

日青

250部

日本原子力学会・炉物理連絡会 会報

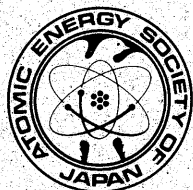


炉物理の研究

(第 38 号)

1989年4月

巻頭言 「原子力と加速器」	金子義彦	1
<トピックス>		
1. 超高中性子束炉設計の日米共同研究と国際原子力基礎研究構想	柴田俊一	2
2. 海外における炉物理研究の現状	竹田敏一	7
<昭和63年・年会「核データ・炉物理」合同会合講演要旨>		
1. TRU消滅処理と核データ		
(1) 核分裂炉	高野秀機	12
(2) 核融合炉	飯島俊吾, 深井佑造	19
2. 量子工学原子炉研究の提案と期待	中沢正治	30
<昭和63年・秋の大会「核データ・炉物理」合同会合講演要旨>		
1. 使用済燃料の分析と燃焼シミュレーション計算	鈴木敏夫	34
2. 「原子炉崩壊熱基準」研究専門委員会の活動	加藤敏郎	53
<研究会報告>		
第5回「原子力におけるソフトウェア開発」研究会	前川 洋	58
<国際会議報告>		
1. 第31回NEACRP 会合報告	金子義彦, 白方敬章	63
2. 核データ国際会議	五十嵐信一	84
3. 第7回放射線遮蔽国際会議	田中俊一	90
<研究室だより>		
(1)原研・臨界安全研究室, (2)原研・炉物理実験研究室, (3)船舶技術研究所, (4)大阪大学・原子力工学科, (5)近畿大学・原子炉工学科 (6)神戸商船大・原子動力学科, (7)原子力データセンター		
☆事務局だより、編集後記		107
☆昭和63年度会計報告		108
☆会員名簿(現211名)		109



(社)日本原子力学会
炉物理連絡会

<トピックス 1.>

超高中性子束炉設計の日米共同研究と

国際原子力基礎研究構想

Japan-US Joint Study in Ultra-High Flux Research Reactor Design
and
International Laboratory for Nuclear Science and Engineering (ILANSE) Concept

近畿大学 原子力研究所 柴田 俊一

学術会議の原子力研究連絡委員会(現、原子力基礎研究連絡委員会)で「大学関係を中心とした原子力基礎研究将来計画」案をまとめたのは昭和58年の夏頃でした。

総会に「対政府勧告」案として提出するため、何ヶ月かかけて協議、修正を行ないました。結局、対政府勧告とするには、内容が膨大で、かつ、詳細過ぎ、総会では、細部にわたって検討することができないので、同案は原研連の計画としておき、これとは別に、その精神を述べた勧告が行われることになり、並行して進んでいた、放射線影響関係とあわせて、「原子力基礎研究並びに放射線影響研究の推進について」勧告が行われました。「勧告」には詳しい内容は盛り込まれていませんでしたが、その添付資料、或いは、下敷とも言うべき原研連の将来計画には、多年にわたって温めてきた、国際研究所構想がもりこまれました。当初の研連の案では在外研究所として、外国に作ることに明記されていましたが、上記の学術会議総会に提出するための修正の段階でかなりの議論があり、結局所在は「どこでもかまわない」という意味で「国際原子力基礎研究所」となりました。

総会としてはその内容にまで責任をもつわけにはいかないが、研連レベルの活動に同計画を使うことは差し支えないとの了解でありました。私は同研連の委員長として、この将来計画の策定に十年余もかけてきましたので、当然同計画の実現にはかなりの責任を感じていました。しかし、一方では京大原子炉実験所の所長として、また、昭和46年の対政府勧告の際、伏見委員長の下で幹事としてその将来計画の策定にもかかわった関係で、そこにもられた、臨界実験装置や、高中性子束炉の実現にも責任がありました。幸い臨界実験装置は建設することができましたが、高中性子束炉(2号炉と呼ばれています)はせっかく、予算を認めて頂きながら、不徳の至すところで、実現に至りませんでした。所長を退任した後も、実現に向けて努力したつもりですが、中々思うように進展しませんでした。

遂に、定年までに完成する可能性のなくなった時点で、「それ以後は、不十分な引き継ぎで不満足なものを作るのはよくない」という、「むつ」の教訓に従い、2号炉から手を引き、私自身としては新しい将来計画の実現に向けて努力を始めることを決心しました。

さてとなりますと、何からどう手をつけてよいか、1年程は、悩み続けました。

いろいろ考えましたが、まず第一に、かねて、京大炉の濃縮ウラン問題で頻りに交渉していた相手を頼って、米国の意向を探ることにしました。

1985年、最初に訪問したアルゴンヌ国立研究所では滞在中の京大卒業生の前もっての口添えの効果かと思いますが、予想外に多く十人以上も部長クラスが集まり、国際原子力基礎研究所(International Laboratory for Nuclear Science and Engineering—以下ILANSEと略称)について検討されました。アルゴンヌ側からも組織的な説明があり熱心であったのは勿論、昼食時には、下院議員まで出席して熱心に話し合いをされたのには驚きました。

ワシントンのエネルギー省では、国際関係の担当官と多数と話し合いましたが、一様に

興味を持たれました。「数年前ならば恐らく問題にならなかったと思うが、現在では、米国の事情から考えて大変興味ある話」だとのことでした。

そして、日米両国でそれぞれ準備委員会を作り、検討した上で、約1年後に合同会議をもち論議しようということになりました。

我が国では大学、研究所の研究者を主体とした構成で作業を進めましたが、米国では、エネルギー省が主体で検討されたため大学側からは殆んど参画されなかったようです。

約束通り、約1年後の1986年2月、ワシントンでStudy Meetingを開きました。日米の中間点、ハワイあたりでの開催を予定していたのですが、米国側が多数出席したいということで、ワシントン開催に落ち着きました。

この会議では多くのことが討議されましたが、重要なことを挙げるとおよそ次の通りです。

- i) 日本側からILANSEに関する基礎方針(例えば、日米対等の立場で協力すること、所長も日米交互にだすこと、費用も対等に出す、それぞれの国の必要性に応じて施設或いはproject毎に出資する、など)が述べられ討議された。米国側からは、責任の所在にからみ外国人の所長についての問題、予算制度の違いの問題等が指摘された。
- ii) 米国の現在の大型設備計画の説明があり、その中の1つ、超高中性子束炉(10^{16} / $\text{cm}^2 \text{sec}$)計画はILANSEの中の高性能研究炉とは相互に強い関係をもつことが確認された。
- iii) Basic designの段階から共同で行うことはILANSEの基本方針に沿うものであり、日本側が強く希望した。米国側もこれを受け入れる意向を表明したこのワシントン会議の結果を原子力委員長代理の向坊先生に御報告したところ、原子力委員会から国際協力に関する調査費を出すことを検討しようということになりました。

科学技術庁では、この線に沿い、「国際協力による原子力基礎研究の推進」に関する調査を原子力学会に委託されることになり、学会では同名の特別委員会を組織して頂き、筆者が主査を勤めさせて頂くことになりました。

この調査については、日米に限ることなく、広い範囲の国際協力について調査することが要請されました。しかし、予算上の制約もあり、米国については直接訪米して調査、ヨーロッパ諸国については、経験のある研究者から情報を求めて調査するという方針を立てました。第1年度の報告書については、概要の英訳が、“Atoms in Japan”に掲載され、各国から反響がありました。

ところで、米国としては、他の広範囲の設備を含むILANSE構想よりも、現実に政府の計画として確定している、超高中性子束炉の推進を熱心に考えたいという姿勢が次第に露骨に出てくるようになり、私たちも、たとえそれが10年以上を要するもので、緊急の研究を推進するということから外れるという点では気ががりでありましたが、これらは並行して検討することはいずれ可能となるであろうとの判断から、当面の高束炉計画の協同を躊躇すべきではないと考えました。

そこで、その翌年、超高中性子束炉建設の幹事機関となったオークリッジ国立研究所

(ORNL)において、新型研究炉(Advanced Neutron Source—ANS)*について、先ず設計研究段階の日米協力問題を討議しました。(*アメリカ原子力学会と同じ略で米国でも気にしている人が多い)

そのORNL—JAPAN会議では、渡航費は日本が負担すれば、滞在費は米国が負担することが、合意されました。この会議には、日本側は大学、原研、メーカー等10名以上が出席しORNL側も担当副所長以下、略同数が出席して、詳しい討議が行なわれました。当面の研究開発協力の対象となる研究課題として合意されたのは、次の通りです。

- HFIR**用の熱水力詳細解析コードの改良；手引書の作成と検証；ANS設計への応用
- ANSの中性子輸送解析用計算技術の改良
- 反応度係数及び温度係数の計算
- 反応度制御系及び安全保護系の設計と評価
- 冷中性子源の設計
- 燃料開発と特性評価
- 制御棒、各種実験設備等による中性子束変化の計算
- 半径方向及び接線方向ビーム孔の比較
- 実験用設備の開発
- 中性子医療設備の仕様と予備設計
- 中性子ラジオグラフィ設備の仕様と予備設計
- 上昇流冷却方式と下降流冷却方式の比較評価
- 原子炉用燃料、核分裂・核融合炉用材料、トリチウム増殖材料及び核変換研究に必要な照射設備の設計
- その他工学的諸問題

(**ORNLにある100MWの高中性子束炉)

このような申し合わせに応じ、かねて協力研究を想定して申請してあった文部省科学研究費の海外学術研究「超高中性子束炉に関する調査及び設計研究」の採択が決まりました。そこで早速、派遣する研究者を選ぶことになりましたが、第一段階では核特性関係の計算が主で基本的炉型(Reference core)の決定を先ず行なうとのことで、京大炉の林正俊さん、東北大工の岩崎智彦さんの2名に行って頂きました。原研もORNLとの独自の協力協定に基づき、土橋敬一郎さんを派遣して頂きました。

第一段階の最重要課題は、ORNLグループの推す、単一炉心(円筒)型と、INELの推す、分割炉心(上下2分割円筒)型の何れを採るかということでした。

京大炉が2号炉の設計に採用した2分割炉心のこともよく調べていて、既に詳しい検討が行なわれていましたが、最終決定までにはなお種々の特性、性能を正確に把握して比較検討することが必要、というわけです。

炉型決定には、単に核特性だけでなく、冷却、すなわち熱水力的特性の検討が特にこのような高中性子束炉では必要で、半年後の1988年3月からは、核特性の阪大の錦織毅夫さんとともに、名大伊藤只行さん、近大研究生望月哲朗さんが加わり、3名が同時に

滞在することになりました。

実は、当初米国側は対等を主張するなら、日本側は少なくとも $\frac{1}{4}$ の寄与をすべきだと言っておりましたので、数を増やすことにしたわけです。ところがエネルギー省の意向としては、次回から日米協力の一般的原則である、派遣研究者の旅費、滞在費は、派遣元の国が負担するという原則で来て欲しいということになりました。

急に方針が変わったので戸惑いましたが、文部省に相談したところ、若干の増額が認められ、7ヶ月滞在の研究者が常時1名はORNLに滞在できることになりました。

その単独滞在第1例が九大の清水昭比古さんで、1988年9月から89年3月までの予定で滞在中です。清水さんの場合、奥さんと5才3才1才の3人のお子さんを連れての渡米で、さぞかし大変だったと思いますが、1人だけの滞在场合かえって、その方が何かと精神的にはよいのではないかとお見受けしました。

清水さんの次は、89年3月から既に阪大錦織さんが2回目で行っていただきました。

筆者は研究者交代の都度、渡米して、Projectの進捗状況と今後の進め方、派遣研究者の研究課題等について報告を受け討議していますが、率直に言って $10^{16} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ という前人未踏の高中性子束炉を作るのは容易なことではないと感じています。毎回1~2名の先生方にも御同行願って、一緒に討議して頂いていますが、恐らく同じような感想をお持ちではないかと思えます。

共同研究に参加した方の仕事については、それぞれの方からの御報告を待つこととし、ここではこの設計が、如何に困難かを示す典型的な具体例を説明しておきます。

まず第一は、基本炉型の問題です。昨年春の段階では一応は上下2分割の円筒(というより断面角型のドーナツ状)型を採ることに決まりました。(図1)

しかし、2分割の最も大きな特長である冷却上の有利さは、1つのドーナツを通して来た冷却水をもう一方のドーナツに入れたいのではほとんど失われてしまうので、中央部から新しい水を入れる必要がありますが、これには図2のようなシェラウドを採ってはどうかと提案しました。この場合かつて経験のない大流量のため(燃料板部分で流速 27 m/s)予想外の大きな力を生じて、大い構造物は強度的にもたないことがわかってきました。そこで、最近では、図3のように、Offset型にすることが検討され、これが有力となりつつあります。

ところが、そうなりますと、これまでに行なってきた、各種の計算は、すべて新しい炉心に合わせてやり直す必要が生じてきました。

また、このような極限の中性子束を得るには、燃料板表面で最大の熱流束を実現しなければなりません。この場合、燃料板のアルミ被覆表面に生ずる酸化膜による熱伝達率の低下が致命的で、これによって、重大な燃料損傷を引き起こすことが問題となります。この対策について、ORNLで実験を行なっているものの、実験条件等から見てまだ十分とは思えません。

その他、炉物理、炉工学的問題があります。これらは、1994年着工を目標として、詳細設計のかたわら、計算や、実験によって解決していかねばなりません。

大変なことですが、まさに炉物理、炉工学を専門とする者にとって力を発揮する千載一遇の好機とも考えられます。恐らく、一生にこんな機会に出会うことはあまりないと思

ます。

ところが、いろいろな方面にこの共同研究に参加することをお勧めすると、「研究室の仕事が忙しいので」といった理由でお断わりになる例が多いのです。例はあまり適当ではないかも知れませんが、近い方に、「丁度戦争が始まっているのに、訓練が忙しいとか、訓練が完全になるまで待つて欲しいというようなものではありませんか。」と言いました。

自分の研究の意義を言葉だけで宣伝しなくても、こういう時に力を発揮したら本当に周囲から認められると考えます。また、何よりも、架空の現象ばかり扱うのではなく、人類未踏の高性能の研究炉で自分の寄与を実際に試せるということは、この分野では滅多にあることではありません。少々の自信不足は何とでもなります。先生方の御理解の下に多くの熱意ある研究者がこの Project に参加されることを期待しています。

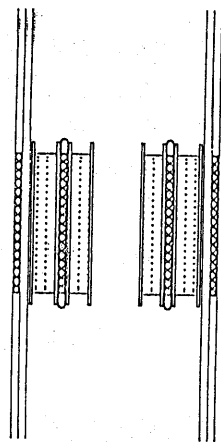
そしてこのことから、次第に I L A N S E 構想へ進むことができれば、原子力のこの分野でわが国の大学関係で非常に欠けている部分を十分に補う事ができ、わが国の原子力の健全な発展のために一層貢献できると信じています。

(以上)

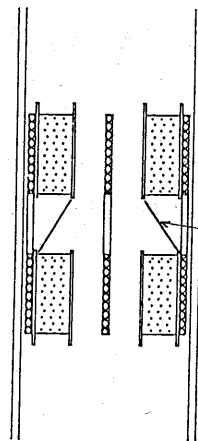
(図 1)

(図 2)

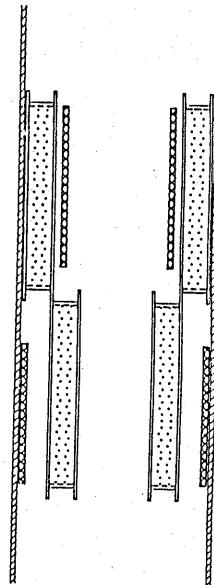
(図 3)



35 LITER
SINGLE CORE



27 LITER
SPLIT CORE



67 LITER
OFFSET CORE

< トピックス 1. >

超高中性子束炉設計の日米共同研究と

国際原子力基礎研究構想

Japan-US Joint Study in Ultra-High Flux Research Reactor Design
and
International Laboratory for Nuclear Science and Engineering (ILANSE) Concept

近畿大学 原子力研究所 柴田 俊一

学術会議の原子力研究連絡委員会(現、原子力基礎研究連絡委員会)で「大学関係を中心とした原子力基礎研究将来計画」案をまとめたのは昭和58年の夏頃でした。

総会に「対政府勧告」案として提出するため、何ヶ月かかけて協議、修正を行ないました。結局、対政府勧告とするには、内容が膨大で、かつ、詳細過ぎ、総会では、細部にわたって検討することができないので、同案は原研連の計画としておき、これとは別に、その精神を述べた勧告が行われることになり、並行して進んでいた、放射線影響関係とあわせて、「原子力基礎研究並びに放射線影響研究の推進について」勧告が行われました。「勧告」には詳しい内容は盛りられませんでした。その添付資料、或いは、下敷とも言うべき原研連の将来計画には、多年にわたって温めてきた、国際研究所構想がもりこまれました。当初の研連の案では在外研究所として、外国に作る事が明記されていましたが、上記の学術会議総会に提出するための修正の段階でかなりの議論があり、結局所在は「どこでもかまわない」という意味で「国際原子力基礎研究所」となりました。

総会としてはその内容にまで責任をもつわけにはいかないが、研連レベルの活動に同計画を使うことは差し支えないとの了解でありました。私は同研連の委員長として、この将来計画の策定に十年余もかけてきましたので、当然同計画の実現にはかなりの責任を感じていました。しかし、一方では京大原子炉実験所の所長として、また、昭和46年の対政府勧告の際、伏見委員長の下で幹事としてその将来計画の策定にもかかわった関係で、そこにもられた、臨界実験装置や、高中性子束炉の実現にも責任がありました。幸い臨界実験装置は建設することができましたが、高中性子束炉(2号炉と呼ばれています)はせっかく、予算を認めて頂きながら、不徳の至すところで、実現に至りませんでした。所長を退任した後も、実現に向けて努力したつもりですが、中々思うように進展しませんでした。遂に、定年までに完成する可能性のなくなった時点で、「それ以後は、不十分な引き継ぎで不満足なものを作るのはよくない」という、「むつ」の教訓に従い、2号炉から手を引き、私自身としては新しい将来計画の実現に向けて努力を始めることを決心しました。

さてとなりますと、何からどう手をつけてよいか、1年程は、悩み続けました。

いろいろ考えましたが、まず第一に、かねて、京大炉の濃縮ウラン問題で頻りに交渉していた相手を頼って、米国の意向を探ることにしました。

1985年、最初に訪問したアルゴンヌ国立研究所では滞在中の京大卒業生の前もっての口添えの効果かと思いますが、予想外に多く十人以上も部長クラスが集まり、国際原子力基礎研究所(International Laboratory for Nuclear Science and Engineering—以下ILANSEと略称)について検討されました。アルゴンヌ側からも組織的な説明があり熱心であったのは勿論、昼食時には、下院議員まで出席して熱心に話し合いをされたのには驚きました。

ワシントンのエネルギー省では、国際関係の担当官と多数と話し合いましたが、一様に

興味を持たれました。「数年前ならば恐らく問題にならなかったと思うが、現在では、米国の事情から考えて大変興味ある話」だとのことでした。

そして、日米両国でそれぞれ準備委員会を作り、検討した上で、約1年後に合同会議をもち論議しようということになりました。

我が国では大学、研究所の研究者を主体とした構成で作業を進めましたが、米国では、エネルギー省が主体で検討されたため大学側からは殆んど参画されなかったようです。

約束通り、約1年後の1986年2月、ワシントンでStudy Meetingを開きました。日米の中間点、ハワイあたりでの開催を予定していたのですが、米国側が多数出席したいということで、ワシントン開催に落ち着きました。

この会議では多くのことが討議されましたが、重要なことを挙げるとおよそ次の通りです。

- i) 日本側からILANSEに関する基礎方針(例えば、日米対等の立場で協力すること、所長も日米交互にだすこと、費用も対等に出す、それぞれの国の必要性に応じて施設或いはproject毎に出資する、など)が述べられ討議された。米国側からは、責任の所在にからみ外国人の所長についての問題、予算制度の違いの問題等が指摘された。
- ii) 米国の現在の大型設備計画の説明があり、その中の1つ、超高中性子束炉(10^{16} / $\text{cm}^2 \text{sec}$ 計画はILANSEの中の高性能研究炉とは相互に強い関係をもつことが確認された。
- iii) Basic designの段階から共同で行うことはILANSEの基本方針に沿うものであり、日本側が強く希望した。米国側もこれを受け入れる意向を表明したこのワシントン会議の結果を原子力委員長代理の向坊先生に御報告したところ、原子力委員会から国際協力に関する調査費を出すことを検討しようということになりました。

科学技術庁では、この線に沿い、「国際協力による原子力基礎研究の推進」に関する調査を原子力学会に委託されることになり、学会では同名の特別委員会を組織して頂き、筆者が主査を勤めさせて頂くことになりました。

この調査については、日米に限ることなく、広い範囲の国際協力について調査することが要請されました。しかし、予算上の制約もあり、米国については直接訪米して調査、ヨーロッパ諸国については、経験のある研究者から情報を求めて調査するという方針を立てました。第1年度の報告書については、概要の英訳が、“Atoms in Japan”に掲載され、各国から反響がありました。

ところで、米国としては、他の広範囲の設備を含むILANSE構想よりも、現実に政府の計画として確定している、超高中性子束炉の推進を熱心に考えたいという姿勢が次第に露骨に出てくるようになり、私たちも、たとえそれが10年以上を要するもので、緊急の研究を推進するということから外れるという点では気ががりでありましたが、これらは並行して検討することはいずれ可能となるであろうとの判断から、当面の高束炉計画の協同を躊躇すべきではないと考えました。

そこで、その翌年、超高中性子束炉建設の幹事機関となったオークリッジ国立研究所

(ORNL)において、新型研究炉(Advanced Neutron Source—ANS)*について、先ず設計研究段階の日米協力問題を討議しました。(*アメリカ原子力学会と同じ略で米国でも気にしている人が多い)

そのORNL—JAPAN会議では、渡航費は日本が負担すれば、滞在費は米国が負担することが、合意されました。この会議には、日本側は大学、原研、メーカー等10名以上が出席しORNL側も担当副所長以下、略同数が出席して、詳しい討議が行なわれました。当面の研究開発協力の対象となる研究課題として合意されたのは、次の通りです。

- HFIR**用の熱水力詳細解析コードの改良；手引書の作成と検証；ANS設計への応用
- ANSの中性子輸送解析用計算技術の改良
- 反応度係数及び温度係数の計算
- 反応度制御系及び安全保護系の設計と評価
- 冷中性子源の設計
- 燃料開発と特性評価
- 制御棒、各種実験設備等による中性子束変化の計算
- 半径方向及び接線方向ビーム孔の比較
- 実験用設備の開発
- 中性子医療設備の仕様と予備設計
- 中性子ラジオグラフィ設備の仕様と予備設計
- 上昇流冷却方式と下降流冷却方式の比較評価
- 原子炉用燃料、核分裂・核融合炉用材料、トリチウム増殖材料及び核変換研究に必要な照射設備の設計
- その他工学的諸問題

(**ORNLにある100MWの高中性子束炉)

このような申し合わせに応じ、かねて協力研究を想定して申請してあった文部省科学研究費の海外学術研究「超高中性子束炉に関する調査及び設計研究」の採択が決まりました。そこで早速、派遣する研究者を選ぶことになりましたが、第一段階では核特性関係の計算が主で基本的炉型(Reference core)の決定を先ず行なうとのことで、京大炉の林正俊さん、東北大工の岩崎智彦さんの2名に行って頂きました。原研もORNLとの独自の協力協定に基づき、土橋敬一郎さんを派遣して頂きました。

第一段階の最重要課題は、ORNLグループの推す、単一炉心(円筒)型と、INELの推す、分割炉心(上下2分割円筒)型の何れを採るかということでした。

京大炉が2号炉の設計に採用した2分割炉心のこともよく調べていて、既に詳しい検討が行なわれていましたが、最終決定までにはなお種々の特性、性能を正確に把握して比較検討することが必要、というわけです。

炉型決定には、単に核特性だけでなく、冷却、すなわち熱水力学特性の検討が特にこのような高中性子束炉では必要で、半年後の1988年3月からは、核特性の阪大の錦織毅夫さんとともに、名大伊藤只行さん、近大研究生望月哲朗さんが加わり、3名が同時に

滞在することになりました。

実は、当初米国側は対等を主張するなら、日本側は少なくとも1/4の寄与をすべきだと言っておりましたので、数を増やすことにしたわけです。ところがエネルギー省の意向としては、次回から日米協力の一般的原則である、派遣研究者の旅費、滞在費は、派遣元の国が負担するという原則で来て欲しいということになりました。

急に方針が変わったので戸惑いましたが、文部省に相談したところ、若干の増額が認められ、7ヶ月滞在の研究者が常時1名はORNLに滞在できることになりました。

その単独滞在の第1例が九大の清水昭比古さんで、1988年9月から89年3月までの予定で滞在中です。清水さんの場合、奥さんと5才3才1才の3人のお子さんを連れての渡米で、さぞかし大変だったと思いますが、1人だけの滞在场合かえって、その方が何かと精神的にはよいのではないかとお見受けしました。

清水さんの次は、89年3月から既に阪大錦織さんが2回目で行っていただきました。

筆者は研究者交代の都度、渡米して、Projectの進捗状況と今後の進め方、派遣研究者の研究課題等について報告を受け討議していますが、率直に言って $10^{16} \text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ という前人未踏の高中性子束炉を作るのは容易なことではないと感じています。毎回1~2名の先生方にも御同行願って、一緒に討議して頂いていますが、恐らく同じような感想をお持ちではないかと思えます。

共同研究に参加した方の仕事については、それぞれの方からの御報告を待つこととし、ここではこの設計が、如何に困難かを示す典型的な具体例を説明しておきます。

まず第一は、基本炉型の問題です。昨年春の段階では一応は上下2分割の円筒(というより断面角型のドーナツ状)型を採ることに決まりました。(図1)

しかし、2分割の最も大きな特長である冷却上の有利さは、1つのドーナツを通して来た冷却水をもう一方のドーナツに入れたいのではほとんど失われてしまうので、中央部から新しい水を入れる必要がありますが、これには図2のようなシェラウドを採ってはどうかと提案しました。この場合かつて経験のない大流量のため(燃料板部分で流速 27 m/s) 予想外の大きな力を生じて、大い構造物は強度的にもたないことがわかってきました。そこで、最近では、図3のように、Offset型にすることが検討され、これが有力となりつつあります。

ところが、そうなりますと、これまでに行なってきた、各種の計算は、すべて新しい炉心に合わせてやり直す必要が生じてきました。

また、このような極限の中性子束を得るには、燃料板表面で最大の熱流束を実現しなければなりません。この場合、燃料板のアルミ被覆表面に生ずる酸化膜による熱伝達率の低下が致命的で、これによって、重大な燃料損傷を引き起こすことが問題となります。この対策について、ORNLで実験を行なっているものの、実験条件等から見てまだ十分とは思えません。

その他、炉物理、炉工学的問題があります。これらは、1994年着工を目標として、詳細設計のかたわら、計算や、実験によって解決していかねばなりません。

大変なことですが、まさに炉物理、炉工学を専門とする者にとって力を発揮する千載一遇の好機とも考えられます。恐らく、一生にこんな機会に出会うことはあまりないと思

ます。

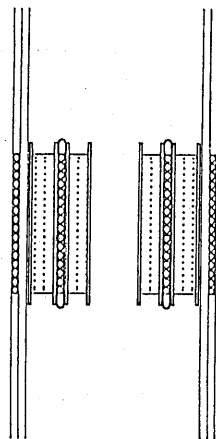
ところが、いろいろな方面にこの共同研究に参加することをお勧めすると、「研究室の仕事が忙しいので」といった理由でお断わりになる例が多いのです。例はあまり適当ではないかも知れませんが、近い方に、「丁度戦争が始まっているのに、訓練が忙しいとか、訓練が完全になるまで待つて欲しいというようなものではありませんか。」と言いました。

自分の研究の意義を言葉だけで宣伝しなくても、こういう時に力を発揮したら本当に周囲から認められると考えます。また、何よりも、架空の現象ばかり扱うのではなく、人類未踏の高性能の研究炉で自分の寄与を実際に試せるということは、この分野では滅多にあることではありません。少々の自信不足は何とでもなります。先生方の御理解の下に多くの熱意ある研究者がこのProjectに参加されることを期待しています。

そしてこのことから、次第にILANSE構想へ進むことができれば、原子力のこの分野でわが国の大学関係で非常に欠けている部分を十分に補う事ができ、わが国の原子力の健全な発展のために一層貢献できると信じています。

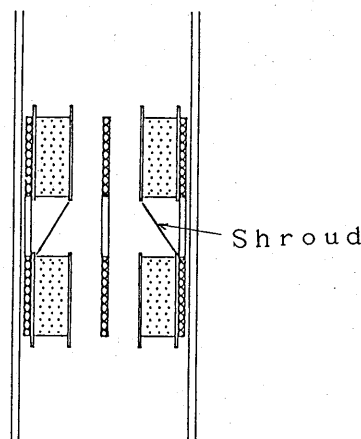
(以上)

(図 1)



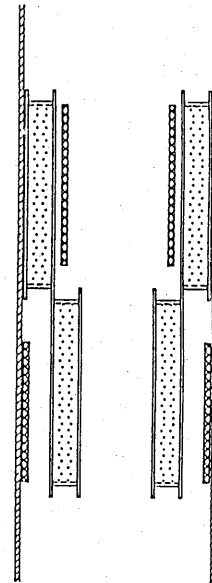
35 LITER
SINGLE CORE

(図 2)



27 LITER
SPLIT CORE

(図 3)



67 LITER
OFFSET CORE

< トピックス 2. >

海外における炉物理研究の現状

大阪大学工学部 竹田敏一

最近開催された炉物理関連の会議を中心として炉物理の興味あるトピックスについて炉心関係を中心にして述べる。対象とした会議は1988年米国 Jackson Hole で開催された炉物理国際会議、同一場所でのアジャストメントに関するNEACRP 専門家会議、1988年12月英国 Winfrith で開催された高速炉制御棒に関する専門家会議であり、その他 ANL, CEA, KfK, PSI を訪問した際に得られた情報から、海外における臨界実験解析、計算法及び実機の運転に関する現状について述べる。

1. 臨界実験・解析

最近、軽水炉関係の臨界実験としては高転換炉関連の研究が精力的に実施され、フランスの EOLE, MINERVE, 及び MELLUSINE 炉では減速材対燃料体積比が 0.5, 0.7 及び 2.0 の格子の炉物理特性の基礎的実験、PWR の照射済み燃料中の核分裂生成物の捕獲断面積の実験等が実施された⁽¹⁾。またスイス、PSI での稠密格子に関する PROTEUS フェーズ II 実験が実施され⁽²⁾、PSI とロスアラモス研究所で共同開発した AARE コードシステムによる解析がなされた⁽³⁾。

高速炉関係では、ANL の ZPPR で軸方向非均質炉および均質大型炉 (110 万 kW クラス) を模擬した ZPPR-17, 18, 19 で、宇宙炉を模擬した臨界実験が ZPPR-16, 20 で、金属燃料の臨界実験が ZPPR-15 で行われ、その解析が行われている。

金属燃料炉としては GE 社が提案した PRISM 炉が米国の次期検討炉心として採用されたことにより、その研究開発は進行中で、金属燃料炉の燃料特性を把握するため、断面積のアジャストメント研究、固有安全性を確かめる上で重要なフィードバック反応度の測定が実施されている。フィードバック反応度としては、ドップラー反応度のほか炉心の軸方向および径方向膨張反応度が重要となるため、ANL の Schaefer 等は ZPPR 装置を用い軸方向および径方向膨張反応度の測定を行う方法を導出し⁽⁴⁾、解析値と比較した。

大型高速炉では核的ディカップリングが特有な問題点となる。核的ディカップリングの1つの研究テーマとして空間高調波固有値を調べる方法がある。基本モード固有値と高次 (通常1次) 固有値の差はディカップリングが強いほど小さくなる。この空間高調波の固有値を測定する方法が、ANL, 日本から提案され⁽⁵⁾⁽⁶⁾、ZPPR の高次空間高調波の固有値を測定している。

実験に対する国際比較として、MASURCA 装置を用いた反応率測定の比較 (IRMA 計画) が実施された⁽⁷⁾。²³⁸U 捕獲/²³⁵U 核分裂比 (C8/F5) に対する UKAEA, KfK, CEN, ENEA, CEA, PSI, ANL の結果の標準偏差は 3.4% あり、統計誤差が存在していることを示した。

2. 計算法

最近の計算法としてのトピックスとしては、軽水炉の出力分布を精度よく予測する近代ノード法の開発、感度解析法の開発、動特性計算法の開発、3次元輸送計算法（モンテカルロ法も含む）の開発が挙げられる。

2. 1 近代ノード法の開発

近代ノード法の説明は参考文献(8)に詳細に記しているのでここではその説明は省くが、近代ノード法の特色は次の3点である。

- (1) 3次元体系をノードに分離し、各ノード表面で不連続因子を導入することにより燃料集合体の均質化を許す。このため、従来のノード法で用いられたフィッティングパラメータが不用となる。
- (2) 3次元体系の各1次元方向の拡散方程式を残りの方向の中性子もれを取り入れて解く。このため、計算時間が短縮される。
- (3) 燃料体を均質化した3次元拡散計算の後、求めた燃料集合体内のピン出力を非均質効果を取り入れて計算することが可能である。

このような有利さのため、近代ノード法は軽水炉の炉心計算に米国ではしばしば適用されている。近代ノード法の精度・計算時間を決めるのは、1次元計算の際にいかにか横方向のもれを考えるのか、このもれを含む拡散方程式をいかに解くかである。

K. Smithは軽水炉炉心計算法として横方向中性子もれの分布を2次多項式で近似し、ノード内を4次多項式で近似する方式を採用し、3次元炉心解析コードSIMULATEを作成した⁽⁹⁾。このコードは種々の軽水炉に適用され、ピン出力も含めその精度は十分検証されている。また、最近Westing HouseのChao等は2群拡散方程式の非常に速い解法を考案した⁽¹⁰⁾。この方法は2群問題をまず高速群のみの1群方程式に変換し、中性子束分布を均質系のグリーン関数を用いて解く。各燃料集合体が異なる効果は中性子ソース項として取り扱う。この方法は計算時間が従来のノード法の1/100になると強調している。

高速炉に対しては六角形状の燃料集合体を取り扱わねばならず、軽水炉体系に比べると解法が複雑となる。最近、KWUのWagnerが3次元ヘキサ-Z体系用の輸送及び拡散ノード法に基づく炉心計算コードの開発・適用性について発表し⁽¹¹⁾、横方向の漏れは、2次の多項式で近似している。ANLで開発されたノードコードDIF3D-NODALと比較すると、誤差は少なく計算時間も短い。

2. 2 感度解析法の開発

炉心特性を精度よく予測するためには、用いた断面積により炉心核特性量にどれだけの誤差が生じるかを把握しなければならず、感度解析が必要となる。

感度を計算するには一般化摂動論が適しているが、一般化中性子束及び随伴一般化中性子束と呼ばれる量の収束がよくない場合がある。この問題を解決するため、Gandini等によ

り等価一般化摂動論が提案され⁽¹²⁾、フランスCEAでの感度係数計算にはこの方式が採用されている。

また、断面積アジャストメントに関する研究もさかんである。Jackson Holeでの断面積アジャストメントに関する専門家会議で発表されたアメリカとフランスの研究内容を述べる。

アメリカではANLを中心として最近、断面積アジャストメントが精力的に行われている。これは、これまでの酸化燃料を用いた臨界実験データから金属燃料炉の炉心特性、特に燃焼特性を正確に予測するためである。断面積調整ではENDF/B-V Version 2 から作成した21群断面積を調整の対象として考えている。積分データとしては中性子スペクトルに関してはJzebel及びGodivaのような硬いスペクトルを持つ炉心からZebrar-8A、8Fのような軟らかいスペクトルの炉心まで、核分裂性Puの装荷量に関しては6kg Flat top-PuからZPPR-13Cの2491kgの炉心まで、また均質炉心のみならず非均質炉心まで28個の広範囲の炉心を考えている。これより約300個の積分データを断面積調整に用いている。使用した積分データの妥当性および調整された断面積の妥当性、適用性を調べるためのチェックも行っている。

フランスでは調整済みライブラリーCARNAVAL-IVのFBR設計上重要な燃焼反応度損失等に対する精度を検証するため、燃焼特性に対する以下の基礎積分実験を実施した。

- 1) MAZURCA装置を用いたBALZACプログラムのHI (heavy isotope) 実験
 ・ ・ ・ 標準中心燃料ゾーンを異なるPuベクトルの燃料と置換し反応度を測定 ・ ・ ・
- 2) Phoenix炉における純粋なアイソトープの照射実験 (PROFILプログラム)
- 3) Phoenix炉における6サイクル照射したMOX燃料ピンの組成を測定したTR-APUプログラム

このデータより、CARNAVAL-IVの問題点が指摘された。

2. 3 動特性計算法の開発

米国では数十万kw電気出力クラスの小型金属燃料炉の安全性を検討するため、スクラム動作がないと仮定した場合の制御棒引き抜きによる出力上昇、冷却材喪失時及び熱除去がない場合の過渡特性の解析が行われている。金属燃料は熱伝導がよいため、酸化燃料炉心に比べ燃料溶融が起こりにくいことが報告されている。Wadeはこの安全性が大型炉でも成立する見込みであることを反応度バランスの面から報告している⁽¹³⁾。しかし、大型炉ではフラックス・ティルトの問題があるため、空間依存動特性解析を行う必要がある。

空間依存動特性解析コードとしては、これまで多くのコードが開発されてきた。軽水炉での最近の動特性コードとしてはWesting-Houseが開発したSPNOVA-Kがある⁽¹⁴⁾。このコードは、中性子束の空間分布は先に述べた近代ノード法を用いて解き、時間依存性は即発跳躍近似を発展したSCM (Stiffness confinement method) により解く方法で、時間ステップ幅を大きく取っても誤差が少ない。高速炉動特性コードとしては2次元のFX2コード、3次元のIBISコードが開発されているが、SPNOVA-Kコードのようなより使い易く信頼性のあるコード作成が

望まれる。

2. 4 多次元輸送計算法の開発

多次元輸送計算法として近代ノード法を用いたコードのほか、多数のコードが作られている。フランスではCCRRコードシステムが炉心計算、遮蔽計算、臨界実験解析、安全関連炉物理研究に用いられているが、この中の輸送計算コードはBISTROと呼ばれる2次元 S_N コードである⁽¹⁵⁾。このコードは内側反復に日本で開発された3次元 S_N コードと同じ拡散合成法を用いている。加速法としてはSLOR、ADIを用いおり、その収束性はよい。3次元輸送コードとしては、オークリッジ研究所で開発されたDOTの3次元版TORTが開発されているほか、ANLでもDIF3Dの輸送計算バージョンがある。

最近の傾向としてモンテカルロ法により3次元輸送を正確に取り扱う動きがある。モンテカルロ法は集合体内の非均質効果をそのまま取り扱えるので、制御棒集合体内の各ピンごとの $^{10}\text{B}(N, \alpha)$ 反応等による発熱分布の詳細解析にも適しており、実機の設計計算にもモンテカルロ法が考えられるようになってきた。IspraのH. Riefによりモンテカルロ摂動コードKENEV Rの完成がアナウンスされた⁽¹⁶⁾。これは、KENO-IVを基にして計算方式としては、相関飛跡法または微分量サンプリング法を採用し、加重サンプリング法を併用することにより多様な摂動による反応度計算に対処できるようになっている。

フランスではサックレーでTRIPOLIとTRIMARANといったモンテカルロコードが活発に開発されている⁽¹⁾。TRIMARANはAPOLLOライブラリーを使って臨界安全性を解析するコードである。一方、英国ではWinfrithで最近モンテカルロコードMAXが開発され、AGRでの燃料集合体の微細構造を考慮する上でその有効性が確認された⁽¹⁷⁾。

3. 実機原子炉の特性試験・運転経験

Jacksonでの1988年炉物理国際会議ではスーパーフェニックスの性能試験による臨界性、制御棒価値、反応率分布のデータ解析及びフィードバック実験解析結果が発表された⁽¹⁸⁾⁽¹⁹⁾⁽²⁰⁾。

臨界性に対する実験と計算の一致は満足いくものであった。計算の際には燃料集合体内のピン非均質構造、ラッパー管非均質構造のいわゆる二重非均質性を考慮し、それによる自己遮蔽、格子内中性子束分布及び中性子ストリーミング効果を取り入れた。さらに、計算ではCARNAVAL-IVデータを用いており、このデータ使用による補正を施している。これは、種々の中性子スペクトルをもつ臨界炉心に対し、計算値と実験値との差を $\gamma = \nu \Sigma_f / \xi \Sigma_s$ なるパラメータの関数として用意しておき、スーパーフェニックスの計算にバイヤスとして用いる方法である。

一方、制御棒反応度に関しては実験値と計算値との一致は良くない。MASURCA臨界装置での実験と計算の一致がよかったのと対照的である。このため、計算法と断面積の

検討が制御棒非均質性、感度解析の面から精力的になされている。

スーパーフェニックス炉のフィードバック反応度の測定は、ドップラー反応度係数、温度係数及び出力係数、反応度変化による過渡特性、出力上昇による反応度変化及び燃焼特性が測定され、計算値との比較が行われた。各種反応度係数に対し測定値と計算値との一致がよいのが印象的であった。

参考文献

- (1) M. Darrouzet, M. Salvatores, " Reactor Physics Activities in France ", Proc. 1988 International Reactor Physics Conference, Jackson Hole, Wyoming (1988) . (IRPC).
- (2) R. Seiler et al., Nuclear Technology, 80, (1988).
- (3) S. Pelloni et al., " Analysis of PROTEUS LWHCR Phase II Experiments Performed Using the AARR Modular System and JEF Based Libraries, IRPC.
- (4) R. Schaefer, " Critical Experiment Tests of Bowing and Expansion Reactivity Calculations for LMRs ", IRPC.
- (5) S. B. Brumbach et al, NSE, 98, 103 (1988).
- (6) T. Sanda, private communication (1989).
- (7) W. Scholfyssek et al, " IRMA : Interlaboratory Comparison of Fission and Capture Rate Measurement Techniques at MASURCA ", IRPC.
- (8) 竹田 " 軽水炉における新しい出力分布計算法 ", 原子力工業, 33巻, 6号, 58 (1987).
- (9) K. Smith, " Spatial Homogenization Methods for Light Water Reactors ", Thesis, Department of Nuclear Engineering, MIT, Cambridge, MA (1980).
- (10) Y. A. Chao, J. A. Penkrot, Trans. Am. Nucl. Soc., 55, 583 (1987).
- (11) M. Wagner " Three-Dimensional Nodal Diffusion and Transport Theory Methods for Hexagonal-Z Geometry ", IRPC.
- (12) A. Gandini et al, Ann. Nucl. Energy, 13, 3, 109 (1986).
- (13) D. Wade, E. Fujita, " Trends vs. Reactor Size of Passive Reactivity Shutdown and Control Performance ", IRPC.
- (14) Y. Chao, P. Huang, " Theory and Performance of Fast-Running Multi-Dimensional PWR Kinetics Code, SPNOVA-K ", IRPC.
- (15) G. Palmiotti, Private Communication (1988).
- (16) H. Rief, " KENEVR-A Monte Carlo Program for Perturbation Analysis in a Multiplying System " IRPC.
- (17) D. Thornton, " Status of Reactor Physics in Great Britain ", IRPC.
- (18) J. Gourdon, " SUPER PHENIX 1 - Test and Startup Experiments : Status of the Analysis ", IRPC.
- (19) J. Cabrillat et al., " Methods and Data Development from the SUPER PHENIX Start-up Experiments Analysis ", IRPC.
- (20) M. Vanier et al., " Reactivity and Feedback Coefficients Measurements Carried Out During Commissioning of SUPER PHENIX ", IRPC.

昭和63年・年会

<「核データ・炉物理」合同会合講演要旨 1.>

TRU消滅処理と核データ—核分裂炉

(原 研) 高野 秀機

1. はじめに

核燃料サイクルを完成させるための最も大きな問題の一つは照射済み核燃料の再処理によって発生する高レベル廃棄物 (HLW) を安全に管理することである。HLWに含まれる核分裂生成物 (FP) に対してはTc-99, I-129, Cs-135, Zr-93などを除けば短寿命核種が殆んどて半減期は100年以下である。一方, α -放射体の超ウラン元素 (TRU) では半減期が数百年以上のものが多く, Np-237では約200万年, Am-243では約8000年である。この地質年代的な時間は, 隔離のための人工バリアや地質安定性予測可能期間を考えると, 遠い未来の子孫に責任がもてない。従ってこれらの長半減期をもつFPやTRU核種を核反応を利用して短寿命核種に変換することは, HLWの最終処分を工学的に可能にし, 潜在的有害性を大きく低減させ, 原子力利用のコンセンサス形成に大きく貢献する。

ここでは核分裂炉を用いたTRU消滅処理法の現状と核データに関する問題点を紹介する。

2. TRU核種の生成・崩壊と消滅

主要なTRU核種の半減期及び生成と崩壊のチェーンをFig.1に示す。

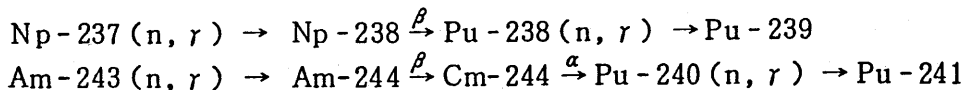
Np-237はU-235 (n, γ) とU-238 ($n, 2n$) 反応過程で生成されるものが主であるがAm-241の α -崩壊からも生じる。軽水炉ではU-235 (n, γ) 経路が主で, 高速炉ではU-238 ($n, 2n$)とAm-241の α -崩壊から生成される。

AmとCmの生成はU-238 (n, γ) を起点としたPu-241の β -崩壊系列に属している。

軽水炉ではNp-237が高速炉ではAm-241が多く生成される。33Mwd/kg燃焼させた使用済燃料1トン当り約1kgのTRUが生成される。これは発電炉1基当り年間約30kgのTRU生成となる。

HLWの隔離期間を1000年とすると, Fig. 1から分るようにNp-237とAm-243が特にTRU核種では問題である。この2核種を核反応により消滅させるには次のようなパスが考えられる。

- (1) 核分裂反応により直接FPにする。これらの核種は閾値核分裂反応であるため硬い中性子スペクトルをもつ高速炉やTRU専焼炉が有利である。
- (2) Pu核種に変換して核分裂反応でFPにするか燃料として有効に利用する。



これらの核変換を行うには軽水炉や高転換軽水炉等の熱中性子炉が有効である。

(3) 有効利用。上述のようにNp-237とAm-243はPu-238とCm-244に、Am-241はCm-242に変換して熱源として有効に利用しつつ、自然崩壊により消滅させる。

TRUの生成量は炉型(中性子スペクトル)や燃料組成に強く依存している。Fig.1から分るようにトリウム燃料を用いればTRUは殆んど生成されない。将来はTRU消滅の観点からもトリウム炉の開発は有望である。

3. 核分裂炉によるTRUの消滅

消滅処理が正当化されるためには、消滅処理によりリスクが減少すること、処理に要するエネルギーがTRU生成時に放出されるエネルギーよりずっと小さいこと、消滅処理速度が自然崩壊速度やTRU発生速度より大きいこと、そして経済的に成立し得ることが必要である。

消滅処理に適した原子炉の条件として、処理速度を高くするために高中性子束レベルであること、TRUのリサイクル回数を減らし炉外取扱いによる回収もれ及びリスクを少なくすること、直接核分裂により消滅させる割合を増加させるには硬い中性子スペクトルが有利である。Fig.2には消滅処理速度と高中性子束レベル及び硬スペクトルの関係をNp-237を例にして示す。LMFBRはMOX燃料の大型高速炉、Xは核分裂スペクトルを仮定した核分裂による最大の消滅処理速度である。ABMRはTRU専焼炉の一例でLMFBRとXとの中間である。

3.1 発電炉を用いた消滅処理

現在運転中の原子炉を用いてTRUの消滅が可能であれば、自から生成した廃棄物を自から消滅するのであるから、最も好ましい方法といえる。この場合の重要な制限条件は、発電炉の運転特性、燃焼率、反応度、線出力、出力空間分布などに大きな影響を与えないことである。

TRUリサイクルには、TRUを発電炉の燃料ペレット中に均質に混ぜる均質リサイクルとTRUの特殊燃料ペレットまたは集合体を炉心に混入する非均質リサイクルが考えられる。

3.1.1 軽水炉によるTRUの消滅

均質リサイクル方式ではTRUの混合量が0.1~0.2%以下ならば運転特性への影響は少なく、技術的困難もないが、高位のアクチノイドCmやCfの生成率が大きくなり、中性子放出率が増加する問題がある。

ここでは、Fig.3, 4と5に大変興味ある結果を示す⁽¹⁾。これらの図で、SRAC-FPGSで示されている結果は各炉型での標準燃料組成による結果である。VHBPWRは20%のPuを含むMOX燃料超長寿命型軽水炉⁽²⁾であり、HCPWRは高転換軽水炉である。これらの各燃料にTRU(Np, Am, Cm)を均質に混合した場合の燃焼反応度変化がTRUの混合割合と共に比較されている。PWRでは0.2%が燃焼率変化の限界と思われる。しかし超長寿命型(VHBPWR)では非常に興味ある結果が観察される。TRUを1.5%混合できると共に、初期の余剰反応度を10% $\Delta k/k$ も大幅に減少させることが可能であることである。これはTRUが燃焼初期ではバーナブル・ポイズン(GdO₂)の役をし、燃焼と共にNp→PuにAm→Cm等の核分裂性核種に変換されて正の燃焼反応度を与え、反応度変化を非常にゆるやかにして

いる。TRU核種が炉制御に大きなプラスの効果をもたらすことになる。これはTRUを非常に有効に消滅させ得る方法である。その上この炉型ではサイクル長が2300日と長く、リサイクルによるリスクを大巾に減少させることが可能である。このタイプの炉を開発することはTRU消滅処理の観点からも重要な意味をもつといえる。

Fig.5には現在、日本及びヨーロッパで盛んに研究されている高転換軽水炉(HCPWR)での解析結果を示す。この炉でもVHBPWRの場合と同様に初期余剰反応度を減少させ、燃焼反応度変化をゆるやかにすることが可能である。

PWR等では90トン近い装荷量が必要であり0.1%のTRU混合率でも90kgのTRUが装荷できる。HCLWRやVHBPWRは更に多くのTRU混合が可能であり、発電炉1基当たり1年間で生成される約30kgのTRUの処理の可能性は十分考えられよう。

3.1.2 高速炉によるTRUの消滅

高速炉は軽水炉に比べ、中性子スペクトルが硬く、中性子束レベルが高い特徴がある。中性子束レベルが高いことはTRU消滅には有利であるし、硬い中性子スペクトルもTRUを直接核分裂反応で消滅させる可能性をもつといえる。しかしTRU核種の多くは閾値核分裂反応であり、核分裂断面積が小さく、スペクトルも十分に硬い必要がある。但し、軽水炉よりスペクトルが硬いためTRU核種の共鳴の自己遮蔽効果は小さくなり、多量のTRUを装荷できる。

Fig.6と7には、大型MOX燃料高速炉と金属燃料高速炉⁽³⁾にTRUを均質に燃料に混合した場合の燃焼反応度変化を示す。

MOX燃料型高速炉では軽水炉と同様初期の余剰反応度を減少させるが、燃焼と共に大きな正の反応度を与えTRUを20%装荷する例では反応度変化が非常にゆるやかになり長寿命型高速炉の開発が可能となる。また、TRU装荷量が18%と20%とでは反応度への影響は殆んど変わらない。これは共鳴の自己遮蔽効果のためであり装荷量20%以上は意味がないが、燃料成立性の観点から20%ものTRUが混合できるかは疑問である。この炉型でもTRUは燃焼反応度変化をゆるやかにし、燃料として非常に有効である。

金属燃料高速炉では中性子スペクトルがMOX燃料型よりも非常に硬くなる。そのため、Fig.7に示すようにTRUは燃焼初期から正の反応度をもっている。従ってTRUの装荷量は今までの軽水炉やMOX型高速炉と異なり、TRU装荷による正の反応度変化を考慮した設計で決定されるようになる。この金属燃料高速炉ではTRUは燃料であり、Pu富化度の減少、即ちPu燃料の節約になる。

これまではTRUを燃料に均質に混合する均質リサイクルについて論じてきたが、TRUのみの燃料集合体を炉心に装荷する非均質リサイクルも検討されている。^{(4),(5)} この方法での問題は、TRU燃料と通常燃料集合体間での熱出力マッチングがあり、それを解決するために中空ペレットや希釈剤の混合が研究されている。更にTRUのみの燃料とすると酸化物(AmO₂, CmO₂)でも金属でも熱伝導率がウランの約 $\frac{1}{3}$ と小さく融点もかなり低いこと、及び希釈剤と

して酸化マグネシウムを用いるとその黒化現象などによる FCCI (Fuel-Cladding Chemical Interaction) など大きな問題がある。

以上述べてきたように軽水炉でも高速炉でも TRU を有効に利用して消滅させ得る可能性が、特に新型炉では十分に存在する。しかし大量の TRU を発電炉で使用するため、燃料の加工、再処理、運送等取り扱い全般に放射線遮蔽追加、遠隔操作、除熱対策等が必要になり、核燃料サイクル全体が複雑になるという問題が考えられる。

3.2 TRU 消滅処理専用原子炉 (専焼炉)

発電炉利用上の問題点を解決するため、再処理工場に隣接した TRU 消滅処理専用原子炉の導入が考えられる。TRU 燃料を主体とした専焼炉の本格的な設計研究は原研の大杉らによって始めて検討された。⁽⁶⁾ アクチノイド酸化物を酸化マグネシウムで希釈した燃料を用い、ヘリウム冷却による 1000 MW クラスの TRU 専焼炉であったが酸化物のため中性子スペクトルが軟いことや、前述した低い熱伝率や黒化現象等の問題があり、TRU 消滅効率は年間約 7% であった。しかしこれにより TRU 燃料を主とする原子炉の設計が可能であることが明らかにされた。

Fig. 6 と 7 から分るように金属燃料を用いた方がスペクトルが硬く、TRU が正の反応度をもつことから、TRU 専焼炉としては金属燃料が有利である。このため TRU からなる金属燃料 (Np-Zr, Am-Cm-Y) 専焼炉の設計が研究された。⁽⁷⁾

金属燃料専焼炉は中性子スペクトルが非常に硬いことを示すために Table 1 に TRU 核種のスペクトル・インデックス (σ_f/σ_c) の値を各炉型で比較した。例えば Np-237 を見ると TRU 金属燃料専焼炉 (ABMR-BP) は MOX 型 (FBR) より 5 倍、金属燃料型 (MFBR-BP) より 3 倍、そして大杉らの He-冷却 TRU 専焼炉より 2 倍 σ_f/σ_c 値が大きく、これだけ消滅処理に適しているといえる。現在設計されている TRU 金属燃料専焼炉の年間当りの消滅効率は約 10% である。これは TRU 燃料の熱伝導率が悪く (ウランの半分以下) 比出力が大きくとれないことが大きな原因となっている。

3.3 核設計上の問題

専焼炉でも TRU 燃料集合体を装荷する非均質炉でも同様であるが、燃料は TRU が主であるため、核データ、物性データ、燃料組成データのもつ不確かさが大きく核設計等に及ぼす影響は重大である。

- (1) 核データ: U-235 や Pu-239 に比べると Np, Am, Cm のもつ核データの不確かさは非常に大きい。特にスペクトルが硬くなると閾値をもつ核反応 (σ_f , σ_{in} , $\sigma_{n,2n}$) が重要になり、不確かさは増大するし、 ν -値の不確かさも大きい。一例を Table 2 に示す。これは評価済み核データ間の TRU 専焼炉での増倍係数の比較であるが、(Am-Cm) 領域では JENDL-2 と ENDF/B-IV では 20%, ENDF/B-V では 15% $\Delta k/k$ もの極めて大きい差を生じる。また核分裂生成率データや動特性パラメータ (λ , β) のデ

ータも不足しており、核データの測定及び評価の精度向上はTRU消滅計算には極めて重要な問題である。

- (2) 物性データ：前述したようにTRUを組成とする燃料は熱伝導率が悪く、融点も低いと予測されるが、高温及び燃焼状態でのデータは皆無であり炉心性能（出力密度や中性子束レベル）を制限し、TRU消滅量の予測を困難にしている。
- (3) 燃料組成データ：軽水炉や高速炉から生成される主要TRU核種の中でも、AmとCmの生成量の評価にはかなりのバラツキがある。その一例をFig. 8に示す。これはPWRの燃焼解析を行ったものであるが、SRAC-FPGSとORIGEN-2の計算結果の差は大きい。また冷却期間の取り方や群分離効率の考え方によっても組成比は大きく変わってくる。更にこの組成比は燃料の成立性、加工・製作上にも大きな影響を及ぼす。Pu-238、Cm-242やCm-244は発熱量が大きく燃料製作上はできるだけ少ないことが必要とされる。

4. おわりに

核分裂炉（軽水炉、高速炉、専焼炉）を用いてのTRU消滅の可能性について述べた。軽水炉でも高転換炉、さらには超長寿命型軽水炉を用いると、TRU核種はU-238よりも非常に優れた親物質燃料として作用し、余剰反応度を抑えて高燃焼度が得られ、一石二鳥以上の有効利用の可能性を明らかにした。高速炉でもTRUは燃料として十分優れており、特に金属燃料高速炉ではPu富化度が低減できることを示した。しかし発電炉を用いる場合は、TRUの輸送、分散、リサイクル数の増大等によるリスクの増加が生じる問題がある。その点、再処理施設に隣接したTRU専焼炉の導入は上述の問題を軽減し、TRUの消滅効率を高める可能性がある。

膨大なエネルギーを使って生成した希少なTRU核種の消滅は、そんなに急ぐ必要はないかも知れない。医学、バイオテクノロジーなどハイテク社会での種々の有効利用に、当然、長寿命型熱源として（Pu-238、Cm-242、Cm-244）、北国で、あるいは宇宙の彼方で発電炉としての利用、かっこいい日本人の出現を望む。後世の人に何んともったいないことをしてくれたといわれそうな気がする。まして核融合や加速器を利用したTRU消滅はそれら本来の開発目標から離れすぎているように思える。

参 考 文 献

- (1) H. Takano: to be published in JAERI-M report.
- (2) H. Ichikawa, Y. Naito and H. Takano: "A Very High Burnup Pressurized Water Reactor with Highly Enriched Plutonium Fuel Assemblies Using A Spectral Shift Concept," Reactor Physics Conference, Jackson Hole, Wyoming, 1988.
- (3) T. Hiraoka, K. Sako, H. Takano and M. Osakabe: "A High Breeding Fast Reactor with A New Concept of Metallic Fuel Assemblies," *ibid*, 1988.

- (4) E. Schmit et al. "Assessment Studies on Nuclear Transmutation of By-Product Actinides," ISPRA, S.A./ I.05.03.83.13 (1983).
- (5) L. Koch, "Formation and Recycling of Minor Actinides in Nuclear Power Stations," Handbook on the Physics and Chemistry of the Actinides, 1986.
- (6) T. Ousugi, H. Yoshida and R. Tanaka; "Conceptual Design Study on Actinide Burning Fast Reactor," JAERI-M 83-217 (1983).
- (7) T. Mukaiyama, H. Takano, T. Ogawa, M. Osakabe and T. Takizuka: "Conceptual Study of Higher Actinide Burner Reactors," Reactor Physics Conference Jackson Hole, Wyoming, Sept. 1988.

Table 1 Comparison of fission to capture ratios

Nuclide	FBR	GCFR	MFBR -BP	MFBR -TS	He- ABFR	ABMR -BP	ABMR -TS	ABMR -PB
Np-237	0.16	0.25	0.30	0.36	0.42	0.95 (0.63)	1.00 (0.68)	0.65
Pu-238	1.17	1.60	1.81	2.03	2.14	3.12	3.19	2.54
Pu-239	3.10	3.76	5.28	6.16	4.98	9.61	9.87	7.01
Am-241	0.13	0.22	0.21	0.24	0.37	0.66	0.70	0.48
Am-242 m	7.69		8.31	8.52		9.77	9.90	
Am-242 g	5.22		5.73	5.84		6.22	6.29	
Am-243	0.12	0.25	0.21	0.25	0.48	0.75	0.80	0.51
Cm-242	0.71	0.62	1.31	1.54	0.62	3.83	4.02	2.75
Cm-243	13.3		19.1	21.7		31.7	32.4	
Cm-244	0.60	0.55	1.12	1.31	0.90	3.02	3.16	2.25
Cm-245	13.2		16.8	18.0		22.3	22.6	

FBR : 大型高速炉 (Na-冷却, MOX燃料)
 GCFR : ガス冷却高速炉
 MFBR-BP : バンドル型金属燃料高速炉
 MFBR-TS : チューブ・イン・シエル型金属燃料高速炉
 He-ABFR : He-冷却アクチノイド専焼炉 (AcO₂-MgO)
 ABMR-BP : バンドル型金属TRU燃料専焼炉
 ABMR-TS : チューブ・イン・シエル型金属TRU燃料専焼炉
 ABFR-PB : ガス冷却粒子TRU燃料専焼炉

Table 2 Comparison of multiplication factors

nuclear data	k-eff	k-infinity	
		Am-Cm-5wt% Y	Np-20wt% Zr
JENDL-2	1.069	1.465	1.155
ENDF/B-V	0.998	1.319	1.207
ENDF/B-IV	0.971	1.274	1.237

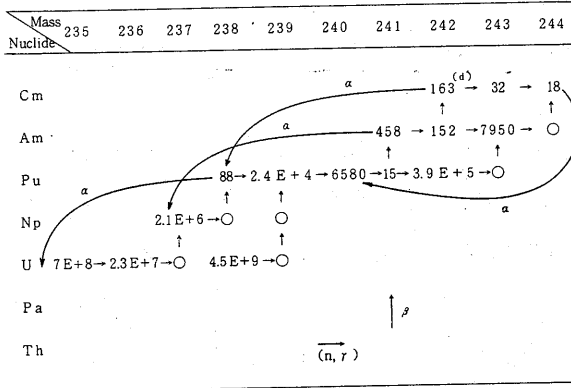


Fig. 1 Half life (year) and buildup-decay chain scheme for the TRU nuclides

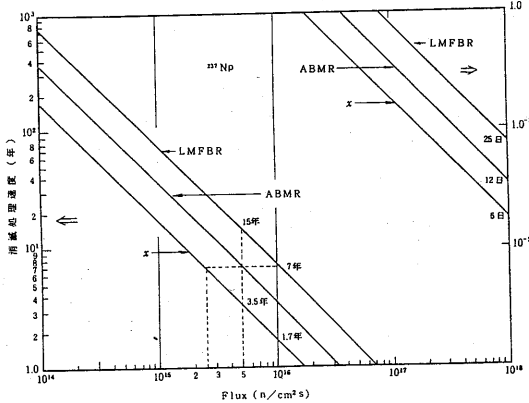


Fig. 2 核分裂反応による Np-237 の消滅処理速度の中性子束レベルとスペクトル依存性

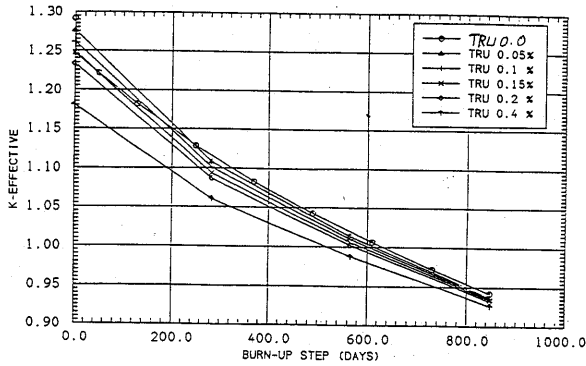


Fig. 3 TRU混合割合による実効増倍率の変化の比較 (PWR炉)

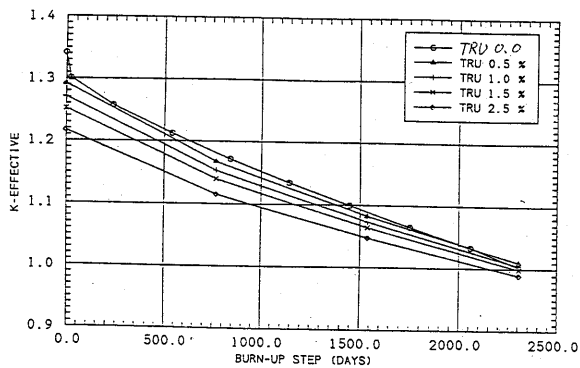


Fig. 4 TRU混合割合による実効増倍率の変化の比較 (VHBPWR炉)

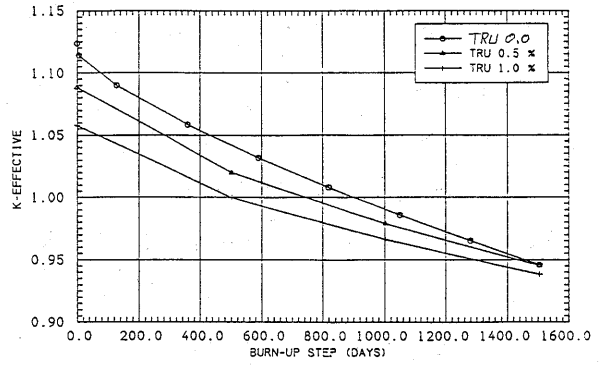


Fig. 5 TRU混合割合による実効増倍率の変化の比較 (HCLWR炉)

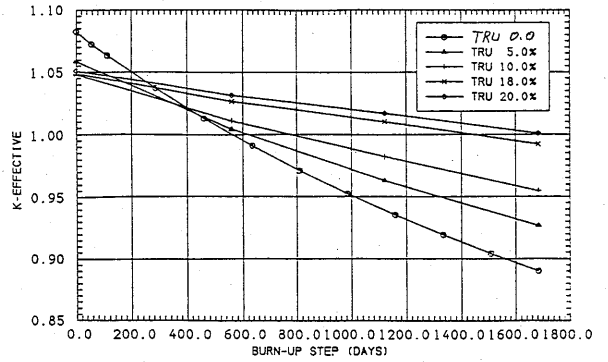


Fig. 6 TRU混合割合による実効増倍率の変化の比較 (大型MOX高速炉)

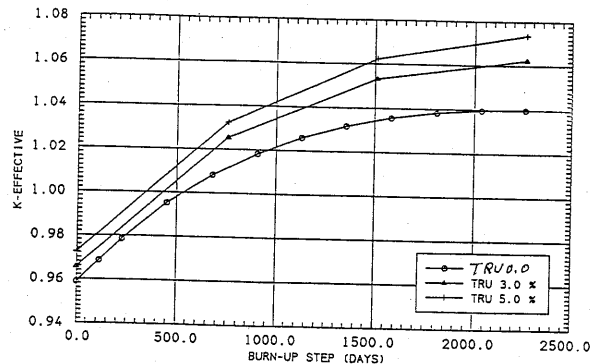


Fig. 7 TRU混合割合による実効増倍率の変化の比較 (金属燃料高速炉)

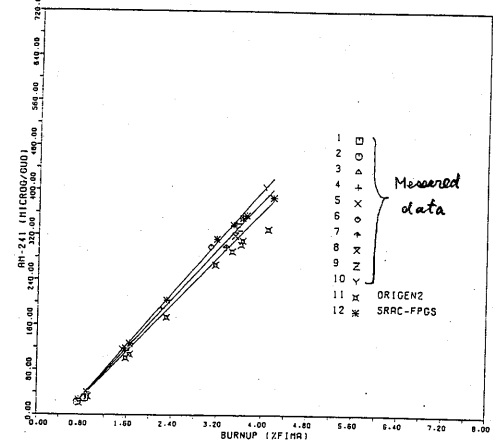


Fig. 8 Comparison of Am-241 build-up rates calculated by SRAC-FPGS and ORIGEN-2 codes for PWR assembly.

1. はじめに

再処理施設からの高レベル廃液に含まれるTRUおよびFPを照射消滅する研究は最近大きな関心が寄せられている。TRUの放射線毒性は数10万年以上にわたって続くがFPの毒性は200年程度で極めて小さくなる。従って、TRUの照射消滅はTRUをFPに変換することと同義であると云って良い。ここでは、核融合炉、FBRでTRUを照射した場合について特に炉物理、核データ、放射線毒性の見地から核種変換、消滅のポイントを考察する。勿論、消滅処理の実現には群分離、燃料の成立性、材料、熱的データなどの新しい技術開発やデータを必要とし、コストの問題もあろう。しかし、ここではアクチニド殺しの炉物理に専念しよう。従ってここでの考察は、いわば消滅のmaximum effectを見ようとするものである。目標は、少数の消滅炉で第2再処理プラントからの年間約1トンのTRUを消滅させ、且つ消滅後の放射線毒性を1000年程度の保管で天然ウランの毒性以下にすることである。それがもし可能ならばコストは問題でない。

本報告では紙面の都合もありとくに数値データ、図についてはかなり省かざるを得なかったが、データのより詳細は[核データニュース]No. 31(1988, 10月)に掲載しているので御参照ありたい。

2. 消滅処理の基礎

TRUとFPを再処理後の高レベル廃液から群分離(partitioning)し、強力な放射線場で照射変換(transmutation)させることを米国の最近のレポート(1)ではP-Tと略称している。照射消滅は1970年代に米国で広範に研究された。EPR Iでの核融合炉およびFBRでの研究(2)では、有効な消滅のためには、照射中性子束を現実的な値より10倍程度大きくすることが必要であることを結論している。また、有用な同位元素まで消滅させてしまうこと、照射用燃料ピン製造時の作業者の被曝などを考慮すると、コストは別としても消滅処理が必ずしも利点だけではないことも指摘された。米国では再処理計画を中止したため、この線のより現実的な研究はストップしたが基礎研究は依然として行われている。ちなみに、再処理、照射消滅、有用なアイソトープの抽出と生産を組み合わせたCUREプロジェクト(Clean Use of Reactor Energy)が最近提案されていると聞く。欧州ではTRUピンの照射実験が行われてをり、日本でも今後のpublic acceptanceの要請にも備えて研究が開始されている。

さて、上記のEPR Iの結論は基本的には現在も成り立っていると考えられるが、その計算に用いられている核データは現在の知識から見て著しくずれているものがある。放射線毒性評価もMPCに基づいてをり、最近のALI基準で評価し直す必要がある。ここで述べるEPR Iの追試的計算はこれらについての新しいデータを用いて消滅の論理を確かめることを目的としている。

高レベル廃液の組成

軽水炉からの使用済み燃料を再処理した場合、ウラン、プルトニウムの大部分は抽出され、高レベル廃液の主成分は、0.5%の残存U, Pu, 3%のFPおよび0.1%のNp, Am, CmなどのMinor Actinide (TRU)である。紀元2000年に運転開始する第2再処理プラントでは、年間800トンの燃料(100万kWe軽水炉約25基分)を処理する計画となっているので、年間800kgのTRUが出来る。Table 1に、3%濃縮ウランの軽水炉で40GWD/tonの燃焼後、3年冷却で再処理した場合の、燃料1トンあたりの廃液の主成分を示す。

長寿命FPは半減期100年以下のKr-85(10.7y), Sr-90(29y), Cs-137(30y), Sm-151(93y)と、半減期10万年以上のZr-93(1.5×10^6 y), Tc-99(2.1×10^5 y), Pd-107(6.5×10^6 y), I-129(1.6×10^7 y), Cs-135(2.3×10^6 y)の2種類にはっきりと分かれる。従って、FPの放射能は200-300年の貯蔵冷却で殆ど消失し、非常に長寿命の極く弱い放射能だけが残る。しかし、Tc-99, I-129は、長期処分のさいに容器が破損して水が入った場合にbiosphereに入り込みやすいことが指摘されている(1)。

Tc-99, I-129の共鳴積分は300b, 50bとかなり大きいので、米国Hanfordの高速炉FFTFでは、イットリウム水素化物のアセンブリ内で強い熱外中性子束を得て消滅させることが計画されている(3)。イットリウム水素化物は高温でも水素を逃がさない性質があるとのことである。

一般に、FPを中性子で照射したさいの娘核はあまり寿命が長くないので、FPの照射消滅も当然考えられている。Sr-90, Cs-137が主に対象とされるが、これらはneutron magicで熱中性子断面積が1b以下である。照射変換の半減期(y)は、 $T_{1/2} = 0.693 / \sigma_c \phi = 200 / \sigma_c (b) \phi$ (in 10^{14})、であるから、中性子束をHFIRなみに $\phi = 10^{15}$ /cm²/sとしても半減には20年の照射を要する。放射能を確かにほぼ消滅させるためには数10分の1まで減少することが必要である。従って、Sr-90, Cs-137の照射消滅はまづ難しい。光核反応でもE1巨大共鳴のピークで500mb程度であるから、有効な消滅には大強度のガンマ線束が要る。Sm-151は σ (thermal) = 15000bなので照射によって急速に消滅する。Sm-151を消滅させればFPの放射能は100年程度で大巾に減衰する。

放射線毒性

Table 2に主要なアクチニドについてのキュリー数および許容毒性下限値を掲げた。一般に今迄のMPC規準(Maximum Permissible Concentration)に比べて最近のICRP Publication 30に基づくALI規準(Annual Limit of Intake)では放射線毒性が強く評価されている。表中の毒性値は水中許容濃度の逆数として定義している。ALI値は摂取上限をベクレル数で与えているので、人は1年に1m³の水を採るものとして換算した。非職業人を対象としてファクター10を掛けている。

毒性をこう定義して良いかどうかは大変問題がある所であり、前述のEPR Iレポートでもその点は繰り返し指摘されている。ALI規準が今後変わらないとは云えないし、また長期の保管、処分時の監視はベクレル数やドースで見るであろうから同じ単位で評価する方が妥当かも知れない。

照射消滅によるTRUの毒性の減少を評価する基準として、1トンの3%濃縮ウランを作るに要する天然ウラン量およびウラン鉱石量のキュリー数或はALI毒性と比較するのは自然であろう。相当する天然ウラン量は、濃縮のテイルを0.3%とすると6.4トンであり、鉱石の場合は、ウラン含有量を0.2%とすると約3000トンである。この鉱石の中にはU-234の崩壊で生成した各2.1Ci程度のTh-230, Ra-226, Ra-222が放射平衡状態で含まれている。表から判るようにALI規準はMPCに比べて、Pu, Am, Cmについては10-30倍、Np-237については約400倍厳しく成っている。Np-237の毒性はMPC基準ではほぼ無害とされていたのが、ALIでは数100万年経ても自然崩壊では天然ウランレベル以下に成らないのでNpは消滅しなければならない。

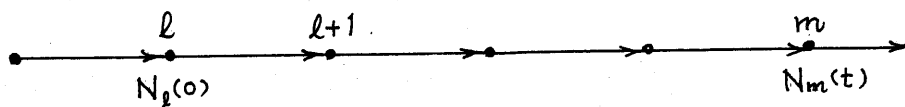
3. 消滅計算

ここでは、新しい核データおよびALI基準値を用いて核融合炉ブランケット及び大型FBRでTRUを照射した計算を行い、特に炉物理、核データの見地から核種変換、消滅のポイントを考察する。TRUだけをFPや残存ウランから更に分離し得たとして、TRUの消滅を考える。残存ウランの効果は別個に評価する。計算は、アクチニドが十分に消滅するまで(100分の1程度に減少するまで)照射し、その後100万年までの冷却について毒性を考える。消滅の有効性の目安は、(1)第2再処理プラントの能力を考慮して、年間約1トンのTRUを消滅させ得ること、(2)照射処理の後の永久処分時に、1000年程度以内にその放射線毒性が相当する天然ウラン或はウラン鉱山の放射線毒性レベル以下になること、として良いであろう。(1)は消滅速度と処理可能量についての目安であるが、もっと緩くても良い。(2)は毒性を0にすることは出来ないので、現実的な上限を設定しようとするものである。ただし、照射後の永久処分を前提としてをり、リサイクルなどの方針を採れば別である。

照射中性子場として、2600 MWthの核融合炉のブランケットと大型FBRを考え、簡単のため固定場として扱う。出来るだけ大きな中性子束を得るために第1壁負荷を10 MW/m²にとり、第1壁近傍にTRUを装荷するようにする。(第1壁の照射限界は約30 MWy/m²とされているので、3年で第1壁を交換することになる。ちなみにE. Chengによると、米国では将来計画として15 MW/m²の負荷を考えているとのことである。)第1壁表面積は、D-T反応エネルギーの80%が中性子エネルギーとなるものとして、2600 MW × 0.8 / 10 MW/m² = 200 m²であり、ブランケット内の装荷域厚を15 cmとすると装荷域体積は30 m³である。核融合炉ブランケットは、(a)TRUをたっぷり詰めたガス冷却ハイブリッド型、(b)TRUカプセルを入れたINTOR型、(c)EPR Iの研究で用いられたグラファイト減速で極く希薄なTRU装荷の熱中性子型、の3種類を考える。Fig.1に典型的な中性子スペクトルを示す。

全中性子束と1群縮約した断面積を主な核種についてTable 3に掲げる。JENDL-3Tを用いているが、FBRについてはENDF/B Summary Report(4)から採った。但しこれらはすべて無限希釈の値なので、計算は消滅の最大効果を与える。

核変換チェインの計算はBatemanの方法が便利である。蛇足かも知れないが要点を触れておく。いま、下図のような変換の線形化したチェインを考える。



Initial inventory を $N_l(0)$, 時刻 t での核種 m の原子数密度を $N_m(t)$ とすると,

$$N_m(t) = \sum_{l=1}^m N_l(0) \sum_{n=l}^m P_{lm}(n) \exp(-\Lambda_n t), \quad (1)$$

$$P_{lm}(n) = \lambda_l \lambda_{l+1} \dots \lambda_{m-1} / \prod_{k=l}^m (\Lambda_n - \Lambda_k) = \frac{\lambda_n}{\lambda_m} \prod_{k=l}^{m-1} \frac{\lambda_k}{\Lambda_n - \Lambda_k} \quad (2)$$

ここで、 $\lambda = \lambda_\beta$ (β, γ decay), or $\lambda = \sigma_c \phi$ (capture),
 $\Lambda = \lambda_\beta + \sigma_c \phi + \sigma_f \phi$

(2)の右辺の第1形では多数の極く小さい λ の積を作るのでアンダーフローを起こし易い。第2形ならば大丈夫である。もう一つの注意点はチェーンがループする時であり、(2)の分母に重根が現れそのままでは発散を起こす。しかし例えば2-チェーンの場合、 $\Lambda_1 = \Lambda_2$ の時 $\Lambda_2 = \Lambda_1 + \varepsilon$ とおいて ε を0に持って行くと、

$$\exp(-\Lambda_2 t)/(\Lambda_1 - \Lambda_2) + \exp(-\Lambda_1 t)/(\Lambda_2 - \Lambda_1) = t \exp(-\Lambda_1 t)$$

となり発散しない形になる。一般的には(2)を重根 Λ について微分する形で発散しない表式が得られる。また、(2)からはパラメタ値を代えた時の感度係数の解析的表式も得られるので大変便利である。

計算はJENDLファイルの処理以外はすべてパソコンで容易に出来る。大型機によるORIGENコードを使うよりもむしろ、チェーンの組み方、データの入れ換え、結果の編集など柔軟に行えるパソコンの利点は大変大きい。

さて Np, Am, Cm からスタートするアクチニド変換の主要パスは下表に示すようにかなり簡明なものである。

- (1) $Np-237 \rightarrow Pu-238 \rightarrow Pu-239 \rightarrow Pu-240 \rightarrow Pu-241 \rightarrow Pu-242 \rightarrow Am-243 \rightarrow$
 $\rightarrow Cm-244 \rightarrow Cm-245 \rightarrow Cm-246 \rightarrow \dots$
- (2) $Am-241 \rightarrow Am-242m \rightarrow Am-243 \rightarrow Cm-244 \rightarrow Cm-245 \rightarrow Cm-246 \rightarrow \dots$
- (3) $Am-241 \rightarrow (Am-242g) \rightarrow Cm-242 \rightarrow Pu-238 \rightarrow Pu-239 \rightarrow Pu-240 \rightarrow Pu-241 \rightarrow$
 $\rightarrow Pu-242 \rightarrow Am-243 \rightarrow Cm-244 \rightarrow Cm-245 \rightarrow Cm-246 \rightarrow \dots$
- (4) $Am-243 \rightarrow Cm-244 \rightarrow Cm-245 \rightarrow Cm-246 \rightarrow \dots$
- (5) $Cm-244 \rightarrow Cm-245 \rightarrow Cm-246 \rightarrow \dots$

いずれのパスでも断面積の小さな $Cm-246$ (半減期4800y)がいわば吹き溜りになる。

Table 3 の1群断面積と中性子束値から判るように、EPRI/Thermal型では変換、消滅の速度がFBRより断然速い。Fig. 2は $Am-243$ からスタートした時のEPRI-Thermal, FBRでの照射変換の速さをイラストレートしたものである。図の例では消滅は核分裂性核種 $Cm-245$ になって初めて有効に起こり $Cm-246$ で停滞する。上表のパスで、 $Np-237, Am-241$ からスタートするパスでは $Cm-246$ に達するまでに fissile を2-3回経由するのでアクチニドはほぼ全滅する。 $Am-243, Cm-244$ からスタートするチェーンでは fissile を1つしか経由しないので $Cm-246$ にたどり着いてしまうことになる。結局、照射変換により非核分裂性の初期TRUを核分裂性のアクチニドに追い込むことが殺しのポイントと言えよう。高速炉では熱中性子型と比べて核分裂と捕獲反応の比が相対的に大きいので、他のアクチニドへ変換される割合が少なく原理的に良さそうに見えるが、実は核分裂断面積はMeV域では核によらず高々2b程度で頭打ちになるので、消滅速度が遅い^はの如何ともしがたい。高速中性子の方が消滅に有効と見るのは迷信である。何等かの方法でTRUを安定核、例えばウラン属に追い込むことが出来れば素晴らしいがそういう途は見当たりそうもない。

Fig. 3 は、照射済み燃料1トン当たりの初期TRU (約1kg) を照射した時の照射時間に対するアクチニド総重量の減少を表してをり、ほぼ指数関数的に減少する。消滅の半減期は、EPRI/thermal, INTOR, FBR (あるいはhybrid) でそれぞれ約4ヶ月, 1.6y, 4.7y である。照射後の放射線毒性を十分に低くするためには初期量の1%以下にまでアクチニド総量を消滅させることが必要であるので、半減期の約6-8倍の照射が必要であり、EPRI/Thermalで3年、INTOR で10年、FBR およびHybrid で約30年を要する。装荷可能量は、EPRI/Thermalで300kg, Hybridで120トン、FBRで6トンと見積られる (INTORでは不明) ので、それぞれ年間最大100kg, 200kg, 4トンのTRUを消滅出来る。Fig. 4, Fig. 5 はそれぞれ熱中性子型、およびFBRでの照射のさいのアクチニド組成の変化を示す。熱中性子型では3年照射後の成分は殆どが $Cm-246$ (半減期4800年) である。FBRの場合は少し複雑だが、いずれにしても中途半端な照射はかえって毒性を強めることになる。

4. 冷却計算

TRUを自然崩壊させた場合と、EPRI/Thermalで3年照射、FBRで30年照射後の長期冷却時の放射能変化を Fig. 6-9 に示す。Fig. 6 は、キュリー数を天然ウラン6.4トン、ウラン鉱石3000トンの値と比較したものである。Fig. 7 はALI毒性についての同様のプロットである。なお、図にはTRU消滅のさい生じた長寿命FPの効果も示した。生成FP核種の計算は、Pu以上の核種ではFP収率が親核種にあまり依存しないこと、アクチニド総量が照射時間にたいして指数関数的に減少すること、の2点を用いると簡単に行える。予期通りFPの毒性は数100年後には極めて小さい。Fig. 8 は、自然冷却とEPRI/Thermalで照射後冷却のさいにALI毒性に寄与する主な核種の内訳を示している。

Fig. 9 は0.5%残存ウランを照射した時の毒性を示したもので、Pu生成による強い毒性を生じてをり、残存ウランを現行の0.5%よりも1桁程度低く抑えない限り、消滅処理は何をやっているか判らなくなる訳である。

5. 核データについて

核データは与えられたものとして来たが、実はかなりの問題がある。ドシメトリ場CFRMFでのアクチニド核種反応率の測定値と評価データファイルにもとづく計算値を比較すると、Pu-242(n, γ)でファクター2、Am-241(n, γ)で30%のずれが見られる。測定は少数の反応しかカバーしていないので他のminor actinideの反応については判らないが、現状の核データの精度にはかなりの疑いを持たざるを得ない。Am-241(n, γ)のmeta/ground比が良く判っていないことも指摘されている(5)。原研高野氏のFBRによるTRU燃焼計算では、JENDL-3TとENDF/B-Vを用いた場合、EOC実効増倍率 $\approx 20\%$ (!) 近い差を生じたとのことである。この位違ふと豪勢である。1980年のORNLの消滅処理研究のレビュー(1)でも、今後しなければならぬ研究のトップ項目としてアクチニド核データの精度向上を挙げている。1980年以後アクチニド断面積の測定、評価は著しく進んでをり、最近のstatus review などでは問題は殆ど片付いたと述べられていることが多いが、本当であろうか。我々の手でレビューし直して見ることが是非必要なのではないかと感じている。

6. Concluding Remarks

- (1) 自然崩壊では放射線毒性は天然ウランレベルに達し得ないので、照射消滅は基本的に有効であり、長期処分の際の容器の設計や監視上大きな改善が得られる。ただし中性子束をもう1桁近く大きくすることが望ましい。
- (2) 残存ウラン量を現行の0.5%よりもう1桁程度低く抑えなければ照射消滅は無効である。
- (3) 毒性をどう定義すべきかという基本的な問題が残っている。
- (4) 年間消滅量の点でハイブリッド型(年間4トン)が有望と見られる。これは100万kweプラント130基分からの使用済み燃料中のTRUを1基で賄うことに相当する。実際には大幅に制限されるであろうが、夢はある。
- (5) ハイブリッド型でもっと大強度の中性子束を得る際、第1壁の負荷が更に高まる。TRUカプセルの組成、形状、配置、冷却材の選択などについて今後大巾な改良も可能であろう。又、将来技術としてDD核融合が可能になれば同一出力で、より高い中性子束が得られ、且つDPAが低くなるので第一壁負荷も軽く出来る可能性もあろう。

消滅処理の研究は未だすることが沢山あり、特に核データ、炉物理のエキスパートの関心が期待される分野であると思う。

本研究の成果は、「核融合反応の多角的利用を目指して」(昭和63年3月、日本原子力産業会議)に一部掲載してをり、文献も記載してある。この研究にさいして原研の関、中川、高野氏、電中研の宅間、吉鋪氏、N A I Gの山岡、青木氏からデータの提供を頂き、或は有益な議論を交わした。北大の松本氏には始めの頃に学会懇親会のおり種々意見を頂いた。ここに謝意を表明する。

参考文献

- (1) Wachter, J.W. ; Croff, A.G. : Nuclear Fuel and Waste Programs - Waste Management Analysis for Nuclear Fuel Cycles - , ORNL/TM-6983, July 1980
- (2) Jenquin, U.P., et al. : Evaluation of Fusion-Fission (Hybrid) Concept ; Transmutation of High Level Actinide Waste in Hybrid, Part B, EPRI-Report ER-469 (1976)
Lang, G.P., et al. : Determination of Procedure for Transmutation of FP Wastes by Fusion Neutronics, EPRI-Report AP-1642, Vol. 1,2,3 (1980)
- (3) Rawlins, J.A., et al. FFTF Cobalt Test Assembly Results, Proc. Int. Conf. Nuclear Data for Science and Technology, June, 1988, p.1087. Also, Schenter, R.E. ; priv. comm.
- (4) England, T.R., et al. : ENDF/B Summary Data for Fission Products and Actinide, NP-2345, ENDF-322 (1984)
- (5) Fort, E. : Nuclear Data for U-Pu Fuel Cycle Evaluation, Proc. Int. Conf. Nuclear Data for Science and Technology , June 1988, Mito, p.921

Table 1 Actinide Inventory in High Level Waste (weight/MTU)

U-235 (7.04×10^8 y)	24 g	Np-237 (2.1×10^6 y)	560 g
U-236 (2.34×10^7 y)	20 g	Am-241 (432 y)	240 g
U-238 (4.47×10^9 y)	4700 g	Am-243 (7370 y)	180 g
Pu-239 (2.41×10^4 y)	26 g	Cm-244 (18.1 y)	62 g
Pu-240 (6560 y)	13 g		
Pu-241 + Pu-242	10 g		
U total	5 kg	TRU total	1 kg
Pu total	50 g		
F P total	30 kg		

Table 2 Radiological Toxicities of Actinides

Nuclide	Curies (/gram)	MPC Toxicity (m^3 water/g)	ALI Toxicity (m^3 water/g)
Nat. U	6.86×10^{-7}	0.644	0.571
Rn-222	1.54×10^5	—	—
Ra-226	0.99	9.89×10^7	5.23×10^6
Th-229	0.21	—	3.96×10^6
Th-230	0.021	1.03×10^4	7.63×10^4
U-234	0.0062	1560	5770
U-235	2.16×10^{-6}	0.54	1.60
U-236	6.47×10^{-5}	13	48
U-238	3.36×10^{-7}	0.56	0.25
Np-237	7.05×10^{-4}	235	8.69×10^4
Pu-238	17.1	3.42×10^6	2.11×10^7
Pu-239	0.062	1.24×10^4	1.15×10^5
Pu-240	0.23	4.54×10^4	4.20×10^5
Pu-241	103	5.17×10^5	3.82×10^6
Pu-242	0.0039	786	4850
Am-241	3.43	8.58×10^5	2.54×10^7
Am-242 m	10.5	2.62×10^6	7.75×10^7
Am-242 g	8.08×10^5	8.08×10^9	1.50×10^9
Am-243	0.20	4.99×10^4	1.48×10^6
Cm-242	3310	1.65×10^8	6.12×10^8
Cm-243	51.6	1.03×10^7	2.73×10^8
Cm-244	80.9	1.16×10^7	3.33×10^8
Cm-245	0.17	4.29×10^4	1.27×10^6
Cm-246	0.304	7.60×10^4	2.25×10^6
Cm-247	9.2×10^{-5}	22.9	678
Cm-248	0.0042	1.06×10^4	1.57×10^5
Cf-252	537	7.68×10^7	9.94×10^8
Nat. U *)	4.4	4.1×10^6	3.65×10^6
Uran Ore**)	10.7	2.1×10^8	2.3×10^7

*) 6.4 ton of nat. U, **) 3000 ton of uranium ore

Table 3 Spectrum - Averaged Cross Sections (barn)

	EPRI	INTOR	Hybrid	FBR
Total Flux	6×10^{14}	1.7×10^{15}	4×10^{15}	5×10^{15}
U-235 (n, f)	450	130	2.0	2.0
(n, r)	100	6.6	0.50	0.60
U-238 (n, f)	0.05	0.060	0.18	0.042
(n, r)	72	11	0.28	0.36
Np-237 (n, f)	1.7	0.31	0.58	0.33
(n, r)	280	28	14	18
Pu-238 (n, f)	20	1.7	1.4	1.1
(n, r)	39	7.1	0.75	0.79
Pu-239 (n, f)	560	35	1.9	1.9
(n, r)	220	22	0.46	0.56
Pu-240 (n, f)	2.3	0.46	0.63	0.37
(n, r)	2200	250	0.49	0.60
Pu-241 (n, f)	810	35	2.5	2.6
(n, r)	280	12	0.43	0.49
Pu-242 (n, f)	1.4	0.29	0.50	0.26
(n, r)	295	38	0.42	0.47
Am-241 (n, f)	5.6	0.68	0.63	0.29
(n, r) m	580	55	1.4	1.6
(n, r) g	75	8.7	0.22	0.25
Am-242 m (n, f)	4700	820	3.1	4.2
(n, r)	925	130	0.37	0.45
Am-243 (n, f)	3.0	0.31	0.53	0.23
(n, r)	510	58	1.4	1.2
Cm-242 (n, f)	6.0	0.56	0.53	0.16
(n, r)	39	5.0	0.48	0.36
Cm-243 (n, f)	770	33	3.2	2.8
(n, r)	190	14	0.20	0.27
Cm-244 (n, f)	5.4	0.81	0.73	0.41
(n, r)	160	22.5	0.49	0.90
Cm-245 (n, f)	1500	31.5	2.6	2.7
(n, r)	250	4.2	0.17	0.34
Cm-246 (n, f)	2.5	0.60	0.56	0.26
(n, r)	27	3.9	0.29	0.25

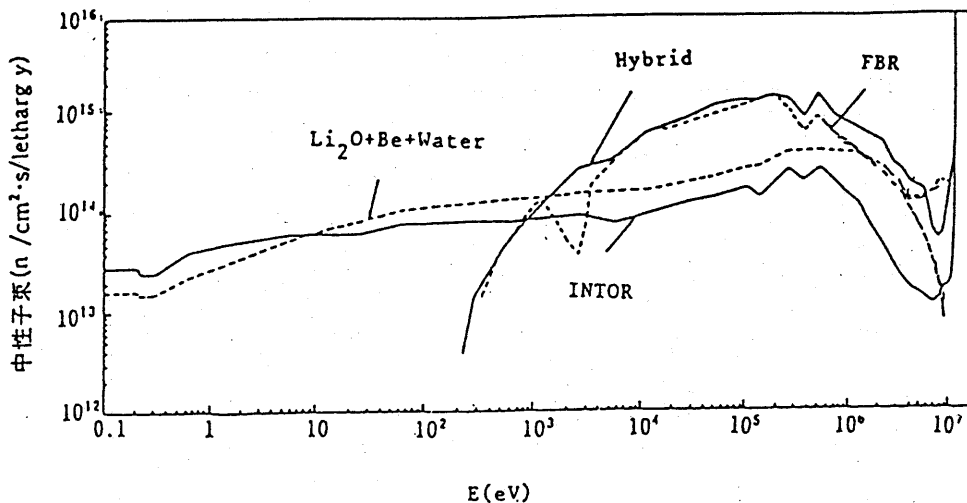


Fig.1 Typical Neutron Spectra in Fusion Reactor Blanket and FBR.

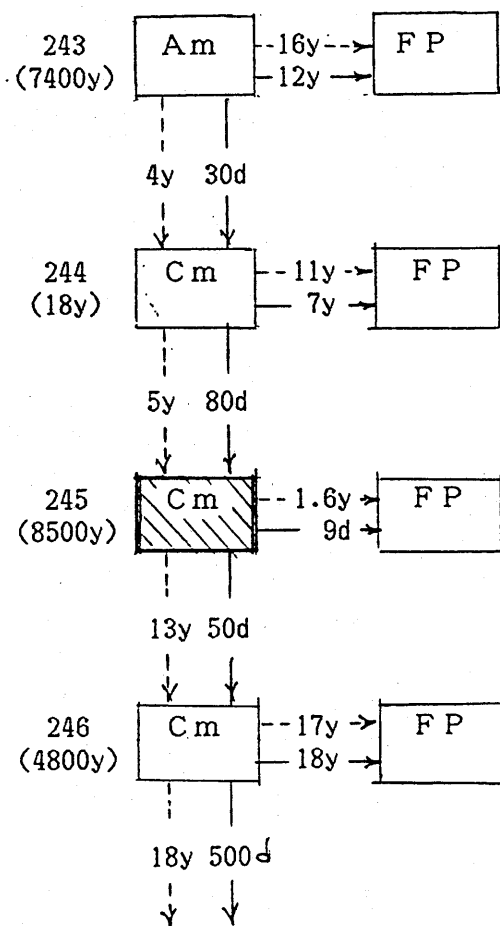


Fig. 2 Am-243 Transmutation Speed in EPRI/Thermal and FBR

— EPRI/Thermal ; - - - - FBR

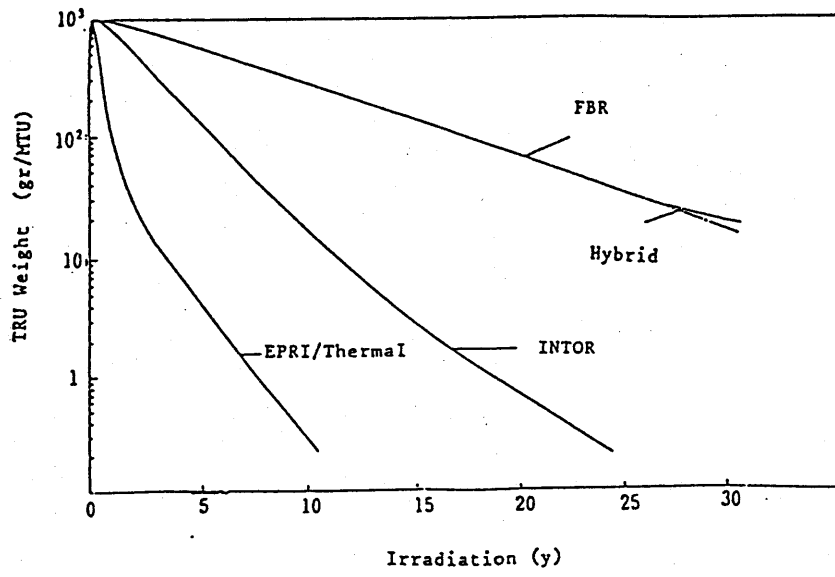


Fig. 3 Depletion of TRU Weight versus Irradiation Time.

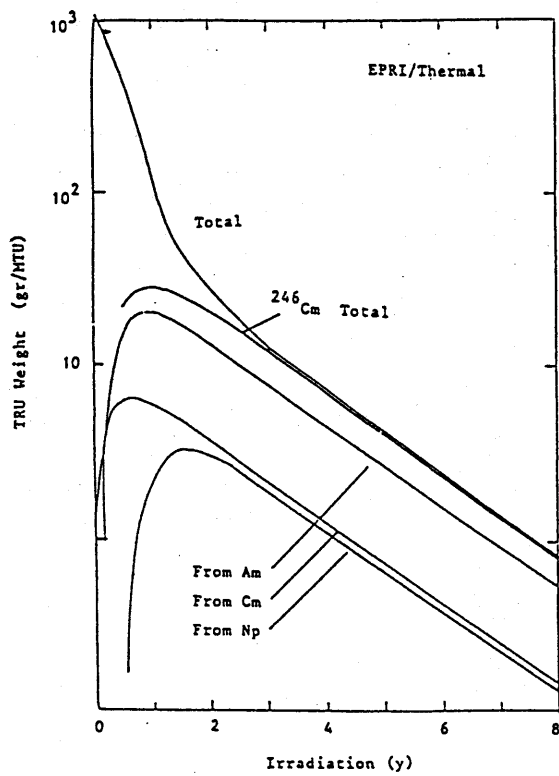


Fig. 4 TRU Compositions vs. Irradiation in EPRI/Thermal Blanket.

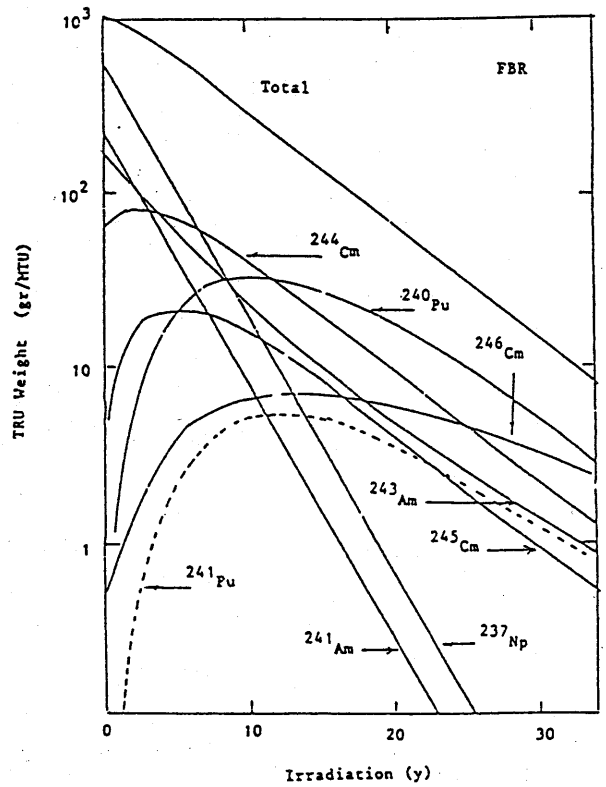


Fig. 5 TRU Compositions vs. Irradiation in Large LMFBR Core.

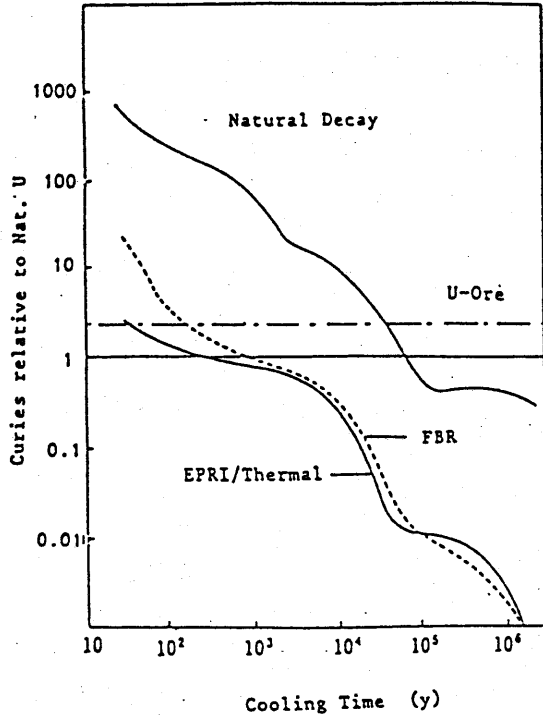


Fig. 6 Curies relative to Nat. Uranium vs. Cooling Time.

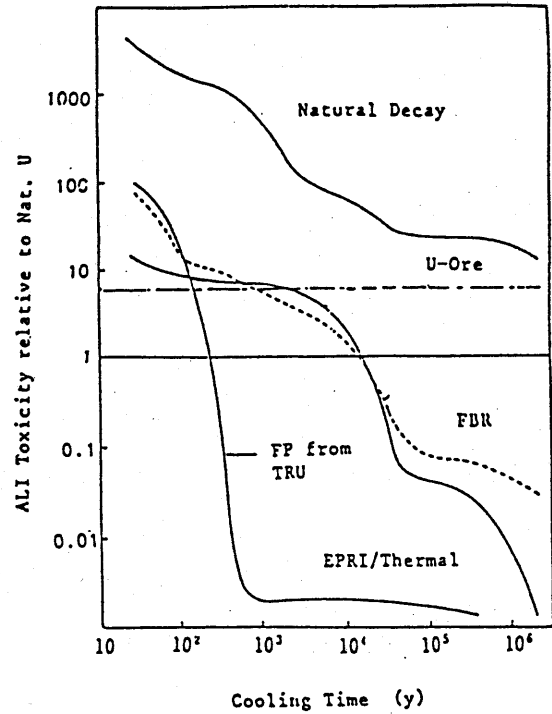


Fig. 7 ALI Toxicities relative to Nat. Uranium vs. Cooling Time.

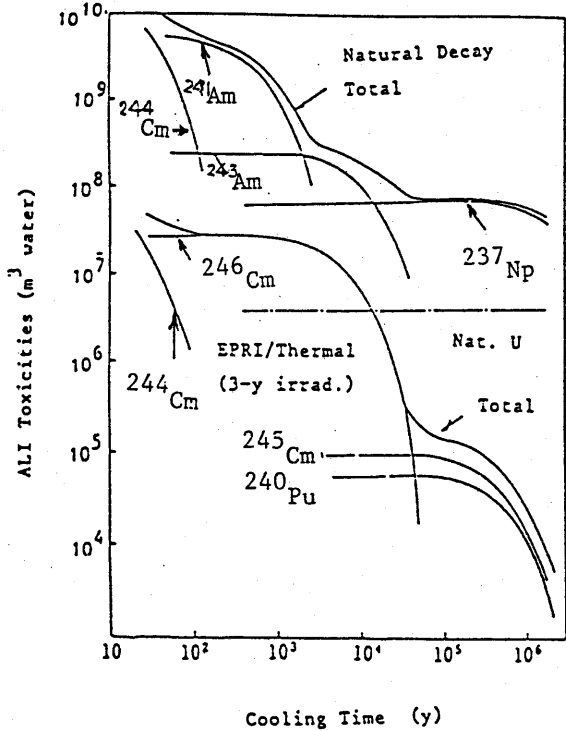


Fig. 8 Nuclide Contributions to Toxicity of TRU vs. Cooling Time from Natural Decay and after 3-y Irradiation in EPRI/Thermal Blanket.

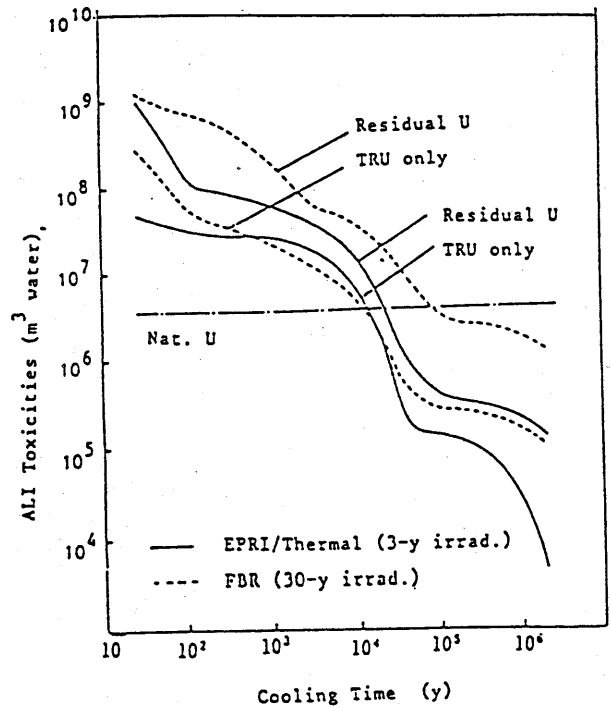


Fig. 9 Effect of Irradiating Residual Uranium in EPRI/Thermal Blanket and FBR on Radiological Toxicity.

昭和63年・年会

<「核データ・炉物理」合同会合講演要旨 2.>

量子工学原子炉研究の提案と期待

東京大学工学部

中沢 正治

1. 量子工学研究の概要

放射線、加速粒子、二次素粒子などの量子ビームを工学的研究の道具とすることの代表選手は核分裂炉であり核融合研究である。それにもかかわらず標題のように、これからの原子力研究の発展の一形態として量子工学的研究を考えるのは、次の理由による。

①従来、原子力平和利用の一環として放射線の理工学、医学、生物、農学等への応用が進められてきたが、最近新しい線源として光量子(レーザー、SOR、 γ 、X線)や、高品質の荷電量子(電子線、イオンビーム、プラズマ、ミュオン、ポジトロン)が利用できるようになった。

②新しい強力な線源の出現とともに、従来の分析、診断応用の高度化とともに、新しい工学的応用の開発が始められている。つまり微細加工、材料改質、同位体分離プロセスなど工学的道具としての利用が始められつつある。

以上の点が、原子力研究の新しい方向として、量子工学としての技術体系を確立することが必要になってきた現実的基盤である。原子力学会の量子工学研究専門委員会(主査・田畑米穂教授)では、関連分野の現状について調査を進めているが、その一過程で作成された量子工学研究の項目例を表-1に示す。なお、各研究分野の概要を個々に紹介することは本稿では出来ないで、それについては別稿を御参照いただきたい。(1)例えば、量子ビームを用いた元素分析・構造解析・診断技術、SORの発生と利用(リソグラフィ、EXAFS、レーザーコンプトン散乱等)、また自由電子レーザーの開発、ポジトロン・ミュオンの新しい応用等と、極めて広範囲のトピックスが含まれている。本稿ではそれらをすべて繰り返すのはやめることにし、原子炉物理炉工学に関係した部分の話題をさらに検討の進んだ新しいアイデア等を含め提案してみたいと考えている。

2. 中性子の核反応断面積の量子工学的制御法

中性子と原子核のマイクロ反応断面積は、それぞれの原子核に固有の値を示すが、この核データを目的に応じて変更することは出来ないであろうかと考えてみた。炉物理分野では、ドップラー効果が、実効的に個々の原子核の核反応断面積が変化した例であり、それ以外は多種類の元素の混合により反応断面積を制御していると言えよう。

ところがイオンビームやプラズマと中性子の反応断面積を考えてみると、量子ビームのエネルギーや温度によって散乱断面積が急激に増加するほか、吸収断面積も $1/v$ 型に収束してしまうことが分る。思考実験の段階であるが、イオンビームと中性子の反応の応用例としては、更に次のようなアイデアが考えられよう。

- ① U-238 イオンビームの熱中性子場での核分裂反応促進効果
U-238を相対速度が核分裂反応のしきい値以上に加速して炉内に導入してやればよい。
- ② 各種のしきい反応のしきいエネルギー値制御
標的核種をプラズマ化するが、イオン化して所定の速度に加速してやればしきいエネルギー値は減少する。
- ③ 共鳴反応の共鳴エネルギー値制御
例えばU-235を共鳴エネルギーに加速して熱中性子と共鳴的に反応させることができる。
- ④ ビーム・熱中性子散乱による単色中性子の発生
プロトンビームと熱中性子の散乱反応により熱外、共鳴、中速など任意エネルギーの単色中性子ビームが得られよう。(これは、レーザーコンプトン散乱の中性子版である。)
- ⑤ イオンビームを中性子場を透過させその減衰、散乱による中性子スペクトロメトリーなど。

次に可能性があるのが、物質のスピンをそろえて中性子との反応性を制御する方式であり、レーザービームを用いてHe-3ガスのスピンをそろえることができることが知られている。スピンがそろるとHe-3ガスセル全体として中性子に対する反応断面積が1/2になるから、レーザービームにより原子炉の制御が可動部分なしで可能になるのではないかとの提案もなされている。(2) (図-1参照)

3. 原子炉の量子ビームによる診断技術の可能性

レーザーは、量子ビームのうちでも分析・診断に最もよく利用されてるが、原子炉への適用については今後の課題であると考えられる。レーザービームによる各形状、寸法や流体やボイドの挙動などの計測等に、個別的な利用が進められているが、より広い意味での炉内監視レーザーシステムの総合的検討も進められるべきであろう。

最近、He-Neレーザー発振管を放射線センサーとして用いる試みが動燃と東大の共同研究として進められた。(3) 現段階では、He-3+Neガスレーザー管が放射線トリガーモードで発振し、その発振開始電圧が放射線レベルによって変化するというものだが、ある程度以上(多分 $\sim 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 以上)の中性子束場では核励起型のレーザー発振が可能になり、外部電源が不要になるものと考えられる。そうすると、原子炉内にケーブルなしの自己発振型レーザーが設置されることになるので、このレーザー光を用いて、炉内監視系を構成してみる可能性が考えられる。

なお、レーザー光を活用した放射線センサーの開発例は最近多いように思われる。例えば、X線フィルムの替りに用いられるイメージングプレートは、輝尽性フィルム上のトラップド電子をレーザー光で解離する際の蛍光(LIF、Laser Induced Fluorescence)を測定するものである。また、ガスセルのレーザー吸光度測定により照射線量測定が行なわれている例もある。プラズマ診断の分野ではビームプローブ分光法、つまり中性粒子ビームにより作られた励起原子のLIF測定が実施され多くの成果を挙げている。これはまさ

に、2種の量子ビームの併用による高度診断技術と言えよう。レーザー光やイオンビームを用いて、原子炉計測診断技術の高度化計画を考えてみることに価値ありと感じる所以である。

4. まとめ

炉物理、炉工学分野を対象にして、量子工学研究の展望と期待についてまとめてみた。このような研究の可能性について、具体的成果の出ることが期待されるが、このような方向の検討により、原子力工学の高度化について何らかのヒントになれば幸いである。

<文献>

- (1) ○新しい原子力技術「量子工学」、エネルギーレビュー6月号(昭和63年)
 ○「量子工学」、昭和63年度、炉物理夏期セミナー、日本原子力学会
 ○「量子工学研究の展望と期待」、核データニュース No.31、1988年10月
 日本原子力研究所
- (2) ○“New Neutron Physics Using Spallation Sources”、C.D.Bowman、
 Symp. on Nucl. Data for Science & Technology (1988、Mito)
 pp 345-354
- (3) ○「核励起レーザー型中性子検出器の研究(1)、(2)」
 レーザー学会学術講演会第9回年次大会講演予稿集 27p V3~4
 1989年1/26~27(大阪)

図-1 レーザー光によるHe-3スピン
 整列方式による原子炉制御法

透過中性子をほぼ100%吸収するHe-3ガス管にレーザー光を照射しスピンを整列させる。すると中性子のスピンは、同じ向きのもは反応せず通過してしまうから原子炉の反応度が増加する。He-3ガスのスピン整列時と、そうでないときの炉内中性子束分布を下側に示す。(2)

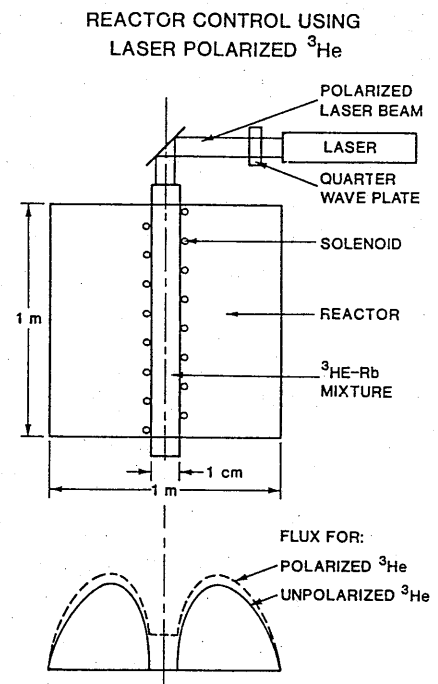


表1 量子ビーム工学の応用分野

量子ビーム	装置工学研究	分析・診断分野への応用	材料・物性応用 (微細加工, 機能性材料等)	プロセス工学応用 (同位体分離等)	その他, 医学 エネルギー応用等
レーザー 放射 エックス線 ガンマ線	自由電子レーザー, 新型レーザー, 強力化 コンバクト化, アジャスト化, 計測系開発 強力線源の開発	レーザー応用計測一般 ホログラフファイバー, 分光 ミクロ構造解析 (干渉回折, 生体高分子) ミクロマクロ構造解析 (結晶回折, ラジオグラフィ ファイバー, CT) 非破壊検査	エキシマ・レーザーリソング ラファイバー (~0.3 μm) レーザー記録材料 フォトリソングラファイバー (~1 μm) X線リソングラファイバー (~0.1 μm)	レーザー・プロセス レーザー同位体分離 (ウラン濃縮等) LSI製造 照射利用, グラフト加工, (高品質食品) 照射利用の他, トレーサ, 密度計, レベル計など	Fusion 医学診断 環境安全利用 排煙, 廃水, 汚泥の処理
イオンビーム 電子線 プラズマ	安定なイオン源開発 発重イオン加速器 高品質ビーム発生 法 プラズマ生成, 閉じ込め技術, 診断技術	元素分析 (PIXE, RBS) ラジオグラフィファイバー 電子顕微鏡 元素分析, 表面分析	イオンビーム微細加工 (リソングラファイバー) エッチング 電子線リソングラファイバー 機能性高分子 プラズマ・プロセッシング CVD法, a-siH エッチング等	イオン注入 RI製造 照射利用 (コーティング他) 電子ビーム加工, 滅菌 放電加工, 洗浄, 溶接, 切断	医学診断, 治療 Fusion 強力X線源 Fusion ロケット推進
中性 ボジترون ミュオン 他	強力中性子源開発 (炉, Spallation, 14MeV) Slow e ⁺ 線源開発 Slow μ 源開発	ミクロマクロ構造解析 (回折, ラジオグラフィ) 放射線分析 (格子欠陥他) ボジトロンCT 物性測定 (μ-SR)	核変換ドーピング 超伝導材開発(?) ? —	RI製造, 水分計 核変換による滅菌処理 ? —	Fusion 医学診断 ミュオン触媒核 融合

昭和63年・秋の大会

<「核データ・炉物理」合同会合講演要旨 1.>

使用済燃料の分析と燃焼シミュレーション計算

原研 鈴木敏夫

[はじめに]

使用済燃料中に含まれるウラン及び超ウラン元素(TRU)並びに核分裂生成物(FP)の定量的把握は、再処理及び貯蔵における、臨界安全、核物質管理(保障措置)並びに廃棄物管理等において重要である。

われわれは、燃焼度 7 Gwd/t ~ 39 Gwd/t の PWR 使用済燃料について、溶解試験を行うとともに、ウラン、TRU(Np, Pu, Am, Cm 等)及び FP(Ru, Nd 及び γ 線放出核種)の分析と燃焼度測定を行った。これらの試料について、燃焼シミュレーション計算(ORIGEN2¹⁾、SRAC-FPGS²⁾)を行い分析値と計算値との比較を行った。ここでは、これらの結果について解説する。

1 使用済燃料の分析及び測定誤差

分析に用いた 10 個の使用済燃料試料の一覧を表 1 に示す。この内、最大燃焼度試料(4.03 %FIMA) 1 個は異なる PWR の燃料(濃縮度 3.45 at.%)である。

分析試料は燃料棒を長さ約 3mm に輪切りにしたもの(約 3g)を用い、硝酸による試料溶解前に、使用済燃料- γ 線スペクトル自動測定解析システム(AUGASS-SF)³⁾を用いて ¹⁰⁶Ru, ¹²⁵Sb, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs, ¹⁴⁴Ce, ¹⁵⁴Eu 等の核種の放射能比(ex. ¹⁰⁶Ru(Bq) / ¹³⁷Cs(Bq))を測定した。溶解液の一定量を正確に分取し、 γ 線スペクトロメトリーにより ¹³⁷Cs を測定した。Cs は定量的に溶解すると仮定し、これを基準にして、他の上記核種の放射能値を算出した。被覆管中の Sn から ¹²⁴Sn(n, γ) β 崩壊で生成する ¹²⁵Sb (全量の約 10%)は差し引いて FP のみの値とした。

Nd, U, Pu の定量及び同位体組成の測定は、¹⁵⁰Nd, ²³³U, ²⁴²Pu を混合スパイクとして添加する同位体希釈質量分析法を用いて行った。また Ru の同位体組成は、化学分離-質量分析法⁴⁾により測定した。²³²U, ²³⁷Np, ²³⁸Pu とその他の TRU(²⁴¹Am, ^{242m}Am, ²⁴³Am, ²⁴²Cm, ²⁴³Cm, ²⁴⁴Cm)は、非分離及び化学分離- α 線スペクトロメトリー⁵⁾により定量した。何れの場合も、²³⁷Np を除いて質量分析で得られた(²³⁹Pu + ²⁴⁰Pu)/U を放射能の基準とした。²³⁷Np の定量には化学収率及び α 線標準線源を用いた。全ての測定値は照射終了後 5 年の値で規格化した(冷却時間 = 5 年)。

測定誤差の推定値は、質量分析の場合、¹⁴³Nd, ¹⁴⁴Nd, ¹⁴⁵Nd, ¹⁴⁶Nd, ¹⁴⁸Nd, ¹⁵⁰Nd : <0.1%, ²³⁸U : <0.1%, ²³⁵U : <1%, ²³⁶U : <2%, ²³⁹Pu, ²⁴⁰Pu, ²⁴¹Pu : <1%, ²⁴²Pu : <2%, Ru は同位体組成の誤差として、¹⁰⁰Ru, ¹⁰¹Ru, ¹⁰²Ru, ¹⁰⁴Ru : <1% である。 α 線スペクトロメトリーの場合の誤差は、²³⁸Pu : <0.5%, ²⁴¹Am, ²⁴⁴Cm : <2%, ²⁴³Am : <5%, ²³²U, ^{242m}Am, ²⁴²Cm : 3~10%, ²³⁷Np, ²⁴³Am : <10% である。

γ 線スペクトロメトリーの場合の誤差は、¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs, ¹⁵⁴Eu : <3%, ¹⁰⁶Ru : <5%, ¹²⁵Sb, ¹⁴⁴Ce : <10% である。

2 燃焼度及び燃焼挙動

質量分析法によって測定した、ネオジウム、ウラン、プルトニウムの同位体組成及び $^{148}\text{Nd}/\text{U}$, Pu/U , から燃焼率(%FIMA)を求める。単位は原子数である(以降、原子数を単位とする)。

燃焼率(FIMA, Fissions Per Initial Metal Atom)は(1)~(3)で表される。

$$\text{Burnup(FIMA)} = \text{核分裂数} / \text{初期重元素原子数} = F / (\text{U} + \text{Pu} + \text{F}) \quad (1)$$

$$\text{Burnup(\%FIMA)} = ((F/\text{U}) / (1 + \text{Pu}/\text{U} + F/\text{U})) \times 100 \quad (2)$$

$$F = ^{148}\text{Nd} / Y_{148} \quad (3)$$

ここで、 F は核分裂数を、 Y_{148} は ^{148}Nd の ^{235}U 熱中性子核分裂収率を表す。

燃焼度(GWd/t)と燃焼率(%FIMA)との関係は次の式で表される。

$$\text{Burnup(GWd/t)} = \text{Burnup(\%FIMA)} \times 9.6 \quad (4)$$

燃焼率計算は(2), (3)式で、発熱量への換算は(4)式で行われる。(4)式の発熱量は205 MeV/Fissionに相当する。(2)式の分母 $1 + \text{Pu}/\text{U} + F/\text{U}$ は、中性子捕獲又は核分裂によって減少した初期ウランに換算するための補正係数であり、これを f_c とする。

$$f_c = 1 + \text{Pu}/\text{U} + F/\text{U} \quad (5)$$

F/U について f_c による補正を行なったのがFIMAである様に、ウランの同位体組成(U_i/U)及び Pu/U についても f_c による補正を行なうと、これらの値は初期ウランに対する比率になる。従って、初期ウランを基準にしたウラン等の燃焼による変化を見ることが出来る。

表2に燃焼率(3.34 %FIMA)の試料の計算例を示す。 I, S, C, D はそれぞれ初期濃度、燃焼後濃度、燃焼後濃度の補正值、燃焼による減衰値を表す(D_8 は増加するのでマイナスとなる)。 I 及び C の数字は初期ウランに対する比(at.%)で、 S は燃焼後ウランに対する比(at.%)である。添字の4,5,6,8はそれぞれ ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U を表す。表2の計算式及びそれに関連する核反応断面積の種類を表3に示す。

ここで得られた燃焼挙動を表す幾つかの数値の意味を以下に示し、燃焼度の関数として図1に示す。

$$C_5/I_5 : ^{235}\text{U}/\text{初期}^{235}\text{U}$$

$$D_8/I_5 : (^{238}\text{U} \text{核分裂} + ^{238}\text{U} \text{中性子捕獲(TRU)}) / \text{初期}^{235}\text{U}$$

$$C_{\text{Pu}}/I_5 : \text{全Pu}/\text{初期}^{235}\text{U}$$

$$F_5/F : ^{235}\text{U} \text{核分裂}/\text{全核分裂}$$

$(F - F_5)/F = F_{8T}/F = 1 - F_5/F$ は全核分裂に対する ^{235}U 以外の核分裂の比である。図1の Δ 印より上の部分がそれに相当し、3 %FIMAでは約40%が ^{235}U 以外の燃焼であることが分る。 D_8 には ^{235}U 起源の $^{237}\text{Np}(n, \gamma) \beta$ 崩壊による ^{238}Pu が1%近く含まれている。

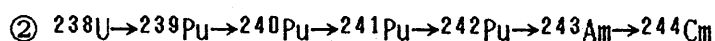
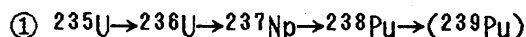
3 燃焼シミュレーション計算

燃焼シミュレーション計算コード及び核データは、ORIGEN2(ORNL)¹⁾、ENDF/B-IV 及び SRAC-FPGS(JAERI)²⁾、JENDL-2 を用いた。基本入力データは、U の同位体組成 (濃縮度) と被覆管及び減速材組成(PWR)である。照射履歴は、照射時間(t_i)及び照射サイクル毎に集合体別に炉で計算された熱出力(P_i)を試料毎に、

燃焼度 (測定値) = $\sum P_i t_i$ となるよう入力した。冷却時間(T_i)は5年とした。

4 測定結果と計算結果との比較

原子炉に装荷された燃料のウランはそれぞれの核種を起点とする生成・消滅チェーンを持つ (図2)。主なチェーンは (n, γ) 及び β 崩壊による



これらは、主として核分裂をしない限り中性子を吸収して上位核種に変わる。①では ${}^{238}\text{Pu}$ までに3個、②では ${}^{244}\text{Cm}$ までに6個の中性子を吸収する。

①、②のチェーンに含まれている TRU 及び FP の測定結果並びに計算結果を燃焼率 (%FIMA) の関数として図3~7の(a,b)に示す。図3~5の縦軸は初期ウラン (IMA) に対する at.% で、図6~7の縦軸は IMA 1g 当たりの放射能 (Bq) で示してある。

これらの図の(a)に測定値、(b)に測定値 (点) と計算値 (ORIGEN2 は実線、SRAC-FPGS は破線) を示す。測定値を基に計算された F_5 、 D_8 、 $F-F_5$ (F_8T) も測定値として扱う。 ${}^{238}\text{Pu}$ には ${}^{242}\text{Cm}$ からの寄与も含まれている。

図4に示した Log-Log プロットの D_8 のデータでは勾配が1に近い。燃焼度は中性子フルエンスに比例する量であり、 ${}^{238}\text{U}$ は燃焼による原子数の変化が小さいので、 D_8 は反応中性子1個に対応して一次の勾配になる。従って、この勾配は反応中性子数に比例して大きくなる。

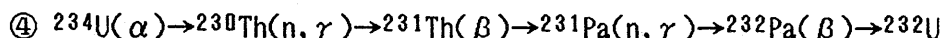
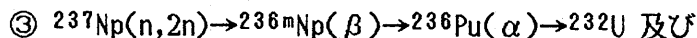
図3~7の(a)で半数以上のデータには 1 %FIMA 以下とそれ以上との間に段差 (破線) が認められる。これは照射サイクルにおける燃料の照射位置に関係があり、中性子スペクトルの相違によるものと考えられる。この場合、1 %FIMA 以下は 1 サイクル照射 (炉心周辺部) であり、それ以上は、2 及び 3 サイクル照射 (炉心中心部) である。この段差を計算では評価しきれない部分があることが図3~7の(b)から認められる。

Nd 及び Ru の安定 FP 同位体組成の測定値と計算値 (ORIGEN2) を図8~9に示す。これらの図に、測定値/計算値 (C/M) 比の平均値及びその標準偏差を併せて示す。 ${}^{100}\text{Ru}$ (C/M 平均値は●印の値による) を除いて非常に良い一致を示す。SRAC-FPGSによる Nd 同位体組成の C/M 比の平均値及び標準偏差を ORIGEN2 の値と併記して表4に示す。 ${}^{148}\text{Nd}$ 及び ${}^{150}\text{Nd}$ の値では SRAC-FPGS の値が ORIGEN2 のそれより少し低い。

図3~7に示した①及び②のチェーン核種並びに FP の C/M 比と燃焼率 (%FIMA) との関係を図10~12に示す。前に述べた中性子スペクトルの相違によると思われる 1 % FIMA 以下とそれ以上との間の段差を計算で評価しきれないという点が、この C/M 比の

図でより鮮明に分る。そして、丁寧に見ると、多くの核種にこの傾向が認められる。

再処理回収ウランに含まれ、 $^{228}\text{Th}\sim^{208}\text{Tl}$ の親核種として注目される ^{232}U の C/M 比を図10の(g)に示す。この核種の主な生成・消滅チェーンには①のサブチェーンともいえる



があるが、他にもいくつかのパスがある。ORIGEN2 の計算では、 ^{232}U の C/M 比の平均が約 0.6 とかなり小さい。

図12の(a) ^{148}Nd (燃焼率測定の基準核種) では SRAC-FPGS の値が約 2% 小さく、(g),(h)の ^{125}Sb 及び ^{154}Eu では ORIGEN2 による C/M 比平均値が、それぞれ約 2.1 及び 1.7 と大変大きい。

まとめとして、①及び②のチェーンに関連した核種の C/M 比の平均値とその核種の生成に関与する中性子数との関係を図13に示す。中性子数の増加に伴って1からのずれが大きくなるのが見られる。

【おわりに】

使用済燃料中の同一場所の種々の核種は、ほぼ同じ中性子場で照射されて、生成・消滅の後に存在するものである。燃焼度は中性子フルエンスにほぼ比例する量であり、照射の進行や照射位置によって中性子スペクトルは変化する。この中性子場の時間変化が集合体を単位として再現でき、十分な核データと計算方法が確立されれば、核燃料及び原子炉からの情報を基に、正確な燃焼シミュレーション計算が可能になると思われる。

使用済燃料分析によって、燃焼シミュレーション計算を検証することは、計算によって仮定した中性子スペクトルと核データの双方を検証することに役立つと思われる。

本報告における測定、解析は、日本原子力研究所化学部の安達武雄、郡司勝文、河野信昭、園部保、大貫守、伊藤光雄、中原嘉則及び著者によって行われた。

(この報告は、科学技術庁から日本原子力研究所への委託研究として実施した
[高燃焼度再処理試験研究] の成果の一部についてまとめたものである)

- 1) A.G. CROFF, ORNL-5621(1980)
- 2) 高野秀機 : 私信 (1988)
- 3) 鈴木、間柄、岡下 : 日本原子力学会 [昭62年会] 要旨集(F16) 及び第8回 核物質管理学会年次大会論文集 [研究発表20]、(1987)
- 4) K. Gunji, Z. Yoshida, T. Adachi and T. Komori, J. Radioanal. Nucl. Chem., Letters, 118, 225(1987)
- 5) 河野、篠原、園部 : 日本原子力学会 [昭62秋の大会] 予稿集(K52), (1987)

表1 分析試料の一覧

試料 No.	濃縮度 (at.%)	燃焼率 %FIMA(GWd/t)	照射 サイクル	集合体 No.	炉(PWR) No.
S-1	3.25	0.86(8.3)	1	A-1	PWR-1
S-2	3.25	0.72(6.9)	1	A-1	PWR-1
S-3	3.25	1.59(15.3)	2	A-2	PWR-1
S-4	3.25	2.20(21.2)	2	A-2	PWR-1
S-5	3.25	1.52(14.6)	2	A-2	PWR-1
S-6	3.25	3.07(29.4)	3	A-3	PWR-1
S-7	3.25	3.34(32.1)	3	A-3	PWR-1
S-8	3.25	3.50(33.6)	3	A-3	PWR-1
S-9	3.25	3.56(34.1)	3	A-3	PWR-1
S-10	3.45	4.03(38.7)	3	A-4	PWR-2

表2 燃焼挙動解析計算の一例 (燃焼率 : 3.34 %FIMA) (at.%)

	234U	235U	236U	238U	ΣU	Pu/U	F/U	ΣT
I _i Initial	I ₄ 0.03	I ₅ 3.25	I ₆ 0.03	I ₈ 96.69	I _U 100	I _{Pu} 0	I _F 0	I _T 100
S _i Spent	S ₄ 0.02	S ₅ 0.96	S ₆ 0.42	S ₈ 98.60	S _U 100	S _{Pu} 0.98	S _F 3.49	S _T 104.47
C _i (S _i /f _c)	C ₄ 0.02	C ₅ 0.92	C ₆ 0.40	C ₈ 94.38	C _U 95.72	C _{Pu} 0.94	C _F 3.34	C _T 100
D _i (I _i -C _i)	D ₄ 0.01	D ₅ 2.33	D ₆ -0.37	D ₈ 2.31	D _U 4.28	D _{Pu} --		

$$f_c = 1 + Pu/U + F/U = S_T/100, \quad C_F = \%FIMA, \quad \Sigma T = \Sigma U + Pu/U + F/U$$

表3 表2の計算式及びそれに関連する核反応断面積の種類

$D_4 = I_4 - C_4$	$D_4 : \sigma_c^{234U}$
$D_5 = I_5 - C_5$	$D_5 : \sigma_c^{235U} + \sigma_f^{235U}$
$D_6 = I_6 - C_6$	$D_6 : \sigma_c^{235U}$
$D_8 = I_8 - C_8$	$D_8 : \sigma_c^{238U} + \sigma_f^{238U}$
$F_5 = D_4 + D_5 + D_6$	$F_5 : \sigma_f^{235U}$
$A_5 = (-D_6)/F_5$	$A_5 = \alpha_{235} : \sigma_c^{235U} / \sigma_f^{235U}$
$F_{8T} = F - F_5$	$F_{8T} : \sigma_f^{238U} + \sigma_f^{239Pu} + \sigma_f^{241Pu}$
$D_8 = C_{Pu} + F_{8T}$	

表4 Nd 同位体組成の C/M 比の平均値及び標準偏差
における ORIGEN2 と SRAC-FPGS の比較

核種	C/M 比の平均値(n=10) ± 標準偏差(%)	
	ORIGEN2	SRAC- FPGS
Nd 143	0.985 ± 1.4 %	1.011 ± 1.1 %
Nd 144	1.007 ± 1.0 %	0.997 ± 1.0 %
Nd 145	1.002 ± 0.4 %	1.007 ± 0.2 %
Nd 146	1.001 ± 0.3 %	0.995 ± 0.4 %
Nd 148	1.003 ± 0.5 %	0.980 ± 0.9 %
Nd 150	1.003 ± 1.3 %	0.963 ± 1.2 %

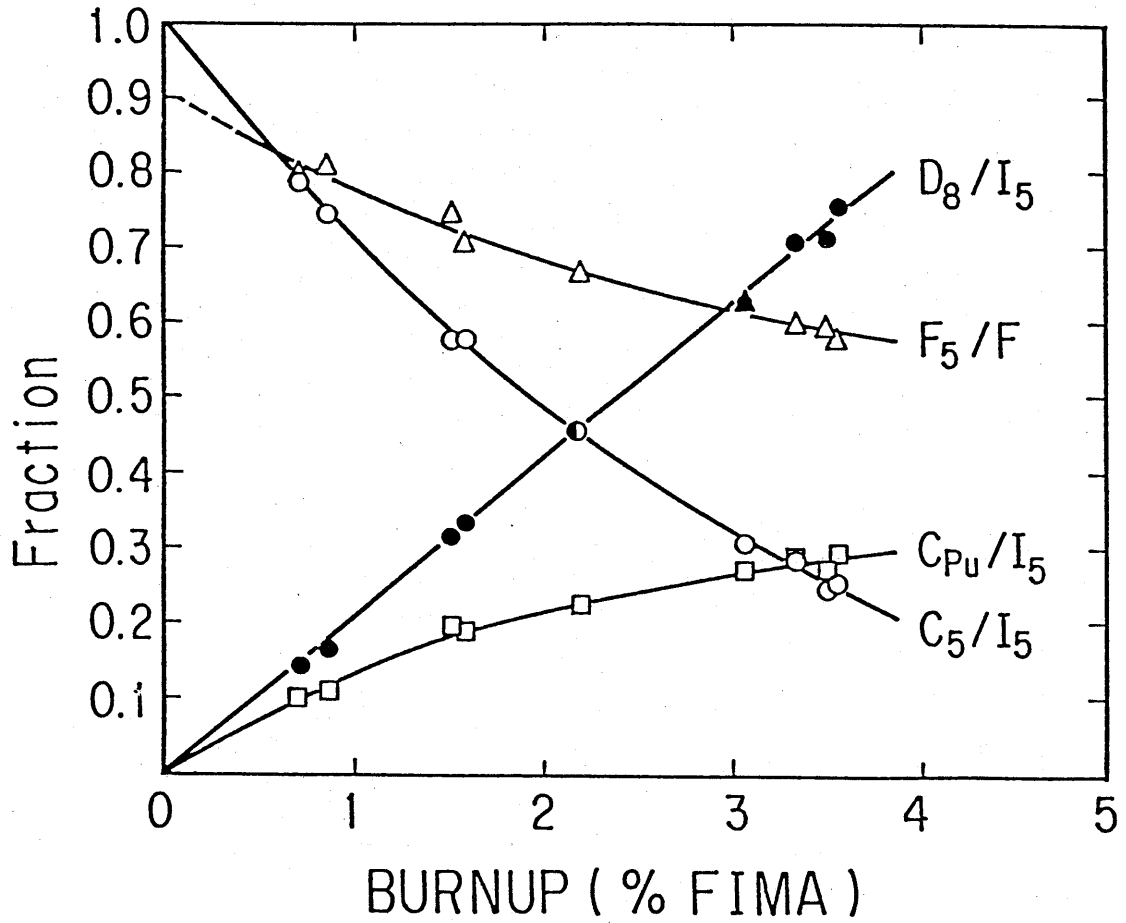


図1 PWR 燃料の燃焼 (生成・消滅) 挙動

C₅/I₅ : ²³⁵U/初期²³⁵U

D₈/I₅ : (²³⁸U 核分裂 + ²³⁸U 中性子捕獲 (TRU))/初期²³⁵U

C_{Pu}/I₅ : 全Pu/初期²³⁵U

F₅/F : ²³⁵U 核分裂/全核分裂

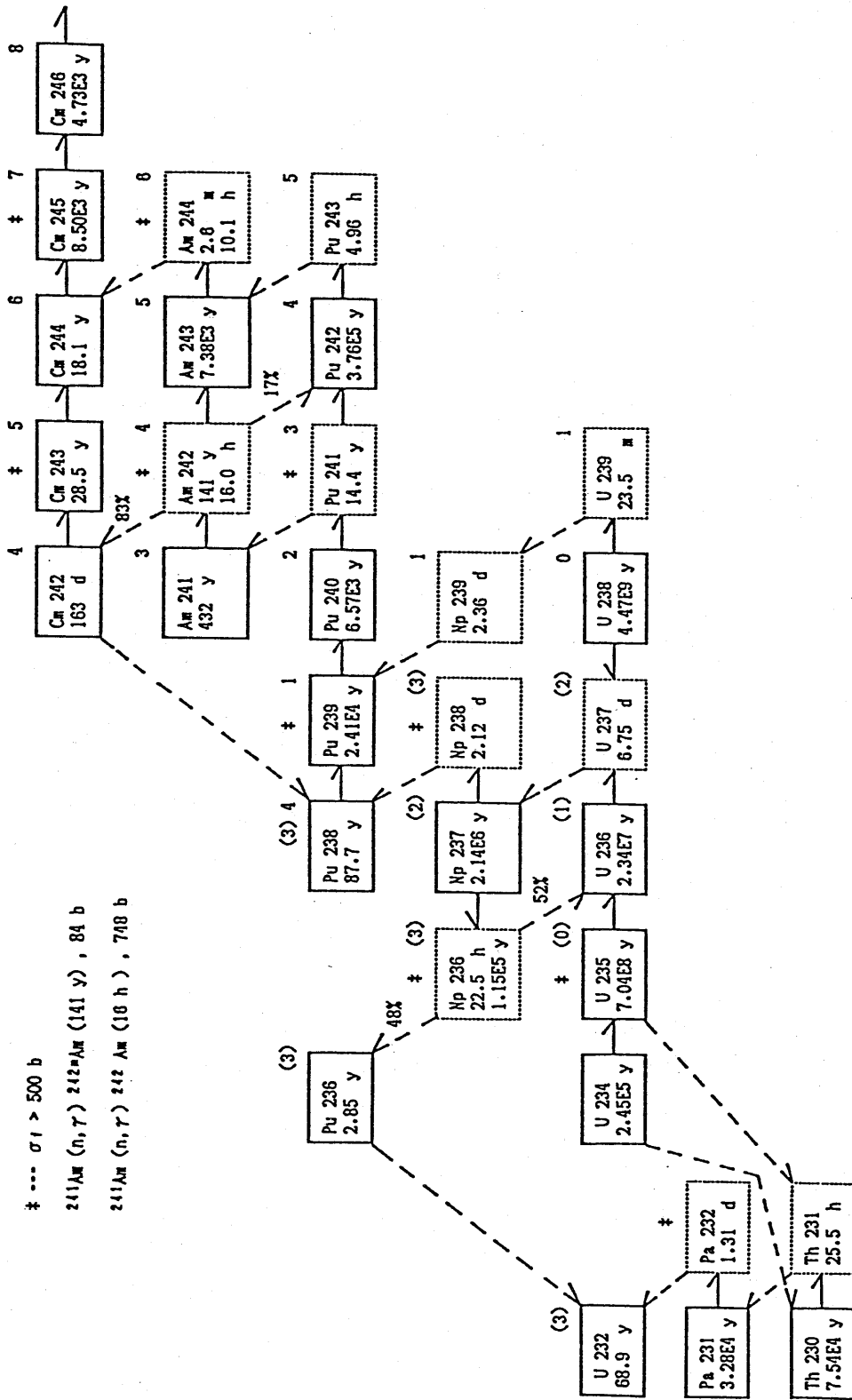


図2 核燃料中におけるアクチノイドの生成・消滅子エーン核種 (右肩の数字は生成に關与する中性子数を示す)

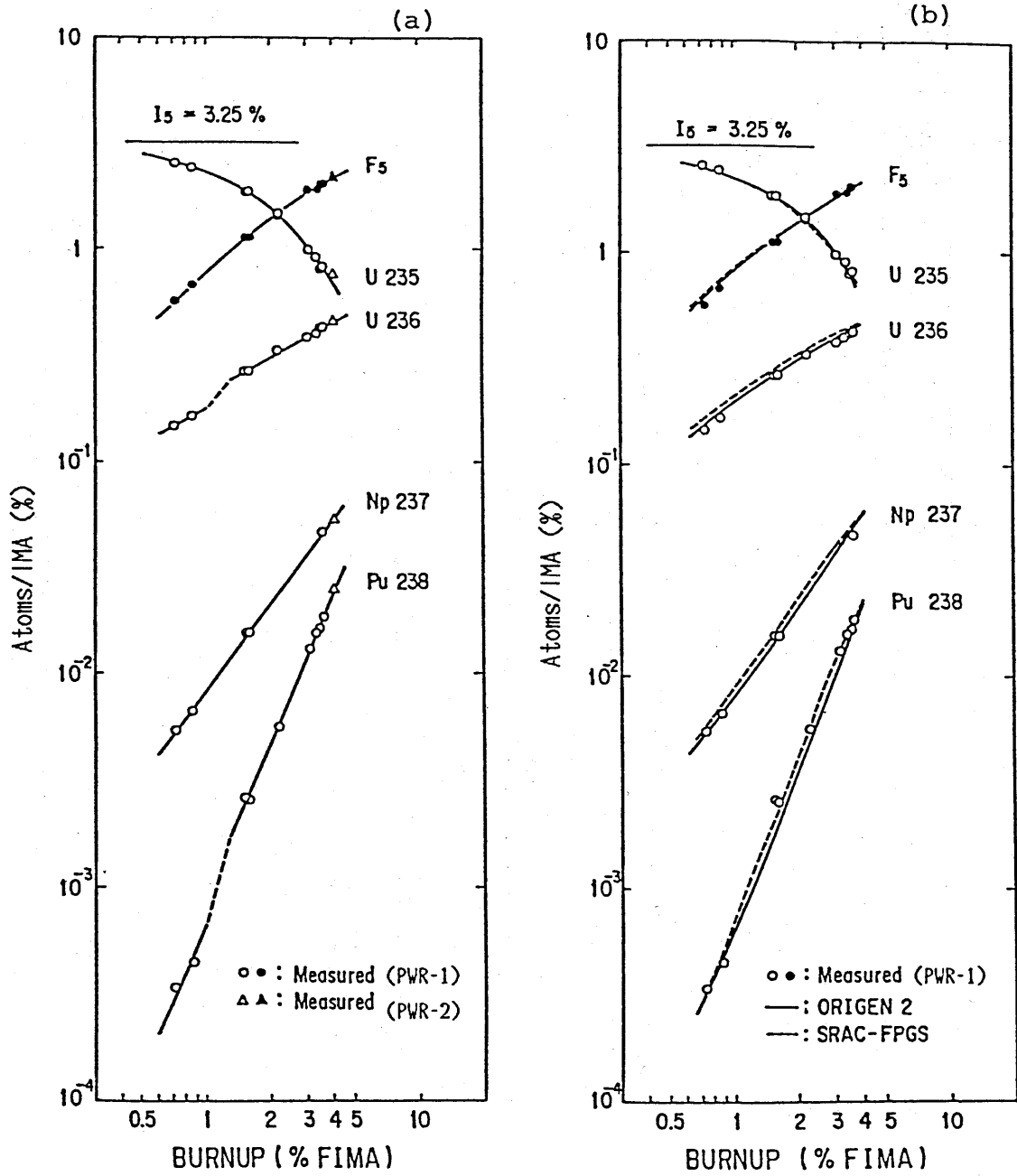


図3 ^{235}U を起点とする生成・消滅チェーン核種の変化

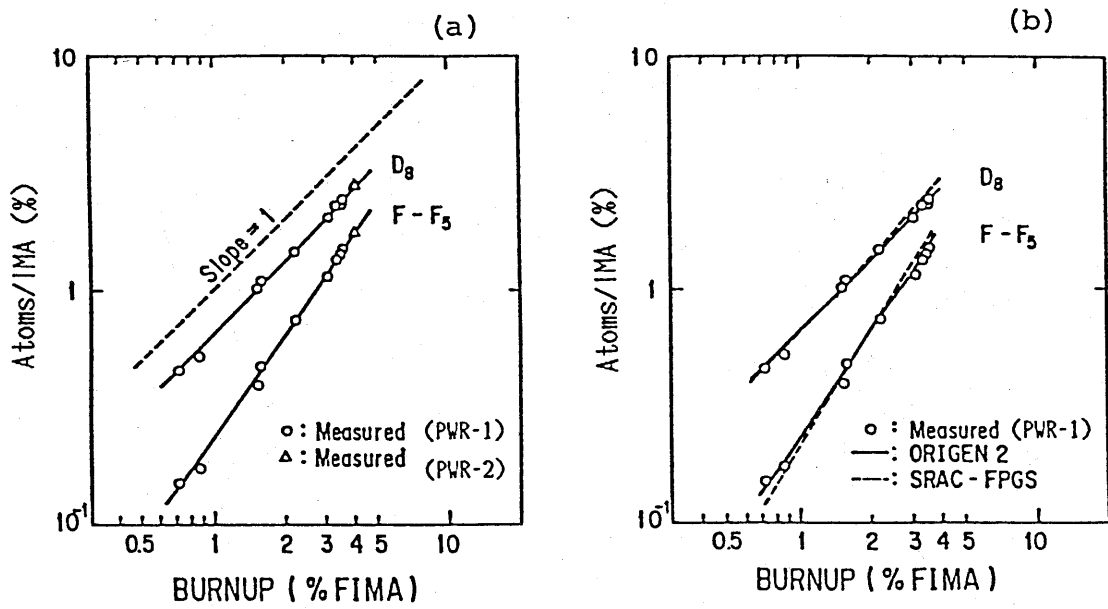


図4 ^{238}U を起点とする生成・消滅チェーン核種の変化-I

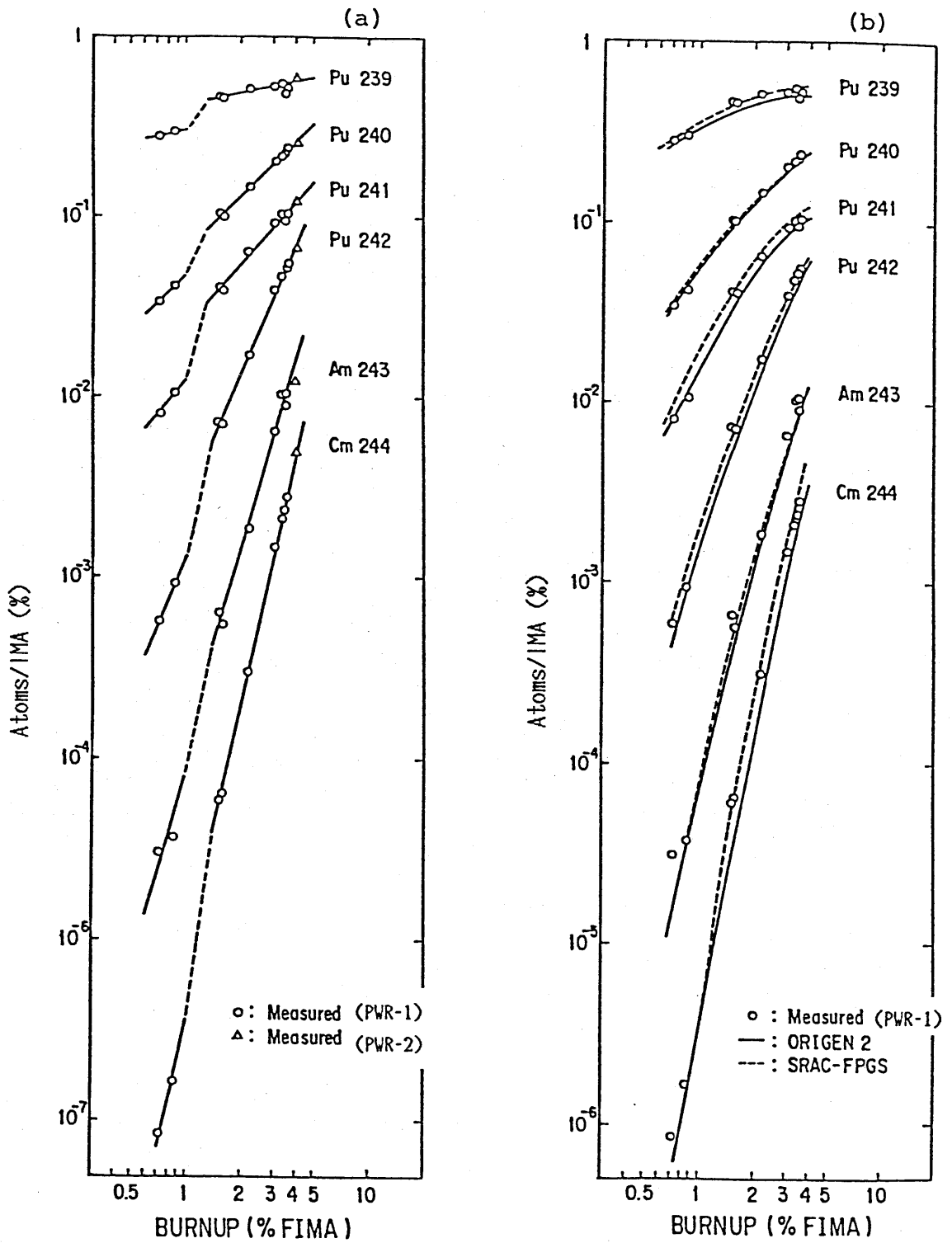


図5 ^{238}U を起点とする生成・消滅チェーン核種の変化-II

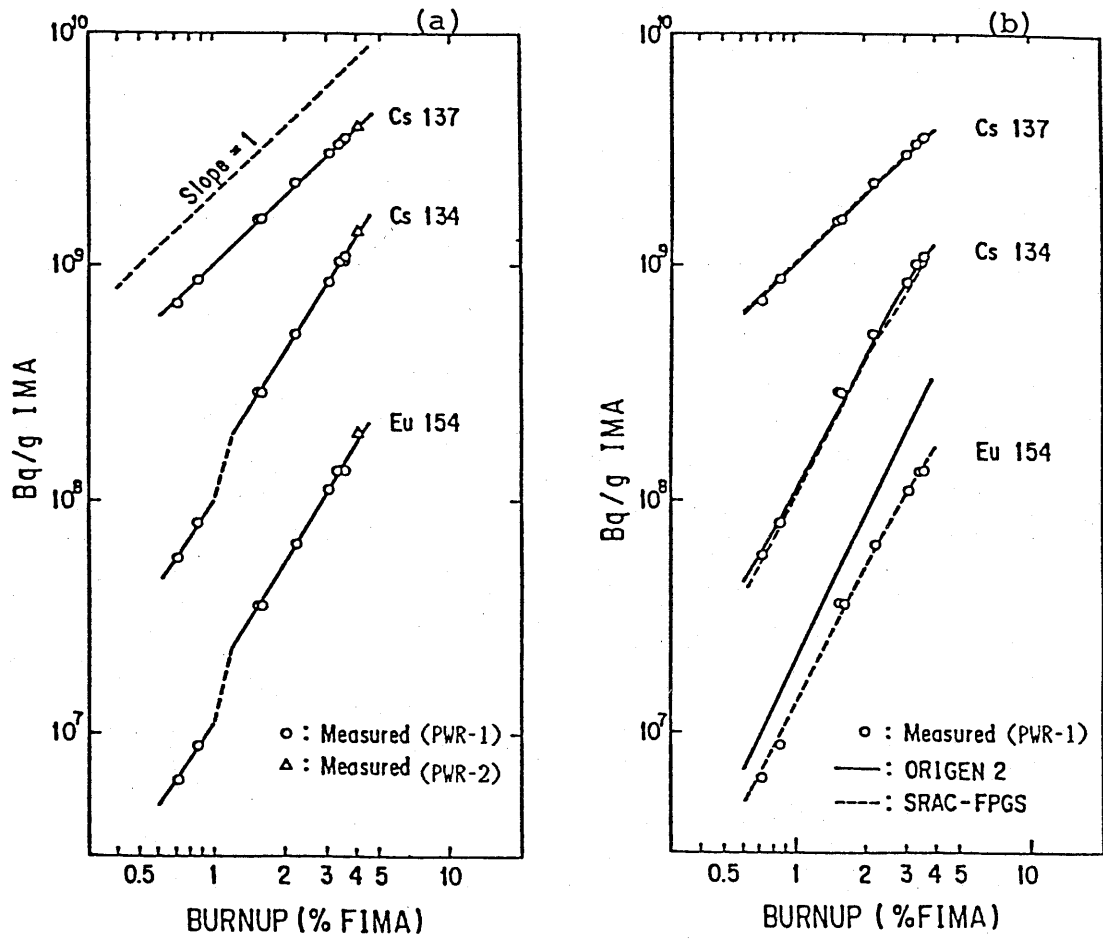


図6 γ 線放出FP核種の変化 (冷却時間: 5年) - I

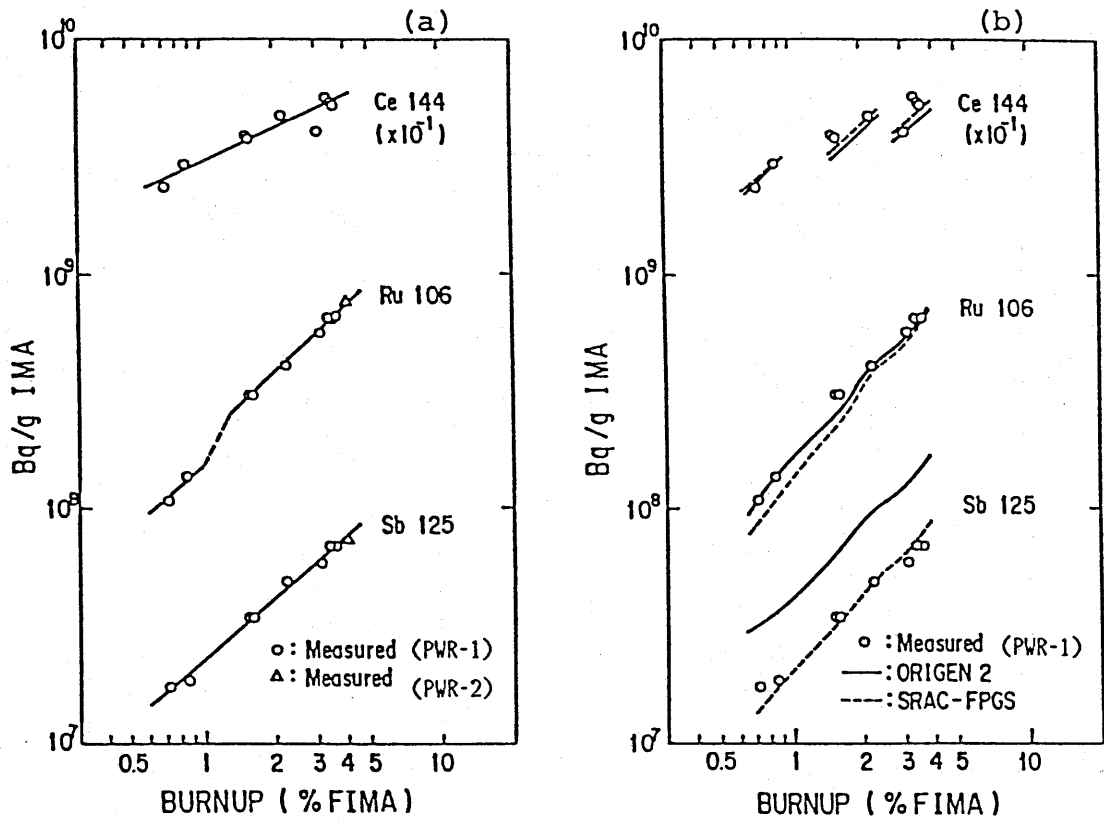


図7 γ 線放出F P核種の変化 (冷却時間: 5年) - II

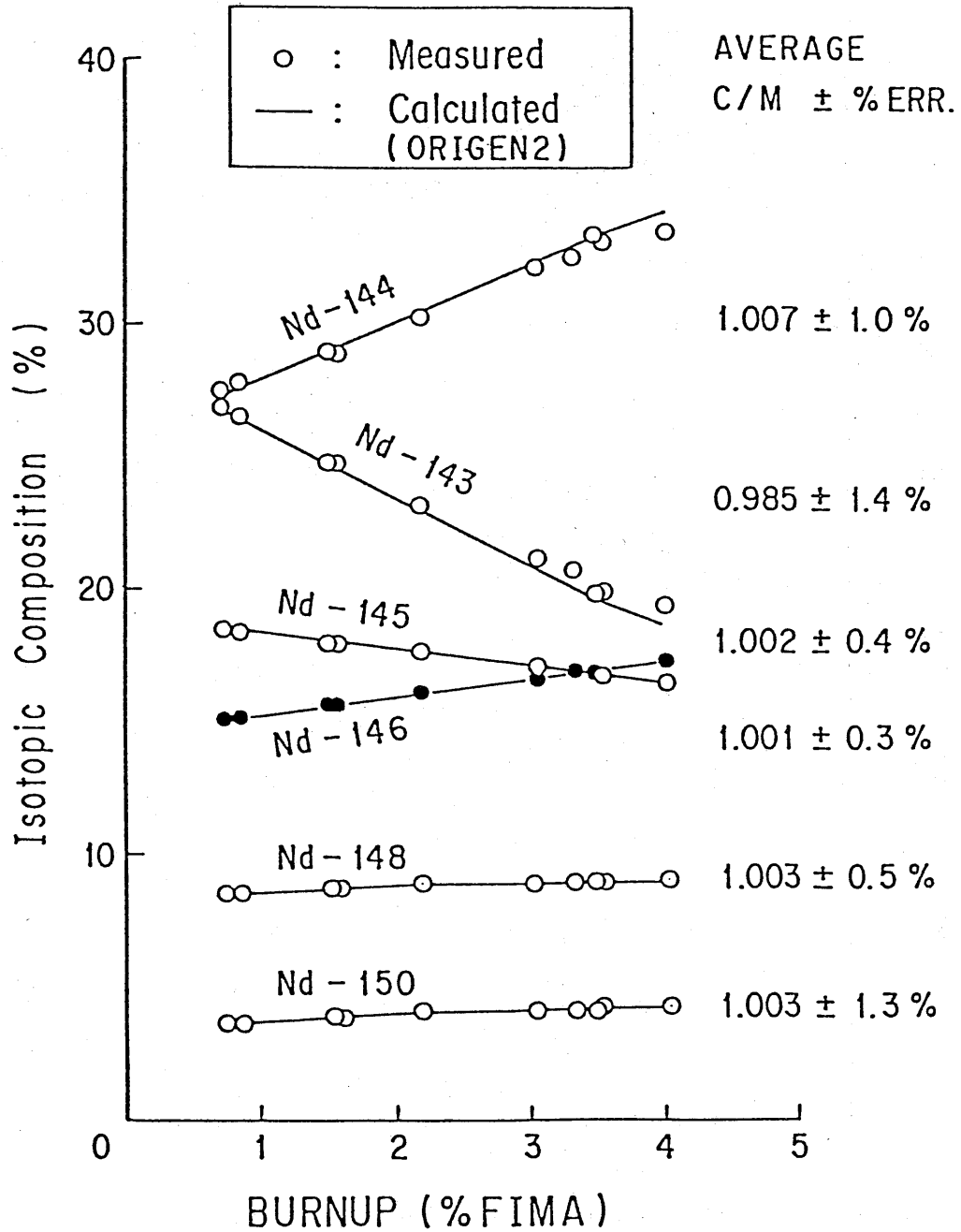


図8 Nd 安定FP核種の同位体組成の変化と C/M 比

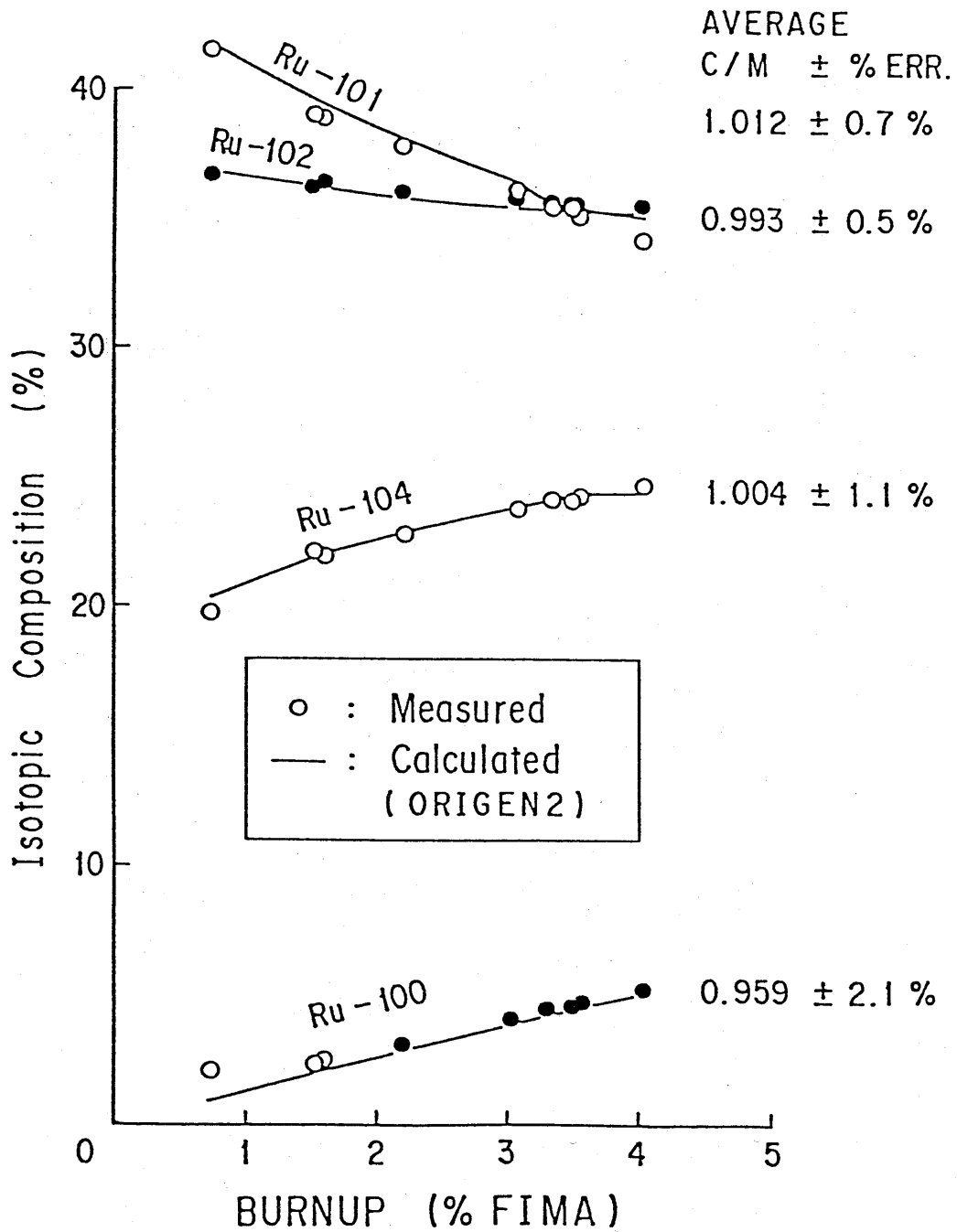


図9 Ru 安定FP核種の同位体組成の変化と C/M 比

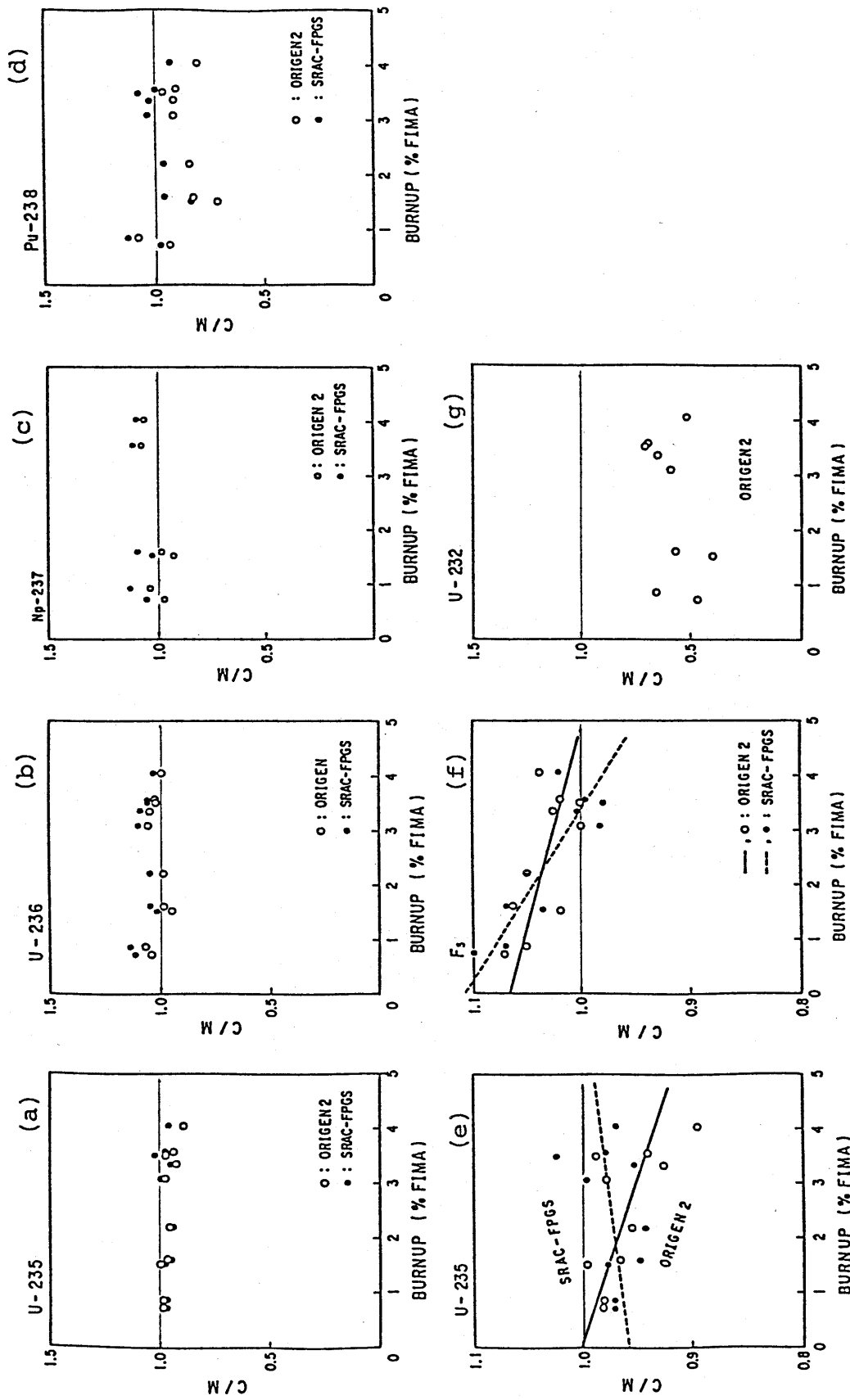


図10 235U を起点とする生成・消滅チエーン核種の C/M 比

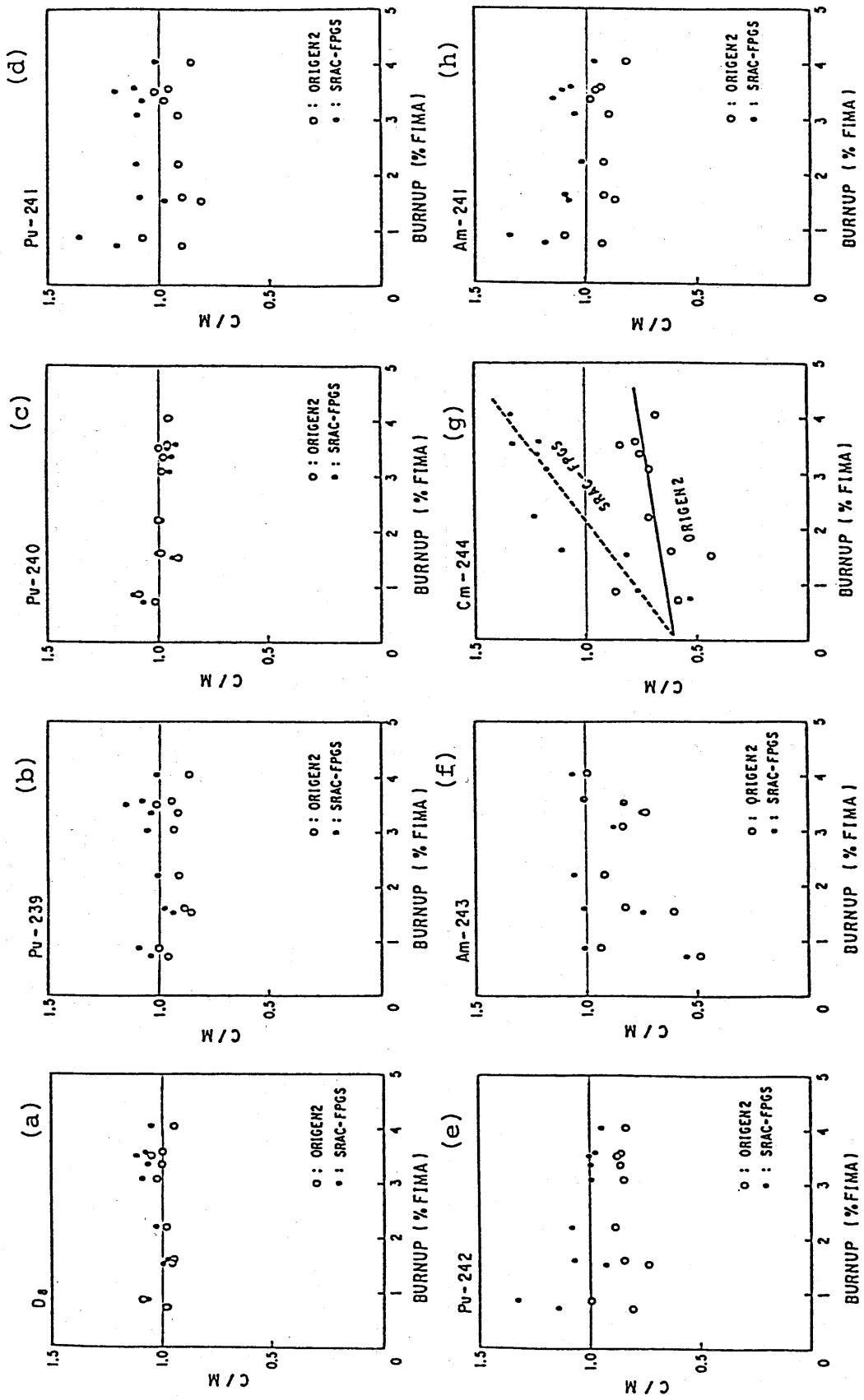


図 11 238U を起点とする生成・消滅チーン核種の C/M 比

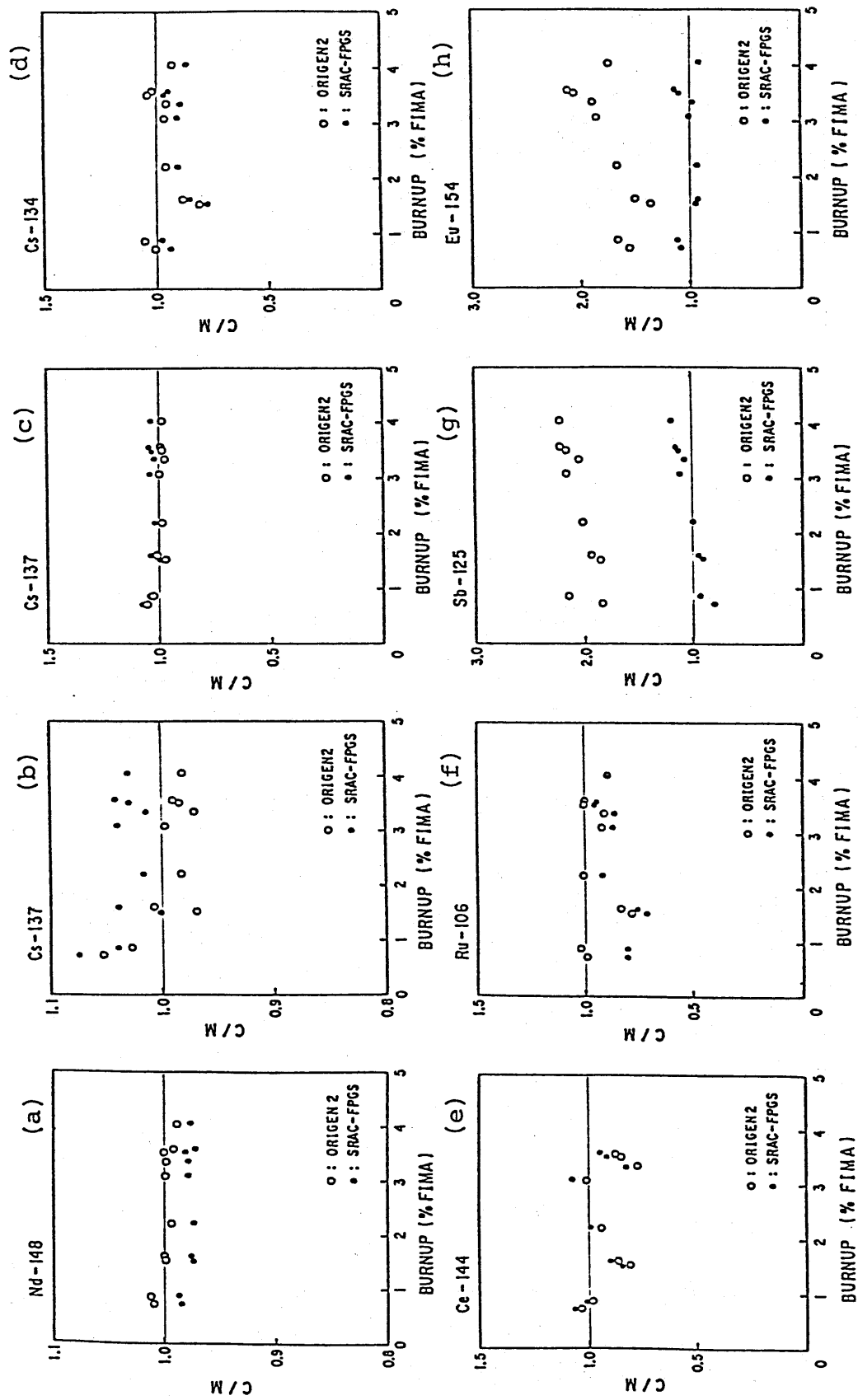


図12 FP核種のC/M比

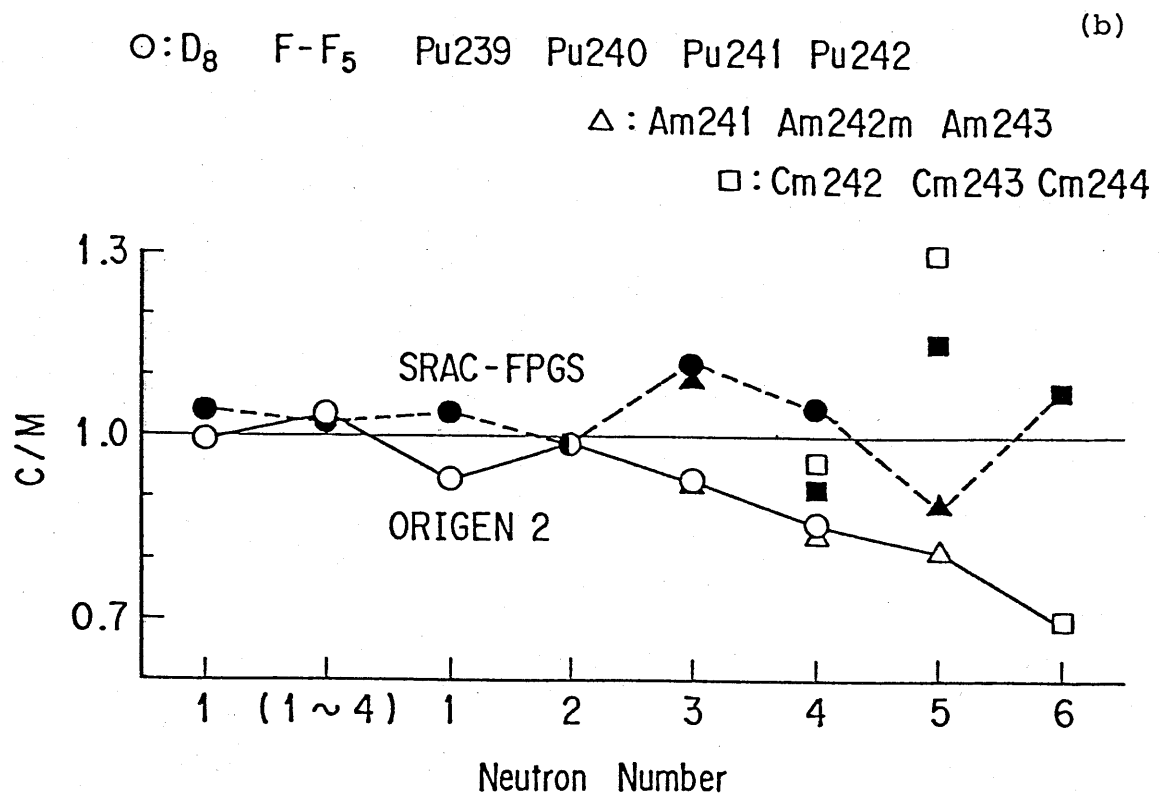
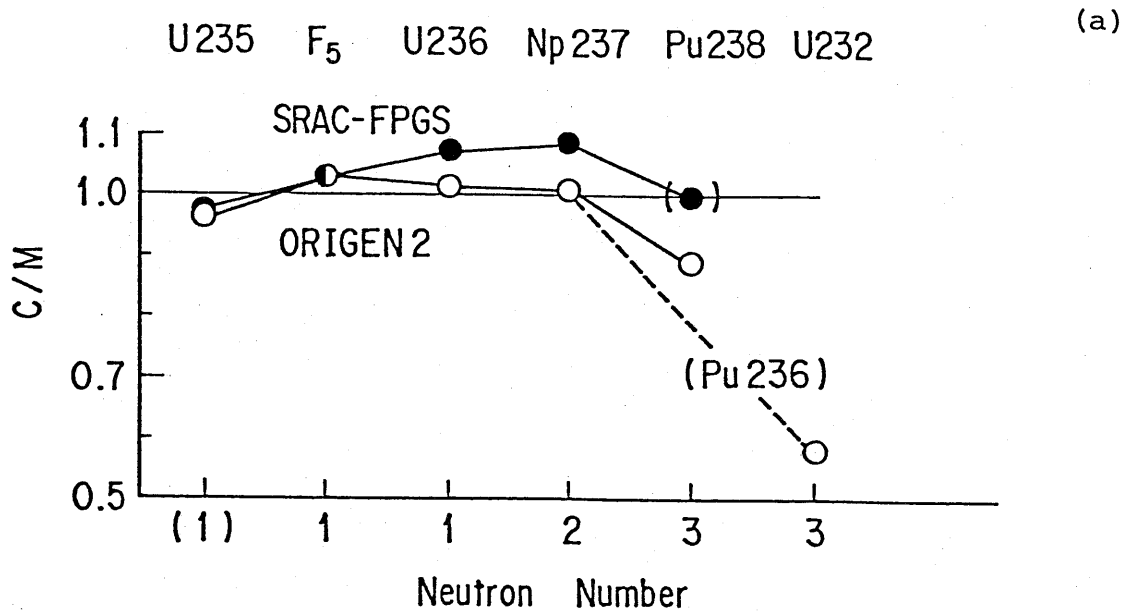


図13 ²³⁵U を起点とする生成・消滅チェーン核種の C/M 比の平均値(a) 及び²³⁸U を起点とする生成・消滅チェーン核種の C/M 比の平均値(b) と生成に関与する中性子数との関係

昭和63年・秋の大会

< 「核データ・炉物理」合同会合講演要旨 2. >

「原子炉崩壊熱基準」研究専門委員会の活動

Activities of the Committee for Decay Heat Standard

名古屋大学工学部

加藤敏郎 (KATO, Toshio)

1. はじめに

原子炉を運転すると ^{235}U の核分裂にともなって核分裂生成物 (FP) が生じる。これらの FP はエネルギーを放射線の形で放出する。しかも、この放射線放出は原子炉が停止しても、FP が存在する限りつづく。また、核分裂あるいは核融合にともなって放出される中性子により周辺の材料が放射化され、これらからも放射線が放出される。さらに、ウランの中性子吸収により超ウラン元素も生成される。これらの放射性核からの放射線による発生熱が崩壊熱 (Decay Heat) で、その熱量は原子炉の出力の数パーセントにもなることが知られている。この崩壊熱は原子炉の通常運転停止時、事故時、使用済み燃料および廃棄物の処理・輸送・貯蔵などの際に、その重要度はそれぞれの場合に違いはあるものの考慮しなければならないことである。その評価のためのデータについては各国において実験的、理論的研究が積み重ねられている。たとえば、アメリカでは早くから ANS 5.1 基準として崩壊熱基準データが推奨され、さらに最近新しい ANS 5.1 基準データ²⁾が推奨されている。わが国でも、東大「弥生炉」での優れた測定²⁾、原研と原子力学会の「シグマ」研究専門委員会での理論的研究³⁾とあいまって、ANS 5.1 新基準よりも一層広範、精緻な成果が挙げられている。このわが国の成果を原子力施設の設計・運転のためのデータベースとして関連分野の見地からの検討を加え、推奨値を提示するために1987年度より日本原子力学会に「原子炉崩壊熱基準」研究専門委員会が設置された。以下に、この委員会の活動状況の概要を述べる。(この報告は原研発行の「核データニュース」のために作成したものであるが、「炉物理の研究」用としても、とくに内容の変更をする必要はない、と考えられるのでそのままの原稿をお送りする。)

2. 「原子炉崩壊熱基準」研究専門委員会の活動計画と目標

上記の委員会では次のような活動計画と目標を設定した。

1. 分野ごとの崩壊熱データ利用の現状と要求の調査
軽水炉 (沸騰水型、加圧水型)、高速炉、その他の原子炉 (試験研究炉)、核融合炉、再処理、廃棄物処理・処分、貯蔵、輸送
2. 計算と測定と比較
3. 崩壊熱フィッティング式
4. 超プルトニウムの生成・消滅の評価
5. FPガンマ線スペクトルのフィッティング式
6. 誤差評価
7. 報告書の作成

できれば、報告書がデータブックとなることを目標とする。

(現在ではこれらの作業はほとんど終了し、報告書作成の作業に入っている。)

3. 基準データの現状

崩壊熱評価のための基準データとしては、現在よく用いられているものとしてアメリカのANS 5.1がある。これは ^{235}U 、 ^{238}U および ^{239}Pu の瞬時照射と長期照射の後の発生崩壊熱を照射後の経過時間に対して求めたものである。基礎となったデータはロスアラモス(LA)とオークリッジ(ORNL)の測定値などを最小二乗法で整理して求めたものである。しかし、これは 10^3 秒以下の冷却時間で問題があり、補正計数(1.2)をかけて用いている。日本のものとしてはJNDC(核データ委員会)データライブラリー²³⁾が利用出来る。このライブラリーは核分裂生成核の各種の核データの評価値のファイルで、またそれに基づいた崩壊熱の計算値もでている。測定値としてはLAのカロリメーターによる実験、ORNLのスペクトル積分の実験、および弥生炉²⁴⁾のスペクトル積分の実験がある。

4. 崩壊熱の評価

崩壊熱の評価のためには、ウランの核分裂生成物からの放射線をまとめて測定して得たデータを用いる方法と、核分裂生成核の微視的核データを用いて計算によって放出エネルギーを加え合わせて得る方法(総和計算法)がある。しかし、実験は試料としてウランの微小片を用い、照射も瞬時照射あるいは長期照射など限られた場合のみであり、また、利用者にとって多くの実験値からの取捨選択の問題がある。計算は使用するデータの信頼度あるいは欠落などの問題がある。このことから、現場の原子炉等の設計担当者にとって実用的な崩壊熱評価のための基準をなんらかの方法で示すことが必要になる。委員会では実験値と微視的データによる総和計算値を比較し、利用の分野からの検討も加え、基準値を示すことにした。

5. 総和計算に必要な核データ

総和計算は、サンプル、照射条件、原子炉運転条件、冷却条件、燃料組成などに応じて答えを求めることができ、崩壊熱以外にもFPの存在量、遅発ガンマ線エネルギーなどのいろいろな物理量のデータベースを得ることが出来る。一方、問題点としては、基礎データベースの精度が結果に影響することであり、ときには測定データが無い場合もある。

計算に必要な核データは核分裂収率データ、崩壊図式データ(Decay Scheme Data: 半減期、崩壊エネルギー、ガンマ線のエネルギーと分岐比、ベータ崩壊のエネルギーと分岐比)、崩壊のチェイン、中性子捕獲断面積などである。ベータ崩壊のエネルギーのうち、ニュートリノの持ち去るエネルギーは熱発生には寄与しないので考えにいれてはいけない。これらの核データは主として実験値に基づく評価値を用いるが、欠落している場合には理論計算値を用いる。

これらのデータは主要な各国ではそれぞれデータファイルあるいはデータライブラリーとして収集整備されている。わが国では、核データ委員会のJNDCデータライブラリー²³⁾があり、アメリカにはENDF/B-IV, Vがある。また、フランスはCEA、イギリスはUKFPDD、ヨーロッパ連合はJEF、スウェーデンはFPLIB6を用意している。これらのライブラリーに収録されているデータは現段階では、まだ若干の問題も含んでいる。従来の

ライブラリーによる総和計算では、ベータ線による崩壊熱は実験よりも10%高く、ガンマ線による寄与は20%低い。JNDCライブラリーではベータ崩壊の大局的理論で測定データを補正し、崩壊熱測定の実験²⁾とよく合う結果となった。最近、スウェーデンのグループがベータ線スペクトルの精密測定によってベータ線のエネルギーの平均値を直接に求めた⁴⁾。測定は112核種について行なわれ、その結果はJNDCの結果を支持している。

6. 各分野ごとの崩壊熱データ利用の現状と要望

原子力施設等の各分野ごとの崩壊熱データ利用の現状と要望の調査を行なって、基準値作成の参考資料とした。

軽水炉 (BWR)

BWRの場合には、崩壊熱を考慮する系統として、通常停止時には残留熱除去系、異常停止時には原子炉隔離時冷却系と残留熱除去系、事故時とくに冷却財喪失事故時には非常用炉心冷却系と格納容器冷却系などがある。このほかに、使用済み燃料プール浄化系がある。これらの系統を設計する際に使用する崩壊熱データは、たとえば、非常用炉心冷却系の設計解析では「GE + 3σ」である。崩壊熱データ使用の立場からは基準データの作成に使用した基礎データとその妥当性を示し、保守性の取り方に対する考え方を明確にすることが要望されている。

軽水炉 (PWR)

PWRでは通常停止時には主蒸気系統設備・復水設備および余熱除去設備、事故時には非常用炉心冷却設備、原子炉格納容器スプレイ設備等がある。また、使用済み燃料ピット水浄化冷却設備がある。これらの設備の設計にPWRの場合にはANS 5.1に基づく崩壊熱データを使用している。ANS 5.1については原子炉停止後10⁴秒以降の領域で大きめの評価になっている。この領域での精度の向上が望まれる。

試験研究炉

研究炉の形式は多種多様であり、出力の範囲は8桁にも及ぶ。いわゆる低出力炉では崩壊熱は炉心の健全性確保の上でほとんど問題にならない。中出力炉では炉心部の冠水を確保することが望ましく、高出力炉では崩壊熱は重要になる。要望としては、崩壊熱のデータの精度は²³⁵Uの核分裂生成物と生成するアクチノイドに関するものについて当面は10%、将来は5%が望まれる。

高速炉

高速炉で崩壊熱を考慮する必要があるのは、炉心からの崩壊熱除去設備および使用済み燃料の冷却設備である。崩壊熱の評価は総和計算コードFPGSおよびDCHAINにより求めている。崩壊データライブラリーとしてはENDF/B-IVあるいはJNDC-1.5を使用している。構造材の放射化については多群放射化燃焼計算コードにより評価している。

高速炉の場合には崩壊熱データの精度としてプラス・マイナスの両方に10%以下とな

ることを要望する。

核融合炉

核融合炉では崩壊熱は構成材の中性子による放射化が主である。冷却材喪失事故時、機器の修理の時および長寿命放射性廃棄物の処理時に問題となる。崩壊熱の評価の結果、核融合炉では崩壊熱は核分裂炉に比べて1桁以上低く見積もられる。計算には誘導放射能計算システムTHIDA-2を用いる。計算値の実験的検証が必要である。

再処理施設

再処理施設あるいは再処理工程では崩壊熱は使用済み燃料の貯蔵、溶媒抽出、高放射性廃液の貯蔵、ガラス固化体、プルトニウム製品で問題となる。これらの段階で崩壊熱を除去し、過度の温度上昇を防止するための対策がとられている。設計に際して現在では十分な安全裕度を考慮しているので崩壊熱計算精度は現在のもので十分である。基準値としてはユーザーが手軽に利用出来るものが望ましい。

廃棄物の処理・処分

廃液の受け入れと前処分およびガラス固化体の貯蔵で崩壊熱を考慮する必要がある。現在では崩壊熱の計算はORIGENコードによるもので十分であると考えられている。

燃料、廃棄物等の輸送

燃料、使用済み燃料、放射性廃棄物の輸送に用いる輸送容器は収納物の崩壊熱の影響を十分に評価することが重要である。すなわち、内部から外部への熱の放散である一方、外部からの火災などの熱は遮断できなければならない。この両者のバランスをとる事が重要な問題となる。計算はORIGENコードで行なう場合が多い。

7. 報告書案

以上のような調査と検討の結果を次のように報告書としてまとめることとした。

PART - I

- 第1章 序論
- 第2章 必要な核データ
- 第3章 総和計算と実験との比較
- 第4章 推奨値

(できればこの章のみ切り離しても利用出来るようにする。)

PART - II 原子力施設等の各分野ごとの崩壊熱データ利用の現状と要求

- 第1章 各分野ごとの利用と要求のまとめ
- 第2章 軽水炉 (BWR, PWR)
- 第3章 高速炉

- 第4章 試験研究炉
- 第5章 核融合炉
- 第6章 再処理施設
- 第7章 廃棄物処理・貯蔵
- 第8章 輸送

参考文献

- 1) ANSI/ANS-5.1-1979, American National Standard for Decay Heat Power in Light Water Reactors prepared by the American Nuclear Society Standard Committee Working Group ANS-5.1
- 2) 秋山雅胤、古田一雄、井田俊雄、坂田薫、安成弘： ^{235}U 、 ^{239}Pu および ^{233}U の高速中性子核分裂による核分裂生成物からの γ 線崩壊熱の測定，日本原子力学会誌 vol. 24, no. 9, pp 709-722(1982)
秋山雅胤、古田一雄、井田俊雄、坂田薫、安成弘： ^{235}U 、 ^{239}Pu および ^{233}U の高速中性子核分裂による核分裂生成物からの β 線崩壊熱の測定，日本原子力学会誌 vol. 24, no. 10, pp 803-816(1982)
- 3) 田坂完二ほか JNDC グループ： JNDC Nuclear Data Library of Fission Products, JAERI 1287(1983)
- 4) H. Aleklett, G. Rudstam: Average Beta-Ray Energies of Short-lived Fission Products, Nuclear Science & Engineering 80 74-91(1982)
G. Rudstam et al.: Average beta-ray energies of fission products and their use for decay heat predictions, Proceedings of a Specialist' Meeting on Data for Decay Heat Predictions, 7 Sept. 1987

<研究会報告>

第5回

「原子力におけるソフトウェア開発研究会」

原 研 前 川 洋

はじめに 昭和63年10月17～18日に、日本原子力研究所東海研究所で、第5回「原子力におけるソフトウェア開発」研究会が開催された。本研究会は原子力コード研究委員会と炉物理研究会の共催で毎年開催しており、今年で5回目となった。過去4回の研究回では「3次元輸送コード」、「熱水力・安全性」、「伝熱流動」、「高転換炉」、「データベース」、「中小型次世代炉」、「知識工学」などがテーマとして取り上げられた。今回は米国カリフォルニア大学バークレイ校の原子力工学科の主任教授であるPigford博士をゲストスピーカーとして迎え、「環境シミュレーション」と「原子力研究者のためのコンピューターネットワーク」をテーマに取り上げた。

参加者は150名程度で今年も大変盛況であり、懇親会でも参加者の間で活発に意見交換がなされていた。

本研究会の報告等はJAERI-Mレポートして刊行予定で、現在印刷中である。以下、各講演毎にその要旨を示す。

【原子力研究者のためのコンピューターネットワーク】

ネットワークの現状と動向

本多 正典 (富士通)

電気通信系の主要メディアの供給情報量中で、電話以外のデータ通信やファクシミリといった非音声系メディアの増加が目立って来た。企業では規模の拡大と共に事業所数の増加で、OA機器が各所で使われ、ヒト、モノ、カネを有機的に結ぶネットワークが必要となった。1982年10月の第二次通信線開放及び1985年4月の電気信事業法の成立により、情報通信ネットワークの構成や内容に大きな変化をもたらした。しかもLSI技術の進展によるアナログ信号からデジタル信号化は、通信技術の発展と共に各種メディアの統合、機器の小型化、通信経費の低減など様々な効果をもたらした。

このような環境にあって企業を中心に大学や研究所等でこれまでのネットワークを見直すと共に新しくテレビ会議や電子メール等を提供するマルチメディアネットワークとして再構築し、企業グループネットワークやそれを更に発展させたSIS(戦略情報システム)を形成するなど経営基盤の強化を図るところが増えてきた。

LAN(Local Area Network)は①スター型、②リング型、③バス型に分類でき、伝送媒体やインターフェースであるハードとそれらを運用するソフトについて、IEEEやISOにより標準化が進められている。今後はLANを結合したマルチメディアネットワークによる新しいサービスが展開するものと思われる。

異機種間のネットワーク

宮澤 正幸 (NTT)

通信機能を有した高速、高機能なワークステーション(WS)、パーソナルコンピュータ(PC)等が普及し、ホストコンピュータとの通信はもとより、これらWS、PC等が直接情報交換する分散型ネットワークの形態が一般化しつつある。この分散型ネットワークの構築では①ファイル、データベース等の大量の情報交換から、メール、コマンド等の比較的少量の情報交換までの高度な利用形態と多様なトラフィックに対応できること、②異なるアーキテクチャで設計されているWS、

PC等(異機種)の相互通信機能を備えること等が重要である。

現在、前者①の要求に応えるため、端末、処理系(W S、P C等を含む)からのコンピュータ/ネットワーク利用技術(O S等を含む)の高度化研究が進められる一方、通信系から通信ネットワークの高度化に係わる研究が進められている。

後者②の要求に対しては、人々のユーザシステムに対応し、既に敷設された異なる通信方式を有する装置間を接続するための通信方式変換装置を設置する方策をとるか、異なる通信方式を有した装置相互に共通な通信方式を搭載させて通信させる方策をとることにより対処するのが一般である。この共通な通信方式としてO S I (Open Systems Interconnection) プロトコルを適用する気運が高まりつつある。

現在、F A、O A分野を中心にO S I プロトコルをサポートしたL A Nがこれに応えるネットワークとして注目されている。このネットワークでは異機種間が共通のO S I プロトコルを有した機能に対する通信についても考慮されているものが多い。通信を開かれたものにするか、閉ざされたものにするかは、夫々の製品の提供者側とその利用者の選択にかかっている。

電総研におけるL A Nの現状

大石 東作(電総研)

1983年末、電子技術総合研究所情報部門に初めてL A Nを導入し、3台の計算機を接続して運用を開始した。当時、国内における開放的なL A Nの設置例は少く、Ethernetを用いた異種プロトコルL A Nの導入に当たっていくつかの困難に遭遇した。

現在では、情報部門の各共用計算機システム(V A X-8800、S U N 3、S U N 4、D S P-9000、他)が、基本的に2系統のL A N(C H A O S-L A NおよびC L E A N-L A N)に接続されている。C H A O S-L A Nには、各研究室の約110台程度のワークステーションも接続されており、さらにはI P-Routerを経由して、1987年度末に導入された工技院筑波地区のスーパーコンピュータ用のL A Nとこれに付随して設置された研究所全体のL A Nおよび情報部門のその他のL A Nに接続されている。対外的には、低速なレベルで国内(J U N E T経由)と海外(C S N E T経由)の多くの機関との接続を完了している。これらのL A Nは、既に高度で国際的な研究活動に不可欠なインフラストラクチャになってきている。

大学における核融合研究のための計算機ネットワーク

阿部 芳彦(名大プラ研)

プラズマ研究所電子計算機センターは、昭和52年度に大学における核融合・プラズマ物理研究のための全国共同利用の施設として発足した。全国共同利用の実を上げるためにネットワークの整備を重点的に行い、主要な核融合研究機関、東北大学、筑波大学、京都大学(吉田地区、宇治地区)大阪大学、広島大学にR J E端局を置くまでに発展した。

日米データリンクエージは昭和58年秋から技術的検討が始まり、60年度からローレンスリバモア研究所との間で運用を開始した。その中で、計算機に対する考え方、ネットワークの考え方に日米間に大きな隔たりがあり、後々ネットワークを考える上で、大いに参考になった。

L A Nを用いた実験機器予約システム

久保 正雄(埼大分析センタ)

この機器予約システムは、学内共同利用機器の利用状況をリアルタイムに利用者へ伝えると共に機器の有効利用を図りセンターの円滑な管理運営を行うために開発された。このシステムは、既設の回路網を利用し、パソコンをホストにしたハードと、予約管理とB B Sソフトを機能拡張したソフトからなる。

予約は2週間先まで行えるが、対話形式によるコマンドを選択する方式をとったので操作は簡単

である。予約状況は全て画面に表示され、その際、既予約者があればその名前を知ることができる。またBBS機能の拡張により、利用者はセンターから各種のメッセージを受信できる。センターが、故障、保守管理等の理由で強制的に予約を解除した場合、対象となった予約者には、その理由と再予約の要請が自動的に送信される。このように本システムは、リアルタイムでセンターと利用者との対話を行えることが特徴であり、MS-DOSのファイル転送や7人までの電子会議も行える。

研究環境とBITNET

広瀬 健 (早大、情報科学研究教育センター)

BITNETは1981年にCUNYとYale大学を結んだことに始まる。1984年2月にはヨーロッパに、同年9月にはカナダにと、このネットワークは拡大をつづけ、1985年には日本にまで及んだ。BITNETは、大学および非営利の研究所を対象とするネットワークであり、その名前は "Because It's Time" に由来する。方式はIBMのRSCSのプロトコルを用い、各ノードは専用線(主として9600bps)で結ばれている。このネットワークはIBMのマシンを中心に大きくなっているが、色々な大学でRSCSのエミュレータが開発されており、日本でもDE C、富士通のマシンなどがノードになっている。現在(1988年10月)、世界では30ヶ国で約950の大学、研究所に拡っており、そのノード数は約2300である。

<パネルディスカッション>

「原子力分野におけるネットワークの利用〔現状と今後への期待〕」と題し、河原崎雄記(原研)を座長に、6名のパネラーによるパネルディスカッションを開催した。各パネラーは次のようなことを強調した。

岩田修一(東大): 原子力分野でのデータベースやネットワークの状況をみると、昔ながらの強大なコンピューターのもとで、官庁の壁等で皆がこれらを相互に利用しあえない状況にある。情報、データが更に増大する中でこのような状況を早急に改善する必要がある。

中沢正治(東大): ネットワークによるCAD/CAEの利用は、特に民間企業ではめざましい。戦略的な観点から、原子力全体のネットワーク化に取り組まねばならない。

山野直樹(住友原子力): ネットワーク化していない現状では、公開された新しいコードの入手に最低2ヶ月かかり、日進月歩の研究競争に負けかねない。ネットワーク化したコンピューターセンタは、個性のある、外国から一目置かれるものでないといけない。

菊池康之(原研): 原研ではこれまでに各分野でのデータベースを蓄積してきているが、外部に出して使ってもらうデータは極めて少ない。外に売り物になるデータベースと研究者レベルのデータベースとは全く次元が違う。原研ではデータベースセンターをつくり、外部に出せるデータベースの整備をする予定である。

峰原英介(原研): BITNETを利用し、mailの交換、fileによるプログラムの交換を行った。原研では現在、計算センターにある端末まで出向かないと使えないので大変不便である。

古谷 実(原研): INISは56年から on-line 利用が開始された。年間9,000回(アクセス回数)、原研利用1,600時間、原研外利用200時間となっている。利用者に如何にうまく利用させるかが問題となっている。利用者も賢い利用者になるべきである。

一般からの討論への参加もあり、盛会のうちに、座長から「ネットワークは難しい問題があるものの、未来のある話である」との言葉でパネルディスカッションが締めくくられた。

[環境シミュレーション]

SPEED Iの広域・高層化とチェルノブイリ拡散シミュレーション

石川 裕彦 (原研)

チェルノブイリ原子炉事故を契機に、SPEED I (緊急時環境線量情報予測計算システム) の広域・高層化の研究開発に着手した。風速場計算モデルの改良では、地球が球面であることに起因する歪みの補正、気象データの利用法の改良及びパラメータの再検討がなされた。移流拡散計算モデルでは、地表沈着計算法の改良が行われ、さらに、空間濃度、地表面沈着、吸入による内部被曝線量、大気中の放射性物質及び地表面沈着からの照射線量率と外部被曝線量を一括して計算できるようになった。計算支援システムの改良では、世界地形地図データベースの作成、世界気象データ処理システムの作成等が進行中である。

改良された計算モデルを用いて、チェルノブイリル事故を解析した結果、北欧諸国へ影響を及ぼしたのは事故初日の前半に放出された放射性物質である事、西欧諸国へ流れたのは主として事故初日の後半に放出された放射性物質であることが示された。また、5月の8日前後に東欧及び北欧で検出された空間濃度の再上昇は5月4日以降に放出された物質の影響であることが分かった。放射性プルームの到着時期、地表沈着量の分布パターン等も測定値とよく一致している。

チェルノブイリ事故による放射性物質の地球規模の拡散シミュレーション 木村 富士男 (気象研)

1986年にチェルノブイリで起きた事故により、放射性物質が大気中を地球規模で広がり、我が国にまで到達した過程をシミュレーションした。数値計算は2つの部分から成っている。第一は気象庁が日々の天気予報で使用している地球規模の気象のモデルで、事故が起こってから放射性物質が世界中に広がるまでの気流と乱流の状態を再現する。第二は拡散モデルで、放射性物質の移流・拡散をランダムウォークで再現する。

計算結果によると放射性物質は7日で我が国に到達し、その平均濃度は約 $10 \text{ pCi} / \text{m}^3$ であり実測と良く一致する。感度解析から放出高さやその位置が感想沈着に及ぼす影響を調べた。乾燥沈着と並んで雨による除去が重要であるが、雨量分布の正確な把握、除去速度の推定などの問題がある。

排液の海洋拡散シミュレーション

片野 尚明 (電力中研)

再処理施設で発生した低レベルの放射性排液は、放流管によって希釈効果が十分に期待できる沖合い領域へ放出される。この排液の濃度分布の予測は、再処理施設の安全評価にとって重要な課題である。そこで、従来当所が発電所からの水中放流による温排水拡散に対して開発してきた数値モデルを活用して、放射性排液の海洋拡散に関する実用的な予測手法を完成させた。

海域中に放出された排液が周囲水を連行して混合希釈し、海面に向かうプルーム拡散過程 (近傍領域) と、排液が海面に到達した後の海洋拡散過程 (遠方領域) に分けてモデル化し、計算した。排液プルームの数値シミュレーションの結果、「均一密度場静水域」の場合、実験結果とおおむね良い一致を示した。「二成層静水域」の場合、実験と計算は良く一致し、「均一密度場流水域」の場合でも、両者はほぼ良く一致した。一方、海洋拡散のシミュレーションの結果から、濃度は流下距離とともに約 -1 乗勾配で単調に減少し、2~3 km 付近で濃度の低減が鈍化する傾向となることが分かった。

高レベル廃棄物地層処分評価コードの開発と現状

木村 英雄 (原研)

高レベル廃棄物は安定な深地層 (地下500~1000 m) に処分されると考えられており、放射性核種の地表 (人間の生活圏) への漏出は地下水によって起こると考えられる。地層処分の安全評価モデルは大きく3つのサブモデルに分けられる。第一はガラス固化体、キャスト、オーバー

バック、緩衝材、埋め戻し材等の人工バリアに関するソースタームモデル、第二は天然バリアである地層に関する移行モデル、第三は人間の生活圏における被曝評価モデルである。

地下水流解析には有限要素法を用い、亀裂のない多孔質媒体中の流れと亀裂のある媒体中の流れとに分け、2次元及び3次元のコードを開発した。核種移行の解析には上記2媒質について、有限要素法による1次元、2次元モデルとモンテカルロ法による3次元モデルのコードを開発した。これらを用い、花崗岩中での核種移行や玄武岩地層での物質移行などを解析した。

地中における汚染拡散の予測

T. H. Pigford (UCB)

放射性あるいはその他の廃棄物の地中処理処分システムの目的は、遠い将来の世代を十分に保護するよう、生体圏を廃棄物から分離することにある。良く設計された廃棄システムは適用可能な実施基準に基づき、数万年以上機能しなければならない。汚染の拡散が極く遅くなるよう固体廃棄物をより分けることができるものの、少量の廃棄成分は地下水に溶け込む。この汚染した地下水はゆっくり移動し、いづれ生体圏へ到達する。地中処理処分システムの設計や規制には、固体廃棄物から汚染物が遊離する割合とその結果汚染した地下水の拡散する割合を定量的評価する手法が必要である。1977年からパークレー校の研究グループより、その予測のため新しい理論の開発に着手した。

地下水による拡散を対象とした "Far-field" 輸送問題の解析では、1万年までは ^{14}C が、数百年後は ^{237}Np が主な汚染源であることがわかった。"far-field" 輸送の "source term" を与える "near-field" 輸送は固体廃棄物から地下水及び周囲の岩石への質量移送を取り扱う。この質量移送の研究は米国において1981年から精力的にすすめられた。"intermediate-field" 輸送では個々の廃棄物パッケージのアレーからの放射性核種の移動を取り扱う。この解析は環境への放出を予測する上で有益であり、アレー方程式として、多孔質及び亀裂の多い媒質用のものを開発した。

今後、ガス試料からの放出、化学環境の中での非均質性、"near-field" から "far-field" への転移輸送問題など多くの項目を重点的に研究する必要がある。

おわりに

関連のある他の分野の研究成果を知ること本研究会の目的の一つである。今回も天気予報に用いる計算モデルをチェルノブイリ事故解析に応用した興味深い結果を知ることができた。初めての試みであったパネルディスカッションもまずまずであった。今回の結果を踏まえ、原子力分野においても研究所、大学、企業の間で計算機ネットワークが早急に普及し、情報交換が容易になることを期待したい。

< 国際会議報告 1. >

第31回 NEACRP 会合報告

日本原子力研究所 金子 義彦
動力炉 核燃料開発事業団 白方 敬章

I. 概 要

第31回 NEACRP 会合は、去る10月17日から21日の期間、動燃・大洗工学センターにおいて開催された。出席者は 別添1 に示すように、委員として10ヶ国、12名のほか CEC より1名、NEA 事務局より1名の合計14名、さらに、これにオブザーバーとして NEANDC 1名、IAEA 3名が加わり18名の会合となった。議事は白方議長のもとに、別添2 に示す議事予定に従って進められた。

Part A : Executive Session では、第30回会合の議事録の承認、NEACRP 関連の他の部門である NEA Data Bank, CSNI, IAEA 炉物理部門の活動の報告があった。続いて、核データファイル作成に関する ENDF/B, JEF 及び JENDL の協力関係について議論があり、NEANDC-NEACRP 共同の Task Force グループが作成されることとなった。座長は NEANDC の J. Rowlands (U.K.) があたり、H. Vonach (Austria) の参加が推奨された。この他、ENDF, JEF, JENDL より代表が参加し、1989年 5月より活動が開始されることになろう。

また、日本から、スーパーコンピュータの適用により、原子力の今後の一層の発展を図る国際会議 “ International Conference on Supercomputing in Nuclear Application ” を原研主催で企画しているが、NEA の助力を要請する提案を行い、NEACRP としては General Cooperation を実施することを承認することとした。

Part B : Technical Sessions では、各国の炉物理研究の現状が報告されると共に、あらかじめ指定されている Topics についての論文発表と委員相互による議論があった。主たる Topics は新型 FBR の設計研究、TRU の消滅処理、受動的安全設計、高転換軽水炉等であり、また、Benchmark 問題として、日本の提案の 3-D Transport が承認された。技術論文発表件数は 51件であるが、日本からの寄与がここ数年通りの約 1/3~1/4であり、日本の炉物理分野の研究活動の重みが定着している。

第32回会合は、1989年10月 ANL(USA, シカゴ)で開催することとし議長、副議長共今年のメンバーで行くことになった。また、Technical Session における Topics は別添3 に示すように、新型 FBR の概念、高温ガス炉の炉物理、高転換軽水炉を新テーマとし、今年取り扱った TRU 消滅等を持ち越すこととなった。

II. 技術論文発表

1. New Topics

各国の炉物理研究の現状について、各国代表が論文の要旨を説明し、これに他の委員が意見を述べるという形で、New Topics から議論が開始された。各セッションについて概要を以下にまとめた。

1.1 Advanced FBR Core Design Studies

A-887は、フランスの FBR 計画の概説であり、主たる力点は燃料サイクルコストを下げ、高い資本費を埋め合わせようというものである。このためには、燃焼度を上げること、反応度のスウィングを小さくすること、燃料製造及び再処理コストを減ずることが最も重要視され、軸方向非均質炉心が有望視されている。

A-896は、日本からのダクトなしの燃料集合体炉の可能性の研究で、構造材料の減少による利点が検討された。

A-897は、日本からのチューブインシェル型燃料集合体を用いる炉概念の評価研究で 1.9という非常に高い増殖比が得られるとしている。

A-898は、部分的に燃料交換を行うという金属燃料の超長寿命の炉心 ULLC の特性が検討された。この部分的な燃料交換により、反応度余裕への要求、出力ピーキング因子並びに出力の変動が小さくなるという利点がある。

A-899では、金属燃料 FBRs の高いポテンシャルについて、炉心を小さくできる、燃料サイクル長の延長、反応度の燃料によるスウィングが小さくなること等が検討された。

A-922では、軸方向非均質炉に関する日米共同実験 JUPITER-III について報告があり、実験の予測が従来の均質炉心に比べて、精度が若干落ちることが指摘された。

A-937では、ソ連から BFS-53系臨界実験について報告があった。この炉心は中央のブランケット領域の上部が酸化物炉心で、下部が金属炉心である。径方向には2種類の濃縮度がある。部分的に制御棒が挿入された場合、中央のブランケット領域について有意の不一致が確認された。

1.2 Physics Aspect of TRU Burning by Reactors and Accelerators

A-911では、ISPRA における FBRs での再利用並びに核破砕ターゲットの利用についての調査がまとめられている。ここでは両手法共、技術的には可能性が認められることと、核エネルギーの放出全体のコストに比較すれば、経済的負担は小さいとしている。また、TRU だけでなく、長半減期の I-129, Tc-99 等も核変換の対象になるとしている。但し、短期的リスクの増加が長期的リスクより増大しないという説明が本質的であり、リサイクルの回数の低減、関連技術の進歩が前提という見方をしている。

A-941では、CANDU について、ウラン以外の重元素のリサイクルは $100 \sim 5 \times 10^4$ 年の期間において、使用済燃料の重元素に原因するリスクを軽減することができる。この期間を過ぎると、リスクはウランとその娘核によるものになり、単位エネルギー発生あたりのリスクの軽減はウランが少なくて済むという点によりリサイクルにより実現される。しかしながら、使用済燃料中の重い元素からのリスクは 10^5 年位にわたっては、燃料の採掘の残滓からのリスクと同等である。そのために、残滓中のラジウムに対して減少措置をとらない限りリサイクルは全体のリスクを減ずることにはならない。

A-901は、日本からの専焼炉の提案であり、Am-Cm-10%Y と Np-20%Zr 合金 Na 冷却燃料炉と窒化 TRU 被覆粒子燃料体使用の He 冷却炉について硬いスペクトルが効率的に(10%/400日)に TRU を主として核分裂により消滅していくことが述べられた。

A-900は、日本からの核破砕による TRU 破砕の基礎的研究の現状報告であり、TRU 核破砕生成物の質量分布・半減期の計算結果が示され、多くのものは半減期が1年以内であり、この手法の基本的な優位性が説明された。

A-910は、イスラ等からの論文で多段のサイクロトロンにより駆動される核破砕により中性子が供給される TRU 酸化物を燃料とする未臨界炉 ($k_{eff} = 0.9 - 0.95$) の基本設計を提示し、炉の中での中性子の増倍が重要因子であるとしている。

1.3 Gamma-Energy Deposition

A-924は、日本からの論文で LiF TLD を用いた ZPPR-17A の軸方向非均質炉心における加熱実験の解析である。C/E 値は炉心領域でおよそ 0.95 であるが、なお 10%の系統的な不一致があり非均質化のモデルに寄因すると考えられる。

A-888は、種々の MASURCA 集合体での実験の解析で TLD のほか電離箱による実験を対象としている。CARNAVAL-IV 中性子データと ENDF/B-IV からの γ 線生成データによる計算は、PuO₂-UO₂ 炉心の中で過小評価の傾向があること、TLD の結果はおおむね計算と一致するが、電離箱の結果は TLD に比較して 5%くらい低い結果を得ている。

A-889は、Pu-239 の核分裂における即発 γ 線の評価についてであり、現状の ENDF/B-V 値より低めになり JEF-2 に入れられる予定である。また、カリメトリックな測定が PHENIX と ZPPR で実施されている。

1.4 Identification of Factors Affecting Local Stability in LWRs

フランスからの A-890では、30%MOX 燃料装荷の PWR について、制御棒引抜きに対する過渡現象の解析が報告された。被覆材の温度は、1000℃ を超えることなく全 UO₂ 炉心より厳しい結果を与えないとしており、その理由は抜けた制御棒の正の効果は遅発中性子の負の効果により相殺されるからである。

1.5 Actinide Monitoring

核物質の保障措置に適用される機器は、伝統的な炉物理実験手法に基礎を置いている。

A-913は、パルス相関法の非破壊検査法への適用について述べている。

A-912は、EC 及び IAEA の inspectors によるアクチノイドの監視に関する機器について述べている。

A-914は、passive な手法を利用した輸送容器の保障措置技術についてまとめたものであり、容器中の自発核分裂中性子源に寄与する容器周囲の中性子束分布の測定から、内部の燃料集合体の欠如を推定することが可能としている。

A-925は、ANL からの報告で NDA の field 適用は未だ不十分であり、今後の測定法の改良を求めている。

1.6 Damage Cross Section

USA からの A-926では、LMR 計画の中での放射線損傷研究の状況について報告された。ここ10年間くらい解析能力についてあまり進展がなかったが、二つの部門での努力が認められる。一つは、NJOY 核データプロセス系の開発であり、point-wise の damage energy production についての断面積が与えられるようになった。もう一つは、FFTF の解析によるものであり、寿命予測と関連している。そのため、主要機器位置での中性子束の測定を行っている。最近では、LMR が硬いスペクトルを持っていることから、dpa の計算能力の付与を第一スラップとしている。

2. Carried Over Topics

2.1 Reactor Design Innovation to Increase Passive Safety

A-903は、日本からの論文であり、球状燃料を使用した高温ガス炉の once-through と multi-pass の燃料サイクルにおける強制循環 He 流量の喪失に対する炉内最高温度の変化について解析し、後者の方がはるかに低い値を与えることを示した。また同時に燃料放出のドアロックについて磁力を用い、キュリー一点以上でロックがはずれる device を用いることにより受動的安全性が得られるとしている。

A-904は、JOYO の反応度 feed back 係数の予備測定に関するものであり、燃料に寄与する因子と構造材及び冷却材に寄与する因子とがあり、前者が 50% 以上であることを実験から予測できた。

A-297は、ANL からの論文で LMR の径方向膨張について特に中性子の挙動に対する影響に力点が置かれている。これまでの近似に対する誤差が評価され、今日の設計については、一応の精度があるとしている。

A-928は、特に新型の LMR における径方向の膨張について述べている。これは、単一集合体モデルを用いており、実験的裏付けと数値的な検証がなされており、反応度フィードバックを支配するパラメータについての不確定性の効果をより精度良く評価することができ、この手法によると不確定さの大きさは30~40%にもなる。LOF, TOP, LOHS 等の解析により安全余裕が新型の LMR についてかなり減少してしまう。

A-943は、カナダからの論文で Slow poke 炉 (2~10MW) についてであり、地域暖房用に温水を供給するもので、実証ユニットが建設され試験が進行中である。

A-946は、その臨界試験、出力試験の報告である。

A-944は、小型の固体の受動的に冷却される炉の設計研究で、Nuclear Battery として知られるものの設計である。低濃縮ウラン TRISO 被覆粒子を用い、ヒートパイプで熱を取り出し、有機材を使用したランキンサイクルで15年間にわたり 600KWe の発電を行う。

A-945は、Nuclear Battery の改良型の設計研究である。500℃で作動する液体金属ヒートパイプで1次系ができています。

ソ連からの A-938は、蒸気-水冷却動力炉 (SWCPR) の概念研究であり、高速及び共鳴領域の重みのある中性子スペクトルをもっているこの炉は SUS を被覆材とする MOX 燃料の稠密格子を用いている。 k_{eff} の蒸気水密度の依存性ポイド反応度の燃料体積比への依存性について考察があり、さらに、安全性について最適化する方式が議論されている。

2.2 Reactivity Effect of Fuel Fragmentation in Light Water Cooled Reactors

発表論文なし

2.3 Validation of Fission Product Data

A-891は、フランスからの論文であり、Mincrve 炉の中央に置かれた稠密な Pu 格子における全 FP による吸収の測定で振動法が使用された。全 FP による毒物効果と燃焼度の関係は PWR で照射された燃料サンプルと FP なしの合成サンプルの反応度効果の比較から求められたが、APOLLO コードと JEF-1 ファイルから計算された FP の data から得られた結果と良い一致を得た。

A-940は、高速炉について重要な安定 FP (Mo, Rh, Pd, Ag, Pr, Sm, Eu) に関する研究で、全 FP の吸収の 35%を説明するものであり、その反応度値が BFS と KBR で測定された計算と良い一致を示した。

この session の議論では、FP の吸収断面積は改良が進み、およそ十分な精度を有するという結論が得られた。

2.4 Validation of Recent Delayed Neutron Data

フランスからの論文 A-892は、現在高速炉に関する協力においてヨーロッパ連合によって使われている遅発中性子の定数は相互に差異は小さく、SUPER-PHENIX について $\pm 3\%$ くらいの隔たりに収まるとしながらも、SNEAK, ZPPR の積分実験の解析に使われている値は $\pm 8\%$ にもなる。炉心物質の核データの差異によるものは小さく、主たる相違は遅発中性子データにある。また、積分実験値にも不確定さがあるようである。この意味において実験ベンチマークを提案するというもので、遅発中性子データの検証、積分実験値相互の不一致の解決を図るとしており、本委員会の賛意を得た。以前は、Fe の非弾性散乱断面積に誤差があると考えている時期もあったが、現在は Pu を中心とした遅発中性子の核データにかなりの誤差があると推測している。

2.5 New HCLWR Results

L-311と L-312はスイスからの論文で、新しい PROTEUS-HCLWR Phase II の実験結果について述べている。 $V_m/V_f=0.5$ で Pu の富化度は 7.5% である。L-311論文は、3種類のボイド状態における天然 B_4C の制御棒価値の研究へ集中している。重要なことは、 B_4C を入れていってもボイド反応度効果への依存が小さいことである。L-312は、反応率分布と反応率比のマクロ的及び格子内の非均質性の効果に関するもので、 B_4C 吸収体ないし水棒の効果が測定された。L-313では、Phasa-II 実験結果が AARE modular code system (JEF-I データ使用) の計算値と比較された。一致は条件をうまく設定すればかなり良い。

A-893は、フランスからの論文でスペクトルシフトをした Pu-燃料装荷 PWR の炉物理計算を紹介しており、炉の減速比は 1.45 より 1.15 まで変化させている。この炉は、ガドリニウムのスペクトルシフト棒と濃縮 B_4C 制御棒クラスターによって制御される。ガドリニウム成分は、 6% であり、燃焼度 60Gwd/t である。局所的ボイド係数は 46Gwd/t について負であるが、これを超えると正になる。炉心のボイド係数はいつも負である。反応度制御にはボロンは使用しない。

A-906は FCA 実験であり、 k_{inf} については、JENDL-2 データファイルを用いた SRAC 計算との一致は良いが、反応率比については更に検討を要する。

A-907は、HCLWR 系についての阪大からの一般化摂動論による感度解析コード SAINT による解析であり、ボイド係数は ^{238}U の吸収と散乱 ^{239}Pu の吸収に特に大きな感度を有するとしている。

A-905は、扁平炉心の核特性解析であり、ボイド係数の問題を中性子の漏洩で緩和し、漏洩した中性子は転換比を高めるのに利用された。

ソ連からの A-939は、SWCPR 炉の解析についてであり、断面積の共鳴の遮蔽が重要であること及びその k_{inf} への影響について同位体比を変えて検討している。この中での subgroup 法の S_N 法との結合について、かなりの興味もたれた。

討論の結果、この HCLWR topic は次回に残すこととなった。

2.6 Calculations and Measurements of Void Coefficients in Thermal and Epithermal Lattices

A-882のイタリアからの論文では、燃料集合体に変更を加えることなく、圧力管型の軽水冷却重水炉のボイド反応度を減少させようとする炉物理的方策の見通しについて述べたものである。燃料集合体の中央に支持固定のための管を設置することにする。これにより、 ^{59}Co 等の中性子吸収体の挿入が可能になり、ボイド反応度の減少に有効になる。若干ウラン濃縮度を上げる必要があるものの、ボイド反応度は $27 \times 10^{-3} \Delta K$ から 0に減少した。

A-908の日本の DCA からの論文では、同じく圧力管型の UO_2 炉心の中央から MOX-燃料集合体で部分的に置換し、パルス中性子実験法の適用により、全炉心を置換した場合のボイド係数を決定する実験が紹介され、Pu 炉心がより負側の値をもつことが実証された。

カナダからの A-948,949の両論文は、ZED-2 における燃料及び冷却材温度の反応度への効果、出力分布に関する実験である。試験チャンネルは 300°C まで加熱された。

A-950は、CANDU 炉の微濃縮ウランサイクルの可能性について述べたものである。出力レベルを上げること、燃焼度を上げることがねらいである。出力を上げることによる不安定性の増加の問題に対しては、濃縮ウランを用い、反応度の冷却材ボイド及び出力係数を修正して解決しようとしている。圧力管の中心ピンを 6wt% のガドリニウム入りとし、1.4wt% ^{235}U 濃縮ウランを用いることにより、ボイド反応度は 13.4 から $7.6 \text{ m}\Delta K$ に減少する。

3. National Programs

3.1 英国

電力供給産業の民営化の提案を含む白書が政府から出された。これは、原子力産業従事者にかなりの挑戦となると考えられる。次に、高速炉計画の縮小であり、PFR と再処理以外については、R&D 費は 55Mポンドから 10Mポンドに減額された。UKAEA の年報では、SGHWR 及びドーンレイ高速炉の順調な運転、AGRs については、Heysham と Torness 炉の建設の終了から出力運転への移行が述べられている。

(1) 熱中性子炉物理

主力計算機はハーウェルの CRAY-2 とリズレイの ICL-3980 であり、ウィンフリスでは SUN3 及び SUN4 の LAN に依存している。

WIMS code については、高次アクチノイド核データ及び HCLWR の中性子スペクトル計算に欠陥があり、JEF の Library を使うように計画がたてられた。

WIMS-E 及び Monte Carlo codes の MONK5W 及び MAX の開発が進行している。主力は WIMS-E の能力の拡張と Monte Carlo codes における燃料及び摂動計算の実現にある。

PANTHER (PWR と AGR の核設計及び熱水力モジュラーコード) の開発について進展があった。

Monte Carlo 法の高速化研究が実施され、ベクトル化コードの開発が進められている。

照射サンプルの反応度値を測定する計画が Dimple 炉で続けられた。最近では、正方 PWR 格子の出力分布の実験が12集合体を用いて行われている。

(2) 高速炉

PFR は 200日の運転を終了した。その間反応度の等温反応度係数の測定が実施された。

ECCO 格子コードがヨーロッパ高速炉協力のために続けられている。非均質性は衝突確率法により、共鳴の遮蔽はサブグループ法により取り扱われている。核データは JEF-2 による。

3.2 スイス

上下院共 Kaiseraugst の原子力発電所の廃止を要請していること、及び連邦審議会による核抜きのエネギーシナリオの発表が主たる動きである。1988年の初頭において、EIR と SIN が合併し、PSI (Paul Scherer Institute) が発足した。これは、核物理、生物科学、固体物理、材料科学及びエネルギー工学の部門を含んでいる。PSI の予算は炉物理の面では、PROTEUS での HCLWR 実験に集中していたが、終了に近づき、HTR-500 及び小型の gas-cooled reactor への産業界の興味により、PROTEUS 炉の将来の使用目的は低濃縮ウラン使用のペブルベット HTRs に関する炉物理特性の研究とすることが検討されている。

PROTEUS-LWHCR Phase-II 格子の実験が続行された。7.5% fissile Pu 入りの MOX 燃料を使った稠密格子 $V_f/V_m = 2.07$ の実験が終わり、格子間隔の広い $V_f/V_m = 0.96$ の格子に移行している。 k_∞ のボイド係数は $0 \rightarrow 42.5\%$ ボイドについて若干負であることがわかった。前回には $0 \rightarrow 100\%$ ボイドについての正のボイド係数を報告しているが、これは高ボイド域での中性子スペクトルの硬化によるものと考えられる。これまで、ボイド反応度に対する炉心での吸収棒の影響の実験がなされている。AARE code で JEF-1 を使った PSI での研究では、elastic removal correction、構造材及び酸素についての共鳴遮蔽及び核分裂スペクトルに関する注意が改めて必要であることが分り、実験との一致が改善された。

LEU 使用の Peble Bed 高温ガス炉が将来の主流という決定があり、このための実験が必要となっている。PROTEUS の実験の実施が強調される理由は、スイス産業界が小型の He 冷却加熱炉に興味を持っているからで、設計では、fissile 物質をたくさん装荷した燃料を使用するため、漏洩の大きい系を構成し炉物理パラメータに大きな不確実性を与えるからである。減速材対燃料比の異なる種々の体系の臨界質量、水侵入による反応度の変化、B、Hf 吸収体の反応度及び出力分布への効果が課題であり、6000個の燃料球を必要としている。実験は、当面室温で開始するが、第2期では中央領域は加熱される。

PSI の炉計算技術のための研究開発は、AARE (Advanced Analysis in Reactor Engineering) の開発に集中している。その他、JEF/EFF 核データライブラリーの創出、輸送計算コードの加速化の分野で進展している。AARE は核データ、中性子輸送、燃焼・感度解析及び熱流力に関するモジュールを統合したもので、CCC standard interface file に適応する。

LOTUS 計画では、この1年間は第1の IGA ブランケット研究及びプリンストンプラズマ研究所のリチウムブランケットモジュール計画への IGA の参加の終了からの移行時期にあり、主としてリチウム-鉛ブランケットモジュール関連研究が行われた。Li₁₇Pb₈₃ が対象となっている。1cm厚さのフェライト鋼板、8.5cmの Li⁶ の領域、20cmの反射体を有している。

3.3 西独

PWR プラント KK-2 が運転を始め、ハバリア地方の 60%の電力が賄われている。北部では、第2 KONVOI プラント (PWR) が運転を開始した。また、プロクドルフの KBR-PWR プラントの運転は州政府の要求により停止されたが、西独政府は起動を命じ、1988年 8月より全出力運転に入っている。一方、連邦裁判所は、KMK PWR プラントの運転停止を命じたがこれは許可申請の問題によるものである。THTR-300 は、1987年 6月より運転中であるが、 1.3×10^9 kWh の積算出力を記録した。HTR-500 はこの経験をもとに、許可取得の安全評価を達成するよう求められている。高速原型炉 SNR-300 は許可が取れず、未だ運転に入っていない。

(1) KfK における研究

非分離領域における平均断面積を計算する新しい方式が最近の実験データ (透過、吸収及び非弾性散乱) の解析に適用され、JEF-2 使用により良い一致を得ている。コード開発の面では、TRITAC が移入された。また、SIEMENS と KWU の協力により、HEXNOD (3次元ノード法拡散及び輸送計算コード) の開発が進み、3D 問題について正確で効率の良い計算が可能になった。その他、高速炉実験の解析、PWRs の燃料サイクルの解析があり、APWR としては、HCLWR の稠密格子の実験から、正のボイド係数が予測されるが、これは安全審査において許可されないと考えられるので、格子間隔をあける方向で検討している。

核融合炉の炉物理に関しては、2-D の輸送コード ANTRA2 が開発を終了している。14MeV 中性子の薄い Be の球殻実験から (n, 2n) 反応の評価が正しいことが証明されている。MCNP が中性子のストリーミング遮蔽に強い力を発揮しており、NET に対して計算がされている。

(2) SIEMENS/KRAFTWERKUNION における研究

高転換の KHCR の概念研究を $V_m/V_f = 1.2$ の格子について着手した他、BWR への Pu の装荷についても検討している。

3.4 ソ連

1987年において、BN-600 炉は新炉心に転換された。新炉心の特徴は、燃料要素の反応部が 75cm から 100cm に拡大されたこと及び出力分布の調整のため 3 種類 (17、21 及び 26%) のウラン濃縮度を使用されている点である。この炉心において、制御棒の反応度効果、出力分布の測定がなされた。制御棒効果と共に炉の中央部での出力分布は、計算と良く一致した (3~5%)。

RBR 臨界実験装置では、RBR-13, 14 炉心を用いてクロムの断面積の積分検討が行われた。反応度値について、計算値の方が 5% 低くなった。鉄、ニッケルについても同様の実験がなされた。

BFS 臨界実験装置では、BFS-53 炉心について hybrid 炉心の主たる特性の予測精度の確認が行われている。この炉心の下部は金属燃料である。上部は酸化物燃料であり、両者は中央部で金属ウランブランケットで隔てられている。また最近、BFS-55 炉心が構成された。この炉心は直径 100cm、高さ 100cm であり、燃料は金属 Pu-U である。

BN-800 及び BN-1600 の発電炉設計が進行している。BN-1600 の主仕様は以下のとおりである。

熱出力(MW)	4 2 0 0
電気出力(MWe)	1 6 0 0
ループ数	4
タービン数	2
最高燃焼度(%)	1 0
炉心高/直径(cm)	100/345
増殖比	1 . 3 1

受動的安全性の高い炉の開発の意欲は高く、USA の PRISM、SAFR、IFR と並ぶものとして、USSR の酸化物・金属複合炉心があるとし、沸騰への余裕並びにボイド係数が小さいことから鉛の使用も考えて良いのではないかとしている。また、水-蒸気冷却高速炉へも注目して、PWR より安全性が高くなると予測している。更に、先進国は協力して 21世紀初頭には安全性、経済性に優れた炉を実現すべきとし、そのために炉物理が重大な働きをすることとしている。

3.5 米国

ENDF/B-5.2 が US の中では広く利用されているが、ENDF/B-6 としての修正が進められている。U 及び Pu の共鳴領域データの拡張と改良された共分散データが入ることになる。ENDF/B-6 の形式は、荷電粒子と核反応による生成物の相関のあるエネルギー角度分布を取り扱える能力がある。

積分実験については ZPPR について、LMFBR 設計検討実験 JUPITER 計画が中心である。中間規模の軸方向非均質炉心 (ZPPR-17) 及び大型の従来型 LMFBR (ZPPR-18) 炉心が構成された。また、SP-100 炉に対する工学的モックアップ実験が実施された。以上の他、積分実験による核データの修正について、ANL で新しい手法が提案された。

炉心設計研究については、ANL の SAFR と PRISM について、燃焼度の増大、被覆材の温度の低減、燃焼度による反応度変化幅の減少、ウラン燃料による起動等が中心事項となっている。さらに、Pu 燃料の平衡炉心に到るまで、炉心の配置と集合体設計を変えないで済む炉心設計が追究されている。高温冶金再処理法その他 IFR 燃料の遠隔操作での製造と結合し、LMR の非常に硬い中性子スペクトルは、LMR 自体の他、LWR からの全ての TRU を消滅することを可能にしており、TRU のない LWR/LMR 共生系の開発努力を刺激している。硬い中性子スペクトルはまた、FP の TRU 側への移行量 (例えば、ランタニド系列) が炉心特性に与える負の効果を軽減する。

遮蔽の分野では、JASPER 計画が ORNL の TSF の停止により止っている。最初の二つの JASPER 実験は、解析が進み不銹鋼、B₄C の径方向モックアップでの中性子透過率を過小評価するという傾向は、ENDF/B-5 の Fe 及び ¹¹B の断面積の問題があることがわかり、ENDF/B-6 に反映されている。

3.6 フランス

50基の PWR が稼働中で、なお数基が建設中、発注中である。燃料の燃焼度を延ばすため、ガドリニウムを利用したウラン、プルトニウムの再処理利用に関する研究を進めている。

EOLE は MOX 燃料格子の研究に使われ、ERASME 計画は稠密格子 ($V_m/V_f = 0.5(S)$ 及び $0.9(R)$)を目的として進められてきた。現在は、 $V_m/V_f = 2(L)$ に着手されている。

1989年初頭には、EPICURE という新実験計画が始まる。これは、PWR での Pu 利用の炉物理の精密化を目的としたものであり、1987年の最初の PWR での MOX fuel 装荷に続いて、1988年に第2の炉の装荷があり、1992年には 16の炉心が 45MWD/T の燃焼度を目標として相当量の Pu 装荷炉心になるが、これを支援するためである。

MINERVE では、FP の吸収断面積の一括測定が実施されている。

APOLLO はマルチセルの輸送計算コードで、APOLLO-2 が 1988年の終わりには使えるようになる。CRONOS 2 という六角メッシュの pin 毎の出力配分と共に、スペクトルシフト効果を計算し得る拡散コードが開発中で、過渡熱水力コード FLICA IV に結合される。

高速炉に関しては、PHENIX と SUPER PHENIX の他、EFR (European Fast Reactor) の設計支援に重点がある。PHENIX では、Np-237 から Pu-236 の生成のための実験、Np-U (45~55%) ピンの照射実験がある。SUPER PHENIX では、起動時の炉物理データの精密解析が実施されている。出力分布、反応度係数、反応度変化が解析された。

MASURCA での BALZAC 計画は 1988年 6月に終了した。この計画の主たるものは、a) 制御棒の非均質効果、b) 重い元素の反応度効果、c) 燃料の保管研究、d) Steel/Na サブ集合体と制御棒へのエネルギーの付与である。

最近、1.9tons の Pu を用いるヨーロッパ共同高速炉臨界実験計画 (CONRAD) が合意を得、MASURCA 臨界実験装置で実施されることとなった。目的は、

- 軸方向非均質を中心とした新型 LMFBRs の概念の研究
- 大型動力炉における制御棒価値及び出力分布の不確定性
- 特別の設計特性に対する研究及び計算の手法の評価

であり、段階は次のとおりである。

- CONRAD-AX 軸方向非均質炉心
- CONRAD-ST 制御棒価値に対する系統的研究
- CONRAD-DC 出力分布について有利とするための高度に分離した炉心配置の研究

高速炉の核データと手法の研究については、JEF に関して ^{239}Pu の評価が実施された。また、核分裂時の ^3H の生成について、エネルギー依存に関する実験的研究がなされた。

遮蔽研究は、ボンマス会議で報告されたとおりである。

4. Benchmarks

4.1 Radiation Shielding Benchmark

4.2 Criticality of Fuel Undergoing Dissolution

4.3 Shielding in Transport Casks

4.4 Noise Analysis

4.5 Reaction-rate Comparison in MASURCA (IRMA)

4.6 Calculation of Fission Product Benchmark

4.7 Calculations of Reactor Characteristics in HCLWRs

この課題は、第29回の NEACRP 会合(1986)で承認されたもので日本が中心となって進めている Benchmark である。第30回会合での recommendation により、1988年4月19~21日 NEA DATA BANK で、原研・石黒氏を議長として専門家会議を開いた。主たる結論は、次のとおりである。

k_{∞} について 3%、CR について 10%もの相違がある。これらは許容できるものではなく、次の原因によるものである。

- ・全エネルギー領域における共鳴の遮蔽
- ・核分裂スペクトル・散乱行列の問題を含んだ中性子スペクトル計算
- ・その他核データの精度不足

また、正解が何であるかが一つの決め手になるので、なお PROTEUS-LWHR Phase I 実験の格子を含めて、数ケースについてモンテカルロ計算を実施することとなった。次回の専門家会合はヨーロッパで 1989年6月西独で、シュツドカルト大学の Dr. C. Bernat を議長に開催の予定であり、今年の間までに上記計算結果を送付することになっている。

4.8 Measurement of Tritium Production Rates

第30回会合において、トリチウムの生成率測定に関する Benchmark 実験を日本がスイスと相談しながら実施することが決定された。これを受けて、各国から送付された Li フォイルを FNS 及び LOTUS の両方で Li_2O 等の体系中で照射し、これを送り返して各国で計測するという実施案がまとめられた。これまでに、参加を表明した機関は次のとおりである。

1. ANL (USA)
2. チョークリバー研究所 (カナダ)
3. EPFL (スイス)
4. 東京大学
5. 大阪大学
6. 原研
7. カダラッシュ研究所 (フランス)

各国の測定法は液体シンチレータ法が主であり、標準トリチウム水を同時に配布する考えである。中心となるのは、原研の核融合炉物理研究室であり、中村室長及び前川主任研究員が担当することとなった。

4.9 3-D Transport Benchmark

前回会合において承認はされなかったが、日本で実行案を考えたら良いのではないかという判断のあった議題であり、大阪大学の竹田助教授を中心に実行案が検討された。計算モデルは、当初次の4種類である。

1. 小型 LWR (KUCA の実験)
2. 小型 FBR
3. 軸方向非均質 FBR
4. 小型 FBR、但し 六角-Z 形状

であり、1989年の1月まで問題が配布され、計算結果は1989年の9月末までに送り返すこととなっている。10機関以上からの参加が見込まれている。

《別 添》

1. 第31回 NEACRP会合 出席者
2. 第31回 NEACRP会合 アジェンダ
3. 第31回 NEACRP会合 提出論文リスト
4. 第32回 NEACRP会合 Topics

第31回 NEACRP会合 出席者

The 31st NEACRP Meeting

October 17~21, 1988

O-arai Engineering Center, PNC

Participants

Delegates

Frank N. McDonnell	(Canada)
Keisho Shirakata	(Japan)
Yoshihiko Kaneko	(Japan)
Leo G. LeSage	(USA)
Helbert Rief	(CEC)
Heinz Küsters	(F. R. of Germany)
Michel Darrouzet	(France)
Massimo Salvatores	(France)
Renato Martinelli	(Italy)
Hugo Van Dam	(Netherlands)
Michael John Halsall	(United Kingdom)
Klas Jirlow	(Sweden)
Peter Wydler	(Switzerland)
Enrico Sartori	(NEA Secretariat)

Observers

Sin-iti Igarasi	(NEANDC)
Martin J. Crijs	(IAEA Secretariat)
Igor Pavlovich Matveenko	(IAEA)
Igor Sergeevich Slesarev	(IAEA)

第31回 NEACRP会合 アジェンダ

Part A : Executive Session

1. a. Participants in the Meeting
b. Committee membership
2. Adoption of the final summary record of the 30th meeting
3. Adoption of the agenda of the meeting
4. Completion of actions arising from previous meetings
5. Activities of other bodies of interest to NEACRP
6. Matters related to NEANDC
7. Activity report on the creation of a Joint Evaluated File of Neutron Data (JEF)
8. International Co-operation on Evaluated Data Files
9. Arrangements for the 32nd meeting of the Committee

10. Other business
11. Election of Committee officers

Part B : Technical Sessions

1. NEW TOPICS

- 1.1 Advanced FBR Core Design Studies (high burn-up, long life, long cycle, non-oxide fuel; axial heterogeneous concepts, etc.).
- 1.2 Physics Aspects of TRU (Transuranium burning by Reactors and Accelerators)
- 1.3 γ -energy Deposition (Critical Experiments, Power Reactors, δ -production data, etc.)
- 1.4 Identification of Factors affecting Local Stability in LWRs (e.g. 3D effects, phases and amplitudes of disturbances occurring between processes)
- 1.5 Actinide Monitoring - Physics Aspects
- 1.6 Damage Cross Sections (Sigma (DPA)) : Standard Model Definition and Implications

2. TOPICS CARRIED OVER FROM PREVIOUS MEETINGS

- 2.1 Reactor Design Innovations to Increase Passive Safety including the Effects of Uncertainties on the Reactivity Feedback Coefficient
- 2.2 Reactivity Effects of Fuel Fragmentation in Light Water Cooled Reactors
- 2.3 Validation of Fission Product Data
- 2.4 Integral Validation of Recent Delayed Neutron Data
- 2.5 New HCLWR results
- 2.6 Calculations and Measurements of Void Coefficients in Thermal and Epithermal Lattices

3. NATIONAL PROGRAMS

- 3.1 Review of recent Activities and National Programmes

4. BENCHMARKS

- 4.1 Radiation Shielding Benchmark
- 4.2 Criticality of Fuel undergoing Dissolution
- 4.3 Shielding in Transport Casks
- 4.4 Noise Analysis
- 4.5 Reaction-rate Comparisons in MASURCA (IRMA)
- 4.6 Calculation of Fission Product Data in Thermal Reactors
- 4.7 Calculation of Reactor Characteristics in HCLWRs
- 4.8 Measurement of Tritium Production Rates

5. GENERAL

- 5.1 Highlights of recent meetings of interest to the NEACRP
- 5.2 Future Meetings of interest to the NEACRP
- 5.3 Other business

第32回 NEACRP 会合 Topics

<< TECHNICAL SESSIONS >>

1. NEW TOPICS

1.1 Advanced FBR Concepts

- 1.1.1 Recent concepts to reduce the sodium void reactivity in fast reactors
- 1.1.2 Evaluation of the uncertainty in FBR burn-up reactivity swing
- 1.1.3 Comparison of the reactivity feedback properties of nitride and metal FBR fuels

1.2 The Reactor Physics of Gas Cooled Reactors

1.3 New Trends and Impact from Tight Lattice Experiments on Reactor Design

2. TOPICS CARRIED OVER FROM PREVIOUS MEETING

- 2.1 Physics and Engineering Aspects of Transuranium Burning by Reactors and Accelerators
- 2.2 Gamma-Energy Deposition (critical experiments, power reactors, gamma-production data)
- 2.3 Identification of Factors Affecting Local Stability in LWRs (3D effects, phases and amplitudes of disturbances occurring between processes)
- 2.4 Actinide Monitoring - Physics Aspects (Physics Method in Nuclear Material Accountability)

3. NATIONAL PROGRAMS

- 3.1 Review of Recent Activities and National Programs

4. BENCHMARKS

- 4.1 Radiation Shielding Data Base
- 4.2 Criticality of Fuel Undergoing Dissolution
- 4.3 Shielding in Transport Casks
- 4.4 Noise Analysis
- 4.5 HCLWR benchmark
- 4.6 Measurement of Tritium Production Rates
- 4.7 Three-Dimensional Transport Benchmark

- 4.8 Validation of Delayed Neutron Data
- 4.9 Calculation of Fission Product Data in Thermal Reactors
- 4.10 Radial C/E Trends in Large FBRs

5. GENERAL

- 5.1 Highlights of Recent Meetings of Interest to the NEACRP
- 5.2 Future Meetings of Interest to the NEACRP
- 5.3 Other Business

< 国際会議報告 2. >

核データ国際会議

原研 五十嵐信一

1. はじめに

標記国際会議は昨年(1988年)の5月30日から6月3日にかけて、水戸市の水戸プラザホテルで開かれた。正式名称は International Conference on Nuclear Data for Science and Technologyである。主催は原研で、協賛を動燃事業団、理研、電事連、電工会、原産に、後援を科技厅、OECD/NEA、IAEA、原子力学会、物理学会にそれぞれお願いした。

歴史的な経過を少し振り返ってみると、核データの国際会議は1960年代から開かれてきている。初めの頃は米国、西欧、ソ連がそれぞれ独自の立場で会議を開いていた。そのため、ときには同じ年に二つの国際会議が開かれたこともあった。このような無秩序さを無くすために、1975年のWashington会議の折に三地域の持ち回りで開くことが合意され、特に、西欧と米国での会議はOECD/NEAシリーズとして2~3年置きに交互に開くこと、ソ連での会議はこの間を縫って行うこと、これらの調整はNEA核データ委員会(NEANDC)と国際核データ委員会(INDC)が協力して行うこと、などが決められた。

こうして、1978年のHarwell会議から1987年のKiev会議まで7回の国際会議が開かれ、水戸会議は8回目になる。この間、OECD/NEAシリーズは1979年のKnoxville、1982年のAntwerp、1985年のSanta Feと続いてきて、本来なら1988年は西欧のどこかの国が担当する国際会議が開かれる筈であった。ところが、1984年に原研東海研で開かれた第24回NEANDC会合の折に、1988年の会議を日本で開くことが提案され、従来の西欧、米国の持ち回りの中に日本が加えられた形になった。

少々脇道にそれたので、本論にもどり、水戸会議の内容を振り返ってみたい。勿論私自身が総ての講演を聞いた訳ではないので、これからの報告は、昨年の11月末に出来上がったProceedingsを見ながら、当時を思い出しながらの記述である。

2. プログラム編成

会議のトピックスは10題を選び、それを以下のように分類した：

- A. 核分裂炉用の微分及び積分データ
- B. 核融合炉用の微分及び積分データ
- C. 核データ測定の施設、装置及び方法
- D. 核データの解析と評価
- E. 核理論と実験

- F. 核構造崩壊データとその応用
- G. 核燃料サイクル及び廃棄物管理用の核データとその応用
- H. 線量測定及び照射損傷研究用の核データとその応用
- I. 医学及び工業利用のための核データ
- J. その他、核データの基礎的及び応用的研究

会議のプログラムは上記のアルファベットで分類し、更にそれぞれに招待講演、一般講演、ポスター発表を組んだ。招待講演は総て全体会議とし、35件を用意したが2件の取り消しがあった。一般講演は2会場に分け、全体で80件を用意したが4件の取り消しがあり、76件の発表が行われた。ポスター発表は166件を用意したが19件の取り消しがあった。発表論文は総て国内及び国際プログラム委員会で審査して選んだものであり、プログラムもこの選考に沿って組まれた。しかし、会議当日になって、どうしても発表させてもらいたい、と申し出てくる人がいて、これらをどう処置すべきか大変迷ったが、結局、私の責任で、取り消しのあったポスター発表の所に割り込ませることにした。この種のポスター発表が6件あった。また、特別講演として、国際会議の前の週に行われたIAEA主催の核分裂における中性子放出の物理に関する専門家会議のまとめを2件加えた。こうして、総計262件の論文が発表され、プロシーディングスに掲載された。なお、各トピックごとの論文数や参加者の国別分類などは楢山氏の紹介文(日本原子力学会誌30号993頁)に詳しく載っているので、参考にしていきたい。

さて、会議は組織委員会委員長の森原研副理事長のこの会議が日本で開かれる意義を中心とした開会の挨拶に始まり、続いて科技厅の井田審議官が信頼性の高い核データを得るための国際協力の重要性などを、また、IAEAのKonshin部長が厳しい現状にもかかわらず、原子力開発は必要であることなどをそれぞれ強調した挨拶を行った。基調講演は国際プログラム委員会委員長の更田原研東海研所長が行った。主旨は、最近の世界のエネルギー事情やチェルノブイリ事故などにもかかわらず、原子力はエネルギー源として最良のものであり、次世代に向けての研究、開発努力が不可欠である。これを進めるには核データのような基礎データの精度向上が重要である。そしてそれには国際協力が欠かせないが、核データの分野では早くからこの協力体制が出来ていて、他分野の手本になっている。この良い伝統に立って、この会議では更に新たな発想を持った発展を期待する、と言うものであった。

3. 講演の概要 — 招待講演に限って —

開会挨拶と基調講演に続いて、トピックCの招待講演3件の発表が行われた。プログラムでは4件を用意したのであるが、ソ連の講師が欠席し、代理の講師もいなかったため、この1件が取り消しになったからである。

最初の講演はS. Cierjacks - A.B. Smith両氏の中性子源の現状と将来の可能性を加速器使用の立場から述べたものである。現在稼働している加速器から計画中のものまでを含み、主な世界の加速器に触れており、幅広い内容の話であった。講演はSmith氏が行ったのであるが、1枚のトランスペアレンシーだけで通したのには聴衆皆が驚いた。実はCierjacks氏が資料を用意していて、予めSmith氏と連絡を取ってから日本に来るつもり

の所が、連絡が取れず、そのうえ、Cierjacks氏の到着が開会の日午前11時頃になってしまったから、Smith氏の手許には用意の資料が無いということだったのである。

二番目の講演はH.-H. Knitter氏の核分裂データ測定の実験技術と題するものであった。この講演はGeelで行っている核分裂データ測定を解説したもので、講師はそのリーダーであるだけに内容の濃い話であった。特に、核分裂を起こす特殊な核種を用意することから、各種の核分裂パラメータの相関測定の技術に至るまで、豊富な経験に基づく話は印象的であった。

三番目の講演では核破砕中性子を使った新しい中性子物理についてC.D. Bowman氏が種々興味のある話題を紹介した。特にeV領域の偏極中性子を使ったパリティ保存則の乱れの研究や、レーザーを使って偏極させた ^3He を原子炉中性子の制御に利用しようとする研究、中性子輸送実験を通して輸送計算コードの改善を試みる研究などは参加者の多くに感銘を与えた。

この後、IAEAの専門家会議のまとめの報告が2件あって午前のセッションを終えた。この話はすでに日本原子力学会誌の30巻10号と核データニュース31号に平川、馬場、大沢の各氏が書いているので省略する。

初日の午後はトピックBの3件の招待講演、ポスターセッションI、及びトピックFとBの一般講演がそれぞれ7件ずつ行われた。

一番目の招待講演は中村知夫氏の核融合炉のための積分実験で、核データの検証、輸送計算方法の検討、予測値の不確かさに分けて、実験及び解析の両面の問題点を挙げた。特に中性子増倍材としてのBeとPbのデータの食い違いを指摘し、その改善を要求した。

S.M. Qaim氏は核融合炉用の断面積測定の最近の発展についてレビューを行った。中性子、ガンマ線、荷電粒子放出の各断面積の種々の測定方法や、ガス生成、トリチウム増殖、長寿命の放射性核種生成の核反応について論じた。特に長寿命核の生成は廃棄物処理の立場から重要であるが、その核データ測定はむづかしく、計算値も不十分であることを指摘した。

E.T. Cheng氏は核融合炉用核データの現状と要求についてのレビューを行い、中性子増倍データ、 ^7Li のトリチウム生成データ、長寿命放射性核種生成に關与する放射化断面積などの問題を取りあげた。非常に多くのデータについて問題点を指摘し、これらを解決するための国際協力とそれを通しての核融合炉用評価済み核データファイルの作成を提案した。

2日目の午前はトピックHの招待講演2件、トピックJの招待講演3件とポスターセッションIIが行われ、午後にはトピックAとJの一般講演がそれぞれ4件、トピックCとEの一般講演がやはり4件ずつとトピックDの招待講演5件が行われた。

中性子の標準参照データは、NEANDCとINDCにそれぞれ小委員会があって、種々の問題を検討しているが、同様に米国のENDF/Bの核データ評価グループ(CSEWG)の小委員会でも作業が行われている。前者の2つの小委員会の議長がH. Conde氏で、CSEWGの方はR. Peelle氏が議長を務めている。この両者は協力しているので、この講演はこう言う事情を反映したものになっている。特に、ENDF/B-VIのための標準参照データに焦点を当て、その評価方法などを示した。

F.M. Mann氏は線量測定と放射化データライブラリーの必要性と現状について講演した。特に強調したことは、前者はデータの精度が必要なのに対し、後者はデータがそろっていることが重要な点である。従って、前者は20~40種類の反応のデータが精度良く整えられていることが肝心なのに対し、後者は300核種以上の5000以上の反応のデータが必要である。現在、オランダ、英国、米国が協同で後者の整備を行っており、米国では330核種6000反応を、オランダでは490核種9000反応のデータを整えている。

トピックJの招待講演では、P.E. Koehler氏が放射性核種の反応断面積測定、F. Käppeler氏が星の中での核種生成に関する中性子捕獲、S. Pearlstein氏が中間エネルギーの核データについて発表を行った。最初の2件は共に星の生成などに関係するものであるが、Koehler氏はLANSCEを使って放射性核種を作り、をれを使った (n,p) 、 (n,α) 、 (n,γ) 反応断面積の測定を紹介した。Käppeler氏は短寿命核の断面積決定に用いるモデル計算の重要性と限界に触れ、測定の改良についての考察を行った。Pearlstein氏は中間エネルギー核データを求めるモデル計算、系統性に基づく簡易公式などを示し、中間エネルギー核データワーキンググループ(MENDWG)が行ったモデルコードの相互比較の例などを紹介した。

トピックDの招待講演は日、米、西欧、ソ連の核データ評価の現状を紹介するものであった。一番手は核データの測定、評価、利用における共分散マトリックスの種々の役割と題するD.L. Smith氏の講演で、データの誤差が容易に分かるような実験を計画することの重要性や誤差源間の相関を特定すること、モデル計算の共分散推定、評価済みデータファイルの共分散データ表現上の問題など、10項目以上に亘って共分散マトリックスに関する問題を肌理細かく論述した。M.Uhl氏は核データ評価のための核反応理論の応用について述べ、光学模型、複合核模型、直接反応模型、現象論的前平衡模型の最近の発展をレビューした。長谷川明氏は核分裂炉と遮蔽問題における評価済み核データファイルのベンチマークテストの結果を紹介した。対象は主としてJENDL-3Tで、JENDL-2やENDF/B-IVとの比較を交えながら、その特徴を示し、また改善すべき点を指摘した。西欧の核融合炉用データファイル(EFF)の現状について、H. Gruppelaar氏は西欧共通核データファイル(JEF)や放射化データファイル(EAF)との関係を示しながら紹介した。EFF-1はすでに配布済みで、現在EFF-2を作成中である。V.A. Konshin氏はソ連の評価済み核データライブラリー(BROND)の超アクチニウム核データについて、その核データ評価の方法を紹介した。特に、計算に用いた結合チャンネルモデル、準位密度、多段階統計モデルなどについて論じ、求めた結果も多数示した。

3日目は午後から見学会を行ったので、講演は午前中だけで終わった。この日は招待講演もポスターセッションもなく、トピックAとEの一般講演が5件ずつ、トピックIとJの一般講演が4件ずつ、それにトピックBとDの一般講演が5件ずつの3つのパラレルセッションが行われた。これらについての紹介は省略する。

4日目は、午前にトピックFの招待講演4件とトピックCとHの一般講演が6件ずつ、午後にはトピックEとIの招待講演がそれぞれ4件と2件(内1件が取り消し)ずつとポスターセッションIIIが行われた。

トピックFの招待講演では田坂完二氏が崩壊熱計算のレビューを行った。冷却時間1,000秒以下での実験値との差を、ベータ崩壊の大局理論で推定した崩壊エネルギーを補うことにより著しく改善出来ることや計算誤差の議論、中性子捕獲によるFP核種の変質の効果などを発表した。H.V. Klapdor氏は微視的ベータ崩壊の計算で原子炉の崩壊熱を予測する新しい方法を示した。この方法で計算したLWRの崩壊熱とANS基準値との比較では、冷却時間10,000秒で、基準値が6~8%過大であるとのことである。但し、関係者によるとこの方法には疑問点があるらしい。B. Fogelberg氏は中性子過多核の準位構造の系統的傾向を、また山田勝美氏はベータ崩壊の大局的理論の最近の進展について講演した。

トピックEの招待講演では、S. Raman氏が軽い核の中性子捕獲における直接過程と複合核過程の相互作用について、P.E. Hodgson氏が核反応の前平衡過程の理論及び計算コードのレビューを、Zhuo Yi-Zhong氏が拡散モデルを使った核分裂理論の進展を、R.L. Walter氏が編極中性子を使った核子-核、及び核子-核子相互作用の研究結果をそれぞれ講演した。それぞれ、内容のある面白い話であったが、個々の寸評は紙数の関係で省略する。

トピックIの招待講演は橋爪朗氏の医療用の放射性同位元素の製造の1件であった。この講演は医療に用いる20核種程の放射性同位元素を製造するのに必要な荷電粒子反応核データについて検討を行ったものである。ガンマ線放出確率や反応断面積のデータなどが未だ不十分な状況にあるようである。

最終日はトピックGの招待講演4件とトピックAとGの一般講演5件づつを午前中に行い、午後はトピックAの招待講演4件とまとめの講演3件を行った。

トピックGの招待講演ではE. Fort氏がU-Puサイクル評価の核データのレビューを行い、微分データと積分データの相互関係、核データ評価方法の精密化などに触れ、これらを使うことにより、従来問題になっていた核データの食い違いが大きく改善されてきていることを強調した。S. Ganesan氏はTh-232とU-233のインドの断面積データファイルと積分検証を報告した。JENDL-2、ENDF/B-Vなどとも比較した議論を行っている。J.W. Boldeman氏は保障措置用の核データの現状をレビューし、保障措置技術の向上により核データの精度向上が要求されることを指摘した。T.R. England氏は核分裂収率データの現状をレビューし、現在、収率データセットが50種もあること、ENDF/B-VIに推奨値が出ること、などを述べ、更にモデル値と実験値との比較を示した。

トピックAの招待講演では石黒幸雄氏が核分裂炉用核データの現状とデータ要求について講演し、特にHCLWRの解析で明らかになった核データの問題点を指摘した。中でも、 ^{238}U や ^{239}Pu の共鳴領域のデータの改善を強調した。J.L. Rowlands氏は炉の安全性と制御用及び臨界性研究用の核データを取りあげ、熱中性子領域での ^{235}U と ^{239}Pu の η -値のエネルギー依存性やドブラー効果への格子の固体効果の影響などを論じた。P.J. Collins氏は高速炉の積分データのデータベースを整える必要性を説き、ANLで作っているシステムを紹介した。最後に、M.G. Sowerby氏とF. Corvi氏がNEANDCのTask Forceで行っている ^{238}U と ^{56}Fe の共鳴パラメータの問題について報告を行った。この作業は最終段階にあり、 ^{56}Fe の方は間もなく報告書が出来ることになっている。

^{238}U の方は石黒氏の指摘とも関係するが、解決の方向に向かっているようである。

4. むすび

水戸会議は大変な盛況のうちに終了した。水戸会議の成功は国内・外に少なからずインパクトを与えたらしい。このため、核データ国際会議の従来型のOECD/NEAシリーズの中に日本を加えた形が定着しそうである。事実、科技厅は水戸会議のために獲得した予算を定着させたい意向が強く、1989年度にはスーパーコンピュータ利用に関する国際会議にこの予算を継続要求しているし、また、核データ国際会議の方も、水戸会議は西欧の担当分を日本が肩代りしたことになっているので、次回は米国の当番と言うことで、ORNLが1991年の開催担当を予定していた。しかし、最近Jülichで開くことに急転決定した。(Jülich会議は1991年5月13日～17日に決まったことをついでながらお知らせしておく。)この順で行くと、1994年頃に米国が担当し、1997年頃に日本で開くことになりそうである。この原稿は、実は正月休みに書いているので、初夢?らしいことも一寸入れさせてもらった。

< 国際会議報告 3. >

第7回放射線遮蔽国際会議
(概要)

田中俊一

参加国 (出席者数) : 19ヶ国、3国際機関 (174名) (9月14日現在の登録者)

イギリス (52)、日本 (26)、フランス (24)、アメリカ (13)、
西ドイツ (11)、イタリア (9)、スイス (5)、台湾 (5)、
ブラジル (4)、ユーゴスラビア (4)、オランダ (3)、カナダ (3)、
スウェーデン (3)、フィンランド (2)、ポーランド (2)、デンマーク (1)、
スペイン (1)、トルコ (1)、ベルギー (1)、CECイスプラ (2)、
IAEA (1)、OECD (1)

会議内容 (カッコ内; 発表論文数)

	Plenary Session	Technical Session
Sep.12	1 General Shielding(4) 2.1 Decommissioning(5) Visual Presentation Session-1(22)	2.2 Computational Methods(4)
Sep.13	3 Power Reactors-1(4) 4.1 14 MeV Neutrons(4) 5.1 Streaming(5) Visual Presentation Session-2(24)	4.2 Theoretical Methods(4) 5.2 Shielding Benchmark Experiments(5)
Sep.14	6 Computational Methods(3) 7.1 Power Reactors-2(5) Technical Tour (Winfrith) 他	7.2 Sensitivity Analysis(5)
Sep.15	8 New Trends(4) 9.1 Fuel Flasks(3) 10.1 Accelerator Shielding(5) Visual Presentation Session-3(23)	9.2 PV Dosimetry(4) 10.2 Monte Carlo Methods(5)
Sep.16	11 General Topics(4) 12 Licensing and Environmental Dosimetry(4) Closing Remarks	

第7回放射線遮蔽国際会議に見られる遮蔽研究の動向

第1回 1958年 Cambridge, UK

第2回 1961年 Studsvik, Sweden

第3回 1968年 Harwell, UK

中性子、光子の輸送問題用に2次元輸送Snコードが登場

(Decrease of the gap between "Ivory Tower Specialists" and "Actual Shield Designer")

Lid Tank 実験と多群の除去拡散コード

不規則形状の実験

高速炉実験(ZEBRA等)、「むつ」の遮蔽研究

核定数: Abagyan セット

第4回 1972年 Paris, France

2次元輸送コードの定着、発展、モンテカルロコードの登場

Tower Shielding Facility (ORNL)の実験と解析

コスト、Design Criteria

核データの重要性の認識

PALLASコード、RASC-2D, Invariant Imbedding, ダクト実験

第5回 1977年 Knoxville, USA

"Signs of maturity": 遮蔽問題は計算で解決可能(実験より優れている)

2次元discrete ordinates コードの定着、モンテカルロコード(MORSE等)の発達、

Sensitivity analysisとベンチマーク実験、WRENDAsの改訂: NEACRP専門家会合

実炉の経験、従事者の被曝問題

"retains a definite vigor"

Sensitivity analysis とdata and methodsの改善

"Challenging issue"

核融合炉、核分裂炉でのストリーミング、損傷

第6回 1983年 Tokyo, Japan

3次元discrete ordinates コード: PALLAS, ENSEMBLE, 有限要素法

モンテカルロコード: MORSE, McBEND, TRIPORIの汎用化、MCNPコードの登場

Sensitivity コードの実用化

核融合炉遮蔽: ストリーミング

スカイシャイン

第7回 1988年 Bournemouth, UK

- (1) AI(Artificial Intellegince), CAD(Computer Aided Design), CG(Computer Graphics)等を利用した設計計算コードのシステム化 :

INTEL-BERMUDA(原研), ANSWERS(Application codes for Nuclear systems using Services based on Winfrith Expertise in Reactor physics, criticality and Shielding, Winfrith), SCALE(ORNL)

- (2) モンテカルロコード - Informal meeting 開催(9月15日)

MCNPの利用が一般化 米国、日本、イタリア等

TRIPORIの利用、能力の拡張(電子輸送) フランス

McBEND の利用 イギリス

All Particle Method(LLI, USA)

中性子、光子、電子、軽荷電粒子

中性子-光子(20 - 30 MeV), 電子-光子(up to 数GeV)

ENDL - 中性子データ(up to 20 or 30 MeV)

ECPL - p, d, t, He-3, alphaによるn, ガンマ線生成(up to 20 MeV)

ターゲット - 水素からB-11

EGDL - 100 eV to 100 MeV(100 GeV)の光子

EEDL - threshold to GeV の電子

EADL - その他のデータ(核外電子の数、結合エネルギー等)

将来 - 新しい分散低減化手法の開発, 計算機の発達と利用(ベクトル化、並列化)

により用途は拡大する。(LLI, Soran)

- (3) 3次元discrete ordinates コード :

ENSEMBLEコードのベクトル化による高速化

TORT(ORNL)によるHFIR(High Flux Isotope Reactor)ビーム孔の解析

TRISTANによる14MeV 中性子ストリーミング実験解析

- (4) ダウンストリーム :

使用済み燃料キャスク(15件) - NEACRP(CSNI)会合(9月15日)

デコミッションング(5件)

その他(3件)

- (5) 加速器関連(9件) - Informal meeting開催(9月14日)

- (6) その他

Spacecraft関連(2件) - 電子機器等の遮蔽(HETC, MORSE, EGS)

RSIC After 25 Years - Challenges and Oppotunities (RSIC, Roussin)

The Status of ENDF/B-VI(Roussin)

1989年にfinal version がでる、すべて公開。

<研究室だより 1. >

日本原子力研究所・臨界安全研究室

この研究室は昭和56年6月に、それまで所属していた動力試験炉(JPPR)を離れ、名称も新たに「臨界安全研究室」として発足した。それまでは軽水臨界実験装置(TCA)を用いて軽水炉の炉物理に関する研究を実験的な観点から進めて来た。

しかし、軽水炉の開発が定着して来ると、われわれの目も原子炉以外に注がれはじめ、水商売の我々にとっては、核燃料と水がかかわって臨界の問題が生ずる分野は気になるものとなった。そして、TCAを用いて軽水炉SFの水中貯蔵や輸送容器における臨界計算に助けとなるデータを取得するなど、原子炉以外の臨界体系の炉物理と未臨界体系の研究に移行した。特に核燃料サイクル施設特有の高い未臨界度の測定技術については、名古屋大学の仁科先生のグループとも協力してその開発に努力して来た。56年当時といえば、すでに民間の再処理工場の建設計画も話題にのぼり、溶液状の核燃料の臨界安全性が真剣に考えられるようになった。我が国独自の臨界データを取得するためには、どのような実験施設が必要かを国内外の専門家と検討し、その結果核燃料サイクル安全工学研究施設(NUCEF)の構想がまとまり、この春から建設が開始されることとなった。

ここ数年の間はこのNUCEFに設置される二基の臨界実験装置(STACY、TRACY)と化学実験設備の設計と国の安全審査を受審するのに研究室全員の総力を傾注した。STACYは臨界条件を、TRACYは臨界の過渡的な現象を測定する装置である。

所がこの時期に重なって高転換軽水炉の研究がヨーロッパを中心に広がり、TCAにおいても今年度からは、現在手持の軽水炉用燃料を用いて、予備的な臨界実験を行うことになった。現在その許認可手続に大奮である。

人員は、民間からの応援部隊を含めて炉物理グループ11名、化学グループ7名、合計18名である。炉物理談話会誌に化学屋が登場するのは誠に奇異ではあるが、再処理工程などで臨界事故を想定すると、どうしても化学屋の御世話にならなければならない。現在このグループは主に、ピューレックス工程におけるブルトニウムの異常貯蓄に関する研究を特性が類似しているウランを用いて行っている。またこのグループは、STACY、TRACYで使用する溶液状の核燃料の調製に力を貸してくれることであろうし、又その調製設備を用いて、各種の化学的研究を行い「プロセス臨界安全性の研究」に大いに貢献してれるものと期待している。

TCAの利用実績と最近の研究成果の主なものを下記に示した。

TCA 利用実績 (37年～60年9月)

実験項目	運転回数(回)	比率(%)
I UO ₂ 格子特性	1,992	25.8
II JPDR 模擬	215	2.8
III 軽水炉模擬	1,263	16.4
原子力船「むつ」・国産燃料集合体・ガドリニア入り燃料・グレンノーズ制御棒・ブランクケット効果・PWR 模擬炉心		
IV プルトニウム利用	1,443	18.7
単一燃料棒・7×7格子・広領域格子・JPDR 型集合体・局所出力ピーキング		
V 臨界安全性	988	12.8
板状吸収体効果・高未臨界度測定・相互干渉効果		
VI その他	1,652	21.5
燃料-材料非破壊検査・FPガンマ線時間減衰・燃焼率測定補助実験・模擬ポイド		
VII 定期検査	151	2.0
合計	7,704	100

テーマ	発表者	発表誌
再処理共除染工程におけるプルトニウム蓄積と臨界安全性の評価	館盛、阿見、三好	日本原子力学会誌 28、543(1986)
Density Equations of U(VI)-HNO ₃ -H ₂ O and U(VI)-Gd(III)-HNO ₃ -H ₂ O systems	桜井、館盛	J.Nucl.Sci. Technol., 24(5), 415(1987)
Measurements of Reactivity Effects Caused by Surface Waves Excited in Nuclear Fuel Systems Having a Free Surface	須崎、三好	J.Nucl.Sci. Technol., 23(9), (1986)
Nuclear Criticality Safety Experimental Program at NUCBF	小林、他	"International Seminar on Nuclear Criticality Safety" Proceedings, (1987)
Measurements of Critical Masses of Non-uniform Fuel Rod Lattice Configurations	柳澤、須崎、新田	同上
Subcriticality Monitoring Method Based on the Exponential Technique Usable for Nuclear Fuel Cycle Facilities	須崎	同上
Developments of a kinetics Code, AGNES, for the Evaluation of Criticality Accidents in Solution Fuel Systems	中島、柳澤	同上
電解酸化法による二酸化プルトニウムの溶解 (1)	桜井、他	日本原子力学会誌 投稿中
JPPRとJMTRの使用済燃料集合体の崩壊熱測定	小林、村上	JAERI-M 88-128
Mathematical simulation and experimental verification for actinide accumulation in the extraction stage of the purex process	館盛、白田、桜井、阿見	J.Nucl.Sci. Technol., accepted
固体飛跡検出器における高密度飛跡の測定	中島	日本原子力学会 秋の大会 (1988)

<研究室だより 2.>

日本原子力研究所 原子炉工学部 炉物理実験研究室

当研究室では「熱中性子炉の炉物理の研究」の研究テーマのもとに、「高温ガス炉の炉物理の実験的研究」を進めるとともに、昭和63年度より「超小型炉の研究」も開始した。又、昭和62年度まで原子炉システム研究室で進められていた「加速器利用システム解析法の研究」に関する研究を昭和63年度より当研究室において「加速器の工学的利用システムの研究」のテーマのもとに、超ウラン元素 (TRU) 消滅処理に関する研究を進めている。以上の研究テーマを14名 (兼務6名含む) の研究員で進めている。

1. 熱中性子炉の炉物理の研究

(1) 「高温ガス炉の炉物理の実験的研究」では、昭和49年～57年に渡って20%濃縮ウラン黒鉛減速平均質臨界実験装置 (SHE) (1)を用いて、高温ガス炉に関する炉物理実験を進めてきた。しかしながら、原研で研究開発を進めている高温工学試験研究炉 (HTTR) は低濃縮ウランを用いたピン・イン・ブロック型燃料体を用いる設計になっている。そこで、HTTRの核的安全性の検証のためには詳細な核的模擬炉心実験を行う必要があり、昭和58年度よりSHEの炉心改造を開始し、昭和60年4月にVHTRC (高温ガス炉臨界実験装置) を完成させた(2)。初回臨界は4%濃縮ウラン被覆粒子燃料を装荷して昭和60年5月13日に達成した。この初回臨界炉心VHTRC-1炉心において、HTTRの基本設計の妥当性を検証するため、①常温炉心の臨界質量、②電気ヒータによる200℃昇温炉心の臨界質量、③HTTRの制御棒及び可燃性毒物棒模擬体の反応度値、④放射化法による中性子束分布、⑤反応度温度係数及び⑥動特性パラメータ β_{eff}/Λ について実験データの取得を行い、SRACコードによる計算値との比較を進めた(3)。この結果、実験値と計算値との相違は ^{235}U 臨界質量で3%、実効増倍係数で0.45% Δk_{eff} 、制御棒及び可燃性毒物棒模擬体の反応度値及び中性子束分布で5%、100℃～200℃の範囲の反応度温度係数について1%以内及び遅発臨界時の β_{eff}/Λ_c で13%あった。動特性パラメータを除く実験項目については、実験・計算とはよく一致し、HTTRの核設計の要請精度を満たす見通しを得た。又、これらの結果は高温工学試験研究炉設計室に提供し、平成元年度より開始されるHTTRの安全審査のための資料とする。

現在は軸方向のウラン濃縮度が2-4-6%と異なるVHTRC-4炉心を構成し、上記の実験項目について実験データの取得及びU箔を用いての格子定数の測定を進めている。その後、燃料カラム当り1本の可燃性毒物棒模擬体を挿入し、かつ炉心軸方向のウラン濃縮度が2-4-6%と異なるVHTRC-5炉心を構成し、HTTRの詳細設計実証実験を進めると共に、炉心浸入水模擬体の反応度値及びTh装荷等の高温ガス炉の高性能化炉心に関する実験を計画している。

(2) 「超小型炉の研究」では超小型化した原子炉を熱源とする発電設備が将来における深宇宙探査機、極地及び深海底での電源としての技術的可能性を検討するため、昭和63年度より本研究を開始している。超小型化における技術課題を調査するため宇宙用を対象として文献調査を行うと共に、宇宙用超小型炉として被覆粒子燃料炉心を選定し、ヒートパイプを用いた100kWeあるいは300kWeの超小型炉を熱源とする発電設備について、①核熱計算、②システム制御方式の検討、③遮蔽計算を行い概略設計を進めて行く。

2. 加速器の工学的利用システムの研究

原子炉の使用済み核燃料に含まれる超ウラン元素 (TRU) には長半減期の核種の物が多い。加速器を用いてのTRU消滅処理は加速粒子のエネルギー及び粒子線束強度を変えることができ、又、臨界性の問題がないので原子炉に比べてより自由、且つ安全に核反応を制御できると共に、2次中性子の強い線束を得ることのできる可能を有している。そこで、TRUの長寿命核種を加速器を用いて発生させた高エネルギー陽子で衝撃し、核破砕及び2次中性子の核分裂により短半減期の核種又は非放射性核種に変換する研究開発を進めている。

実験データとの比較を通して原子核スポレーション反応計算コードシステムの開発を進め、蒸発理論のレベル密度パラメータの影響並びに生成核種の半減期の推定における大局的崩壊理論の適用を行った。この結果、計算精度が向上し計算値と実験値の不一致が改善された⁽⁴⁾。又、陽子スポレーション実験による核破砕現象発生割合及び2次中性子の発生数を測定して、核破砕プロセスシミュレーション、高速粒子輸送シミュレーション計算コードの改良及び精度評価を行うため、高エネルギー物理学研究所 (KEK) のブースターシンクロトロン利用施設を用いての実験を行うべく準備を進めている。実験の予備解析として、鉛及び減損ウランターゲット体系について核破砕生成物の質量分布、空間分布、スポレーション成分と核分裂成分の割合等の計算を行っている。さらに、科技厅のオメガ・プロジェクトの計画 (核種分離・消滅処理) の一環として大出力加速器の開発について調査・基本設計を進めて行く。

参考文献

- (1) 金子 義彦、他：JAERI-1257 (1978)
- (2) 安田 秀志、他：JAERI-1305 (1987)
- (3) 秋濃 藤義、他：日本原子力学会誌 掲載予定
”高温ガス炉臨界実験装置(VHTRC)の初装荷炉心における臨界実験” (1989)
- (4) NISHIDA T. et al.: "Transmutation of Transuranic Wastes by Proton-induced Nuclear Spallation Reactions", NEA/CRP(1988)

(秋濃 藤義 記)

<研究室だより 3.>

船舶技術研究所 東海支所 竹内 清

「炉物理の研究」第33号(1984年)に掲載の研究室だより以降の研究について記します。主な研究は以下のようです。

(1) 直接積分コードPALLASの開発及び整備

これは原研の遮蔽研究室と共同で実施しています。その結果1次元のPALLASは、PALLAS-1D(Ver.2)¹⁾として整備されて、ガンマ線遮蔽設計の基本データである照射再生係数の計算に供されています。2次元(R,Z)形状用のPALLASは、PALLAS-2DCY-FX²⁾として整備されて、各種の遮蔽解析に適用されています。3次元形状用のPALLASについては、まだ十分にコードが整備されていないのでManual作成が遅れております。直接積分法の数値解の誤差についての解析を試み論文にまとめました³⁾。

現在は1次元、2次元、3次元の各種の形状別に開発されているPALLASコード群のシステム化を行っており、さらに実際の遮蔽設計に便利のように簡易計算コードのQADやG-33との結合も試みております。

(2) 照射再生係数データ計算

PALLAS-1Dコードを用いて、まず平板垂直入射及び平板等方入射 γ 線に対する水、コンクリート、鉄、鉛の0.5mfpから40mfpまでの照射再生係数データ⁴⁾⁵⁾及び γ 線エネルギースペクトル⁶⁾計算を行いました。次いで同じ物質について点等方線源に対する照射再生係数データ⁷⁾も計算しました。さらに、点等方線源に対する吸収線量及び線量当量再生係数データ⁸⁾の計算も実施しました。以上のデータ計算の際には比較的高いエネルギーの γ 線の重い物質透過では無視することができない制動輻射線の輸送も考慮されております。これらのデータは American National Standardの「 γ 線減衰係数及び再生係数」のANSI/ANS-6.4.3⁹⁾に採用されております。以上の研究は原研の遮蔽研との共同研究で実施しました。

さらに第7回放射線遮蔽国際会議には点等方線源に対する平板遮蔽体の照射再生係数を2次元(R,Z)用のPALLAS-2DCY-FXで計算した結果¹⁰⁾を発表しております。この目的は実際の γ 線源取扱い施設では点等方線源を球形状の遮蔽体を取り囲むケースはなく、平板形状(通常はコンクリート建屋壁)遮蔽体になるので、この場合は1次元形状で計算した照射再生係数は使用できないことから始めた研究の成果です。

(3) 使用済燃料輸送容器遮蔽安全実験

この研究は原研で実際の原研の使用済燃料集合体を用いて実施した遮蔽安全確認のための実験に共同研究の一環として参加した研究です。研究の成果はJAERI-M report¹¹⁾⁻¹³⁾として公表されています。

(4) γ 線ダクトストリーミング軽減用補償遮蔽実験研究

この研究は γ 線源を内蔵する各種の施設で、いろいろな形のダクトがコンクリート壁を貫通しています。このために γ 線ストリーミングがコンクリート壁外側の線量を著しく高めることになり、 γ 線遮蔽設計上の大きな問題点です。この問題を解決するために、ダクト壁入口や出口、あるいはダクト屈曲部等に γ 線を効果的に減ずる遮蔽体を埋め込んで、あたかもダクトがなかった時の漏洩線量にするための研究です。この研究の成果は直接に γ 線遮蔽設計に役に立つので単に研究論文¹⁴⁾⁻²⁰⁾のみでなく特許²¹⁾²²⁾としても出願しています。この研究の1部は清水建設(株)との共同研究で実施しました。

(5) ダクト漏洩中性子評価法の研究

円筒ダクトや円環形状ダクトが遮蔽体を貫通している場合の中性子ストリーミング量を評価する方法の確立を目的として、長期間に渡り原研のJRR-4号炉を使用してダクトストリーミング中性子測定の実験を系統的に実施してきました。この実験結果に基づいてダクトストリーミング評価の経験式を作り簡易計算法として実用遮蔽設計に供することになりました。これら実験データと経験式は文献23にまとめております。この研究の付随的な研究成果としての3インチ3インチのNAI検出器の反応関数の評価もしております。²⁴⁾

(6) その他

原子力船「むつ」船用炉の遮蔽解析法と実験解析に基づく評価²⁵⁾が「むつ」遮蔽改修のために実施した詳細遮蔽解析の一環として行われております。また、電子線型加速器を用いた放射線治療施設の遮蔽設計及び施設内の線量評価を目的としたPALLASコードによる電子からの制動輻射線の輸送計算及び実測による線量計算の評価が第7回遮蔽国際会議へ発表されております。²⁶⁾

(参考文献)

- 1) 竹内、田中: JAERI-M84-214(1984) 2) 竹内、笹本、金井: PALLAS-2DCY-FX, JAERI-M84-244(1985)
- 3) 竹内、笹本: Transport Theory and Statistical Physics, Vol.15(1986)
- 4) 竹内、田中: Nucl.Sci.Eng. 87,478 (1984) 5) 田中、竹内: JAERI-M84-018 (1984)
- 6) 竹内、田中: J.Nucl.Sci.Technol., 21[10],786 (1984) 7) 竹内、田中: Nucl.Sci.Eng. 90,158 (1985)
- 8) 竹内、田中: Appl.Radiation Isotope, 37[4], 283 (1986)
- 9) D.K.Trubey: ANSI/ANS-6.4.3 Draft2, Rev.3 (1988)
- 10) 金井、成山、竹内: Exposure Buildup Factors for Slant Penetration Through Slab Shield from Point Isotropic Gamma-Ray Source, 7th Int.Radiation Shielding (1988)
- 11) 田中、山路、他: JAERI-M84-019 (1984) 12) 田中、山路、他: JAERI-M84-020 (1984)
- 13) 田中、山路、他: JAERI-M84-227 (1984) 14) 山路: 原子力誌、28[2], 169 (1986)
- 15) 山路、沼田、斉藤: 原子力誌、29[6], 555 (1987)
- 16) 三浦、竹内、金野: Papers Ship Research Inst. 24[2], 1 (1987) 18) 山路、斉藤: 原子力誌、30[3], 264 (1988)
- 17) 沼田、山路、斉藤: J.Nucl.Sci.Technol. 25[1], 19 (1988) 19) 山路: 原子力誌、30[6], 539 (1988)
- 20) 山路、沼田: Design Method of Compensational Shield for Shield Irregularities of Reprocessing Plant, 7th Int. Radiation Shield., (1988) 21) 山路、沼田、斉藤: 特許出願番号 61-047762 (1986)
- 22) 山路、沼田: 同上 62-076802 (1987) 23) 三浦: 船研報告別冊第5号 (1984)
- 24) 三浦: Nucl.Instrum.Meth., Vol.221 (1984) 25) 山路、他: 原子力誌、26[2], 139 (1984)
- 26) 竹内、高久: Estimation of Radiation-Dose Distribution Within and Around Linear Accelerator Medical Room, 7th Int. Radiation Shield., (1988)

<研究室だより 4.>

大阪大学 工学部 原子力工学科 第5講座

当研究室は、「原子炉物理学講座」であり、原子炉内の物理的挙動に関する基礎研究を行っている。研究室編成は現在のところ、教授、助教授、助手2名に加えて、大学院博士過程後期生1名、前期生11名と学部生4名である。本研究室はソフトウェア開発を主にしているので大型計算機を駆使して、次のような課題を対象として研究活動を進めている。

- (1) 高速炉炉物理
- (2) 高転換炉炉物理
- (3) 断面積アジャストメント
- (4) 輸送・拡散理論

以下、これら研究の概要を述べる。

1. 高速炉炉心特性研究

高速炉と一口に言っても電力供給が目的の実機原子炉の特性研究をするためのゼロ出力の臨界集合体から、熱出力発生を伴う研究炉、原型炉、実証炉から実機まで種々の段階の炉が存在する。これらはすべて実機の原子炉の特性を段階的に把握・実証するためのものであり、実機高速炉の開発に不可欠である。

臨界集合体は実機の臨界性、反応率分布、反応度等の核特性を把握するためのものであり、本研究室ではアメリカの臨界集合体ZPPRのデータを日米共同研究プロジェクトのもとに取得し、その詳細な解析を行っている。特に非均質炉心での新しい格子計算法、中性子ストリーミングの新しい計算法、自己遮蔽の非均質効果の取入れ方式等を導出し、その精度の向上を図っている。また、3次元の輸送計算法の開発を行い炉心特性の予測値に対する信頼性を向上した。これらの研究成果は日本の方式として取り入れられており、日本の実験解析への大阪大学の寄与は非常に大きいものとなっている。また、実験解析のほか将来の高速炉の高度化に関する研究として、金属燃料のほか窒化物、炭化物燃料の高速炉の研究、軸方向非均質炉心の最適化に関する研究も進めている。

現在、日本の高速炉炉心計算コードとして採用されている格子計算、炉心計算コードのうち当研究室で開発されたものが数多くあり、これらは、基礎研究が応用面にまでつながる有益な研究となっている。また、高速炉研究に関しては日本のみならず、米国アルゴンヌ国立研究所(ANL)、フランスCEA等の世界の研究者が当研究室を訪問し、情報交換により世界の高速炉研究の質を向上させる活動を行っている。特にフランスでは120万kW電気出力の実証炉Super-Phoenixが運転されている。このSuper-Phoenixの炉心特性を阪大-CEAで共同で解析する計画を進めており、実機炉心の研究にも乗り出す予定である。

2. 高転換炉炉物理

高転換炉とは従来の軽水炉の中性子スペクトルを硬くして ^{238}U から ^{239}Pu への転換率を高め、核燃料物質の有効利用を図る炉である。

高転換炉ではスペクトルが硬くなるため $1\text{eV}\sim 1\text{MeV}$ の中性子が増加する。中子と核との相互作用を表す断面積がこのエネルギー領域で共鳴現象を示すため、その解析が非常に困難となる。本研究室では高転換炉の基礎研究として京都大学臨界集合体を用いた積分実験を阪大及び京大・京大炉・名大・近大の5大学連合で行っており、稠密格子炉心特性を把握するための基礎特性データの取得をしている。このデータの解析を通じ、高転換炉心の計算法の確立を図っている。具体的には、格子計算の際の非均質共鳴領域における自己遮蔽効果の取り扱い方法、輸送断面積の計算法、制御棒の輸送効果計算法の開発・改良をしている。

また、高転換の炉心特性計算値は、計算に使用される核データに強く依存するので、核データの信頼性を調べるための感度解析を行っている。このため、格子内の特性に対する断面積の影響、即ち感度を輸送理論を用いた一般化摂動論により計算する方式を開発し、種々の格子に応用している。

3. 断面積アジャストメント

以上に説明したように当研究室では、高速炉および高転換炉の炉心特性データを取得し、その詳細な解析を行っている。実験値と計算値の一致はおおむね良いが、その差が無視できないものもある。高速炉の例では臨界性の一致は良いが、制御棒反応度価値、 ^{238}U 捕獲/ ^{239}Pu 核分裂率比、ナトリウムボイド反応度等に対しては実験値と計算値との不一致がみられる。この不一致の原因として、計算手法の誤差も考えられるが、主な原因は核断面積(原子核データ)の誤差である。このため、当研究室では、積分データを用いて断面積をアジャストする手法を導出した。この手法には計算法の誤差も考慮されている。また、日本で作成された核データJENDLを対象とした断面積アジャストメントを行い、JENDLを改良する上での情報を与える研究も行っている。

断面積アジャストメントの研究は核データへのフィードバックのみでなく、実機原子炉を設計する上での不確かさを評価することも可能である。高速臨界集合体の積分データをもとに、どの様な方法を用いると実機原子炉の特性を最も高信頼度で予測できるかについても検討している。

4. 輸送・拡散理論

高速炉・高転換炉の研究をささえる基礎として輸送・拡散計算理論の開発およびコード化を行っている。

拡散理論では、当研究室で開発された修正粗メッシュ法が国内の種々の機関で拡散コー

ドに用いられている。最近は、3次元XYZ、ヘキサ-Z体系用のノード法に基づく研究を行っている。ヘキサ-Z体系に関しては、スイス原子力研究所PSIとの共同研究を行っている。

輸送理論関係では、拡散合成法に基づく3次元XYZ輸送コードTRITACを作成した。アメリカANLでの輸送コードDIF3D-Nodalと比べ、本コードがより正確に炉心特性を計算できることが分かり、現在ANL以外にもドイツカールスルーエ原子力研究所もTRITACコードを導入して使用している。3次元体系での高精度の輸送コードを作成したので、次の段階としてOECDのNEACRPにベンチマークを阪大から提案し、世界中の輸送コードの比較検討を行う予定である。

また現在、原子炉の異常を予測するための道具として3次元動特性解析法の改良を目指している。これは大型炉での従来の動特性コードは、計算時間が長くかかり使いものにならないためである。空間分布計算には修正粗メッシュ法およびノード法を適用し、時間的变化に対しては即発跳躍近似の改良案を考えている。

現在、研究室にはNEC PC-9801が8台、EPSON PC-286が3台あり、このうち本学大型計算機センターのACOS2000およびSX-2用のTSS利用端末機として4台使用している。

当研究室の特色は研究成果を実機発電炉までつなげようという目的意識を持ち教官、学生が一致団結して研究を続けていることで、このため基礎研究を積み上げてきた成果が各方面から注目されるようになった。また、海外から国際協力を求められるケースが増え、大学院生の海外協力には特に力を入れている。

(竹田敏一 記)

< 研究室だより 5. >

近畿大学原子炉工学科エネルギー工学研究室

辻 良夫

1 はじめに

私学に於ける研究体制の特徴は、講座制でないこと、大型設備がもてないこと、研究費が比較的少ないことであるが、一方、研究内容、研究費の使用に自由度が高いことである。当研究室では、この不備を補うため、外部との共同研究を積極的に進めている。本学内の原子力研究所（小型原子炉所有）は勿論、日本原子力研究所大阪支所（電子線加速器）、大阪工業試験所（ホットプレス）とは、それぞれのテーマで共同研究を実施している。幸いなことには、研究費は十分ではないが国立大学並で、自由な雰囲気を楽しんでいる。研究内容には特に枠はないが、エネルギー変換に関わるシステム、材料を中心としている。

構成は教授（1）、助手（1）、学生（約10）である。将来は助教授（1）を増員したいと考えている。

2 主要な研究分野

2.1 熱機関を想定したエネルギー変換システム

化学反応、核分裂反応、核融合反応は全て、熱機関として共通の条件を満たさなければならないが、一方、反応断面積、一反応当たりの発生エネルギー、反応温度などが非常に違っている。この関係を比較出力密度論としてとりあげ、それぞれの反応に適したエネルギー変換システムを研究している。

現在軽水型熱中性子炉が実用化しつつあるが、熱機関として診た場合、満足できるものではない。過熱蒸気を使用できないので、新鋭火力発電（熱効率40%以上）に比べて非常に見劣りがし、32%程度の熱効率である。また、濃縮ウランを使用するためウラン-235の早期消耗を招き、資源論的に問題がある。この問題を解決するための高速増殖炉は、臨界制御、ナトリウム冷却材など技術上の問題点に遭遇し、実用化するとしても数十年先であると言われている。プラズマ磁気閉じ込め核融合反応は、反応の実証実験の段階にあり、熱機関としての可能性は未知である。これらのことを考慮して、

- (1) ウラン-235は中性子発生源として可能な限り温存する。
- (2) 反応系には化学的に不安定な物質（例えばナトリウム）は使用しない。
- (3) 過熱蒸気を使用し、熱効率40%以上のシステムとする。

を目標とした核反応熱機関を考えている。その一貫として

『固相核融合・核分裂複合炉』

を提案している。その数値計算、予備実験を準備中である。

2.2 高レベル放射性物質の利用

核分裂反応炉は熱効率が低く、核燃料サイクルに伴う高レベル放射性物質の処理、処分が問題となっている。これをガラスに薄く分散して保管する代わりに、全ての成分を酸化

物とし、化学的に比較的安定で、かつ、熱伝導の良い金属との焼結固化体をつくる。これによって、体積を1/10以下とし、かつ、700℃程度の熱源とすることができる。これを用いた数MWの発電設備の概念設計を行っている。原子炉から取り出した後、10年ぐらいで放射能が急激に減衰したものは、照射線源としてさらに活用する道を研究している。

2.3 機能性高分子材料

高分子材料は、放射線照射によってその特性が大きく変化することが知られている。この放射線照射効果（架橋反応、崩壊反応）を積極的に利用することにより、機能性材料としての新しい特性を得ることを目的に研究を実施している。主なテーマとしては、

- (1) 導電性高分子材料の電気特性と発熱特性、及びその放射線照射効果
- (2) ポリエチレンの放射線による熱的・機械的特性変化と線量計への応用
- (3) 崩壊反応を利用した簡易型線量計の開発

などであり、日本原子力研究所との共同研究により試験・検討を行っている。

2.4 核融合炉第一壁材料工学

核融合炉材料、特に第一壁材料は、耐熱性、耐熱衝撃性、耐放射線損傷性、耐イオン照射性、真空工学的特性等、それぞれに厳しい条件が課せられる。現在、これらのうち真空工学的特性の観点より、プラズマの安定閉じ込めに影響を与える、水素リサイクリング挙動について評価を行っており、主として材料中での水素溶解度、水素移動、放出等の挙動を測定・解析している。

3 展望

原子力開発は大きな岐路に立っている。既存の路線を押し進めるか、まったく新しい方向を模索しながら進むか、重大な決断を迫られている。当研究室は敢えて新しい方向を模索しようと考えている。人類が火を利用してきた長い歴史に比べると、核反応の利用はまだ始まったばかりである。先入観に囚われることなく、自由な発想を展開したいと考えている。

<研究室だより 6.>

神戸商船大学商船学部原子動力学科 原子炉工学講座

当研究室では原子炉関係の基礎分野を担当している。すなわち教育面では原子炉理論、放射線遮蔽、核融合等の分野をカバーし、研究面ではその基礎をなす荷電粒子ビームの応用(粒子線工学)を中心に活動を行っている。

スタッフは中島 雅、北村 晃、古山雄一の3名で、この他毎年修士課程3名位、学部卒研究生8~10名が研究室に配属される。

粒子線工学としてはつぎの2題目が挙げられる。

1. 加速器応用

'80年から米国 NEC社 5SDH型タンデム加速器(1.6MV)を設置し、H、He、C、N、O、F等のイオンを発生加速して、種々の目的に使用している。最近では表面プローブ法による核融合実験装置第一壁附近の粒子輸送の測定や、単色低エネルギーイオンに対する壁またはプローブ材頂の照射効果並びに適当な照射履歴をもつ壁材頂の核種分析等を行っている。また一般材料のイオンによる表面特性改善も試みている。現在、真空チャンバーの整備中である。

2. パルスイオンビームの生成と応用

慣性核融合ドライバーの有力候補と目されているパルスイオンビーム(LIB)の生成と収束の方法、そしてその物質との相互作用の研究を行っている。

5kJのマルクス高電圧発生器、3Ωのパルス整形線を用いて400 keV、20kA、50nsの陽子ビームと0.3kAのNa⁺ビームが得られており、さらに電流密度を上昇してビーム純度を向上させるように研究している。またこれらを物質表面に入射させたときの表面構造変化の研究が進行中で、LIBを表面改質等に応用したいと考えている。

以上の他、下記の題目も準備中である。

3. 核エネルギー協働システムの解析

分裂炉、融合炉、加速器等を含め、いくつかの核反応プロセス系の総合的組合わせによる核燃料利用の向上に関する解析的研究も考慮中である。

(文責 中島雅)

<研究室だより 7.>

(財) 原子力データセンター

1. 設立及び組織

財団法人・原子力データセンター (Nuclear Energy Data Center, NEDAC)は原子力コード及び関連技術の利用促進を行う公益法人として、昭和56年8月1日付で、内閣総理大臣の認可を受けて発足した。主要な事業として原子力コードの開発・整備と、これらのコードに係わる情報の収集と提供をコードセンターとして総合的に行っている。原研との関連が深く、主たる事務所が原研構内の南門近くにあるほか、職員の多くは原研からの出向者である。

現在の組織は、事務・営業を行う総務部と開発事業部からなり、これらを常勤理事が統括している。開発部門では、開発第1課が主にコードの開発整備を、同第2課が解析評価を行っているほか、利用技術第1課でコード情報の収集・提供を、同第2課で電子計算機システム技術支援を行っている。

研究企画部門として、人工知能やオフィスオートメーション等の先端技術を扱う組織を検討して来たが、まだ実施に移せないのが現状である。

2. コード開発及び支援事業

過去に行ってきた原子力コード開発・整備業務をみると、工学的安全性、環境安全・保健物理、炉物理、再処理・ウラン濃縮、核物理、燃料工学など原子力の多分野に渉るが、コードの変換・整備、データベースの構築・改良、VP化作業、図形処理コード開発、データ管理、数値計算ルーチンの開発等の一般業務もある。また、電子計算機の運転支援や、システム利用技術の支援業務も行っている。これらの発注元の大部分は原研であるが、科技厅、安解所、原安センター、電力会社からの受注もある。特に当連絡会と関連の深い炉物理の分野では以下の実績がある。

1) 炉心解析

- ・SRAC, CITATIONを用いたJRR-3改造炉心解析
- ・研究炉動特性シミュレーションコード及び炉心管理コードの作成
- ・中性子スペクトル計算コードの改良及びHTTRへの適用

2) 核融合コード

- ・最適制御理論に基づいたプラズマ制御コードの開発
- ・各種トカマクシミュレーションコードの開発・整備
- ・JT-60実験データ処理プログラムの開発とデータベース検索システムの作成

3) 遮蔽計算

- ・ MORSE, KENO, NMTC などモンテカルロ法による各種コードの改良
- ・ ANISN, DOT 等 Sn コードによる諸施設の遮蔽計算
- ・ 生体遮蔽コンクリート発熱計算のための群定数作成

4) その他

- ・ 核データ処理コードの改良・整備・ラン等

3. 公益事業

当センターは公益法人であるため、収益に見合った公益事業を行っている。その主なものとして原子力コードセンターの運営がある。これは原研計算センターより受託して行っているものであるが、例えば昭和62年度では、OECD/NEA データバンク, ORNL/RSIIC や国内登録機関から合計45件の収集・登録があり、国内登録機関へ335件のコード及び資料配布があった。また、コードの利用相談は113件に上った。これらの事業を効率的に行うため、平成元年度より、原子力コード情報をデータベース化し、FENICS ネットワークによる情報サービスを行う予定であり、今春の原子力学会ではPRを兼ねたデモンストレーションが行われる。

原子力コード情報の調査等については、隔年に1回海外調査を行い、報告書にまとめられている。過去には、計算機最先端技術、人工知能に関して2回行われたが、次回は高度情報処理システムについて行われる予定である。また、原子力ソフトウェア技術者養成を目的として、6ヵ月間の海外研修生を毎年1~2名派遣している。

一方、ソフトウェア開発の成果の普及については、毎年、原子力学会と原研により共催される「原子力におけるソフトウェア開発」研究会において、外人講師招聘に協力しているほか、これら原子力コードに関する情報を年2回発行する「NCCニュース」で常時関係者に提供している。

4. 参考資料等

上に述べた当センターの活動の詳細について関心いただける場合は、下記の資料を参照されたい。

- 1) 原子力データセンター：“NCC NEWS”，No.8 (1989) [年2回発行]
- 2) 原子力データセンター：“原子力データセンター米国調査団報告書”，(1989) [隔年調査]
- 3) 原子力データセンター：“(財)原子力データセンターにおける原子力ソフトウェア開発の現状”(1989) [毎年更新]
- 4) 原子力コード研究委員会・炉物理研究委員会(編)：“第5回〔原子力におけるソフトウェア開発〕研究会報告集”JAERI-M89-012 (1989) [毎年開催]

(藤村統一郎, 鈴木忠和 記)

《事務局だより》

★ 第20回炉物理夏期セミナー(高野山)の会計報告 (63年7月末現在)

収入 (円)	944,800	(内訳) 参加費 115,000 テキスト代 35,000 宿泊費(昼食代を含む) 593,800 コンバ代 44,000 学会助成金 100,000 広告料 57,000
支出 (円)	990,631	(内訳) テキスト印刷費 148,000 講師交通費 158,000 会場費 40,000 宿泊費(コンバ代を含む) 629,300 雑費(通信費 他) 15,331
残金(円)	△45,831(赤字)	古橋基金から埋め合わせ

赤字になった主な理由は、開催費のうち講師の方の交通費が比較的にかかったこと、広告が2件しかとれなかったことなどにあります。テキスト印刷費、雑費等を極力押えましたが、結果的に45,831円の赤字となってしまいました。幹事会で相談しました結果、これは古橋基金から埋め合わせることとしました。今後セミナーテキストを学会で販売し、この売上げを同基金に繰り入れていくことにしました。

★次期(平成元年度)の幹事機関は、京都大学にお願いすることになりました。

★本年度(63年度)運営委員

委員長 金子義彦 副委員長 神田幸則
委員 相沢乙彦、 岡芳明、 工藤和彦、 代谷誠治、 中沢正治、 中島秀紀

《編集後記》

会報38号をお届けします。本号では、昭和63年「核データ・炉物理」合同会合の年会分の講演要旨も掲載しています。また、秋の大会では竹田先生も講演されましたが、その要旨はすでに学会誌12号へ掲載されておりますので、本号では省略しています。御了承下さい。

御多忙中にも拘らず、執筆をお引受け下さいました方々に、深く御礼申し上げます。また、大幅に刊行が遅れましたことをお詫び申し上げます。

いま、編集の仕事を終え、一息ついているところです。さて、本学会も創立30年、ついでに言えば、年号も改まり平成元年、21世紀まで約10年、今後原子力研究、あるいは「炉物理」はどの様に変容していくのでしょうか。その兆しを本号で感じますが、皆様はいかがでしょう。(中島記)

昭和63年度収支報告 (昭63.4.1 ~ 平 1.3.31)

(単位: 円)

収 入		備 考
前年度繰越金	1,214.041	(含 古橋基金 257.473円)
会 費	194.500	
第20回セミナーテキスト売上	18.250	2,000円×7冊, 2,500円×1冊 送料1,750円(16,500円は古橋基金へ)
合 計	1,426.791	

支 出		備 考
会 議 費	34.700	第41,42回総会, 他
通 信 費	32.380	「案内」「ニュース」等, 発送費
「ニュース」印刷費	7.560	No.9 250部, No.10 250部
雑 印 刷 費	19.950	コピー代, 他
第20回セミナー助成金	100.000	
“ セミナー赤字補助	45.831	古橋基金より繰入
小 計	240.421	
次年度繰越金	1,186.370	(含 古橋基金 229.892円)
合 計	1,426.791	

(古橋基金収支報告)

(昭52.11.1 ~ 平 1.3.31)

収 入		支 出	
52.11.1 (古橋基金)	500.000	「夏の学校」テキスト補助 (第11, 12回)	450.000
「夏の学校」立替金戻入 (第13~19回)	273.273	「夏の学校」補助 (第13, 15回)	117.800
「夏期セミナー」対外売上 第20回セミナーテキスト売上	52.000 18.250	第20回「夏期セミナー」補助	45.831
合 計	843.523	合 計	613.631

残高 229,892円

「炉物理連絡会」 会員名簿

(計 211名)

(1989年4月10日現在, ○印は新入会員)

北大 (5名)	永瀬 慎一郎	若林 二郎	九州帝京短大 (1名)	山根 剛
秋本 正	中土井 昭三		大田 正男	吉田 弘幸
小川 雄一		京大炉 (15名)		
鬼柳 善明	武蔵工大 (2名)	市原 千博	原研 (45名)	動燃 (5名)
成田 正邦	相沢 乙彦	宇津呂 雄彦	秋濃 藤義	飯島 一敬
松本 高明	松本 哲男	海老沢 徹	朝岡 卓見	三田 敏男
		神田 啓治	飯島 進	白方 敬章
北海道自動車短大	早大 (1名)	小林 捷平	池田 裕二郎	古橋 晃一
(1名)	並木 美喜雄	小林 圭二	石黒 幸雄	望月 恵一
小澤 保知		古林 徹	伊勢 武治	
	第一工大 (1名)	代谷 誠治	板垣 正文	原子力委員会 (1名)
弘前大 (1名)	佐久間 雄平	中込 良広	大井川 宏之	大山 彰
葛西 峯夫		西原 英晃	大杉 俊隆	
	名大 (14名)	林 脩平	大部 誠	原子力安全委員会
東北大 (6名)	安達 悟志	藤田 薫	岡嶋 成晃	(1名)
岩崎 智彦	伊藤 只行	米田 憲司	金子 義彦	都甲 泰正
北村 正晴	長壁 正樹	米林 賢二	神野 郁夫	
梶山 一典	加藤 敏郎		菊池 康之	原子力安全技術センター
馬場 護	須田 憲司		黒沢 一男	(1名)
平川 直弘	立松 篤	阪大 (5名)	五藤 類男	天野 文雄
本多 毅	中野 佳洋	住田 健二	小藤 岩夫	
	仁科 浩二郎	関谷 全人	近藤 育朗	船研 (2名)
埼玉工大 (1名)	橋本 憲吾	高橋 亮一	桜井 淳雄	伊従 功清
関口 晃	平野 靖彦	竹田 敏毅	笹本 宣隆	竹内 清
	松村 和彦	錦 織	新藤 暉夫	
東大 (4名)	三澤 毅		関野 秀機	電総研 (1名)
岡 芳明	本山 聡	近畿大 (6名)	高田 次吉	工藤 勝久
小佐古 敏莊	山根 義宏	大沢 孝明	田中 俊一	
近藤 駿介		小川 喜弘	土橋 敬一郎	原工試 (3名)
中沢 正治	中部大 (1名)	柴田 俊夫	中川 正幸	駒田 正興
	西原 宏	堀部 治	中島 宏勝	芳賀 暢昭
東工大名誉教授	名工大 (1名)	三木 良太	中野 康明	
(1名)	○矢田 幸広		中村 知夫	エネ総研 (3名)
武田 栄一		帝国女子短大 (1名)	平岡 洋	大塚 益比古
	岐阜大 (1名)	堀江 淳之助	前川 史洋	谷口 武俊
東工大 (3名)	岸田 邦治		増松 浦祥次郎	松井 一秋
井頭 政之		神船大 (1名)	三谷 浩彦	
北沢 日出男	京大 (5名)	中島 雅	向山 武彦	原子力データセンター
関本 博	○菊池 裕彦		安野 武彦	(2名)
	木村 逸郎	九大 (5名)	山口 誠	藤村 統一郎
東海大 (8名)	小林 啓祐	石橋 健二		能沢 正雄
安成 弘	秦 和夫	片瀬 二彬		
石田 正次	森島 信弘	神田 幸則		原電 (2名)
清瀬 量平		工藤 和彦		武田 充司
黒田 義輝	京大原研 (2名)	中島 秀紀		立花 昭
阪元 重康	吉川 栄和			
砂子 克彦				

中部電力 (2名) 金井英次 村田尚之	清水建設 (1名) 大石晃嗣	NAIG (9名) 青木克忠 飯島俊吾 植田精 亀井孝信 黒沢文夫 角山茂章 平野靖 水田宏 門田一雄	日立エンジ (1名) 木村隆	三井造船 (1名) 伊藤大一郎
東京電力 (2名) 尾野昌之 渡邊史紀	情報数理研 (1名) 磯野彬		日立 (4名) 大西忠博 瑞慶覧篤 丸山博見 三木一克	MAPI (7名) 荒木勉 片岡巖 駒野康男 千田康英 田原義寿 弘田実弥 渡海親衛
石川島播磨 (2名) 大村博志 倉重哲雄	住原工 (1名) 松延広幸		日立造船 (1名) 山田毅	
川崎重工 (1名) 田中義久	CRC (1名) 角谷浩享	日本システム (1名) 大谷晋司	BWR運転訓練センター (1名)	三菱電機 (2名) ○後藤豊一 路次安憲
原燃工 (3名) 青木一彦 川本忠男 森正明	東芝 (3名) ○小林康弘 野本昭二 深井佑造	日本情報サービス (1名) 桂木学	野村孜	ANL (1名) 丁政晴
CSK (1名) 田中健一	東芝プラント建設 (1名) 山中武	ニュークリアデータ (1名) 小机わかえ	フジタ工業 (1名) 石川敏夫	その他 (1名) 八谷雅典
	ナサック (1名) 梅田健太郎		富士電機 (1名) 中村久	

炉物理連絡会の概要

(1968年4月)

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

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

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

3. 対象 対象とする専門分野の範囲は、つぎのとおり。

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

（たとえば、エネルギー変換の基礎反応）

4. 運営 委員長1名・副委員長1名・委員若干名により組織される運営委員会が行う。（任期1年）

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