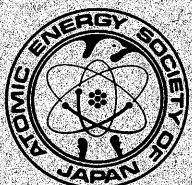


炉 物 理 の 研 究

(第 49 号)

2000年1月

巻頭言	青木克忠	1
〈炉物理部会企画セッション〉 軽水炉によるPu利用と炉物理の課題	大杉俊隆、岡 芳明、佐治悦郎、代谷誠治	4
〈2000年春の年会炉物理企画セッション予告〉	大杉俊隆	21
〈若手研究会報告〉	大井川宏之、平沢善孝、北野彰洋	22
〈委員会報告〉		
「炉物理研究委員会」のワーキングパーティー活動	岡嶋成晃	26
〈研究室だより〉		
1. 北海道大学原子力システム工学講座	島津洋一郎	28
2. 日本原子力研究所HTTR技術開発室	山下清信	30
3. 核燃料サイクル開発機構 敦賀本部	中島文明	34
〈共用標準炉物理コードシステム構築WG参加者の募集〉	奥村啓介、小林啓祐	38
〈国際会議に参加して〉		
第6回臨界安全性国際会議	中島 健	39
〈日本原子力学会・炉物理部会からのお知らせ〉		
1. 平成12年度運営委員会委員候補者		43
2. 「炉物理部会」内規の改定		44
☆事務局だより		
運営委員会からのお願い		46
編集後記		46
☆「炉物理部会」規約		47



(社)日本原子力学会

炉 物 理 部 会

卷頭言

これからの原子力と炉物理

アイテル技術サービス（株）

青木克忠

ここ半世紀の間に原子力発電は先進国を中心に定着し、世界の総発電設備容量は4億kWに近づこうとしている。しかし、この間に不幸な大惨事を経験し、また、今後の課題として放射性廃棄物の処理・処分の問題が残されている。このようなマイナスのイメージに左右されて、原子力開発に大きなブレーキがかかっているのが現状である。

一方、アジアの世紀といわれる21世紀まであと1年余となった現在、今後急激に増大するであろうエネルギー需要と地球環境の保護を考えれば、来世紀に向けて原子力の開発を益々推進しなければならないのは自明の理である。

さてここで、我々炉物理屋は今まで何をやって来て、今後何をなすべきかを考えて見たい。原子力に特有な現象（核反応や中性子の振舞いなど）を対象とする分野として炉物理は今まで中心的な役割を果たして来たし、今後も変わらないであろう。炉心・燃料の設計や炉の運転管理など、発電プラントの効率化や安全性の向上に貢献して来たし、その基礎となる核データや計算法の開発なども、世界的に見てもひけをとらない成果をあげてきていると思う。現在の軽水炉に関しては、プルサーマルも含めて炉物理分野での基本的な問題は残っていないといつても過言ではないであろう。

それでは、今后来世紀に向けて我々は何をなすべきか？ 原子力が世界中広範囲に普及することを念頭に考えて見たい。第一には、いうまでもなく安全性の確保、特に反応度事故が絶対に起こらないような方策を講じることである。炉の建設や燃料の製造あるいは炉の運転の段階でミスが起こらないとは保証できないのであるから、これらのミスをカバーできるような方策を講じておくのが、設計者あるいは炉物理屋の責任であると思う。切尔ノブイル事故の最大の原因はこの責任の欠如であった。この責任を果たすには、考えられるいろいろな状況下での炉の核熱水力、場合によっては構造も含めた、特性を充分に把握する必要があるであろう。研究炉とは異なり、大型炉の複雑な出力分布に配慮すべきであると

思う。

第二に増殖炉の行方である。来世紀の原子力を考える時、増殖能力の無い原子炉は殆ど魅力がないし、開発の意義は薄いと私は思う。また、増殖炉用の冷却材としてナトリウムを選んだのは決して悪い選択ではなかったと思う。ただ、Na技術に充分習熟する以前に大型炉を建設し、軽水炉並の経済性を得ようとあせったのがつまずきの元だったのではないだろうか？ 貴重な経験を基に「もんじゅ」の再起動が望まれるところである。

一方で、現状（核不拡散性、高レベル廃棄物処分の負担軽減、開発途上国での使用、経済性などの要求）を踏まえた上で、可能な冷却材（Na の他に、水、鉛、ガス、溶融塩など）や炉型（小型炉も含めて）をもう一度見直して見ようという機運が国内外に出てきているが、これは我々にとって大きなチャレンジであるし、またと無いチャンスである。増殖性と負の反応度係数という絶対的な条件を充たし、更に上記の括弧内の諸条件を充たす物を創出するのは容易なことではない。炉物理屋が中心になって他の分野の人々と充分な連携をとり、更には先進諸外国とも効率的な連携をとりながら進めることが是非必要だと私は考える。

第三には、これらの開発に必要な莫大な資金を負担する社会一般に対するPAの問題である。PAの要点は、原子力、特に放射能に対する漠然たる不安の払拭と開発の必要性であるが、「不安の払拭」に関しては相当な覚悟が必要である。まず、世論を操作しているジャーナリストを徹底的に教育する必要がある。例えば9月初旬の毎日新聞の社説に「きわめて危険な高レベル放射性廃棄物」という表現があったが、はたしてこの副詞と形容詞の用法は大新聞の社説として妥当であろうか？ 問題は記事の内容が正しいか否かよりも、形容詞や副詞の使い方である。上に示した用法が妥当でないということを論説員に悟ってもらうには、お互いに相当の忍耐が必要であろう。

「不安の払拭」と「原子力の必要性」を社会に向かってじっくりと堂々と説明するのも我々の大きな役目である。この意味で、最近原子力学会から出版された「原子力がひらく世紀」はまことにすばらしく、炉物理部会の先輩である仁科先生が編集委員長を務められたことは我々として大いに誇りにしたいところである。

以上、少々生意気なことまで書いてしまったような気がしますが許して下さい。

とにかく、世界第三位の原子力国で炉物理に魅力を感じながら生きて居られる

皆さん、今後も仲間を増やしながらより良い明日を目指して頑張りましょう。よろしくお願ひします。

追記

私は今（10月17日現在）原安協から「安全技術交流」の目的で派遣されてウクライナに滞在中ですが、前記の巻頭言の原稿を発送して間もなく日本のJCIOの事故を知りました。残念な事故で目をつぶりたい感じですが、事故についての感想を追加させて頂きます。

「日本の安全文化はすばらしい」と国内外で認められていたのが、並みの国であった、と思われてもしかたがないでしょう。事故を起こした会社の作業の実情や管理者の安全意識について少しでも知っていてこれに懸念を抱く原子力屋ならば、誰でも臨界事故の可能性を予測できたはずです。作業者、管理者、監督責任者の銘々が「危険性を感じていなかった」のが事故の最大の原因ですが、このような状態になってしまった背景には、経済性の追求の他に、馴れの問題と世代交代の問題があったと思います。我々炉物理屋としても、「日本で築いてきた高度の安全文化」をもう一度磨き直して、次世代や次世代あるいは外国に正しく伝える責任があります。

私も遅れ馳せながら、炉物理部会のメーリングシステムに登録してもらい、仁科先生、近藤先生をはじめ、熱心な先生方や部会員の皆様が事故の解析・評価に携わっておられる様子を見て感激しています。適当なタイミングをみはからつて、評価結果を信頼幅付きで内外に公表されることを期待しています。

当地（ウクライナ）の原子力屋達も事故への関心は高く、いろいろ聞かれますが、私がメールやネットで知り得た範囲でなるべく正確に伝えています。情報を良く知っている先生もいますが、ウランの濃縮度を知らない人も多く、大方の反応は「日本の安全文化はどこへ行ってしまったの?」、「日本のお偉いさん達は、チェルノブイル事故についてもっと強い关心を持つべきであった」などといったものです。今までの優等生が思わぬ大失敗をやらかして、かえって親近感が増えたように感じています。

被爆の激しかった3人の作業者の一刻も早い回復を祈りつつ筆を置きます。

<炉物理部会企画セッション>

1999年秋の大会：炉物理部会パネルディスカッションを企画して

当日の報告・討論の内容は、別項でのパネラーの報告等に譲り、ここではパネルディスカッションの企画を担当して感じたことを記してみたい。

炉物理部会が関与している春の年会、秋の大会時の企画セッションとしては、その時々の「特別講演会」の他、「(核データ・炉物理) 特別会合」がある。これらはそれなりに「議論の場の提供」という役割を果たしてきたが、部会会報誌「炉物理の研究」においても“炉物理とは”等の議論が交わされる昨今、炉物理に関連した特定のテーマについてより深く議論を煮詰めるべく、新たに「パネルディスカッション」が学術研究交流小委員会(小林委員(京大)、当時)により以下の様に企画されてきた。

第1回：(1998年春の大会) 「中性子寿命と平均反応距離」

第2回：(1998年秋の大会) 「臨界集合体の現状と将来利用、

今後果たすべき役割の検証と展望」

第3回：(1999年春の大会) 「共用炉物理コードシステムの構築」

今回(第4回)のテーマとして「軽水炉によるPu利用と炉物理の課題」が春の部会総会において採択された。これまでの3回のパネルディスカッションを通じて提起されたコメント、

- ・企画段階から会員の声を反映させる(ボトムアップによるテーマの発掘)、
- ・言いっぱなし、聞きっぱなしにしない(議論の継続性の確保)、

等を活かすべく、事前に部会のホームページ(HP)に概要を掲載し、コメント・討論を呼びかけた。

テーマの具体的な内容については、部会員の現在の興味を少しでも反映させるため、ほぼ同時期に進行中であった「炉物理委員会」のWPの設立に際して交わされた議論を参考にした。パネラーの人選に際しては、学会・部会内部での議論に限定せず各種の関連委員会で為されている議論を幅広く勘案してお願いすることとした。また、現在提案されているPu利用炉概念についての共通認識を関係者間で深め、報告・討論を効率的に進めるため、それぞれの炉の設計主体(代表としてメーカー3者)に資料・情報の提供をお願いした。

今回は上記の手続きに時間を要し、パネラーの報告内容の予稿集への掲載が間

に合わなかつたので、当日簡単なレジメを用意することとした。各パネラーの報告、話題提供は20分間(+10分間の小討論)と制限させて頂き、その代わり、総合討論の時間(30分間)を用意する等、全体に余裕を持たせた時間配分とした。

第4回パネルディスカッションの概要は以下の通りである。

1. 日時、場所：9月11日(土) 13:00～15:00 E会場

2. 座長：青木克忠 炉物理部会長(アイテル)

3. 議事

・パネラー報告：

(1) Pu利用炉の概要： 岡 芳明氏(東大)

(2) 解析上の課題： 佐治悦郎氏(東電ソフト)

(3) 必要な炉物理実験データ： 代谷誠治氏(京大炉)

・総合討論

HPへの概要の掲載、意見募集に対しては、残念ながら会員からの反応はゼロであったが、総合討論の場をセットしたことは議論を深める上で有効であったと思う。「議論の継続性の確保」の観点はこれからも重要であり、今後は討論の内容を炉物理委員会のWP活動等に活かして頂きたい。また、「ボトムアップによるテーマの発掘」の観点からは、逆に、炉物理委員会のWP、炉物理関連の研究専門委員会等にて議論されたテーマの集中討論の場としてパネルディスカッションを利用する等も一つの方策と思う。更に、専門分野を越えた討論の場を設定するためには、他の部会との共同セッションの開催も積極的に進めて頂きたい。これまでのコメントを活かし更に実のある「パネルディスカッション」にすべく、今後共、部会員皆様の積極的な問題提起、御協力をお願いしたい。

最後ですが、御忙しい中パネラーとして快諾され、貴重な御報告を頂いた岡氏、佐治氏、代谷氏の御三方に心から感謝致します。松村氏(電中研)、田原氏(三菱)には、準備段階から色々御相談に乗って頂きました。また、川島氏(東芝)、丸山氏(日立)、鈴木氏(三菱)には短期間での資料の提供等御無理をお願いしました。炉物理部会の主催と云うことですので特に名前を記しませんが、部会運営委員の方々には適宜適切なコメントを頂きました。記して感謝します。

学術研究交流小委員会・大杉俊隆(原研)

(1) プルトニウム利用軽水炉の概要

東京大学 岡 芳明

1/3MOX 炉心以降のプルトニウム利用軽水炉の概要についてメーカーで検討されているものを中心紹介する。

(1) フル MOX-ABWR

ABWR は燃料集合体の間隔（水ギャップの巾）が従来型の BWR に比べて約 3 mm 大きくなっている。このため炉心の水素対重金属原子数比 (H/HM) が大きくなり、ボイド反応度係数の低減、炉停止余裕の増加などが期待できるため、MOX 燃料の装荷に適合しやすくなっている。MOX 燃料集合体は 1/3MOX 炉心と共に通り、基本構造はステップ 2 の 8×8 燃料集合体と同一である。1 本の太径の水減速棒が用いられている。MOX 燃料集合体の無限倍率の燃焼変化はウラン燃料に比べて小さい。このため、最大線出力の燃焼変化は小さく 9×9 ウラン燃料並である。全 MOX 炉心は 1/3MOX 炉心等ウラン燃料との混在炉心に比べて出力分布の平坦化が容易である。このため引抜かれた制御棒の価値が小さく炉停止余裕はウラン炉心や 1/3MOX 炉心より大きい。MCPR は倍率の燃焼変化が小さく最大集合体出力が小さくなるためウラン炉心や 1/3MOX 炉心に比べて大きい値になり余裕が増大する。ボイド反応度係数はプルトニウムの中性子吸収断面積が大きいため負値が増大する。負荷喪失時の Δ MCPR は燃焼末期に大きくなるが MCPR の余裕が大きく増大しているため燃焼末期の運転制限 MCPR を大きくして対応する^{(1)~(3)}。

(2) RBWR の概念

RBWR(Resource Renewable BWR) は稠密燃料格子増殖型 BWR であり、軽水炉から発生したプルトニウムを触媒のようにして全てのウランを燃やしきるリサイクル型の軽水炉として構想されている。設計目標としてエネルギー長期安定供給、軽水炉と同程度の発電コストと安全性、さらに進んだフェーズのものとして長寿命放射性廃棄物を後世に残さないことを挙げている。具体的な設計は、稠密六角燃料格子と Y 字型制御棒、短尺で軸方向中央にブランケットを持つ上下

2領域のABWRと同程度の出力を持つ燃料集合体、炉心出口蒸気重量率40%以下として行われている。電気出力はABWRと同じである。取出燃焼度45GWd/tと70GWd/t、アクチニドを装荷する3つの炉心が設計されている。増殖比は1.01となっている。異常過渡・事故解析も行われすべて基準を満たしている⁽⁴⁾。

(3) BARSの概念

BARS(BWR with Advanced Recycle System)は燃料棒間隔1.3mmと三角燃料格子を採用する点はRBWRと同じであるが、それを従来の4倍の大きさの大型正方燃料集合体にまとめてABWRと同一の炉心径とし、制御棒位置も変更せず炉心の移行性に配慮している。実効高さ1.6mと0.8mの2種類の燃料集合体を用い、炉心上部にストリーミングバスを作ることでボイド反応度を負している。もう1つの特徴は、乾式再処理と振動充填MOX燃料製造法との組合せが考えられ、乾式再処理での希土類元素の(DF)が10以上だと炉心特性への影響が少ないとしている。稠密燃料集合体の熱水力特性についても検討が開始されている^{(5)~(7)}。

(4a) フル MOX-APWR

フルMOXの場合、出力分布が平坦化するため1/3MOX炉心のMOX燃料集合体のように複数のPuf富化度を採用する必要はなくなり燃料成形加工も簡素化が可能である。24ヶ月運転がバーナブルボイズンなしで可能となる。制御棒価値はウラン炉心の70%程度に減少するが、これに対しては制御棒体数の増加あるいは濃縮10B吸収体入り制御棒の採用が必要になる。ほう素価値はウラン炉心の40%程度に減少するが、これに対しては濃縮10B入りのケミカルシムの採用により対応する。減速材温度係数とドップラ係数がより負になるので制御すべき反応度変化が増加するが、これに対しては前記の制御棒価値及びほう素価値の増強対策により、補償する事ができる。DNBRは減速材密度係数負値の増大により炉心上部での出力が低下し、10%程度余裕が増加する。主蒸気管破断事故は厳しくなるが、制御棒体数の増加で対応できる。LOCA時被覆管温度は不变で、制御棒飛出は制御棒価値の低下により即発臨界にならない。即ち遅発中性子発生割合は減少するが、制御棒価値の減少により反応度投入事象での添加反応度は増加しないことにより、炉心の安全性は確保される⁽⁸⁾。

(4 b) 高減速型 PWR フル MOX 炉心

現行 PWR 及び APWR の減速材対燃料体積比 (V_m/V_f) は約 2 である。ここで V_m/V_f を大きくした炉心にフル MOX を装荷すると、中性子スペクトルの軟化のために、炉心特性パラメータの現行ウラン炉心からの変化が緩和される。すなわち、 P_{uf} 富化度は APWR フル MOX の場合よりも 2wt%程度下がり、制御棒価値の減少は緩和され現行ウラン炉心の 90%程度に回復する。ほう素価値も現行ウラン炉心の 70%程度に回復する。減速材温度係数及びドップラ係数の変化も APWR フル MOX 炉心の場合より小さい。遅発中性子発生割合は APWR フル MOX と同程度である⁽⁹⁾。

(5) 増殖型 PWR の概念

PWR の場合、0.5mm間隔の六角燃料格子集合体で増殖比が 1.0 程度になり、冷却材を重水にすると 1mm間隔で増殖比 1.1 になる。稠密格子炉心は中性子スペクトルの硬化の影響が大きく、特に V_m/V_f が 0.5 程度より小さい炉心では炉心特性パラメータは他の炉心とかなり異なってくる。まず、冷却材のほう素の中性子吸収効果は極端に小さくなるのでケミカルシムは採用しない。その分制御棒の負担は増え、また、吸収材として現行の Ag-In-Cd を使用する場合には、制御棒価値が大幅に減少するので、濃縮 ^{10}B を吸収材とし、かつ、制御棒の体数割合も増加する必要がある。ボイド反応度の問題に対処するため、扁平炉心やシードブランケット炉心等の形状の工夫や反射体内に中性子吸収体を設置するなどの案が検討されている⁽¹⁰⁾。

(6) 今後の課題

Pu サーマルの今後の課題の例としては次のものが挙げられる。

a, 高燃焼度化

MOX 燃料集合体の最高燃焼度は現在は UO_2 燃料のそれより低くなっている。燃焼に伴う反応度変化が少ない MOX 燃料の特徴を生かすためにも UO_2 燃料並さらにはそれを越える高燃焼度の達成が今後の課題である。試験炉を使った照射には長い年月を要するが、実際の軽水炉を使った 1 ~ 2 体の集合体の許可燃焼度以上の延長照射も今後は考えられてもいいのではないか。軽水炉の炉心には燃料棒は何万本も入っており、設計や安全評価ではその少数本が破損することがあるのは想定されている。冷却水の放射能は運転中常時測定されており、もし

破損があれば炉を停止する等の対策をすぐとることもできる。外国では燃料棒破損があってもそのまま運転する軽水炉もある。スウェーデンでは1～2体の延長照射は可能でありすでにUO₂燃料について実施されている。

b, 1/3 MOX, Full MOX, 燃焼の進んだ炉心の微小外乱に対する応答測定
と解析法の精度確認

c, 軽水炉を使った燃焼の進んだ炉心の特性測定

炉物理のフロンティアの1つは軽水炉利用の現場にある。特に燃焼の進んだ炉心の特性測定は興味深い。MOX炉物理実験データや実際の軽水炉の炉心特性の実測データを一部でよいので大学や研究所の研究者にベンチマークに供することをもっと考えるべきである。その成果は将来必ず何らかの形で電気事業者にとっても役に立つはずである。明らかになった設計マージンを将来の炉の改良に生かすことが、こうした研究の目的の1つである。

d, トラブルに過剰に反応しないこと

社会受容性の改善の方法と技術的安全のそれは別と考えたほうがよい。

増殖型軽水炉の研究開発課題の例としては次のものがある。

- a, 炉心概念の確立 (ボイド反応度、燃焼度、増殖の相反する要求の克服)
- b, 臨界実験と核特性解析手法の検証
- c, 稠密燃料集合体の熱流動 (限界熱流束、圧損等)
- d, LOCA時冷却性 (PWR)
- e, 再処理・燃料加工との両立性 (例 低除染燃料)

謝辞 本稿を作成するにあたっては丸山博見(日立)、川島正俊(東芝)、鈴木勝男(三菱重工)、大杉俊隆(原研)の各位に資料提供等でお世話になった。

参考文献

- (1) 木下 豊 火力原子力発電 No.509 (1999.2)
- (2) Izutsu, S., et al.: Progress of Full MOX Core Design in ABWR:
IAEA-SM-358/27 (1999.5)

- (3) 青山肇男：全 MOX-BWR 炉心：水冷却炉における Pu 利用の高度化に関する研究会 (1999.3)
- (4) 竹田練三：次世代型沸騰水型軽水炉 RBWR の概念 第 28 回物理夏季セミナーテキスト P.99-109 (1996)
- (5) 鈴木 聖夫：第 13 回核燃料夏期セミナー 平成 10 年 7 月 日本原子力学会
- (6) T. Yokoyama et al, "Study on Breeding Characteristics of Fast Spectrum BWR", Intn'l Conf. Physics of Nucl. Sci. Technol. Oct.5-8, 1995 Long Island, ANS
- (7) Y.Sakashita et al. "Core Characteristics of Breeding BWR for BARS (BWR with Advanced Rycle System)" ICONE-7328(1999) ASME
- (8) M.Isida et al., "Imoroved Full MOX Operation for a Advanced PWR", Proc. of 10th PBNC, 1,690(1996)
- (9) M.Aoyama, K.Kanagawa et al. "Study of Advanced LWR Cores for Effective Use of Plutonium", Proc. of Grobal 97, Yokohama Japan, 5-10 October 1997
- (10) H. Tochihara et al., " The Concept of Breeding PWR" Workshop on Advanced Reactors with Innovative Fuels, PSI,(1998)
- (11) 低減速スペクトル炉に関する研究会報告書 JAERI-Conf 98-013 (1998)

(2) 解析上の課題

東電ソフトウェア(株) 佐治悦郎

1. はじめに

現行軽水炉における MOX 燃料の本格装荷はまさに始まろうとしている。つまり現段階において一通りの課題は解決済みである。従って、まず最初に現状に至るまでの課題認識と取られてきた対応策について述べる。そしてその後、現在から近い将来の動向について簡単に触れる。更に、将来軽水炉において有力と見られるプルトニウム利用形態と解析上の課題の関係についても最後に簡単に記す。

2. 現行軽水炉における利用

一般的に言って軽水炉の解析手法は一通りではないが、ここでは商用炉の燃料・炉心の基本設計に用いられる解析手法(いわゆる許認可手法)を前提とする。

繰り返し強調されていることだが、プルトニウム(Pu)は、なにも初めて使うものではない。現行のウラン炉心において燃焼の進んだ燃料中に存在し、核分裂による発熱に大きく寄与している。従って、現行軽水炉の解析において、Pu を適切に取り扱うことは既に要求されており、実際、計算モデルもそれを考慮したものになっている。従って MOX 燃料装荷に当たっては量的な問題、つまり初めから Pu 含有量が多い MOX 燃料をも同様に取り扱えるか?という点が課題として認識された。

量が多いということは、まず Pu 同位体核データの精度が今まで以上に重要な意味することを意味するが、常識的な議論を別にすればこれらの良し悪しを個々に公の場で問題にした形跡は(筆者の知る限り)なく、結果的に、解析手法とのセットでの結果として検証されたという認識で正しいと思われる所以ここでは触れない。

一方、解析手法については、MOX 燃料・炉心の核特性を踏まえ、現行手法の近似¹⁾の適用性を検討することが出発点となった。その際のポイントは、

- Pu 富化度の異なる MOX 燃料棒、
- MOX 燃料棒とウラン燃料棒、
- MOX 燃料集合体とウラン燃料集合体、

の混在によって引き起こされる集合体内、炉心内の中性子スペクトルの非均質

性の増大である。以下、BWR と PWR それぞれの場合について見ていくが、その前に現行手法について簡単に触れておく¹⁾。図1にはその概略を示した。両者ともピンセル計算からスタートするが、特徴的なのは、PWR ではそこで得られたピンセル核定数を用いてそのまま2次元詳細メッシュ炉心拡散計算を実施するのに対し、BWR ではいったん集合体計算を行なって集合体平均核定数を求め、それを用いて3次元粗メッシュ炉心拡散計算を実施する点である。

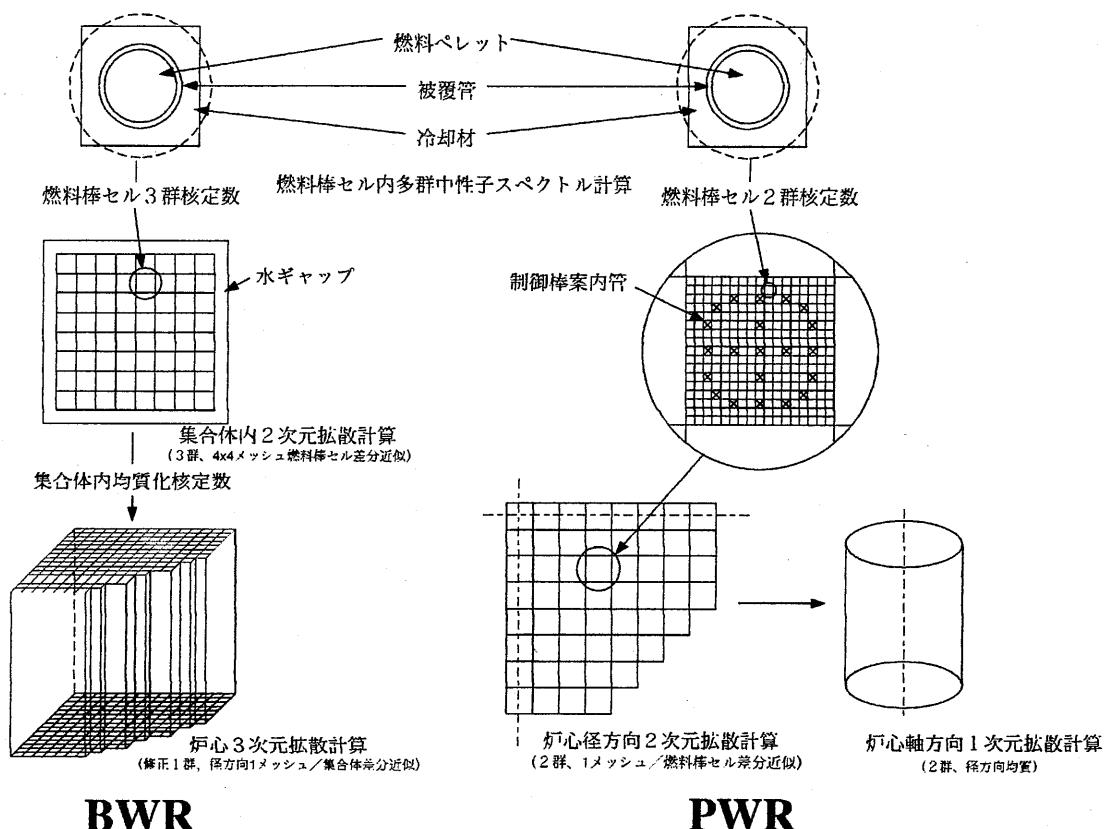


図1 現行軽水炉解析手法の概略（一例）

(1) BWR の場合^{2), 3)}

BWR 燃料集合体内は、もともと集合体間の大きな水ギャップやそれによるウラン濃縮度分布(図2参照)のために中性子スペクトルの非均質性は強く、従来よりそれを考慮できる解析手法が採られている。従って、MOX 燃料が導入された場合の集合体内の解析手法も現行の手法の延長上で対応できると考えられた。

一方、炉心計算においては、修正1群の粗メッシュ3次元拡散計算が採用されており、これだと集合体間のスペクトル干渉効果を顕著に扱っていない。但し、集合体平均核定数を計算する際に、単一集合体ではなく MOX 集合体とウラン集

合体を隣接させた多集合体計算を行なえば、核定数にその効果を直接反映することが可能である。つまり手法の改良ではなく、必要に応じ運用でカバーする方法を探った。

以上のように BWR の場合は、基本的に現行手法で対応可能と判断された。但し、後に述べるように設計現場では手間のかかる多集合体計算を必要としない炉心計算手法の改良が既に実施され、実用段階に入っている。

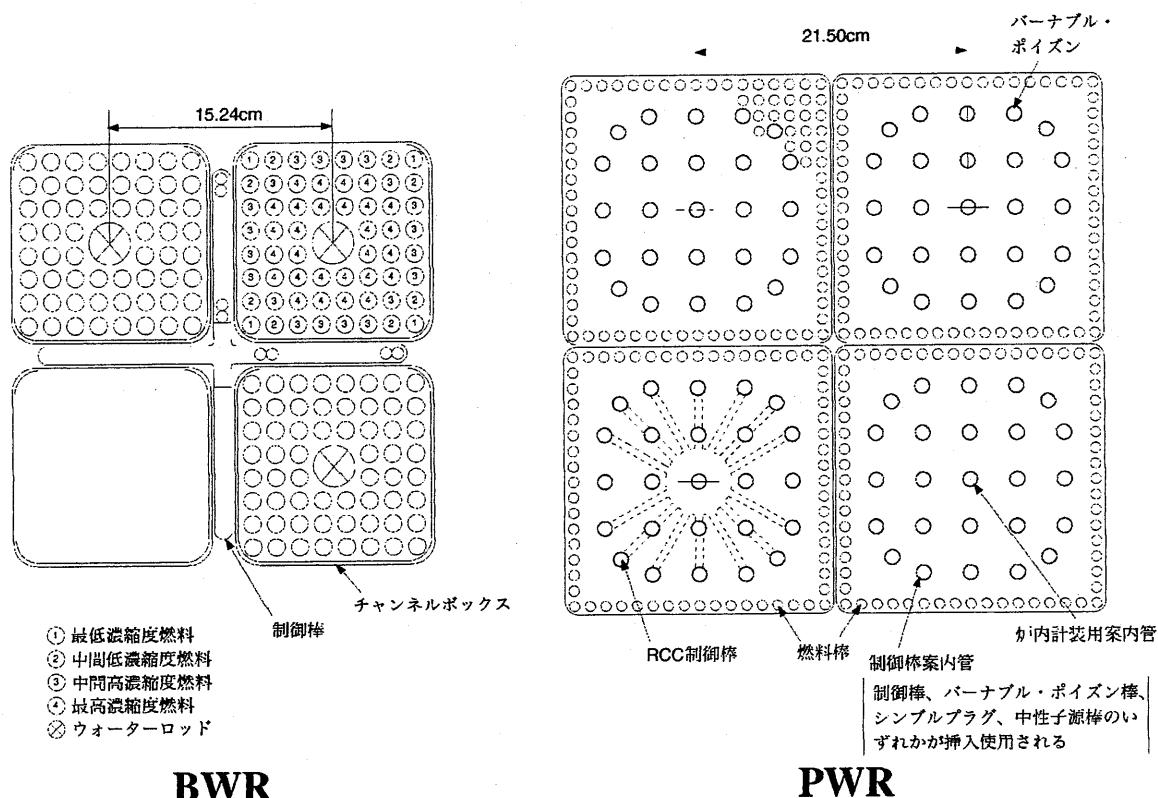


図2 現行軽水炉(BWR, PWR)の燃料集合体構成例

(2) PWR の場合^{4), 5)}

PWR の場合、BWR のような集合体を取り巻く大きな水ギャップはなく(図2 参照)、集合体内のウラン濃縮度もほぼ一様であったため、燃料棒間のスペクトル干渉効果は顕著に考慮していなかった。しかし、MOX 集合体とウラン集合体が隣接する場合の(水ギャップが無い故に問題となる)局所的なスペクトル干渉や、その場合の局所ピーキング低減のために設けられた MOX 集合体内富化度分布によって引き起こされる MOX 燃料棒間のスペクトル干渉は、従来の計算手法の枠組みでは扱うことができない。そこで、BWR のような燃料棒間スペクトル干渉効果を考慮した集合体レベルの核定数計算手法が取り入れられ、しかも MOX 集

合体とウラン集合体を隣接させた4集合体計算を実施することにより、境界付近の干渉効果をも核定数に反映させることとした。

集合体計算が実施されることになったため、集合体単位の核定数が容易に得られるようになり、今後の炉心高度化ニーズを鑑みてこの機会に炉心計算に3次元計算を採用することとした。3次元計算となると詳細メッシュは負荷が大きく粗メッシュとならざるを得ないが、その場合の精度維持のため、近代ノード法の導入⁴⁾または2次元詳細メッシュ計算との併用⁵⁾が図られている。

以上述べてきた解析手法は、臨界試験解析やMOX燃料装荷実機炉心の追跡計算によって使用する核データ(群定数)とセットで検証が実施されており^{2)~5)}、その結果、現行軽水炉におけるMOX燃料・炉心の解析技術として一応の確立を見ている。しかしながら、これらの手法はBWR, PWRいずれもMOX集合体とウラン集合体を隣接させた多集合体計算を要する部分があり効率的ではない。そこで設計現場では、これを单一集合体計算で置き換えることができるよう手法の改良が進んでいる。BWRでは修正1群の改良⁶⁾や近代ノード法の導入⁷⁾、PWRでは近代ノード法の改良^{8), 9)}が行われており、いずれも既に実用段階である。

今後は、実機に装荷された実績データや新たな実験データを用いて、解析技術の検証努力を継続し、一層の精度向上に資することが肝要である。また、阪大の竹田先生が提唱されている「ミクロ炉物理」(燃料棒セル内の解析手法の再検討)のようなより詳細なアプローチが新たな精度向上の糸口を与えてくれる可能性もある。

本節の最後に、現行軽水炉における近い将来のPu利用の多様化と解析上の課題について簡単に触れておく。今後考えられる展開として高燃焼度化、マルチリサイクル、兵器級Puの導入等が考えられるが、基本的にはいずれも大きな変更無しに対応可能と考えられる。但し前のふたつについては、高次アクチナイト核データの影響が強まるに当然ながら留意しておく必要がある。兵器級Puの導入では、炉心特性上の考慮は必要となろうが、解析上、固有の問題を持ち込むとは考えにくい。

3. 将来軽水炉における利用

将来軽水炉におけるPu利用の形態としては、高速増殖炉実用化の遅れを背景に、高転換率(増殖)の確保、Pu組成劣化防止、マイナーアクチナイト燃焼促

進等の観点から低減速炉心での利用が有力であると思われる。低減速炉心においては、炉停止系の能力が低下し、減速材温度係数やボイド係数が正側にシフトしていくので、核特性解析精度が炉心成立性の鍵を握ることになる。十数年前に高転換軽水炉の設計研究が盛んになったときから言われ続けていることだが、中性子スペクトルが硬化し、共鳴エネルギー領域の核反応の比重が増大することから、現行の核データと共鳴計算手法でどこまで通用するのかが問題となる。マイナーアクチナイドや核分裂生成核種の共鳴核データの精度向上や共鳴計算手法の改良など、解析上の課題が発生する可能性があり、解析技術確立のためには臨界試験や照射試験での検証が不可欠になってくる。

4. おわりに

先般の臨界事故が起こったとき、筆者はそのニュースをマドリッドで聞いた。あり得べきはずも無い「臨界事故」の報道に耳を疑い、何故そんなことが起こってしまったのかと、情報の少ない外国(それでもトップニュースではあったが)に居ていろいろ考えをめぐらすと同時に、これは日本の原子力事業に計り知れない打撃を与えるであろうと暗澹たる思いに襲われた。悪い想像ばかりが膨らんだ状態で帰国してみると、世の中の対応は、比較的冷静であり、「全ての原発を止めよ」などという暴論が現実味を帯びる雰囲気すら想像していた筆者は、まずはホッとしたというのが正直な感想である。しかし、各方面での影響は確実に出始めているようで、プルサーマルについても、地元が受け入れの延期を電力に申し入れたり、ある電力が自ら無期限の計画棚上げを表明したり、というニュースが耳に入ってくる。多くの関係者の方々の長年の努力でようやく実現にこぎつけようとしているプルサーマルに、これ以上の悪影響が及ぶことのないようにと願うばかりである。

参考文献

- 1) 佐治悦郎、他：「商業用軽水炉核計算手法の高度化」、日本原子力学会誌、**36**, 484 (1994).
- 2) 「沸騰水型原子力発電所 混合酸化物燃料装荷炉心の設計解析手法について」、株式会社東芝、TLR-058 改訂1、平成11年2月
- 3) 「沸騰水型原子力発電所 混合酸化物燃料装荷炉心の設計解析手法について」、株式会社日立製作所、HLR-052 訂1、平成11年2月

- 4) 「三菱 PWR の新核設計手法と信頼性」、三菱重工業株式会社、MAPI-1087 改3、平成10年
- 5) 「PWR 核設計手法と信頼性（改良 NULIF システム）」、原子燃料工業株式会社、NFK-8102、平成7年
- 6) T. Iwamoto and M. Tsuiki : "New Nodal Diffusion and Pin Power Calculation Method Based on Modified One Group Scheme," *Proc. Topl. Mtg. on Advances in Reactor Physics*, Charleston, SC, Vol.1, p476 (1992).
- 7) 「BWR 定常炉心解析手法の混合酸化物燃料装荷炉心に対する適用性について」、東電ソフトウェア株式会社、TCMO-98001、平成10年10月
- 8) M. Mori, et al. : "Analytical Method for PWR Cores Loaded with High-Plutonium-Content MOX Fuels," *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **76**, 183 (1997).
- 9) 井田俊一、田原義壽：「炉心計算コード ANC の計算手法高度化」、原子力学会「1998年秋の大会」予稿集、D39.

(3) 必要な炉物理実験データ

京都大学原子炉実験所 代谷 誠治

1) U 利用炉心と Pu 利用炉心の相違点

Pu 利用炉では、核燃料が U から Pu に変わることに起因して U 利用炉と相違が生じる。つまり、核反応断面積等を含む U と Pu の物性が異なるため、中性子スペクトルをはじめとする原子炉の核特性等に違いが生じることになる。

U の主要な同位体は ^{235}U 、 ^{238}U の 2 種類であるが、Pu の主要な同位体は ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{242}Pu の 4 種類ある。 ^{235}U 、 ^{238}U の半減期はそれぞれ約 7 億年、約 45 億年であるのに対し、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{242}Pu の半減期はそれぞれ約 240 万年、約 6600 年、約 15 年、約 38 万年である。したがって、U 燃料では燃料貯蔵中に同位体組成が変化する可能性は殆どないが、Pu 燃料では核分裂性の ^{241}Pu が β 崩壊して ^{241}Am になるので、燃料貯蔵中の同位体組成変化を考慮する必要が生じる。また、Pu は U 燃料の燃焼に伴って生じるものであるため、U 利用炉心の炉型、燃料燃焼度が変化すれば必然的に Pu の同位体組成が変わるという状況が生まれる。炉心の中性子スペクトルについては Pu 利用炉心の方が U 利用炉心よりも硬くなり、U と Pu 同位体の共鳴吸収エネルギーが異なるので、共鳴吸収効果も異なることになる。 ^{238}U は約 7 eV に共鳴吸収のピークがあるが、 ^{240}Pu 、 ^{242}Pu はそれぞれ約 1 eV、約 3 eV に共鳴吸収のピークがあり、これがボイド反応度係数やドップラー反応度係数に影響を与える。さらに、Pu 利用炉心では U 利用炉心に比べて実効遅発中性子割合が小さくなり、中性子寿命も短くなるなど原子炉の動特性が変化する。

2) Pu 利用炉心設計で必要となる炉物理量

原子炉を建設して運転を行う際には、臨界量、制御棒反応度効果、可溶性毒物反応度効果、可燃性毒物反応度効果、ボイド反応度効果、温度反応度効果、ドップラー反応度係数、水棒反応度効果、中性子束分布、中性子スペクトル、出力分布、燃焼反応度効果、動特性パラメータ等々を予め設計段階で把握しておく必要がある。このこと自体については、U 利用炉心でも Pu 利用炉心でも変わりはないが、その値は当然のことながら、U 利用炉心と Pu 利用炉心では大きく異なる。そして、これらの値は同位体組成や水対燃料体積比に大きく依存することが知られている。

Pu 利用炉心では U 利用炉心に比べて燃焼に伴うマイナーアクチニド(MA)の蓄積

による効果が増大し、燃料棒の外周部が内部よりも遙かに早く燃焼することによるリム効果が極めて顕著となる。また、混合酸化物(MOX)燃料と酸化ウラン(UOX)燃料が混在するような炉心では、熱中性子束が UOX 燃料から MOX 燃料に向けて流れ込み、出力ピーキングが発生しやすい状況となるので、MOX 燃料集合体中の Pu 富化度分布を調整するなどの対策が必要となる。さらに、水対燃料体積比を小さくすれば核分裂性 Pu の増殖率が増大し、これを大きくすれば核分裂性 Pu の燃焼が進むことになる。つまり、水対燃料体積比を調整すれば、Pu の増殖率を高めた炉心あるいは Pu を燃やしきる炉心という全く性質の異なった原子炉が造れることになる。U 利用炉心の高燃焼度化が進めば、その使用済燃料の再処理で得られる Pu の同位体組成は高次の Pu を多く含んだものになり、Pu 燃料のリサイクルを行う際と同様であるが、燃料中の Pu の富化度を高める必要が生じ、中性子スペクトルはさらに硬化することが考えられる。Pu 利用炉心の高燃焼度化を達成するということになれば、可燃性毒物棒の使用などが不可欠となり、出力ピーキングの抑制対策が不可避となる。その他、中性子束分布の方向依存性などについても U 利用炉心とはかなり異なった様相を呈することが核計算で示されており、Pu 利用炉心の炉物理を確立することが求められている。

3) Pu 利用炉心設計に必要な炉物理実験データ

Pu 利用炉心の設計に際しては、上記 2)の項で記述した炉物理量がすべて必要となる。核設計に充分な自信が持てないような場合には、これらのすべてに関する実験データが必要になる。これらがすべて精度良く核計算で求まるようになれば、炉物理実験は不要となる可能性もあるが、核計算等は未だにその域に達しているとは言い難いので、必要に応じて実験を行うことが不可欠である。炉物理実験結果と核計算結果を比較・検討することによって、核計算に用いる核データ、核計算コードあるいは核計算手法の検証が行える。このようなプロセスを省略すると、核計算結果の精度向上は望むべくもない。また、例え、核計算そのものでは精度の良い結果が求まるような状況となっても、現実の体系では燃料製造をはじめとする製造、建設段階での品質のばらつきを考慮した対応が必要となるので、炉物理実験データが完全に不要になるという時代になることは殆ど考えられない。

なお、Pu 利用炉心は上記 2)の項でも記述したように種々のオプションが考えられる。これらのオプションのすべてについて、上記 2)の項で記述した炉物理量のすべてに関する実験データが必要になるというわけでもないが、必要最小限のものについては炉物理実験データを取得して、設計の信頼性を向上させる必要があろう。また、最近の核計算技術の進展により、炉物理実験データの精度向上などに関する要求が高

まっており、炉物理実験技術の高度化が求められている。実験データの内容についても、単なる積分実験データだけではなく、例えば燃料ペレット中の中性子束分布や反応率分布あるいは方向依存の中性子カレントに関するデータなど、より詳細な実験データの取得を求める声が強くなりつつある。現在、Pu 利用炉心に関連して、MA に関連した実験データの取得に関する要求が高い状況にある。

4) Pu 利用炉心に関する炉物理実験

我が国でも、過去に日本原子力研究所(原研)の TCA において MOX 均一燃料棒格子の臨界実験が行われた。この TCA 実験は系統的に行われ、Pu 利用炉心に関する有用な実験データを提供している。しかし、残念ながら Pu 富化度が低く、実験データをそのまま現在考えられている Pu 利用炉心に適用することはできないという難点がある。その後、高転換軽水炉に関連した稠密燃料格子臨界実験が、ゾーン型炉心を用いて原研の FCA と TCA で行われた。いずれも炉心中央部に燃料を稠密に配置し、その周りを FCA は高速炉体系で囲み、TCA は熱中性子炉体系で囲むといったものであった。稠密燃料格子臨界実験については、国外でもスイスの PROTEUS 炉及びフランスの EOLE 臨界集合体で行われている。PROTEUS 実験はデータが公開されているが、フランスの ERASME 実験については、基本的に非公開であり、実験データを核計算の検証に用いることは不可能な状況にある。

現在、プルサーマル炉心の設計に必要な炉物理実験は殆どすべてが外国で行われている。ベルギーの VENUS 臨界集合体における VIP 実験、フランスの EOLE 臨界集合体における EPICURE 実験、MISTRAL 実験、BASALA 実験などが代表的なものである。VIP 実験と EPICURE 実験は UOX 燃料と MOX 燃料を混合して炉心に装荷することを前提とした実験であり、MISTRAL 実験は MOX 燃料のみで構成した全 MOX 炉心を対象としたものである。BASALA 実験は MISTRAL 実験に引き続いて行われるもので、全 MOX の BWR 炉心を対象としたものである。これらの実験を通じて、当面のプルサーマル炉心設計に必要なデータは得られるとのことであるが、例えば Pu 燃焼炉とするのか、増殖炉とするのかなど、今後の Pu 利用戦略次第でプルサーマル炉心の核特性が変化する可能性は少なくない。

5) Pu 炉心の炉物理実験が行える施設

我が国における今後の Pu 利用戦略は、Pu が不幸にも核兵器に転用される可能性が高いことから国際的にも種々の規制を受けることは容易に想像できるが、Pu 増殖路線をとるのか、燃焼路線をとるのかという選択次第では変化することが考えられる。このことは Pu 利用炉心の核特性が変化することを意味する。

国外における炉物理実験に頼った Pu 利用炉心の開発が今後も順調に進むという保証はどこにもない。国際協力研究に頼っていると我が国の独自性が失われる可能性があり、外国への依存性が高まる恐れがある。実験データの公開という点でも懸念があり、広く科学的、学問的に検討することができなくなる恐れがある。炉物理実験技術も停滞し、実験計画など立案できなくなることは勿論、実験データそのものに対する信頼性評価を行うこともできなくなることが危惧される。このような状況になれば、我が国に最も適した新しい炉型を開発するということなど夢のまた夢となってしまう。現在、国際協力研究が成功裏に進展しているのは、炉物理実験の内容や項目について、国内の施設で経験を積んだ者がコミットしているからであり、これなくしては国際協力研究はその有効性を失ってしまう。極端に言えば、我が国は単に多額のお金を払って海の物とも山の物とも知れぬ実験データを積み上げるだけということになりかねない。

21世紀においても原子力は不可欠なエネルギー源とならざるを得ない。これを支える優秀な人材を育成することが必要である。国際協力研究を有効に進めるためにも優秀な人材を育成することが不可欠である。したがって、規制上の問題や費用の問題が生じることは否めないが、国内で炉物理実験データを取得する体制を整備しておくことが極めて重要と考える。必要最小限の炉物理実験施設は是非とも国内に整備すべきであり、国内の規制についても必要な見直しを行うことが不可欠と考える。その際、国内で Pu 燃料が扱える臨界集合体施設として TCA、FCA の他に、重水減速の核燃料サイクル開発機構の DCA があるので、これらを有効に活用することも検討する必要があろう。

<2000年春の年会炉物理企画セッション予告>

「BWR の核熱水力安定性に関して、炉物理と熱水力の両分野の研究者が双方の知見を活かした討論の場を持つため、炉物理部会との合同企画セッションを持ちたい」との申し出が学会の熱流動部会からありました。この分野に関しましては、学会に

「核熱水力安定性」研究専門委員会（1998年6月～2000年5月）

主査：成合英樹（筑波大）

が設置され活動しています。活発な議論が交わされている等の活動実績もあり、ホットな話題であること、分野の異なる研究者が一堂に集まり議論すること自体も「炉物理企画セッション」の活動の輪を広げることに繋がると考え、熱流動部会企画委員秋本氏（原研）、上記研究専門委員会幹事（竹田（阪大）、安濃田（原研））各氏と連絡を取り、内容を詰めております。現在までに検討された概略案を以下に示します。部会員各位には内容等の詳細が決まり次第連絡しますので、議論の中身に関する注文、今後の進め方等に対するコメントをお願いします。

炉物理・熱流動合同企画セッション

「BWR 核熱水力安定性研究の現状（仮題）」

1. 日時： 3月29日（火） 13:00～15:30

（報告15分+討論5分）× 6 + 総合討論30分 計150分（2時間半）

2. 司会： 青木克忠 炉物理部会長（アイテル）、

内藤正則 熱流動部会長（NUPEC）の合同司会

3. テーマ及び報告者の第1次案

(1) BWR 安定性研究の経緯（主査 成合英樹：筑波大）

(2) BWR 安定性と周波数領域安定性解析手法（茶木雅夫：日立）

(3) 空間高次モードを利用した領域安定性解析（武内豊：東芝）

(4) 核熱結合による非線形効果を考慮した領域安定性解析（橋本憲吾：近大）

3. 3次元安定性解析コードによる事象解析（堀田亮年：TSI）

4. BWR 安定性に関する熱水力試験（安濃田良成：原研）

学術研究交流小委員会・大杉俊隆（原研）

<若手研究会報告>

学生・若手小委員会
大井川 宏之

夏期セミナー2日目の夕食後 19時より、若手研究会（研究発表及び自由討論）を催した。参加者は学生9名・社会人9名の計18名であった。

研究発表は以下の2件である。

1. 東北大 M2 平沢 善孝 さん

「75、55MeV 中性子に対する荷電粒子生成二重微分断面積の測定」

2. 北海道大 M2 北野 彰洋 さん

「メモリアル指標を用いた新しい未臨界逆運動特性解析手法」

各発表の概要については本号掲載の発表要約を参照されたい。発表は20分程度でお願いし、討論時間には特に制限を設けなかったため、通常の学会発表と違って活発で多岐にわたる議論がなされた。また、発表中にも質問を認めたため、参加者各自が理解を確かめながら発表を聞くことができた。

自由討論は場所を移し、食堂のラウンジで潤滑用の希釈 C_2H_5OH を摂取しながら行った。まずは簡単に自己紹介を行い、続いて当日のセミナーのテーマである「高速炉の将来について」討論を行った。高速炉の必要性、「もんじゅ」の運転再開、サイクル機構における実用化研究等に関する議論から原子力に関する教育やPAの必要性に関する議論に発展した。次に各自の研究や仕事について日頃感じていることを語ってもらった。学生と社会人が意見交換ができる貴重な機会であり、有意義な時間を持つことができた。ラウンジの使用时限のため場所を宿泊室に移し深夜まで親交を深めたが、話の内容は差し障りがあるのでここでは触れない。最後に、研究会の開催に多方面でご協力頂いた阪元先生をはじめとする東海大学のスタッフの皆様、並びに、高濃度 C_2H_5OH を差し入れて下さったH氏に深く感謝の意を表します。

メモリアル指標を用いた新しい未臨界逆動特性解析手法

北海道大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻

修士2年 北野 彰洋

はじめに

炉出力信号から未臨界時の反応度と中性子源強度の両方を求める目的で、文献(1)で示されるグルーピング法が提案されている。原研TCAやSTACY等の液位制御式臨界実験装置では中性子検出器から見た、見かけ上の中性子源強度が変動するが、従来の方法⁽¹⁾ではこの変動に対応できない。中性子動特性の過渡変化において、グルーピング法の適用が困難な時間帯があり、炉出力データ収録のタイミングが計算精度を左右する。本研究では、データ収録のタイミングを判別する指標として遅発中性子に関する新しい指標を導入し、数値シミュレーションによってその有用性を検証した。

グルーピング法⁽¹⁾

外部中性子源を考慮した遅発中性子6群一点炉近似動特性方程式

$$\frac{dP(t)}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\Lambda} P(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) + S \quad (1a)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} P(t) - \lambda_i C_i(t) \quad (1b)$$

のうち、式(1a)の時間微分項を無視し、反応度 ρ について解く。 $g(t) = \Lambda \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t)$ として、

$$g(t) = (\beta - \rho)P(t) + S\Lambda \quad (2)$$

が得られる。 ρ と中性子源強度 S が一定と見なされる時間帯では、式(2)と、時系列データ $P(t), g(t)$ から ρ と S を計算する。手順としては、ある時間帯の $P(t), g(t)$ の履歴を3分割した各々の平均値 $\bar{P}_1, \bar{P}_2, \bar{P}_3, \bar{g}_1, \bar{g}_2, \bar{g}_3$ と全体の平均値 \hat{P}, \hat{g} に基づいて中性子源強度を $S = \hat{P}(\bar{g}_3 - \bar{g}_1)/(\bar{P}_3 - \bar{P}_1) - \hat{g}\Lambda$ のように見積もる。

新しい提案⁽²⁾

遅発中性子第1群の長い時定数に着目し、グルーピング法を適用すべき時間帯を判別する指標として、 $\xi = \beta_{eff} \Lambda \lambda_1 C_1(t) / \beta_1 g(t)$ (メモリアル指標と命名)を導入する。定常時は $\xi = 1.0$ 、反応度添加に伴なう過渡変化中の ξ は1.0からずれる。グルーピング法等による S の計算は、例えば、 ξ の1.0からの偏差が±20%を超えた時に開始し、±5%を下回れば終了する。開始まもなく負の S 値を示すなど先駆情報に違反する場合は過去の収録

データを低品位とみなして棄却する。また、計算開始時は統計が不足するので過去の S 値に基づいて平滑化し、さらに、 S が計算されない時間帯では最新の S 値で近似する。このようにして得た S の評価値を用いて時々刻々の反応度出力を次の式で与える。

$$\rho(t) = \beta - \frac{\Lambda}{P(t)} \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) - \frac{S\Lambda}{P(t)} \quad (3)$$

数値計算例

S と ρ の時間変化を与えて動特性方程式を順問題として解いた炉出力を Fig.1 に示す。ノイズは分散を炉出力に反比例させた正規乱数で模擬した。Fig.1 に併記したメモリアル指標 ξ の対数はノイズの影響が少なく、過渡変化の開始と終焉を的確に診断している。 ξ の判定により、ON/OFF で示した時点に S の計算を開始/中断しており、 S と ρ が一定しない過渡変化開始時や炉出力が飽和に近づく時の数値的不安定を避けている。Fig.2 で初期定常状態の S は従来法で評価済みのものとしたが、その後の計算による S と ρ の変動は全ての時間帯で真値を良く再現している。

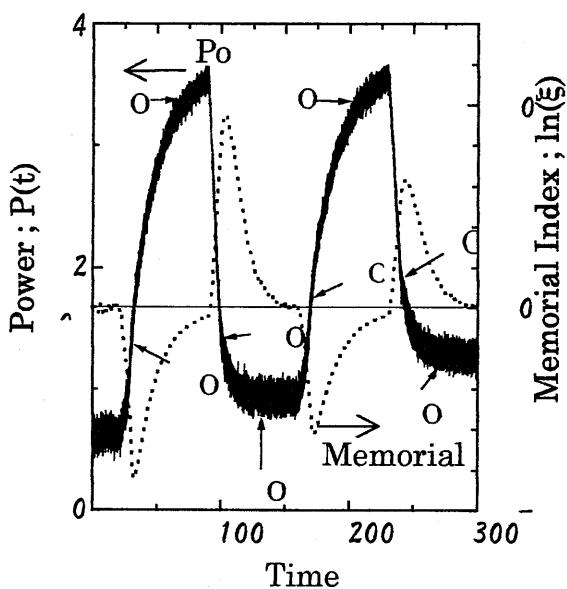


Fig.1 Power and Memorial Index

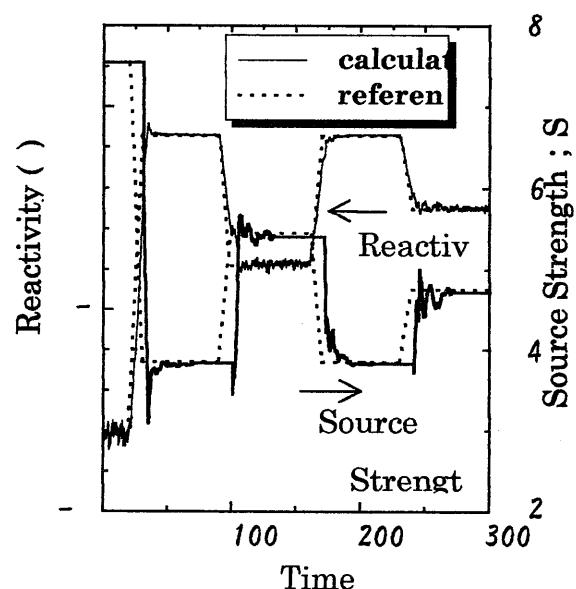


Fig.2 Reactivity and Source Strength

結言

良好な診断機能を果たすメモリアル指標の導入により、未臨界時向けの実用的な反応度計開発の見通しを得た。

参考文献 (1)J.E.Hoogenboom & A.R. van der Sluijs, *Ann. Nucl. Energy*, 15[12], 553 (1988).

(2)A. Kitano, et al., "Memorial-Index-Based Inverse Kinetics Method for Continuous Measurement of Reactivity and Source Strength", submitted to *J. Nucl. Sci. Technol.*

75,55MeV 中性子に対する荷電粒子生成二重微分断面積の測定

東北大学工学研究科 平沢 善孝

HIRASAWA YOSHITAKA

原研高崎研 TIARA⁷Li(p,n)中性子源で、広帯域スペクトロメータを用いて鉄とニッケルの(n,xz)二重微分断面積の測定を行った。今回新たに 55MeV 中性子に対する測定を行い、ベイズ推定を用いてエネルギー損失補正された断面積データを得た。

キーワード ⁷Li(p,n)中性子源、二重微分断面積、広帯域スペクトロメータ、ベイズ推定法

1. 序論 数 10MeV 中性子による荷電粒子生成二重微分断面積(以下;DDX)データは中高エネルギー加速器システムの核・遮蔽設計や照射損傷、被爆線量等のマクロ量評価に不可欠であるが、その測定はほとんどおこなわれていない。我々は原研高崎研 TIARA の ⁷Li(p,n)単色中性子源と広帯域スペクトロメータを用いて荷電粒子生成 DDX の測定を行ってきた^[1,2]。

75MeV 中性子に対するニッケル及び 55MeV 中性子に対する鉄、ニッケルの荷電粒子生成断面積データについて報告する。

2. 測定 スペクトロメータは二次粒子のエネルギー損失低減のため真空チャンバを使用している。80MeV 陽子から数 MeV の α 粒子までを同時に測定するため、ガス比例計数管(GPC)-SSD-BaF₂の 3 要素検出器テレスコープからなる。構造材料核種として重要な鉄とニッケルのサンプルを測定した。回路は参考文献[3]を参照。但し、BaF₂の波高測定に用いていたゲート積分法を、エネルギー一軸のゼロ点較正を容易にするためにピーク電圧型 ADC に変更した。

3. 結果 収量をあげるため厚いサンプル(Fe:0.62mm, Ni:0.57mm)を用いたため、55MeV に対してはベイズ推定法を用いてエネルギー損失補正を行った^[4]。(75MeV に対しては従来の平均エネルギー損失法を用いた。)ただし、ベイズ推定に関する誤差の検討は今後の課題である。

75,55MeV 中性子に対する Fe と Ni の荷電粒子生成断面積データの例を図 1 に示す。断面積の絶対値は反跳陽子テレスコープによる中性子束の測定値を用いて導出した。実線は LA-150 ライブドリリによるものである。LA-150 は実験値と比較的良い一致を見せるが、高エネルギー部では、両入射エネルギー、両核種と共に過大となる傾向を示しており、この傾向は重陽子の場合により顕著である。

参考文献

- [1]Y.Nauchi et al.:J.Nucl.Sci.Technol.,36(2)
143(1999)
- [2]名内 他: 日本原子力学会 1998 年秋の大会 B4
- [3]平沢 他: 日本原子力学会 1999 年春の大会 C2
- [4]名内 泰志: 東北大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻平成 10 年度博士学位論文

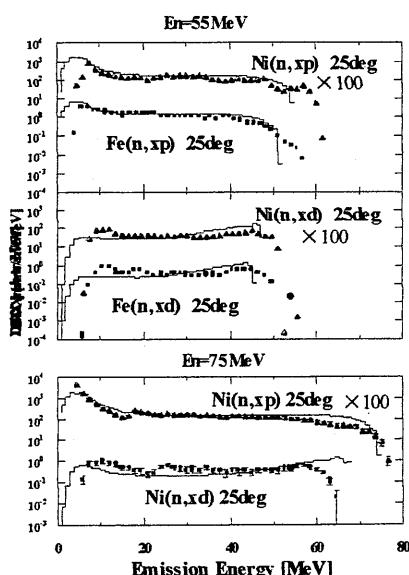


図 1. 75,55MeV 中性子に対する荷電粒子生成断面積データ

<委員会報告>

炉物理研究委員会のワーキングパーティー活動

炉物理研究委員会 事務局

すでに第48号でお知らせしたように、平成10年度の原研東海研究所の組織再編と合わせ、原研内各種「研究委員会」の役割・運営の見直しが行われ、多くの委員会が改廃・再編された。炉物理研究委員会についても今後の組織形態、活動の活性化の方法に関する検討が行われた。その結果、炉物理部会の活動と連携を取りながら我が国の炉物理研究の向上に寄与するため、平成11年度から新たな体制にて運営していくことになった。その大きな特徴として、これまでの専門部会活動を見直して、組織上は1つの専門部会（原子炉システム専門部会）を設置するが、実質的には、特定の課題について必要な活動を行う複数のワーキングパーティ（以下WP）を設立した（図1参照）。なお、WPのテーマ・設立等は炉物理研究委員会で決定し、その活動は2年間を目処とする。

WP活動を開始するために、平成11年3月から4月までの期間、テーマ・参加者等についてアンケート等を実施した。その結果、以下の7つのWP候補が提案された。

- ①加速器駆動炉の炉物理
- ②核熱水力動特性
- ③標準的な炉物理計算コードシステムとベンチマークデータ
- ④今後の軽水炉開発に必要な炉物理実験
- ⑤高燃焼度炉心の炉物理
- ⑥MOX炉心の炉物理
- ⑦新型炉概念

5月から6月にかけて、各WP候補毎に活動内容・計画について検討が行われた。その後、第69回炉物理研究委員会（平成11年7月2日開催）において検討結果が紹介され、WP統合の可能性等の議論が行われた。その結果、④、⑤、⑥は1つのWP（軽水炉の高度利用（仮称））に統合することとなり、これらの5つのWP候補から投票によって、以下の3つWP（①、④+⑤+⑥、⑦）

が選定された。

(1) 加速器駆動炉の炉物理（仮称）

活動内容の概要：技術動向の調査、ADS の問題点の明確化、今後の研究方針の検討をする。

- (a) 高エネルギー領域の中性子輸送計算
- (b) 未臨界炉の静特性と動特性
- (c) システム設計の問題

2年間として、(a) と (b) を実施予定

(2) 軽水炉の高度利用（仮称）

活動内容の概要：現行炉の高度化（高燃焼度化、MOX マルチリサイクル等）、兵器級 Pu の導入等について、炉物理特性上の課題を整理するとともに、これらの課題に係る実験項目の洗い出し、実験方法、実験施設等について検討する。

(3) 新型炉概念（仮称）

活動内容の概要：新型炉概念の調査を行い、炉物理研究課題の整理（必要な実験項目の整理等）する。

なお、WP の運営に当たっては、できるだけ会合の開催頻度を多くするために、以下の制限を課すこととした。

○ 炉物理研究委員会の開催数を 年 1 回 とする。

1. 各 WP への参加は、1 機関から 1 名とする。

また、1 名が複数の WP へ参加することはできない。

（但し、オブザーバーとしての参加はこの限りではない。）

○ WP への参加者が多数の場合、参加人数に制限を設ける場合がある。

・運営会議を年 1 回開催し、WP 間の相互連絡、進捗状況の報告と
予定等を話し合う。

（構成メンバー：委員長、委員会幹事、WP リーダー、炉物理部会長等）

これを受けて 3 つの WP は、参加者を 7 月に再募集してメンバーを確定した後、平成 11 年 9 月 1 日に発足した。各 WP では、詳細な活動内容を検討・確認した後、具体的な活動を開始していく。

今後、このように WP 活動等を積極的に進めて、炉物理部会の活動と連携を取りながら我が国の炉物理研究の向上に寄与していきたいと考えている。

（文責 岡嶋成晃）

<研究室だより1>

北海道大学大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻

原子力システム工学講座 島津研究室

島津洋一郎

1. はじめに

大学院重点化により、工学研究科・物理工学系専攻群内の量子エネルギー工学専攻に所属し、その中で3分野を有する大講座、原子力システム工学講座において原子炉システム設計・制御工学分野という長い名称の研究室となり、3年半が経過した。以前からある学部の原子工学科は存続しており、学生数は1学年約40名である。大学院の進学率の向上により、この約80%は進学するという状況にある。

2. 研究室のスタッフ

当研究室のスタッフは1999年9月現在、島津洋一郎教授、松本高明助教授、秋本正助手、辻雅司助手となっている。また、大学院生は、修士課程2年に1名、修士課程1年に3名、学部学生5名の総勢13名である。学生9名の内、北海道出身者は3名であり、他は本州5名、インドネシア1名である。

3. 研究の内容

当研究室は初代の小川雄一教授以降、成田正邦教授、熊田俊明教授と引き継がれ今年の1月から島津洋一郎が担当することになり、まだ1年も経たず、新たな研究室としての体制確立はこれからである。研究対象としては、核分裂炉による原子力エネルギーの有効活用に貢献できることを主眼とし、幅広く対応したいと思っている。現在の研究テーマについて具体的なものを紹介する。

(1) PWRの運転制御法の研究

現在の制御法はいわゆる CAOC(Constant Axial Offset Control) 法であるが、運転の柔軟性向上や、自動制御対応性の向上を目標にしている。特にキセノン分布制御の詳細化に注目したいと思っている。

(2) 原子力による熱供給システムの研究

最近は地域冷暖房等を目標とした熱供給システムが採用されつつある。これらの熱源としての原子力の位置付けを確認したいと思っている。原子力の特徴を

生かした経済的な熱源の確立が目的である。

（3）ウエーブレット解析による反応度計数評価法の研究

ウエーブレット解析は特に信号のノイズ除去に有効であり、この特性を利用し、原子炉の反応度計数評価法を確立したいと考えている。またこの発展として動特性解析への応用も研究していきたいと考えている。

（4）BWR 安定性診断法の研究

従来の炉雑音信号解析法や線形安定論による安定診断とは異なる見地から、安定性変化を非線型運動の様態の変化として捉えて、非線型動力学指標（リヤップノフ指数、フラクタル次元など）の変化から安定性変化を予知する診断法について研究している。定量的評価の指針を得るため、BWR 安定性実験データに対して解析を進めている。

（5）高速中性子スペクトル測定システムの開発など

長年 LINAC-TOF 法による原子炉材料体系の中性子スペクトル測定を行ってきた。その一環として、高速中性子スペクトル測定に対応できるようなドウェルタイムの短かな MCS の開発など、スペクトル測定システムの改良に取り組んでいる。また中性子スペクトルを指標として、層状遮蔽体の最適遮蔽配列など検討を行っている。

炉物理ということからは離れているが、電子線型加速器利用したパラメトリック X 線の発生とその利用や常温核融合研究を放射線計測の立場で係わっている。

4. おわりに

前述の通り現在の研究室体制になってまだ 1 年未満であり、研究室の特色を見出すには至っていないが、原子炉システムを中心に置き、実用的な技術開発も含めた分野での研究活動を行っていきたいと考えている。

<研究室だより2>

HTTR の現状と炉物理研究

原研 大洗 高温工学試験研究炉開発部

HTTR 技術開発室 炉心第1Gr. 山下清信

(1) はじめに

高温工学試験研究炉(HTTR)は、熱出力30MW、原子炉出口冷却材温度950°Cであり、燃料には被覆燃料粒子、冷却材にはヘリウムガス、減速材には黒鉛を使用する高温ガス炉原子炉施設である。これまで臨界実験装置(VHTRC)の実験結果の解析を行い HTTR を設計・建設に必要な炉物理研究を行ってきた。HTTR は、常温での臨界試験が終了し現在出力上昇試験段階に入ろうとしており、動力炉としての試験データが蓄積されようとしている。

(2) HTTR 運転・管理の中での炉物理研究

本施設は、高温工学試験研究炉開発部が管理しており、試験室(42人)が運転、計画室(8人)が全体計画、技術開発室(18人)が試験の計画、評価及び実施を担当している。技術開発室には、4つのグループがあり、その中で炉物理を担当するのが炉心第1グループである。臨界試験時の当グループは実験経験が豊かな竹内及び藤崎、解析担当の藤本及び中野、それに筆者を加え総勢5名であった。現在は、藤本、インドネシアからの留学生 F.Aziz、筆者、グループ外からの協力者の安藤を加え総勢4名で、臨界試験結果の評価、出力上昇段階の核特性試験の計画等を行っている。

(3) 現状及び計画

1998年7月1日から燃料装荷を開始し、同年11月10日に19カラム(カラム:燃料体を5段積み上げた柱)装荷した環状炉心で、我が国初の高温ガス炉は初臨界に達した(第1図参照)。その後、燃料を追加し同年12月16日に30カラム装荷により全炉心を構成した。臨界試験では過剰反応度、反応度停止余裕等を測定し、また、燃料装荷検査では燃料が炉心内に適切に装荷されていることを確認した。計画した全ての試験は、成功裏に1999年1月21日に完了し、出力上昇試験を進める上で核特性上の問題はないことを確認した。今後、同年9月から出力上昇試験を開始し、2000年の中期に定格出力の30MWを達成する計画である。

(4) 炉物理研究

1) 核設計

高温ガス炉燃料には燃料棒と被覆燃料粒子から生じる2重非均質性があるため新たに開発された DELIGHT コートを燃料の群定数の作成に使用した。制御棒の自己遮蔽効果を考慮した群定数作成には、2次元輸送計算コード TWOTRAN を使用した。炉心設計では、1対スタック状態等の非対称炉心を全炉心体系で短時間で解析する必要があったため、CITATION の領域の拡大及びベクトル化を行った3次元拡散計算コード CITATION-1000VP を用いた。

核設計上の特徴として2点が挙げられる。その1つは、原子炉出口冷却材温度950°Cを達成するには燃料最高温度を低くする必要があったため、燃料体ごとにウラン濃縮度を変え軸方向出力分布が指数関数状の分布となるようにした点、次に、この指数関数状の出力分布を維持するため燃焼期間中の制御棒挿入を浅く一定位置になるよう反応度調整材(可燃性毒物)の諸元を最適化し過剰反応度を必要最小限に調整した点である。

2) 臨界試験

①環状炉心

冷却材喪失事故時に炉心内の残留熱を効率的に除去し燃料温度の上昇を抑制できる炉心として、将来型高温ガス炉には、炉心中央部を黒鉛領域とその周辺を燃料領域にする環状炉心が提案されている。そこで、燃料装荷は炉心外周部から開始し、24カラムで環状炉心の特性を取得した。

初臨界は、カラム数 16 ± 1 で達成するとモンテカルロ計算コード(MVP)により予測したが 19 カラムで達成した。この臨界カラム数の違いの原因を調べた結果、模擬燃料体中の不純物、黒鉛中の残留空気等が主な要因で、この要因を排除した再解析では臨界カラム数が 18 ± 1 となり誤差の範囲内で一致するようになった。

予測解析では、1つの燃料コンパクト内に約 13000 個不規則に分布する被覆燃料粒子の反応度効果を MVP で評価することは困難であったことから、別途、衝突確率法による燃料セル計算で評価し補正した。最近、村田(現在、阪大)らが開発した不規則配列のモデル化手法を MVP に組み込み、被覆燃料粒子の不規則分布をも考慮した全炉心体系で HTTR の炉心特性解析を開始した。

②過剰反応度

過剰反応度は、臨界状態から全制御棒を同時に引き抜いた仮想炉心の状態の反応度で定義されるが、このような炉心状態を実際の原子炉では実現できない。こ

のため、臨界近傍の狭い範囲で制御棒を操作することにより微少な反応度を測定し、その反応度を算術的に合計した値を過剰反応度の測定値と見なしている。このようにして得られる値は、制御棒の反応度の干渉効果のため、定義に則した過剰反応度とは異なるものである。

そこで、HTTR では燃料追加法で得られた測定値を定義に合った過剰反応度に修正することとした。修正因子は、金子(現在、武工大)らによる提案及び原子力船「むつ」の過剰反応度評価に適用された実績を参考とし、各燃料追加ステップについて次式により求めた。

$$\text{修正因子} = \frac{\text{実効増倍率の解析結果を基に求めた反応度増分 } \beta}{\text{測定時の制御棒操作を模擬した解析による反応度の増分 } \alpha}$$

この修正により、測定値と解析値が良く一致するようになった。大きい過剰反応度の測定値の精度を高めるには、修正因子の適用が一つの方法であると考える。

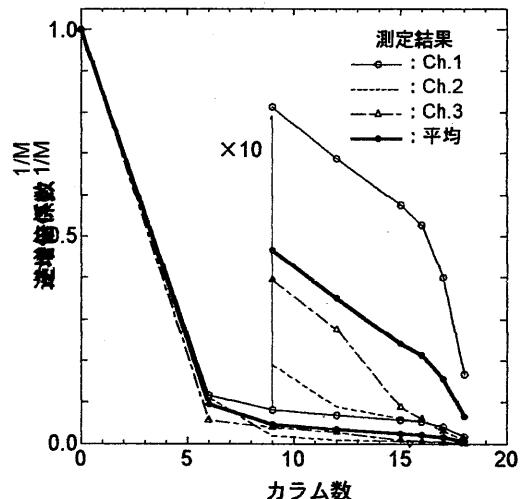
③原子炉停止余裕

HTTR では原子炉の動的挙動が緩慢であるため、事故時にも安全上制御棒を瞬時に挿入する必要がない。このため、制御棒駆動装置への機械的負荷を低減するため挿入時間が約 10 秒となってい る。

これまでよく原子炉停止余裕の測定のため使用されてきた落下法では、制御棒が炉心に瞬時に挿入されることが前提条件とされていたが、HTTR ではこの前提条件が満たされず測定値が過小評価されるという問題があった。そこで、中性子数の変化から連続的に反応度を測定できる逆運動特性法、及び落下法に挿入時間の遅れを補正する遅れ積分計数法による原子炉停止余裕の測定を試みた。双方の測定結果は相互に良く一致し、また解析値とも良く一致したことから、これらの測定方法は、原子炉停止余裕の測定に適用できることを確認した。

(5) おわりに

今後は、HTTR を用いて、将来炉のような動力炉を念頭においた炉物理研究を



第1図 1/M の測定結果

行うことが重要と考える。このため、環状炉心、昇温特性及び燃焼特性の試験データを核計算コードで解析し解析精度を確認とともに、過剰反応度測定、原子炉停止余裕等の動力炉で必要となる測定方法を確立する計画である。また、HTTRで得られた試験データは、国際ベンチマーク問題として提供し高温ガス炉の技術向上に役立てる計画である。

<研究室だより3>

核燃料サイクル開発機構 敦賀本部

(技術企画部) 中島 文明

1 はじめに

核燃料サイクル開発機構が1998年10月1日発足し、1年が過ぎました。サイクル機構では、「安全確保」「情報公開と透明性確保」「効率的業務運営」「地元重視」を業務運営の基本とし、FBRサイクルの実用化に向けた研究開発を進めています。発足にあわせて、福井県敦賀市に本社機能の一部を持った敦賀本部を設置し、体制、人員の強化を行っています。

ここでは、敦賀本部の体制や業務および高速増殖原型炉もんじゅ、新型転換炉ふげん発電所の近況等を紹介させていただきます。

2 敦賀本部

敦賀本部は「もんじゅ」「ふげん」の安全を第一に、地域に貢献する研究開発機関を目指し、「もんじゅ」を活用した発電用プラント技術の確立と「ふげん」の安全・安定運転をその使命としています。特に「もんじゅ」は、サイクル機構の使命であるFBRサイクルの研究開発の柱であり、「もんじゅ」での運転経験を積み上げて、安全で経済的なFBRの実用炉の完成を図っていきます。

敦賀本部の組織は、技術企画部、業務統括部、福井事務所、国際技術センター、新型転換炉ふげん発電所及び高速増殖炉もんじゅ建設所で構成され（図参照）、本部長として副理事長が常駐し、「もんじゅ」と「ふげん」の運転や研究開発の計画及び実施、安全・危機管理、契約・予算執行、人事等に責任を持った体制を組織しています。

技術企画部は「もんじゅ」の試験、運転、研究開発の計画立案、「ふげん」の運転、廃止措置研究の計画立案、周辺の環境放射線等の監視、安全・危機管理に係る業務を行っており、業務統括部は地域との交流、広報活動、総務、人事、経理・調達業務を実施しています。福井事務所は福井市内にありますが、福井県の行政や報道機関との連絡や福井県の北部（嶺北）を中心とした地域交流を行っています。

国際技術センター、高速増殖炉もんじゅ建設所、新型転換炉ふげん発電所

については、次で少し詳しくご説明したいと思います。

3 国際技術センター

国際技術センターは敦賀本部における研究開発の中心として位置付けられています。

ここでは、「もんじゅ」の設計技術（設計データ、設計手法等）を「もんじゅ」の性能試験等の実機データ及びこれまでの研究開発成果等、最新の知見を踏まえて評価・集約し体系化するとともに、高速増殖炉プラントの設計を支援するプラントエンジニアリングシステムの開発を行う「原型炉技術の総合評価」が行われています。

また、「もんじゅ」炉心データを用いた増殖性能評価手法、高燃焼炉心解析法などの評価手法の高度化研究や、将来の「もんじゅ」炉心を対象とした高度化炉心概念（高燃焼度化、運転サイクル長期化と照射スペースの確保）、プルトニウム燃焼炉心概念、マイナーアクチニドや核分裂生成物燃焼試験概念の研究を行っています。特に、炉物理分野では、平成6年に実施した炉物理試験データ（臨界性、制御棒反応度価値、反応率、ボイド反応度等）や今後得られる燃焼欠損反応度など、高次化Puを含む実機炉心の実測データを活用した研究開発にも取組んでいます。増殖比評価についても、従来のバイアスファクタ評価法だけでなく、連続エネルギーモンテカルロ法を適用した半実験式的評価法による研究を進めています。

更に、保守補修時に重要となるプラントの放射線源評価技術、線源抑制技術の高度化を行うとともに、保修時線源予測/可視化システムの構築を行っています。人工知能を利用した新型プラント制御技術の開発や超音波温度計等、新しい概念の計測技術の開発、プラントの異常診断システムや損傷診断システム等、プラント診断技術の開発も行われています。FBRプラントの実用化に向けて、運転・保守の経済性向上の研究にも取り組んでいます。

国際技術センターは海外への情報発信と情報収集を積極的に行っており、研究開発の国際交流に努めるとともに、国際的に開かれた研究の場として、ドイツ、イギリス、デンマーク、米国から研究者を受け入れています。また、若狭湾エネルギー研究センターや安全システム研究所等の地域との研究交流を進めています。

なお、国際技術センターは10月2日より敦賀市白木の新しい社屋へ執務場

所を移動し、心機一転、新たな気持ちで研究開発業務に取り組んでいます。

4 高速増殖炉もんじゅ建設所

「もんじゅ」は電気出力 28 万 kW のナトリウム冷却高速増殖炉です。1994 年に初臨界を達成し、性能試験を実施しておりましたが、1995 年、40% 出力試験段階で 2 次ナトリウム漏洩事故が発生し、現在は停止しております。

2 次ナトリウム漏洩事故後、その原因究明の進展により明らかとなった問題点、反省点をもとに「もんじゅ」の安全性向上や信頼性向上を通して自主保安の強化を図り、技術的信頼の回復を目指した安全性総点検を実施し、1998 年に終了しました。ここでは、ナトリウム漏洩が発生したこと及び「もんじゅ」が研究開発段階の原子炉であることを念頭において、設備全般、手順書類の点検、最新の研究開発成果の反映、品質保証の体系・活動について点検し、改善策をとりまとめました。

運転再開に先立ち、ナトリウム漏えい対策設備の改善を行うため、国の安全審査を受ける必要があります。そのためには地元の事前了解が必要であり、地元をはじめ広く国民の方々の御理解を得ることが不可欠です。敦賀本部では、「もんじゅ」についての説明会・対話活動を福井県内一円の市町村の皆様に対して行い、「もんじゅ」へのご理解を得るべく努力しています。

5 新型転換炉ふげん発電所

「ふげん」は電気出力 16 万 5 千 kW の新型転換炉です。1978 年に初臨界を達成し、昨年、臨界 20 周年を迎えることができました。昨年 3 月末までに約 180 億 kWh の発電実績を得ております。

1995 年、残念なことに、原子力委員会で新型転換炉の実証炉計画の中止が決定され、「ふげん」はその後 5 年間の運転と過去 20 年間の技術開発成果の集大成及び運転停止後の廃止措置を円滑に行うための廃止措置技術開発を実施することになりました。

本年 8 月、「ふげん」は第 15 回定期検査を終え、現在、第 29 サイクル運転中です。

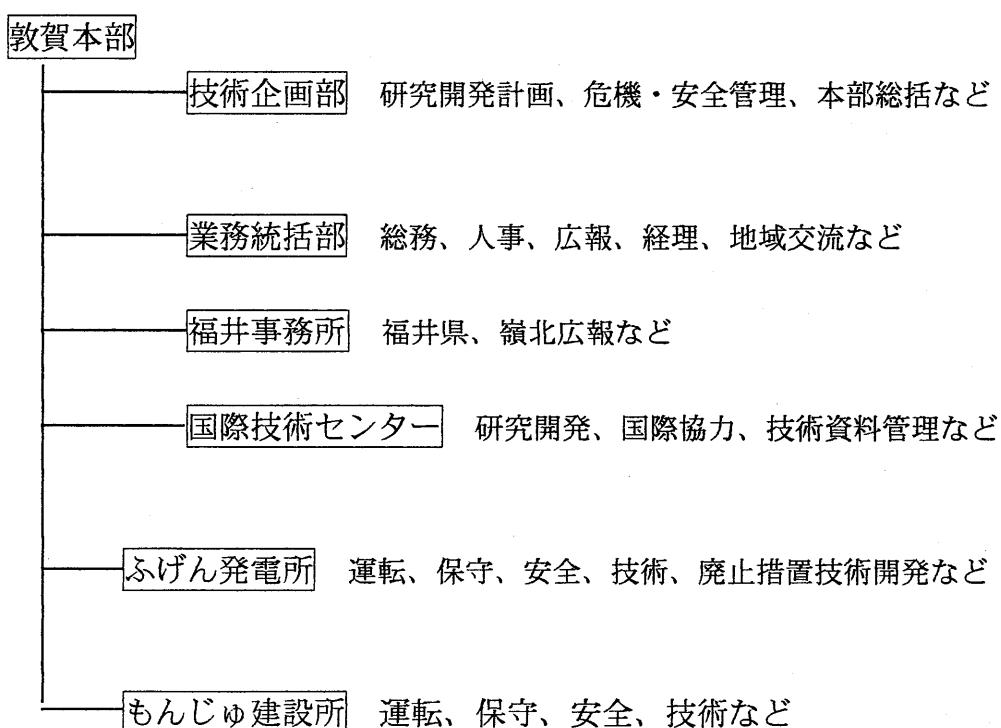
6 おわりに

FBR サイクルの確立は、将来のエネルギー確保の観点で非常に重要であり、

従来から基礎基盤技術の研究開発と実際のプラント開発を通じての発電プラント技術の開発を進めてきましたが、これに加えて本年より、技術革新の可能性を追及し、幅広いFBRサイクルの選択肢を検討するため電力の協力を得て実用化戦略研究に着手しました。その中で敦賀本部は、発電プラントの運転、保守経験を踏まえた技術開発の役割を担っています。

敦賀本部の当面の課題は、「もんじゅ」の運転再開ですが、将来は「もんじゅ」を中心としたFBRサイクル研究の拠点として、「敦賀」を育てていきたいと思います。そのためには、技術成果を着実にあげ、技術者の交流や国際協力をすすめるとともに、情報を公開し、より開かれた体制とし、地域に融け込んだセンターとしていくことが肝要と考えています。

サイクル機構敦賀本部の体制



<共用標準炉物理コードシステム構築 WG 参加者の募集>

共用標準炉物理コードシステム WG 呼びかけ人 奥村啓介
小林啓祐

本年3月の春の学会で炉物理部会主催のパネルディスカッション「共用炉物理コードシステムの構築」が開かれました。そこではこの「共用炉物理コードシステム」に期待する意見が多くあったと思います。そこで出された意見を基に炉物理研究委員会宛に WP 「標準的な炉物理計算コードシステムベンチマークデータ」発足のための活動案を作成し送りました。本ワーキングパーティ参加希望者は34名いたのですが、7月2日の第69回炉物理研究委員会で議論し投票の結果、残念ながら本WPは本年度は発足しないことになりました。

炉物理委員会の中での活動のみを考えると、2年先の可能性しかありません。それまで何もしないで待っているよりは、当面は有志を募って共用標準炉物理コード構築のために必要な調査と討論を十分に行い、2年後の本格的な活動に備えてはどかとの意見がありました。そのために、電子メールなどによる討論と自由な意見交換を行うワーキンググループを発足させたいと思います。活動の内容は炉物理研究委員会へ提出した案を基にした添付の案を考えています。

本WGの発足は本年度炉物理夏期セミナーで8月31日に開かれた炉物理部会幹事会で了承され、本年度秋の大会で開かれた9月11日の炉物理部会第12回総会で報告了承されています。

以上のような考えで、炉物理部会員で本ワーキンググループへ参加を希望する方を募集します。参加を希望される方は9月末までに下記小林宛にメールでご連絡下さい。当面旅費が無いので集まれませんが、必要であれば旅費を都合する方法も検討したいと思います。

なおこのWGの今後の活動は炉物理部会の掲示板

<http://typhoon.tokai.jaeri.go.jp/rpd/> に掲示させて頂く予定です。

連絡先 京都大学名誉教授 小林啓祐
メールアドレス kobayasi@ip.media.kyoto-u.ac.jp

追伸 ワーキンググループ参加の締め切りは一応9月末に設定しましたが、何時でもかまいません。

〈国際会議に出席して〉

ICNC'99 に参加して

日本原子力研究所 中島 健

1. はじめに

第 6 回臨界安全性国際会議(Sixth International Conference on Nuclear Criticality Safety, ICNC'99)が、9 月 20 日～23 日にパリ郊外のベルサイユにて開催された。同会議の第 1 回目は、1981 年にロスアラモス(米)で 5 カ国から約 50 名が参加して行われている。その後、1983 年の第 2 回(ディジョン:仏)からは 4 年毎に開催されており(ちなみに、1987 年は東京で開催)、回を重ねる毎に参加国、参加者が増加している¹⁾。手元の参加者リストによると、今回は 25 カ国から 250 名以上が参加したこととなる。

ICNC'99 では、臨界安全に関する 17 のテーマについての技術セッションと 2 つのポスターセッションが行われており、そのうち「臨界事故」と「核データ」が特別セッションとして取り上げられている。また、「燃焼度クレジット」の発表が全体の約 2 割を占めており、各国の関心の高さを示している。会議全体についての報告は、貢の都合上もまた筆者の能力からも無理であるので、ここでは、筆者の関心のある「臨界事故」の発表を主とした概要を述べることとする。

2. 臨界事故に関する報告

臨界事故に関する特別セッションでは、ロシアで発生した 13 件の臨界事故についての報告(7 件)が行われた。但し、この事故のうち 6 件は臨界実験装置における事故であるため、いわゆる核燃料施設での事故は 7 件となる。1997 年に Novosibirk で発生した 1 件以外は、前回の ICNC'95 で報告された事故²⁾の続報であり、事故発生時の状況、事故の原因や影響、得られた教訓などが述べられたが、技術的な情報は前回報告とあまり変わっていないように思える。(これらの事故と ICNC'95 で報告された事故を合わせた 12 件のロシアの「核燃料施設」における臨界事故の概要を表に示す。今回の報告と ICNC'95 の報告とで記述の異なる部分があり、内容について今後の確認が必要と思われる。)

これに関連して、ポスターセッションでは米ロスアラモス国立研究所(LANL)の Dr. McLaughlin らにより、ロシア、米、英で発生した臨界事故 21 件についてのシステムティックス(系統性評価?)及び事故の特性、得られた教訓に関する報告(2 件)があった。この報告によると、臨界事故には次のような特性がある。

1. 21件中20件が円筒形状の容器で発生している(1件は平板タンク)。
2. 21件中20件が溶液又はスラリー燃料である(1件はPu金属)。
3. 粉体燃料での事故は起こっていない。
4. 貯蔵・輸送時の事故は起こっていない。

また、得られた教訓として述べられているものの最初の2つを以下に示す。

1. 高濃度の核分裂性溶液を取り扱う(可能性のある)エリアからは、非安全形状の容器を排除すべきである。排除できない場合は、厳しい管理あるいは適切な毒物の使用を行うべきである。
2. 運転員同士の連絡ミスが、いくつかの事故の主要因となっている。運転操作は、適切な手順書(well written, approved, and understood (by the users) procedures)に従って行われるべきである。重要なデータ(情報)は常に文書で伝達すべきである。等々

なお、この報告で取り上げられている21件の事故の内訳は、ロシア13件、米7件、英1件であり、ロシアについては前述の12件の他にMayakで発生した臨界実験装置の事故(Jan/2/1958)が含まれていることを記しておく。また、ロシアの臨界事故については米LANLが関係者に聴き取り調査を行っており、その結果は報告書(LA-13638, "A Review of Criticality Accidents (3rd Version)")として近く刊行されるとのことである。本会議におけるロシアの発表は米側の強い働きかけにより実現したものであり、臨界事故評価に対する米国の強い熱意を感じた。

3. その他の報告

冒頭に述べたように燃焼度クレジット(BUC)に関する各国の関心は高く、国際協力による実験の計画やベンチマーク解析、実施設へのBUC導入状況、BUC検認のための測定手法等に関する計18件の報告が行われた。これについては、別途専門家による紹介が行われるものと期待している。

ここでは、地味な活動ではあるが重要なものとして米国における臨界実験情報のデータベース化作業を紹介しておく。これは、LANLに1996年に設立されたCriticality Safety Information Resource Center (CSIRC)の活動に関する報告である。この活動の目的は、臨界実験施設における臨界安全性研究の1次的な書類(具体的にはログブック)を保存し、その情報を技術者が広く利用できるようにすることである。このため、現在はLANL、LLNL(ローレンスリバモア)、ORNL(オークリッジ)にある全てのログブック約100,000頁を電子化し、LANLのWeb

サイトで閲覧できるようにする作業とともに、臨界研究のパイオニアに彼らの研究を語ってもらうビデオの製作を行っている。将来はこれを世界規模で実施する計画である。これと同種の作業として、各国の臨界実験データの再評価を行いベンチマーク用のハンドブックを作成するプロジェクト(ICSBEP)がやはり米国を中心として行われており、その報告も行われた。しかし、米国においても活動はボランティアベースであり、人員・予算ともに十分ではないとのことであった。
(CSIRC の人員を尋ねたところ、実質 0.5 人とのことである!)

4. おわりに

筆者は、ICNC'99 終了後、英国を経由して 9 月 29 日に帰国した。翌 30 日に出勤したところ、JCO での臨界事故が発生し、その後は事故への対応に追われる毎日を過ごすこととなった。(このため、本稿が大幅に締め切りを過ぎてしまったことを、この場を借りて深くお詫びいたします。)

ICNC'99 の会場にてロシアの臨界事故の報告を聴いた際に、日本では起こり得ないと考えていた事故が自分の住んでいる東海村で起こり、しかも周辺住民にまで影響を与える大事故となってしまった。これまでの海外における臨界事故で得られた教訓を、現場に反映できていなかったことについて、臨界安全研究に携わるもの 1 人として責任を感じるとともに、誠に残念に思う。

最後に、LANL の Dr. McLaughlin の事故の教訓についての報告の Conclusion を紹介することで、本報告の結びとしたい。

"Criticality accident risks will not vanish as long as there exist significant quantities of fissile material. However, as a result of past accidents there has been sufficient knowledge gained to provide a high degree of confidence that, with reasonable diligence on the part of criticality staff and operating personnel, accident likelihoods can be maintained at the current low level or possibly reduced even further. This will require continued education of future personnel, both criticality and operations staff on the lessons of the past so that similar accidents will not be repeated."

追記：次回 2003 年の ICNC は日本において開催される予定である。

参考文献

- 1) 清瀬, 原子力誌, 38 [4], 296 (1996).
- 2) Proc. ICNC'95, Albuquerque, September, 1995, P·23.

表 ロシアの核燃料施設における臨界事故

No.	生目日／場所	発生状況／原因	停止措置	被曝量	その他の
1	1953.3.15 Mayak Enterprise, Urals Pu 滲透槽	セル内の 2 種の Pu 製酸溶液を、セル外の 1 槽に移した。溶液は 2t (650gPu) 滲透を元の槽に戻した。	停止措置	2.5x10 ⁷ 1名 : 1000rad (重症) 1名 : 0rad	放射線モニタなし。 ダッシュボードへの指示。事故訓練なし。 直後の報告せず。
2	1957.4.21 Mayak Enterprise, Urals U 損傷容器	精製容器内に高濃度 U-シウ酸塩(Oralate)の沈殿 3.4kg の警報。いつ臨界に達したかは不明。作業員が、フィルタの膨れ、沈殿からのガス発生を発見。	液の一部を真空トラップに排出。	2x10 ⁷ 1名 : 12 日後に死亡 5名 : 露害	放射線モニタなし。アクト行わず。
3	1960.12.5 Mayak Enterprise, Urals Pu 滲透/ソルブ器	精製容器内に高濃度 U-シウ酸塩(Oralate)の沈殿 3.4kg の警報。いつ臨界に達したかは不明。作業員が、フィルタの膨れ、沈殿からのガス発生を発見。	液の一部を真空トラップに排出。	10 ⁷ 数名 : 最大 5rad	定期的なモニタリングとアクト行わず。 警報システム有り。工程の記録管理不良。Pu 被曝量の分析誤差が多數のケースで 100% (規定では 20%) プロセス量のモニタなし。 UF ₆ ガスの余却不十分。 設備を再設計、再建設、マニュアルを改訂。
4	1967.7.14 Siberian Chemical Combine	非安全形状の容器内に Pu 170g を含む沈殿。830gPu を含む溶液が注入。第 1 パルス後、溶液が配管に押し出され、反応が停止したが、緊急措置で真空系を停止したため、液が容器に戻り 2 回目の臨界。	液槽底 22.6kg UF ₆ ガスの冷却容器に接続されたポンプのオイル容器 (60) が警報。温度 400gU/g となり臨界。警報作動、作業者退避。その後のサーベイで異常が認められず再起動。再度臨界。	1.2x10 ⁵ 1名 : 200rad	溶解除槽は 5cm の鉛遮蔽有り。 近くに人はいなかつた。
5	1962.9.7 Mayak Enterprise, Urals U 滲漏/蒸発系	Pu 滲解槽 (450mmD, 10m) にて最終溶解作業終了 (操作及びヒーター停止) 後、警報作動、作業者退避。第 1 スパイクの後、40-50 分間に 2 つのスパイク。槽内に 1.32kg Pu が有り、一部未溶解だった。	溶解除槽の排出。	2x10 ⁷ 4名 : 有意味な被曝なし	警報作動により、退避。装置第 1 スパイクで警報作動、作業者は退避した。
6	1963.1.30 Siberian Chemical Combine	溶解除槽 (450mmD, 10m) にて最終溶解作業終了 (操作及びヒーター停止) 後、警報作動、作業者退避。第 1 スパイクの後、40-50 分間に 2 つのスパイク (液の排出一握り)、準定常状態に。	溶解除槽の U 量 55% U (50gU/kg) 500rad/h と警報。溶解除槽の分析でエラーを認見、液は分けられたがその後の分析で再び 1/10 に評価。40 (7.9gU/kg) の溶液が非安全形状タンクに移送され臨界。6 時間の出力振動後 (液の排出一握り)、準定常状態に。	7.9x10 ⁷ 10 時間後に、液を移送。	溶解除槽は 5cm の鉛遮蔽有り。 近くに人はいなかつた。
7	1963.1.12 Siberian Chemical Combine	高濃度 U 滲漏により移送槽に接続された真空系のトラップ (100) に抽出剤が混入。オーバーフローし、U を抽出。トラップ内が 330gU/kg の溶液で満たされ、臨界。第 1 パルス後、6 時間に 16 回の出力振動。真空系を停止したところ、液が再び入り、液が再び抽出。6 時間の出力振動後 (液の排出一握り)、準定常状態に。	カドミウム溶液の注入による (8 時間後) 停止。	第 1 パルス 1.6x10 ⁵ トータル 2x10 ⁷ 5x10 ⁵ 1名 : 3.4rad	フィルタの点検が殆ど行われていなかった。NDA は行っていたが、被曝は解体された。
8	1965.11.13 Electrosteel Fuel Fabrication Plant	6.5 濃縮 UO ₂ 粉末を通過する 2 重のフィルタに穴が開き、粉末 (スラリー) が真空ポンプのホリザーバ (300mmDx650mmH) 157kg (U: 51kg) で噴射し臨界。1 回のスパイク発生。	高濃度 UO ₂ 粉末を通過する工場を、40 分で停止した (予定されていた室内清掃のため)。10 液の注入による。	7x10 ⁷ 最大 0.03rad	規則違反。燃料管理の不備。溶解槽の限界量は 2kgU 以下。
9	1965.12.16 Mayak Enterprise, Urals U スクラップの溶解	高濃度 Pu 滲液の入った 4000L のタンク内に有機溶液が混入。有機溶液の除去除去作業中、約 40L の液を 60L の非安全形状容器に移したため、臨界。有機溶液中に高濃度の Pu が存在していた。直長が拡散しようとして、再び臨界に。	作業者が手でインゴットを取り除いた。	1 回目 10 ⁶ 2 回目 5x10 ⁶ 1名 : 死亡 (直長) 1名 : 重症 (両足切断)	警報作動で作業者は退避した。
10	1968.12.10 Mayak Enterprise, Urals Pu 抽出施設	Pu 金屬塊 (インゴット) の保管容器に、インゴットを 3 個入れ、4 個目を入れようとしたときには、臨界となつた。4 個目は弾き飛ばされ (rejectされた)。	3x10 ⁵	1 全身 : 250rad 手 : 2000rad 7 名 : 5-60rad	容器内にはボリエチレンとカドミウムゴットも入る構造であつたため、複数のインゴットが入れられた。
11	1978.12.13 Siberian Chemical Combine	Pu 金屬塊 (インゴット) の保管容器に、インゴットを 4 個入れた。4 個目は弾き飛ばされ (rejectされた)。	5.5x10 ⁶	有意味な被曝なし。 LIC (塗装リチウム) 溶液の注入による。	臨界操作動により、作業者はただちに退避した。事故による損傷は無かつた。
12	1997.5.15 Novosibirsk Chemical Concentration Plant	90% 濃縮 UO ₂ 粉末と Al 粉末から燃料要素材を製作する際に行う化学工丁 (アルカリ溶液中) に UO ₂ (スラリー) が噴射。これが、長年に亘り 2 基の平板形状の溶液槽 (容積 650L) に噴射。これと濃度の変化が重なり臨界となる。まもなく濃度が低下するが、27 時間後で 6 回のスパイク発生。	4msv 以下	4msv 以下の累積量は 20 名以下。	

(9/11/8 版 ICNC'95 の報告と異なる日付及び核分裂数を ICNC'99 の報告をもとに修正)

<日本原子力学会・炉物理部会からのお知らせ>

'99.12.7

部会長 青木克忠
副部会長 相沢乙彦

以下に、平成12年度運営委員候補者および「炉物理部会」内規の改訂の二件について、ご連絡いたします。

1. 平成12年度運営委員会委員候補者

本年9月11日(土)に開催された第12回炉物理部会総会で呼びかけた委員の半数改選に関する立候補および推薦について、推薦を受けた新委員候補を含め、以下に平成12年度運営委員候補者を予め部会員に周知します。なお、以下の候補者には、2.「炉物理部会」内規の改訂により新たに選任される委員も合わせて示します。新委員につきましては、2000年日本原子力学会春の大会中に開催予定の第13回炉物理部会総会で選任する予定です。

部会長 (1年)	武藏工大	相沢乙彦(新)
副部会長(1年)	九州大学	工藤和彦(新)
庶務幹事(1年)	大阪大学	竹田敏一(新)
" (2年)	九州大学	古藤健司(新)
幹事	大阪大学	竹田敏一(新、学会炉物理部会担当企画委員)
幹事	原研	須崎武則(新、学会編集委員)
幹事	原研	中川正幸(新、学会炉物理委員会委員長)
財務小委員会(1年)	名古屋大学	山根義宏(留任)
" (2年)	日立	別所泰典(新)
編集小委員会(1年)	原研	中島 健(留任)
" (2年)	大阪大学	山本敏久(新)
" (2年)	原研	須山賢也(新、部会ホームページ担当)

セミナー小委員会(1年) 九州大学 工藤和彦(新)
" (1年) 九州大学 古藤健司(新)
学術研究交流小委員会(1年) 東北大学 岩崎智彦(留任)
" (2年) 燃料サイクル機構 若林利男(新)
学生・若手小委員会(1年) 原研 大井川宏之(留任)
" (2年) 東電ソフト 小坂進矢(新)

2. 「炉物理部会」内規の改訂

本年9月11日(土)に開催された第12回炉物理部会総会で承認され、その記載の仕方について検討していた運営委員や任期に関する「炉物理部会」内規の改訂に関し、以下に文案を示します。本件につきましても、2000年日本原子力学会春の大会中に開催予定の第13回炉物理部会総会で了承を得る予定です。

内規を下記のように改定する。(下線部に修正、または下線部を追加)

日本原子力学会「炉物理部会」内規

改正 平成11年9月11日

2. [運営委員会の構成]

部会長 1名	部会長 1名
副部会長 1名	→ 副部会長 1名
幹事 若干名	<u>学会炉物理部会担当企画委員 1名</u> <u>学会編集委員 1名</u> <u>学会炉物理委員会委員長 1名</u>
	幹事 若干名

* [運営委員会委員の選任]

1. 正副部会長の任期は、2年とする → (2)正副部会長の任期は、2年までとする。
ただし、副部会長および部会長を継続する場合、任期は合わせて2年とする。
追加 → (4)学会炉物理部会担当企画委員、学会編集委員、

学会炉物理委員会委員長は部会長の推薦
により、運営委員会委員に選任する。

付記の後

追加

→ 付則

この改訂は、平成12年4月1日より施
行する。

<事務局だより>

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。また、部会ニュース掲載の原稿（国際会議論文募集、他）ございましたら、お知らせ下さい。

連絡先：編集小委員会 橋本憲吾（E-mail: kengoh@pp.ijj4u.or.jp）

中島 健（E-mail: nakajima@melody.tokai.jaeri.go.jp）

【編集後記】

JCO 臨界事故は部会員皆様の仕事にも大きな影響を与え、この数ヶ月間忙殺されていた方々も多いかと推察します。巷では臨界に関する教育の重要性が叫ばれておりますが、これに反して、教育の場である大学では「炉物理」分野の講座と教官の減少が進行しております。最前線の研究者が教育を行う所に大学教育の意義が有ることを考えると、この潮流に憂いを覚えざるを得ません。また、先端研究指向もこの辺で見直す必要があるかも知れません。利益とリスクを共有する現物を研究対象とし、机身を通じて自然現象に触れる工学研究の基本に立ち返る必要は無いでしょうか？実際の工学施設は理想通りにはゆかず泥臭いものであるので、泥臭い実験研究や教育機会も減少させてはなりません。泥臭い対象をアカデミックな目で探る大学人であり続けたいと想っております。

今年度は、皆様のご協力を得て部会報を二回発行することが出来ました。原稿依頼に快く応じて下さった執筆者各位には、心から感謝致します。小生は今年度を以て編集担当運営委員を退任致しますが、来年度は中島健（原研）委員が主力となり編集が進められる予定です。彼の専門は臨界安全なので、彼の登板は非常にタイムリーではないかと思います。二年間大変お世話になり、有り難うございました。

文責 橋本憲吾（近大炉）

「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、運営委員会の発議に基づき、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。

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。