

## 会議のトピックス(IV)

### 第 39 回炉物理夏期セミナーに参加して

日本原子力研究開発機構

炉心解析グループ

長家 康展

nagaya.yasunobu@jaea.go.jp

#### 1. はじめに

本稿を書くにあたり、最初にお断り申し上げておかなければならないのですが、本稿では核データに関する話題はほとんどありません。炉物理夏期セミナーに参加し、核データに関連する話題があれば核データニュースに書いて欲しいということで原稿の執筆依頼を受けたのですが、核データに関する話題はほとんどなかったため、今年の炉物理夏期セミナーではどのような講演があったのかを書いてみたいと思います。

本セミナーは日本原子力学会「炉物理部会」が主催している夏期セミナーで、毎年様々なテーマに焦点を当てて開催されています。タイトルから分かりますように今年で 39 回



炉物理夏期セミナー参加者の写真

目を数え、今年のテーマは「炉物理試験」でした。開催地は、炉物理夏期セミナーにしては珍しく、東京しかも麻布という市街地で、筆者もこれまで何回か炉物理夏期セミナーに参加したことはあったのですが、いままでとは少し趣が異なる場所での開催でした。（例年ですと、避暑地か温泉地）というわけで、東京近郊からの利便性がよいことと、実機の炉物理検査の話しが聞けるということで、筆者の予想に反し、80名を超える非常に多くの参加者がありました。

## 2. 講義の内容

以下では講演別その内容について簡単に紹介していきます。ここで、すべて説明できませんので、詳細につきましては第39回炉物理夏期セミナーテキスト「炉物理試験の基礎と実践」を参照していただければと思います。

### 実用化時代を想定した高速炉の炉心・燃料設計と研究開発（原子力機構 大木繁夫氏）

4つのサブテーマとして、(1) 高速炉の炉心・燃料設計、(2) 実用化戦略調査研究（FS）と高速増殖炉サイクル実用化研究開発（FaCT）プロジェクト、(3) FSで検討したNa冷却炉の炉心・燃料概念、(4) 実用化燃料の開発に分けて話が進められました。

(1)では、高速炉の炉心燃料設計ということで、高速炉の炉物理に始まり、炉心の設計パラメータ（炉心出入口温度条件、燃料線出力密度、燃料ピン径、出力密度、装荷燃料重量、燃料比率）、燃料交換、反応度と制御、熱流特性評価、炉心熱設計における工学的安全係数、燃料ペレットの挙動、被覆管の腐食、ペレットとの機械的相互作用、炉心変形に至るまで非常に幅広い講演内容でした。炉心核設計の説明で、高速原型炉もんじゅについての話があり、もんじゅの燃料交換は出力分布を平坦化させるため1/5ずつ交換し、軽水炉のようにシャッフリングしないということ、もんじゅの反応度係数としてドップラー係数、燃料温度係数とともに炉心支持板温度係数が重要であるというのは新たな知見でした。

(2)では、原子力政策円卓会議を経て、高速増殖炉サイクルの適切な実用化像と研究開発計画を2015年ごろに提示するため、1999年7月より実用化戦略調査研究（FS）が開始されたということ、FSにおいてFBRシステムの実用化概念として、Na冷却炉（酸化物燃料）が今後研究開発を特に進めるべきシステムとして採用されたこと、実用化に集中した技術開発を実施するというので2006年より研究の名称がFSから高速増殖炉サイクル実用化研究開発（FaCT）プロジェクトが変更になったこと等が説明されました。

(3)では、FSで検討した1500MWe級酸化物燃料大型炉心、金属燃料大型炉心の設計研究の結果、優れた耐スエリング性と高いクリープ強度を持つODS（Oxide Dispersion Strengthened）フェライト鋼被覆管の開発の説明があり、普段あまり聞かない話で興味深いものでした。

(4)では、実用化燃料の開発として、TRU酸化物燃料とODS被覆管燃料ピンについて常陽で行われた実験について述べられました。

## もんじゅの炉心設計と性能試験（原子力機構 宇佐美晋氏）

講演内容は、もんじゅの役割、開発の経緯、炉心設計（核設計計算、熱流体力設計計算）、停止する前に行われた性能試験、燃料取替計画と性能試験工程、運転計画と研究開発計画で、もんじゅでこれまでに行われてきた研究開発と今後の方針がひとつとおり分かるような内容でした。

核設計では、最大過剰反応度、反応度停止余裕、調整棒による最大反応度添加率、出力係数、出力分布（最大線出力密度）が制限値を満足するように設計されているとのことで、設計計算は、評価済み核データライブラリ（ENDF/B-II, III）に基づいて作成した ABBN 型 26 群定数を用い、それを 6 群または 16 群に縮約した群定数で、2 次元 RZ 及び 2 次元 XY（三角メッシュ）の炉心計算で行ったとのことでした。熱水力設計では、通常運転時及び異常な過渡変化時に燃料の許容設計限界を超えないということで、冷却材が沸騰しない、燃料最高温度が 2650°C 以下、異常な過渡変化時の燃料被覆管最高温度（肉厚中心）が 830°C 以下を満足するように、また、定格出力時では、燃料最高温度が 2350°C 以下、炉心燃料被覆管最高温度（肉厚中心）が 675°C 以下になるように設計されているとの説明がありました。

もんじゅを停止する以前に行われた性能試験（炉物理試験）の説明では、各試験項目（臨界性、制御棒価値、固定吸収体価値、燃料投下反応度、冷却材反応度、等温温度係数、反応率分布）について測定方法と解析結果が述べられました。これらの解析では、設計計算と異なり、高速炉標準解析手法が用いられていました。核データライブラリとしては JENDL-2 と JENDL-3.2 が用いられ、基本的には SLAROM で作成した 70 群実効断面積を用いて、CITATION で 3 次元炉心計算を行うというものでした（項目によっては少数群に縮約したり、2 次元 RZ 体系を用いたりしていました）。初臨界炉心の臨界性については、JENDL-3.2 を用いた場合、C/E 値が 0.991、JENDL-2 の場合が 0.990 と約 1% の過小評価となることが示されました。これ以外で気になった解析結果は冷却材反応度の結果で、計算値が実験値を大きく過大評価していました。現在も原因については検討中であるとのことで、補足説明では、ナトリウムを SUS に置き換えた実験であるので、厳密な意味で Na ボイド反応度となっていないとのことでした。また、出力分布の評価方法では、核分裂による直接的な出力だけではなく、中性子の散乱による発熱を計算で考慮しているというのは意外で、これについては質疑応答があり、出力が 714MW であるとするとその寄与は 16MW 程度あるとのことでした。

もんじゅの今後の計画では、2008 年 5 月に運転を再開し、その後約 2 年半かけて性能試験を行っていくとのことでした（しかし、運転再開は 2008 年の 10 月に延期されたのはニュース等で既に承知のとおり）。その後は、経済性を向上させ、長サイクル化、高燃焼度化等を図っていくそうです。さらに、もんじゅを用いた日仏米による MA 含有燃料の照射実証のための共同プロジェクト GACID（Global Actinide Cycle International Demonstration）プロジェクトも立ち上がっているとのことでした。最後に、実用化に向けたロードマップの説明がありました。

炉物理試験の基礎 1 — 原子炉物理の実体験 — (北海道大学 島津洋一郎氏)

炉物理試験で体験できる原子炉物理という切り口で原子炉動特性の基礎についての分かりやすい講演でした。内容は、逆増倍率曲線による臨界管理、一点炉動特性方程式の導出、ラプラス変換による一点炉動特性方程式の解法、逆時間方程式（反応度と炉周期の関係）、反応度フィードバック、伝達関数、キセノン振動などでした。

炉物理試験の基礎 2 — 逆増倍法及び炉周期法に関する考察 — (京大炉 中島健氏)

講演の内容は、臨界近接で用いられる逆増倍法、反応度測定の基礎的な手法である炉周期法（ペリオド法）、TCA での実効遅発中性子割合（いわゆる $\beta_{eff}$ ）の解析手法でした。逆増倍法では、その基礎から中性子源効果の補正、深い未臨界度からの臨界予測まで分かりやすい説明がありました。ペリオド法では、今回唯一といってもよい核データに関する話題があり、反応度測定と核データの精度について述べられました。ドル単位の反応度は

$$\rho_s = \frac{\rho}{\beta_{eff}} = \sum_{i=1}^6 \frac{\alpha_i}{1 + \lambda_i T}$$

で計算され、ペリオド  $T$  を測定すれば、崩壊定数 $\lambda$ と相対遅発中性子割合 $\alpha$ から反応度が求まります。 $\lambda$ と $\alpha$ に誤差があると当然反応度もそれに起因する誤差を持つことになり、標準的によく用いられる Keepin のデータで評価すると 3~4%程度の誤差になるということが示されました (Fig.1 参照)。また、核データ間でも評価に差があり、例えば、JENDL-3.2 と JENDL-3.3 で反応度を評価すると 2~3%の違いを生じることも示されました (Fig.2 参照)。

さらに、ドル単位の反応度から  $\Delta k/k$  単位の反応度に変換するのに必要な実効遅発中性子割合 ( $\beta_{eff}$ ) の誤差についても言及され、遅発中性子収率 ( $\nu_d$ ) が核データ間で差があり、その差がそのまま  $\beta_{eff}$  の差となるとのことでした。また、最近の核データでは遅発中性子に

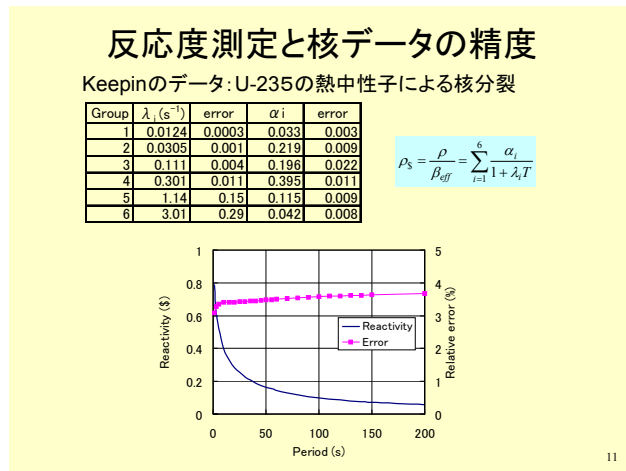


Fig.1 核データの誤差が反応度に与える誤差

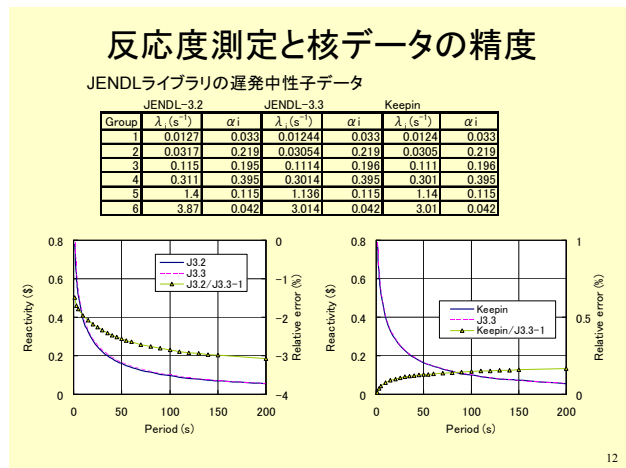


Fig.2 反応度の核データの依存性

参考文献[2]より引用

関する群数を 8 群にすることで核分裂性核種に依存することなく反応度が評価できることも述べられました。 $\beta_{\text{eff}}$ については参考文献[3]でも既に触れられているので、そちらも読んでいただければと思います。

最後に TCA 炉心で $\beta_{\text{eff}}$ を計算する手法が述べられ、輸送効果や群数効果について慎重に調べる必要があることが示されました。

#### PWR の炉物理試験（三菱重工 中野誠氏）

PWR における炉物理試験についての講演で、通常はなかなか聞くことはできないので、多くの参加者にとって非常に関心のあるテーマでした。タイトルでは炉物理試験となっていました。実機を対象とする場合、炉物理試験は通常炉物理検査と呼ばれるそうです。まず、炉物理検査の目的が設計評価と運転管理のためであることが述べられ、安全解析と炉物理検査の関係について説明されました。プラントの安全性は安全解析（種々の過渡事象、事故解析）によって行われるが、燃料交換後の炉心については行っておらず、炉物理検査の実測値と安全解析で用いた入力条件（制限値）を比較することにより安全評価の妥当性を担保しているとのことでした。炉物理検査の実施時期については燃料装荷時、高温零出力時、出力運転時において行われ、燃料装荷時と出力運転時の検査は主に臨界管理、運転管理を目的とするものであり、高温零出力時に種々の炉物理特性が測定されるそうです。零出力時検査の実施項目については、臨界検査、反応時計校正、臨界ボロン濃度測定、減速材温度係数測定、出力分布測定、制御棒価値測定、ボロン価値測定、原子炉停止余裕測定試験、最大効果制御棒 1 本引き抜きがあり、これらの測定目的と方法が説明されました。最近では、定期検査工程短縮のため、ノイズ分析法による減速材温度係数測定、動的制御棒価値測定、新しいバックグラウンド測定手法などの炉物理検査の高度化が図られており、従来、零出力検査に 55 時間かかっていたのが、現在では 11 時間程度で済むようになっているとのことでした。さらなる炉物理検査の高度化に向けて、未臨界時制御棒価値測定手法も開発されており、これは米国で既に認可済みとの説明がありました。

#### BWR の炉物理試験（日立 GE ニュークリア・エナジー 岩田豊氏）

講演では、実機の炉物理試験、臨界集合体における臨界実験、予期せぬ臨界事象と 3 つのテーマについての説明がありました。実機の炉物理試験で注目すべき事柄は、PWR の炉物理検査に比べて項目が非常に少ないということでした。これは BWR が大きな負のボイド係数を有しているからで、炉停止余裕、炉心増倍率測定、減速材温度係数、出力分布測定などの試験が行われるだけだそうです。特に、制御棒反応度価値を測定しないのは意外でした。

臨界集合体における臨界実験では、MOX 燃料のための臨界試験が行われており、仏国カダラッシュ研究所の臨界試験装置 EOLE を用いた MISTRAL, BASALA 試験についての説明がありました。最後に、BWR における予期せぬ臨界事象について説明があり、予期

せぬ反応度投入の原因としては制御棒引き抜け（落下）、炉水温度低下に伴う反応度投入、キセノン崩壊に伴う反応度投入が主なものであるとのことでした。さらに、最近明るみになった福島 1、3 号機、志賀 1 号機における制御棒駆動弁操作中引き抜け事象の解析についての報告がありました。これについては次で詳しく説明します。

#### 商用炉の臨界事故（炉物理的観点から）の討論

1999 年 6 月に北陸電力志賀原発で定期検査中に発生した臨界事故、福島第一原発 3 号機で 5 本の制御棒が抜け落ちて発生した臨界事故が今年の 3 月明らかになり、これを受けて今年の炉物理夏期セミナーでは、炉物理的観点からの商用炉の臨界事故の討論というセッションが設けられました。

まず、座長の代谷誠治先生（京大炉）、中島健先生（京大炉）から志賀原発 1 号機の臨界に係る事故についての説明がありました。それによると、定期検査中、スクラム信号多重化の工事を行っているときに事故が起きたそうです。作業手順書通り、制御棒を完全挿入したまま固定するため、制御棒駆動用の弁を作業員が順番に閉めていったが、流量調整弁を閉めず、また、原子炉戻りラインの弁を開けずに原子炉出口ラインの弁を閉めてしまったことから、制御棒が抜ける方向に圧力がかかり、制御棒が想定外に引き抜かれた（制御棒の 3 本が不完全引き抜けという状態となった）とのこと。これにより、原子炉が臨界状態となり、スクラム信号が発生したが、制御棒駆動用の弁を閉じていたことと水圧制御ユニットアキュムレータに圧力が充填されていなかったことから、すぐには制御棒が挿入されなかったとのこと。その後、ドップラー効果により出力は減少したとのこと。

以上が事故の経緯で、この事故はこれまで隠蔽されていましたが、最近になって明るみとなり、調査特別委員会が設置されたそうです。代谷誠治先生（京大炉）、山本敏久先生（阪大）、山本章夫先生（名大）、中島健先生（京大炉）の 4 人が物理的側面からこの事象を調査するため B グループとして組織されたそうです（このグループの他に人的要因を調査するグループなどいくつかのグループが組織されたそうです）。志賀原発の事象は 1999 年に発生し、すでに 10 年近く経過し、データもあまり残っていないので詳しいことはよく分からないそうで、現在分かっていることから推定されている事柄をまとめると以下のとおりです。印加反応度は 2 通り推定されています。一つは事故時の制定出力を基に反応度を求めた場合で、このとき  $0.5\% \Delta k$  の反応度が加えられたと推定されており、もう一つは冷温臨界実験の結果から反応度を求めた場合で、このときは  $0.789\% \Delta k$  の反応度が加えられたと推定されています。実効遅発中性子割合は  $0.6\%$  であるので、後者の場合は即発臨界を超えた可能性が高いが、結論は出ていません。これらの反応度を基に反応度投入事象解析コード（APEX）と多チャンネル熱水力解析コード（SCAT）で事象を解析すると、燃料を破損するほどのエンタルピーは加えられておらず、燃料の破損

はないであろうとのこと。何より、この事象が発生してから問題なく原子炉を運転できているという事実がこれを物語っているだろうということでした。質疑応答では、冷却材の流れはあったのかという質問がありましたが、定期検査中であり、流れはあっても自然循環のみであろうとのことでした。

#### 高速臨界集合体を用いた炉物理試験 (原子力機構 岡嶋成晃氏)

講演では、高速炉開発の歴史、高速炉の炉物理、世界の高速炉臨界実験装置、実験の具体例などが分かりやすく説明されました。実験の具体例では、1980年代に行われた反応率測定国際ベンチマーク実験 (IRMA)、実効遅発中性子割合ベンチマーク実験、ドップラー効果測定、炉心溶融に関する基礎実験、MUSE4の実験などが紹介されました。最後に国際炉物理積分実験データ保存活動 (IRPhE = International Reactor Physics Benchmark Experiments) についても述べられました。

#### 最近の核融合研究の進展 (原子力機構 池田佳隆氏)

炉物理夏期セミナーの最後に、トピックスとして、原子力機構の池田氏から「最近の核融合研究の進展という」タイトルで講演がありました。炉物理夏期セミナーでの話ということで、プラズマの基本的な話から、最新の研究結果 (輸送障壁の発見など) まで幅広い説明がありました。核融合の分野でもプラズマのシミュレーションは重要であり、最近ではプラズマ (流体モデル)、中世粒子の輸送、不純物の輸送を取り扱うコードの統合が進められているということでした。また、ITER 計画と Broad Approach 計画における JT-60SA 計画についての説明もあり、核融合エネルギー実現に向けたロードマップが示されました。

### 3. おわりに

今年の炉物理夏期セミナーの内容を簡単に振り返ってみました。興味を持たれた方は参考文献[1]の夏期セミナーテキストを読んでいただければ幸いに思います。今年はテーマが「炉物理試験」ということで、ほとんど核データに関する話題はありませんでしたが、本稿が炉物理夏期セミナーではどのような講演が行われているのか知っていただくとともに、核データと炉物理のコミュニティーの交流に少しでも役立てば幸いです。

#### 参考文献

- [1] 日本原子力学会、第 39 回炉物理夏期セミナーテキスト「炉物理試験の基礎と実践」(2007)
- [2] 中島健、第 39 回炉物理夏期セミナースライド配布資料(2007)
- [3] 吉田正、核データニュース、No.87, pp.26~30 (2007)