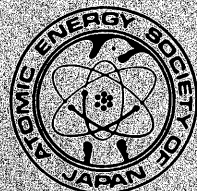


# 炉物理の研究

(第 47 号)

1998年 6 月

巻頭言	平川直弘	1
特集「炉物理の展開」		3
〈トピックス1〉最近の炉物理国際ベンチマーク計算	小林啓祐、平川直弘、岩崎智彦	19
〈トピックス2〉中性子寿命および平均反応距離	林 正俊、大塚益比古、的場 優、須崎武則、小林啓祐	38
〈国際会議に参加して〉		
1. M&C and SNA'97会議に参加して	山本章夫	65
2. GLOBAL'97	桜田光一	68
〈第30回炉物理夏期セミナー予告〉	川島正俊、三橋偉司	71
〈委員会報告〉		
1. 炉物理研究特別委員会「原子炉システム専門部会」	奥村啓介	74
2. 「原子炉炉心計算法の高度化」研究専門委員会	竹田敏一	77
3. 「原子力と先端技術」研究専門委員会	山根善宏	79
〈研究室だより〉		
1. 武蔵工業大学 吉田、金子、相沢研究室	吉田 正、金子義彦、相沢乙彦	80
2. 日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部炉物理研究室	岡嶋成晃	83
3. (株)原子力エンジニアリング 技術部	川本忠男	86
☆事務局だより		
第29回炉物理夏期セミナー収支報告書		89
平成10年度炉物理部会運営委員		90
運営委員会からのお願い		90
編集後記		90
炉物理部会平成9年度収支報告		91
☆「炉物理部会」規約		92
☆部会員名簿		95



(社)日本原子力学会

炉物理部会



## 巻頭言

東北大学工学研究科量子エネルギー工学専攻

平川 直弘

最近我々のところで Np-237 の即発核分裂中性子スペクトルを測定した。結果は、測定されたスペクトルを Maxwell 分布にフィットさせたときの Maxwell 温度が 1.28MeV で JENDL3.2 の 1.36MeV よりやや低く、実験による確認の重要性を改めて認識した。

さて、この実験に当っては日本原子力研究所が所有し、FCA において反応度価値測定に用いた密封された  $\text{NpO}_2$  の試料約 20g ( $\sim 560\text{MBq}$ ) を借用したが、使用に当っては当然変更承認申請を行い承認を得ることを必要とした。科学技術庁の担当官は好意的であって、比較的順調に承認を得ることができた。しかし、それから実際に借用して実験を行うまでには原研側に幾つかの障害があったと聞く。

まず、試料を東北大に貸与するに当って、なぜこの実験が原研でできないのかを事務部に納得させるのが困難であったという。第2に、輸送容器の問題で、我々は A 型輸送物として運搬できるものと考え、輸送を RI 協会に依頼していたが、B 型容器でなければ運搬できないのではないかと、というクレームがついた。第2の問題は RI 協会から出向いて説明することでクリアできたが、B 型容器での運搬ということになると大変に困ったこととなる場所であった。実は原研では Am-241、243 の試料も所有しており、できればこれも一緒に実験をしたかったのであるが、Am-243 でも  $185\text{GBq}$  であり、B 型輸送物として輸送することが必要となるが、その場合都道府県公安委員会への届け出等、運搬業者に依頼すれば数 100 万円の費用を要するという事で諦めたという経過があった。

第1の点について云えば事務部の云うことは誠に尤もで、もし原研で実験できれば Np-237 といわず Am (この場合は事業所内運搬であるから特に手続きもいらず) の測定も行うことができ、それに超したことはなかった。しかし、以前核分裂断面積の測定をタンデム加速器施設において核分裂核分裂計数管によって行うとして果たせなかった経験もあり、当初から原研で実験することは考えていなかった。折角の試料を有効に活用するためには、原研において実験ができる体制が取れることを望みたい。

しかし、よほど積極的な動機付けがないと、他人の実験のために変更承認申請

をしてくれる人など居ようはずがない。規制当局が厳しいことにして、あるいは部内で法律を安全側に拡張解釈して動かないのが現実である。まずそういういわば身内を説得することから始めなくてはならない。

一方、我々は現在原研と共同で高崎研究所において高エネルギー中性子をポリエチレンや鉄などの体系に打込んで体系内の中性子束分布を測定しているが、これには Np-237 と U-238 の核分裂計数管しか使えない。Np-237 は 3.7MBq 以下であるから放射性物質でなく、U-238 も 300g 以下であるから核燃料物質でないが、U-235 や Pu-239 は核分裂物質なので地元との約束で使えないのだという。私は核燃料物質にも（国際規制物資としての規制は別として）安全の見地からは放射性物質と同様に規制の下限值があってしかるべき、と考えるが、現に法律がそうになっていない以上、安全上問題とならないようなごく少量の核燃料物質の使用は改めて地元を説得して認めてもらうべきだと思うし、それができなければ、現在課題となっている消滅処理の研究など出来はしないと思う。

最近ある電力会社の人から、現在アンケート調査を行うと原子力発電に賛成の人の割合は 20%に過ぎない、と聞いた。関係者にせよ、地元にせよ、まずそうした人達に対する当然の説得ができないようでは、現在の困難な状況の中で原子力の推進のために他人を説得することなどおぼつかないのではなからうか。

## 特集 「炉物理の展開」

原子力の黎明期とは異なり、現在では「炉物理」が成熟した分野であり、対象が限定されて応用がきかない分野である、という印象を持っておられる方も大勢おられます。これから研究を目指す若者にとってみれば、有用性はともかくとして、発展性のない分野を選択したくないのは道理です。しかし、この分野は本当に発展性のない、応用のきかない分野でしょうか。

これまで部会報では、「これからの炉物理」、「これからの炉物理を考える」など各年齢層の方々から炉物理の将来についてご意見をいただきました。今回は、大学や原研で研究の携わっており、将来とも研究を糧とされる方々に、炉物理の発展的側面について投稿をお願いしました。炉物理の展開の方向としては、物性研究などの他分野への展開や現分野での深化など、現在を足場として今後10年先、20年先にどのような研究をしているか(したいか)、このような展開もできるという提案など、としました。

御執筆いただいた下記の方々にお礼を申し上げますとともに、本特集を読んだ若い人たちが自信と夢を持って「炉物理」の研究に入ってこられることを期待します。

(編集委員)

### 〈執筆者一覧(敬称略)〉

宇根崎 博信	炉物理の展開
小原 徹	炉物理の展開
橋本 憲吾	「炉物理の展開」—今だから夢見ること—
三澤 毅	「炉物理の展開」
北田 孝典	原子炉物理学についての意見
山本 敏久	炉物理の将来像を探る
大井川 宏之	高速炉臨界実験装置を用いた研究の展開
中島 健	炉物理の展開

## 炉物理の展開

京都大学原子炉実験所 宇根崎博信

一昨年 of Fredelic Joliot Summer School で、MIT の Henry 先生が、「原子炉物理-静特性と動特性」と題した講演を行われた。Chicago Pile の話から始まったこの講義では、計算機も、断面積データもまともにはなかった時代に、「Boltzman 輸送方程式を如何にして解くか」という命題にチャレンジした諸先達が、6 因子公式、2 群拡散方程式等の炉物理の基礎理論を編み出した経緯が、理路整然と解説された。この講演を聞き、目から鱗が落ちた気がしたと同時に、気づいたこと；「制約が多くて、不自由するほど、人間は頭を使って、それを乗り越えようとする」。

周知のとおり、ここ数年の炉物理界を振り返ると、計算機が果たす役割が極めて大きくなってきている。小生の学生時代と比べても、ここ数年の計算機の発達 はきわめて急激なものがある。ひと昔前には大型計算機でも不可能に近かった計算・解析が、今日ではデスクサイドで可能となった。原子炉の核特性評価、原子炉の設計計算という側面からは、炉物理と計算機、計算科学との結びつきは今後更に強まってくる。特に、計算科学との連携は、今後とも重要なジャンルになるものと予想される。

上に述べたように、計算機の計算能力の発達、計算機資源の安価化により、計算機資源の制限という枠が無くなりつつある。昔の人々に比べて、いわば不自由さがなくなってしまっている訳だ。このことにより、計算機資源の枠をクリアするために編み出されてきた数々の近似的手法が、その存在意義を徐々に失いつつあるのではなかろうか（特に静特性について）。手法の不確かさよりも、断面積データの精度が計算精度を支配するようになることは明らかであろう。この点で、積分実験解析などを通じ、現有の断面積データの精度を評価していくという、一見地道な研究が大きな意味を持つことになる。これには、高精度の臨界実験が果たす役割は依然として大きい。

さて、計算機という枠から開放されてしまった我々が「頭」を使える場はあるのか。炉物理を使って作るもの、すなわち原子炉のコンセプトについてはどうであろうか。現行の炉は、極論すれば、60～70年代に開発された炉型の改良版である。安全性、経済性を追求し、改良を重ねる毎に、炉の構造は複雑化し、高

度な解析手法が要求される。このことが、近年の炉物理の発展に多大な貢献をしたことは間違いない。だが、なぜ未だに「昔」の炉型を引きずらざるを得ないのか、何故そこから大きく踏み出せないのか？やはり「経済性」という足枷が最大のネックになっているように思う。核エネルギー資源の有効利用を第一義とした、全く新しい炉心概念を構築できないものか。荒唐無稽なものからのスタートでもよいのではないか。経済性に関する議論は、この段階では二の次でもいいと考えている。新しいコンセプトを打ち出すことにより、新たな理論、データが必要となる可能性もある。これこそ、我々が頭を使う場であろう。今が「円熟の時代」であるとすればこそ、次のステップに向けた動きを進めて行くべきと考える。

さらに、炉物理が更に大きく展開していくためには、何が必要であろうか。いっそのこと、「原子炉」という枠から一步外へ出てみてはどうだろうか。そもそも、「原子炉物理」の「原子炉」が、我々の世界を狭めてしまっているのではなかろうか。この学問分野は、物質内の中性子の挙動を理解するための物理・数学である。この原点に立ち戻って、中性子の挙動という面から見直すことにより、他分野との連携の可能性が広がるであろう。例えば、中性子ラジオグラフィ、材料照射等、既存の炉物理の知見、手法、ツールが応用でき、かつ、意外にも大きな役割を果たす場がある。他分野との積極的な交流により、原子炉から一步外に出て、自らの活躍の場を見いだしていくことが、炉物理の展開にも大きく役立つことになるだろう。

以上、具体的な研究テーマなどの各論には入らずに、大枠のみの考えを述べさせていただきます。浅学の身で勝手気ままなことを書き連ねたことをお許し頂きたい。

最後に、「炉物理」そのものについて、個人的な思いを述べさせていただきます。炉物理の黎明期の頃、Physical Review に載った数々の論文のように、数学的なエレガンスを持った学問でもあり続けて欲しいと願っている。キーボードから離れて、紙と鉛筆を前に、頭を使うこと。基本を忘れないようにありたいものである。

## 炉物理の展開

東京工業大学原子炉工学研究所 小原 徹

今後の炉物理の発展、展開を論ずるというテーマでご依頼をいただいたのですが、難しいテーマで荷が重いので最近の個人的な雑感ということでご容赦いただこうと思います。

昨年某自動車メーカーが二足歩行ロボットを完成させたというニュースがありました。私は偶然そのニュースをテレビでみたのですが、まるで中に人が入っているかのように自在に歩き回るロボットの姿を見て大変感動いたしました。これまではSFにすぎなかった世界が実はすでに現実のものになりつつあるという予感を見る人に与える光景だったと言えらると思います。

後日その話を友人(文系)にしたところあまりうけはよくありませんでした。彼曰く、ロボットが歩いたから何だというのだ、ニーズがあるのか、功利性があるのか、そんなマンガみたいなものより低燃費、低公害、低価格の車を開発するほうがはるかに重要だということでした。ニーズも功利性もあると軽い反論を試みましたが、どうも話が雲をつかむようなものになってしまっ結局彼は納得しませんでした。

学会誌等で原子力の黎明期に開発に携われた方々のお話を読むと、原子力が未来の社会にすばらしいものをもたらしてくれるという夢に情熱をかたむけられてこられてきたということを強く感じます。むろん実用的な装置としての功利性の評価に裏付けられて研究開発が進められてきたわけですが、当時原子力研究を志望し携われてきた方々の脳裏にあったのは功利性の評価結果ではなかったと思います。

近年の原子力開発では、経済性、安全性、バックエンド対策などが重要な課題とされ、原子力システムの完成度を高めることに力が注がれていますが、完成度を高める技術開発だけでは若者に夢を抱かせる分野であり続けるのは難しいと思います。安価なエネルギーを安全にかつ大量に供給するという目標にただいつまでも漸近的に近づくための仕事を続ける分野と思われてしまう恐れがあります。若い世代を常にひきつけ得ない技術分野はやがて衰退する運命にあるのではないかと思います。

原子力技術は大変広い分野にわたっておりますが、その中で炉物理は核分裂反

応という自然現象を人間の社会活動に結び付けるという最も重要な分野を担っていると思います。そのわりには、核分裂反応がどのように利用できるのか、熱源や中性子源としての利用以外にどんな可能性をもっているのか、といった観点からの研究はあまり行われて来なかったように思います。単なる強力な熱源や中性子源といった利用法だけでなく、いままでにはなかった利便を社会にもたらすことを目的として、核分裂反応に関係する未知の現象の発見や、核分裂反応の新しい利用法の原理の考案といった研究に力を注ぐことがもっと行われてもよいのではないかと思います。このためには炉物理だけでなく核物理的な研究との連携が必要になるかもしれません。

研究の段階では必ずしも具体的なニーズや功利性がはっきりしていなくても、それが若い世代に未来の夢を感じさせるセンスのある研究であれば、情熱をもった優れた人材が自然と集まり、それがまったく新しいものを生む成功の原動力になるのではないかと私は考えています。



「炉物理の展開」 —今だから夢見ること—

近畿大学原子力研究所 橋本憲吾

我々はよく自分たちのことを「炉物理屋」と呼び、他分野の人たちからもこのように呼ばれることが多い。私としてはこの言葉が大好きであるが、自分の研究・教育指向を「物理屋」と「原子炉屋」とのどちらに重点を置くべきか考えることがある。狭い大学の中だけを考えれば「物理屋」指向のほうが受けが良いことが多い。さりとて、原子炉が好きでこの世界に入り、工学系の組織に身を置く者として、現実の工学施設である原子炉に直接関与しないのは、やはり空虚さを感じる。逆に、オーソドックスな「物理屋」の研究姿勢を忘れ、この分野にしがみつく「原子炉屋」になるのはもっと悲しく、原子炉に申し訳ない気がする。数十年前の「炉物理屋」の先輩達は、両者の間に絶妙なバランスを見出され、「物理屋」としても「原子炉屋」としても評価される仕事を残してこられた。今我々の世代はこの境地に達しているかどうか甚だ疑問である。『やることが無い』、『環境が厳しい』などと言っても空しいだけ、なんの進展にもつながらない。このような時だからこそ出来ることを見つけない。

—原子炉屋として—

最近、家庭ゴミの消却場は大型化の傾向にあり、ゴミを出した者から遠い場所に立地される場合が多い。大型化は経済性を高め、燃焼温度の高温化は有害物質の放出を低減するのに役だっていると聴く。しかし、消却場が遠いことは、身近な存在感を失わせ、我々出す側のゴミの分別・削減の努力と責任・理解を失わせている点も見逃せない。これと同じことが原子力発電所の立地にも言えないだろうか。そろそろ、大都市立地の発電所を考えても良い頃ではないだろうか？『市民が気軽に訪れることができ、その仕組みと管理体制が手にとるように理解できる本物の小型発電炉が、周辺環境と調和を取りながら大阪湾岸にたたずんでいる』姿を夢想することがよくある。大型化・遠隔地化でなく、いろんな立場の人が受入ることができる原子炉が身近にできないものか。経済性が少々落ちたとしても、将来に対して得られるものは多いのではないか。最近、夢物語と言われ兼ねないこんなことを考えています。また、大都市近接の医療専用の小型原子炉も、これと同じ意味で非常に関心をもっています。これら都市立地原子炉の実現には多く

の課題が予想されますが、原子力エネルギーが生き残るためにはこの道しか無いような気がします。

—物理屋として—

「炉物理屋」を「計算機屋・数学屋」のように誤解されることがあります。私は、原子炉が好きな「物理屋」なのだと思っています。一般「物理屋」ならば、題材を原子炉内に求める必要はなく、一仕事終わる度に違う題材へ旅立てばよいだろう。しかし、我々は原子炉が好きなので、原子炉から離れたくない。しかも、過去にも原子炉から様々な研究題材が掘り起こされ、今も未解の興味ある現象が潜んでいるはずである。ところが、我々はそれが何か知らない。大好きな原子炉が余りにも遠い存在となり、発電炉でどのような興味ある現象が起こっているか知る術も無い。願わくは、見学ではなく、実際の原子炉を現場で観察する機会を得て、研究題材を原子炉から直接得たいと思う。以前これは「炉物理屋」として当然の姿勢であったかも知れない。しかし、我々世代にとっては、原子炉を身近なものとして再認識することから全てを出発させなければならない時期が来ているのかも知れない。研究の側面を兼ね備えた動力炉の存在は、魅力的ではありませんか？

## 「炉物理の展開」

京都大学原子炉実験所

三澤 毅

現在の炉物理、というより原子力全体が今後進むであろう方向としては次の6つが挙げられると思います。①原子力全体の安全性の向上、②コストの低減、③プルトニウムを軸とした核燃料サイクルの整備、④放射性廃棄物処理法の確立、⑤新しい燃料サイクルの導入、⑥放射線利用の進展。

炉物理は、元来、核分裂連鎖反応に伴う中性子とその体系内の核種との核反応に起因する事象について研究する分野であり、その応用として、中性子を含む種々の放射線輸送の研究が進められて来ました。このような炉物理の取り扱う範囲を考えると、上に述べたすべての項目において炉物理が何らかの形で関連しており、これまでの知見が今後とも必要となることは明らかだと思います。

このような炉物理の将来について、ここでは「計算値と合わない炉物理実験データがある」ことを強調したいと思います。炉物理が今後さらに大きく発展するだろうとは言いませんが、計算が実験のすべてを説明できない段階では、まだまだ進展をしないといけない分野であるはずです。

では、なぜ「炉物理はもうやることがない」と言われることがあるのでしょうか？これには様々な理由があるでしょうが、一番の理由は、原子力界では実炉での実験データを公開せず、実験値と計算値とのズレを公で議論することを避けてきたことにある、と敢えて言いたいと思います。計算での問題点を明らかにしない分野が「成熟しきった分野」と捉えられることは全く当然のことです。これは、原子炉が安全であることを強調し続け、その上で「原子炉の安全性研究」、「固有安全炉の研究」を行うことに対して一般の人が矛盾を感じることに類似しているのではないのでしょうか。

今後の炉物理のさらなる進展のためには、現在稼働している商業炉で判っている実験データ、海外で行っている臨界集合体での炉物理実験等のデータを明らかにし、これらの実験値と計算値の比較結果を公開することが最も重要と考えます。これに加えて、蛇足ではありますが、これまであまり活発でなかった炉物理分野での異なる大学間や異なる業種間での人の移動についても、今後大いに望みたいと思います。

## 原子炉物理学についての意見

大阪大学 北田 孝典

TEL: 06-879-7902, FAX:06-879-7903

Email:kitada@nucl.eng.osaka-u.ac.jp

貢献度はともかくとして、原子炉物理学を専攻して幾ばくかの研究を行ってきた、その短い研究生活の中で原子炉物理学について感じていることを述べさせていただきます。

原子炉物理学が原子力、とりわけ原子炉に関しての基礎的で重要な、中心的な学問分野であるという認識を持っております。そしてたとえば新型燃料を装荷した場合や新型原子炉の開発などの場合には、原子炉物理学に関連して解決すべき問題点や確認すべき内容は多くでてくると思っております。しかしながら最近になって思うことの一つに、全般的に原子炉物理学の中で主要な部分の問題は既に解決済みであり、今後とも原子炉物理学でこれまで蓄積されてきた概念等が揺るがされるような進展が起こることはまず無いのではないかと、ということがあります。つまり原子炉物理学の中でも基礎的な部分については既に完成されており、残っているのは実用的な範囲内で如何にして現実の対象を取り扱うべきか、という問題ばかりのような気がします。計算手法としての連続エネルギーモンテカルロ法での計算結果が、実験で得られる測定値の代用として用いられるようになってきている、ということがそれを如実に示していると思います。

先に述べたように、実用上の問題等はこれからも起こるでしょうが、原子炉物理学で中性子の振る舞いに対する知見はまず揺るぎないものでしょう。確立していると思えます。だからこそ、中性子の振る舞いが重要となる他の領域・分野（これが現在どれだけあるのか、はっきりと知りませんが）においては、少なくとも基礎学問としての役割を原子炉物理学は演じることが出来ると考えています。そしてまた逆にそれらの領域・分野への原子炉物理学の適用・応用が可能ではないだろうか、とも考えております。実際に原子炉以外の領域・分野までを対象としますと「原子炉」物理学でないと感じますので、原子炉物理学を専門としている一研究者としては複雑な思いもあります。しかしながら二の足を踏むことなく、中性子を利用する他の領域・分野への視野の拡大ということが、原子炉物理学にとって今後ますます必要となってくると考えております。

以上、思いつくままに述べさせていただきましたが、上記の内容についてコメントやご意見を頂ければ幸いに存じます。

## 炉物理の将来像を探る

阪大工 山本 敏久

炉物理の将来と言った時、学問としての炉物理と、研究組織あるいは研究者の集まりとしての「炉物理集団」では意味が異なってくると思う。学問としての炉物理は、中性子の挙動を推測し、原子力エネルギーをコントロールできる唯一の学問であり、他の分野に見られない不動の地位を占めている。炉物理は人類史上でも稀な偉大な科学業績のひとつであり、まさに「炉物理は不滅」である。

一方、「炉物理集団」での研究活動に目を向けると、最近ことに若い人の人気がないということがささやかれる。このギャップを説明することはそれほど難しいことではない。炉物理は学問として成熟しており、完成に近づきつつある。若い人がそのような分野で活躍しようとするれば、まず先人の遺した莫大な研究成果を理解し、その上で新しい内容を見つけねばならない。つまり、下積み期間が長くなっているのである。最近の学会誌の投稿状況を見てみると、特に若い人の投稿が少なくなっているように見えるが、これに対するひとつの解答であろう。また、こういう成熟した学問では、とかく権威主義に傾きがちであり、若い研究者の自由度はますます小さいものになってしまう。若い人が足音を忍ばせ、息を殺して研究をするようになったら、どんな学問でも一貫の終わりであるが、炉物理も例外ではない。こういう狭苦しい状況では、若い人から見放されつつあるのがむしろ自然であると私には思えてならない。

そうは言っても、私自身が炉物理部に所属し、厚かましくも炉物理で飯を食っている人間のひとりであるからには、何らかの打開策をこの場でひとつふたつ提言して見せよ、というのは当然の責務である。以下、私見を述べさせていただく。

### (1) 社会に貢献する炉物理の展開

若い研究者の自由度（活躍の場）が狭くなったこと以外に、若者の炉物理離れを進めている要因のひとつは、炉物理の「社会性」の欠除であると思われる。阪神淡路大震災でボランティア活動を経験した若者が、大学生活に復帰した後、生きる意味に疑問を感じて退学したり、就職先を選択する際の基準として環境問題への取り組みを重視したりする傾向が近年目立つようになった。これは、自分の父親が企業戦士として会社に尽くした挙げ句、リストラで猫の子を捨てるように会社を放り出されるという人生の悲劇をまのあたりにした世代であることと無関係ではあるまい。こういった、非人道的な社会の冷たさに触れた経験が、彼等がより人間らしい生き方を選ぼうとするきっかけになっている。

こういう世代から見て、炉物理が社会に貢献する学問として目に映るであろうか甚だ

疑問である。語弊はあろうが、大抵の研究はつまるところ「電気代を安くするために原子力の研究をしている」と片付けられてしまうのではないか。若い人の夢を呼び込むためには、まず社会への貢献度が高い目標を設定する必要がある。このような例としては、炭酸ガス排出量削減による環境問題への寄与の他に、原子炉を用いた医療のための計算法の開発（イギリスで、人間の脳の形を詳細に模擬した体系を有限要素法で解いているのを見たが、見た目のインパクトは素人受けするものであった）、核兵器転用を防止するための方法の策定（極めて短時間を扱った特殊な動特性解析法が必要）などが挙げられる。

## (2)原子力その他領域への展開

炉物理で培われた計算手法は、他の分野へも応用が可能である。特に、原子炉の進歩の律速段階は材料開発でありつづけてきたし、これからもそうであろう。一方、材料の照射挙動は「アプってみないとわからない」のが現状で、世界中の原子炉を動員して照射試験が延々と続けられてきている。材料の健全性を評価するコードにしても、全面的に実験式に頼っており、炉物理屋の目から見てとうてい数値解析と呼べる代物ではない。もちろん扱う現象が複雑なのでこういうアプローチしかないのであろうが、材料の照射損傷も結局は中性子反応の一種であるから、炉物理の技術を総動員すれば、解決の糸口位は見つかるのではないか？同様のことは被爆効果についても当てはまる。各種生物を使った照射実験は盛んに行われているが、生体内で発生するラジカルの定量評価などに炉物理の技術を使えば、より深みのある研究になると思われる。被爆は原子力の持つ最大のマイナス要因であるが、正確な生体への被爆効果がシミュレーションできないのというのでは、あまりに無防備と言わざるを得ない。

## (3)結論：炉物理屋は不滅である

すでに述べたように、炉物理という学問自体は人類が中性子の利用を断念するまで生き残る学問である。しかし、それは炉物理単体にこだわって研究を続けよということではない。生物の進化では、遺伝子レベルであらゆる組み合わせが試され、自然淘汰によって最適な種が残ったように、原子力の研究においても同様の進化があつてしかるべきである。もちろん、どう転ぼうとも炉物理は原子力のキーテクノロジーとして、遺伝子レベルで永遠に生き続けるであろう。これからの時代は、炉物理屋が狭い本拠地を離れ、いろいろな分野で融合することであらゆるチャレンジを試み、活躍する時代になろう。それを拒否して炉物理だけにこだわる者は、恐竜と同じ道を辿るしかない。

## 高速炉臨界実験装置を用いた研究の展開

原研 大井川 宏之

筆者は原研の高速炉臨界実験装置(FCA)を用いた実験を行っている。ここでは、FCAを発展させた新装置「*EFCA: Evolutional Fast Critical Assembly* (進化型FCA)」を提案する。なお、ここで述べる事項は筆者の単なる思いつきか他の研究者からの受け売りであるため、実際の実験計画や原研の事業計画とは全く無縁のものである。

まず、今までFCAで行われた研究を振り返ってみる。FCAでの炉物理実験は「**模擬炉心型**」と「**単純形状・単純組成型**」に大別される。前者は常陽、もんじゅ、金属燃料高速炉などのモックアップ実験で実績があり、後者はアクチノイド断面積ベンチマーク炉心や $\beta_{\text{eff}}$ ベンチマーク炉心で実績がある。また、「**測定項目**」の面から見ると、プルトニウム箔等を用いた反応率の絶対測定や2000℃まで測定できるドップラー係数測定装置等に特徴がある。

次に、「**模擬炉心型**」、「**単純形状型**」、「**測定項目**」の三つの視点から高速炉臨界実験装置を使った研究の今後の展開について考える。まず「**模擬炉心型**」の展開を考えると、

- 窒化物燃料高速炉
- 鉛冷却高速炉、ガス冷却高速炉
- 増殖型軽水炉
- TRU・FP消滅処理炉(臨界型、加速器駆動型)

等が挙げられる。これらの中にはすでに一部始まっている実験もあるが、モックアップと呼べるレベルの実験を行うには燃料や模擬物質を増強する必要がある。

「**単純形状型**」の展開を考えると、サンプル、フィッションチェンバー、中性子源等を拡充した上での

- アクチノイド断面積、FP断面積等のベンチマーク実験
- 加速器による高エネルギー中性子共存系の炉物理実験

等が挙げられる。

「**測定項目**」の展開を考えると、上で述べたアクチノイド及びFPの断面積測定の他に

- 炉心膨張・湾曲反応度価値
- TRU ドップラー効果
- 未臨界度、固有値間隔、炉雑音

等の安全性に関わるパラメータの測定が挙げられる。

以上のように、高速炉臨界実験の今後の展開でキーワードとなるのは「TRU・FP」・「加速器」・「安全性」であると考えられる。ここでは個々の項目についての詳細な検討は行わないが、これらに関する実験を FCA で本格的に行うためにはかなりの予算と時間を掛けて TRU や加速器を用意する必要があると共に、保有燃料の増強が必要となる。それならいっそ新装置を建設したらどうかということで「進化型 FCA : *EFCA*」の出番となる。

*EFCA* が備える性能は以下の通りである。

最大熱出力	: 2kW
集合体タイプ	: 水平 2 分割型
燃料	: プルトニウム 2 トン、濃縮ウラン 2 トン
燃料タイプ	: 板状及びピン状、金属、酸化物、窒化物
加速器性能	: $10^{14}$ n/s (中性子発生率)
TRU 燃料	: Np-237、Am-241、Am-243、Cm それぞれ 10~100kg
実験用ループ	: 模擬集合体に Na、He、Pb、水蒸気などの冷却材を流せるもの
その他の装置	: 照射済み燃料オシレーション装置 TRU・FP 消滅用ターゲット模擬集合体 TOF 飛行管 自動燃料装荷装置 燃料インベントリ監視装置 等

この仕様には実現が困難な事項も含まれるかもしれないが、基本的には FCA の小回りの良さを保ちつつ、熱中性子スペクトルから 100MeV のスポレーション中性子までを対象に、臨界系、未臨界系、非増倍系の全てにおいて幅広い実験が容易に行えるものであれば良いと思う。

今から 15 年後の 2013 年頃にはこのような装置が完成し、これを核に炉物理が新たな展開を見せる時期が来ていることを夢見ている。



## 炉物理の展開

原研 中島 健

標記のテーマで、「炉物理を将来どのように発展、展開させていくのか」を書いて欲しいと編集委員の方から依頼があった訳ですが、日頃、将来の事などあまり考えたことも無く、次から次に現れる仕事に追いかける身には、大変難しい宿題です。編集委員の狙いからは外れるかもしれませんが、とりあえず、(私よりも若い) 若手研究者の皆さんを対象として、思いつくことを記すこととします。

### 1. 炉物理という枠にとらわれない研究

原子力システムというのは、色々な分野の研究成果の積み重ねで成立しています。何か新しいことをやろうとすると、すぐに複数の分野にまたがった仕事(研究)となってしまいます。従って、ひとつの研究分野の枠の中に閉じこもっているのは、まとまった原子力の研究はできません。「いや、私はちゃんと炉物理の枠の中で研究をやっています」、とおっしゃる方がおられるかもしれませんが、その方は他の分野の研究者と何らかの形でリンク(協力)することによって実質的に枠をはみ出しているのか、あるいは、まともな研究をしていない(!)のではないのでしょうか?(このことには反論が多々あるかとは思いますが、こんな事を考えているやつもいるのか、という寛大な心をもってご容赦願います。炉物理の“枠”の範囲や“まとも”な研究の定義が違っているだけかもしれません。)

炉物理は原子力工学の根幹をなす学問分野である、という考えがあります。確かに、炉物理という分野は原子力工学にしか存在しませんが、原子力工学の研究分野の中には炉物理が必要無いものもあります。炉物理も他の分野と同等か、むしろ現在ではマイナーな分野となっているのではないのでしょうか。原子力エネルギーの利用研究という観点から見ると、炉物理よりも材料や熱流動の研究分野のほうがKeyを握っていると思います。しかしながら、そうわかっているも、炉“物理”という名の響き(?)や、原子力開発初期における炉物理の果たした役割の残像についつい惑わされて、炉物理は原子力の中で特別な位置にある学問だと勘違いし、自ら狭い枠の中に閉じこもってしまうことがあるかもしれません。あるいは、残像とはわかっているも、それを居心地の良い生まれ育った分野に留まる口実にしてしまうことがあるかもしれません。(この残像のお陰で、優秀な学生さ

んが炉物理を志す、という良い面もありますが。) いずれにしても、自分で勝手に作った枠の中に閉じこもっておいて、狭いと文句を付けられては炉物理もとんだ迷惑でしょう。そもそも、研究分野に枠などはないし、初めから複数の分野と密接につながっていたのですから、(狭義の) 炉物理という枠にとらわれずに、どんどん分野を広げていきましょう。[これは、私自身への呼びかけでもあります。]

## 2. 情報の共有

自分の専門分野に関わることで、なにか問題に直面したときは、誰に聞けば(どこを調べれば) 適当かは判断できるでしょう。しかし、専門が異なる分野についての疑問はどうしたら良いのでしょうか? 運良く、その分野に知り合いがいれば、その人を通じて適当な人(文献等)を紹介してもらうことも出来るでしょうが、一般的には結構苦勞することが多いのではないのでしょうか。もし、そんなことが原因で枠の中に閉じこもってしまっているのならば、情報を共有できるような場をつくれば、少しは簡単に枠の外に踏み出せるようになるでしょう。このために、コンピュータネットワークを使わない手はありません。ネットワーク上で、こんな事をやりたいけれどどうしたらよいのか?、とか、こんな実験データが出たけど何故?などと問い掛けると、全国(全世界)の関連分野の専門家から色々なコメント、アイデアが寄せられる。ちょっと、横着でしょうかね。同じような提案は、これまでも多く行われていますので既にどこかで着々と準備されているのでしょうか。

## <トピックス1> 最近の炉物理国際ベンチマーク計算

### ボイド領域を持つ簡単な体系に対する3次元放射線輸送ベンチマークについて

京都大学大学院工学研究科 原子核工学教室 小林啓祐

(e-mail kobayashi@nucleng.kyoto-u.ac.jp)

#### 1 序

多次元の輸送計算で、吸収が強い体系での一つの困難はSn法では射線効果(ray effect)のために中性子束分布に不必要な空間的な振動が起きることである。それに反し球面調和関数法は式が座標系の回転に対して不変なので、射線効果が起きない利点があるが、式が複雑で物質境界での条件を満たすような有限差分式を導くことができない困難がある<sup>1)</sup>。

数年前に阪大の竹田さんがNEACRPから3次元輸送ベンチマーク問題<sup>2)</sup>を提案され、現在も3D輸送コードの解の検証に広く使われており、コード開発に貢献している。しかし簡単なKUACAを模擬した体系でも提出された中性子束分布の結果にはコードによって差があり、特に制御棒を抜いた後がボイドになる体系では差が大きかった。問題には正確な解が与えられていないので、どのコードの解がより正確か判定できなかった。この度は正確な解の与えられる問題で、コードの精度を検証することを提案した。

#### 2 ベンチマーク問題

純吸収体系では正確な解が数値積分で得られる。筆者はAckroydが提案した2次元の純吸収体系中にボイドのある問題<sup>3)</sup>を3次元に拡張した体系中の中性子束分布を計算する問題を1996年12月のOECD/NEAの会議で提案し、採択された<sup>4)</sup>。

現在多数のコードはSn法を使っており、純吸収体系では射線効果で精度は悪いのは分かっているから、散乱を含めた問題も用意して欲しいとの希望が出て、全断面積の50%の散乱を含む問題を追加した。

昨年サラトガスプリングスでの炉物理の国際会議でも多くの3次元輸送計算法の発表があったが、その数値結果をみてもどの方法が優れているのか、精度が良いのか分かり難い。正解の分かっているこのベンチマーク問題の結果を示してもらえれば、精度は一見して分かり、計算方法およびコードの特徴を容易に知ることが出来る。

計算結果は1997年12月までにパリのOECD/NEAに送ることになっていたが、遅れ気味である。現在までに送られて来た結果を表1に示す。これ以外に本年5月初めにLANLのAlcouffe、CEAのZmijarevicによる全ケースの結果が送られてきている。またANLおよびNWUのLewisも結果を送って来ることになっている。現在、世界に知られている3次元輸送コードはそれほど多くはなく、主要なコードは含まれると思われる。

最近のメールによると、問題を提案した日本も解を出すべきだとの意見があるようで、今からでも国内で参加する方がおられれば、歓迎します。我々は有限フーリエ変換法コードFFT3による結果を送るつもりであったが、コードにバグがあることが分かり遅れている。

ロシアのMCCG3Dは純吸収体系と散乱のある体系、ORNLのTORTコードは散乱のある体系のみの結果であるが、両者とも非常に良い精度を与えており、さすがであると思った。現在までに集まった中性子束分布を図で比較した報告書を本年4月初めにPreliminary reportとして、OECD/NEAに送った。今後送ってくる結果を含めて、最終的にOECD/NEAのレポートとして出版する事が決まっている。

問題の断面積、体系の図および全吸収体系の場合の正確な中性子束<sup>5)</sup>を以下に示す。

参考文献

- [1] K. Kobayashi, H. Kikuchi and K. Tsutuguchi, "Solution of Multigroup Transport Equation in  $x-y-z$  Geometry by the Spherical Harmonics Method using Finite Fourier Transformation", J. Nucl. Sci. Technol. **30** 31 (1993).
- [2] T. Takeda and H. Ikeda, "3-D Neutron Transport Benchmarks", NEACRP-L-330, (1991).
- [3] R.T. Ackroyd and N.S. Riyait, "Iteration and Extrapolation Method for the Approximate Solution of the Even-Parity Transport Equation for Systems with Voids", Ann. nucl. Energy, **16** 1-32, (1989).
- [4] K. Kobayashi, "A PROPOSAL FOR 3D RADIATION TRANSPORT BENCHMARKS FOR SIMPLE GEOMETRIES WITH VOID REGION", 3-D DETERMINISTIC RADIATION TRANSPORT COMPUTER PROGRAMS, OECD PROCEEDINGS, pp.403-410 (1997).
- [5] 杉村直紀、京都大学大学院工学研究科原子核工学専攻 修士論文 (1998).

Table 1: 1998年3月末までに計算結果を送ってきた機関およびコード名

Name	Azmy	Sjoeden, Haghghat	Suslov
Organization	ORNL	USAF, PSU	UTK and IPPE
Code	TORT	PENTRAN	MCCG3D
Problems	scattering case only	all cases	all cases
Method	S16		
	TM(Theta weighted)	DTW	PT(Plane tracing)
	LN(Linear nodal)	EDW	RT(3D ray tracing)
			SC(Step characteristic)
			DD
Mesh width(cm)	1/90		5 (void 2.5)
Computer	Cray/MP(8CPU)	IBM SP2	SP2(16nodes)
CPU Time			
Problem1(i)		60sec	34sec
Problem1(ii)	826min(TW)	248sec	542sec
	561min(LN)		
Memory (Mega Word)			
Problem1(ii)	9.55(TW)		
	9.40(LN)		

3 体系の定数

Table 2: One group cross sections and source strength  $S$

Region	$S$ ( $n \text{ cm}^{-3} \text{ s}^{-1}$ )	$\Sigma_t$ ( $\text{cm}^{-1}$ )	Problem i	Problem ii
			$\Sigma_s$ ( $\text{cm}^{-1}$ )	$\Sigma_s$ ( $\text{cm}^{-1}$ )
1	1	0.1	0	0.05
2	0	$10^{-4}$	0	$0.5 \times 10^{-4}$
3	0	0.1	0	0.05

4 ベンチマーク問題 1

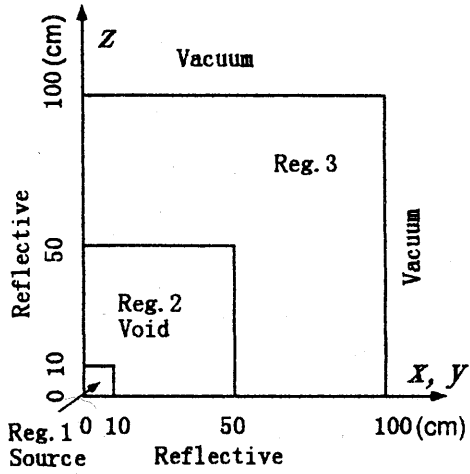


Fig. 1:  $z-x$  or  $z-y$  plane of Problem 1, Shield with square void

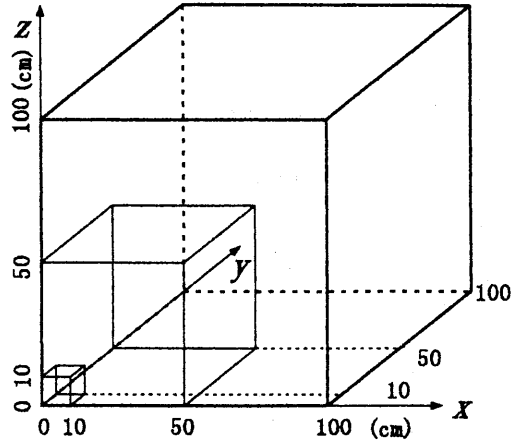


Fig. 2: Sketch of Problem 1, Shield with square void

5 ベンチマーク問題 2

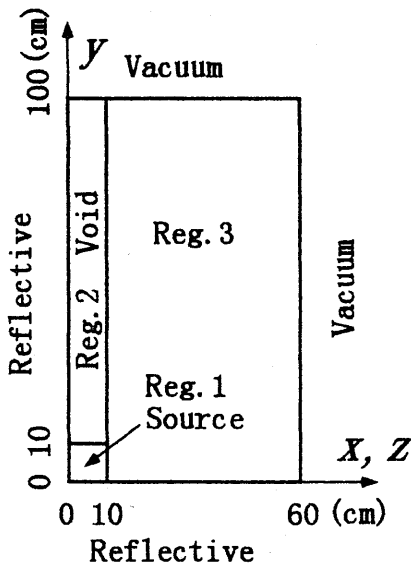


Fig. 3:  $y-x$  or  $y-z$  plane of Problem 2, Shield with void duct

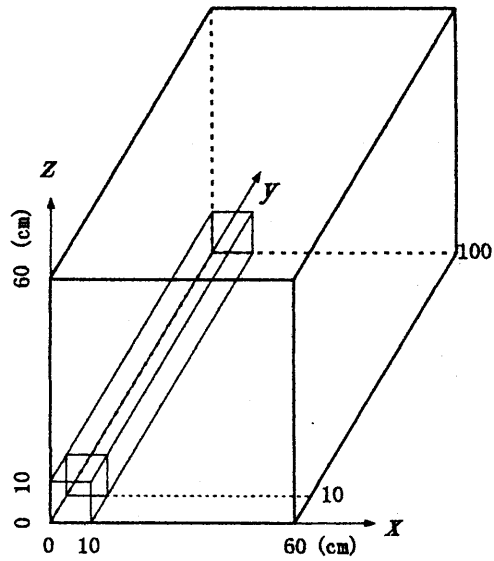


Fig. 4: Sketch of Problem 2, Shield with void duct

6 ベンチマーク問題 3

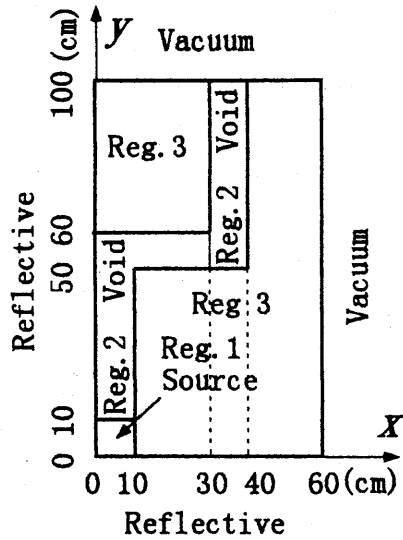


Fig. 5:  $x - y$  plane of Problem 3, Shield with dog leg void duct

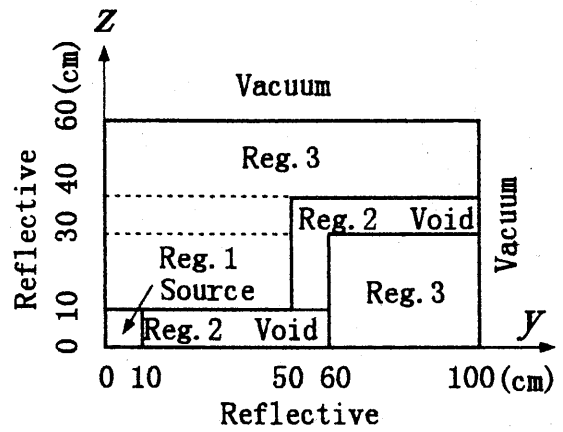


Fig. 6:  $y - z$  plane of Problem 3, Shield with dog leg void duct

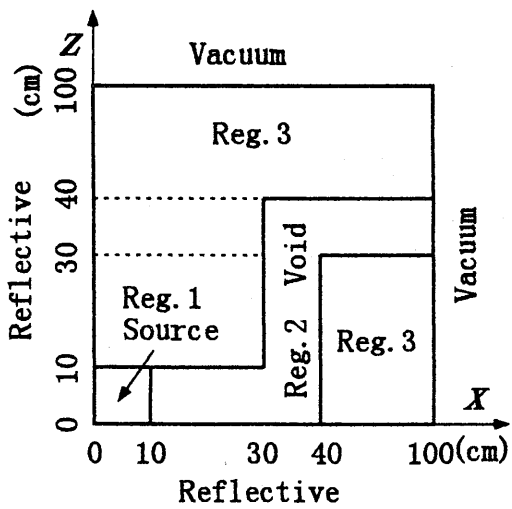


Fig. 7:  $x - z$  plane of Problem 3, Shield with dog leg void duct

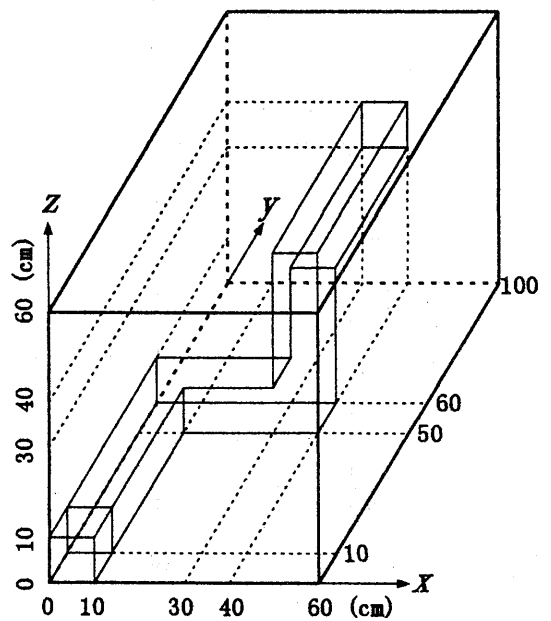


Fig. 8: Sketch of Problem 3, Shield with dog leg void duct

Table 3: Exact flux for the pure absorber case of the Problem 1<sup>5)</sup>

Coordinates ( $x, y, z$ )(cm)	Total Flux ( $n \text{ cm}^{-3} \text{ s}^{-1}$ )
5, 5, 5	$5.95659 \times 10^{-0}$
5, 15, 5	$1.37185 \times 10^{-0}$
5, 25, 5	$5.00871 \times 10^{-1}$
5, 35, 5	$2.52429 \times 10^{-1}$
5, 45, 5	$1.50260 \times 10^{-1}$
5, 55, 5	$5.95286 \times 10^{-2}$
5, 65, 5	$1.53283 \times 10^{-2}$
5, 75, 5	$4.17689 \times 10^{-3}$
5, 85, 5	$1.18533 \times 10^{-3}$
5, 95, 5	$3.46846 \times 10^{-4}$
5, 5, 5	$5.95659 \times 10^{-0}$
15, 15, 15	$4.70754 \times 10^{-1}$
25, 25, 25	$1.69968 \times 10^{-1}$
35, 35, 35	$8.68334 \times 10^{-2}$
45, 45, 45	$5.25132 \times 10^{-2}$
55, 55, 55	$1.33378 \times 10^{-2}$
65, 65, 65	$1.45867 \times 10^{-3}$
75, 75, 75	$1.75364 \times 10^{-4}$
85, 85, 85	$2.24607 \times 10^{-5}$
95, 95, 95	$3.01032 \times 10^{-6}$
5, 55, 5	$5.95286 \times 10^{-2}$
15, 55, 5	$5.50247 \times 10^{-2}$
25, 55, 5	$4.80754 \times 10^{-2}$
35, 55, 5	$3.96765 \times 10^{-2}$
45, 55, 5	$3.16366 \times 10^{-2}$
55, 55, 5	$2.35303 \times 10^{-2}$
65, 55, 5	$5.83721 \times 10^{-3}$
75, 55, 5	$1.56731 \times 10^{-3}$
85, 55, 5	$4.53113 \times 10^{-4}$
95, 55, 5	$1.37079 \times 10^{-4}$

Table 4: Exact flux for the pure absorber case of the Problem 2<sup>5)</sup>

Coordinates ( $x, y, z$ )(cm)	Total Flux ( $n \text{ cm}^{-3} \text{ s}^{-1}$ )
5, 5, 5	$5.95659 \times 10^{-0}$
5, 15, 5	$1.37185 \times 10^{-0}$
5, 25, 5	$5.00871 \times 10^{-1}$
5, 35, 5	$2.52429 \times 10^{-1}$
5, 45, 5	$1.50260 \times 10^{-1}$
5, 55, 5	$9.91726 \times 10^{-2}$
5, 65, 5	$7.01791 \times 10^{-2}$
5, 75, 5	$5.22062 \times 10^{-2}$
5, 85, 5	$4.03188 \times 10^{-2}$
5, 95, 5	$3.20574 \times 10^{-2}$
5, 95, 5	$3.20574 \times 10^{-2}$
15, 95, 5	$1.70541 \times 10^{-3}$
25, 95, 5	$1.40557 \times 10^{-4}$
35, 95, 5	$3.27058 \times 10^{-5}$
45, 95, 5	$1.08505 \times 10^{-5}$
55, 95, 5	$4.14132 \times 10^{-6}$

Table 5: Exact flux for the pure absorber case of the Problem 3<sup>5)</sup>

Coordinates ( $x, y, z$ )(cm)	Total Flux ( $n \text{ cm}^{-3} \text{ s}^{-1}$ )
5, 5, 5	$5.95659 \times 10^{-0}$
5, 15, 5	$1.37185 \times 10^{-0}$
5, 25, 5	$5.00871 \times 10^{-1}$
5, 35, 5	$2.52429 \times 10^{-1}$
5, 45, 5	$1.50260 \times 10^{-1}$
5, 55, 5	$9.91726 \times 10^{-2}$
5, 65, 5	$4.22623 \times 10^{-2}$
5, 75, 5	$1.14703 \times 10^{-2}$
5, 85, 5	$3.24662 \times 10^{-3}$
5, 95, 5	$9.48324 \times 10^{-4}$
5, 55, 5	$9.91726 \times 10^{-2}$
15, 55, 5	$2.45041 \times 10^{-2}$
25, 55, 5	$4.54477 \times 10^{-3}$
35, 55, 5	$1.42960 \times 10^{-3}$
45, 55, 5	$2.64846 \times 10^{-4}$
55, 55, 5	$9.14210 \times 10^{-5}$
5, 95, 35	$3.27058 \times 10^{-5}$
15, 95, 35	$2.68415 \times 10^{-5}$
25, 95, 35	$1.70019 \times 10^{-5}$
35, 95, 35	$3.37981 \times 10^{-5}$
45, 95, 35	$6.04893 \times 10^{-6}$
55, 95, 35	$3.36460 \times 10^{-6}$

IAEA CRP "Potential of Th-based Fuel Cycles to Constrain Pu and to Reduce Long-term Waste Toxicities"におけるベンチマーク計算

東北大学 平川直弘

IAEAでは1996年から"Potential of Th-based Fuel Cycles to Constrain Pu and to Reduce Long-term Waste Toxicities"という研究協力計画(Coordinated Research Program)を組織している。この計画の目的はPuをThとリサイクルすることにより、世界的に問題となっている余剰プルトニウムを燃焼させて、公衆にとってより受け入れられやすい(と考えられる)  $\text{Th}-^{233}\text{U}$ 燃料サイクルに転換する可能性を調べることで、参加する各国はそれぞれ自国が良いとする燃料サイクルを選んで研究を行い、その結果を比較検討することとなっている。しかし相互比較を行う前提として、でてきた結果が各国が採用する計算法なり断面積によって異なったものとならないためにまずPWRを対象とするベンチマーク計算を行い、その結果を比較することとなり、中国、ドイツ、インド、イスラエル、日本、韓国、オランダ、ロシアおよび米国が参加した。なお、以下の結果の数字は本年6月末にテルアビブで開かれる ICENES9にIAEAの Arkhipovらによって発表される論文から取っているもので、昨年10月に報告したものとは若干異なっている。

第1ステージのベンチマーク計算

第1のベンチマーク問題は図1に示す  $(\text{Pu}-\text{Th})\text{O}_2$  のPWRセルに対し0, 30, 40, 60MWD/kgの燃焼度における以下の計算結果を示すことである。与えられた数値データを表1に示す。

- (1)  $k_{\infty}$
- (2) 全中性子束
- (3) 核分裂当りの平均放出エネルギー
- (4) Th~Cmのできるだけ多くの核の同位体組成
- (5) 考慮した全ての同位体に対する0及び60MWD/kg時の平均化した1群核分裂、吸収および  $(n, 2n)$ 断面積。

第1回のCRPは1996年10月14~16日にウィーンで開かれた。参加者の使用した計算コードおよび断面積を(分った範囲で)表2に示す。計算結果の主なものを図2~図4に示す。なお、主な同位体の1群断面積を表3と表4に示す。

結論としてベンチマーク計算の結果はPuの燃焼とPu同位体組成については良い一致を見た。CRPの当時は燃焼の進んだ時の  $k_{\infty}$ とマイナーアクチニドの生成量に不一致がみられ、各参加者もう一度データやコードを見直すよう求められた。その結果現在は満足すべき結果が得られたと評価されている。なお、1群断面積は我々の結果はオランダ(EN)の結果に全般的に近かった。

第2ステージのベンチマーク計算

第2ステージのPWR(韓国、イスラエル、インド、ロシア、米国)、HTR(中国、ドイツ、オランダ)、MSR(日本)について研究することとなったが、PWRについてはまず集



合体についての燃焼計算を行うことが提案された。問題は図6に示す25本のウオーターロッドを含む17x17のPWR集合体で、比出力は37.7W/gである。計算を要求された量は

(1)  $k_{\infty}$

(2)  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{233}\text{Pa}$ ,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{242\text{m}}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{242}\text{Cm}$ ,  $^{243}\text{Cm}$ ,  $^{244}\text{Cm}$  の原子数密度

(3) ピン毎の密度

0, 及び60MWD/kgにおける

(4) 減速材温度係数

(5) ドップラー温度係数

(6) 溶液ボロン反応度

(7) 計算に用いた情報

である。これにはロシア、韓国、イスラエル、ロシアの他、我々もこれに参加した。集合体の計算はSWATでは行い得ないので、原研奥村氏の協力を得て、原研においてSRAC95を用いて行った。結果は1997年4月13日(IAEAのTh燃料サイクルの展望に関する専門家会合の前日)に検討された。計算手法についての情報を表5に、結果を表6～表8に示す。日本の結果は $k_{\infty}$ のみ他の国のものと比較して大きくなっているが、他の値については大きな違いはなかった。 $k_{\infty}$ が大きかった理由は $^{239}\text{Pu}$ の密度が他の機関のものよりも大きかったことによる(ただしインドのようにこれが大きく違っているのに $k_{\infty}$ は他の機関の値とほぼあっているケースもある)。この原因は良く掴めていないが、本来運転温度573Kで計算すべきところを温度係数を計算するための523Kで計算してしまった可能性がある。計算を担当した大学院生が退学して再計算が難しい状況にあり、残念ながらそれを確かめることができないでいる。

#### 参考文献:

- (1): H.J.Rutten(Ed.), Calculation of the isotopic composition, cross sections, and fluxes for a typical PWR-cell with (Pu-Th) $\text{O}_2$ , as a function of fuel burn up, IAEA(Sep.1996)8unpublished)
- (2): V.Arkipov, H.J.Rutten and A.Gaalperin, Progress Summary of the IAEA Co-ordinated Research Programme on the Potential of Th-based Fuel Cycles to Constrain Pu and to Reduce the Long-lived Waste Toxicity(to be published in Proc.9th Int'l Conf.on Emerging Nuclear Energy Systems(1998))

**Definition of the Benchmark Nr.1 of the First Stage of the CRP**

**Benchmark Nr. 1: Pu-burnup as Th-Pu mixed oxide in an LWR cell**

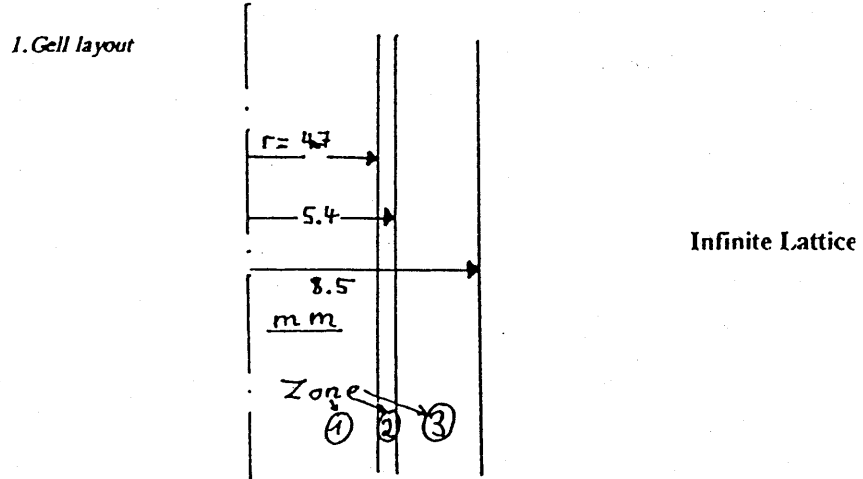


図. 1 IAEA CRP第1ステージベンチマーク問題の定義

表. 1 第1ステージベンチマークのセルの初期原子数密度

Tab. 1: Initial nuclide densities in the cell (atoms/cm<sup>3</sup>)

	average in cell	zone 1	zone 2	zone 3
Th-232	6.45E+21	2.11E+22		
Pu-238	2.97E+18	9.72E+18		
Pu-239	1.83E+20	5.99E+20		
Pu-240	7.10E+19	2.32E+20		
Pu-241	2.35E+19	7.69E+19		
Pu-242	1.46E+19	4.78E+19		
Cr	1.99E+20		8.14E+19	3.20E+20
Mn	1.26E+19			2.11E+19
Fe	5.20E+20		1.60E+20	8.46E+20
Ni	2.24E+20			3.76E+20
Zr	4.27E+21		4.37E+22	
C	1.60E+18			2.68E+18
H	2.86E+22			4.80E+22
O	2.78E+22	4.41E+22		2.40E+22

Average power: P = 211 W/cm  
 Average temperature of the fuel: T<sub>fuel</sub> = 1023 K  
 Average temperature of the water: T<sub>mod</sub> = 583 K

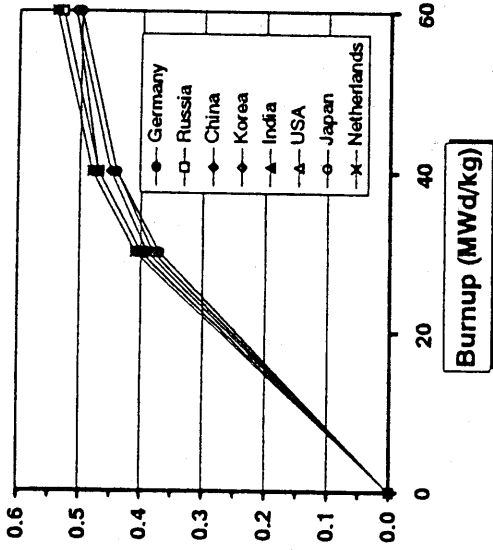


図. 4 重金属燃焼度の関数としての  
(ThよりのU-233/初期核分裂性Pu)

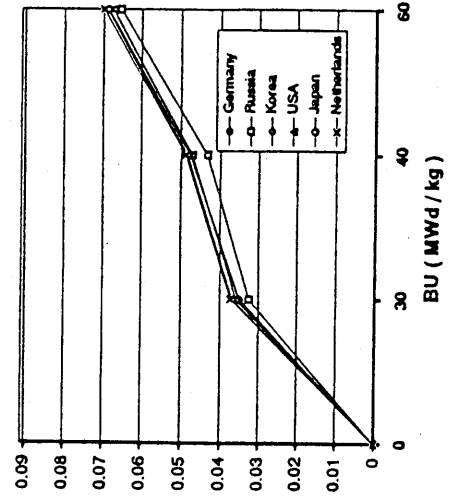


図. 5 重金属燃焼度の関数としての  
(マイナーアクチノイド/初期Pu)

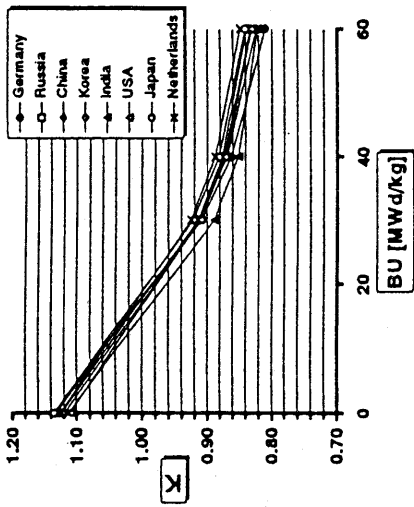


図. 2 第1ステージベンチマーク問題：  
中性子増倍率 対 燃焼度 (重金属)

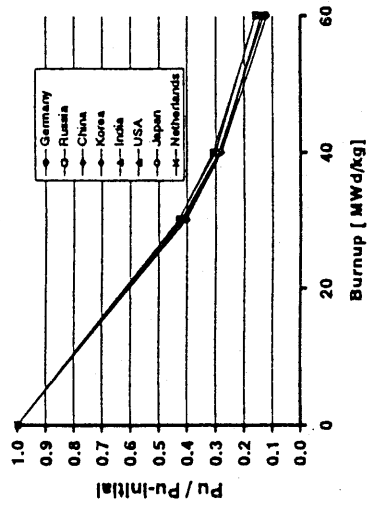


図. 3 第1ステージベンチマーク問題：  
(Pu/初期Pu) 対 燃焼度 (重金属)

表. 2 第1ステージベンチマーク問題参加者の計算手法と断面積

国名	計算コード	断面積 (ライブラリー)
中国	VSOP(KFA) (GAM&THERMOS)	ENDF/B-IV, V, JEF-2
インド	WIMS	
日本	SWAT(SRAC+ORIGEN2)	JENDL3.2 (107群)
韓国	HELIOS Version 1.3	ENDF/B-VI (?) (89群)
オランダ	OCTOPUS(SCALE-4, ORIGEN S)	ECNAF
ロシア	WIMS/D4	ABBN (?) (69群)
米国	WIMS(BNL) WIMS(BGU) (代表値) Boxer	
ドイツ		

表. 3 ベンチマーク問題1の1群断面積 (0MWD/kg)

表9. 1 主な同位体に対する反応断面積 (0MWD/kg)

	核種	Th-232	U-233	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Am-241	Cm-243
Germany	$\sigma$ -a	0.7889	40.6	69.74	49.72	72.97	33.91	62.47	80.97
	$\sigma$ -f	0.0249	35.45	44.63	0.630	55.03	0.4502	0.8569	72.51
Russia	$\sigma$ -a	0.8579	42.05	69.90	50.90	73.04	19.84	63.68	82.82
	$\sigma$ -f	0.0260	36.77	44.98	0.5847	55.32	0.4448	0.858	74.18
China	$\sigma$ -a	0.7986		69.00	42.70	74.56	35.49		
	$\sigma$ -f	0.0247		44.31	0.6224	56.27	0.4455		
Korea	$\sigma$ -a	0.8557	39.37	66.98	49.62	69.741	19.14	60.6	78.77
	$\sigma$ -f	0.0281	34.29	43.23	0.6209	52.89	0.4754	0.9062	70.51
India	$\sigma$ -a	0.8664	41.3	68.5	48.3	74.16	27.2	65.09	
	$\sigma$ -f	0.0259	35.7	44.1	0.5459	53.6		0.923	
USA	$\sigma$ -a	0.858		69.06	48.38	71.84	29.68		
	$\sigma$ -f	0.0276		44.05	0.5659	54.18	0.4988		
NL	$\sigma$ -a	0.849	40.29	68.4	49.57	71.69	23.63	64.72	71.8
	$\sigma$ -f	0.0264	35.16	44.09	0.6593	54.27	0.4979	0.9617	61.33
Japan	$\sigma$ -a	0.817	40.03	68.11	50.24	69.68	22.81	60.24	66.72
	$\sigma$ -f	0.029	34.93	43.89	0.618	52.29	0.475	0.881	58.34

表. 4 ベンチマーク問題1の1群断面積 (60WWD/kg)

表9. 2 主な同位体に対する反応断面積 (60Mwd/kg)

	核種	Th-232	U-233	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Am-241	Cm-243
Germany	$\sigma$ -a	1.0893	64.40	182.8	126.3	168.5	29.49	111.8	109.0
	$\sigma$ -f	0.0228	57.42	116.7	0.5927	126.3	0.4115	1.090	98.66
Russia	$\sigma$ -a	1.141	64.23	183.0	135.5	166.9	16.75	116.3	107.4
	$\sigma$ -f	0.0240	57.56	116.9	0.5572	124.9	0.4089	1.118	97.21
China	$\sigma$ -a	1.085	64.17	177.0	97.98	167.1	31.91		
	$\sigma$ -f	0.0226	57.16	113.3	0.5836	125.3	0.4087		
Korea	$\sigma$ -a	1.295	75.68	228.3	172.6	205.6	14.00	136.5	123.8
	$\sigma$ -f	0.0246	67.68	146.3	0.5611	153.7	0.406	1.269	112.3
India	$\sigma$ -a	1.170	66.2	189.0	123.6	175.3	21.70	123.9	
	$\sigma$ -f	0.0237	58.9	120.9	0.5117	124.6		1.283	
USA	$\sigma$ -a	1.1425	63.41	184.1	121.0	166.4	29.95	119.6	
	$\sigma$ -f	0.0254	56.35	116.5	0.5322	124.7	1.437	1.285	
NL	$\sigma$ -a	1.132	62.12	178.1	126.9	162.8	17.84	116.0	87.47
	$\sigma$ -f	0.0234	55.4	114.0	0.6163	121.8	0.446	1.256	73.7
Japan	$\sigma$ -a	1.110	62.62	185.0	134.6	163.4	16.97	116.6	94.60
	$\sigma$ -f	0.026	55.85	118.1	0.577	121.2	0.446	1.159	81.63

表. 5 ベンチマーク問題2の参加者の計算手法

ロシア : MCURFFI (連続エネルギーモンテカルロコード) + WIMS-ABBN  
 韓国 : HELIOS (Version 1.4) ENDF/BVIに基づくhy96-1a(34群)  
 日本 : SRAC95 + ASMBURN  
 JENDL 3.2 SRAC95(107群), ASMBURN(10群)  
 イスラエル : WIMS

表. 6 燃焼度の関数としての集合体の臨界性

Table 1: Assembly criticality as a function of burnup:

Russia	Korea	Japan	Israel	India	Burnup (GWd/t)
1.1890	1.1734	1.1987	1.1956	1.2076	0.0
1.1569	1.1384	1.1670	1.1643	1.1736	0.5
1.0298	1.0123	1.0521	1.0290	1.0372	20.0
0.9147	0.9057	0.9527	0.9119	0.9104	40.0
0.8315	0.8310	0.8657	0.8314	0.8294	60.0

表. 7 60WMWD/kgの燃焼時のPu-239とU-233の原子数密度 (n/cm<sup>3</sup>)

Table 2: Pu-239 and U-233 Number Density (at/b.cm) at 60 GWd/t

Isotope	India	Israel	Japan	Korca	Russia
Pu-239	0.479 E-04	0.105E-04	0.170E-04	0.129E-04	0.118E-04
U-233	3.191E-04	3.235E-04	3.311E-04	3.511E-04	3.135E-04

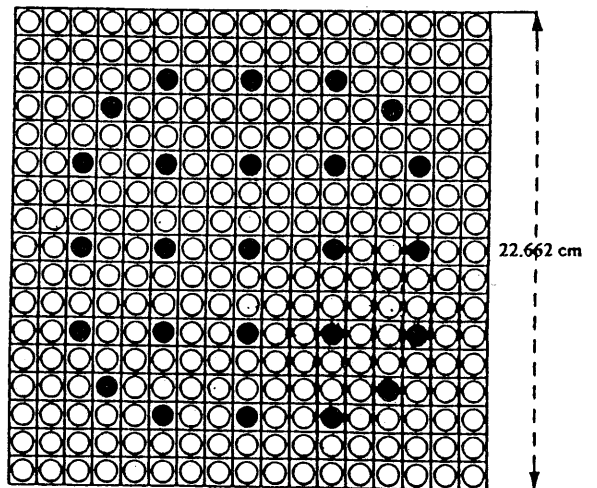
表. 8 温度係数とボロン反応度 (x10<sup>-4</sup>)

Table 3: Temperature Coefficients and Boron Worth (x10<sup>-4</sup>).

	0 GWd/t			60 GWd/t		
	MTC <sup>a</sup>	DC <sup>b</sup>	BW <sup>c</sup>	MTC	DC	BW
India	-3.279	-0.252	-0.447	+0.248	-0.331	-1.400
Israel	-3.333	-0.292	-0.400	-1.142	-0.477	-1.119
Korca	-3.774	-0.319	-0.394	-2.928	-0.453	-1.070
Japan	-2.696	-0.283	-0.341	-0.969	-0.378	-0.864
Russia	-3.500	-0.280	-0.380	-1.500	-0.360	-1.100

MTC - moderator temperature coefficient,  
 DC - Doppler coefficient,  
 BW-Boron reactivity worth (per 1 ppm).

Stage 2 of LWR  
 17x17 集合体 (含 25 Water Rod)  
 ガイドチューブ、集合体ケース考慮せず  
 バックリング考慮せず、1/4対称  
 比出力: 37.7W/g (初期重金属当り)  
 幾何形状  
 外辺寸法 (cm): 22.662x22.662  
 セルピッチ (cm): 1.3306  
 燃料ペレット半径 (cm): 0.4217  
 被覆厚さ (cm): 0.0612  
 等価セル半径 (cm): 0.7521



● Water Cell  
 ○ Fuel Cell

図. 6 第2ステージベンチマーク問題の仕様

# OECD/NEA プルトニウムリサイクルの 炉物理に関するベンチマーク

東北大・工 岩崎 智彦

## 1. 背景

軽水炉におけるプルトニウム利用は、高速炉の大規模導入に先立つステップとして極めて重要な検討項目であり、いくつかの国では既に、軽水炉を用いた商業規模の MOX 燃料の利用が開始あるいは検討されている。又、現時点では、高速炉の早期導入は難しいことから、現存するプルトニウム・ストックパイルの管理の点からも、LWR での MOX 燃料利用がますます強調されるようになってきている。

LWR での MOX 燃料利用に関しては現在までに十分な経験が得られているが、将来的に予想されるあるいは期待されるプルトニウムの多重リサイクルについては、今後検討すべき課題が残されている。炉物理的な面から見ると、リサイクル中のプルトニウムの質(核分裂物質の割合)の変化が最も重要な因子となる。リサイクル数の増加並びに取り出し燃焼度の増加は、ともにプルトニウムの質を急速に悪化させると予想される。これらは、炉心の特性に極めて大きな影響を及ぼすとともに、解析手法や核データそのものに対しても大きな影響を与えることが想定される。

## 2. 第1次ベンチマーク WPPR-1<sup>1)</sup>

このような背景の元、OECD/NEA において、NSC の下にワーキンググループ(WPPR)を構成して、PWR での多重プルトニウムリサイクルの炉物理的な面の検討を開始し、1995 年には第1次検討(WPPR-1)の結果を2巻の報告書にまとめた。その概要は、Ref.1 にまとめられている。

その WPPR-1 で検討されたのは、典型的な PWR での MOX リサイクルをした炉心についての国際的ベンチマーク計算である。このベンチマークの結果、多くの炉物

理的な項目について、数多くの設計コード及び核データ間に大きな差が存在することが判明した。特に、固有値については、4%以上の差が存在することが示された。この差のいくらかは、高次プルトニウム(中でも Pu242)の共鳴の自己遮蔽の取り扱い方の問題として説明されたが、極めて大きな差が依然として残った。そして、WPPR-1では、結論として、将来予想される現実的なプルトニウムリサイクルのシナリオでの検討の必要性和、WPPR-1の結果から明らかになった炉物理的に検討すべき項目について指摘した。

### 3. 第2次ベンチマーク WPPR-2<sup>ii</sup>

第1次のベンチマークの結果を踏まえて、第2次ベンチマーク(WPPR-2)が実施された。そこでは、CEAからの提案をベースにした、ほぼ実際に即した現実的なプルトニウム多重リサイクルシナリオのベンチマーク問題が設定された。その中では、サイクル間の経過時間効果(冷却、再処理、成形加工)、MOX燃料とUO<sub>2</sub>燃料の混合利用によるプルトニウム希釈効果など実際には必ず考慮すべき項目が取り入れられている。

この第2次ベンチマークで取り上げられた問題の概要をTable 1に示す。具体的には、二つのPWRでの、連続した5サイクルまでのプルトニウム多重リサイクルの問題が対象となった。二つのPWRの内、一つは現行17x17燃料PWR(STD-PWR)を模擬したものであり、もう一つは高減速型PWR(HM-PWR)を模擬したものとなっている。高減速型PWRでは、H/U比を3.5としている(STD-PWRは2.0)。高減速型PWRを検討したのは、リサイクルを数多く進めたときに予想されるプルトニウムの質の悪化をカバーする手段として有効であると考えられる、高減速化の効果を検討するためである。なお、WPPR-2でも計算手法の対象としては、格子計算コード(燃焼計算を含む)に限定している。

### 4. WPPR-2の主要結果

計算結果として要求された項目としては、サイクル末期反応度、サイクル間反応



度変化、各種反応度係数、微視的断面積変化、同位体組成変化、毒性変化等である。これらの結果は OECD/NEA から 1997 年に出された報告書に記されている。その概略は、Ref.2 にまとめられている。

WPPR-1 と比べて結果を見ると、WPPR-1 では固有値の比較で 4%以上という大きな差が示されたが、今回の WPPR-2 の結果では、いずれのサイクルにおいても多くの計算コードによる結果が妥当な幅(1.0%程度内)の中に収まる結果となった。Fig.1 に STD-PWR の第 1、第 5 サイクルの固有値の計算結果を示した。そして、WPPR-2 では、この固有値の差は使用した核データの不確かさの範囲内と結論された。さらに、他の検討項目に対しても、同じく核データの不確かさの範囲内で一致したとの結論が与えられた。

なお、WPPR-2 において、研究機関の間の差が著しく小さくなったのは、各機関での計算手法の改良による効果である。WPPR-1 及び 2 での検討により、プルトニウム多重リサイクルの検討可能な計算コードが各機関で構築されたものと考えられる。

一方、プルトニウム多重リサイクルそのものに対する検討を核データの今回の結果に基づいて行くと、現行 PWR、高減速 PWR ともプルトニウム多重リサイクルの実施が可能 (practical and feasible) であるとの結論を得ることができる。但し、いずれの機関の計算結果でも、STD-PWR ではリサイクル数が進んだ時にボイド係数が大きく正となることが示された(Fig.1 参照)。このボイド係数は格子計算ベースであるが、今後検討すべき項目の中でも重要な項目であると考えられる。

## 5. 今後の方向

以上の通り、WPPR-2 において、様々な計算コードにより与えられた結果が妥当な範囲で一致したことから、さらなる格子計算ベースに基づくベンチマーク計算による検討は不要であるとの結論が下された。

今後は、実験データをベースにした検討(計算精度検証)、及び全炉心計算を含む形の計算手法の検討(ボイド係数)がより重要であることが確認された。

---

#### 参考文献

<sup>i</sup> Bernnat et al.: Proc. GLOBAL-95, Volume I, p.627 (1995)

<sup>ii</sup> Hesketh et al.: Proc. GLOBAL-97, Volume I, p.287 (1997)

Table 1 (2/2) WPPR-2 Benchmark specification (No.2)

**Burnup** パラメータ :

Before Irradiation :	2 years cooling ( $^{241}\text{Am}$ , $^{234}\text{U}$ buildup)
Irradiation :	51,000 MWd/ton
After Irradiation :	5 years cooling
linear power generation :	178 W/cm (S-PWR)
	280 W/cm (HM-PWR)
3 batches loading	

リサイクル時の燃料組成

- (1) U 同位体組成 (fixed always =  $^{238}\text{U}$  99.75%,  $^{235}\text{U}$  0.25%)
- (2) Pu 同位体組成 ← U 燃料集合体 3 体からの Pu と  
リサイクルの燃料集合体 1 体からの Pu を混合
- (3) Pu 富化度 = 各サイクルの 34,000 MWd/t の反応度を基準反応\*に合わせる。

\*S-PWR 第一サイクル 34,000 MWd/ton 時点の反応度  
HM-PWR もこの値に合わせる。

解析項目 (各サイクル・各燃焼ステップ毎に)

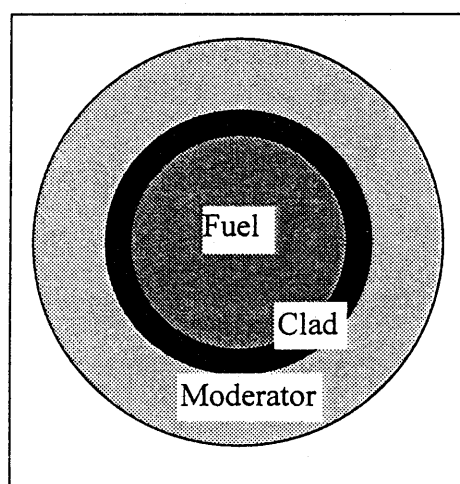
- (1) 同位体ベクトル組成 (原子数、密度、重量、原子数割合)
- (2) 断面積 (捕獲、(n,2n)、核分裂)
- (3) 反応度パラメータ (ボロン効率、温度係数、ボイド係数、反応度バランス)
- (4) 放射能 及び 放射能毒性

Table 1 (1/2) WPPR-2 Benchmark specification (No.2)

炉心 :

- ・異なる2種類の減速材比をもつPWR中でのプルトニウムリサイクル
  - (a) Standard PWR (S-PWR) : moderation ratio 2
  - (b) Highly Moderated PWR (HM-PWR) : moderation ratio 3.5
- ・通常燃料とリサイクル燃料を混合(3:1)しリサイクル (100%MOX 燃料)
- ・ 51 GWd/t (反応度基準点 34 GWd/t)

幾何形状 :



Cylindrical cell

- Fuel Radius : 0.4127 cm
- Clad Radius : 0.4744 cm
- Mod. Radius : 0.7521 cm (S-PWR)  
0.9062 cm (HM-PWR)

物質

- Fuel : 10.02 g/cm<sup>3</sup>, 900K  
S-PWR 第1 サイクル:U 90% + Pu 10%  
U composition : <sup>238</sup>U 99.75% + <sup>235</sup>U 0.25%  
Pu composition : <sup>239</sup>Pu 50.4%, ----
- Clad : 6.55 g/cm<sup>3</sup>, 600K  
Zr-nat 100%
- Moderator : 0.7195 g/cm<sup>3</sup>, 573.16K  
H<sub>2</sub>O + B 500ppm

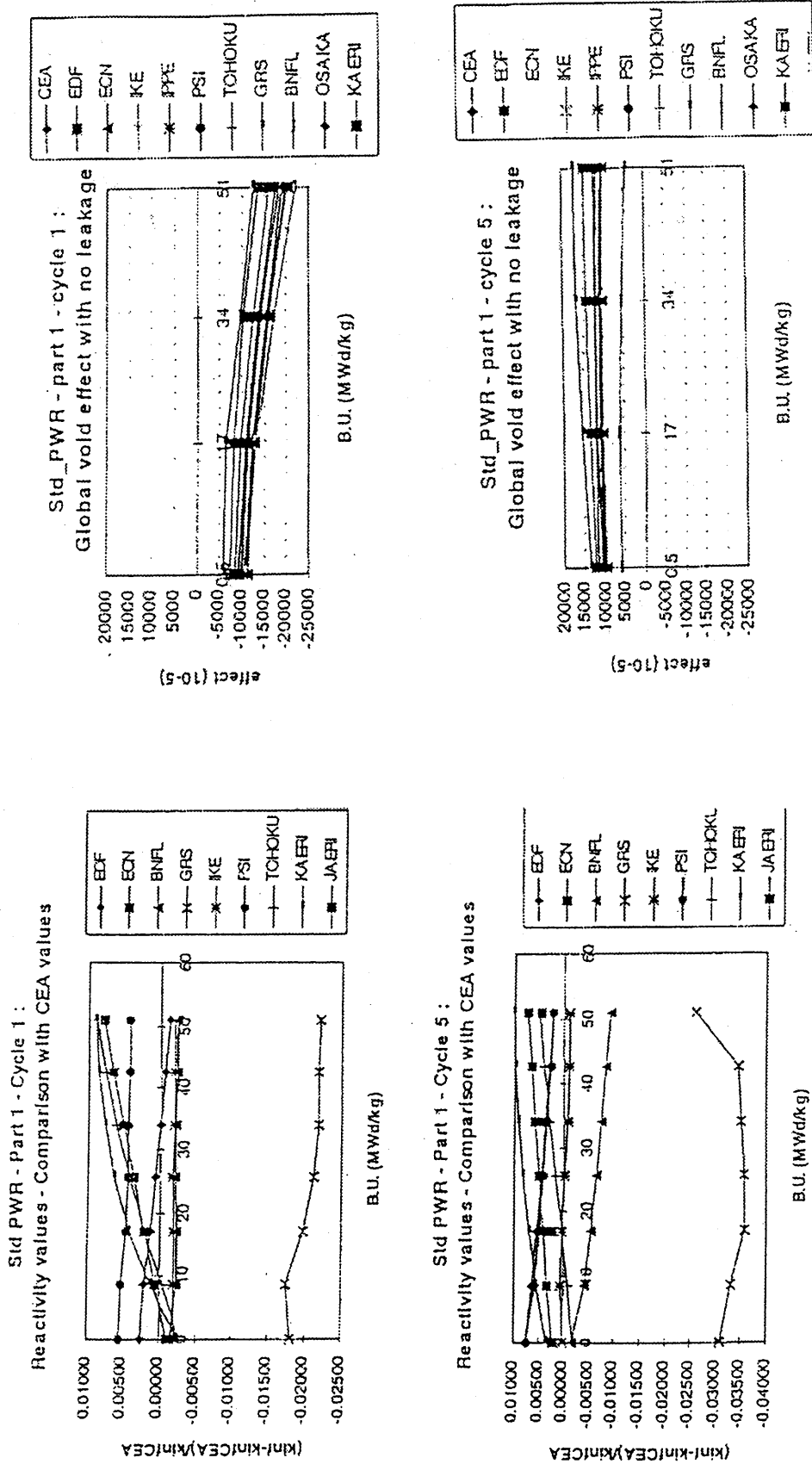


Fig.1 Typical Result of WPPR-2 Pu-benchmark

## 〈トピックス2〉 中性子寿命および平均反応距離

### 中性子寿命および平均反応距離に関するパネルディスカッション

平成10年春の年会で表記の炉物理部会企画のパネルディスカッションが下記の方々の出席を得て行われました。それぞれのパネラーに各自の主張をまとめて頂いたものを発表の順に以下に収録します。時間の関係で十分な議論が行えなかったのは残念でしたが、それぞれの主張は理解して頂け、客観的な結論は得られたものと考えています。多数の方々の参加と熱心な討論に感謝します。

平成9年度炉物理部会会長 東北大工 平川直弘  
炉物理部会学術研究交流小委員会 京大原工 小林啓祐

座長	東北大学工学研究科量子エネルギー工学専攻	平川直弘
パネラー	京都大学原子炉実験所	林正俊
	原子力システム研究懇話会会員	大塚益比古
	九州大学工学研究科応用原子核工学教室	的場優
	日本原子力研究所	須崎武則
	京都大学工学研究科原子核工学教室	小林啓祐

### 中性子寿命および平均反応距離について

(1998年原子力学会年会パネルディスカッション、近大、1998. 3. 27)  
京都大学原子炉実験所 林正俊

原子炉の動特性に使われる時間パラメータのこれまでの理解に疑問があるというのが、私の主張<sup>1-3</sup>していることである。

原子炉の中性子寿命は、随伴中性子束を重みにした平均消滅率の逆数として定義され、中性子が消滅するまでの平均時間だと理解されている。この中性子寿命の理解に疑問がある。

まず、この中性子寿命の理解に対する定性的な疑問を明らかにする。つづいて、平均反応距離という概念を使った説明に対して出された的場氏の議論<sup>4, 5</sup>の矛盾点を明らかにする。最後に、「有限体系の随伴中性子束を重みにした平均消滅率の逆数は明確な物理的意味を持たない」という小林啓祐氏<sup>6</sup>の指摘に触れる。

なお、私の主張するところを分かりやすく説明して下さった大塚益比古先生<sup>7</sup>、私の提起した問題に関心を持って議論に参加して頂いた須崎武則氏<sup>8</sup>と座長を引き受けて頂いた平川直弘氏に感謝します。

#### [中性子寿命と平均世代時間]

随伴中性子束を重みにした中性子寿命  $l$  は、摂動論から導かれる動特性方程式に現れる物理量で、随伴中性子束を重みにした平均世代時間  $\Lambda$  と共につぎのように定義されている。

$$l = \frac{\iint \frac{\phi^*(E)\phi(E)}{v(E)} dEdV}{\iint \phi^*(E)L\phi(E)dEdV} \quad (1)$$

$$\Lambda = \frac{\iint \frac{\phi^*(E)\phi(E)}{v(E)} dEdV}{\iint \phi^*(E)P\phi(E)dEdV}$$

ここで、 $v$  は中性子の速度、 $E$  はエネルギー、 $V$  は体積、 $\phi^*$  と  $\phi$  は随伴中性子束と中性子束、 $L$  と  $P$  はそれぞれ中性子の消滅演算子と中性子の生成演算子である。

これまで、「中性子寿命は中性子が消滅するまでの平均時間」で、「平均世代時間は中性子が生まれるまでの平均時間」だと理解されている。

一方、摂動論から増倍係数  $k$  は、

$$k = \frac{\iint \phi^*(E)P\phi(E)dEdV}{\iint \phi^*(E)L\phi(E)dEdV} \quad (2)$$

となるので、(1)式を使うと、 $k = l/\Lambda$  が得られる。以上のことから、「臨界の原子炉では、中性子が消滅するまでの平均時間が中性子が生成するまでの平均時間に等しくなる」と言われる。

### [2群モデル]

上述の(2)式は、すべての原子炉に成り立つものである。ここで、高速中性子だけが核分裂を起こす系を考える。2群の原子炉で、核分裂で生まれる中性子は高速中性子である。高速中性子が核分裂を起こすのであるから、核分裂は中性子が減速される前に起こる。一方、消滅する中性子は、高速中性子も減速した熱中性子もある。熱中性子は、減速したあとで消滅するので、熱中性子が消滅するまでの平均時間は、高速中性子が核分裂を起こすまでの平均時間よりも長くなる。これは、原子炉が臨界であっても成り立つ。

したがって、この2群モデルでは、「臨界原子炉では、中性子が消滅するまでの平均時間が中性子が生成するまでの平均時間に等しくなる」という命題が崩れている。すべての臨界原子炉で成り立つはずのことが成り立たない。このことは、他のモデルでも言えるに違いない。それを確かめるために、もっとも簡単な1群無限大原子炉を考えることにする。

### [1群モデル]

中性子寿命と平均世代時間の物理的理解は、1群モデルが基になっている。(1)式を1群の無限大原子炉に当てはめると

$$l = \frac{1}{v\Sigma_a} \quad (3)$$

$$\Lambda = \frac{1}{v\nu\Sigma_f}$$

と表される。この形から、中性子寿命は中性子が消滅するまでの平均時間であり、平均世代時間は中性子が次の世代の中性子を生成するまでの平均時間であるという解釈が生まれた。

さらに、(2)式は、

$$k = \frac{\nu \Sigma_f}{\Sigma_a} = \frac{\nu \nu \Sigma_f}{\nu \Sigma_a} \quad (4)$$

となって、中性子寿命と平均世代時間は、増倍係数が1の臨界のとき等しくなる。これは当たり前のことに思える。

しかし、ここに単純な疑問が生じる。それは、なぜ中性子を生成する核分裂の平均時間が平均世代時間にならないのか、という疑問である。

Lewins<sup>9</sup>は、 $1/\nu \Sigma_f$ を平均世代時間だとする理由を、核分裂で一度に $\nu$ 個の中性子が生まれるから、1個の中性子が生まれるまでの時間は、平均核分裂時間 $1/\nu \Sigma_f$ の $\nu$ 分の1、すなわち $1/\nu \Sigma_f$ なるのだというのである。

中性子が生まれるまでにかかる時間は、一度に生まれる中性子の数には関係がないはずである。中性子が生まれるまでの時間は、核分裂の起るまでの時間である。世代交替を繰り返して生き続けている生物の次元で考えてみよう。

鮭の例を考える。鮭は4年で卵を産んで寿命を終え、一度に4千個の卵を産む。鮭は次の世代の卵を産むのに4年かかる。一度に4千個の卵を産むから、1個の卵が産まれるまでの時間は1/1000年だとは言わない。鮭の世代交替時間は4年であるということに異論を唱える人はいないだろう。

#### [平均反応距離]

これまでの議論から、 $1/\nu \Sigma_f$ を平均核分裂時間だと考えることに何か思い違いのあることが予想される。

そこで、平均核分裂時間について考えることにする。1群モデルの中性子は、一定の速度 $v$ で動いている。平均核分裂時間は、平均核分裂距離を速度 $v$ の中性子が動く時間だと考えることができる。そこで、平均核分裂距離を考えることにする。

一般論として、平均反応距離を考える。平均自由行程という概念があつて、全反応断面積を $\Sigma_r$ とすると、平均自由行程は $1/\Sigma_r$ になる。

不用意に「巨視的断面積の逆数がその反応の平均反応距離を与える」と教科書<sup>10, 11</sup>に記述されたことが混乱の原因となっている。巨視的断面積の逆数が平均反応距離になるのは、全断面積の場合に限られることを見落してはならない。

ここで平均について簡単に復習する。 $x$ の分布関数 $f(x)$ があるとき、その平均値 $\bar{x}$ は、

$$\bar{x} = \frac{\int_0^\infty x f(x) dx}{\int_0^\infty f(x) dx} \quad (5)$$

で与えられる。この分布関数に定数 $a$ を掛けた分布関数 $af(x)$ の平均値も

$$\bar{x} = \frac{\int_0^\infty x af(x) dx}{\int_0^\infty af(x) dx} = \frac{\int_0^\infty x f(x) dx}{\int_0^\infty f(x) dx} \quad (6)$$

のように、平均値は等しくなる。これは、分布関数の形が同じときその平均値は同じになるということを表わしている。



1群の無限大体系での平均反応距離を考える。中性子の反応は吸収反応だけで、その吸収反応に2種類の反応、捕獲反応と核分裂反応があるとする。すなわち、 $\Sigma_a = \Sigma_c + \Sigma_f$ である。この系の全巨視的断面積は、 $\Sigma_a$ であるから、吸収反応が起るまでの平均距離は $1/\Sigma_a$ でなる。これは、誰もが一致するところである。

このモデルで、核分裂の起るまでの平均距離を考える。平均反応距離は、中性子がその反応を起すまでに移動する距離の分布の形で決まる。平均吸収距離 $1/\Sigma_a$ も、吸収反応の起る距離の分布関数から得られた。ところで、このモデルでは、吸収反応が起ったとき、吸収反応の一部は必ず核分裂で、その核分裂の起る割合は常に $\Sigma_f/\Sigma_a$ である。これは、これらの反応(吸収、捕獲および核分裂)の起る距離の分布関数は、同じ形をしていることを意味する。上で見たように、同じ形の分布関数を持つ量の平均値は等しくなるのであるから、核分裂反応の平均距離は、吸収の平均距離と等しくなる。すなわち、このモデルの平均核分裂距離は $1/\Sigma_a$ となつて、平均核分裂時間は $1/v\Sigma_a$ である。すなわち、平均核分裂時間は平均吸収時間に等しくなる。上の議論で示された理由によって、中性子が生まれるまでの平均時間は、平均核分裂時間に等しくなることから、1群の無限大原子炉では「臨界であるかどうかに関係なく、中性子が消滅するまでの平均時間は中性子が生成するまでの平均時間に等しくなる」<sup>1, 2, 6, 7</sup>ことになる。

以上のように、1群モデルでも、臨界原子炉では、中性子が消滅するまでの平均時間が中性子が生成するまでの平均時間に等しくなる」という命題が成り立たないことが証明される。

[的場氏の誤り]

的場氏は、

$$l_a = 1/\Sigma_a, l_c = 1/\Sigma_c, l_f = 1/\Sigma_f \quad (7)$$

とおけば、

$$\Sigma_a = \Sigma_c + \Sigma_f \quad (8)$$

は

$$\frac{1}{l_a} = \frac{1}{l_c} + \frac{1}{l_f} \quad (9)$$

と表すことができるから、この体系の平均核分裂反応距離は $1/\Sigma_f$ だ、と主張する。それを裏付けるものとして二つの例を挙げている。 $\alpha$ 崩壊と自発核分裂の2種類の崩壊過程で崩壊する<sup>252</sup>Cfの半減期の問題と二つの抵抗を並列に組み込んだ回路での放電による電荷の指数減衰である。

<sup>252</sup>Cfの半減期

放射性核種である<sup>252</sup>Cfは、 $\alpha$ 線の放出と自発核分裂の2つの崩壊過程によって2.64年の半減期で崩壊する。その崩壊の割合は $\alpha$ 崩壊が96.9%で自発核分裂が3.1%である。崩壊のどの時点で観測しても、この割合は一定である。すなわち、 $\alpha$ 崩壊の減衰と自発核分裂の減衰は、同じ形の減衰曲線で表される。したがって、 $\alpha$ 崩壊の半減期と自発核分裂の半減期とは等しくなる。これは、<sup>252</sup>Cf線源から放出される $\alpha$ 線の強度と自発核分裂の強度の時間減衰を測ることで、実験で確かめることができる。強度が半分になる時間すなわち半減期は、共に2.64年になる。

しかし、的場氏の主張は、<sup>252</sup>Cfの半減期 $\tau_\alpha$ が

$$\frac{1}{\tau_{\text{cf}}} = \frac{1}{\tau_{\alpha}} + \frac{1}{\tau_{\text{sf}}} \quad (10)$$

のように表される。核物理では、 $\tau_{\alpha}$ を $\alpha$ 崩壊の半減期、 $\tau_{\text{sf}}$ を自発核分裂の半減期と呼んでいる。(8)式に対応させて、 $1/\Sigma_f$ を核分裂の平均反応距離だと言って何ら不都合はないというのである。

私は、的場氏の議論に納得できない。 $\tau_{\text{sf}}$ を自発核分裂の半減期だと言うことができるか？という疑問がある。私は(9)式をつぎのように考える。 $\alpha$ 崩壊の割合が96.9%で、自発核分裂の割合が3.1%であること考えると、

$$\frac{1}{2.64} = \frac{0.969 + 0.031}{2.64} = \frac{0.969}{2.64} + \frac{0.031}{2.64} \quad (11)$$

と書ける。(9)式に対応させると、

$$\tau_{\text{cf}} = 2.64, \tau_{\alpha} = \frac{2.64}{0.969} = \frac{1}{2.72}, \tau_{\text{sf}} = \frac{2.64}{0.031} = \frac{1}{86.16} \quad (12)$$

となって、 $\tau_{\alpha}$ が2.72年で、 $\tau_{\text{sf}}$ が86.16年になる。これが、的場氏のいうそれぞれの半減期である。何のことはない、これは分岐比という物理量を使って $^{252}\text{Cf}$ の半減期を $\alpha$ 崩壊と自発核分裂に振り分けて、便宜的に決めた量である。いわゆる半減期とは異なる。物理学における半減期の定義は、その時間が経過したときに強度が半分になる時間のことである。はたして、 $^{252}\text{Cf}$ の $\alpha$ 線の強度は2.72年で半分になる？自発核分裂の強度は86.16年で半分になるというのだろうか？

### 電荷の指数減衰

コンデンサー $C_c$ と二つの抵抗 $R_f, R_c$ を組み合わせた回路での電荷の減衰問題を考える。二つの抵抗を組み合わせる回路は、二通りある。並列と直列である。

二つの抵抗を並列につないだときの回路の抵抗 $R_p$ は

$$\frac{1}{R_p} = \frac{1}{R_c} + \frac{1}{R_f} \quad (13)$$

であるし、直列につないだときの回路の抵抗 $R_s$ は

$$R_s = R_c + R_f \quad (14)$$

である。

どちらの場合も、回路のコンデンサー $C_c$ に貯えられた電荷は、回路の抵抗 $R_p$ で決まる時定数 $\tau_p = C_c R_p$ で減衰する。減衰を観測する電流計をどこに置いても観測される時定数は、その回路の抵抗 $R_p$ で決まる時定数で減衰する。もちろん、並列に組んだ回路と直列に組んだ回路の時定数は異なる。これが物理である。

的場氏は、並列に組んだ回路の減衰時定数の表式

$$\frac{1}{C_p R_s} = \frac{1}{C_p R_o} + \frac{1}{C_p R_f} \tag{15}$$

$$\frac{1}{\tau_s} = \frac{1}{\tau_o} + \frac{1}{\tau_f}$$

が、捕獲反応と核分裂反応の二つ反応で成り立つ吸収のある系の中性子の平均反応距離の表式(8)式に似ていることに注目して、どちらの場合も、システムの物理量が、構成する個々の物理量で表される。だから、個々の物理量がシステムの物理量なのだと主張する。

ここでは、直列に組み合わせる回路のあることが無視されている。直列の場合も、(13)式に見られるように構成する個々の抵抗からシステムの抵抗値は得られるのである。我々には、並列でも直列でも対応できる説明が必要なのである。

的場氏の議論には、物理的理解が欠落している。

複数の要素から構成されるシステムの物理量は、それらの要素の物理量がかかわって与えられる。個々の要素が同じであっても、組み合わせを変えればそのかかわり方は変わる。その例が電気抵抗である。並列に組んだときと直列に組んだときではまったく違った抵抗値を与える。個々の抵抗値が変わるわけではないのである。個々の物理量が、システムに組み込まれると、システムを構成する他の要素の影響を受けることを見落してはならないのである。個々の物理量が相互に関わりあってできあがるシステムの物理量は、それを構成する個々の物理量とは異なるという基本的な理解が必要である。

捕獲と核分裂の反応ある系では、必ず捕獲反応と核分裂反応が起るが、捕獲反応を起こした中性子は、核分裂反応を起こすことはないし、核分裂を起こした中性子は捕獲されることはない、これが物理である。

**【随伴中性子束を重みにした中性子寿命】**

小林啓祐氏との議論は、上記の議論とは異なる。

随伴中性子束を重みにした中性子寿命は、物理的な意味を与えられないというのが、小林氏の主張<sup>6</sup>である。無限大体系のように随伴中性子束が空間依存性を持たないときには、規格化した随伴中性子束がインポートランス関数に等しくなるので、随伴中性子束を重みにした中性子寿命は平均世代時間と等しくなる。しかし、随伴中性子束が空間に依存する有限体系では、随伴中性子束とインポートランス関数が等しくならないので、随伴中性子束を重みにした中性子寿命は平均世代時間とは等しくならない、というのが根拠である。

この議論の焦点は、有限体系が問題である。ここでは、1群の裸の臨界原子炉を考えることにする。

臨界の原子炉では、空間分布は基本モードが形成されている。1群モデルでは、空間とエネルギーは分離される。この場合、随伴中性子束を重みにする中性子寿命は、

$$l = \frac{\int \frac{\phi^* \psi(r) \phi \psi(r)}{v} dr}{\int \phi^* \psi(r) (\Sigma_a + DB^2) \phi \psi(r) dr} = \frac{\frac{\phi^* \phi}{v} \int \psi^2(r) dr}{\phi^* (\Sigma_a + DB^2) \phi \int \psi^2(r) dr} \tag{16}$$

$$= \frac{1}{v(\Sigma_a + DB^2)}$$

のように、分子分母に現れる空間分布の積分値は、分子分母で約分されて消えてしまう。すなわち、こ1群裸の臨界原子炉のモデルでは、随伴中性子束を重みにする中性子寿命は平均世代時間

を意味する値と等しくなる。

### 結論

随伴中性子束を重みにする中性子寿命は、従来「中性子が消滅するまでの平均時間」と考えられてきたが、「中性子を生成するまでの平均時間」と理解すべきであることが明らかになった。したがって、この**随伴中性子束を重みにする中性子寿命**は、平均世代時間と呼ぶのが妥当である。核分裂の平均距離は、吸収の平均距離に等しくなることを改めて確認した。

### 謝辞

1998年の年会で、パネルディスカッションの機会を与えてくださった、学会企画委員会、炉物理部会の方々に感謝します。

### 参考文献

1. 林正俊、原子力誌 **37**[11]、1050 (1995)。
2. Hayashi, M., Nucl. Sci. Eng., **121**, 492 (1995)。
3. 林正俊、原子力誌 **39**[1]、72 (1997)。
4. 的場優、原子力誌 **38**[4]、299 (1996)。
5. 的場優、原子力誌 **39**[1]、74 (1997)。
6. Kobayashi, K., Ann. Nucl. Energy, **23**, 827 (1996)。
7. 大塚益比古、原子力誌 **38**[1]、51 (1996)。
8. 須崎武則、原子力誌 **39**[6]、480 (1997)。
9. Lewins, J. D., Nucl. Sci. Eng., **78**, 105 (1981)。
10. Beckurts, K. H., K. Wirtz, "Neutron Physics", Berlin Springer =verlag, 英訳版、5 (1964)、(ドイツ版、1958)。
11. Zweifel, P. F., "Reactor Physics", McGraw-Hill Book, 17 (1973)。

原子力システム研究懇話会会員 大塚益比古

媒質中の自由中性子が核分裂を起こすまでの平均時間が、ある条件のもとでは、消失するまでの平均時間（すなわち中性子寿命）に等しいことが林によって示された<sup>1)</sup>。私はその解説をおこなったが<sup>2)</sup>、ここでは、さらに簡明な形でその関係を説明したい。それによって、両者が一致する理由がはっきりするばかりでなく、どんな場合に一致しないかについても推論することができる。

無限体系を考え、均質で、中性子のエネルギーは単一（単速）とする。

時刻0に存在した中性子が時刻tまで生存する確率を  $P(t)$  とし、その直後の  $t \sim t + dt$  の間に消失する確率を  $A dt$  とする。

そうすると、中性子寿命  $l_0$  は

$$l_0 = \int_0^{\infty} t A dt P(t) / \int_0^{\infty} A dt P(t) \quad \dots(1)$$

で与えられる。（この分母の積分値は1となるはずであるが、あとの便宜のために書いておく。）

一方、 $t \sim t + dt$  の間に核分裂を起こす確率を  $B dt$  とすれば核分裂までの平均時間  $l_r$  は

$$l_r = \int_0^{\infty} t B dt P(t) / \int_0^{\infty} B dt P(t) \quad \dots(2)$$

で与えられる。ところで、確率  $B dt$  は  $A dt$  の一部であり、

$$B dt = (\Sigma_r / \Sigma_a) A dt \quad \dots(3)$$

ただし  $\Sigma_r$  = 核分裂断面積、 $\Sigma_a$  = 全吸収断面積

であるから、これを(2)式に代入し、分子と分母に共通する定数  $(\Sigma_r / \Sigma_a)$  を消去すれば結果は(1)式の中性子寿命に一致する。

なおこの結論は体系が臨界であるかどうかには関係しない。

ここで補足すれば、時間  $t$  の代わりに、中性子の移動距離を用いて議論する方法もあるが、中性子は散乱によって媒質中をジグザグに飛行するので、それに沿って測った飛行距離を  $X$  とし、単速中性子の速さを  $v$  とすれば、 $X = v t$  である。したがって、変数変換  $t \rightarrow X / v$  を行えば、反応距離に関する結果を導くことができる。

上記の結論に戻ると、二つの平均時間が一致するためには、断面積の比 ( $\Sigma_r/\Sigma_a$ ) が定数であることが条件である。しかし無限体系であっても均質でない場合には、その比は場所によって異なるのでこの条件は成立しない。また、中性子のエネルギー領域を考慮する場合には、 $\Sigma_r(E)/\Sigma_a(E)$  は一般にエネルギー  $E$  の関数であって定数ではない。さらにまた有限体系の場合には、輸送ないし拡散によって中性子が体系からもれ出す。つまり中性子の消失は漏洩によっても起こるので、消失反応と核分裂反応の発生割合は、注目する中性子の位置によって異なることになる。したがって、このような場合はいずれも二つの平均時間が一致する保証はないことになる。

このたびの検討を通じて感じたことは、ある量は何らかの(ここでは時間の)平均であるというためには、その平均操作に必要な確率分布を表す密度関数を提示すべきであってそれなしに、みだりに平均と称するのは議論を混乱させるので避けたいものである。

私のいま一つの希望は、随伴関数の使用に関してであるが、取り扱う状態方程式が正確なものであり、それを正確に解くことができれば、答はすべて得られるはずであって、随伴方程式ないし随伴関数に頼らねばならない理由は一般には存在しない。

随伴関数が最も活躍するのは、よく知られるとおり摂動論においてであるが、それは計算法として優れた特徴をもつからである。したがって、主に理論的考察を行う際には、まず随伴関数に頼ることなしに議論を展開し、その後、随伴関数を利用することのメリット、あるいは随伴関数に頼らざるを得ない事情を論じるようにしていただきたい。

1) 林正俊, 即発中性子寿命の新しい解釈, 原子力学会誌, 37, 1050(1995).

2) 大塚益比古, 中性子寿命に関するノート, 原子力学会誌, 38, 51(1996).

[補遺]

パネルでは時間的制約があったために言い残したことを以下に付け加える。

(1) (1)式あるいは(2)式において、 $P(t) = \exp(-\Sigma_a v t)$ ,  $A = \Sigma_a v$ であるから

$$l_0 = l_r = 1/(\Sigma_a v)$$

である。

(2) 核分裂と、その核分裂から出た中性子による核分裂との時間間隔の平均は、遅発中性子がない場合には、上述の、核分裂を起こすまでの平均時間  $l_r$  に等しい。

(3) 本文の冒頭にあげた条件のもとでの状態方程式はよく知られるとおり

$$d n(t) / d t = \nu \Sigma_f v n(t) - \Sigma_a v n(t) \quad \cdots (a1)$$

であるが、この右辺はいろいろな形に表現できる：

$$= (k - 1) / l_0 \cdot n(t) , \quad k = \nu \Sigma_f / \Sigma_a \quad \cdots (a2)$$

$$= (\nu - (\Sigma_a / \Sigma_f)) / l_1 \cdot n(t) , \quad l_1 = 1 / (\Sigma_f v) \quad \cdots (a3)$$

$$= (1 - (\Sigma_a / \nu \Sigma_f)) / l_2 \cdot n(t) , \quad l_2 = 1 / (\nu \Sigma_f v) \quad \cdots (a4)$$

けれどもこのように書けるからといって、 $l_1$  や  $l_2$  もまたある種の平均時間であると主張するのは飛躍であり、別に証明を要することである。時間を、どんな確率密度関数を用いて平均すれば  $l_1$  や  $l_2$  が得られるのかを示した論文を私は寡聞にして知らない。

なお、このことは、核分裂以外に中性子を捕獲する反応が存在する場合には、 $1 / \Sigma_f$  が核分裂反応の平均自由行路とはならないことと関係している。

(4) 本文では、時刻0に存在した中性子に注目し、その後の振舞いを考察することで、消失または核分裂に至るまでの時間の平均を求めたのであるが、それは均質な無限体系だからこそ簡単にできたことである。

同様の手法で一般的な体系に取り組もうとすれば、時刻0に位置  $\underline{x}_0$  (または位相空間中の1点) にあった中性子に注目し、それが時刻  $t$  まで生存して、位置  $\underline{x}$  (または位相空間中の他の1点) を含む微小体積  $\Delta \underline{x}$  中 (または微小位相体積中) にある確率を問題にしなければならない。

その上で、消失または核分裂に至るまでの時間の平均を求めるためには、時刻0における中性子の分布状態を指定する必要もある。

パネルの時点では私は知らなかったのですが、この問題はすでに小林<sup>3)</sup>によって述べられていたことを紹介しておきたい。

3) 小林啓祐著, 原子炉物理, コロナ社(1996), とくに10.6節.

# 体系中中性子の寿命と生成時間

九州大学 的場 優

## 1. はじめに

核分裂と捕獲反応による中性子の吸収と生成のある体系における中性子の寿命と生成時間に関して、“核分裂と吸収の平均反応距離は等しい”との考えで林正俊氏が論文<sup>1)</sup>を公表された。また、この論文を認めるメモ<sup>2)</sup>が大塚益比古氏によって発表された。筆者は、この考えは物理学のこれまでの常識と全く異なっており、中性子の寿命と生成時間の一致が体系が臨界でない時あるいは中性子の発生がない時にも起こるという不自然な性質を導くということを指摘した<sup>3)</sup>。この問題について、日本原子力学会1998春の年会においてパネルディスカッションが開催された。当日筆者は時間の関係から核分裂の平均反応距離とは何かについてのみ議論したが、ここでは問題全般について少し詳しく検討したい。

## 2. どこに問題があるのか

体系中の中性子の寿命と生成時間について、林正俊氏は中性子の吸収、核分裂（捕獲反応）、生成の平均反応距離（文献<sup>1)</sup>では、(7)、(8)、(9)式）は次のように書けるとしている。

$$l_a = \frac{\int_0^\infty x \Sigma_a \exp(-\Sigma_a x) dx}{\int_0^\infty \Sigma_a \exp(-\Sigma_a x) dx} \quad (1)$$

$$l_f = \frac{\int_0^\infty x \Sigma_f \exp(-\Sigma_a x) dx}{\int_0^\infty \Sigma_a \exp(-\Sigma_a x) dx} \quad (2)$$

$$l_g = \frac{\int_0^\infty x \nu \Sigma_f \exp(-\Sigma_a x) dx}{\int_0^\infty \nu \Sigma_a \exp(-\Sigma_a x) dx} \quad (3)$$

これまでの物理の常識から(1)式は問題ないが、(2)、(3)式は不自然である。その理由のいくつかをまとめると

(a) 確率論の教科書を引用するまでもなく、平均を定義するからには当該確率過程の規格化された確率密度関数  $P(x)$  を明らかにする必要がある。考えている物理過程の性質はその関数に含まれている。距離の平均は

$$l = \int_0^\infty x P(x) dx \quad (4)$$

である。(1)、(2)、(3)式の確率密度関数は全く同形で、吸収過程の確率密度関数である。すなわち、3式とも吸収過程の平均反応距離と定義するのが自然であり、(2)式を核分裂距離、(3)式を生成距離と解釈するのはおかしい。

(b) (2)式について考えてみよう。もし、核分裂断面積が小さく、あるいは無限小になったとする。この場合にも、核分裂の平均反応距離は吸収の平均反応距離と同じである。



通常確率過程を考えれば、断面積が小さくなれば、反応で失われる中性子は少なくなるのだから、核分裂の平均反応距離は長くなるのが自然である。(3)式においても、もし中性子生成が小さく、あるいは無限小になっても、中性子生成距離が吸収の平均反応距離と等しいことになる。中性子の生成が小さければ、平均生成距離は長くなるのが自然ではないか。

- (c) (3)式は中性子生成の平均反応距離としているが減衰の確率密度関数を使っている。中性子が生成されれば中性子数は増えるのが自然であり、なぜ減衰の確率密度関数を使わなければならないのか。
- (d) (c)の帰結でもあるが、体系中で中性子が減衰し、一方増倍して、中性子場が一様に(臨界に)なるのは、中性子の減衰と生成の平均の時間や距離が等しくなり、その尺度で中性子束の世代交代が起っているという炉物理の特徴的な概念が全く見えない。

林正俊氏、大塚益比古氏の考えは、次に示すように、物理学、例えば、放射性同位元素の崩壊、放射線の遮蔽、量子力学、原子核・素粒子物理学における全幅と部分幅、電気回路における過渡応答、真空装置における真空応答等、様々の問題で常識的に扱われていることと矛盾している。パネルディスカッションでいくつかの例でそのことを説明したが、時間が十分になかったので、初歩的なことであるが再度記すことにする。

3. いま考えている問題では臨界時に中性子の数が  $1/e$  になる中性子寿命と  $e$  倍になる生成時間が一致することになることを示そう

この問題を筆者なりに解いてみる。この問題の確率過程について増倍系をも考慮した取り扱いを適用するのが適当であるが、問題は極めて初歩的なことであるので、ここでは未臨界体系で即発減衰定数を考え、臨界に近付けることにする。この取り扱いはもちろん後で示す指数関数的ふるまいをする確率過程の枠内で完全に正確である。

### 3.1 時間依存方程式について解こう

いま考えている体系では、中性子が核分裂と捕獲反応により吸収され核分裂当り  $\nu$  個の中性子を発生する。これらの過程の巨視的断面積として、吸収断面積を  $\Sigma_a$ 、核分裂断面積を  $\Sigma_f$ 、捕獲反応断面積を  $\Sigma_c$  とすると、

$$\Sigma_a = \Sigma_f + \Sigma_c \quad (5)$$

となる。

巨視的断面積  $\Sigma$  の反応により減衰する体系中の中性子数の変化は中性子の速度を  $v$  とすると、

$$-dn = \Sigma n v dt \quad (6)$$

と表され、解は指数関数になる。この過程の平均反応時間は

$$\tau = \int_0^{\infty} t P(t) dt = 1/(\Sigma v) \quad (7)$$

である。ここで、 $P(t)$  は方程式の解を規格化したもので確率密度関数である。

各過程について、サブスクリプトを付すと、

$$\tau_a = 1/(\Sigma_a v), \quad \tau_f = 1/(\Sigma_f v), \quad \tau_c = 1/(\Sigma_c v) \quad (8)$$

となる。ここで、 $\tau_a$  は中性子寿命(neutron lifetime)、 $\tau_f$  は核分裂(中性子)発生時

間(neutron generation time)、 $\tau_a$ は平均捕獲反応時間と定義出来る。括弧内はLewins<sup>4)</sup>の定義であり、細かな点では議論はあろうが矛盾はない。これらを(5)式に代入すれば、よく知られた次の関係が得られる。

$$1/\tau_a = 1/\tau_f + 1/\tau_c \quad (9)$$

さて、いま考えている体系における中性子の収支は、

$$-dn = (\Sigma_a - \nu\Sigma_f) n \nu dt \quad (10)$$

と表される<sup>2)</sup>。この過程の平均反応時間は

$$\tau_o = 1/[(\Sigma_a - \nu\Sigma_f)\nu] \quad (11)$$

であり、もちろん体系が未臨界時にこれは即発減衰定数 $\alpha$ の逆数になる。

中性子の生成断面積に対応して、生成時間(neutron reproduction time)<sup>4)</sup>は、指数関数の中の符号が正であるから

$$\int_0^{\tau_g} \nu\Sigma_f \exp(\nu\Sigma_f t) \nu dt = e$$

を解いて

$$\tau_g = 1/(\nu\Sigma_f\nu) \quad (12)$$

とする<sup>3)</sup>のが自然である。中性子生成時間 $\tau_g$ は、中性子数が $1/e$ になる減衰時間ではなく、 $e$ 倍になる増倍時間として定義されており、これがLewinsの定義<sup>4)</sup>でもある。

この定義により、(7)式は

$$1/\tau_o = 1/\tau_a - 1/\tau_g \quad (13)$$

と表される。体系が未臨界の場合は $\Sigma_a - \nu\Sigma_f > 0$ であるが、これを零に近付けることは $\tau_o \Rightarrow \infty$ すなわち体系が臨界に達することに対応する。そして

$$\tau_g = \tau_a \quad (14)$$

である。すなわち、体系の中性子の生成時間は吸収反応の平均反応時間(中性子寿命)に一致する。(5)式から分かるように、もちろん一般に

$$\tau_a \neq \tau_f \quad (15)$$

である。

### 3.2 空間依存方程式について考察しよう

ところで、いま考えている体系では、時間及び位置の座標は多数の中性子の座標の平均として考えるべきであるので、中性子の平均速度 $v$ は

$$v = dx/dt \quad (16)$$

と書くことが出来よう。すると(10)式は

$$-dn = (\Sigma_a - \nu \Sigma_f) n dx \quad (17)$$

となる。これは体系中中性子の空間依存方程式と考えられる。考えている体系は拡散性であるので、このような1次の微分方程式で書くのはよい取扱いとは言えないが、拡散定数  $D$  とバックリング定数  $B$  を使い、 $\Sigma_a + DB^2$  のように吸収断面積を補正して取り扱う（すなわち、時空座標において、あらかじめ積分する）ことは現実的であり<sup>2, 4)</sup>、(17)式の帰結を調べることも重要である。解は時間座標での取扱いと同形になり、平均反応距離を(7)式と同様に  $l$  と定義すると、(9)式及び(13)式に対応して、

$$1/l_a = 1/l_f + 1/l_c \quad (18)$$

及び

$$1/l_o = 1/l_a - 1/l_g \quad (19)$$

の2式が得られる。体系を未臨界から臨界に近付けて、すなわち  $l_o \Rightarrow \infty$  とすると

$$l_g = l_a \quad (20)$$

になり、中性子生成の平均反応距離は吸収の平均反応距離と一致する。もちろん、(18)式から一般に

$$l_a \neq l_f \quad (21)$$

である。

また、(16)式の定義から、

$$l_a = v\tau_a, \quad l_g = v\tau_g \quad (22)$$

となり、中性子寿命などとの関係は明確である。

#### 4. 総合的物理量と部分的物理量について理解しよう

##### 4.1 複数の相互作用過程を有する指数関数的減衰を示す物理過程について考える

いまここで考えている問題は指数関数的減衰を示す線形の物理現象では一般的なものである。例えば、いくつかの物理現象が同時に起こる系での総合的な平均反応時間  $\tau$ 、あるいは平均反応距離  $l$  は

$$\begin{aligned} 1/\tau &= 1/\tau_1 + 1/\tau_2 + 1/\tau_3 + \dots \\ 1/l &= 1/l_1 + 1/l_2 + 1/l_3 + \dots \end{aligned} \quad (23)$$

となる。ここで、1, 2, 3, ... は系を構成する各物理過程を示す。

重要なことは、この系で総合的な過程、例えばいま考えている系では中性子の吸収を観測しても、また各過程、例えば核分裂または捕獲反応を観測しても得られる平均反応時間は、常に同じ総合的な平均反応時間  $\tau$  の値になることである。すなわち、ある過程の発生には同時に起こる他の過程の発生が影響しているからであり、だからこそこのような問題は微分方程式で解くのである。また、そして、 $\tau_i$  や  $l_i$  のような部分的物理量を定義して、議論するのである。

4.2 量子力学における幅の概念を思い出そう

量子力学の幅の概念はまさしくいま考えている問題と同形になる。不確定性原理から

$$\tau \cdot \Gamma = \hbar \quad \tau = 1/\lambda \quad (24)$$

$$\Gamma = \lambda \hbar \quad (25)$$

そして、 $\Gamma$ :全幅、 $\Gamma_i$ :部分幅 を定義し

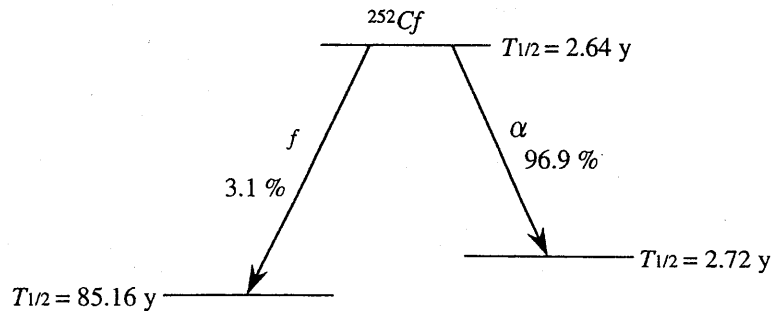
$$\Gamma = \sum_i \Gamma_i \quad (26)$$

の関係により、原子・原子核・素粒子の崩壊現象が長年解析されてきた。あるいは、原子力では基本の核反応の共鳴現象や蒸発現象におけるチャンネルの概念を与えている。林正俊氏、大塚益比古氏の議論は、複数の反応チャンネルのある過程で全幅と部分幅が等しいということに対応しており、物理の常識と全く異なる。

4.3 例題を解こう

次にいま考えている問題を同形の例題の形で 2題示そう。大学の低学年レベルの問題であり、パネルディスカッションで解を示したが、時間の関係で十分説明出来なかったこともあり再度解も記すことにする。

[例題1]  $^{252}\text{Cf}$ 原子核は、 $\alpha$ 崩壊で96.9%、即発核分裂で3.1%崩壊する。その半減期は2.64年である。 $^{252}\text{Cf}$ の半減期は総合的半減期、 $\alpha$ 崩壊と即発核分裂の半減期は部分的半減期と定義できる。各過程の部分的半減期を崩壊率から求め、各過程の発生を観測すると両方とも総合的半減期を持つ崩壊曲線に従って減衰することを示せ。



解答

(1)この問題の解は教科書<sup>5)</sup>に詳しく記述されているが、体系中中性子の寿命と生成時間に関する議論との関係を明らかにするため計算の過程も含めて記すことにしよう。

放射性同位元素の数  $N$  の変化は次のように与えられる。

$$-dN = \lambda N dt$$

ここで、 $\lambda$  は崩壊定数であり、半減期  $T$  とは  $\lambda = 0.693/T$  の関係がある。

この方程式の解は

$$N = N_0 e^{-\lambda t}$$

である。ところで、単位時間当たりの崩壊数を与える放射能は

$$-dn/dt = \lambda N \equiv A$$

と定義され、その時間変化は

$$\lambda N = \lambda N_0 e^{-\lambda t}$$

となる。放射性同位元素の数と放射能は同形の時間変化をするところが間違えやすいところである。

(2)分岐比と崩壊定数 (2チャンネル崩壊例)

2つの崩壊チャンネル (1,2) のある系での放射能は

$$-dN = -dN_1 - dN_2 = \lambda_1 N dt + \lambda_2 N dt = (\lambda_1 + \lambda_2) N dt$$

$$\therefore \lambda = \lambda_1 + \lambda_2$$

$$1/T = 1/T_1 + 1/T_2$$

この関係を一般的にしたものが前節に与えられた(23)式である。分岐比は、(25)式の関係により、全幅、部分幅の概念として、様々の議論に供することが出来る。

(3) 数値計算し結果を図示しよう

$^{252}\text{Cf}$ は核分裂で3.1%、 $\alpha$ 崩壊で96.9%崩壊する。この比は放射能の比を与えている。まず

$$\lambda_f N = 0.031 \lambda N \text{ 及び } \lambda_\alpha N = 0.969 \lambda N$$

$$\therefore 1/T_f = 0.031 1/T$$

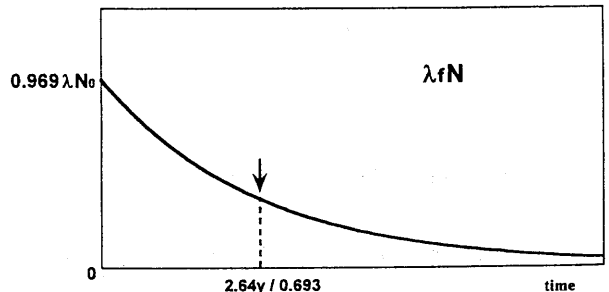
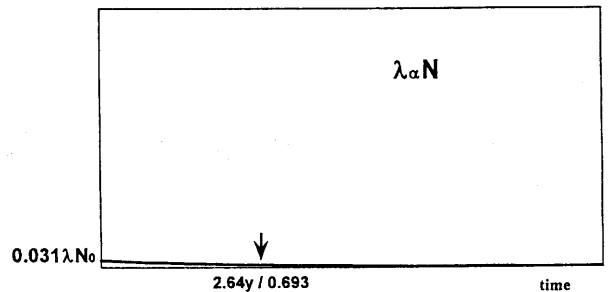
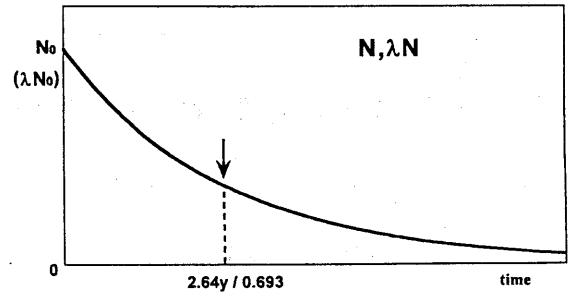
$$1/T_\alpha = 0.969 1/T$$

よって、 $T_f = 85.16\text{y}$  及び  $T_\alpha = 2.72\text{y}$  であり、

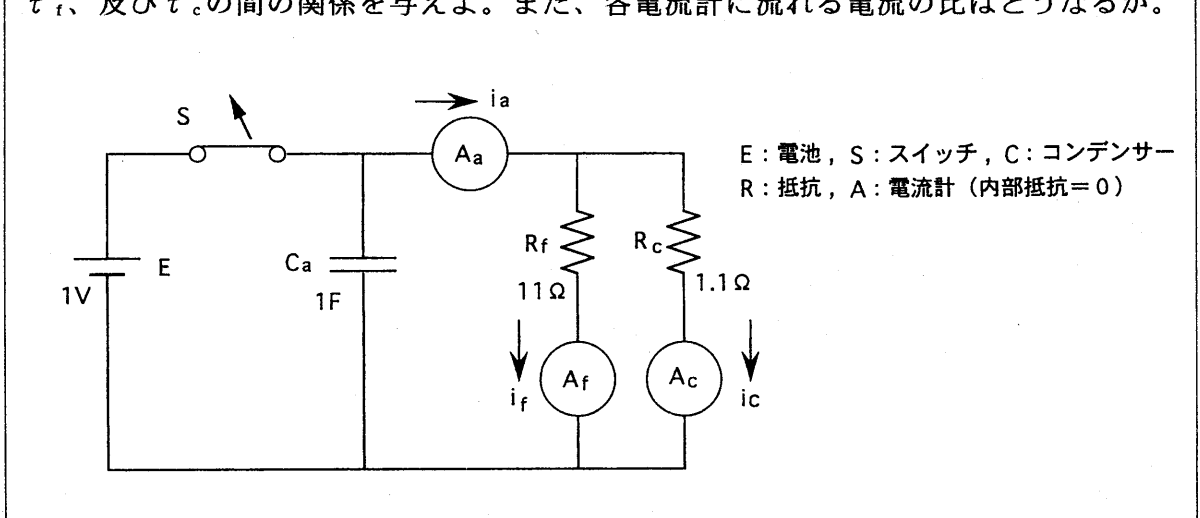
$$1/2.64 = 1/85.16 + 1/2.72$$

となる。

これらの結果を図示すると右図のようになる。 $^{252}\text{Cf}$  同位元素の数及び放射能を観測しても、また即発核分裂及び $\alpha$ 崩壊を観測しても、その時間変化は同形になる。しかし、即発核分裂及び $\alpha$ 崩壊の寿命をそれぞれ85.16年と2.72年と考え、それらの関係を(23)式で与えて解析するのが物理である。



[例題2] 下図のように充電用コンデンサー $C_a$ と2本の並列に結合した抵抗 $R_f$ 及び $R_c$ からなる電気回路で、 $C_a$ を充電しておきスイッチを切ると、 $C_a$ に蓄積されていた電荷は $R_f$ 及び $R_c$ を通して放電する。その時間推移を電流計 $A_a$ 、 $A_f$ 、 $A_c$ で観測するとどの電流計も時定数 $\tau_a = C_a R_a$ 、 $R_a = R_f // R_c$ で減衰するが、 $R_c$ を切ると電流計 $A_f$ は時定数 $\tau_f = C_a R_f$ で、逆に $R_f$ を切ると電流計 $A_c$ は時定数 $\tau_c = C_a R_c$ で減衰することを示し、 $\tau_a$ 、 $\tau_f$ 、及び $\tau_c$ の間の関係を与えよ。また、各電流計に流れる電流の比はどうか。



解答

(1)コンデンサーに蓄積されている電荷の量とかかっている電圧は

$$v_a = Q_a / C_a \quad Q_a = E C_a$$

回路に流れる電流は

$$i_a = i_f + i_c \quad i_a = v_a / R_a \quad i_f = v_f / R_f \quad i_c = v_c / R_c$$

ここで、 $1/R_a = 1/R_f + 1/R_c$

コンデンサーに蓄積されている電荷量の変化率は

$$-dQ_a/dt = i_a = v_a / R_a = Q_a / (R_a C_a) = Q_a / \tau_a$$

$$\tau_a = R_a C_a : \text{時定数}$$

この方程式の解は

$$Q_a = E C_a \exp(-t/\tau_a)$$

電流計による電流の読みは

$$\text{電流計 } A_a \quad i_a = v_a/R_a = Q_a/(R_a C_a)$$

$$= (E/R_a) \exp(-t/\tau_a)$$

$$" \quad A_f \quad i_f = (E/R_f) \exp(-t/\tau_a)$$

電流計  $A_c$   $i_c = (E/R_c) \exp(-t/\tau_c)$

明らかに、 $i_a$ 、 $i_f$ 、 $i_c$  は同形の減衰関数になる。体系中中性子の減衰を観測すると、吸収を観測しても、核分裂、あるいは捕獲反応を観測しても、同形の減衰が観測されることと相似である。電流の分岐比は抵抗値（すなわち、時定数）の逆数になる。

並列抵抗の関係から、各抵抗に関連する時定数が定義でき、それらの関係は(23)式のようになることは、言うまでもない。もちろん、各抵抗に関わる時定数は、全抵抗に関わる時定数と異なることは、体系中中性子の減衰の問題と同等である。

(2)ここで、抵抗の一方を切ってみよう

まず、 $R_c$ を切った時の電流計の読みは

電流計  $A_a$ 、 $A_f$

$$i_a = i_f = (E/R_f) \exp(-t/\tau_f)$$

$$\tau_f = R_f C_a$$

次に、 $R_f$ を切った時の電流計の読みは

電流計  $A_a$ 、 $A_c$

$$i_a = i_c = (E/R_c) \exp(-t/\tau_c)$$

$$\tau_c = R_c C_a$$

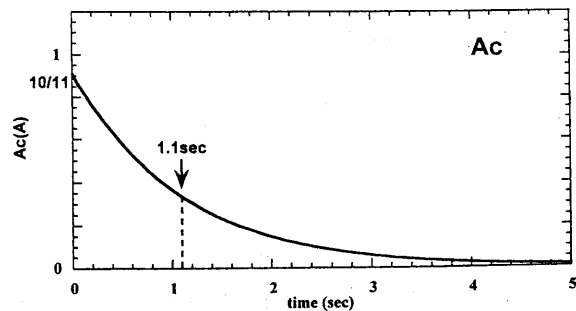
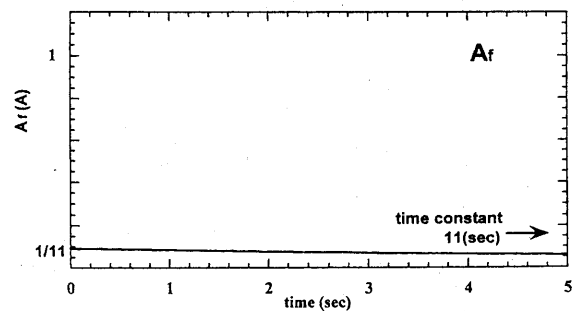
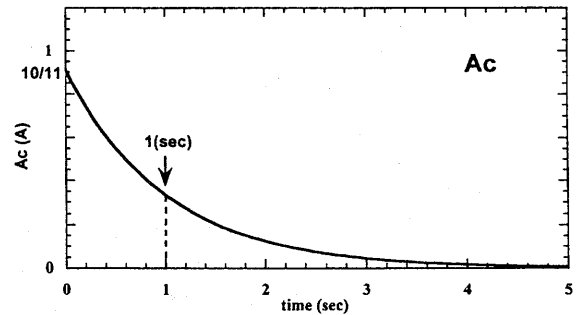
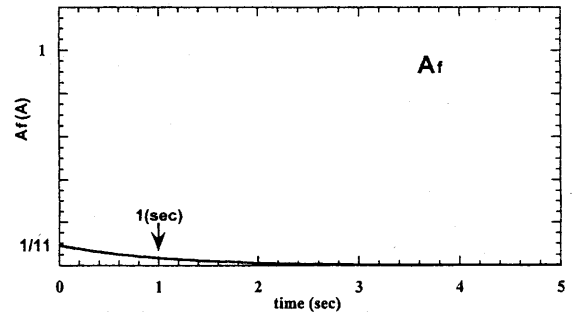
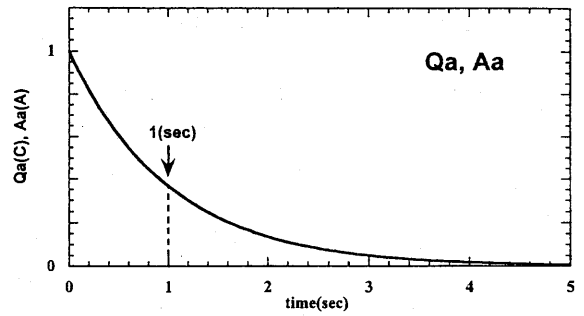
明らかに、 $i_f$  及び  $i_c$  は異なる形の減衰関数である。一方、起点は並列結合の場合と同じになる。

(3)数値計算結果を図示し、考えてみよう

右図に数値計算結果を示す。2本の抵抗を結合した場合は、コンデンサーに蓄積された電荷も各電流計で計測される電流も全て同形の時間推移を示すことが分かる。もちろん、絶対値を決めているのは、各抵抗の値である。

一方、何れかの抵抗を切ると、流れる電流値は結合している抵抗のみで決まる時定数で減衰する。

この結果から分かるように、体系中中性子の減衰に関わる寿命や平均反応距離について、核分裂や捕獲反応に関する値は一方の過程が無いとした時の値であり、(9)、(18)式あるいは(23)式はこれらの間の関係を与えるものである。



5. 少し議論を行おう

5.1 微分方程式による取扱いについて再度確認しよう

例題1から分かるように、自然現象に現われる複合的物理過程では一つの部分的過程を止めることはできないため、何を観測しても総合的な物理量を観測してしまう。しかし、各部分過程についての物理量を定義して、議論するのが物理である。例題2のように一つの部分的過程を止めることが出来る人工的物理過程を考えれば理解は進むであろう。「物理法則はあらゆる時(地)点で成り立つが、物理量が時々刻々変化するような問題に対して、近代科学が何故微分方程式により解析するか」を考えてもらえば理解してもらえと思う。物理法則を与える微分方程式とその解をまぜこぜに議論してはならない。もちろん摂動的取扱いではこのようなこともあるが、それはあくまで近似であり変化が微小な時にしか適用できないことに注意したい。また、流れ(中性子反応数、放射能、電流)と数密度(中性子数、放射性同位元素の数、電荷量)の違いは物理の基礎であり、十分理解したいものである。

5.2 問題の確率過程についての別の質問に答えよう

パネルディスカッションの後、岡嶋成晃氏及び山根義宏氏より「この問題で核分裂と捕獲反応は排反事象であり各事象に関する確率密度関数から全過程に関する確率密度関数が構成出来ない場さんの考えには本質的な欠陥があると思う」旨の指摘<sup>6)</sup>をいただいた。この指摘には直ぐには答えられなかったが、学会帰りの車中で考えた結果、極めて簡単なことであると分かったので記しておこう。

いま考えている物理過程において核分裂と捕獲反応の発生は排反事象としてではなく、独立事象として取り扱うことが出来る。現象の発生が「連続」変数(位置、時刻)の関数であり、任意の時(地)点で各過程が発生しない場合の確率が無限に大きいからである。モンテカルロ法と決定論的方法との間の関係も、このことを考慮すれば問題ない。

ここで各過程の確率密度関数から全体の確率密度関数を構成してみよう。吸収、核分裂及び捕獲反応の確率密度関数は、それぞれ、次のように書ける。

$$P_a(t) = \Sigma_a \nu \exp(-\Sigma_a \nu t),$$

$$P_f(t) = \Sigma_f \nu \exp(-\Sigma_f \nu t), \quad P_c(t) = \Sigma_c \nu \exp(-\Sigma_c \nu t)$$

吸収過程が核分裂過程と捕獲反応過程から構成される時、合成確率密度関数の規格化は全体で、すなわち吸収過程で行う必要がある。合成確率密度関数は独立2変数の各確率密度関数の積で定義されるが、合成後の関数は1変数の関数であるから、結果には変換係数を掛ける必要がある。各過程の生成確率は巨視的反應断面積に比例するから変換係数は次元を調整して

$$\Sigma_a \nu / (\Sigma_f \nu + \Sigma_c \nu)$$

となる。よって、

$$\begin{aligned} P_f(t) \cdot P_c(t) [\Sigma_a \nu / (\Sigma_f \nu + \Sigma_c \nu)] &= \Sigma_a \nu \exp[-(\Sigma_f \nu + \Sigma_c \nu)t] \\ &= P_a(t) \end{aligned}$$

もちろん、合成確率密度関数は物理的に(6)式を満たすはずであり、上式が(6)式を満たすことを示して、規格化してもよいことは前に記した通りである<sup>3)</sup>。



### 5.3 多群あるいは有限体系の問題について少し考えてみよう

いま考えている問題については初歩的な所でかみ合わない議論があり、複雑な体系へ問題を拡張することは問題をさらに混乱させるだけであると考えて筆者は一切議論しなかったが、筆者にもいろいろ考えはある。第3章から明らかなように、原方程式が1次線形であれば、当然この命題は成り立つであろうし、臨界時に中性子束は時間的にも空間的にも一様になると考えられるから、この時中性子寿命と中性子生成時間は一致すると考えるのは自然である。しかし結果として中性子の収支が均衡しても中性子の減衰と生成の時間推移の平均が一般に等しくなるとは言えないことを認識する必要がある。解析的に解ける問題について、中性子が $1/e$ に減少する時間と $e$ 倍に増加する時間を計算してみるのも一興であろう。

随伴中性子束に関する議論については会場からコメント<sup>7)</sup>があった通りである。

### 6. 感想

この問題は原子炉体系で中性子が減衰し同時に生成して中性子束が世代交代していくことをイメージするのに適した問題である。もちろん、簡単に解くことが出来、Lewinsの考え<sup>4)</sup>を本質的に変えるような新しい定義や解釈は何ら必要としない。

炉物理も物理であり、物理の他の様々な概念と矛盾するような定義や解釈を行うことは如何なものであろうか。

#### 文献

- 1) 林正俊：原子力誌 37[11] 1050(1995)：同誌 39[1]72(1997)。
- 2) 大塚益比古：原子力誌 38[1] 51(1996)。
- 3) 的場優：原子力誌 38[4] 299(1996)：同誌 39[1]74(1997)。
- 4) Lewins, J. D. :Nucl. Sci. Eng. 78, 105(1981)。
- 5) Tsoufanidis, N. : "Measurement and Detection of Radiation" Hemisphere Publ. Corp. (1983) (訳書：阪井英次、"放射線計測の理論と演習" 現代工学社(1986)第3章106頁)。
- 6) 岡嶋成晃、山根義宏、私信 (1998. 3)。
- 7) 炉物理においてなぜ随伴中性子束の概念が必要か。

中性子反応の平均距離と平均時間に関するメモ

原研 須崎武則

核分裂性物質を含む媒質中における中性子の生成・消滅過程について考察し、この過程を特徴づける各種平均時間の間に関連性を議論する。

I. 一様無限媒質、中性子速さ一定 (v) の場合 <sup>(1)</sup>

図1のジグザグの軌跡に沿った中性子の飛行距離を x とし、多数の飛行のケースを考える。

x=0 での中性子数;  $N_0$   
 x での中性子数;  $N_0 \exp(-\Sigma_a x) = N$   
 x+dx での中性子数;  $N_0 \exp(-\Sigma_a (x+dx))$   
 $= N_0 \exp(-\Sigma_a x) (1 - \Sigma_a dx)$   
 $= N - N \Sigma_a dx$

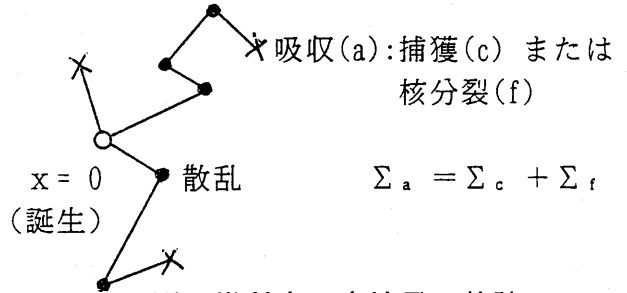


図1 媒質中の中性子の軌跡

よって、(x, dx)での吸収反応数;  $dN_a = N \Sigma_a dx$   
 (x, dx)での捕獲反応数;  $dN_c = N \Sigma_c dx$   
 (x, dx)での核分裂反応数;  $dN_f = N \Sigma_f dx$

$$\left. \begin{array}{l} dN_i / dN_a = \Sigma_i / \Sigma_a \\ ; x \text{ に依らず一定} \\ (i = c, f \text{ 又は } a) \end{array} \right\}$$

x=0 で生まれた中性子のうち、反応 i を起こすものの平均飛行距離は次式で計算される。

$$\chi_i = \int_0^{\infty} x dN_i / \int_0^{\infty} dN_i = \int_0^{\infty} x N_0 e^{-\Sigma_a x} \Sigma_i dx / \int_0^{\infty} N_0 e^{-\Sigma_a x} \Sigma_a dx = 1 / \Sigma_a$$

同様に平均飛行時間は、 $\xi_i = \chi_i / v = 1 / (v \Sigma_a)$  であり、いずれも i に依らない。即ち、それぞれの反応の単位距離当たりの生起確率は x とともに図2のように減少し、1/e になるまでの距離はいずれも  $1 / \Sigma_a$  であるが、確率の大きさが異なっている。また、別の表現として、多数の反応の生起距離を共通の x 軸上にプロットすると、図3(a)のように核分裂と捕獲は同じ傾向で生起するが、その数が  $\Sigma_f : \Sigma_c$  になる。仮に  $\Sigma_f > \Sigma_c$  だとすると、同図(b)のように起こりにくい捕獲反応が遅れて生じるということにはならない。

以上の考察から、従来用いられている各種平均反応時間について整理すると表1ようになる。

表1 平均反応時間のまとめ

反応	現象	従来の定義	名称
① 1個誕生後の吸収	lの間に1回起こる	$\frac{1}{v \Sigma_a} = l$	寿命
② 1個誕生後の捕獲	lの間に $\Sigma_c / \Sigma_a$ 回	$\frac{l}{\Sigma_c / \Sigma_a} = \frac{1}{v \Sigma_c}$	捕獲時間
③ 1個誕生後の核分裂	lの間に $\Sigma_f / \Sigma_a$ 回	$\frac{l}{\Sigma_f / \Sigma_a} = \frac{1}{v \Sigma_f}$	核分裂時間
④ 1回の核分裂後の核分裂	lの間に $v \Sigma_f / \Sigma_a$ 回	$\frac{l}{v \Sigma_f / \Sigma_a} = \frac{1}{v \Sigma_f}$	世代時間又は生成時間

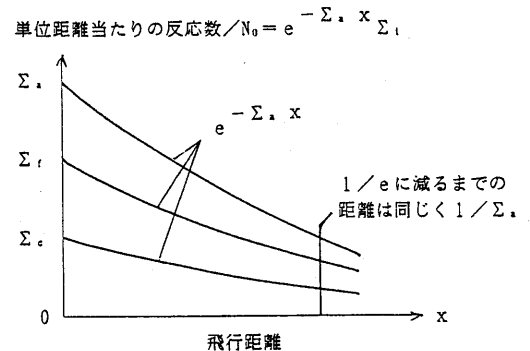


図2 飛行距離による反応確率の変化

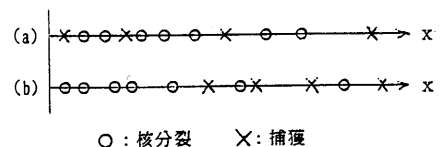


図3 反応生起距離の分布

③と④の反応は、ともに  $\ell$  の間に中性子数と核分裂数が  $\nu \Sigma_f / \Sigma_a$  (増倍係数) 倍になることを表している。なお、表1の反応がいずれも平均寿命  $\ell$  をタイムスパンとする反応であることから、従来の定義を誤りとして、これらを全て  $\ell$  で与えるべきであるとの提言<sup>(2)</sup>があるが、 $\ell$  の間の反応の起こり易さを含んで定義された従来の反応時間はそれなりに合理性があり、またそれ故にこそ、従来から平均寿命以外の用語が用いられて来たものと考えられる。従来の定義を誤りとして排除するのは当たらない。

II. 一般の場合 (多群拡散モデル)

パルス実験のような、遅発中性子が関与しない即発中性子の指数減衰状態を考える。

$$-L \phi + P_s \phi = -\alpha V^{-1} \phi(r), \quad \Phi(r, t) = \phi(r) \exp(-\alpha t) \tag{1}$$

ただし、 $L, P, V^{-1}$  は中性子の消失、生成、速さの逆数に関する行列である (文献(3)等参照)。(1)式に任意の重みベクトル  $w$  を乗じ、任意の範囲で空間積分する。

$$-\langle w, L \phi \rangle + \langle w, P_s \phi \rangle = -\alpha \langle w, V^{-1} \phi \rangle \tag{2}$$

以下の諸量を定義する。

$$\ell = \frac{\langle w, V^{-1} \phi \rangle}{\langle w, L \phi \rangle}, \quad k_p = \frac{\langle w, P_s \phi \rangle}{\langle w, L \phi \rangle}, \quad \Lambda = \frac{\ell}{k_p} = \frac{\langle w, V^{-1} \phi \rangle}{\langle w, P_s \phi \rangle} \tag{3}$$

(2)式左辺第1、2項は一種の消失率及び生成率であり、右辺  $\langle \rangle$  内は対応する中性子数であるから、(3)式の諸量はそれぞれ平均寿命、増倍係数、生成(世代)時間とみなすことができる。(3)式の  $\ell$  と  $k_p$  を使うと(2)式は

$$k_p - 1 = -\alpha \ell \quad \text{または} \quad (k_p - 1) / k_p = -\alpha \Lambda \tag{4}$$

と書け、 $\Phi$  の時間変化は  $\exp(-\alpha t) = \exp((k_p - 1)t / \ell) \approx k_p^n$ , ( $t = n\ell, k_p \approx 1$ ) となる。即ち、図4のように、 $\ell$  を重ねる毎に中性子束の大きさは  $k_p$  倍になる。そして、 $\ell$  と  $k_p$  は重み  $w$  と積分範囲のとり方によっていくらかでも変化するが、 $\exp(-\alpha t)$  の減衰特性は保存される。I. の一様・無限・1群の場合は、 $w$  と積分範囲に依らず  $\ell$  と  $k_p$  が不変であるため、議論が明確であったが、一般の場合はこの任意性がある。

今、積分範囲を全空間とする次の2つのケースを考える。

①  $w = \phi_s^*$  の場合<sup>(3)</sup>

ただし、 $\phi_s^*$  は実効増倍係数  $k_{eff}$  を定義する次の静的方程式の随伴関数である。

$$L \phi_s^* = (1 / k_{eff}) P_t \phi_s^* \tag{5}$$

この場合は、グリーンの定理と境界の条件から、

$$\langle \phi_s^*, L \phi \rangle = \langle L^* \phi_s^*, \phi \rangle$$

とラプラシアンを含む演算子の作用する関数を交換できるので、 $k_{eff}$  を使って(2)式を表すことができ、(3)式において、 $k_p = (1 - \beta_{eff}) k_{eff}$  となる。また、 $\ell$  や  $\Lambda$  は  $\phi$  と  $\phi_s^*$  を用いた振動表現になる。

②  $w = u$  (ユニットベクトル) の場合

この場合は拡散方程式の性質より、 $\langle u, L \phi \rangle = \langle u, A \phi \rangle$ ,  $A = \text{diag}(\Sigma_{ag})$  故、 $\ell = \langle u, V^{-1} \phi \rangle / \langle u, A \phi \rangle = \text{全中性子数} / \text{全吸収率}$  となり、直観的な寿命の定義にふさわしいが、余り使われない。もっぱら①の定義が用いられる理由は、(5)式の  $k_{eff}$  による議論が普遍的だからであろう。いずれにしても、どの定義を使うかは議論の目的に応じて自由に選ばばよいと考えられる。(Ref.: (1)須崎: 原子力誌, 39[6], 480(1997). (2)林正俊: 原子力誌, 37[11], 1050(1995). (3)Suzaki T., J. Nucl. Sci. Technol., 28(12), 1067(1991).)

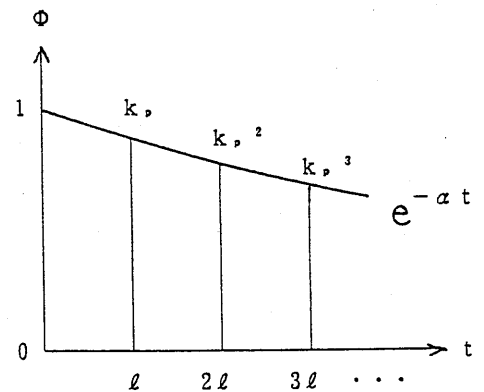


図4 即発中性子の減衰特性

## 中性子生成時間、中性子寿命および平均反応距離について

京都大学大学院工学研究科原子核工学教室  
小林啓祐

平成10年春の炉物理部会企画パネルディスカッションに於ける議論についての筆者の結論は以下のようなものである。

1. 一般的な多量域多群の体系に於ける中性子生成時間および中性子寿命を求める式は容易に導ける。それから最も簡単な散乱のない様な体系の生成および吸収の平均反応距離が求められる。その物理的な意味は林さんおよび大塚さんの説明で理解できる。
2. 共役束で重み付けした中性子寿命は常に中性子生成時間に等しいと言う林さんの主張は間違っている。

以上の結論を式を使って以下に示す。

### 1 確率分布関数

体系中の中性子束が次式の定常状態の輸送方程式に従うとする。

$$Lf_g(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}) = Q_g(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}) \quad (1)$$

ただし  $L$  を消滅演算子、 $q_g(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega})$  を外部中性子源として

$$L = \boldsymbol{\Omega} \cdot \nabla + \Sigma_{tg} - \sum_{g'} \int_{4\pi} d\boldsymbol{\Omega}' \Sigma_s(g, \boldsymbol{\Omega} \leftarrow g', \boldsymbol{\Omega}'), \quad (2)$$

$$Q_g(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}) = s_g(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}) + q_g(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}) \quad (3)$$

$$s_g(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}) = \frac{\chi_g}{4\pi} \sum_g \nu \Sigma_{fg} \int_{4\pi} d\boldsymbol{\Omega}' f_g(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}'). \quad (4)$$

である。

式(2)の消滅演算子  $L$  を使うと、源  $Q_g(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega})\delta(\mathbf{r} - \mathbf{r}')\delta(\boldsymbol{\Omega} - \boldsymbol{\Omega}')\delta_{gg'}\delta(t - t')$ 、すなわち時刻  $t'$ 、位置  $\mathbf{r}'$ 、方向  $\boldsymbol{\Omega}'$ 、エネルギーグループ  $g'$  で生まれた中性子が時刻  $t$ 、位置  $\mathbf{r}$ 、方向  $\boldsymbol{\Omega}$ 、エネルギーグループ  $g$  に作る中性子束  $f(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}, g \leftarrow \mathbf{r}', \boldsymbol{\Omega}', g', t)$  は次式で与えられる。

$$\frac{1}{v_g} \frac{\partial f(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}, g \leftarrow \mathbf{r}', \boldsymbol{\Omega}', g', t)}{\partial t} = -Lf(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}, g \leftarrow \mathbf{r}', \boldsymbol{\Omega}', g', t) + Q_g(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega})\delta(\mathbf{r} - \mathbf{r}')\delta(\boldsymbol{\Omega} - \boldsymbol{\Omega}')\delta_{gg'}\delta(t - t'). \quad (5)$$

この角度束に対する初期条件は  $t < t'$  で中性子角度束が零であること、すなわち  $f(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}, g \leftarrow \mathbf{r}', \boldsymbol{\Omega}', g', t)|_{t < t'} = 0$  であるとする<sup>1)</sup>。

今後式を簡単に書くために、記号  $p$  は独立変数および群の添え字  $(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}, g)$  をまとめて表すものとし、積分記号  $\int dp$  は  $\int d\mathbf{r} \int \boldsymbol{\Omega} \sum_g$  を意味するものとする。

## 2 反応の平均時間

単位体積，単位立体角，単位時間，あるエネルギー群あたりに演算子 $\mathcal{O}$ で表せる事象の数が $\mathcal{O}f(\mathbf{p})$ であるとする。全体系中 $V$ のどこかで生まれた中性子が領域 $V$ でこの事象を起こすまでの平均時間 $\bar{t}$ は

$$\bar{t} = \frac{\int_V d\mathbf{p} \int_V d\mathbf{p}' \int_0^\infty dt \mathcal{O}f(\mathbf{p} \leftarrow \mathbf{p}', t)}{\int_V d\mathbf{p} \int_V d\mathbf{p}' \int_0^\infty dt \mathcal{O}f(\mathbf{p} \leftarrow \mathbf{p}', t)}, \quad (6)$$

と表せる。

式(5)に左から演算子 $\exp(v_g L t)v_g$ を掛けて， $f(\mathbf{p} \leftarrow \mathbf{p}', t)$ を含む項をまとめると

$$\frac{\partial \exp(v_g L t)f(\mathbf{p} \leftarrow \mathbf{p}', t)}{\partial t} = \exp(v_g L t)v_g Q(\mathbf{p})\delta(\mathbf{p} - \mathbf{p}')\delta(t - t'). \quad (7)$$

となる。これを $t$ について $t = t' - 0$ から $t = t$ まで積分して， $f(\mathbf{p} \leftarrow \mathbf{p}', t)$ に対する初期条件を使うと

$$f(\mathbf{p} \leftarrow \mathbf{p}', t) = e^{-v_g L(t-t')}v_g Q(\mathbf{p})\delta(\mathbf{p} - \mathbf{p}'). \quad (8)$$

が得られる。これを式(6)へ代入すると平均時間は

$$\bar{t} = \frac{\int_V d\mathbf{p} \int_V d\mathbf{p}' \int_0^\infty dt \mathcal{O}e^{-v_g L t}v_g Q(\mathbf{p})\delta(\mathbf{p} - \mathbf{p}')}{\int_V d\mathbf{p} \int_V d\mathbf{p}' \int_0^\infty dt \mathcal{O}e^{-v_g L t}v_g Q(\mathbf{p})\delta(\mathbf{p} - \mathbf{p}')}. \quad (9)$$

で得られる。

時間 $t$ についての積分

$$\int_0^\infty dt e^{-v_g L t} = (v_g L)^{-1}, \quad \int_0^\infty dt t e^{-v_g L t} = (v_g L)^{-2}, \quad (10)$$

を使い $\mathbf{p}'$ についての積分を実行すると，式(9)は

$$\bar{t} = \frac{\int_V d\mathbf{p} \mathcal{O}(v_g L)^{-2}v_g Q(\mathbf{p})}{\int_V d\mathbf{p} \mathcal{O}(v_g L)^{-1}v_g Q(\mathbf{p})}. \quad (11)$$

となる<sup>2)</sup>。

## 3 中性子生成時間

式(11)を利用して中性子生成時間を求めることを考えよう。式(1)に左から演算子 $L^{-1}$ を演算すると $f(\mathbf{p})$ は

$$f(\mathbf{p}) = L^{-1}Q(\mathbf{p}) \quad (12)$$

$\mathcal{O} = \nu \Sigma_{fg}(\mathbf{r})$ と置くと， $\mathcal{O}f(\mathbf{p}) = \nu \Sigma_{fg}(\mathbf{r})f(\mathbf{p})$ は単位体積，単位時間，エネルギー群あたりに発生する核分裂中性子数を表し，式(11)でこれを使うと，全体系中で核分裂で生まれた中性子が次の核分裂で $\nu$ 個の中性子を領域 $V$ で発生させるまでの中性子生成時間 $\tau_p$  (production time) が得られる。

式(12)を使うと式(11)の分母は

$$\int_V d\mathbf{p} \mathcal{O}(v_g L)^{-1} v_g Q(\mathbf{p}) = \int_V d\mathbf{p} \nu \Sigma_{fg}(\mathbf{r}) f(\mathbf{p}) = \int_V d\mathbf{r} s(\mathbf{r}). \quad (13)$$

となる。

$G(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}, g)$  を位置 $\mathbf{r}$ , 方向 $\boldsymbol{\Omega}$ , エネルギー $g$  群で発生した一個の中性子が体系中で作る核分裂中性子数、すなわち核分裂中性子生成の重要度関数とすると、それは次式で与えられる。

$$L^\dagger G(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}, g) = \nu \Sigma_{fg}(\mathbf{r}), \quad (14)$$

共役演算子の逆演算子について次の等式

$$((v_g L)^{-1})^\dagger = (L^{-1} v_g^{-1})^\dagger = (v_g^{-1})^\dagger (L^{-1})^\dagger = v_g^{-1} (L^\dagger)^{-1}. \quad (15)$$

が成り立つ。

式(14)および(15)を使うと、式(11)の分子は

$$\begin{aligned} \int_V d\mathbf{p} \mathcal{O}(v_g L)^{-2} v_g Q(\mathbf{p}) &= \int_V d\mathbf{p} \nu \Sigma_{fg}(\mathbf{r}) (v_g L)^{-1} f(\mathbf{p}) = \int_V d\mathbf{p} f(\mathbf{p}) ((v_g L)^{-1})^\dagger \nu \Sigma_{fg}(\mathbf{r}) \\ &= \int_V d\mathbf{p} f(\mathbf{p}) (v_g^{-1} (L^\dagger)^{-1}) \nu \Sigma_{fg}(\mathbf{r}) = \int_V d\mathbf{p} f(\mathbf{p}) v_g^{-1} G(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}, g). \end{aligned} \quad (16)$$

となる。

これらを式(18)で使うと、この全体系のどこかで生まれた中性子束が領域 $V$ で中性子を生成するまでの中性子生成時間 $\tau_p$ は

$$\tau_p = \frac{\int_V d\mathbf{p} G(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}, g) v_g^{-1} f(\mathbf{p})}{\int_V d\mathbf{p} \nu \Sigma_{fg} f(\mathbf{p})} = \frac{\int_V d\mathbf{r} \int_{4\pi} d\boldsymbol{\Omega} \Sigma_g G(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}, g) v_g^{-1} f_g(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega})}{\int_V d\mathbf{r} s(\mathbf{r})}. \quad (17)$$

で与えられることが分かる。

これは核分裂重要度関数を使って得られる1点炉の式の時定数に等しい<sup>3)</sup>。

#### 4 中性子寿命

体系 $V$ のどこかで生まれた中性子が領域中で吸収または漏れ出るまでの平均時間、すなわち平均寿命 $\tau_d$ は $\mathcal{O} = \boldsymbol{\Omega} \cdot \nabla + \Sigma_{ag}$ と置くと得られる。

式(11)の分子は

$$\begin{aligned} \int_V d\mathbf{p} \mathcal{O}(v_g L)^{-2} v_g Q(\mathbf{p}) &= \int_V d\mathbf{p} (\boldsymbol{\Omega} \cdot \nabla + \Sigma_{ag}) (v_g L)^{-1} f(\mathbf{p}) \\ &= \int_V d\mathbf{p} L L^{-1} v_g^{-1} f(\mathbf{p}) = \int_V d\mathbf{p} v_g^{-1} f(\mathbf{p}) \end{aligned} \quad (18)$$

また式(11)の分母は

$$\int_V d\mathbf{p} \mathcal{O}(v_g L)^{-1} v_g Q(\mathbf{p}) = \int_V d\mathbf{p} (\boldsymbol{\Omega} \cdot \nabla + \Sigma_{ag}) f(\mathbf{p}) = \int_V d\mathbf{p} L f(\mathbf{p}) \quad (19)$$

となる。これから中性子寿命は

$$\tau_d = \frac{\int_V d\mathbf{p} v_g^{-1} f(\mathbf{p})}{\int_V d\mathbf{p} L f(\mathbf{p})} \quad (20)$$

と得られる。これは Nelson<sup>4)</sup> の得た結果と同じである。

## 5 均質な無限大体系で1群の場合の中性子寿命、中性子生成時間および平均反応距離

中性子寿命を  $\tau_d$ 、中性子生成時間を  $\tau_p$  とすると、それらは次式で与えられる。

$$\tau_d = \frac{\int_V dr \int_{4\pi} d\Omega \sum_g n_g(r, \Omega)}{\int_V \Sigma_a f_g(r, \Omega) dr}, \quad \tau_p = \frac{\int_V dr \int_{4\pi} d\Omega \sum_g G_g(r, \Omega) n_g(r, \Omega)}{\int_V s(r) dr}. \quad (21)$$

無限大の体系で散乱が無い1群の場合を考えよう。1群で無限大の体系では式(1)および(22)は

$$\Sigma_a f_1 = \nu \Sigma_{fg} f_1 + q_1, \quad \Sigma_a G = \nu \Sigma_{f1}, \quad s = 4\pi \nu \Sigma_f f_1, \quad f_1 = \nu_1 n_1 \quad (22)$$

である。

中性子寿命および中性子生成時間は次式で与えられる。

$$\tau_d = \frac{n}{\Sigma_a \nu n} = \frac{1}{\nu \Sigma_a}, \quad \tau_p = \frac{4\pi G n}{s} = \frac{\frac{\nu \Sigma_f n}{\Sigma_a}}{\nu \Sigma_f n \nu} = \frac{1}{\nu \Sigma_a}. \quad (23)$$

消滅および生成の平均反応距離を  $\lambda_d$  および  $\lambda_p$  とするとこれらは中性子寿命、中性子生成時間とは  $v$  を中子速度として次の関係がある。

$$\tau_d = \frac{\lambda_d}{v}, \quad \tau_p = \frac{\lambda_p}{v} \quad (24)$$

式(23)および式(24)から

$$\lambda_d = \lambda_p = \frac{1}{\Sigma_a} \quad (25)$$

が得られる。

この式の物理的な意味は林さんおよび大塚さんの説明で良いと思われる。

## 6 共役関数を重みとした中性子寿命と中性子生成時間

林さんは通常の1点炉の動特性方程式で使われる「共役関数を重みとした中性子寿命」と「中性子生成時間」は常に等しいと主張しているが、それは間違いであることを示す。

共役関数を重みとした中性子寿命は式(k31)、すなわち

$$l^\dagger = \frac{k \int_V dr \int_{4\pi} d\Omega \sum_g f_g^\dagger(r, \Omega) \frac{1}{v_g} f_g(r, \Omega)}{\int_V dr \int_{4\pi} d\Omega \sum_g f_g^\dagger(r, \Omega) P f_g(r, \Omega)}, \quad (26)$$

で与えられる。ただし共役関数  $f_g^\dagger(r, \Omega)$  は次式の共役方程式の解である。

$$L^\dagger f_g^\dagger(r, \Omega) = \frac{1}{k} P^\dagger f_g^\dagger(r, \Omega) \quad (27)$$

一方式(k25)、すなわち

$$\int_V s(\mathbf{r}) d\mathbf{r} = \frac{1}{k} \int_V d\mathbf{r} \int_{4\pi} d\Omega \sum_g G_g(\mathbf{r}, \Omega) P f_{g'}(\mathbf{r}, \Omega'). \quad (28)$$

を使うと、式(21)の生成時間は

$$\tau_p = \frac{k \int_V d\mathbf{r} \int_{4\pi} d\Omega \sum_g G_g(\mathbf{r}, \Omega) n_g(\mathbf{r}, \Omega)}{\int_V d\mathbf{r} \int_{4\pi} d\Omega \sum_g G_g(\mathbf{r}, \Omega) P f_g(\mathbf{r}, \Omega)} \quad (29)$$

と書ける。式(26)と(29)を比較すると、 $f_g^\dagger(\mathbf{r}, \Omega) = G_g(\mathbf{r}, \Omega)$ であれば $l^\dagger$ と $\tau_p$ は等しい。もし共役関数が位置に無関係で式(k51)、すなわち

$$\frac{1}{k} \sum_{g'} \frac{\chi_{g'}}{4\pi} \int_{4\pi} d\Omega' f_{g'}^\dagger(\mathbf{r}, \Omega') = 1 \quad (30)$$

と規格化すると、共役関数の式は

$$L^\dagger f_g^\dagger(\mathbf{r}, \Omega) = \frac{1}{k} P^\dagger f_{g'}^\dagger(\mathbf{r}, \Omega') = \nu_g \Sigma_{f_g}(\mathbf{r}) \frac{1}{k} \sum_{g'} \frac{\chi_{g'}}{4\pi} \int_{4\pi} d\Omega' f_{g'}^\dagger(\mathbf{r}, \Omega') = \nu_g \Sigma_{f_g}(\mathbf{r}) \quad (31)$$

となって、重要度関数を定義する式(k8)に一致する。すなわち無限大の体系で共役関数が位置に無関係の場合は共役関数 $f_g^\dagger(\mathbf{r}, \Omega)$ は重要度関数 $G_g(\mathbf{r}, \Omega)$ に等しく、 $l^\dagger = \tau_p$ である。しかし位置依存のある一般の有限体系では共役関数 $f_g^\dagger(\mathbf{r}, \Omega)$ は位置に依存し式(30)のようには規格化できないので、 $f_g^\dagger(\mathbf{r}, \Omega)$ は重要度関数 $G_g(\mathbf{r}, \Omega)$ に等しくなく、 $l^\dagger \neq \tau_p$ である<sup>5)</sup>。

### 参考文献

1. Henry A.: Adv. Nucl. Sci. Technol. **15** 55 (1983).
2. 小林啓祐：原子炉物理 第10章 第6節 中性子寿命および中性子生成時間 704頁、コロナ社 (1996)
3. Keisuke Kobayashi, "Physical Meaning of Kinetics Parameter "Lifetime" Used in the New Multi-Point Reactor Kinetics Equations Derived Using Green's Function" Ann. Nucl. Energy, **23**, 827-841 (1996)
4. Nelson P. Jr. Nucl. Sci. Eng., **43**, 154 (1971).
5. Keisuke Kobayashi, "Physical Meaning of Kinetics Parameter "Lifetime" Used in the New Multi-Point Reactor Kinetics Equations Derived Using Green's Function" Ann. Nucl. Energy, **23**, 827-841 (1996).



## 〈国際会議に参加して1〉

### M&C and SNA '97 会議に参加して

原子燃料工業(株)

山本章夫(a-yama@nfi.co.jp)

昨年の10月6～10日に米国サラトガスプリングスのシェラトンホテルで開催された Joint International Conference on Mathematical Methods and Supercomputing for Nuclear Applications(M&C and SNA '97)に参加しました。会議の概要については日本原子力学会誌98年2月号 pp.113-116に掲載されていますが、本稿では学会誌で触れられていなかったことについて、筆者の個人的な観点から思いつくままに述べたいと考えています。

サラトガスプリングス<sup>1</sup>はニューヨークの北東約300kmに位置します。ニューヨークから車で行くことも可能ですが、筆者達は飛行機で移動しました。ケネディ国際空港から約45分のスリリングな飛行の後、最寄りのアルバニー空港に着きます。そこからタクシーに約30分乗ってサラトガスプリングスに到着です。かなり内陸かつ北に位置するので、10月上旬といえども朝晩はかなり寒く、移動の間には紅葉を楽しむことが出来ました。

サラトガスプリングスは街並みのきれいな小さな町で、中心部は端から端まで歩いて10分程度です。ここは地名から分かるように、Springs、つまり温泉が湧き出ます。確かに町のはずれには大きなSpaがありました。温泉好きな筆者としてはぜひ視察に行ってみたいところであり、わざわざ水着まで用意して行ったにもかかわらず、残念ながら機会がありませんでした。何か情報をお持ちの方はお知らせ下さい。また、競走馬の産地としても有名で、郊外には多数の牧場があります。好きな方には応えられない所でしょう。

さて、本会議は2年に1回の割合で米国原子力学会が行うM&C会議と、3年に1回行われるSNAの合同開催となっています。M&CとSNAはお互いに関連が深いためか、開催年が同じになる年は共同開催することになっているようです。

---

<sup>1</sup> <http://www.saratogaonline.com/>

今回の参加者は総勢約 200 人で、日本からは 14 名が参加しました。

本会議は、M&C が主催者に入っていることからかなり数学に重点をおいている、という印象を受けました。日本の学会では比較的少ない輸送方程式の解法に関するセッションがもっとも多く、また、あまりなじみのない逆問題に関するセッションまであり、これらの分野のアクティビティを感じると共に、知見を深めることが出来たと思います。ただ、言葉が英語である上、数式が多数現れるかなり難解な発表が多く、筆者の勉強不足を痛感しました。(学生時代には輸送方程式の数値解法を少しやった気もするのですが…)。なお、持ち時間は約 30 分あったため、研究の詳細な部分まで発表がなされていました。これは分野を絞った会議だから出来ることとは思いますが、得るものが多いように感じました。

SNA の主催により、並列・分散処理は本会議のもう一つの大きな柱となりました。数年前まではベクトル計算機を使用した大規模計算に関する研究が多数ありましたが、本会議では並列計算機によるものが大部分でした。ベクトルプロセッサを使用するための研究が一段落したこともあるのでしょうか、やはり並列計算機のコストパフォーマンスが注目されているためと思われる。また、問題を分割して多数の計算機に分配することが出来るので、非常に大規模の計算が実行可能になることも大きな利点と考えられます。本会議の発表にはメッシュ数 1500 万(250x250x250 程度のメッシュ分割)の計算例も紹介されていました。炉心計算で考えると、PWR の燃料棒単位の 3 次元詳細メッシュ計算が十分に行えるものです。なお、3 次元動特性計算への応用についても発表が見られました。もちろん通信のオーバーヘッドなど解決すべき問題も多いのですが、今後の発展が楽しみな分野です。

モンテカルロ計算についても多数の発表がなされていました。特に、計算時間の面から困難であったモンテカルロ燃焼計算が 3 件あり、トピックスの一つになった感があります。元々モンテカルロ計算は独立性が高いため並列計算機向きですが、並列計算環境を安価で構築出来るようになってきたことから、ますます利用価値が高まるものと期待しています。

摂動・変分法についても多数の発表がありました。筆者にとって、これらの分野は取っつきにくいという印象があります。(後述する P 氏は、摂動について、"Never understand!"と言われたことがあるそうです。) その様に感じる人が多いためか、変分法に日頃なじみのない研究者向けに基礎からの解説が行われる特別企画がありました。この講義は非常に分かりやすく好評で、日本の原子力学

会でも同様の企画を行っても良いのではと感じさせるものでした。

全般的な話として、発表のキャンセルが多かったことが気になりました。事前に掲示もないものも多く、さらに座長がスケジュールをしばしば変更するので、行ってみるとお目当ての発表が終わっているということもあり、残念でした。

冒頭に飛行場からサラトガの町まではタクシーで移動、と書きましたが、帰りも当然ながら同じルートになります。摂動のセッションで発表した京大のP氏がタクシーで飛行場まで行こうとした時のことです。彼の呼んだタクシーは見るからにボロだったそうです。彼のイヤな予感は的中し、走っていく途中で次第に調子が悪くなり、ついにハイウェイの途中でエンコしてしまったそうです。日本でしたらJAFでも呼ぶのですが、ドライバーは動じることなく車をヒッチハイクし、P氏を空港まで送り届けるように頼んだそうです。しかし、止まった運転手が大リーグのワールドシリーズがあるから無理、と言いだし(それなら止まるなよ)、時間が迫ってきたP氏は結局自らヒッチハイクせざるを得なくなったそうです。飛行機には間に合ったそうですが、一瞬顔から血の気が引いたとのことでした。

なお、次回のM&C会議は99年にスペインのマドリードで、SNAは2000年に日本で開催される予定です。

## 〈国際会議に参加して2〉

### GLOBAL'97

(株) 東芝 原子炉設計部 桜田光一

GLOBAL'97は1997年10月5日から9日に、横浜みなとみらい地区のパシフィコ横浜で開催された。GLOBALは核燃料サイクルを中心とした原子力の技術や政策・施策について、エネルギー、地球環境や核不拡散などグローバルな観点で議論する会議として始められ、2年毎に開催されて今回で3回目である。今回の会議の参加者は673名で、発表は口頭及びポスター合わせて280件と盛況であった。会議は半日を全体会議の講演、残りの半日を技術分野ごとの口頭発表という構成で、ポスターセッションはこれらと並行に2日間にわたって行われた。ポスターの発表は約120件と多く、各発表は1日ずつの展示であったため、十分見ることはできなかった。

技術セッションでの発表は、Pu利用(兵器級Puを含む)、消滅処理、再処理と群分離、廃棄物の処理処分、加速器の利用(消滅処理、エネルギー発生等)等に大別される。私が聴講したPu利用関係の発表では、FBRの最近の事情が影響しているためか、軽水炉に関するものが多いように感じられた。従来計画よりも更に積極的にPuを軽水炉で利用していこうとする研究に印象を受けた。

#### [フルMOX軽水炉]

軽水炉におけるPu利用の量的な面を拡大するテーマに、フルMOX軽水炉がある。前回のGLOBAL'95に引き続き、フランスと日本から発表があった。仏CEAからは"Full MOX Core for PWRs"と"A 100% MOX Core Design Using Highly Moderated Concept"の2件が報告された。前者はフルMOX炉心でPu富化度が高くなる場合に100%ボイド係数が正となる場合が生じ、これによるPu富化度の上限値を定量的に評価している。上限となるPu富化度は13~15%であり、Puマルチリサイクルのようにかなり劣化した組成のPuを用いる場合以外は、通常使用する燃料の富化度より十分高い値であった。後者は、減速材の割合を増加させた高減速型の炉心燃料を用いたフルMOX炉心の炉心特性評価を報告したものである。炉心はEPRの炉容器と熱出力を保つ条件で、19x19燃料にガイドチューブ本数を増加させた集合体を用い、減速材と燃料の体積比を4まで高めた炉心の検討を行った。

フルMOX軽水炉に関する日本からの発表は、前回のGLOBAL'95では現行の炉心燃

料を用いて成立性を示すものが主であったが、今回は更に Pu をより有効に利用するために、APWR/ABWR をベースとして高減速化したフル MOX 炉心の炉心特性を評価した発表が、NUPEC と原子炉メーカーとの共同で行われた。高減速化する手段としては、PWR では燃料棒細径化を、BWR ではウォータロッドの追加を用いている点が特徴的である。高減速化の効果については、日仏ともに Pu 富化度の低減や Pu 消費割合の増加を示している。

更に CEA (仏) と NUPEC (日本) は共同で、高減速のフル MOX 炉心を対象とした臨界実験 MISTRAL 計画を行っており、この試験の概要も GLOBAL'97 で報告された。この試験では炉心全部を MOX 燃料で構成し、減速材と燃料の原子数割合も軽水炉炉心を模擬したものとなっている。測定内容についても、FCA や MASURCA で高速炉体系を対象にベンチマーク測定された手法による  $\beta$  eff 測定も含まれており、炉物理的に興味深いところである。

#### [Pu マルチリサイクル]

軽水炉での Pu 利用を拡大するテーマにマルチリサイクルがある。これに関しては、濃縮ウランをベースとした MOX 燃料を用いる検討がフランスの CEA、EdF、COGEMA からそれぞれ 1 件ずつ発表された。濃縮ウランをベースとすることで、マルチリサイクルによって生じる Pu 組成の劣化や所要富化度の増加を緩和するものである。発表では、マルチリサイクルによる Pu 組成、所要富化度、反応度係数 (温度係数、ボイド係数)、廃棄物中の Pu と MA の radiotoxicity、経済性などへの影響を報告している。

また、OECD の WPPR (Pu リサイクル炉物理 WG) を中心に、軽水炉での Pu 利用に関する核計算コードと核データライブラリの国際ベンチマークが行われており、今回は Pu マルチリサイクルのベンチマークの結果を報告していた。各機関の計算結果の一致は以前のベンチマークに比べて格段に良くなっており、マルチリサイクルについても評価可能であると結論している。

#### [雑感]

GLOBAL という会議の名にふさわしく、炉物理に関係した一部を聴講した範囲でも MISTRAL、CIRANO、Pu リサイクルに関する国際ベンチマークなど、共通の課題に向かった国際的な協力が進められた発表がなされていた。国際協力は更に発展させるべきと思うが、一方では試験や実験が国外で実施されて日本側の寄与は人的や資金的な面に限られるという傾向にならないかが心配である。計算の精度は大幅に向上したが、その信頼性を保証する実験自体を軽視することは問題と思われる。

この文章を書いているところへ学会誌の 4 月号が届き、特集記事として「臨界実験装

置の現状と将来利用」が掲載されていた。TCAのような施設の保持にも危機感を持つ状況は、炉物理の関係者として強く反省しなければならない。軽水炉が21世紀もかなりの長期にわたって使用される状況では、個々の施設をどうするかという観点でなく、斬新な燃料や炉心の研究に対する臨界実験、照射試験、実証試験の施設について日本全体の方針を持つべきと思う。

[参考]

GLOBALという会議は範囲が広く、全体を概観することは困難である。GLOBALについては、以下のような資料等で内容が報告されている。

- ・原子力 eye 1998年1月号 pp 53~57
- ・動燃の公開資料 「GLOBAL'97 燃料サイクル関係の概要報告」
- ・消滅処理工学研究専門委員会での分野別の報告
- ・核データニュース No.59 pp 6~9

## 〈第30回炉物理夏期セミナー予告〉

### 「第30回 炉物理夏期セミナー」

日時；1998年7月29日(水)，30日(木)，31日(金)

場所；横浜市京浜急行上大岡駅ビル隣接 ウィリング横浜

(横浜市の研修・宿泊施設利用)

横浜市南区上大岡西1丁目6番1号ゆめおおおかオフィスタワー内

(Tel;045-847-6666, Fax;045-847-6676)

募集；70名(研修室規模/1日あたり)

テーマ

- (1) 原子力プラント保守技術・寿命評価に係わる炉物理的の現状と課題  
―― 材料照射効果に関する炉物理の応用 ――
- (2) プルトニウム利用炉の炉物理の現状と今後の方向

### プログラム案

7月29日

12:00 現地受付開始

13:00 開校式

セミナー

- (1) 原子力プラント保守技術・寿命評価に係わる炉物理的の現状と課題  
13:15～ 材料への照射効果の素過程(暫定) (東大工) 関村直人氏  
14:15～ 「構造材料への中性子・ガンマ線照射量予測計算法・予測精度(暫定)」  
(原研) 坂本幸夫氏  
15:15～ 「压力容器材料健全性監視の現状(仮)」 (MHI) 富松 実氏

(2) トピックス講演(1)

16:15～ 「微生物によるプルトニウムの捕集」 (原研) 北辻章浩氏

17:15 第1日目終了

懇親会(17:30移動;18:30頃から)

横浜バイクルーズ(マリンシャトルビアガーデン) 予定

7月30日

セミナー

(3) 原子力プラント保守技術・寿命評価に係わる炉物理的の現状と課題

9:00～ 「原子炉ドジメトリーの現状と研究開発(仮)」 (PNC) 鈴木惣十氏

10:00～ 「ドジメトリー断面積の現状と今後 (仮)」 (京大炉) 小林捷平氏

(4) トピックス講演 (2)

11:00～ 「JMOX燃料開発状況 (暫定)」 (東電) 鈴木一弘氏

12:00～13:00 昼休み

セミナー

(5) プルトニウム利用炉の炉物理の現状と今後の方向

13:00～ 「フルMOX炉心模擬試験について (暫定)」 (NUPEC) 山本 徹氏

14:30～ 「高転換軽水炉の炉物理と最近のFCAトピックス (暫定)」 (原研) 大杉俊隆氏

16:00～ 「高速炉系の予測精度と燃焼感度解析 (暫定)」 (PNC) 石川 真氏

17:30 第2日目終了

19:00～ (若手研究会)

7月31日

セミナー

(6) プルトニウム利用炉の炉物理の現状と今後の方向 (つづき)

9:00～ 「高燃焼度炉心における高次アクチニド燃焼の課題 (仮)」 (原研) 高野秀機氏

10:30～ 「最近の炉設計解析法の開発トピックス1 (仮)」 (暫定) (東芝) 山本宗也氏

11:30～12:30 昼休み

12:30～ 「最近の炉設計解析法の開発トピックス2 (仮)」 (日立) 丸山博見氏

13:30～ 「最近の炉設計解析法の開発トピックス3 (仮)」 (三菱重工) 田原義寿氏

14:30～ 「新しい計算法によるMOX燃料核特性評価 (仮)」 (阪大工) 竹田敏一氏

16:00 閉校式

(講演の順序などは変更の場合があります。講師の方々と調整)

参加費 (テキスト代含む)

炉物理部会員 6,500円、学会正会員 8,000円、学会非会員 10,000円

学生部会員 3,000円、学生正会員 4,000円、学生非会員 5,000円

宿泊費; 1部屋の利用人数 1泊利用料金 (消費税込み、食事なし)

1名 7500円

2名 6300円

3名 5000円

4名 4000円

希望部屋とともに、申し込んでください。希望人数により調整させていただきます。グループで申し込む場合はその旨を連絡ください。宿泊費用は事前に振り込んでいただいた場合は、調整させていただくことがありますので、ご承知おきください。



食事；宿泊場所でも、予約により食事はとれますが、基本的には、周辺で各自とっていただく予定です。利用施設のレストラン「AMI」料金

朝食 7:00 ~ 9:00 840円

昼食 11:00 ~ 14:00 840円

夜食 17:00 ~ 21:00 2100円

食事予約希望の方は、申し込みとともにその旨連絡ください。

懇親会費用；5000円程度（調査中）

申し込み期限；6月30日（先着順）

申し込み方法；下記まで、所定の項目を記入のうえ、郵送、FAX、E-mailなどで連絡ください。

氏名、所属、連絡先（Tel,Fax,E-mail）、参加日、  
宿泊希望、食事予約希望のある場合はその指定。  
懇親会参加予定の有無、若手研究会への参加の有無  
参加費は前金で、下記に振り込んでください。

振込口座

あさひ銀行保土ヶ谷支店（045-333-1365）

普通預金

口座番号 1101976

口座名義 炉物理夏期セミナー98 川島正俊

（長いですが全体を指定してください）

申し込み先・問い合わせ・連絡先

東芝原子力技術研究所

炉心燃料担当

川島 正俊

Tel;044-288-8133

Fax;044-270-1806

〒210-0862 川崎市川崎区浮島町 4-1

1

e-mail; kaw@sag.nel.rdc.toshiba.co.jp,

masatoshi.kawashima@toshiba.co.jp,

炉心燃料担当

三橋偉司

Tel;044-288-8127

Fax;044-270-1806

〒210-0862 川崎市川崎区浮島町 4-

mitsuha@rcg.nel.rdc.toshiba.co.jp

ishi.mitsubishi@toshiba.co.jp

H10年度セミナー小委員会

東芝 川島正俊

東芝 三橋偉司

## 〈委員会報告1〉

### 炉物理研究特別委員会「原子炉システム専門部会の活動」

原研 奥村 啓介

原子炉システム専門部会では、OECD/NEA/NSC での活動を報告すると共に、主として将来のエネルギーシステム、炉心解析法、炉物理実験に関する国内諸機関の最近の研究成果や今後の計画を紹介して頂いている。平成9年度部会は、27名の専門委員と13名のオブザーバーで構成され、第46回と第47回の計2回の会合が開催された。これらの会合では、以下のトピックスが取り上げられた。

第46回会合 (平成9年8月26日 原研本部第1会議室)

#### (1) NEA/NSC プルトニウム燃焼計算ベンチマーク (岩崎委員)

このベンチマークは、プルトニウムのPWRにおける多重リサイクルの効果と解析精度を確認するもので、NEA/NSCのWPPR-II(Working Party on the Physics of Plutonium Recycling and Innovative Fuel Cycles, Phase-II)の活動の一環として行われた。Phase-IIでは、2種類の減速材対燃料体積比(2.0、3.5)のPWR格子においてプルトニウムの多重リサイクル燃焼計算を実施し、プルトニウム燃焼量、MA蓄積量、動特性パラメータへの影響、廃棄物の放射性毒性などを評価している。なお、一連の成果はGLOBAL'97に発表された他、詳細については、OECD/NEA公開レポート(Physics of Plutonium Recycling, Vol.6)にまとめられる予定である。また、数値データはCD-ROMにより配布される。

#### (2) NEA/NSC ピンパワーベンチマーク (奥村委員)

本ベンチマークは、ウラン燃料集合体とMOX燃料集合体が混在する炉心体系において、燃料ピン単位の出力分布の計算精度を確認するために行われたものである。ベンチマークの経緯、問題の仕様、参加機関の計算手法、及び計算結果が紹介された。最終的に9ヶ国、11機関がPhase-IIベンチマークに参加し、日本からは、原研が連続エネルギーモンテカルロ法と拡散ノード法による2種類の計算結果を提出している。ベンチマーク問題として設定された炉心サイズが小さいために、詳細メッシュ輸送計算法による参加が目立ち、逆に現設計コードの主流である近代ノード法とピンパワー再構成法による参加が少ないという残念な結果に終わった。なお、ベンチマーク

計算結果は、OECD/NEA 公開レポートにまとめられる予定である。

(3) 「計算誤差間接推定法」の理論と適用例 —考え方を中心として—

(原研 桜井淳氏)

計算誤差間接推定法とは、直接測定することが不可能な物理量の計算誤差を、測定可能な物理量とそれに対応する計算値を利用して間接的に推定する方法である。本方法に関するこれまでの研究の経緯、理論の概要、未臨界度評価における同理論の適用例、今後の展開などが紹介された。

中性子源増倍法、指数実験法、パルス中性子法などによる未臨界度測定においては、直接測定可能な計数率等の測定精度を、通常は1%程度におさえることができる。しかしながら、これを反応度に変換するためのパラメータに、実効遅発中性子割合の誤差(約6%)が含まれるため、実験値として得られる反応度には6%程度のバイアスが最終的に見込まれる。計算誤差間接推定法では、時間依存問題に対応したモンテカルロコード等を使用して、直接測定可能な量(例えばパルス中性子法では即発中性子減衰定数)の計算値を求め、測定値との相関を得ることにより、目的とする未臨界度の計算値の誤差を精度良く評価することが可能となる。

第47回会合 (平成10年2月3日 原研本部第1会議室)

(1) 温暖化と原子力エネルギー戦略

(原研 佐藤治氏)

温暖化にともなう気候変動問題の概要、モデル計算による今後の気候変動予測、政府間パネルや国連枠組み条約における協議内容や取り決めについて報告された。また、こうした諸情勢を踏まえて、今後の原子力がどうあるべきかについて、以下のような検討結果が示された。

温暖化の影響を緩和するには早期に大幅な削減が必要とされており、2010年以降の削減規模と削減方法に関する検討が課題となっている。そこで、我が国の2050年までのエネルギー需給と二酸化炭素の排出削減ポテンシャルを検討した。その結果、今後原子力利用を行わない場合には、たとえ天然ガス利用を大幅に拡大しても、排出量を1990年水準以下に削減するのは困難との結論を得た。一方、世界全体に関する分析例を比較検討すると、来世紀のエネルギー需給に関しては専門家の間で見解の違いが大きいものの、原子力の利用拡大の可能性には概して悲観的である。したがって、原子力利用の拡大のためには、長期エネルギー戦略の確立と原子力の再評価、グロー

バルな視点での技術開発の推進、炉型・燃料サイクルに関する多様な選択肢を維持することが重要であると言える。

## (2) 核平衡システム

(関本委員)

先ず、未来核平衡状態についての説明とそれを研究する意義が述べられた。次にこの状態を記述するための簡潔な線形方程式が示され、これによって平衡核種数密度が計算されること、及びその密度から中性子経済評価ができることが述べられた。具体的な解析において、熱炉では天然ウランやトリウムを全てエネルギーとして利用できないが、高速炉では可能ということが、核平衡の視点から示された。この解析ではシステムが放射性毒性を生産しているか、消滅しているかを明確に示すことができる。また、アクチノイドを全て燃焼させるなら、最終生成物であるFPの毒性は消滅した天然ウランの毒性より小さくなることが示された。但し、この条件を満たすには、アクチノイドの漏れを非常に少なくしなければならない ( $\sim 10^{-6}$ )。

## (3) NEA/NSC ベンチマーク会合報告

(奥村委員)

1997年11月、OECD/NEA(パリ)において開催された、3つの会合での議事について報告された。(a)第3回ピンパワーベンチマーク専門家会合では、本ベンチマーク活動の終了が決定された。(b)第7回WPPR会合では、VENUS-2臨界実験解析とBWR燃料集合体の解析が、新たなベンチマーク問題として採択された。(c)プルトニウム処分に関するアドホック会合では、米露が推進する既存炉(PWR、BWR、VVER-1000、BN-600)による兵器級プルトニウム処分に関する研究に、OECD/NEAの理解と技術協力が求められた。これを受け、タスクフォース「TFRPD; Task Force on Reactor-Based Plutonium Disposition」の新設がNEA/NSC本会合に提案される。

## 〈委員会報告 2〉

### 「原子炉炉心計算法の高度化」研究専門委員会 平成9年度活動報告

大阪大学 竹田 敏一

本委員会は、各炉型で用いられている既存の解析手法間の比較検討、モンテカルロ法と決定論的手法の相互比較、炉心計算の並列演算とベクトル演算の検討を通して、今後の研究課題を明らかにすることを目的として、1997年4月に発足し、現在42名の委員で活動を行っている。

第1回会合(6月2日開催)では、まず竹田主査から本委員会の設立趣旨についての説明がなされた後、炉心計算手法高度化へのニーズについて検討がなされた。具体的な炉心計算手法高度化へのニーズとしては、発電コスト削減や運転期間変更などに柔軟に対応できること、発電プラントの安全解析・炉心計算・炉心監視あるいは核・熱・燃料・安全解析を包括的に扱えること、MOX燃料や高燃焼度燃料といった将来燃料にも対応でき複雑な炉心形状を取り扱えることがニーズとして指摘された。そして計算コードには更なる計算精度の向上・計算速度の高速化・使いやすさ・拡張性の良さが望まれること、また計算コードの開発においては計算機的能力向上を見据えた開発が必要であることなどの指摘がなされ、計算機のパフォーマンス向上の予測や計算機技術関連についての多くの議論がなされた。

第2回会合(9月12日開催)では第1回会合の内容をふまえ、計算機のハード・ソフト両面での発達や利用に関して検討した。現在稼働している逐次処理型・ベクトル処理型・並列処理型の計算機の比較と、それらの計算機の発達、および計算機の発達にあわせた利用技術開発上の問題点、さらにその問題点の緩和方法の紹介がなされた。またプロセッサの種類・プロセッサの高速化技術・計算機システムといったハードウェア技術の発達や、コンパイラ技術・並列処理・オブジェクト指向方法論といったソフトウェア技術の発達と、今後の技術開発動向などについての指摘がなされた。データ処理方法・メモリタイプによるスーパーコンピュータの分類、スーパーコンピュータであるベクトル計算機や並列計算機を用いた具体的な計算例とともにスーパーコンピュータを利用する上での問題点なども指摘された。そして、ベクトル化と並列化でどちらが一般的に汎用か、また計算機の種類が増大した場合に公開する計算コ

ードの汎用性はどのように確保されるのか、等についての質疑がなされた。

第3回会合(12月16日開催)では、実際に炉心解析に使用されている計算コードシステムおよびその計算コードシステムに対する MOX 燃料対応のための改良点や VIP ベンチマーク実験への適用例、また炉心燃料一体型解析システムの将来像などのシステム高度化計画や、並列処理型モンテカルロ核特性解析プログラム開発の現状などが報告された。さらにドップラー反応度の解析法として、軽水炉燃料内の自己遮蔽因子と温度の空間依存性を正確に扱ったマルチバンド法による解析が均質モデルの場合に較べて 20%小さいこと、この傾向が連続エネルギーモンテカルロコードで解析した場合でも同様であることが指摘された。輸送計算での不連続因子計算法、またモンテカルロ法での統計精度・燃焼計算精度などについて質疑がなされた。

第4回会合(3月18日開催)では、まず一般化摂動論を用いた断面積感度解析の原理とその適用例・感度解析の効用について、また実効断面積で行っていた断面積アジャストメントを個々の共鳴パラメータに拡張する試みについての紹介とその誤差評価について報告された。またマルチバンド法の原理とその適用例として、軽水炉ピンセル計算、集合体非均質計算、また高速炉のブランケット領域で方向依存全断面積を用いた結果の報告、さらに自己遮蔽因子の空間依存性を考慮する Stoker/Weiss の方法を用いた高速計算手法の紹介がなされ、各報告に対して活発な議論がなされた。

以上に述べたように、昨年度は4回の会合を行い、炉心計算手法高度化へのニーズについての検討、計算機のハード・ソフト両面での発達や利用の現状、既存の解析手法間の比較や解析手法の改良などの検討が行われた。平成10年度も9年度と同様の頻度で委員会が開催される予定である。

本研究専門委員会を通し、原子炉高度化に伴う炉心複雑化を正確に取り扱える手法の提案・確立を目的として将来の原子炉計算法の精度向上を図る。

今後、種々の組織からの本委員会へのより多くの参加・発表をお願いしたい。

### 〈委員会報告3〉

## 「原子力と先端技術」研究専門委員会 平成9年度活動報告

本委員会は森千鶴夫(名大・工)を主査として、中部地区の原子力関連分野の活動を活性化する目的で、「原子力への先端技術応用」研究専門委員会を引き継ぐ形で設置され、平成9年度が2年目の最終年度に当たっている。今年度は、恒例の夏のシンポジウムと、研究専門委員会を各1回開催した。

今年度のシンポジウムは、原子力の社会的受容性の強化を柱として活動を行っている、日本原子力学会中部支部の「原子力エネルギーシステム研究委員会」と合同で、平成9年8月21日、22日に開催した。2日間で8件と盛りだくさんの講演を頂いが、安全性、事故、防災科学に関連する話題と、中部地区の研究拠点を目指して始動を始めた研究機関の紹介を今回の柱とした。毎年夏、しかも暑い名古屋で開催されるシンポジウムではあるが、年を重ねるに連れて評価も定まり、中部地区の研究専門委員会の恒例行事として定着した感がある。以下に当日の演題を掲げておく。

(1)原子力の安全について(前日本原子力学会会長・内藤奎爾)、(2)エネルギーに関する研究機関を拠点にした地域振興(若狭湾エネルギー研究センター・垣花秀武)、(3)名古屋大学工学研究科大学院重点化の目指すもの(名大大学院工学研究科・稲垣康善)、(4)防災科学と事故原因の究明(消防庁・長谷川和俊)、(5)動燃東海事業所における放射線管理計測技術の現状(動燃安全管理部・石黒秀治)、(6)放射線ホルミシス(電力中研・石田健二)、(7)原子力における計算科学(原研・計算科学技術推進センター・蕪木英雄)、(8)原子力技術の先端性と波及効果(日立・加藤洋明)。

研究専門委員会は平成10年3月13日に開催した。この委員会では、原子力の原点である「ウラン」に焦点を絞って、次の3件の講演を頂いた。(1)海水中に溶存するウラン回収技術の現状(原研・高崎研・須郷高信)では、放射線グラフト重合合法により海水との接触効率が高く、海洋環境に対する耐久性に優れたウラン捕集材を新たに開発し、海水からのウラン回収が工業的に成り立つ所まで来たとの報告があった。新しい素材が新しい産業を創成する例として大変興味深く、活発な質疑応答があった。

また(2)微生物によるウラン・プルトニウムの捕集(東和大学・工・坂口孝司)では、微生物を利用したウラン捕集の豊富な研究実績が紹介された。ウランを含む廃水処理に利用できる可能性がうかがえて、今後の展開が注目される。さらに(3)ウランおよび貴金属含有化合物の熱電特性(名大・工・有田裕二、松井恒雄、動燃・東海・明珍宗孝)では、熱電材料としてウランや核分裂生成貴金属の化合物に着目した基礎研究の一端が紹介された。

本委員会は今年度が最終年度であったが、平成10年度から2年間の延長が認められた。新しい主査に松井恒雄(名大・工)を迎え、活動を続けることになっている。

(文責 名古屋大学大学院工学研究科原子核工学専攻・山根義宏)

## 〈研究室だより1〉

### 武蔵工業大学の近況報告

#### 1. はじめに

平成8年度より、東芝の吉田正氏が本学自然系物理の教授に着任されて丁度2年が経ち、平成9年度より、日本原子力研究所の金子義彦氏が本学大学院原子力工学専攻及び原子力研究所の教授に着任されて丁度1年が経ち、本学の「核データ・炉物理」関係の教授陣が充実してきた。更に、これまで本学の原子力研究所に所属して、大学院原子力工学専攻の「原子炉工学研究室」で学生の指導に当たってきた相沢が平成9年度より、本学工学部に新設された「エネルギー基礎工学科」に移り、原子力研究所は兼務することになったが、大学院原子力工学専攻に加えて学部教育にも従事することになったので、今後の本学における「核データ・炉物理」関係の研究教育体制について紹介したい。

(相沢記)

#### 2. 吉田正教授研究室の研究教育の紹介

吉田は、昭和46年に当時まだ健在だったNAIGに入社してからの18年、一連の高速臨界実験の解析(FCA実験, Mozart計画, Jupiter計画)を中心に炉物理分野とかかわりをもってきた。その後、レーザーによる同位体分離プロセス研究にたずさわって、炉物理とは疎遠な時期が10年近くあったが、その間も、シグマ委員会のメンバーとして、核データ分野には一貫してかかわりを持ち続けている。2年まえに武蔵工業大学に移り、教育研究センターという組織に所属して、専門基礎とよばれる科目を担当している。たとえば今年度は、一年の物理学(内容は力学)と物理学実験、電子通信工学科2年の応用物理学、機械工学科3年の近代物理学をもっている。あとの二科目は、内容的に量子力学が中心になるので、レーザー同位体分離をきっかけに勉強した原子・光反応プロセスについての経験が、そのまま役だっている。コヒーレント光と原子の相互作用は、初等的な量子力学の、まさに絵に描いたように純粋な応用問題であった。

今のところ卒論等の学生はいないので、学外の方々との共同研究を活動の中心に据えている。原研と動燃の客員研究員に迎えていただき核データや崩壊熱の仕事をしていただく一方、東工大原子炉研の斉藤正樹先生のグループに仲間入りし、未来型燃料サイクルや宇宙炉の概念設計などでお手伝いをさせていただいている。武蔵工大と東工大は電車を使っても door-to-door で25分。斉藤研にはロシアからの学生さんたちもたくさんいて、異文化交流にくわえ、そのバイタリティーから多いに刺激を受けている。いず



れにせよ、企業時代とはまた違った観点からのレパトリーの拡大をはかっている最中である。また、ずっとかかわってきたF P崩壊熱の仕事の延長線上では、消滅処理や超高燃焼度化をにらみ、炉内の核種生成・消滅や遅発中性子発生などF Pに由来する核的事象の全てを、核分裂収率の評価にまできちんとさかのぼって統一的に高い精度で把握できるはず、と、シグマ委員会の崩壊熱評価ワーキンググループや遅発中性子ワーキンググループの仲間たちと夢を語っている。(吉田記)

### 3. 金子義彦教授研究室の研究教育の紹介

昨年の4月、日本原子力研究所から武蔵工業大学原子力研究所に移り1年になる。目下、修士1年生が2名、学部4年生が1名いる。これまで、平成8年度には客員教授としての指導から研究室第1号の修士(稲葉康一君)が誕生している。論文題目は、「小型高温ガス炉(固有安全炉)の特性に関する研究-臨界実験の評価-」であり、円環炉心の臨界実験は、高温ガス炉臨界実験装置(VHTRC)で、日本原子力研究所と共同で実施させていただいた。平成9年度には、研究室第2号の修士が続いた。論文題目は、「高温ガス炉の燃料温度の最適化と600MWt炉心の概念設計」である。これも、日本原子力研究所との共同研究の成果である。

研究活動は、高温ガス炉等の新型炉を対象に、炉特性をシステム工学的に把握し理解する方針で進めている。特に、平成10年度は、日本原子力研究所が建設を進めてきた高温工学試験研究炉(HTR)が臨界を迎えるので、これを支援しており、特定された基本課題の解決に当たっている。

担当授業科目は、大学院原子力工学専攻において、「核融合・核分裂特論1,2」を担当している。環境問題からの原子力の視点と評価、加速器の工学を含めて講義している。また、学部の電気電子工学科では、「原子力工学」の講義を今年から始めた。(金子記)

### 4. 相沢乙彦教授研究室の研究教育の紹介

ご承知の通り、平成元年12月に武蔵工大炉(TRIGA、100kW)が原子炉タンクの水漏れが原因で停止してから、原子炉を使った実験が出来なくなり、ワークステーションを使った解析的研究が主となっている。実験に関しては、KUCAの共同研究を利用して、阪大の竹田敏一教授や京大炉の代谷誠治教授等と共に、色々な実験に挑戦している。平成10年度は、私の研究室は修士2年生、修士1年生、学部4年生が各1名ずつの合計3名である。因みに、平成9年度は合計6名であり、3名の修士論文を指導した。それらの論文題目は以下の通りである。

- (1) 軽水炉使用済燃料の「ふげん」への直接利用に関する研究 (加藤友章君)
- (2) トリウム燃料の現行型軽水炉への適用に関する基礎的研究 (櫛引 豪君)
- (3) 武蔵工大炉における熱外中性子医療用照射場の設計に関する研究 (杉本大輔君)

さて、担当授業科目の紹介としては、まず大学院原子力工学専攻では、「原子炉工学特論 1」、「原子炉実験法特論」の週2コマを前期で担当して、原子炉理論と実験法の講義を行っている。特に、これまで本学の大学院原子力工学専攻には対応した学部が存在しなかったため、電気電子工学科や機械工学科の卒業生が入学しており、レベルを上げるのに週2コマの授業が必要であった。しかし、最初に述べたように平成9年度から工学部に「エネルギー基礎工学科」が新設され、その中に「原子エネルギー工学」という学目群があるので、3年後からその卒業生が進学してくると、大学院の授業内容も多少変更する必要があるかも知れない。因みに、エネルギー基礎工学科の2年次後期から3年次に「原子炉工学」、「原子炉理論」、「原子炉物理」の連続講義を私が担当することになっている。

(相沢記)

## 〈研究室だより2〉

### 日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部 炉物理研究室

#### 1. はじめに

原研では、これまでの原子炉工学部、材料研究部、燃料研究部と原子力船開発室が整理統合され、エネルギーシステム研究部と物質科学研究部が、平成10年4月9日に発足した。エネルギーシステム研究部では、原子炉・燃料サイクル・環境等を含めた総合的観点から、将来のエネルギーシステムの構築を目指す。このエネルギーシステム研究部は、炉物理研究室を含む13の研究室と核データセンター及び炉工学実験施設管理室から成る。

炉物理研究室は、高速炉物理研究室 (FCA を用いた炉物理実験とその解析) と炉物理実験研究室 (VHTRC を用いた炉物理実験とその解析) が、平成7年度に合併して、発足した。この合併により、我が国における水平2分割型臨界集合体を用いた炉物理実験とその解析を一手に行う研究室となり、熱中性子エネルギー領域から高速中性子エネルギー領域までの範囲を取り扱うようになった。さらに、平成10年度、上述の統合によって旧センシング研究室の一部が加わった。現在、12名で構成されている。

#### 2. 研究テーマ

これまでの研究内容を振り返ると、臨界実験装置を用いて、(1) 新型炉の炉心設計に必要な核特性の検証と予測精度評価、(2) データ&メソッド評価に必要な基礎的積分データの取得に大別できる。(1) では、概念設計や具体的な炉心設計に基づく模擬炉心を構築して、その炉心特性、反応度機構の効果等を検証するとともに、その設計手法の予測精度を評価する。一方、(2) では、核データ評価、反応度効果等の計算手法の評価とそれに関わる現象について詳細な検討を行う。

現在、炉物理研究室では、以下の4つの研究テーマに取り組んでいる。

##### (1) 新型炉の核特性の研究

TRU 核種 (含 Pu) の効率的な燃焼や炉心の安全性向上を目指して概念検討された新型炉の核特性を、臨界実験を通して評価するとともに、更なる検討に必要な信頼性のある積分実験データを取得して、新型炉の核特性計算予測精度の評価・向上に役立てる。

FCA を用いた窒化物燃料高速炉の核特性に係わる模擬実験を行うとともに、窒化物燃料 GCFR について、今日の技術を反映した検討を行い、新たな非 Na 高速炉を模索する。

##### (2) 高速炉の反応度特性の研究

国の安全研究年次計画に基づいて、高速炉等での異常時過渡事象における炉心固有の反応度フィードバック係数の評価とその予測精度の向上に必要な炉物理パラメータを測定し、その実験解析を通して計算精度評価及び精度向上のための解析手法について検討する。

また、安全裕度を高めた新概念に基づく反応度係数改善機構について、実験による定量的な評価と印可反応度の予測精度の検証を行う。

前者の反応度フィードバック係数では、Na ボイド効果、ドップラー効果、膨張効果等を対象としている。後者に関しては、日本原子力発電（原電）との共同実験として、実証炉で採用予定のガス膨張モジュール（GEM）反応度機構の実験的検証と計算精度の評価を行う。

また、これまで実施してきた国際  $\beta$  eff ベンチマーク実験結果から、 $\beta$  eff の予測精度を評価し、感度解析から主要燃料核種の遅発中性子核データの信頼性の向上を図る。この結果は、近く公表の予定である。

### (3) TRU消滅処理特性の研究

消滅処理技術の工学的検討に役立てようと、信頼性の高いマイナーアクチニド（MA）核データベースの構築に必要な積分実験を行う。また、消滅処理技術の有力候補である加速器駆動炉について、概念成立性の検討と特性評価に必要な基礎的な項目に関する実験を行う。具体的には、系統的に組成が変化する体系を構築して、MA 核種の反応度値・MA 核種の反応率比・MA 消滅炉の反応度特性の評価に重要な Np、Tc 等のドップラー効果を測定する MA 積分実験と、未臨界度・MA 装荷領域でのスペクトルインデクス・MA 核種の反応率分布等を測定する加速器駆動炉の炉物理実験を計画している。

### (4) 内蔵放射能非破壊測定技術の開発研究

TRU を含む  $\alpha$  廃棄物処分において重要な、カテゴリー（浅地処分または深地処分）への仕分けに役立つように、非破壊測定を利用した仕分け方法についての研究である。測定には、ガンマ線 CT とアクティブ中性子法を組み合わせる。すなわち、ガンマ線 CT によって、廃棄物雑固体の内部情報（固体構成物質の密度分布及びガンマ線放出核種分布）を得る。一方、アクティブ中性子法では、加速器から発せられたパルス状中性子と廃棄物中の TRU 核種との核分裂反応によって発生する中性子を測定して、廃棄物中に含有される核分裂性核種を定量する。この手法で、より高精度、高感度の TRU 廃棄物非破壊計測技術と高信頼濃度決定法の確立を目指している。

## 3. おわりに

世界的にみて、臨界集合体は存亡の危機に瀕している。当研究室が関わる臨界集合体もその例外ではなく、VHTRC は、所期の目的を達成したとして停止中である。FCA については、その特徴と機能を活かして、

### *Flexible, Creative, Aggressive*

を合い言葉に炉物理実験を追求していこうと考えている。その意味で、加速器駆動炉での炉物理実験の実施や、エネルギースペクトルの拡張など、中性子等の輸送と核反応に関わる研究に積極的に取り組んでいく。一方、これまで培った測定技術のブラッシュアップも怠らず、「*Reactor Physics Experiments, on Demand!*」の看板を堅持していこうと考えている。

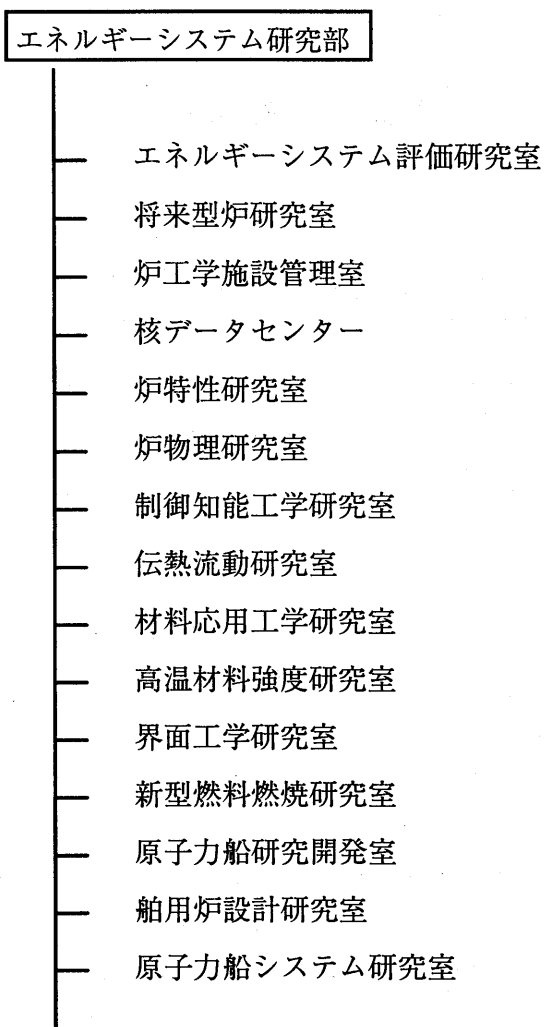
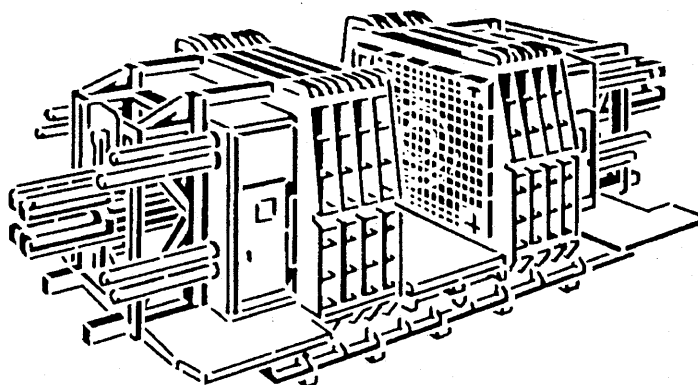


図 エネルギーシステム研究部の構成



v (平成10年4月15日 岡嶋成晃 記)

## 〈研究室だより3〉

### (株) 原子力エンジニアリング 技術部

川本忠男

(株) 原子力エンジニアリング (Nuclear Engineering, Ltd.略称 NEL) は 1985 年に設立され、主に関西電力 (株) の原子力関連業務に従事しています。出資比率は、関西電力 (株) : 50%、原子燃料工業 (株) : 40%、(株) 日本総合研究所 : 10%となっています。NEL 技術部は、PWR の炉心設計・管理を主要業務としています。ここでは、炉物理に関連する NEL 技術部の業務を中心に紹介させていただきます。

#### 1. NEL 技術部の業務

当部は、関西電力所有の全 PWR 11 基について、中長期的な燃料取替計画を策定すると共に、各炉心の定検前に使用燃料構成および基本的な燃料装荷パターンを決定する、基本設計を実施しています。この基本設計は、原子炉の燃料コストに影響を与える業務です。更に、11 基の内、年間 3~4 基については、燃料装荷パターンの最終決定や詳細な炉心特性評価を行う詳細設計、および起動時の炉物理検査を担当しております。また、当部では、PWR 核設計に関連して、次世代 MOX 燃料や超高燃焼度燃料の概念設計、長期サイクル運転の経済性評価、マイナー・アクチニド (MA) の消滅処理等の解析評価研究を行っています。この他、炉雑音解析による炉心状態の診断技術の開発、確率論的安全評価 (PSA) の業務にも力を入れています。ここでは、炉物理に関係が深い炉心設計について、もう少し詳しくご紹介したいと思います。

#### 2. NEL 技術部における PWR 炉心設計

PWR は基本的にサブクール状態で運転されますので、BWR に比べて炉内の水密度分布および温度分布は単純であり、炉心設計における熱水力設計のウエイトが低く、炉物理のウエイトがより大きいと言えるでしょう。当部では、PWR 炉心設計に Studsvik 社 (現在の Studsvik Scandpower 社) が開発した CASMO/SIMULATE コードシステムを使用しています。CASMO は 2 次元集合体輸送計算コード、SIMULATE は近代ノード法に基づく 3 次元炉心計算コードです。1989 年にこのコードシステムを導入し、関西電力所有の全 PWR 11 基について実証計算を行い、現在実 PWR の炉心設計・管理を行うに至っています。実証計算にあたっては、日本の炉心管理の実状に合わせるため、Studsvik 社と協力して、可燃性毒物棒 (BPR) の再使用を取り扱うモデルおよび一時取出燃料の冷却効果を詳細に取り扱うモデルの開発を行いました。また、省力化・品質保証の観点から各種周辺コードを開発し、一連の炉心特性評価を自動的に解析するシステ

ムや、解析結果の編集・報告書作成の自動化に取り組んでいます。

### 3. NEL 技術部の PWR 炉心計算手法

我が国で従来から用いられていた商業炉炉心設計技術は、原子力技術と共に米国から導入されたものを基本としています。BWR の場合、炉心軸方向について非均質性が大きいことなどから、従来より3次元炉心計算が採用されていますが、PWR の場合、炉心軸方向についての非均質性が小さいことなどの理由により、従来は炉心計算を、燃料棒単位の径方向2次元計算と、炉心を径方向について均質化した軸方向1次元計算とに分けて行なっていました。燃料棒単位(詳細メッシュ)の3次元出力分布は、炉心径方向と軸方向の変数分離を仮定し、径方向出力分布と軸方向出力分布を合成することにより求めていました。しかし、炉心計算精度向上の観点からは、3次元炉心計算によって集合体の軸方向燃焼度分布を正確に取り扱うことが望ましく、また、部分長ガドリニア入り燃料や軸方向ブランケット燃料の採用等の、将来的な PWR 炉心の高度化に対応するためには、3次元炉心計算が必要となります。このような事情から、最近、我が国の PWR の核計算においても、近代ノード法に基づく3次元炉心計算コードの採用が一般的になりつつあります。

当部が使用する近代ノード法コード SIMULATE では、通常径方向に集合体を4ノード(2×2分割)、軸方向に20~30ノードに分割した3次元炉心計算を実施しています。すなわち、径方向については従来の詳細メッシュ2次元計算よりも粗いメッシュの取り扱いを行っているわけですが、ノード境界の中性子流が詳細メッシュ計算と同等となるように、ノード内の中性子束分布を考慮すると共に、中性子不連続因子を導入しています。また、集合体計算による局所相対出力分布とノード内の滑らかな出力分布を合成することにより燃料棒単位の3次元出力分布を計算(燃料棒出力再構成モデル)します。

### 4. MOX 燃料解析手法の開発

MOX 燃料を装荷する PWR においては、MOX 燃料とウラン燃料が狭い水ギャップを挟んで隣接するため、集合体境界付近の熱中性子束の大きな傾きや、中性子スペクトル干渉効果を詳細に考慮する必要が生じます。NEL 技術部では、Studsvik 社と協力し、MOX 燃料とウラン燃料集合体間の中性子挙動について検討を行ってきました。

現在の SIMULATE の MOX 燃料解析手法では、準解析的ノードモデル(P. Esser 他)やノード輸送モデル(K. Smith 他)によって、集合体境界付近での熱中性子流を詳細に取り扱うと共に、スペクトル干渉瞬時効果による2群核定数の局所的空間変化を考慮しており、高富化度 MOX 燃料臨界実験に対しても良好な燃料棒出力分布計算精度を得ています。

## 5. 次世代燃料の概念設計

当部ではまた、次世代 MOX 燃料の概念設計等の研究開発を行っています。MOX 燃料がウラン燃料と混在して炉心内側に装荷された場合、燃料健全性及び炉心の安全性を確保するため、場合により、MOX 燃料の出力ピーキングを可燃性毒物棒 (BPR) で抑制することがあります。放射性廃棄物となる使用済み BPR の蓄積を抑制するためには、新品の BPR の使用をできるだけ低減する必要があり、ガドリニア入りウラン燃料棒と MOX 燃料棒を組み合わせた、ガドリニア入り MOX 燃料集合体の核設計を行いました。その結果、ガドリニア入りウラン燃料棒を集合体外周部に配置することによって出力ピーキングを抑制することが可能であり、しかも、集合体内の富化度分割数の低減が可能であることを示すことができました。

この他にも、プルトニウムと共に超長半減期のマイナーアクチニド (MA) を既存の PWR へ集中装荷する超長寿命燃料の概念設計等を行っています。この研究では、MA を可燃性毒物として活用することによって、出力ピーキングを抑制しつつ、20~25wt% の高富化度の超長寿命燃料集合体をウラン燃料集合体と共存させて既存 PWR に装荷することが可能であり、MA 蓄積量の抑制、燃料取替体数の削減に有効であることを示すことができました。

## 6. 集合体計算手法の高度化

現在、NEL 技術部における PWR 炉心設計で使用している CASMO は、2次元集合体輸送計算モデルとして透過確率法が採用されています。この計算モデルでは、燃料セルは均質として取り扱われていますが、近年、Studsvik 社では任意の幾何形状に対して非均質で中性子輸送計算を実行することが可能である Characteristics 法を、CASMO の2次元集合体輸送計算モデルに採用しています。当部でも最新のモデルを導入し、実炉での検証計算を行っています。

また、Studsvik 社や大学研究室と協力して、マルチバンド法の適用による CASMO の共鳴計算手法の改良や、セル計算に Characteristics 法を採用することによる、燃料セル円筒近似に伴う計算誤差の低減、更には Characteristics 法とマルチバンド法を組み合わせ、複雑な体系を非均質に取り扱いながら、空間依存共鳴断面積を精度良く計算すること等の検討を実施しており、集合体計算手法の更なる高度化に取り組んでいます。

以上、簡単ではありますが、炉物理に関連する NEL 技術部の業務概要をご紹介します。今後とも、宜しくご指導お願い申し上げます。



〈事務局だより〉

1997年10月24日

第29回炉物理夏期セミナー収支報告書

参加者63名

日時:1997年7月28日(月)~7月30日(水)

場所:NTT北海道セミナーセンター(札幌)

収入

科目	金額(円)	内訳
参加費 (含、テキスト代金)	381,000	炉物理部会員 ¥6,000×25、学会正会員 ¥8,000×13、 学会非会員 ¥10,000×4、学生部会員 ¥3,000×6、 学生正会員 ¥4,000×6、学生非会員 ¥5,000×9
宿泊費(食事込)	628,150	
懇親会費	123,560	
見学会費	18,000	18名×¥1,000
広告料	270,000	9社×¥30,000
銀行利息	52	
炉物理部会基金	300,000	
合計	1,720,762	

支出

科目	金額(円)	内訳
宿泊費(食事込)	628,150	
懇親会費	123,560	
テキスト印刷費	378,315	
講師謝礼等	175,000	
通信費	18,715	
若手研究会補助費	13,320	
見学会費	18,000	
会場使用料	63,000	
学生参加者補助費	225,000	道外学生¥15,000×12、道内学生¥5,000×9
合計	1,643,060	

収支差額 77,702円

平成10年度炉物理部会運営委員

部会長	(1年)	北大	成田 正邦
副部会長	(1年)	アイル	青木 克忠
庶務幹事	(1年)	北大	沢村 晃子
財務小委員会	(1年)	九大	工藤 和彦 (留任)
	(2年)	日立	三田 敏男
編集小委員会	(1年)	日立	丸山 博見 (留任)
	(2年)	近畿大	橋本 憲吾
	(1年)	東北大	岩崎 智彦 (部会ホームページ担当)
セミナー小委員会	(1年)	東芝	川島 正俊
	(1年)	東芝	三橋 偉司
学術研究交流小委員会	(1年)	京大	小林 啓祐 (留任)
	(2年)	原研	大杉 俊隆
学生・若手小委員会	(1年)	阪大	北田 孝典 (留任)
	(2年)	原燃工	伊藤 卓也

運営委員会からのお願い

①炉物理部会のホームページについて

炉物理部会では、部会に関する最新情報や部会員同士の情報交換の場を提供するため、ホームページ (<http://rie.qse.tohoku.ac.jp/index.html>) を開設しています。これには、原子力学会のホームページからもアクセスできますので、ご活用ください。

また、炉物理部会のホームページについてのコメントやご意見がございましたら、編集小委員会 (部会ホームページ担当) までお知らせください。

②編集小委員会からのお願い

編集小委員会では、部会報原稿として、「部会員の声 (自由投稿欄) : 内容不問で、自由に投稿、意見を述べられる場」を常時募集しています。

連絡先：編集小委員 丸山博見 (Tel : 0294-53-3111、Fax : 0294-53-9583)

(E-mail : [hiromi@erl.hitachi.co.jp](mailto:hiromi@erl.hitachi.co.jp))

橋本憲吾 (Tel : 06-721-2332、Fax : 06-721-3743)

(ホームページ担当) 岩崎智彦 (Tel : 022-217-7910、Fax : 022-217-7910)

(E-mail : [tomo@rpl.nucle.tohoku.ac.jp](mailto:tomo@rpl.nucle.tohoku.ac.jp))

<編集後記>

執筆者の多くの方から電子メールで原稿を送っていただきましたが、ワープロソフトのバージョンが合わないことでお手数をお掛けしました。今後もこのようになるだろうと思いますが、フォーマットをきちんと設定してお願いしないと、編集したときにページに空白ができてしまったり、変に改行が入ったりと、かえって時間がかかることが分かりました。不慣れなため、反省ばかりですが、今後に活かしていきたいと思います。

末筆ながら、お忙しいなか執筆等でご協力頂いた方々に厚く御礼申し上げます。

丸山博見 記

「炉物理部会」平成9年度収支報告  
平成9年4月1日～平成10年3月31日

(単位：円)

収 入		備 考
前 年 度 繰 越 金	6,452,882	含古橋基金 1,865,942.-
会 費	397,500	
第29回夏期セミナーテキスト残部売上	16,655	@2,000×1冊(古橋基金へ繰入)
第29回夏期セミナー残金	77,702	
合 計	6,944,739	含古橋基金 1,882,597.-

支 出		備 考
会 議 費	47,337	総会(第8,9回)
通 信 費	67,788	会報, ニュースター, 他発送費
「 会 報 」 印 刷 費	157,500	第46号 300部
「ニュースター」印刷費	32,865	Vol.6,7 300部
雑 印 刷 費	1,000	コピー代
会 員 事 務 管 理 費	60,000	オフコンリース料(@5,000 × 12ヶ月)
第29回夏期セミナー補助金	300,000	
そ の 他	350,170	部会印代, ノートパソコン代
合 計	1,044,160	

平成10年度繰越金 5,900,579円 (含古橋基金 1,882,597.-)

## 「炉物理部会」規約

専門分野別研究部会規程(規程第11号)により、炉物理部会を本規約により設置し運営する。

### (目的)

第1条 炉物理部会(以下本部会)は、炉物理に関連する専門分野の研究活動を支援し、その発展に貢献することを目的とする。

### (部会員)

第2条 学会正会員及び学生会員は本部会員となる資格を有する。

第3条 本部会に参加を希望する会員は、所定の事項を記入した入会申込書に部会費を添えて、事務局に申し出る。なお、退会の際はその旨を事務局に通知する。

### (運営費、部会費)

第4条 本部会の運営費には、部会費、事業収入、寄付、その他をもってあてる。

第5条 運営費については、企画委員会を経て理事会に報告し、その承認を得ることとする。

### (総会)

第6条 総会を年1回以上開催し、本部会の事業、予算、運営等の重要事項について承認を得るものとする。

第7条 本部会の運営は、学会正会員の本部

会員より選ばれた部会長、副部会長各1名及び幹事若干名からなる運営委員会が行なう。運営委員の任期は別に定める。

第8条 事業の実施のため、運営委員会のもとに小委員会を設けることができる。

### (事業)

第9条 本部会は次の事業を行う。

- (1) 定期的に部会報を発行する。
- (2) 随時、技術情報提供等のためのニュースレター等を発行する。
- (3) 学会の学術講演会に積極的に参加する。
- (4) 関連する研究専門委員会、特別専門委員会等の活動を積極的に支援する。
- (5) 討論会、研究発表集会等を開催し、優秀な発表論文については、学会誌への投稿を積極的に奨励する。
- (6) 関連する国内外の学協会、諸機関との共催による研究集会の企画、実施を行い、国内および国外研究協力を積極的に進める。
- (7) 年1回以上、セミナーを開催する。
- (8) 炉物理の理解を一般に広めるため、随時、講演会、見学会等を開催する。
- (9) その他、適切な事業は随時、実施する。

### (変更)

第10条 本規約の変更は、運営委員会の決議に基づき、総会での承認を要する。

## 日本原子力学会「炉物理部会」内規

### 1. [趣旨]

この内規は、炉物理部会規約に基づき、炉物理部会（以下、本部会）の具体的な運営の方法について定めるものである。

### 2. [総会]

- (1) 本部会の総会を、年2回、学会春の年会及び秋の大会時に開催する。
- (2) 総会では、本部会の事業、予算、決算、運営に関する重要事項について、審議する。

### 3. [部会費]

本部会の部会費は、正会員及び学生会員につき、それぞれ年額1500円、1000円とする。尚、学生会員会費については、平成7年4月1日を以て、年間500円に減額する。

### 4. [運営委員会の構成]

本部会に次の役員からなる運営委員会をおく。

部会長	1名
副部会長	1名
幹事	若干名

### 5. [運営委員会の職務]

- (1) 運営委員会は、本部会の運営の中心となり、運営に関する事項を分担する。
- (2) 部会長は、本部会を代表し、本部会の業務を総括する。
- (3) 副部会長は、部会長を補佐し、部会長に支障があるときは部会長の職務を代行する。
- (4) 幹事は、庶務及び各小委員会委員長の職務を分掌する。
- (5) 各小委員会委員長は、各小委員会を統

括する。

- (6) 庶務幹事は、本部会運営の庶務を担当し、学会企画委員会等の窓口となる。

### 6. [運営委員会委員の選任]

- (1) 部会長、副部会長、及び幹事は、学会正会員の部会員の選挙で選ばれる。
- (2) 正副部会長の任期は、2年とする
- (3) 幹事の任期は2年とし、約半数を毎年改選する。

### 7. [小委員会]

- (1) 本部会の事業の実施のために、運営委員会のもとに、小委員会を設ける。
- (2) 部会長は学会正会員の部会員より、小委員会委員を委嘱する。
- (3) 運営委員は、小委員会委員を兼務できる。

### 8. [小委員会の活動]

当面、本部会に以下の小委員会を設置し、各事項を掌握、分担する。

- (1) 財務小委員会……健全な部会運営のための財源確保と支出を分担する。  
収入に関する事項
  - (1) 部会費
  - (2) 一般向け特別セミナー参加料
  - (3) 学術集会開催参加料
  - (4) 連合講演会予稿集販売
  - (5) セミナー資料集・啓蒙資料集販売
  - (6) 専門技術情報販売
  - (7) 寄付
  - (8) その他

支出に関する事項

- (1) 部会報出版
  - (2) ニュースレター発行
  - (3) 若手セミナー開催
  - (4) 学術交流経費
  - (5) 通信連絡事務経費
  - (6) その他
- (2) 編集小委員会……技術情報提供のため定期的に出版物の発行業務を行う。
- (1) 部会報出版
  - (2) ニュースレター発行
  - (3) 集会資料集、予稿集、資料集などの編集・発行
  - (4) その他
- (3) セミナー小委員会……会員を対象とした炉物理研究情報提供の企画・開催業務を行う。
- (1) セミナーの企画・開催
  - (2) セミナーテキスト・資料集の企画・作成
  - (3) その他
- (4) 学術研究交流小委員会
- (1) 国内連合学術集会の企画・開催

(2) 国外連合学術集会の企画・開催

(3) 対外協力事業の企画・実行

(4) その他

(5) 学生・若手小委員会……若手研究者及び学生の活動を企画実行する。また、若手・学生の入会を促進する。

(1) 若手セミナーの開催

(2) その他

9. [変更]

本内規の変更は、運営委員会の発議に基づき、総会での承認を要する。

付記

(1) 本内規は「平成6年日本原子力学会春の年会」における炉物理研究連絡会総会での議決を経て施行するものとする。

(2) 炉物理研究連絡会は、本内規の施行をもって廃止し、炉物理研究連絡会会員は、本部会会員となる。

(3) 炉物理研究連絡会の財源は本部会が引き継ぐ。

「炉物理部会」 会員名簿 (機関別)

○印は新入会員 会報No.46以降  
(計 266名 平成10年5月8日現在)

- |  |   |   |  |   |
|--|---|---|--|---|
| 清瀬 量 平<br>五藤 博<br>後藤 頼男<br>相山 一典<br>武田 栄一<br>築城 諒<br>中原 康明<br>西原 英晃<br>弘田 実弥<br>深井 佑造              | トンスキー グラジミール<br>根本 農史<br>龍 浩一   | 京都大学 (6名)<br>加藤 丈始<br>木村 逸郎<br>小林 啓祐<br>西原 健司<br>森島 信弘<br>山崎 朗  | 岡山理科大 (1名)<br>関谷 全   | 動燃事業団 (9名)<br>飯島 一敬<br>大木 繁夫<br>岡野 靖生<br>岡村 信明<br>重留 義章<br>白方 敬司<br>中村 詔隆<br>山口 隆司<br>若林 利男 |
| 北海道大学 (8名)<br>秋本 正文<br>板垣 正文<br>鬼柳 善明<br>○沢村 晃子<br>辻 雅司<br>成田 正邦<br>平賀 富士夫<br>松本 高明                | 東海大学 (5名)<br>朝岡 卓見<br>阪元 重康<br>砂子 克彦<br>中土井 昭三<br>永瀬 慎一郎  | 京都大学原子炉<br>実験所 (19名)<br>市原 千博<br>宇津呂 雄彦<br>宇根崎 博信<br>海老沢 徹治<br>神田 啓治<br>小林 捷平<br>小林 圭二<br>古林 圭徹<br>桜井 良憲<br>代谷 誠治<br>茶谷 良浩<br>中込 良廣<br>長谷 博友<br>○原田 正孝<br>下 哲仁<br>藤田 薫浩<br>三澤 顯毅<br>米田 憲司 | 吉備国際大学 (1名)<br>錦織 毅夫   | 電力中央研究所 (3名)<br>平岡 徹<br>松村 哲夫<br>横尾 健   |
| 東北大学 (8名)<br>岩崎 智彦<br>北村 正晴<br>○田部 高志<br>○夕井 ウィン<br>馬場 護弘<br>平川 直<br>○平野 豪<br>三浦 孝子                | 武蔵工業大学 (5名)<br>相沢 乙彦<br>加藤 友章<br>金子 義彦<br>松本 哲男<br>○吉田 正  | 大阪大学 (6名)<br>北田 孝典<br>○佐野 忠史<br>高橋 亮人<br>竹田 敏一<br>村田 勲<br>山本 敏久   | 東和大学 (1名)<br>片瀬 彬  | 原子力安全委員会 (1名)<br>住田 健二  |
| 東京大学 (10名)<br>岡 芳明<br>倉橋 智彦<br>近藤 駿介<br>高田 英治<br>○程 衛英<br>渡嘉敷 幹郎<br>土橋 和夫<br>中沢 正治<br>中塚 亨<br>向原 民 | 立教大学 (1名)<br>林 脩平   | 九州大学 (4名)<br>○阿知波 紀郎<br>石橋 健二<br>工藤 和彦<br>中島 秀紀   | 九州帝京短期大学 (1名)<br>大田 正男   | 電子技術総合研究所 (1名)<br>工藤 勝久   |
| 東京工業大学 (9名)<br>井頭 政之<br>小原 徹<br>北沢 日出男<br>白井 浩嗣<br>関本 博<br>立原 秀和                                   | 名古屋大学 (9名)<br>井口 哲夫<br>石谷 和己<br>○市瀬 潤<br>○伊藤 只行<br>○今井 富康<br>○親松 和浩<br>○片桐 康寛<br>古橋 貴之<br>山根 義宏 | 大分工業高専 (1名)<br>神田 幸則  | 日本原子力研究所 (36名)<br>秋濃 藤義<br>安藤 真樹<br>飯島 進<br>伊勢 武治<br>大井川 宏之<br>大杉 俊隆<br>大野 秋男<br>岡嶋 成晃<br>奥村 啓介<br>小田野 直光<br>久野 語輝<br>久黒 沢一<br>近藤 一育<br>佐藤 敏信<br>新藤 隆一<br>杉山 賢也<br>須山 泰樹<br>関野 浩機<br>曾野 秀一<br>高野 中俊<br>田中 本和<br>辻外 池幸<br>川川 正幸<br>中島 宏健<br>中野 佳洋<br>中野 美春<br>長尾 統一<br>藤村 洋<br>前川 祥次郎<br>松浦 元治<br>水本 武彦<br>向山 午伸<br>明森 貴正<br>山根 剛 | 原子力発電技術機構 (2名)<br>駒田 正興<br>芳賀 暢   |
|  | 名古屋工大 (1名)<br>梅野 正義   | 大阪国際女子短期<br>大学 (1名)<br>堀江 淳之助   | 吉備国際大学 (1名)<br>錦織 毅夫   | 放射線教育フォーラム (1名)<br>三木 良太  |
|  | 岐阜医療短大 (1名)<br>加藤 敏郎  |   | 東和大学 (1名)<br>片瀬 彬  | 放射線利用振興<br>協会 (1名)<br>土橋 敬一郎  |
|  | 岐阜大学 (1名)<br>岸田 邦治  |   | 東和大学 (1名)<br>片瀬 彬  | 日本原子力文化<br>振興財団 (1名)<br>大山 彰  |
|  | 愛知淑徳大学 (1名)<br>仁科 浩二郎   |   | 東和大学 (1名)<br>片瀬 彬  | エネルギー総合工学<br>研究所 (1名)<br>松井 一秋  |
|  | 近畿大学 (5名)<br>大沢 孝明<br>小川 喜弘<br>柴田 俊一<br>橋本 憲吾<br>堀口 哲男  |   | 東和大学 (1名)<br>片瀬 彬  | 核物質管理センター (1名)<br>古橋 晃  |

高度情報科学技術 研究機構 (4名) 飯島 勉 中村 知夫 能澤 正雄 吉田 弘幸	ANL (1名) 丁 政晴  アイ・イー・エー・ジャパン (1名) 末 広 祥一  アイテム技術サービス (2名) 青木 克忠 植田 精  石川島播磨重工業 (1名) 倉 重 哲雄  ウッドランド (1名) 梅 田 健太郎  エイ・ティ・エス (1名) ○荻谷 昇司  原子燃料工業 (6名) 井出 秀一 伊藤 卓也 景平 克志 巽 雅洋 ○山崎 正俊 ○山本 章夫  原子力安全システム 研究所 (1名) 西原 宏  (株)原子力エンジニアリング (1名) 川本 忠男  原子力エンジニアリング(株) (1名) 小林 岩夫	高速炉エンジニアリング (1名) 亀井 孝信  コンピュータソフト開発開発 (1名) 志賀 章郎  CRC総合研究所 (2名) 角谷 浩享 志子田 恵治  清水建設 (1名) 大石 晃嗣  情報数理研究所 (1名) 磯野 彬  住友原子力工業 (1名) 奥田 泰久  総合技術情報機構 (1名) 桂木 學  大洋テクノ (1名) 佐藤 秀雄  田丸屋 (1名) 望月 恵一  データ工学 (1名) 松延 廣幸  東芝 (17名) 安藤 良平 猪野 正典 馬野 琢也 川島 正敏 黒澤 正彦	小林 裕司 櫻井 俊吾 桜田 光一 瀧川 幸夫 中 隆文 野村 孜二 野本 昭二 肥田 和毅 松村 和彦 水田 宏 三橋 偉司 山本 宗也  東電設計 (1名) 遠藤 信隆  東電ソフトウェア (2名) 小坂 進矢 佐治 悦郎  ナイス (1名) 内藤 俣孝  日本アドバンステクノロジー (1名) 中野 正文  日本原燃 (1名) 須田 憲司  日本ニュークリアサービス (1名) ○中村 剛実  ニュークリア・デベロップメント (1名) 嶋田 昭一郎  日立エンジニアリング (1名) 山口 正男  日立製作所 (9名) 青山 肇男	内川 貞夫 大西 忠博 三田 敏男 瑞慶覧 篤 ○竹田 練三 別所 泰典 丸山 博見 三木 一克  日立造船 (1名) 山田 毅  フジタ (1名) 石川 敏夫  富士電機 (2名) 中村 久 安野 武彦  三井造船 (1名) 伊藤 大一郎  三菱重工業 (6名) 菅 太郎 木村 純 駒野 康男 千田 康英 田中 豊 田原 義壽  三菱総研 (2名) ○岩崎 裕典 ○金田 武司  三菱電機 (1名) 路次 安憲
若狭エネルギー研究センター (1名) 清水 彰直				
原子力システム研究 懇話会 (2名) 安 成 弘 大塚 益比古				
資源エネルギー庁 (1名) 居島 一仁				
防衛庁 (1名) 佐久間 雄平				
電源開発 (1名) 木下 豊				
海外再処理契約 委員会 (1名) 村田 尚之				
日本原子力発電 (4名) 植松 眞理 武田 充司 立松 篤 長沖 吉弘				
中部電力 (1名) 金井 英次				
東京電力 (2名) 市村 鋭一 高木 直行				