

JAERI - M
89-170

臨界安全性特別専門委員会
昭和63年度報告書

1989年11月

臨界安全性特別専門委員会

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division
Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-
mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1989

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 いばらき印刷(株)

臨界安全性特別専門委員会
昭和 63 年度報告書

日本原子力研究所
臨界安全性特別専門委員会

(1989 年 10 月 4 日受理)

臨界安全性特別専門委員会は核燃料施設の臨界安全性に関して、中性子物理、核燃料取扱プロセス、放射線計測等の専門家による幅広い検討を行い、合理的な臨界安全設計・管理に資するため専門分野の公的研究委員会として設立された。本書は昭和 63 年度における当委員会活動内容に関する報告書である。

Annual Report of Special Committee
on Nuclear Criticality Safety

Special Committee on Nuclear Criticality Safety
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received October 4, 1989)

Special committee on Nuclear Criticality Safety was established in November 1989 and the period is 2 years. The main subjects of this committee are the estimation of experimental data on critically safety, the investigation of the abnormal conditions in fuel treatment process, the criticality safety control and surveillance techniques, and examination of criticality safety experiments.

The document is concerning with the activity of this committee of the first year.

Keywords: Criticality Safety, Nuclear Fuel Cycle, Experimental Data, Chemical Process, Criticality Safety Design, Surveillance Technique, Radiation Protection, Special Committee

目 次

1. まえがき	1
2. 昭和63年度活動概要	2
3. 委員会構成	3
4. 発表内容	5
4.1 日米共同で実施した臨界安全性と未臨界度 測定手法の開発	松本 忠邦 (動 燃) ... 5
4.2 複数ユニットの相互干渉効果と結合炉理論 (複数ユニット体系における中性子結合効果の 定量化と、その指標が実験に対して持つ具体的意味)	仁科浩二郎 (名大工) ...15
4.3 KUCA軽水減速炉心を用いた臨界安全性に関する研究	三澤 毅 (京大工) ...23
5. 討論概要	31

Contents

1. Introduction	1
2. Activity	2
3. Member of the committee	3
4. Subject	5
4.1 Result of the joint United States/Japanese criticality data development program for the fast breeder fuel cycle	5
Tadakuni Matsumoto (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corp.)	
4.2 Analysis of multi-unit coupling effect by coupled-reactor theory	15
(Quantitative scrutiny of neutron interaction found in multi- unit multiplying systems, and its implication in experiments)	
Kojiro Nishina (Faculty of Engineering, Nagoya University)	
4.3 Study on nuclear criticality safety using light water moderated core in the KUCA	23
Tsuyoshi Misawa (Faculty of Engineering, Kyoto University)	
5. Discussion	31

1. ま え が き

東北大学工学部 平川 直弘

最近出版された R. A. Knief の Nuclear Criticality Safety : Theory and Practice によれば臨界安全とは「原子炉外での核分裂連鎖反応度を防止するための技術」と定義されている。したがってこの問題には核物質の存在するところ殆ど全てが関係しており、そのことは 1987 年秋に東京で開催された ISCS' 87 がカバーしている範囲の広さから見ても明らかである。

ところがこの問題に対する関心は、我が国では少数の先駆者を除けば最近までかなり低かったように思う。その理由の一つは、臨界安全が（今でもそのきらいがあるが）燃料の加工、再処理などに伴う技術と狭く解釈されていたことであり、もう一つは十分に余裕を以って臨界にならないよう設計することにより安全が確保されればそれでよし、とされていたことであろう。

たとえば、原研の高速炉臨界実験装置 - FCA - の設置の申請書をひもといて見ると、燃料貯蔵時の臨界性について、100%濃縮の U-235 を貯蔵するとして、1 ユニット 20 Kg の U-235 を分散配置した場合、臨界時の間隔が約 20 cm となることが計算されており、それに対して実際には 20%濃縮ウラン 7.5Kg (U-235 量 1.5 Kg) を 40 cm 以上離して貯蔵するので十分安全である、としている。しかし、これがどの程度安全なのか、たとえば K_{eff} はいくつなのかは示されていない。そして計算技術や基礎データが不十分な当時であってはやむを得なかったことと思う。

しかし、最近の計算機の進歩とそれに呼応した計算術の発展により、不要な余裕を切り詰めて経済性を向上させることが可能となりつつある。これが臨界ハンドブックの作成を促し、また計算結果の実証のための NUCEF 計画の進行へとつながり、また、一方では再処理工場の建設計画が、臨界安全に関係する人の数を増やし、また、これに関心を持つ人の数を増やして本委員会の設立へとつながったものと理解している。

工学は常に安全性と経済性という、ともすれば相反しがちな命題を両立させることを要求されており、たとえ、失敗の許されない原子炉工学であっても過度の安全性は資源の浪費という結果となろう。

本委員会では「臨界安全」が原子力工学の中でも特に裾野の広い分野であることに注目しながら、Knief のテキストのタイトルにあるように「理論」と「実践」の間の調和のとれた検討を行っていけるよう運営して行きたいと考えているので委員各位の御協力を期待したい。

2. 昭和63年度活動概要

臨界安全性特別専門委員会 (Special committee on Nuclear Criticality Safety) は、核燃料施設の臨界安全性に関して専門家による幅広い検討を行うために設置された公的研究委員会であり、日本原子力学会の特別専門委員会として1988年11月に発足した。設置期間は2年間である。本委員会は

- (1) 基礎的な臨界実験データの評価
- (2) 核燃料取扱プロセスの異常と臨界安全性の検討
- (3) 臨界安全制御・監視手法の検討
- (4) 臨界安全性実験技術の検討
- (5) 臨界安全性研究に関する諸外国との交流

を主な活動目的としている。昭和63年度には第一回会合を昭和63年12月20日に開催し、上記のテーマに関連する3件の発表が行われた。発表内容の詳細については4章に示す。

3. 委員会構成

主 査

平川 直 弘 東北大学工学部原子核工学科

幹 事

小林 岩 夫 日本原子力研究所東海研究所臨界安全研究室
 神田 啓 治 京都大学原子炉実験所
 福村 信 男 動力炉核燃料開発事業団大洗工学センター臨界工学試験室
 金盛 正 至 動力炉核燃料開発事業団安全部安全研究課
 須崎 武 則 日本原子力研究所東海研究所臨界安全研究室
 三好 慶 典 日本原子力研究所東海研究所臨界安全研究室

委 員

清瀬 量 平 東海大学工学部原子力工学科
 仁科 浩二郎 名古屋大学工学部原子核工学科
 相沢 乙 彦 武蔵工業大学原子力研究所原子炉工学研究室
 小林 啓 祐 京都大学工学部原子核工学教室
 鈴木 篤 之 東京大学工学部原子力工学科
 関本 博 東京工業大学原子炉工学研究所原子炉物理部門
 森島 信 弘 京都大学工学部原子核工学教室
 北村 正 晴 東北大学工学部原子核工学科
 山田 澄 大阪大学工学部原子力工学科住田研究室
 小林 圭 二 京都大学原子炉実験所
 代谷 誠 治 京都大学原子炉実験所原子炉研究部門
 山根 義 宏 名古屋大学工学部原子核工学科
 丹沢 富 雄 日本原子力事業（株）総合研究所
 角谷 浩 亨 センチュリリサーチセンタ（株）科学システム部門技術室
 中村 久 富士電機製造（株）原子力・設計部システム設計室
 堀 義 康 日本原燃サービス技術本部第二設計部
 田仲 昇 一 三菱金属（株）原子力技術センター技術センター技術第1部
 板原 国 幸 三菱原子力工業（株）炉心設計部
 津田 勝 弘 原子燃料工業（株）東京技術開発部
 北野 照 明 三井造船（株）プラント事業本部原子力事業部核設計課
 井上 和 誠 日揮（株）原子力・高度技術事業本部
 古橋 晃 動力炉核燃料開発事業団技術管理部

委 員

八谷 雄 喜	動力炉核燃料開発事業団大洗工学センター実験炉部
菊池 三 郎	動力炉核燃料開発事業団企画部
山名 元	動力炉核燃料開発事業団東海事業所再処理工場化学処理第1課
松本 忠 邦	動力炉核燃料開発事業団東海事業所技術開発部プラント設計開発室
内藤 俣 孝	日本原子力研究所東海研究所プラント安全解析研究室
中野 正 文	日本原子力研究所東海研高速炉物理研究室
秋元 正 幸	日本原子力研究所本部企画室
土橋 敬一郎	日本原子力研究所東海研究所原子炉システム研究室
館盛 勝 一	日本原子力研究所東海研究所臨界安全研究室
奥野 浩	日本原子力研究所東海研究所プラント安全解析研究室
安田 秀 志	日本原子力研究所東海研究所炉物理実験研究室

4. 発表内容

4.1 日米共同で実施した臨界安全性と未臨界度測定手法の開発

動力炉・核燃料開発事業団 松本 忠邦
東海事業所

4.1.1 はじめに

動力炉・核燃料開発事業団（以下「動燃」と略す）は、昭和58年8月より約5年の歳月をかけて米国エネルギー省（以下「DOE」と略す）と共同で、核燃料施設のための臨界安全性実験と未臨界度測定装置の開発を実施し、昭和63年8月をもってその全てを終了させた。それらの実験と開発の成果はその都度、米国原子力学会の年会および冬の大会で発表してきたが、平成元年6月の年会での発表をもってその全てを終了する。また、概要については、日本原子力学会の年会や京大炉の短期研究会並びに臨界安全国際セミナーで、それぞれの時期に応じて最新の情報を盛り込んで発表してきた。

この度、日本原子力学会に臨界安全性特別専門委員会が設けられ、その第一回会合で上記の日米共同研究開発計画（以下「本計画」と略す）について発表の機会を得たので、計画終了時点での臨界実験の確定パラメータと未臨界度測定試験の実施ケースを紹介することにより、本計画における最終的な実施範囲を明らかにし、今後の研究計画等の検討に資する。また、これまでに発表した全成果のリストを提供することにより、実験と解析の詳細を知りたい人のために資する。

4.1.2 日米共同研究開発の目的

核燃料サイクル施設で臨界安全性を確保しつつ、過剰な裕度を取り除いた合理的な設計を達成するためには、臨界解析手法の信頼性を向上させるとともに解析モデルを現実的なものにする必要がある。そのために下記の二つに大別される研究開発を日米共同で実施することとした。

(1) Pu + U の溶液燃料および燃料ピンを用いた臨界実験の実施

プルトニウム燃料の実用規模のリサイクル利用を達成する上で臨界解析コードと断面積ライブラリの果す役割は大きい。それらの信頼性は臨界実験データをもってしか確認できない。実験データは、主として高速炉燃料再処理にかかわる分野で不足していた。本計画では、米国の既存施設を利用して臨界実験を実施することにより不足データを取得した。合わせて、日米双方で共通に使用している臨界解析コードシステムの検証を行った。

(2) 未臨界度測定装置の開発と試験

核燃料施設の臨界安全性を解析によって担保する場合、中性子実効増倍係数に十分な余裕を取って低く抑えるだけでなく、解析モデルを極めて保守的に設定することが多い。これは単に安全側であるからという理由だけではなく、核燃料プロセスをモデル化の上ではパラメータが多いため、程良い裕度をもった条件というものを決めがたいためであることが多い。程良い

余裕を持った臨界安全解析モデルを設定するには、実際にプロセスの中性子増倍特性を知ることが大きな助けになる。しかしこれまでには、そういう目的のための未臨界度測定装置が開発されたことがなかった。本計画では、臨界に近いところでの較正が不要でかつ深い未臨界度まで測定できるコンパクトな測定装置を、これまで米国で地味に続けられてきた研究をベースとして開発し、製作した。また、その装置の信頼性を実験で実証した。

4.1.3 実施場所と作業内容

米国の再処理技術開発は、テネシー州オークリッジにあるオークリッジ国立研究所(以下「ORNL」と略す)の燃料サイクル部を中心としてDOEの統合燃料再処理計画として実施されてきていた。その計画の中に高速炉燃料再処理のための臨界安全実験があり、すでにその一部を実施中であった。しかし、その継続は諸般の事情から困難な状況にあった。

一方動燃は、高速炉燃料の再処理のための試験施設の概念設計を実施中で、その設計の合理化と信頼性の確認のためにはDOEが計画していた臨界安全実験を含めた更に広範な研究開発計画が必要であると考えていた。

日米双方は、約一年間の準備期間を経て昭和58年8月に正式協定を結び、動燃が提案した円環タンクでの実験、減速材に有機溶媒を使った実験、未臨界度測定装置の開発等を含めた新しい研究開発計画を実施に移した。途中、老朽化した燃料調整設備の改造のために約2年間の中断があり終了が遅れたものの、所期の主要な目的を達成した。

主な作業場所は、下記の4か所であった。

- (米国) オークリッジ国立研究所 (ORNL)
- パンフィック・ノースウェスト研究所 (PNL)
- (日本) 東海事業所 (PNC-T)
- 大洗工学センター (PNC-O)

主な作業分担は、以下のようにした。

	PNC-T	PNC-O	ORNL	PNL
実験計画の立案	○		○	
管理			○	
臨界実験の実施				○
解析	○	○	○	
未臨界実験の実施 (U)			○	
(Pu)				○
未臨界度測定装置 (開発・製作)			○	
未臨界度の測定			○	
解析		○	○	

4.1.4 臨界実験の特徴と内容

核燃料施設のための臨界実験では、普通、溶液状、粉体状、あるいは棒状の燃料が使用される。本計画でも、当初、それらの3つの形態での実験を希望したが、粉体状の燃料の場合膨大な燃料が必要でかつ添加する水分量の管理が難しいことから、断念した。しかしながら本計画では、溶液状燃料の中に棒状燃料を立てるという2つの形態の燃料を同時に使った実験を行っている。これはプルトニウム燃料を使用していることから非常に高価な実験であった。また、これまでに実験がなされていない領域での実験であることから、使用する燃料および材料は自ずから以下の特徴を持つものとなっている。

1) 溶液状燃料

- Pu 富化度 約 20, 40, 50, 100 w/o
- Pu+U 濃度 低濃度領域 約 20, 50 g/l
高濃度領域 約 100 ~ 450 g/l
- 炉心タンク 円筒, 平板, 円環形状
- 中性子吸収体 円環形状
材質 B₄C 入りコンクリート
普通コンクリート
Cd + ポリエチレン
空気
- 反射体 材質 普通コンクリート
水
空気

2) 棒状燃料

- 燃料ペレット 約 25 w/o PuO₂ - UO₂
- 被覆材 ステンレス・スチール
- 減速材 水
有機溶媒 (TBP + NPH)

3) 棒状燃料+溶液状燃料

- 棒状燃料 上記2)に同じ
- 溶液状燃料 20 w/o Pu / (Pu + U)
100 ~ 450 g (Pu + U) / l
0 ~ 2.2 g Gd / l

本計画における臨界実験の総数は、66 ケースで、実験の基本パラメータの組み合わせを表 4.1.1 に示している。

4.1.5 未臨界度測定装置の開発と試験

臨界に近いところでの較正が不要でかつ深い未臨界度まで測れる測定法として、米国オークリッジ国立研究所の J. T. Mihalczora が、様々な炉心体系に対して古い装置でかつ地味だが永年にわたって適用性の確認を続けてきた「²⁵²Cf 中性子源によるノイズ解析法」を選んだ。また、

測定に必要な時間が短く、かつ持ち運びに便利なコンパクトな装置であることを狙ったが、その両立は現在のコンピュータ技術でもなかなか困難で、結局一つの理想として秒のオーダーの測定時間を要求したため、かなり大きなシステムとなってしまった。これは、目的を絞ってシステムを構築することにより、かなり合理化することが出来よう。

1) システム構成

本計画で開発した未臨界度測定装置のシステム構成は以下の通りである。なお、製作はORNLで行った。

- Pulse-to-Analog Signal Conversion Unit
- Bandlimiting Analog Filters
- Analog Input System
- Array Processor
- Host Computer

また、上記システムのブロックフローダイアグラムを図4.1.1に示している。

2) 試験内容と実施場所

次に示す3タイプ、4ケースの未臨界度測定試験をORNLとPNLで行った。

〔性能確認試験〕

- | | | |
|--------------|--------|------|
| ① 2円筒の相互干渉実験 | (U-溶液) | ORNL |
|--------------|--------|------|

〔静的測定試験〕

- | | | |
|-------------------|------------|-----|
| ② 平板タンクでの未臨界度測定試験 | (Pu + U溶液) | PNL |
| ③ 円環タンクでの未臨界度測定試験 | (Pu + U溶液) | PNL |
| (Pu 富化度 約40%) | | |

〔動的測定試験〕

- | | | |
|---------------|--------|------|
| ④ Draining 試験 | (U-溶液) | ORNL |
|---------------|--------|------|

4.1.6 本計画の成果

準備段階から含めると約6年にわたった日米共同研究開発計画は、両国における習慣の違いによる行き違いや、予想外の電子回路のトラブルで、いくたびか険悪な事態になりかけたが、双方の粘り強い努力の結果、以下に示す大きな成果を上げることができた。

〔臨界実験〕

- 1) これまでに実施されたことのない高濃度や低濃度の燃料領域での実験やGd入りのプルトニウム燃料を使った実験など、非常にコストのかかる領域で、信頼度の高い臨界データを得ることができた。これらのデータは、特に高速炉燃料サイクル施設の設計や安全解析には不可欠である。
- 2) それらのデータを使って、日米双方で共通に使用しているSCALEコードシステムの信頼性を確認した。日米でそれぞれ独立に解析して、両者とも、実験との良い一致を示した。

〔未臨界度測定装置の開発と試験〕

- 3) ウラン溶液燃料の入った円筒形の容器から液を抜くことにより、未臨界度(実効増倍係数)を約1分間で約0.95から0.3まで変化させ、それを約6秒ごとに測定することができた。そ

これらの値は、液を段階的に注入する際に、それぞれの段階で十分な時間をかけて測定した値と良い一致を示し、プロセス条件の変化をダイナミックに追従できることが証明できた。核燃料プロセスの未臨界度をこのように速いスピードで測定したのは、世界でも例がない。

- 4) それ自身が中性子を発生するプルトニウムを含む溶液の入った、核燃料施設特有の平板タンクおよび円環タンクで、未臨界度（実効増倍係数）として、約0.7まで測定できた。それらの値は、臨界近傍でしか他の方法による測定値と比較できないが、良い一致を示し、その信頼性が確認できた。

なお、これらの成果は、それぞれの実験や試験の終了後、早い時期に米国原子力学会等で発表してきているが、原文を読みたい人のために、これまでの全文献のリストを最後に添付するものとする。

参考文献

A. 実験概要

- 1) Y. Hachiya, T. Koyama (PNC, Japan), G.R. Smolen and G.E. Whitesides (ORNL), "Joint United States/Japanese Criticality Data Development Program Plan", American Nuclear Society Topical Meeting on Criticality Safety and Storage of Fission Material, p228, Jackson, Wyoming, USA September 8-12, 1985.
- 2) H. Takeda, Y. Kishimoto, T. Matsumoto, N. Fukumura (PNC, Japan) and M.J. Haire, G.E. Whitesides (ORNL), "STATUS OF THE JOINT UNITED STATES/JAPANESE CRITICALITY DATA DEVELOPMENT PROGRAM FOR THE FAST BREEDER FUEL CYCLE", International Seminar on Nuclear Criticality Safety, Tokyo, Japan, October 19-23, 1987.

B. 臨界実験

- 3) S.R. Bierman (PNL), G.R. Smolen (ORNL) and T. Matsumoto (PNC, Japan), "Experimental Criticality Data Comparing Organic with Water Moderation", American Nuclear Society Annual Meeting, Dallas, Texas, June 7-12, 1987.
- 4) S.R. Bierman (PNL) and F. Fukumura (PNC, Japan), "Neutron Reaction Rate Measurements in an Organically Moderated Lattice of FTR Fuel Pins", American Nuclear Society Annual Meeting, Dallas, Texas, June 7-12, 1987.
- 5) R.C. Lloyd (PNL) and T. Matsumoto (PNC, Japan), "Criticality Experiments with Dilute Plutonium Uranium Nitrate Solution at a Plutonium Fraction of 0.2, 0.5 in Cylindrical Geometry", American Nuclear Society Winter Meeting, Los Angeles, California, November 15-19, 1987.

- 6) S.R. Bireman (PNL) and N. Fukumura (PNC, Japan), "Fission Rate Measurements at the Vessel-Reflector Interface of a Dilute Plutonium-Uranium Nitrate Solution in Cylindrical Geometry", American Nuclear Society Winter Meeting, Los Angeles, California, November 15-19, 1987.
- 7) R.C. Lloyd (PNL) and H. Funabashi (PNC, Japan), "Criticality Experiments with Mixed Plutonium-Uranium Nitrate Solution at Plutonium Fraction of 0.2, 0.5 and 1.0 in Cylindrical Geometry", American Nuclear Society Annual Meeting, San Diego, June 12-17, 1988.
- 8) R.C. Lloyd (PNL) and H. Funabashi (PNC, Japan), "Criticality Experiments with Mixed Plutonium-Uranium Nitrate Solution at Plutonium Fraction of 0.5, 0.4 and 0.2 in Slab and Cylindrical Geometry", American Nuclear Society International Conference, Washington, D.C., October 30-November 4, 1988.
- 9) R.C. Lloyd, G.R. Smolen (ORNL), "Criticality Experiments with a Mixed Oxide Fuel Pins Array in Plutonium-Uranium Nitrate Solutions", American Nuclear Society Annual Meeting, Atlanta, June 4-8, 1989.

C. 臨界解析

- 10) G.R. Smolen (ORNL) and H. Funabashi (PNC, Japan), "Validation Studies Performed with Low Concentration Mixed Pu+U Aqueous Critical Experiments", American Nuclear Society Winter Meeting, Los Angeles, California, November 15-19, 1987.
- 11) G.R. Smolen (ORNL) and H. Funabashi (PNC, Japan), "Calculational Assessment of Critical Experiments with Mixed Oxides Fuel Pin Arrays Moderated by Organic Solution", American Nuclear Society Annual Meeting, Dallas, Texas, June 7-12, 1987.
- 12) N. Aihara, N. Funamura, H. Kadotani and T. Koyama (PNC, Japan) and M.J. Haire (ORNL), "Analytical Study of Critical Experiments of Organic and Light Water Moderated Mixed Oxide Fuel Pin Arrays", American Nuclear Society Annual Meeting, Dallas, Texas, June 7-12, 1987.
- 13) G.R. Smolen, G.E. Whitesides (ORNL) and T. Matsumoto and H. Funabashi (PNC, Japan), "Validation Studies Using Joint USDOE/PNC Critical Experiments", International Seminar on Nuclear Criticality Safety, Tokyo, Japan, October 19-23, 1987.

- 14) G.R. Smolen (ORNL) and H. Yamana (PNC, Japan), "Validation Studies Performed with Mixed Pu+U Aqueous Critical Experiments in Annular Geometry", American Nuclear Society Annual Meeting, San Diego, June 12-17, 1988.
- 15) Gary R. Smolen (ORNL) and H. Funabashi (PNC, Japan), "Validation of the SCALE Code System Using Criticality Data from Experiments Performed with Pu+U Solutions in Cylindrical and Slab Geometry", American Nuclear Society International Conference, Washington, D.C., October 30-November 4, 1988.
- 16) G.R. Smolen (ORNL), "Validation Studies Based on Critical Experiments Performed with Fuel Pin Arrays Moderated by Pu+U Solutions", American Nuclear Society Annual Meeting, Atlanta, June 4-8, 1989.

D. 未臨界度測定と解析

- 17) J.T. Mihalczko, E.D. Blakeman and W.T. King, "Subcriticality Measurements for Two Coupled Uranyl Nitrate Solution Tanks Using ^{252}Cf Source-Driven Neutron Noise Analysis Method", American Nuclear Society Annual Meeting, Reno, Nevada, June 15-19, 1986.
- 18) J.T. Mihalczko, E.D. Blakeman, G.E. Ragan, R.C. Robinson, R.C. Kryter (ORNL), H. Seino, T. Matsumoto, H. Yamada (PNC, Japan), " ^{252}Cf Source-Driven Neutron Noise Measurements of Subcriticality for a Slab Tank of Aqueous Pu-U Nitrate", International Seminar on Nuclear Criticality Safety, Tokyo, Japan, October 19-23, 1987.
- 19) J.T. Mihalczko, E.D. Blakeman, G.E. Ragan, R.C. Robinson (ORNL) and H. Seino (PNC, Japan), " ^{252}Cf Source-Driven Neutron Noise Measurements of Criticality for an Annular Tank containing Aqueous Pu-U Nitrate", American Nuclear Society Winter Meeting, Los Angeles, California, November 15-19, 1987.
- 20) J.T. Mihalczko, E.D. Blakeman, G.E. Ragan, E.B. Johnson (ORNL) and H. Seino (PNC, Japan), "Dynamic Subcriticality Measurements Using the ^{252}Cf Source-Driven Noise Method", American Nuclear Society Annual Meeting, Dallas, Texas, June 7-12, 1987.

E. 国内発表

- 21) 松本忠邦, 八谷雄喜 (動燃), G.E. Whitesides (米国 DOE), 日米共同臨界実験 (1)概要, 日本原子力学会「昭和 61 年会」1986 年 3 月
- 22) 小山智造, 福村信男 (動燃), G.R. Smolen (米国 DOE), 日米共同臨界実験(2) 臨界量の測定, 日本原子力学会「昭和 61 年会」1986 年 3 月
- 23) 船橋英之, 福村信男 (動燃), G.R. Bierman (米国 DOE), 日米共同臨界実験(3) 中性子スペクトルおよび未臨界度の測定, 日本原子力学会「昭和 61 年会」1986 年 3 月
- 24) 松本忠邦, 船橋英之, 岸本洋一郎 (動燃), M.J. Haire, G.R. Smolen, G.E. Whitesides (ORNL), 日米共同臨界実験(1)-実験解析と概要, KURRI-TR-294
- 25) 清野英昭, 福村信男, 松本忠邦 (動燃), J. Mihalcz (米国 DOE), 日米共同臨界実験(2)-未臨界度計の開発, KURRI-TR-294

表 4.1.1.1 臨界実験パラメータ

燃料形態	実施項目	ケース数	実験容器	Pu 富化度 (Pu/PuH) (w/o)	燃料溶液中 HM濃度 (g/l)	反射体	その他
PuH水溶液 体系	低濃度実験 (Subtask 110)	2	円筒 (直径69cm)	50 20	20 50	水 "	
	基本ケース実験 (Subtask 120)	32	円筒 (直径35cm) 平板 (厚さ可変)	50 40 20 50 40 20	100, 300, 450 300, 450 100, 200, 300 100, 300, 450 300, 450	裸, 水, コンクリート " " 裸, 水 " "	
有機溶液中燃 料ピン体系	固定中性子吸収材実験 (Subtask 140)	17	円環	100 50 20	50, 100, 200 100, 200, 300 450 200, 300, 450	水 " "	円環内部の中性子吸収材: ボロンコンクリート(B,C 2w/o) " " (") ポリエチレン+Gd, 普通コンクリート, ボロンコンクリート(B,C : 1,2,6 w/o), 空気
	基本ケース実験 (Subtask 220)	5	—	25 (ピン)	—	(減速材/反射体) TBP + Normal Paraffin Hydrocarbon	ピッチ(cm): 0.761, 0.968, 1.242, 1.537, 1.935
燃料ピン・集 合体体系	燃料溶液・可溶性中性子 吸収材実験 (Subtask 320)	10	ボイラーチューブ 槽	20 (溶液) 25 (ピン) "	0, 100, 200, 300, 450 450	水 "	溶液中Gd濃度(g/l): 0 0.5, 1.0, 1.5, 2.0, 2.2

(合計: 66 ケース)

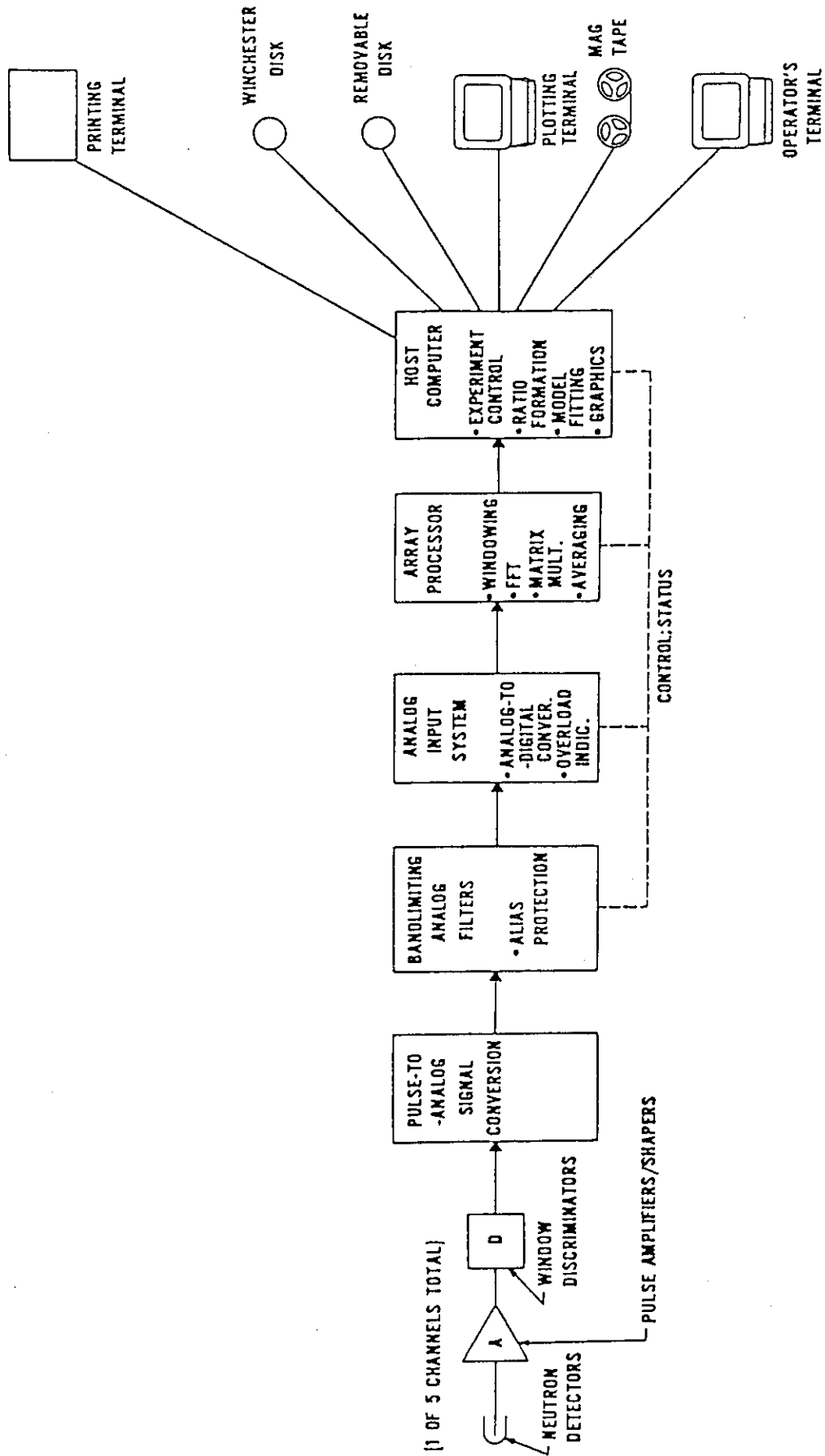


図 4.1.1 未臨界度測定装置 (SMS) のブロックフローダイアグラム

4.2 複数ユニットの相互干渉効果と結合炉理論

(複数ユニット体系における中性子結合効果の定量化と、その指標が実験に対して持つ具体的な意味)

名古屋大学工学部 仁科 浩二郎

4.2.1 序言 (結合炉理論のリバイバル)

我々の近辺で、結合炉の概念を適用すれば現状より系統的に中性子増倍の機構を理解出来るように見える分野が、最近活発にデータを生産している。この事実から結合炉研究が以前と異なる意味合いで活用を期待されて居るといえよう。1960年代に結合炉の研究⁽¹⁾を促したのは、筆者の想像では、軽水炉大型化に伴う空間動特性理解の願望⁽²⁾⁽³⁾、実在する ARGONAUT という米国の2炉心研究炉を解析する必要性⁽⁴⁾⁽⁵⁾、それに宇宙原子炉応用への ambition⁽⁶⁾⁽⁷⁾である。1970年代では解析研究の内容をさらに深めようとする努力と⁽⁸⁾、当時提案中であった京大2号炉(2炉心)の結合係数を設計仕様から計算しようとする努力が推進力であった⁽⁹⁾。これに対して1980年代の現在は、

- (a) 臨界安全管理における複数ユニット解析の精密化の試み⁽¹⁰⁾⁽¹¹⁾
- (b) 臨界安全管理における隔離材効果と反射体効果の指標化の試み⁽¹²⁾
- (c) 同じく臨界安全研究で、高未臨界体系に結合概念を適用すれば高未臨界度測定が可能となる、ならない、という熱い議論⁽¹³⁾
- (d) JUPITER実験シリーズ中の大型高速炉心で、各種測定値に対して表面化した、Calc/Exp 値の位置依存性、また、これと期を同じくして興った、大型高速炉心全般の decoupling に対する再認識⁽¹⁴⁾

などが、結合炉理論適用の収穫を待っているように見える。

このうち(d)は、よく考えてみると既に1960年代、熱中性子炉心大型化に伴って結合の観点が要請されたのと⁽²⁾⁽³⁾軌を一にする。しかし、高速炉では空間依存性を含む解析は不要との伝統的概念を変更せざるを得なかった点で、一つのエポックであった。McFarlane 達⁽¹⁴⁾は実験上の僅かな摂動で出力が鋭敏に反応する現象を、炉心各部の decouple のためと解釈し、Avery の結合係数⁽¹⁾と固有値間隔を指標して用いて、いくつかの炉心を結合強度の順に序列化し、この現象を説明した。最近でこの解釈をさらに精密化し、どの炉心局部が最も著しく decouple しているかを論理的に予測するよう、努力が払われている⁽¹⁵⁾。固有値間隔は以前から⁽¹⁶⁾⁽¹⁷⁾結合炉に対して提案、適用され、しかも結合係数と同等であると言われてきたが⁽¹⁸⁾、実際にここでもその有効性が示された訳である。さらに最近では、JUPITER 炉心で行われた複数検出器雑音相関実験のデータによりこの量が決定され、理論値との良い一致をみた。

さて、一方(a)~(c)のような臨界安全に対する適用こそが、本日扱うべき本来のテーマであるが、臨界安全が conventional な炉物理の分野でないだけに、注意が必要である。例えば結合炉概念の適用は、炉物理分野以外の方達に対しても説得力を持つ必要がある。そこで、検討中の段階では止むを得ないとしても、理論が出来上がった段階では、成果を炉物理のスラングで都合良く解釈せず、的確に記述することに努めよう。そして種々の角度からのご意見をここで伺い、考え

を整理していくことにしたい。以下では、上の(a)~(c)、あるいは臨界安全一般に対する結合理論適用に重きを置き、(d)の応用はその記述の明確化に役立つ限りでのみ行うこととする。

ところで(a)と(b)は、原子力発電所のプール中に、使用済み燃料集合体を配列する際の間隔を決定する上で目安となる可能性があり、興味深い。

4.2.2 臨界安全における複数ユニットの扱い（簡単なレビュー）

臨界安全における複数ユニットの扱いを見ると、複数という事実を炉物理的に含めるについて、唯一無二の方法があるわけではない。例えば、再処理施設安全審査指針⁽¹⁹⁾を例に取ると、

- (1) それぞれのユニットが未臨界であること、
- (2) 他のユニットとの相互干渉を考慮にいれても未臨界が確保できること、

という方針を挙げ、(2)の検討で考慮に含めるべき項目は挙げてある。しかし、指針というものの性質上、いかに結合効果を評価すべきかは指定していない。そこで典型的な手法でこれを励行しようとするれば、モンテ・カルロ法（MC法）プログラムでまず(1)に対応して各ユニットの固有値 K_{eff} を計算し、つぎに再びMC法で(2)に対応して複数ユニット体系の K_{eff} を計算することになる。この時(2)に対する手順では、特に結合という物理的背景は表に出ない。各ユニットにおける核分裂密度分布を十分反映するようにヒストリーを多く取るという心構えが異なるだけである。

TID-7016, Rev. 2⁽²⁰⁾は、表面密度法、密度アナログ法、立体角法などが言及してある点、これよりも具体的である。しかし、この手引き書の立体角法では、各々のユニットの個性は、各 K_{eff} 値が0.8以下のこと、という注文として顔を出すだけである。表面密度法や密度アナログ法となると、なおさら間接的な注文となり、constraintsとしての不等式に現れる数値は（経験に基づくのであろうが）、使用者にとって導出法不明である。立体角を結合の強弱に関連付けようと試みた Taiらの一般的公式化⁽²¹⁾に比べれば、各ユニットについての情報をかなり放棄している。

このような意味で、MUTUAL⁽¹¹⁾は初めての炉物理的詳細情報を生かした扱いと言える。各々のユニットに対して拡散方程式を立てるとともに形状パッキングを割り当て、ユニット間結合は立体角の計算で評価する。僅かな干渉しか存在しない配列系をべた一面にMC法プログラムで計算するより遙かに旨みのある手法である。ただ、各ユニットにパッキングを割り当てる都合上、ユニット間の距離があまり小さくなって、ユニット表面付近の中性子束分布がお隣のユニットの存在で歪むほどになると、この扱いに無理が生じる。しかしこの限界は、もともと互いに中性子干渉のある増倍系を、人間の都合でいくつかのユニットに分けて扱えば必ず生じる性質のもので、この手法に限らない。現に減速材応答関数法⁽⁹⁾⁽²²⁾でも、ユニット表面の中性子束分布を近似的に時間・空間・エネルギーについて変数分離するため、類似の限界が付随する。また、固有値間隔が結合係数の近似値であることを示そうとすると、必ずこの種の仮定が必要となる。以下では、従来の結合炉理論で用いられてきた結合係数と、MUTUAL手法の関連に注目しながら、MUTUALとは異なる角度から複数ユニットを眺めよう。特にMUTUALでは複数ユニット全体系の固有値 K_{eff} は求まっても、結合の強さは表に現れない。本レポートで問題としたいのは、この結合の定量化である。

4.2.3 減速材応答関数法⁽⁹⁾によって得られた概念

この方法は、一近似法であるが、そこで得られた概念は、この近似法に限定されない汎用性をもつと思われるので、それを紹介し、次節の議論の準備とする。

図 4.2.1 のような二つの平板炉心があり、間に減速材の平板領域が介在するとする。導出を抜きにして、結果とその物理的な解釈を述べよう。まず、全体系の反応度を ρ_0 とする。すなわち、全体系の増倍率 k_{eff} によって、次で定義する。

$$\rho_0 = (k_{\text{eff}} - 1) / k_{\text{eff}} \quad (1)$$

一方、各炉心に対し反応度 ρ_I 、 ρ_{II} を定義でき、

$$\rho_I = \rho_0 - \Delta_{II \rightarrow I} \quad (2)$$

$$\rho_{II} = \rho_0 - \Delta_{I \rightarrow II} \quad (3)$$

と書ける^{(9),(23)}。ここで、 $\Delta_{II \rightarrow I}$ 、 $\Delta_{I \rightarrow II}$ は各炉心が相手側にどれ程頼って反応度 ρ_0 の体系を作り挙げているかを示すもので、相手から貰う反応度と言える。しかもこの量は、動特性方程式の中では、反対側炉心の出力変動がこちらの炉心にいかに鋭敏に伝わるかを示す、比例係数の役割を演じており、結合係数と呼ばれている。

一方、Avery は中性子の誕生場所に注目して類似だが少し異なる結合係数を定義している。すなわち、第 j 炉心で核分裂によって生まれた中性子 1 個が、第 i 炉心で生み出す次世代核分裂中性子数の期待値を結合係数 $k_{j \rightarrow i}$ とした⁽¹⁾。しかし、彼の公式化はかなり物理的洞察、概念に頼っている傾向が強く、数値例は一つも示されていない。導かれた結論は大変興味あるものだが、各パラメータの計算法は必ずしも明らかでなく、それらが何らかの方法で計算され得るとして、この問題を公式化したとみて良からう。現に駒田⁽²⁴⁾ は Avery 提案の方程式を再導出して論文としているくらいである。つまり、彼の各式⁽¹⁾ は基礎方程式から導出されたものとは言い難い。Baldwin⁽⁵⁾ の論文は更にこの傾向が強い。

それが減速材応答関数法により、近似ではあるが結合炉動特性方程式が導け、結合係数も炉の仕様から計算できるようになった。それによると $\Delta_{II \rightarrow I}$ は次で与えられる。

$$\Delta_{II \rightarrow I} = \frac{\left(\begin{array}{l} \text{炉心 II からの単位} \\ \text{時間当りの漏洩数} \end{array} \right) \times \left(\begin{array}{l} \text{領域 III の透過関数} \end{array} \right) \times \left(\begin{array}{l} \text{炉心 I への単位入射流} \\ \text{が持つインポータンス} \end{array} \right)}{\left(\begin{array}{l} \text{核分裂により炉心 I の中で単位時間に生み出される, この} \\ \text{複数ユニット全体系に対するインポータンスの総合計} \end{array} \right)} \quad (4)$$

ここでインポータンスとは、連鎖反応持続の観点から定量化した中性子の重要度である。また分子の第 2 の因子は、減速材の幅が増加すればその中の中性子流の減衰により、指数的に減少する。もし、介在する領域が空気ならば、この透過関数は立体角で決まるはずである。つまり、比例定数は別として、MUTUAL が計算する立体角はこの第 2 の因子に相当する。

4.2.4 結合係数を利用した未臨界度測定の可能性

我々が(2)、(3)、(4)式を得たのは 1977 年であった。その後臨界安全研究に係わるに及んで、こ

の式が次のように使えないかと考え、原研小林岩夫氏の率いる TCA でその有効性を試した。即ち、今ほとんど臨界であるような体系 I を組む。つまり、 $\rho_I \approx 0$ 。次に非常に小さな体系を持ってくる。そうすると、 $\Delta_{II \rightarrow I}$ は非常に小さいが、それによって全体としては臨界になるであろう。 $\rho_0 = 0$ 。そのとき、この体系は非対称結合炉となり、 $\Delta_{I \rightarrow II}$ は大きいだろうが、計れるとしよう。そうすると、 ρ_{II} は大きな負の値となるが、それが計れたことになる。つまり、大きな負の反応度を決定したことになる。

ところが、これがどうしても成功しなかった。原因は測定誤差が伴うために、負の結合係数が定まったりしてしまったためであった。時間があればこれも議論したい。

4.2.5 複数ユニット隔離材の効果と、単一ユニットにおける反射体効果係数の物理的解釈

臨界安全ハンドブックでは⁽¹²⁾ 複数ユニットの隔離材に関して反射体効果係数なるものを定義し（この命名は粉らわしい。「隔離材効果係数」とでも名前を改めて、後述の単一ユニットに対する反射体効果係数と区別すべきである）、この量が隔離材厚さの関数として指数的に減衰することを示している（図 4.2.2）。さて、この指数減衰の起源であるが、この係数が定義によると

〔隔離材厚さが R のときの k 〕 - 〔隔離材厚さが無限のとき（単一炉心）の k 〕

という量を因子として含むことに注意し、これがまさに片方の炉心に対する他炉心の反応度寄与、つまり結合係数に他ならないことに気付けば、容易に解釈がつく。つまり、この効果係数というのは、(2)式や(3)式で現れた結合係数 $\Delta_{II \rightarrow I}$ 、 $\Delta_{I \rightarrow II}$ に比例する量である。そして(4)式で分かるようにこれら結合係数は隔離材領域の透過応答関数を因子として含み、その応答関数が隔離材厚さ R に対して指数減衰するのである。事実、図 4.2.1 の様な結合炉体系に対する結合係数は、2 群理論に基づいて既に算出されており⁽²²⁾、図 4.2.3 のごとく、指数減衰を示すことが分かっている。この時、透過する中性子集団は、2 種のエネルギーを持つものからなるが、この図で見られるようにその各々が透過に際して指数減衰する。そして、全体の効果としては結局最も緩やかに減衰する成分によって、減衰の傾きが決まる。これは原子炉臨界計算のための高速中性子反射体定数を作成するとき、反射体中の中性子集団の減衰をただ 1 個の減衰定数（負のバックリング）で表して、P-1 または B-1 計算を行っても近似的に許されるのと同じ状況である。新田ら⁽²⁵⁾ は LWR 燃料の貯蔵に関する指針を得るため、原研の TCA によってこのような結合係数を得る実験を行い、実際に指数減衰を確かめている。

また、臨界安全ハンドブックは、単一ユニットに対する水反射材の効果を表すため

〔反射体厚さが R の時の k_{eff} 〕 - 〔反射体厚さが無限大の時の k_{eff} 〕

に比例した「反射体効果係数（RF）」を定義し⁽²⁶⁾、これも R に対して指数減衰することを示している（図 4.2.4）。これは反射応答関数について、（〔無限の厚さに対する値〕 - 〔厚さ R に対する値〕）が、R に対して指数減衰することを示唆している。

4.2.6 おわりに

時間不足のため、準備が不十分で羊頭狗肉になったことを残念に思う。それだけにせめて当日の議論を起こすきっかけになって欲しいものである。ここで述べたより更に精密な議論は、又の機会にでも範囲を限って行ってみたい。

複数ユニットの隔離材効果に関する原研奥野浩氏のご指摘に感謝する。

参考文献

1. Avery, R., Proc. IAEA 2nd Geneva Conf., 12, 182(1958).
2. 川合, "Coupled Reactor Kinetics(II)", J. Nucl. Sic. Technol. 2, 285 (1965).
3. 須田信英, 「原子炉の動特性と制御」, p.148 (東京同文書院, 1969).
4. Kelber, "The Theoretical Physics of the ARGONAUT Reactor", ANL-5710 (1957).
5. Baldwin, "Kinetics of a Reactor Composed of Two Loosely Coupled Cores", NS&E, 6, 320(1959).
6. R.L. Seale, "Coupled Core Reactors", LAMS-2967 (Los Alamos Sci. Lab., 1965).
7. R.L. Seale, "Investigation of Coupled Rover Cores", LAMS-2968(LASL, 1964).
8. 仁科, 森島, 山田, 代谷, 「最近の結合炉動特性研究」学会誌20, [12], 843-850 (1978).
9. 新川, 山根, 仁科, 玉河, "Theoretical Analysis of Coupled-Core Reactors with the Method of the Moderator Region Response Function", NS&E, 67, 19(1978).
10. 科学技術庁核燃料規制課編, 「臨界安全ハンドブック」p.96, § 4.4.3, "簡便計算コードによる解析", にかん書房 (1986).
11. 内藤, 金子, 奥野, "MUTUAL: A Computer Code for Analyzing Nuclear Criticality Safety on Array System", JAERI-M 86-140(1986).
12. 科学技術庁核燃料規制課編, 「臨界安全ハンドブック」p.84, § 4.4, "複数ユニット解析評価法", にかん書房 (1988).
13. 第3回京大炉臨界安全専門研究会 (1988年8月) 報告書は発行準備中.
14. McFarlane et al., "Experimental Studies of Radially Heterog. LMFBR Crit. Assemblies --", NS&E, 87, 204(1984).
15. 橋本, 仁科, 山本, 「径方向非均質大型高速炉心における中性子結合度の評価」学会 S61年秋分科会, D49.
16. Rydin, Burke, Moore, and Seemann, "Noise and Transient Kinetics Experiments and Calculations for Loosely Coupled Cores", NS&E 46, 179(1971).

17. Ebert, Clement and Stacey, Jr., "Interpretation of Coherence Function Measurements in Zero Power Coupled-Core Reactors", NS&E, 55, 380(1974).
18. 川合, "Coupled Reactor Kinetics(I)", J. Nucl. Sci. Technol. 2, 245 (1965).
19. 原子力安全委員会審査指針集 (改訂4版), p.624, 「再処理施設安全審査指針」, (大成出版社 1988年8月).
20. J.T. Thomas, Ed., "Nuclear Safety Guide", TID-7016, Rev.2, p.95, NUREG/CR-0095, DOE(1978).
21. Tai, A.S. and Schneeberger, J.P., "Neutron Transit Time Measurements on a Two-Different-Core System", Ann. Nucl. Energy, 4, 443(1977).
22. Nishina, K. and Yamane, Y., "A Two-Group Response Function Treatment of Coupled-Core Kinetic Equations and Coupling Coefficient", NS&E, 89, 102 (1985).
23. 仁科ほか, "Reactivity Synthesis Algorithm for a Multicore System", Trans. Am. Nucl. Soc. 43, 409(1982).
24. 駒田, "On the Derivation of Avery's Coupled Reactor Kinetics Equations", NS&E, 38, 193(1969).
25. 新田, 須崎, 広瀬, 瀬沼, 高橋, 辻, 小林, 「水中の2分割炉心における中性子相互干渉効果の測定」学会昭和60年年会 B23 (1985.3).
26. 科学技術庁核燃料規制課編, 「臨界安全ハンドブック」, p.37, § 3.3.2, "十分な反射体厚さ", にかん書房 (1988).
27. 山根, 田中, 仁科, 玉河, 代谷, NS&E, 176, 132 (1980)

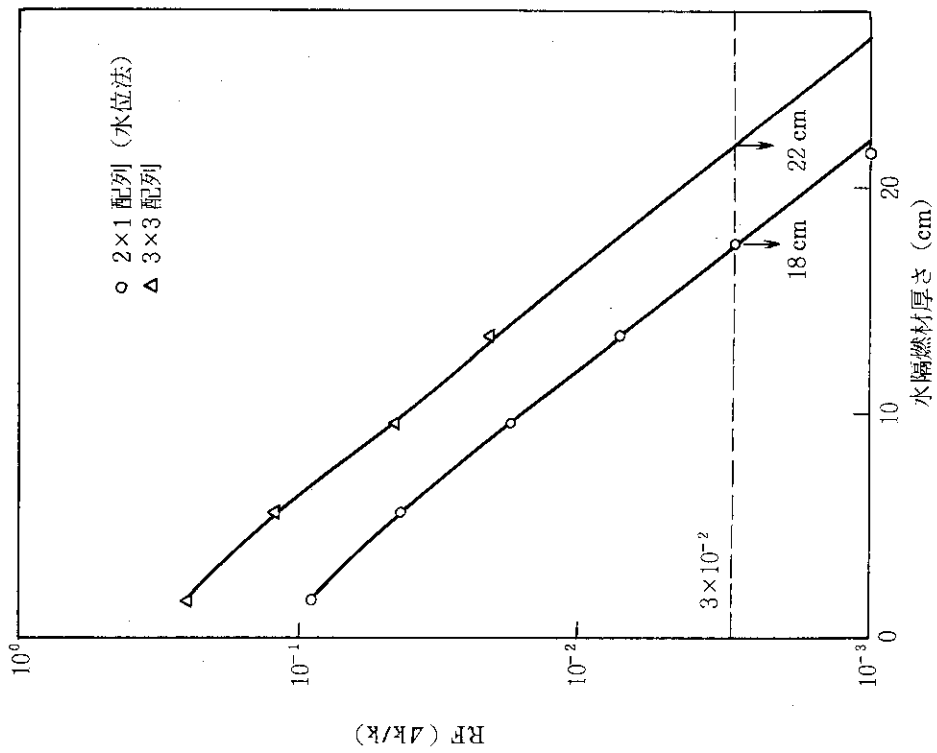


図 4.2.2 水隔離材の厚さに対する RF の変化⁽¹²⁾
(水中の BWR 燃料集合体の場合)

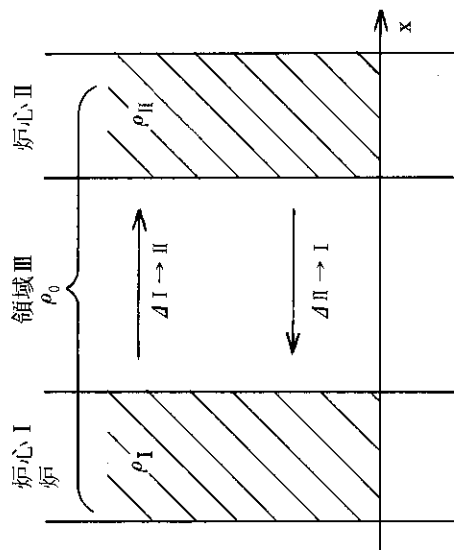


図 4.2.1 平板結合炉体系

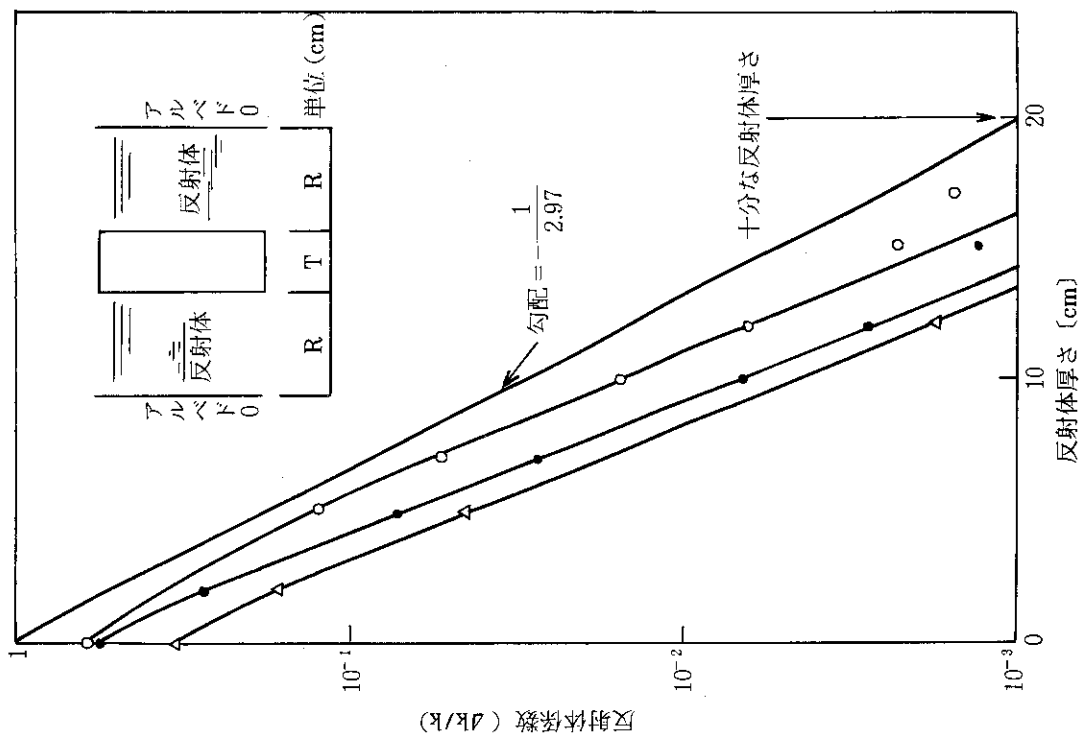


図 4.2.4 無限平板体系の反射体厚さによる反射係数⁽²⁶⁾
 ○ ²³⁵U 金属, 平板厚 2 cm
 ● ²³⁵U-H₂O, U 濃度 0.1 gU/cm³, 平板厚 7.5 cm
 △ U-H₂O, ²³⁵U 濃縮度 5 wt%, U 濃度 2.0 gU/cm³,
 平板厚 12 cm

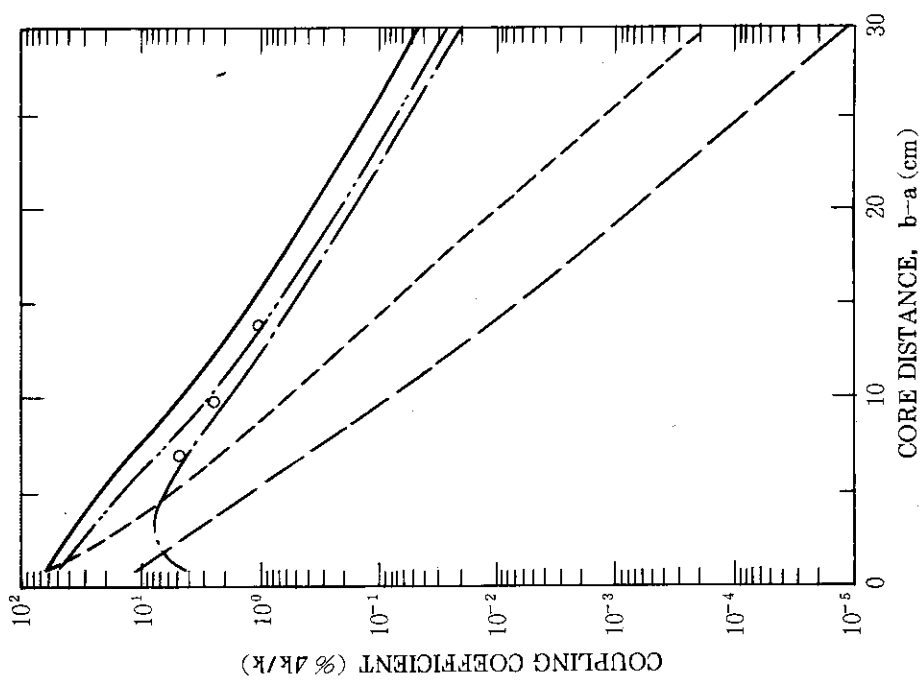


図 4.2.3 結合係数 Δ_{1G} , Δ_{2G} 及びその成分⁽²²⁾
 --- は文献 22, Table 1 の第 2 群の定数
 を用いて計算した Δ_{1G} , — は文献 22
 式 (34) による Δ_{2G} , - - - は同じく
 式 (35) による Δ_{11} , - - - は同じく
 式 (35) による Δ_{12} , - - - は同じく
 式 (35) による Δ_{22} , ○ は文献 (27)
 の測定値

4.3 KUCA 軽水減速炉心を用いた臨界安全性に関する研究

京都大学工学部 三澤 毅

4.3.1 はじめに

複数架台方式の京都大学臨界集合体実験装置 (KUCA) を用いた臨界安全性に関する研究としては、今までに名古屋大学仁科研究室のグループによるパルス中性子法による高未臨界度の測定、不均一燃料分布炉心の研究などが挙げられる。これらの実験はポリエチレン減速・反射型の高濃縮ウラン炉心 (A架台) によるものであったが、今回の軽水減速・反射型炉心 (C架台) で現在行なわれている臨界安全性研究に関連しての2分割炉心の実験と未臨界度測定実験について、解析計算の結果と併せて報告する。

4.3.2 2分割炉心の実験と解析^{1) 2)}

核燃料を含む体系の臨界量に関するベンチマーク実験のデータを収集することは、臨界安全性研究の上で重要である。これらのデータは、臨界安全性評価のための指針を与えると同時に、設計計算に用いられる計算コードシステムの検証のためにも役立つ。このため今までに数多くの実験データが得られており、これらのデータは臨界安全ハンドブックに整理し収められている。しかしながら、それらの多くは単一ユニット体系に対するものであり、複数ユニット体系のデータはやや不足しているといえる。実際に核燃料の貯蔵施設等においては、通常複数の核燃料ユニットからなる体系を未臨界状態に保つために各ユニットを分散して配置しており、これらの複数ユニットからなる体系での実験データを集めることは重要である。

KUCAの軽水減速炉心においては、今まで高中性子束炉設計のために数多くの2分割炉心の実験を行ってきており、これらの実験データは、複数ユニット体系のなかでも最も基礎的な2ユニット体系でのベンチマークデータとしても有用である。今回は同じ軽水減速炉心を用いて行われたより単純な体系での2分割炉心の実験結果とそれらの解析計算結果について報告する。

実験は図4.3.1に示すような炉心で行われた。燃料としては93%高濃縮ウランアルミ合金を含むETR型の燃料板を使用している。また、炉心はすべて直方体形状をしており、炉心の上部は十分な厚さの軽水反射体で覆われている。この2分割炉心において制御棒が完全に引き抜かれたクリーンな状態での実効増倍率 (k_{eff}) の測定を2つの炉心間の分割幅を0~15cmの範囲で何種類かにわたって変化させて行った。この軽水減速炉心においては燃料板間のピッチ (即ち炉心の中性子スペクトル) を変化させることができ、今回は燃料板間のピッチが約4.5mmのC45炉心と約3.0mmのC30炉心 ($H/^{235}\text{U}$ はC45が約315, C30が約159) の2種類で行った。なお、各炉心において金線を用いた放射化法により水平方向の中性子束分布も測定した。

解析計算にはモンテカルロコードKENO-IVを用いたが、多群定数としては次の3通りのものを使用した。

- 1) ENDF/B-IVに基づく137群のMGCLライブラリ³⁾を実効断面積作成コードMAILにより処理した多群定数 (JACSコードシステムによる)
- 2) ENDF/B-IVに基づく107群のSRACライブラリをSRAC⁴⁾により処理した多群定数

3) JENDL-2に基づく107群のSRACライブラリーをSRACにより処理した多群定数散乱の次数はすべて P_1 までであり、中性子のヒストリー数は約80,000である。

実効増倍率の実験および計算の結果を表4.3.1～4に、金線を用いた中性子束分布の測定結果の例を図4.3.3に示す。これらの結果から次のようなことが判る。

- 1) MGCLライブラリーを用いたときの k_{eff} の計算結果はC45, C30炉心共に実験値と比べて1～2%小さめの値となっている。
- 2) SRACのENDF/B-IVに基づいたライブラリーを用いたときの k_{eff} 計算結果はC45炉心で0.8%以内, C30炉心で0.5%以内で実験値と一致している。
- 3) SRACのJENDL-2に基づいたライブラリーを用いたときの k_{eff} 計算結果はENDF/B-IVに基づいたライブラリーを使用したときと比べて0.6～1.8%程度大きめの値となっている。
- 4) C30炉心での k_{eff} のC/E値はスペクトルの軟らかいC45炉心のものとは比べて3種類の異なったライブラリーを用いた計算結果ともにやや大きめの値となっている。

今回の実験解析とは別にKUCAにおいて今まで系統的に行われてきたポリエチレン減速炉心での実験についても同様にモンテカルロ法による解析を行ない核データライブラリーの違いによる計算結果も参考にしながら、上に述べたことの原因についての検討を行なっている段階であるが、今回測定した中性子束分布の測定結果が、この原因検討のために役立つものと期待している。

今までの臨界安全性研究のためのベンチマークデータにおいては、体系の臨界量のみを考えてきた。しかし、今日のように計算機が発達してさらに高い計算精度が要求されるようになると、体系のより微細な情報を与える中性子束分布やカドミ比のようなスペクトルインデックスの測定値を計算結果と比較することは、実効増倍率の実験と計算結果の食い違いの原因を探る上で大いに役立つものと考えられる。従って今後、実験によりベンチマークデータを収集する際には、できる限り臨界量のみならず他の特性データも測定することが望ましいと思われる。

今回の実験データは、高濃縮ウラン使用の非均質型複数ユニット系でのものである。実際にこのような体系が核燃料使用施設に現われることは殆どないと考えられる。しかし、低、または中濃縮体系と比べて高濃縮体系においては ^{235}U の影響が強く現れること、また、ここに示したほとんどの2分割炉心においては、結合係数が大きく2つの炉心間の中性子のやり取りが激しいような複数ユニット体系であるため、計算コードシステム検証のためのベンチマークデータとしては有用であると思われる。

4.3.3 未臨界度測定実験

臨界安全性研究の重要なテーマの1つに未臨界度測定技術の開発が挙げられる。今までにパルス中性子法、中性子源増倍法、Mihalcz法などの炉雑音測定法等が提唱されてきているが、どの方法にも一長一短があり未臨界度測定技術が確立するまでには至っていない。

ここではKUCAの軽水減速炉心で試験的行ったFeynman- α 法と中性子源増倍法による未臨界度測定の結果について報告する。

Feynman- α 法は炉雑音測定法の1つであり、何種類かの測定時間幅での中性子カウント数のポアソン分布からのずれを測定して体系の即発中性子減衰定数 α を求めるものである。

実験は図 4.3.2 に示すような C30 の単一炉心（臨界量燃料板枚数は 525 枚）で炉心の装荷燃料板枚数を徐々に減少させて行った。中性子の検出には、炉心の燃料領域中央部に挿入した直径 1/2 インチの ^3He 検出器および外側反射体領域に置いた 3 本の ^3He 検出器を使用した。測定データの取り込みには MCS (multi channel scaler) を用い、各チャンネルに集められたデータを希望する時間幅ごとにバンチングすることにより、各々の時間幅での中性子カウント数のポアソン分布からのずれを求めた。この方法の利点としては、MCS のあるチャンネルに蓄えられたデータをいくつかの異なった時間幅のデータとして取り扱うことができるため、実験の精度が良くなることが挙げられる。今回使用した MCS は 8k チャンネルのものであったため、例えば MCS のチャンネル幅を 0.5 msec と設定すると 1 回につき約 4 sec 分のデータが取り込まれることになる。ここではこの測定を 100 ~ 240 回程度繰り返すことにより精度の向上を図った。また、中性子源増倍法の実験データは、この MCS に蓄えられた同じデータを処理することにより求めた。

未臨界度の計算値は、SRAC の ENDF/B-IV に基づく 107 群の群定数を用いモンテカルロコード KENO-IV により求め、ここではこの計算値を基準値とした。

Feynman- α 法による未臨界度の測定結果を図 4.3.4 に示す。ここで未臨界度 ρ は、測定された α 値と β_{eff} , l の計算値から求めたものである。反射体中の検出器 (No.2 ~ 4) による未臨界度の測定結果は、深い未臨界状態で計算値からずれてしまった。しかし、炉心の内部に挿入した検出器 (No.1) による測定結果は、未臨界度が約 -35 ドルの炉心に対してまで計算値と比較的良く一致した。今まで Feynman- α 法は、未臨界度が深くなるにつれて中性子カウントのポアソン分布からのずれが少なくなり測定誤差が大きくなるため、深い未臨界状態での実験には適さないと言われていた。しかし、今回行った MCS を用いた実験の方法によると、測定データの精度が大きく向上しており、深い未臨界度まで測定できるようになったといえる。今回の Feynman- α 法のデータ処理方法は、中性子カウントの平均と分散とを異なる時間間隔幅について求めるだけという比較的簡単なものであるため、オンライン化することにより簡単な未臨界度モニターとして使用できるという可能性があることが判った。

図 4.3.5 に中性子源増倍法による未臨界度の測定結果を示す。ここでは未臨界度の一番浅い炉心での計算結果で測定値を規格化してある。Feynman- α 法の場合と同様に炉心の中央に置いた検出器による測定結果は、KENO-IV による計算値と比較的良く一致していることが判る。中性子源増倍法は、規格化する点が必要であるという欠点はあるものの測定方法が非常に簡単な手法である。今回の実験から、検出器を置く位置に注意すれば（例えば中性子束の高次モードのノードにあたる体系の中央部）、通常の中性子源増倍法によってもかなり深い未臨界度まで測定が可能であることが判った。

4.3.4 おわりに

KUCA の軽水減速炉心で行われている臨界安全性研究に関連した実験について、簡単に報告を行った。今のところ軽水減速炉心での他大学からの共同利用はないが、今後は多くの大学からの共同利用によっても臨界安全性の実験的な研究が行われ、様々なデータが求められることを期待致します。

参考文献

- 1) T. Misawa, S. Shiroya and K. Kanda, Nucl. Technol., 83 (1988) 162.
- 2) T. Misawa, S. Shiroya and K. Kanda, J. Nucl. Sci. Technol., 25 (1988) 312.
- 3) Y. Naito et al., JAERI-M 9396 (1981).
- 4) K. Tsuchihashi et al., JAERI-1302 (1986).

表 4.3.1 C45 炉心の k eff の実験値と計算値 (JACS 使用)

分割幅 (cm)	実験値		KENO-IV 計算値 ^{a)}	
	燃料板枚数	k eff	k eff ^{b)}	C/E 値
0	330	1.00424	0.9854 ± 0.0031	0.981
1	330	1.00487	0.9907 ± 0.0031	0.986
2	340	1.00159	0.9838 ± 0.0027	0.982
3	370	1.00364	0.9813 ± 0.0029	0.978
5	440	1.00168	0.9835 ± 0.0030	0.982
7	520	1.00234	0.9888 ± 0.0028	0.987
10	590	1.00284	0.9878 ± 0.0030	0.985
15	630	1.00275	---	

- a) MGCL 137 群ライブラリー使用 (ENDF/B-IV に基づく)
 b) 実効増倍率と 1σ 標準偏差 (約 80,000 ヒストリー)

表 4.3.2 C45 炉心の k eff の計算値 (SRAC 使用)

分割幅 (cm)	ENDF/B-IV ^{a)}		JENDL-2 ^{b)}	
	k eff ^{c)}	C/E 値	k eff ^{c)}	C/E 値
0	1.0004 ± 0.0029	0.996	1.0109 ± 0.0029	1.007
1	1.0050 ± 0.0029	1.000	1.0108 ± 0.0033	1.006
2	0.9997 ± 0.0030	0.998	1.0055 ± 0.0030	1.004
3	0.9991 ± 0.0025	0.995	1.0063 ± 0.0033	1.003
5	0.9934 ± 0.0031	0.992	1.0073 ± 0.0031	1.006
7	0.9951 ± 0.0029	0.993	1.0123 ± 0.0031	0.999
10	1.0035 ± 0.0030	1.001	1.0026 ± 0.0025	1.000

- a) SRAC 107 群ライブラリー使用 (ENDF/B-IV に基づく)
 b) SRAC 107 群ライブラリー使用 (JENDL-2 に基づく)
 c) 実効増倍率と 1σ 標準偏差 (約 80,000 ヒストリー)

表 4.3.3 C30 炉心の k_{eff} の実験値と計算値 (JACS 使用)

分割幅 (cm)	実験値		KENO-IV 計算値 ^{a)}	
	燃料板枚数	k_{eff}	k_{eff} ^{b)}	C/E 値
0	530	1.00305	0.9919 ± 0.0026	0.989
1	510	1.00454	0.9896 ± 0.0031	0.985
2	510	1.00237	0.9912 ± 0.0031	0.989
3	540	1.00393	0.9908 ± 0.0028	0.987
5	650	1.00082	0.9887 ± 0.0031	0.988
7	800	1.00269	0.9916 ± 0.0027	0.989

a) MGCL 137 群ライブラリー使用 (ENDF/B-IV に基づく)

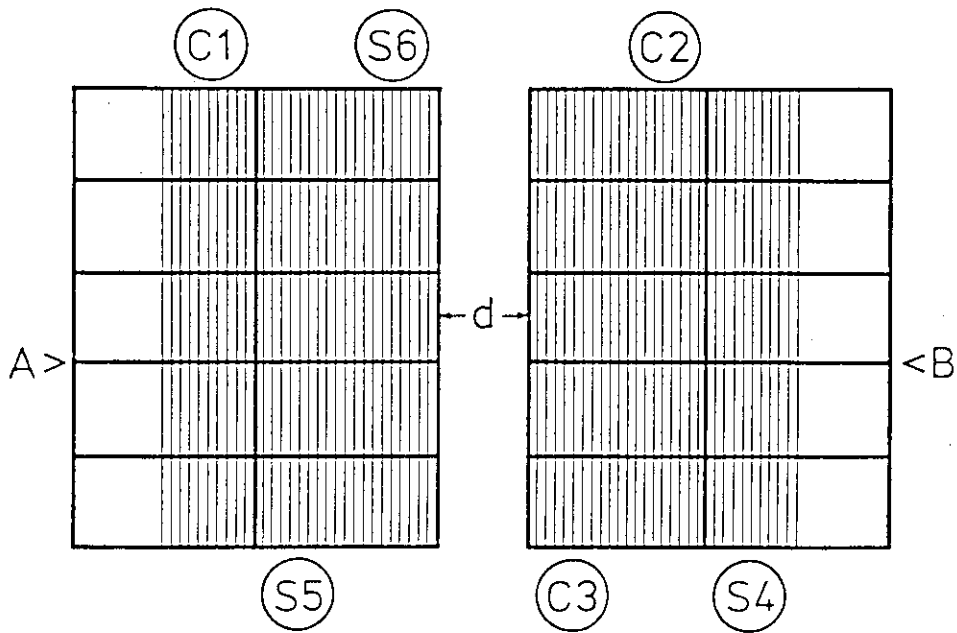
b) 実効増倍率と 1 σ 標準偏差 (約 80,000 ヒストリー)表 4.3.4 C30 炉心の k_{eff} の計算値 (SRAC 使用)

分割幅 (cm)	ENDF/B-IV ^{a)}		JENDL-2 ^{b)}	
	k_{eff} ^{c)}	C/E 値	k_{eff} ^{c)}	C/E 値
0	1.0017 ± 0.0032	0.999	1.0194 ± 0.0027	1.016
1	1.0046 ± 0.0029	1.000	1.0230 ± 0.0029	1.018
2	1.0073 ± 0.0030	1.005	1.0217 ± 0.0032	1.019
3	1.0019 ± 0.0031	0.998	1.0192 ± 0.0025	1.015
5	1.0010 ± 0.0028	1.000	1.0174 ± 0.0030	1.016
7	1.0023 ± 0.0034	1.000	1.0110 ± 0.0032	1.008

a) SRAC 107 群ライブラリー使用 (ENDF/B-IV に基づく)

b) SRAC 107 群ライブラリー使用 (JENDL-2 に基づく)

c) 実効増倍率と 1 σ 標準偏差 (約 80,000 ヒストリー)



C1~S6: Control and Safety Rods
d: Separation Distance

図 4.3.1 2分割炉心の断面図

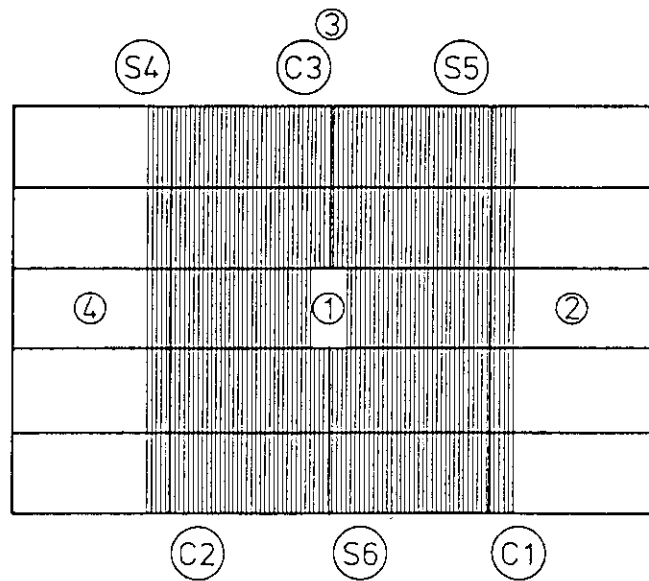


図 4.3.2 未臨界度測定炉心

1~4は³He検出器, Nは²⁵²Cf外部中性子源

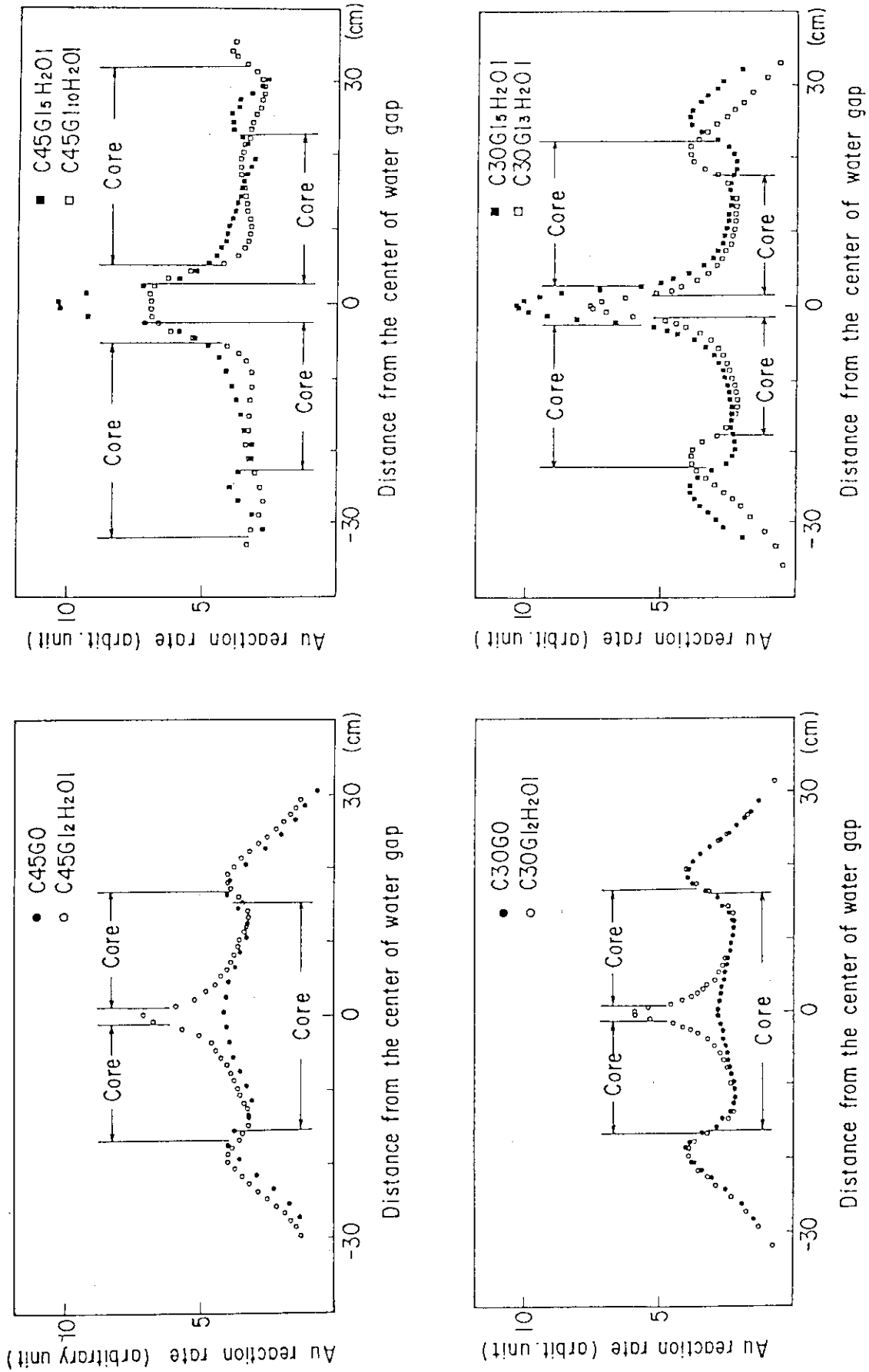


図 4.3.3 金線による水平方向中性子束分布の測定例

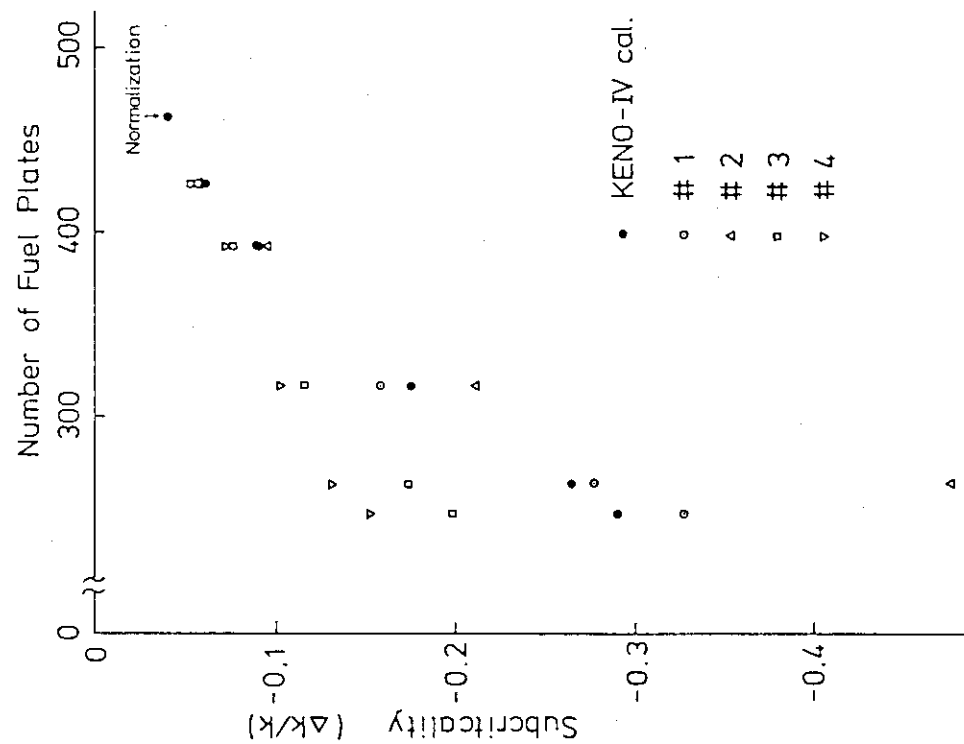


図 4.3.5 中性子源増倍法による未臨界度測定結果

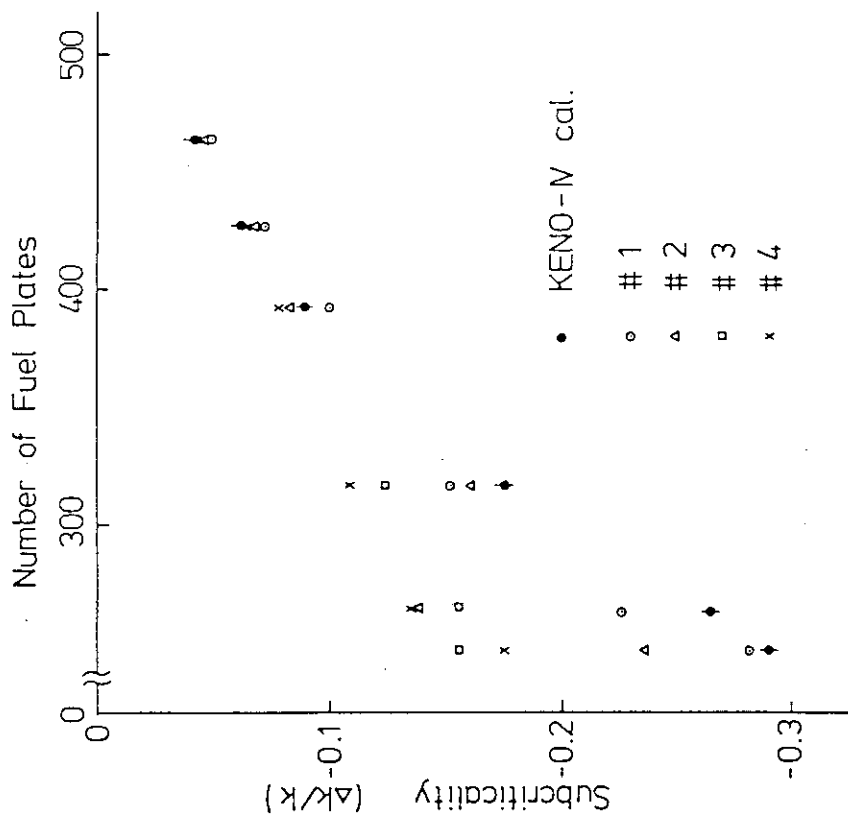


図 4.3.4 Feynman- α 法による未臨界度測定結果

5. 討 論 概 要

発表内容について、以下のような議論が行われた。

(1) 日米共同臨界実験について

- 日米共同臨界実験は、高速炉燃料再処理と混合転換を主要な対象として実験条件を決定した。プルトニウム富化度については、20%から50%の範囲、および100%とした。
- 円環炉心のコンクリート反射体、および平板炉心タンクの寸法等、実験誤差に係わる量については、現在公表の仕方を検討中である。
- SCALE システムによるベンチマーク解析においては、中性子実効増倍率に関して、反射体のある体系と反射体のない体系の間に、系統的な違いは認められない。
- 硝酸水溶液燃料と棒状燃料を用いる非均質体系の実験は、燃料取扱上の問題があり、ボイラーチューブ型の炉心について臨界データを取得した。プルトニウムを含む有機系の均質燃料では、アルファ線による溶媒の放射線損傷が問題であったので、有機溶液と棒状燃料の非均質体系を構成した。実験を行った格子間隔の範囲では、有機系の臨界液位が水溶液系に対して僅かに大きくなった。
- 硝酸溶液系燃料の密度式は、臨界計算を行う上で重要である。密度式の精度を評価するために、溶液密度の実測値を公開してもらいたい。
- 日米共同研究で得られた実験データに対して、早い時期に JACS コードシステムによるベンチマーク解析を実施したいので、公開を急いでほしい。

(2) 複数ユニットの相互干渉効果と結合炉理論について

- 2分割炉心に対して、炉心間の相互干渉の強さを表す結合係数を、パルス中性子法および Feynman- α 法により測定したが、実験精度の問題で良い結果を得られなかった。
- 2分割炉心の炉心間の結合を介しての未臨界度測定法は興味深い。片側の炉心に Mihaliczo 法のように Cf 中性子線源を置く方法も考えられるのではないか。
- 2分割炉心における炉心間の結合強度を体系全体の方程式を解かずに評価できる本格的な理論を構築することが望ましい。そのためには、2つの炉心の出力比をユニットを近づける前に予測する必要がある。各炉心の出力は、各炉心からの中性子漏洩数と各炉心の核分裂数を介して結合係数を支配する。
- 臨界安全設計における複数ユニットの評価法として、表面密度法、密度アナログ法等が TID-7016 REV. 2 に記載されているが、詳細計算が不可能であった時代の簡便法として用いられたものであり、現時点で余り詳しく調べる必要はないと考えられる。
- KUCAの2分割炉心における実験では、炉心間の相互干渉の強さは、炉心間の水のギャップ厚さが15 cmで約1ドル、5 cmで約15ドルであった。1点炉近似の評価は、各炉心で基本モードが成立していることを仮定しているため、炉心間隔が小さい範囲に適用するのは困難である。

- 結合炉理論においては、静的解析と動的解析を分けて考える必要がある。

(3) KUCA軽水減速炉心を用いた臨界安全に関する研究について

- 中性子実効増倍率のモンテカルロコード KENO-IV による解析では、137 群の MGCL ライブラリを MAIL コードで処理した多群定数を用いた場合、107 群の SRAC ライブラリを SRAC コードで処理した場合に較べて 1~2% 小さな値となった。いずれも核データセット ENDF/B-IV に基づいており、今後 MGCL の無限希釈断面積等について検討したいと考えている。
- 核データセット ENDF/B-IV では、 ^{235}U の核分裂における平均中性子放出数 ν が 1% 程度過小評価されており、臨界計算に影響を与えられられる。
- 即発中性子寿命および実効遅発中性子割合は、計算値を使用している。

(4) その他

- 本委員会において、炉物理関係者とプラント関係者の情報交換ができれば有意義である。炉物理以外の分野の多くの発表を期待したい。
- 実際のプラントにおける臨界安全設計、制御方法、監視方法について、知見を深めることが必要である。
- プラントにおける臨界安全設計の実例等について参考となるものは提出したい。
- 臨界安全解析においては、データライブラリ間の相互比較が今後とも重要であると考えられる。

(三好 記)