式な名称は、International Collaboration on Advanced Neutron Sourceで、陽子加速器による原子核破砕中性子源に関する研究の情報交換と討論の場として、LASL, ANL, RL(Rutherford Lab. 英)とKEKによつて1977年に第一回の会合が持たれ、以後一年毎に開かれつゝある。次回は今年の6月下旬にJülichとKarlsruhe両研究所で開催される予定である。この会合は、特定の国際機関によつて組織された公式なシンポジウムではなく、ICANS Lab. と呼ばれる上記の研究所の非公式な情報交換の場である。しかし、現在その形態が続き、KEKでの会合をその意味で強く限られた範囲の人のみが参加したので、開催そのものを知らないかた人も多いのではないかと思う。それでも参加者は、回を重ねる毎に増え、今回は国外から335名、国内から45名の多さに達し、盛会であった。国外からの参加機関は、今回初参加のKFK Karlsruhe, KFA Jülichの外、ヨーロッパではSIN(スイス), RL, Harwell等、アメリカとカナダからはANL, LASL, TRIUMF等である。

初日には破砕中性子源の現状および将来計画についての報告があつた。既に稼働している装置としては、LASLのWNR, ANLのIPNS, RLのSNS, KEKのKENSおよびSINの装置やTRIUMFのものがある。SNSについてManning所長自ら発表された。

将来計画として注目されたのは、KarlsruheのKlose理事から発表されたドイツ・プロジェクトの新提案である。これは、1982年に運転停止が予定されているKarlsruheの研究炉FR2および完成後既に20年になるJülichの研究炉FR3-2の代替として両研究所が共同提案していける加速器核破砕炉の中性子源建造計画である。加速器の性能は、陽子線型加速器で陽子エネルギー1.1GeV, ビームはビーム100mA, 平均5mAである。目的は物性、核物理、中間子・ニュートリノ物理研究用の強力中性子源(10^{14} ~ 10^{15})の建造で、最近注目されるようになつて核燃料増殖は計画上含まれていながら、これに対する西ドイツの並々ならぬ関心を見ると、その多くの基本技術の確立と基礎データの集積を狙つてゐることも明るかである。西ドイツグループはスイスと共同してSINの加速器を用いて基礎実験を進められており、その成果の発表を一つのハイライトである。

KEKや他の機関からの発表を紹介するスペースがなくなり、つしまつたが、近いうちにProceedingがKEKから発行されるので、興味を持たれた方はKEKに照会して頂きたい。原研からは、破砕・核分裂競争過程の計算法(中原)と加速器溶融塩中性子源および増殖炉(古川, 嵐田, 中原)を発表した。資料を御希望の方にはコピーを送ります。

なお、この会合に出席する機会をうけて下さり、かつて3回の御指導、御援助を頂きました石川義和教授、佐々木寛教授、渡辺昇教授他高エネルギー研究所の方々に感謝いたします。

〈研究室だより〉

富士電機製造(株) 原子力部 核・遮蔽グループ

当グループは、特定の期間を別にすれば、プロジェクトの如何を問わずに、中性子およびガンマ線に関する詳細な解析評価を、すべて引受け実施することにしている。現在のところ、専任メンバーは3名であるが、テーマにより、外部メンバーを加えて、機動性のある作業体制が組めるように工夫している。

従来からの検討項目の一つではあったが、昭和55年4月から、より集中的に検討を進め、この時期に結論的な成果をとりまとめる必要に迫まられているのは、FBR燃料集合体の貯蔵における臨界安全性の問題である。これには、貯蔵設備設計上の安全基準設定と同様の炉物理的问题との二つの側面があるが、ここでは、後者の面における我々のアプローチの中で、一般的に興味あると考えられるものについて、紹介の意味も含めて、その概要をまとめた。

1. 解析モデルの設定 貯蔵集合体数が多く全体系がきわめて大きい場合には、三次元的な集合体セルを設定して、その体系の未臨界性を論ずる。有限体系とすべき場合には、この集合体セルは、少數群断面積入カデータ作成用のモデルとなる。水中あるいはNa中貯蔵の場合には、非均質性が通常の炉心セルに比べて大きく、セル計算におけるエネルギー群数が問題となる。また、通常のピン・セル概念を単純に適用するにも問題が残る。より一般的な多群非均質セルの取扱いが必要と考えられる。現在のところ、最適群数の検討の結論は得ていはないが、水体系の場合は69群(速27, 熱42)、Na体系の場合は70群(原研JFSタイプ)のライブラリーを行い、輸送計算プログラムとして、それぞれ、WINMSおよびWJ70というコードによるセル計算を行なっている。

2. 最適減速状態について 水中または空气中貯蔵の場合、その事故状態想定によつては、その水密度効果により、体系の k_{eff} が最大となる。いわゆる最適減速状態を適確にとらえる必要がある。ここでも、上述の解析モデルが大いに関連するが、水密度にして5%~10%程度の所で k_{eff} が最大となることが多々。なお、従来の軽水炉燃料(U)のケースとPu燃料のケースとでは、水密度の効果の現われ方が大きく異なるので注意すべきことがわかつている。高速炉体系か熱中性子体系かの問題もあり、実験の困難さもあって、多群モンテカルロ計算もあわせて実施することにしている。

3. 解析手法の実験検証 炉心計算とは異なる側面からの実験検証が必要であるが、Pu燃料貯蔵に関する実験例はまだ数少ない。水中のケースは米国FTRの臨界実験(1979)の例を解析例として用いている。一方、Na中の未臨界実験は、昭和55年度PNCのR&D項目として、原研FCAにおいて実施されており、その実験データを用いた検証に期待している。なお、ドラム貯蔵に有効な実験データも蓄積しておく必要があるようと思われる。

(中村記)

〈研究室たより〉

NAIG

現在行なっている研究の中から幾つかをトピカルに紹介させて頂く。

軽水炉： BWR プラントに密接に関連した研究が殆んどである。今改ためて述べるまでも無いが、研究の目的は、(1) 炉心性能、安全性、運動性、燃料溝清性、稼働率を向上させるための炉心開発と検証、(2) 早く精度良く炉心設計、炉特性予測を出来るようにする。そのためのオフ・ライン、オンラインシステムの開発と検証、(3) 運転により確実・容易にするシステムの開発等である。どの項目も夫々可成りの人手と時間を要するので、相当のメンバーは皆フルタイム以上に仕事をしているが、それでも合同を盛んではアリッシュを学習し、赤提灯を訪れ、結婚までしてりるようである。

NAIG の炉物理研究の一つの特色は、臨界集合体、中性子源を用いた基礎的な実験研究であり、新燃料設計、新制御材の可能性を確かめる測定や、照射燃料からのガンマ線、放出中性子測定の基礎技術開発を行なっている。これらの或るもののは実際に応用されて居り、或もののは将来樂しみな芽となっている。

高速炉： 常陽の特性試験の結果、東芝 / NAIG が行なった炉心特性設置の幾つかの項目について奥村と若干のずれがある事が明らかになった。今後の高速炉設計のために、このずれの原因を究明し、又、設計の記録をきちんと作成しておく事は大切の事であり、PNC の委託を受けてこの仕事を進めている。

常陽は S.57 年度に照射用炉心に移行することになっている。この実験炉心データをフードバックしながら炉心状態、特性を総合的に評価し記録するシステムを作成している。これも長期の大掛かりな仕事である。

常陽については、燃料交換時に、炉外中性子検出器の応答から炉心反応度を算出し、炉心を見張るシステムを開発中である。これは、修正中性子源増倍法を使って炉の未臨界度を可成り良い精度で知ろうというもので、英國 PFR、米国 FFTF では已に適用の段階に来ている。特に米国では 10 年以上前から多数の臨界集合体での模擬実験と解析的研究を行なって居り、日本では原研 FCA で数年前に中野氏達が実験的研究を行なった。常陽の本格的運用に伴なって、日本でもその状況になつて来つ、あると思ってりる。種々な応用分野もあり、仲々面白い問題である。

大型高速炉については、JUPITER 実験解析、非均質炉の核熱安全特性研究、計算手法開発、等を行なっている。JUPITER 解析のオーフェイズの結果は 1980 核データ討論会（原研）で報告されているが、幾つかの特性について、計算と測定の間に重要なずれが見出されている。今後、これらの点についてトピカルスタディの必要があると感ずる。

その他： 軽水炉、高速炉に共通な仕事として、遮蔽、核データの研究がある。

遮蔽計算の最大の問題は（間違っていたら御容赦）、精度一核データの不確かさによる精度を別にすれば、実験のようにバルク遮蔽とストリーミングを同時に扱う場合に、恐ろしく計算時間と費用が掛ることであろう。この解決のために、モンテカルロ法にアルベド境界を導入してストリーミング問題を扱う方法とコードを開発して大変有効であることを確かめた。空間チャネル理論を使つた計算コードも開発中である。その他に、核データを検証する実験解析、等、しなければならぬ事は多々ある。仲々行く先の見えにくい分野である。

核データについては、NAIGでは10年近く前から核データセンター組織があり、社内外の関連部門からの核データについてのコンスタントな要望に対応している。

又、学会／原研／シグマ委員会に参加して、重い核、構造材、FP、崩壊熱、炉定数、燃料計量、等のワーキンググループで active に仕事をしている。崩壊熱については、ワーキンググループの仕事がまとまりつつあるが、U-235 だけでなく、Pu-239, Pu-241 についても何でも良く測定と一緒に致するという、世界でも始めてのワンドフルな結果が得られている。もっとも担当者達は大変慎重のようである。

おわりに： 未だ他にも多くの研究テーマが並行して進んで居り、比較的少ない人数でやっているので、いくら一人一人が手人に相当するといつても期末になると大変忙しい。しかし、いずれもオ一線の仕事であるので楽しさも大きく、良い雰囲気である。優秀で身体が丈夫で気立て良き、腕の良い新人を歓迎します。折を見て我々の研究所に寄つて見て下さい。

(飯島記)

〈研究室だより〉

住友原子力工業(株)

松延廣幸

炉物理連絡会幹事の中原さんより研究室便りを書いて欲しいとの御依頼があつて、お引受けしたもの)、当社は極めて小さな所帯であり再処理関係以外は大した活動をしていないので、特に御紹介するような会話は無いが、この欄にも長らく御無沙汰してしまって私が担当している核設計部門の最近の活動状況に就て述べてみようかと思ふ、こゝに筆をとった次第である。

核設計部門と云う名前が付いているもの)、核設計らしい仕事をしたのはS51年度に原子力船事業団からの委託で“むつ”の炉心再解析を行なったのが最後で、それ以後は原子炉に關係が無くなり、こゝ数年は核データを中心とする原研関係の仕事をやって来た。核データの仕事はシグマ研究委員会の作業と核データセンターからの委託業務があるが、実質的には両者は混然一体となって仕事を進めてゐる。シグマ研究委員会の方は重核データワーキンググループ(S55年度より核データ評価コードWGに改組)とFP核データWGとに参加し、夫々²³⁵UとFPの核データ(測定データ)の收集から評価迄を行なつて来た。S54年度に評価を終えた重核データは再評価された構造成材(Gr, Fe, Ni)データと共に昨年、動燃事業団のJUPITER 実験解析に使用され良好な結果が得られてゐる。重核(²³⁵U, ²³⁸U, ²³⁹Pu, ²⁴⁰Pu, ²⁴¹Pu)の核データ、特に核分裂断面積(σ_f)の評価に際しては、各核種の評価値が相互に consistent になるように、各核種共最近の絶対測定データと相対測定データとを用いて同時評価の手法を探つたが、核種毎に測定データの数と質が異なる爲、全エネルギー領域に亘つて完全に consistent な評価になつてゐるとは云えない。標準断面積として使用される²³⁵ σ_f 自身の問題としても、100 keV～1 MeVの領域で測定されてゐる最近のデータは'60 年代の古いデータと比較すると、その大部分が古いデータよりも低い値を示しており、中にはその差が10%を超えるものもあるが、このような最近の傾向をどう解釈すべきかと云う問題を抱えてゐる。今回の評価では極端に低いデータは採用しなかつたが、'75 年以降の新データに重点を置いて評価を行なつたので、JENDL-1と比較すると多少低い結果となった。原子炉の実効増倍率(k_{eff})に強く關係する物理量としては、 σ_f の他に核分裂当りの中性子放出数(ν)、特に即発中性子数(ν_p)があるが、 ν_p を測定する際の標準データである²⁵²Cf の即発中性子数(²⁵² ν_p)が未だに固定せず、3.74～3.78の範囲で変動を続けているのも k_{eff} を 1%以下の精度で実験値に合わせようとする場合、大きな問題となる。又、この他に核分裂スペクトルの形も一昨年秋の 79 Knoxville Conference で話題になったようであるが、これが従来の Watt 型から可成りずれてゐるとすれば、速中性子による核分裂断面積、特に²³⁸U の核分裂断面積(²³⁸ σ_f)および非弾性散乱断面積(²³⁸ σ_{in})が k_{eff} に少なからず影響を及ぼす事になる。従つて次の評価、即ち JENDL-3 作成の際には、単に²³⁵ σ_f の問題だけでなく、²⁵² ν_p や核分裂スペクトルの問題も併せて総合的見地から評価

を進めて行かねばならないと考えている。

^{235}U ばかり話が長くなってしまったが、 ^{235}U とほゞ併行して ^{233}U に就ても連続領域の核データ調査およびその評価を核データセンターからの委託として実施した。 ^{233}U はトリウムサイクルの主要核種であるにも拘らず、熱領域を除くと測定データが乏しい。 ^{233}U の核データの中では最も測定データが豊富な核分裂断面積($^{233}\text{O}_f$)でも ^{235}U と較べるとデータの密度が薄い。しかし最近になって Pönty による絶対測定データ、および Carlson-Behrens による相対測定データが出た爲、評価が大いに楽になった。 ^{233}U の場合も他の重核と同様に ^{235}U との同時評価を行なって consistency を保つように評価値を定めた。測定データのみで評価値を決められたのは $^{233}\text{O}_f$ の他には ^{233}Np 位のもので、全断面積($^{233}\text{O}_f$)にしても 15 MeV 以上はデータが無く、 χ^2 -値は Weston と Hopkins-Diven のデータが有るのみ、他は皆無である。従って測定データが乏しい、或いは皆無である quantity の評価は理論計算に頼るしかなく、シグマ研究委員会および原研で開発された TOTAL コードおよび CASTHY コードのお世話をなった。又、 $(n, 2n)$ および $(n, 3n)$ 反応断面積の計算には Pearlstein の計算式を用いた。

次いで S54, 55 年度には遅発中性子データの調査を受託し、昨年度は U の同位核種に就て調査を行ない、今年度は Pu の同位核種に就て調査を実施中である。一口に遅発中性子データと云ってもこれに含まれる quantity は色々あり、絶対収率(所謂 ν_a)、 β -値(ν_b/ν_a)、相対存在比($\alpha_i = \beta_i/\beta$)、遅発中性子放出確率(P_n)、遅発中性子スペクトル等バラエティに富んでいる。 ν_a は ν_b に較べて測定精度が悪く、且つ熱領域に於ても測定者によって値が大きくばらついている。又、熱領域から 3~4 MeV 迄の ν_a は從来一定と考えられていたが、必ずしもそう断言出来ないデータも有る。更に 4 MeV を越えると大部分のデータは ν_a の値が急激に減少するが、中には逆に増加するデータも出て来る。 ν_a のエネルギー依存性に就ては今後理論の面から解明していく事が必要と思われる。

一昨年頃からと思うが、日本国内に於ても核データライブラリーに誤差ファイルを付けて欲しい、或いは付けるべきであるとの議論が活潑となり、これを反映して昨年 12 月に原研で開かれた核データ討論会では covariance のセッションが設けられたが、このセッションで当社は NAIG と共同で核データ評価の立場から何か話をしなければならぬ羽目になった。これはお話し人の飯島さん(NAIG) の強い希望によるものであったが、それ迄は covariance なるものは耳学問程度にしか知らなかったので、大あわてにあわてて、NAIG の川合さん、飯島さん、当社の浅野君と 4 人で Perry や Konshin の論文を読んだり、speaker である浅野君、川合さんは簡単な問題に就て covariance を求める計算を必死になってやったり、昨年の後半は俄か勉強で忙しい思いをしたが、今後も続けて検討していくと考えている。

最後に核データ以外の業務に就て一言。S54 年度後半に原研安全解析部より核燃料再処理施設の臨界安全に関するベンチマーク解析の作業を他社と共に受託した。当社が担当したのは硝酸ウラニル水溶液のスラブとシリンダーの組合せによる体系の解析であったが、浅野君が独りでこれを遂行した。モンテカルロコード KENO-IV を使用した計算結果は、全般に亘って良好であったが、反射体の無い体系では k_{eff} が実験値よりも 10% 低い値になり

その原因の究明が今後の課題となっている。

〈研究室だより〉

京都大学原子炉実験所
原子炉関係研究部門

原子炉実験所では、数多くの「研究部門」の運営及び研究をより有効的に行うために、これらを数グループにまとめた、「関係研究部門」というやり方で目下の運用が試行されている。「原子炉関係研究部門」には現在、原子炉、原子炉核特性、原子炉熱特性管理の各研究部門が含まれております、原子炉熱特性管理研究部門には今年4月、西原英晃教授が着任されたので、この関係近況について少し詳しく述べたい。

昭和54年3月のTMI事故を契機として、大学の原子炉関係者も原子炉の安全性確保について改めて研究を行うことになり、文部省科学研究費補助金の交付を受け研究班を結成し活動を開始した。研究班は柴田俊一教授が代表者となり、文科系の学者を含むそのほかの2名が班員となりました。同年4月丁度着任した西原英晃教授や、原子炉核特性部門の木村逸郎教授など原子炉関係研究部門の者が幹事役の中心となり、初年度は主として問題点の洗い出しを行い、昭和55年度以降個別的な問題をめぐる研究が継続中である。

その一部として、昭和55年度には武藏工大で原子炉周辺の安全性関連機器の計算機化が他大学の研究者の協力のもとに進められている。ほぼ10年前、原子炉実験所で2回にわたって開催された「原子炉の計算機制御」の短期研究会を記憶している方々少くないと思うが、その後あまり表面に現れることがない、た原子炉実験所でのこの方面的活動も、当時のサムライ達に西原が加わり、盛り上がりを見せており、昭和57年度には実験所での計算機による異常診断、オペレーター・エイド等の開発・研究が準備されている。

同じ研究班の作業として、昭和55年暮に、1年半に及ぶANLでの研究生活を終えて帰国した三島嘉一郎助手が、西原との協力で研究炉にみられるする間の狭い平行板発熱体の冷却劣化時の現象を、伝熱工学的見地と原子炉異常診断に役立つ方向下解明するため、実験の準備を始めている。

前後するが、昭和55年1月には、「原子炉における統計現象」と題する短期研究会が東海大学黒田教授と西原との協力で開催された。これは上に述べて来た諸研究の支えとも、また昭和56年10月に我が国で開催される予定のSMORN-II の一つの起動力ともなり得ると思われる自画自賛であろうか。

次にいわゆる2号炉については、目下担当者の間で詳細設計等が進められており、着工のサインがまだされているが、御承知のように計画が少し遅れており、早急に目途を立てるとしている。またこのような状況のため、目下の実験所の原子炉共同利用は現在のKURをもうしばらく使用せざるを得ず、このためKUR関係の各種設備に対する若干のテコ入れが考えられている。

一方ライナックでも、老朽化に対するテコ入れの一として、インジェクターを全く新しいものに改修した。完成してほぼ1年になるが、順調に動いている。短いビーム幅の運転では、性能の改善もあり、5A, 10ms, 20ppm が典型的な使用例である。一方、R系の

故障が4月に起り、予備品調達に時間を要したこともあり、7月まで運転が停止され、多くの方に迷惑をかけたが、9月よりは通常に運転に戻った。といふ。

臨界集合体(KUCA)では、今年も固体軽水の両架台で全国の大学研究者による各種共同利用が行なわれた。固体架台ではこれまでもしきつずラトリウムを含む炉心の特性が測定され、今年は、バッファードライバー型回頭式炉心の実験にはいり、軽水架台では、軽水ノ分割炉心のパルス実験が行なわれ、主に恒例の全国大学院生実験もこの架台で実施された。56年度は京大2号炉(KUHFR)燃料中濃縮化の標準実験が開始される。従って共同利用も56年度はこの実験への協力研究が主となり、一般的の利用は実質上一時休止という形になるだろう。

この他の実験研究面としては、昨年、ミュンヘン工科大よりエクタイエル教授を招いて共同研究により設計した超冷中性子発生用の中性子ターピンが出来あがり、KURの黒鉛設備に設置された。以下特性測定等の試験運転が進められている。

(文献)

- 1) 科研費報告書「原子炉の安全性確保のための基礎的研究」(昭和55年3月)
- 2) 西原英他編 KURRI-TR-203 「原子炉における統計現象」短期報告書
- 3) 神田哲治他、「京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)による物理実験」日本原子力学会誌 Vol.21 No.7 (1979)
- 4) Keiji Kobayashi et al, "Reactivity Measurements in a Thorium Critical Assembly", NSE Vol. 71 No. 2 (1979)
- 5) 宇津吉雄他「超冷中性子実験の目的と現況」日本原子力学会誌 Vol. 22, No. 6 (1980)
- 6) M.Utsuro et al.: Ann. Rep. Research Reactor Inst., Vol. 13 p. 181 (1980)

〈研究室だより〉

東北大工学部原子炉物理学講座

昨年12月に平川が教授に昇格して現在のスタッフは平川の他、馬場、神田両助手の計3名で、現在大学院修士生5名、学部4年生6名が所属している。従来 当研究室の活動は学科のダイナミotron加速器を用いた 1)中性子反応微分断面積の測定 2)断面積の積分実験による評価、それに 3)高速炉事故解析コードを主とする計算コードの開発整備の3つのグループで行って来たが、このうち2)は阪大、原研等に積分実験を主目的として加速器が整備され、ある状況を考慮活動を縮少して現在は高速中性子核分裂の研究特に核分裂片の質量分布の測定を行っている。また 3)のグループでは 京大原子炉実験所で行われているトリウム装荷臨界実験の解析にかなりの精力を注いでいる。1)のグループは 京大炉より借用したトリウム金属サンプルを用いてトリウムの断面積を測定している。全断面積についての測定(中性子エネルギー 0.05~10 MeV)は一段落し、現在は散乱断面積の測定を行っている。また将来核分裂断面積等を測定するのに備えて Black Neutron Counter (NE 213~20l 立) の整備を進めている。

1979年以降の主な研究名は次の通りである。

馬場、林、逆瀬、岩崎、鎌田. Neutron Scattering from ^7Li at Incident Energies of 5.1, 6.6 and 15.4 MeV (Proc. Int'l Conf. Nucl. Cross Section, Knoxville 1979)

神田、馬場、平川. New ^6Li Sandwich Counters for Measurements of Neutron Spectra in Fast Neutron System, J. Nucl. Sci. & Technol. 16 Oct. (1979)

神田、平川. Cross-Section Assessment by Measurement of Time Dependent Neutron Spectra from Lithium Assemblies J. Nucl. Sci. & Technol. 17 (Dec. 1979)

神田、平川. 簡単で正確なペリオド測定法 日本原子力学会誌 1980年12月号

口頭発表

永野、平川、吉田(原研) ガス冷却高速炉用反応度事故解析コードの開発 原力学会 79年年会
馬場、林、逆瀬、岩崎、鎌田 ^7Li , ^9Be による ^{15}MeV 中性子の散乱 同上

大橋、平川、土橋(原研) LAMP-BによるKVCA Th 装荷実験の解析 原子力学会 80年年会
林、反川、神田、馬場、平川 14 MeV 中性子を用いた Li, C, Te 体系からの 同上

漏洩中性子スペクトルの測定

岩崎、馬場、神田、鎌田、服部、平川 ^{232}Th の高速中性子断面積の測定 同上

笠川、岩崎、馬場、神田、平川 Black Neutron Detector の製作とその特性 原子力学会 80年秋の分科会

(平川記)

〈研究室だより〉

九州大学工学部 大田研究室

当研究室では、炉工学、核データ、核融合炉工学の3分野がそれぞれの課題のもと、各自の研究活動を続けている。

炉工学関係 多目的高温ガス炉を対象として、その動特性解析を行なっている。このため同炉の1次系のデジタルシミュレータを作成し、各種外乱に対する応答を計算した。黒鉛減速炉はその熱容量が大きいためむだ時間を接して時走数の大きい系と同様のふみ込みをするが、ガス炉の場合、それに加えて冷却系を2ルート備えているためルート間の相互干渉がかなり強いことがわかった。今後、ガス炉の制御系の設計に際し、ルート間の負荷バランス、出力制御方式等について検討を行なってゆく。

非沸騰型原子炉において沸騰が生じた場合の検出法として沸騰音響に注目して解析を行なってきただ。常温常圧下の水タンク中でサブクール沸騰を起させ、それを水中音響検出系で受信し、そのスペクトルについて検討した。この結果、スペクトルの形状の変化を利用して、流動音が存する条件下においても沸騰時と非沸騰時をマイクロコンピュータにより自動的に識別することができた。今後は識別精度の向上、沸騰位置検出法につき検討する。

核データ関係 トリウムサイクルに関連しに核種の核データ評価作業を進めている。シグマ委員会のJENDL-2作成に協力して、これまで²³²Thおよびその他Th稀有同位体の核データ評価を完了した。このほか、²³³Pa, ²³²Uなどトリウムサイクル特有の問題核種の評価にも着手している。また、アクチニド核の核分裂断面積の解析計算を目的に、二山障壁モデルによる計算コードを作成し、現在その改良に努めている。

一方、トリウム炉に関する研究として、京大臨界集合体(KUCA)でのTh含有体系の炉物理実験に参加しているほか、特異なTh利用炉である溶融塩炉の核特性の解析も試みていく。

核融合炉関係 D-T, D-D炉の核設計を、トカマク以外の融合方式、すなわち、ヘリオトロン、タンデムミラー、粒子ビーム惯性炉について行なう。具体的には1~3次元計算コードを用いて、トリウム増殖比、発熱率分布、超電導マグネットの放射線損傷、ダイバースロットからの中性子ストリーミングなどの計算・評価をそれぞれの炉概念に対して行ない、最適なブランケットを核の観点から探していく。その他の、D-D(Base) & D-³He (Satellite)系の燃料サイクルの解析も行なっている。

[発表論文] (1)工藤,田中,大沢,大田「音響解析による原子炉の診断に関する基礎的研究」九大工学集報 53 (1980)
(2)T.Ohsawa & M.Ohta "Neutron Nuclear Data Evaluation of Rare Isotopes of Thorium: ²²⁸Th, ²³⁰Th, ²³³Th + ²³⁴Th"
Nem.Faculty of Engng. Kyushu Univ. 40 (3) (1980) (3)H.Nakashima & M.Ohta "Neutronics Aspects of a Porous Blanket for a D-D Fusion Reactor" ATOMKERNENERGIE/KERNTECHNIK 35 (1980) (4)Y.Nakao et al. "Control of Thermal Instability of Pure and Catalyzed D-D Fusion Reactor Plasmas" J.Nucl.Sci.Technol. 17 (1980) (5)Y.Nakao et al. "Thermal Instability of Pure and Catalyzed D-D Fusion Reactor Plasmas", ibid. 16 (1979), ほか。

《研究室だより》

武藏工業大学 原子力研究所

当研究所は、専任教職員10名足らずの小さな研究所であり、その中が更に小さなグループに分かれていますので、炉物理関係に属する者は2~3名にすぎない。さて、前回の「研究室だより」は、昭和53年5月に書かれており、2年以上を経過してしまって、年の内の変化について報告させていただく。

全国国公私立大学の教職員に対する武藏工大炉の共同利用もお蔵様で順調で、毎年30数件の共同利用が実施されています。それらの成果は、毎年共同利用の窓口を引きうけていただいて、東京工業大学原子炉工学研究所から、「研究成果報告書」の形で発刊されており、すでに通巻4号まで発行されています。

2年間の新設設備としては、「液体シントレーショングランターシステム」、「稼働型高速気送管システム」等がありますが、その他に昭和54年11月に、東大型計算機のリモート端末装置が設備されたことが、我々炉物理関係者にとっては大きな変化です。電気公社の4800 bpsの専用回線で結合されており、東大本郷に出かけたりかなくても研究所内で大型計算機が使用できるようになります。専任教職員は勿論のこと、共同利用者にとっても大変便利に利用されています。

2年間の所内の研究成果は、当研究所発行の「研究所報」MITR-791とMITR-801に詳しく報告されています。また、当研究所では毎年本学の電気工学科の卒論生7名程度を引き受けて、卒論指導しております。うち炉物理関係の卒論を書く学生は2~3名です。例えば、昭和54年度の卒論テーマは、「医療用中性子照射場の中性子束測定」、「中性子ラジオグラフィーに関する基礎的研究」、「高速中性子スペクトルの測定」などがあり、これらの卒論要旨も、上記の「研究所報」MITR-801にまとめられています。(これらの「研究所報」は、連絡をいたしたければ、いつでもお送り致します。)

さて、今年度から、科研費、総合(A)「原子炉安全性向上に関する研究」(研究代表者柴田俊一教授)により、当研究所は計算機化班として、「武藏工大炉周辺地域における被曝線量計算の自動化」をテーマにして、気象記録をオンラインで処理するシステムの開発研究を進める計画で、現在までに中央制御用の処理装置は完成し、気象観測装置等が昭和56年1月末には完成する予定です。その後、インターフェイスの製作、ソフトプログラムの開発、実動試験等を計画しています。

(相次2章記)

2年間の学会発表(炉物理関係のみ)は以下の通りです。

- (1) 「Zrの熱中性子全断面積の測定と計算」 昭和54年原子力学会年会 F19
- (2) 「⁹³Nbの熱中性子全断面積の計算と測定」 昭和54年 分科会 C48
- (3) "Remodeling and Dosimetry on the Neutron Irradiation Facility of the Musashi Institute of Technology Reactor for Boron Neutron Capture Therapy" Nucl. Tech. Vol. 48 (1980)
- (4) 「27ネウロムの熱中性子全断面積の検討」 昭和55年原子力学会年会 C2
- (5) 「医療用照射場の線量測定(V)高速中性子束の測定と頭部ファントム内線量分布」 55年分科会 G26

第12回「炉物理夏の学校」後記

原 研

金 子 義 彦

日 期 7月28日(月)~31日(木)

会 場 いこいの村 潟沼(茨城県開発公社)

参加人員 62名(大学10名, 大学院生12名, 学部学生2名, 会社13名, 動燃8名, 原研16名, 外国人学生1名)

- | | |
|------------------------|------------|
| 1. 核融合炉炉心プラズマ設計 | 原研 東稔 達三 |
| 2. 核融合炉中性子工学 | 阪大 住田 健二 |
| 3. JT-60の建設と今後の課題 | 原研 飯島 効 |
| 4. レーザー核融合炉へのアプローチ | 阪大 山中 千代衛 |
| 5. 多目的高温ガス炉の炉物理 | 原研 新藤 隆一 |
| 6. JENDL-2の評価 | 原研 菊池 康之 |
| 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 |
| 8. 高速炉安全性のR&D | 動燃 望月 恵一 |
| 9. 臨界実験にとづく高速炉の核特性の展望 | 動燃 大竹 巍 |

以上の通りであるが、講演内容の概要については日本原子力学会誌Vol.22, No.9(1980)に報告してあるので、ここでは、世話人側で特に感想として残ったことについて述べます。前回の当番校、京大炉から引き継いだ後、原研の中では、朝岡原子炉工学部長を中心として、夏の学校開催のための玉藤、向山、田次、金子のグループと会誌発行のための中原、中野、関、菊池のグループからなる“実行委員会”的な組織が組織されて、ほぼ一年間の任務をこなして次の大阪大学にそろそろ引き渡す段階に来ている。

9名のほか、事務系の応援が加わっているので、かなりのマンパワーが投入されたことになる。原研がやるのだから、立派にやろうという心がまえだつたのだが、なかなか十分なサービスが出来たかどうか、夏の学校の参加者のなかには色々御不満な点もあったと思うのですが、会員の方々の巾広い支援をいただいて、なんとか大過なくやりとげられたのは幸いであった。

参考費用について

夏の学校の予算の規模は100万の大台に前回より達している。夜泊時の面積は第1回のときは、1人1畳であったが、第12回にして1人2畳くらいに広くなった。また、第11回よりテキストはオフセット印刷の製本を行うにいたっている。ところが、諸物価上りの影響をうけて、夏の学校の財政はだんだん難しくなって来ている。今年は、古橋基金より20万円拠出していただきテキスト代に充当することができた。来年からは、古橋基金が底をついているので、実質的にかなり簡素なものにならざるを得ないようである。

学生の質問

講演が終わると、講師と参加者の間でやりとりをする段階になる。もともと、テーマが多岐にわたっているし、その道の専門家が講師となっているのだから、質問といっても、程度の高い内容のことを言ってみたくなるのは誰しもであろう。すると、講演の専門分野の人や質問の立てかたのうまい人がしきりに手を上げることになるのはやむを得ない。アンケートにもあったのだけれど、もっと学生から質問が出なければいけないと感じているむきが少くなかった。カリキュラムの内容から、学生の発言が少くなるのではないか、と心配していたら、そのようになってしまった。小と考えたのは、学生は日頃大学院などの講義で質問をちゃんとしているのだろうかということであった。私もいくつかの大学で学部や大学院で講義を受けもって来たが、質問が少なかった経験がある。横道にそれてしまつたが、とにかく学生からたくさん質問が出てこなくてはいけないという意識は多くの人がもっているようである。それにはどうするかということになると、学生が講義の概要是理解し得るように、あらかじめ講師に良くなつたのみこむ、カリキュラムの構成に配慮する、質問を最低一回はするように義務づける、などということのほかに、企画に学生が参加するという手もあるようだ。聴講態度は学生ばかりでなく、社会人からの参加者も熱心で初めてお招きした神奈川大学の川上幸一教授からおほめの言葉を頂いた。この熱心さが、参加者と講師の間のコミュニケーションにも現れてくるようになることが、次回の課題のように思う。

テーマの選定

今回は、テーマの選定をアンケートにもとづいて原研内の“実行委員会”が実質的に行った。アンケートに聴講を望む題目の表を作ったのはこの“実行委員会”が行ったのであるから、この“実行委員会”的意見がかなり通った形でカリキュラムが構成されることになったと思う。“実行委員会”的な立場から、かなりの議論があったのは、原子力推進の立場とこれにかなり慎重ないし反対する態度をとる立場との話し合いが出来ないか、討論会のようなものが開けないか、ということであった。もともと技術家というものは、良い物を作れば必ず社会が受け入れてくれるという前提をもつてゐる、ないしはそう思いこんでいるが故に研究・開発に生きがいも生れてくるのだが、原発立地問題などを見ていると、どうなっているのだろうかという気がしてくる。

原子力の将来は単に技術的側面からのみでは見通せないという意識が醸成されてきているように考えられる。技術的側面外の社会・経済的側面にも無縁ではない。昨今の様子から、神奈川大学の川上幸一氏の「社会経済的側面より見た原子力開発の将来」という講演が企画された。

ところで今回のカリキュラムの柱は大学でない原研が当番校という事情もあって、核融合と高速炉の開発の現状を巾広くとらえることになった。この方式は、このところ定着している原子力数学などの基礎コースとトピックスを組合せるやり方を、今回については踏襲しないことになった。私は、この定着した方式は試行錯誤しながらさぐりあてた最大公約数的であるが一つの立派なものだと考えている。今回踏襲しなかったのは基礎コースが種切れになつたわけでもない。このような考えは多くの会員の方々ももっておられることが想えてゐる。

炉物理連絡会 第26回総会報告

日時：昭和55年9月19日 11:40～13:00

場所：昭和55年原子力学会秋の分科会D会場

出席者：29名

配布資料：(1) 55年度中間会計報告

(2) 第1, 2回炉物理夏の学校会計報告

議事

金子幹事の司会により、第26回総会が開催された。

1. 夏の学校報告

金子幹事より、沼沢で開催された第1, 2回炉物理夏の学校について、参加者は総数62名、会社関係者が多かった反面院生の比率が下ったことや参加者へのアンケートの結果等について報告があった。

2. 会報発行について

中原幹事より、会報第30号を1ヶ月に発行すること及び内容としては第29号と同じ体裁によるが、夏の学校のテーマとして希望が多かったにもかかわらず、採用されなかったのを取り上げたいとの報告があった。また、財源にからんで、会報発行回数についての討論があり、年2回発行を続けた方がよいということになった。

3. 次期当番校について

金子幹事より、順番制の当番として次期は阪大になるとの発言を受け、阪大の関谷、住田両教授から受諾する旨の発言があった。

古橋基金が底をついてきていることに関係し、来年の夏の学校の運営が苦しくなることをめぐっての討論があった。

4. 各種委員会報告

(1) 編集委員会(宇津呂委員)

編集委員の交代、SI単位系の導入についての報告及び投稿論文のオリジナリティの基準を検討するWG(住田委員長主査)で判定案が作成されたとの報告があった。INSに収録されたものは既発表のものと見なすとのことであった。また著作権についての検討も行っているとのことであった。

住田委員長より特に発言があり、学会誌論文の図面等を自著の本に転載する場合、自分のものであっても、学会の許可が必要とのことであった。

(2) 企画委員会(平川委員)

新委員長に桐原名大教授が選任されたこと、来年の秋の分科会の指定テーマを10月9日の幹事会が決定すること及び原子力総合シンポジウムの主題テーマは

「軽水炉の安全工学」と「放射線と生物」である等についての報告があつた。

5. 会計報告

金子幹事より、資料(1), (2)による会計報告があつた。

住田理事より、炉物理連絡会会費のみでは会報発行の一回分にもならないことから、会費の値上げが必要であるとして、会員会費1000円を1500円に、学生会員会費800円を1000円に値上げすることが提案された。

会員の中から2000円案も出され、着手による意見分布の調査結果は以下の通りである。

会員 1500円	学生会員 1000円	10名
2000円	1000円	15名
値上げ反対		0名
棄権		4名

この結果を考慮に入れて、平川企画委員より値上げ案を企画委員会幹事会に報告することになった。

6. その他

住田理事より次のようないわんが言があった。

学会賞の奨励賞について、昨年は応募がなかったので、今年は適当な人があつたら遠慮せず、推せんして欲しい。

阪大の強力中性子源について、来年度から東大炉のような形で、共同利用を始めた。そのために今年度内に機会を設けて、意見を聞きたいので、案内を近いうちに出す予定である。

近畿大の原子炉の共同利用が来年1月から始まる。そのうち、案内がまわるので、公募に応募して頂きたい。

(記録、中原)

<事務局だより>

第30号は12月に発行の予定でしたが、寄稿者も編集者も多忙の人は少々で、せわしいうちに年を越してしまいました。御多忙中のところ原稿をお寄せ下さいましたことは心からお礼申し上げますとともに、遅くなりましたがごくわずかに会員の皆様にはお詫びいたします。

第26回総会の議事録にもありますように、財政難に伴い来年度から1,500円に会費が値上げされますが、引き続き会の運営に御協力下さいますようお願いいたします。また第30号は、同じく財政難のため、ページ数を削減いたしましたので、若干物足りない感じを持ったところもありますが、御理解下さいようお願いいたします。

会報の編集は、関泰、中野正文と私がやらせて頂きました。御支援、御協力ありがとうございました。次期当番校は阪大です。

(中原 記)

「炉物理連絡会」会員名簿 (◎は55年度幹事, ○は新入会)

(1981年1月25日現在)

(北大・工)	武田 栄一	(京大炉)	工藤 和彦	中村 邦彦
秋本 正	山室 信弘	市原 千博	中島 秀紀	野本 昭二
井上 和彦	(東海大・工)	宇津呂雄彦	峯 雅夫	古橋 晃
大友 詔雄	石田 正次	海老沢 徹	(原 研)	宮脇 良夫
小川 雄一	黒田 義輝	神田 啓治	◎朝岡 卓見	村松 精
小沢 保知	阪元 重康	木村 逸郎	石川 寛	望月 恵一
成田 正邦	砂子 克彦	小林 捷平	桂木 学	湯本 錠三
松本 高明	永瀬慎一郎	小林 圭二	◎金子 義彦	吉川 栄和
(弘前大)	中土井昭三	古林 徹	菊池 康之	(原子力安全 委員会)
葛西 峰夫	(都立大・理)	柴田 俊一	黒沢 一男	吹田 徳雄
(東北大)	久世 寛信	代谷 誠治	五藤 博	(原子力局)
木村 一治	(武藏工大)	中込 良広	後藤 賴男	天野 文雄
楣山 一典	相沢 乙彦	西原 英晃	小林 岩夫	
○平川 直弘	松本 哲男	林 倭平	近藤 育朗	(原船団)
本多 毅	(早大・理工)	林 正俊	新藤 隆一	伊勢 武治
(筑波大)	並木美喜雄	藤田 薫顯	杉 晖夫	板垣 正文
斎藤 慶一	(慶應大・工)	森 貴正	関 泰	(船舶技研)
星野 力	玉河 元	山田 修作	田次 邑吉	伊従 功
(東 大)	(名大・工)	(阪大・工)	中川 正幸	竹内 清
秋山 雅胤	○石川 敏夫	住田 健二	中田 宏勝	布施 卓嘉
安 成弘	伊藤 只行	関谷 全	中野 正文	(電総研)
清瀬 量平	加藤 敏郎	○高橋 亮人	○中原 康明	工藤 勝久
小佐古敏莊	○仁科浩二郎	竹田 敏一	中村 知夫	清水 定明
近藤 駿介	山根 義宏	錦織 毅夫	能沢 正雄	(防衛庁)
坂田 薫	(岐阜大)	(大阪市大)	平岡 徹	佐久間雄平
関口 晃	岸田 邦治	鵜飼 正二	弘田 実弥	(原 電)
谷口 武俊	(京大・工)	(近 大)	古田 悠	武田 充司
都甲 泰正	青木 一彦	堀部 治	前川 洋	立花 昭
○中沢 正治	小林 啓祐	三木 良太	松浦祥次郎	(電源開発)
服部 弘己	秦 和夫	水本 良彦	三谷 浩	大塚益比古
森 洋介	西原 宏	(神戸商船大)	向山 武彦	平田 昭
○若林 宏明	兵藤 知典	中島 雅	安野 武彦	(中部電)
(東工大)	森島 信弘	(九大・工)	(動燃事業団)	金井 英次
井頭 政之	(京大・原研)	大沢 孝明	飯島 一敬	村田 尚之
北沢日出男	若林 二郎	大田 正男	大山 彰	(NAIG)
関本 博		片瀬 彰	須藤 収	青木 克忠

電

飯島 俊吾	三田 敏男	(核管センタ)	(住友原子力)	(富士重機)
植田 精	瑞慶覧 篤	宮坂 駿一	松延 広幸	中村 久
亀井 孝信	武田 征一	(川崎重工)	(C R C)	(三井造船)
黒沢 文夫	三木 一克	田中 義久	角谷 浩享	八谷 雅典
小松 一郎	(日立エンジ)	田中 良信	(東芝)	(三菱電機)
角山 茂章	堀江淳之助	橋本 憲吾	深井 佑造	路次 安憲
野村 孜	(MAPI)	(木村化工機)	(東洋エンジ)	(韓国原研)
水田 宏	片岡 巍	豊田 道則	木邨 祐二	趙 满
門田 一雄	小林 隆俊	(京大炉研G)	(日揮)	(ANL)
(日立)	駒野 康男	石黒九州男	上野 茂樹	丁 政晴
大西 忠博	田宮 勉	(吳羽化学)	(JNF)	
金沢 信博	渡海 親衛	松井 一秋	清水 康一	
小林 節雄	(石川島播磨)	(原燃工)	(日立造船)	
駒田 正興	倉重 哲雄	川本 忠男	小林 徹二	
斎藤 正之			山田 肇	

(計 192名)