解説

臨 界 安 全 性 研 究 の 現 状

「臨界安全性」国際会議から

仁科 浩二郎^{*1}, 山根 義宏^{*1}, 小林 岩夫^{*2},
館盛 勝一^{*2}, 高野 誠^{*2}, 三好 慶典^{*2}, 奥野 浩^{*2},
中島 健^{*2}, 三竹 晋^{*3}, 角谷 浩享^{*4}, 北野 照明^{*5}

英国オックスフォードにおいて、1991年9月9～13日に「臨界安全性に関する国際会議」(International Conference on Nuclear Criticality Safety: ICNC'91)が開催された。最近の臨界安全性研究の重点は、軽水炉使用済燃料の再処理技術に関する設計・管理に置かれている。特に英国においては再処理工場 THORP が今年度稼働することから、これらについての発表が多数を占めた。核的なデータから化学的な核燃料の取扱工程まで、臨界安全の守備範囲は広い。この機会に最近の臨界安全性の動向を会議の主要な発表を紹介しつつレビューした。

はじめに

臨界安全性に関する最近の課題は、軽水炉に近い将来の高速炉の燃料サイクル確立のために必要な新燃料の加工、使用済燃料の再処理に関係した種々の形態の燃料の臨界安全設計・管理、および再処理を放棄している米国の使用済燃料の乾式永久貯蔵に関連したものであろう。特に軽水炉の使用済燃料の臨界安全性については、燃料の高燃焼度化をもたらすために必要となる初期濃縮度の増大が与える影響が大きい。すなわち、使用済燃料についても輸送、貯蔵、再処理などが初期濃縮度(燃料は燃焼していないものと仮定して)をもって設計・管理されるのが従来の考え方であった。しかし、燃焼したことによる中性子実効増倍率の減少(Burnup Credit)を見込んだ設計なしでは、再処理、貯蔵等が経済的に成り立たなくなっているのが現状である。

このため、使用済燃料の燃焼度測定および取扱い工程の中性子実効増倍率の抑制などに高度な設計・管理技術が要求される一方、従来から問題とされている未臨界度の測定、臨界事故の検出、臨界事故規模の評価など、安全確保と事故評価などについても研究開発が進められている。

この分野の研究開発および管理の実務は、原子力開発初期の米国マンハッタン計画の段階から行われており、われわれが臨界安全の指針としてよく利用していた TID-7016, TID-7028 などのガイドは米国の専門家により作成されたものである。最近にな

って、我が国においても『臨界安全ハンドブック』が出版され、安全性の考え方が統一されようとしている。このあたりの歴史的な経過については、前回の「臨界安全国際会議」(ISCS'87, 1987年10月、東京)の報告で清瀬量平東大教授が述べられているが、国際会議としては、1961年のカールスルーエ(独)での会議が初回のものである⁽¹⁾。

東京会議以後は、1989年11月に米国ANS冬大会(San Francisco)の会場で“Criticality Safety Margin” Topical Meeting が開かれてはいるが、独立した国際会議としては4年ごとの開催方式でほぼ定着している。今回は米国 New Mexico 州の Albuquerque 市で1995年に開催の予定である。

今回の発表総数は134件、参加者数は170名であり、我が国からは東京会議で自信をつけた若い研究者達が多数参加し、英国(host)ならびに米国に次いで第3位の発表数である。英国からは稼働開始が近い THORP (Thermal Oxide Reprocessing Plant (Sellafield, Cumbria)) に関連した研究が多数の若

Present Status of Nuclear Criticality Safety Research: Highlights of International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC'91): Kojiro NISHINA, Yoshihiro YAMANE, Iwao KOBAYASHI, Shoichi TACHIMORI, Makoto TAKANO, Yoshinori MIYOSHI, Hiroshi OKUNO, Ken NAKAJIMA, Susumu MITAKE, Hiroyuki KADOTANI, Teruaki KITANO.

(1992年2月3日受理)

^{*1} 名古屋大学, ^{*2} 日本原子力研究所

^{*3} 原子力工学試験センター

^{*4} (株) CRC 総合研究所, ^{*5} 三井造船(株)

い技術者により発表された。東京会議からの懸案である Burnup Credit については、前回の会議のような管理政策上の主張よりもむしろ、使用済燃料の炉内の燃焼履歴と破壊測定による核種組成の同定 (Bierman/米), 臨界実験装置を用いた反応度の測定 (Ingram/英) など、基礎データ蓄積の方向の発表が多い。

また、個別体系の臨界実験報告は東京会議とほぼ同数の 8 件 (期待された USDOE/PNC 共同実験, 粉末系実験 (ソ連), コンクリート隔離機能実験, 不均一効果, 吸収体効果など) であるが, 新モニタ法の有効性実証実験は 9 件から 1 件に減少している。日本の NUCF が将来生み出す Pu 溶液実験データに対する期待も聞かれた。特に実験の報告に関しては, (1) 今後, 複数の国から示された基本的実験データに対し, 検討して共通の安全指針的結論へと導く手順の確立, (2) 多くの制約下で行なった貴重な特定実験データにいかん法則性, 汎用性を見出して広く役立てるかなどの課題を感じた。

会議最終日は, THORP と Winfrith 研究所への班別見学があった。Winfrith では DIMPLE 臨界実験装置における使用済燃料サンプルの反応度測定など, この国の粘り強い研究態度に感銘した。

(仁科浩二郎, 小林岩夫)

I. 各国の研究計画と臨界安全性実験

臨界安全性に関する研究については, フランスと日本から中・長期的な実験計画の報告があった。

フランスでは今後, 高燃焼度棒状燃料 (HTC) に関する臨界実験を中心に行うとともに, HTC と MOX 燃料の溶解工程に関してもその模擬実験を行う計画である。また, 核燃料取扱設備の構造材の効果に関してのデータを充実させるほか, 核分裂生成物 (FP) の中性子吸収効果に関する実験を行い, 核データの検証を予定している。フランスでは, ヴァルデュック研究所の臨界実験装置-B の改造を含めた計画を立てており, 英国, 米国に比べて精力的な印象を受けた。日本からは, 1994 年に実験を開始するため現在建設中の NUCF について, その進捗状況および STACY, TRACY で行う定常臨界実験と過渡臨界実験の研究テーマとスケジュールが発表された。

臨界実験に関するセッションでは, 日本から 3 件, 米国から 2 件, フランス, ソ連から各 1 件の報告があった。

フランスの CEA では, Poullot らが臨界実験装置-B で低濃縮 (4.75 %) U 燃料炉心を用いて, コンクリートの反射体効果と隔離効果を測定しており, 会議ではコンクリートの十分な反射体厚さ, 隔離厚さとしてのおおの約 30 cm, 約 60 cm を提案した。また, フランスの臨界解析システムである APOLLO-MORET を用いたベンチマーク計算についても報告された。

日本からは, 三好 (原研) から TCA で行なった臨界安全性実験が 2 件報告された。第 1 の報告は, 構造材のコンクリートに関する実験報告である。単一炉心と 2 つの矩形炉心からなる相互干渉炉心において, コンクリートの厚さおよびボロン含有率を主要なパラメータとして反応度効果が測定されている。第 2 は, 使用済燃料の高密度貯蔵のために用いられるボロン入りステンレス鋼 (B-SUS) 板の臨界特性に関するもので, B-SUS 板の反射効果と 2 領域炉心における吸収体効果が測定され, 炉心の形状バックリングとの関係について議論された。

また, 山根 (名大) からは, 燃料濃度の不均一分布による反応度効果に関する KUCA を用いた実験の報告があった。そこでは, 燃料領域の中央部の燃料濃度が高い炉心が, 均一濃度分布の炉心に比べてわずかではあるが正の反応度効果を持つことが報告された。また, 中性子束分布も測定されており, 燃料インポートランスの考え方に基づいて議論された。

ソ連からは, 低濃縮 U (2.4, 3.6, 4.4 wt %) の粉体燃料について, 高濃縮の硝酸ウラニル溶液タンクの中央の試験領域に装荷した 2 領域実験の測定方法等について報告があった。ソ連では, 1960 年代から主に U 溶液燃料に関する臨界実験をオブニンスク物理工学研究所で実施しているとのことであった。

米国からは Smolen (ORNL) が, 1988 年までに実施された日 (PNC) 米 (USDOE) 共同臨界実験に関する総括的な報告を行なった。発表では, 主に 1985 年からハンフォードの臨界実験所で実施された抽出器, 燃料貯槽および溶解槽に関連する実験結果が紹介され, SCALE システムによる解析結果についても報告された。また Rothe (ロッキーフラット) が, 高濃縮の硝酸ウラニル溶液のタンク内に棒状中性子吸収体を分散配置させた臨界実験の報告をした。吸収体としては, B, Gd, Cd の酸化物, 金属を用いてラシヒリングとの比較を行なっている。(三好慶典)

II. 計算手法と核データの開発整備

1. モンテカルロ法の改良

モンテカルロ法(MC法)そのものに関する理論的な発表はなく、MC法の臨界問題への応用に関する論文のみでありやや寂しく感じた。しかし、この事実はMC法の臨界安全分野での応用技術がほぼ完成の域に達していることを示しているとも解釈できよう。

MC法の応用で、その有用性があまり明らかでないものに摂動法がある。今回の会議では、ドイツのSeifertにより新しい摂動MCコードOMEGA/Pが発表され、その有用性を実証した。

片倉(原研)らが、KENO-IVを用いて β_{eff} について発表した。ここで、実効的な遅発中性子割合が、遅発中性子割合と、遅発臨界定数と実効増倍率の比との積で定義されている。その結果、随伴中性子束を求めることなく計算可能となっている。計算値は β_{eff}/l の形で実験と比較され、よい一致が得られた。

角谷(CRC総研)らから、MC法での実効増倍率の計算において、核分裂分布の基本モードへの収束を加速する試みが報告された。簡単な形状では加速効果がみられたが、必ずしも加速されない体系もあり、今後さらに検討が必要である。

2. 決定論的手法の開発

臨界安全分野での実効増倍率の評価は、第II-1節でも述べたように、MC法で行われているのが通例で、決定論的手法が用いられることはまれである。これは主に決定論的手法で取り扱える形状が限定されており、3次元形状はほぼ取り扱えないことと、決定論的手法の主流である拡散方程式を用いるときの拡散係数のあいまいさに起因していると考えられる。しかし、決定論的手法にはMC法にない利点もあり、今回の会議では3編の論文が発表された。この中でも英国のHuttonは、数値計算にともなう不確かさの観点からMC法と決定論的手法の優劣を第1表のようにまとめる。また、フランスのSantamarinaと共に決定論的手法による臨界解析の結果を示した。ソ連のPolivanskyらは輸送コード開発について発表した。

平野(東芝)らは、不均質に分布する核物質を有する体系での臨界問題を、最大原理に基づいて定式化

第1表 数値計算手法に伴う不確かさ

項 目	MC 法	決定論的手法
数値解析	比較的高い	低い、しかし評価は困難
モデリング	主にデータ起因	多様なモデルとデータ
反応度のもっとも高い状態の定義	決定は困難	サーベイ計算は容易
コード信頼性	QAによる	QAによる
利用しやすさ	入力データのイメージは得やすい	MC法よりは悪い

し、数値計算結果を示した。学問的に興味深いばかりでなく応用上も重要な研究といえよう。

(角谷浩享)

3. 燃焼燃料の評価手法の開発

米国、英国、日本より各2件、フランス、スペイン、ソ連より各1件の合計9件の発表があり、これらすべてがBurnup Creditに関連するものであった。

(1) 不確かさの要因

使用済燃料の貯蔵施設や輸送容器の臨界性評価で燃焼度を考慮するためには、燃焼度のみならず初期濃縮度、冷却期間、燃料棒中の燃焼度分布等、検討すべきパラメータ数が増大し、不確かさの要因も多くなる。

米国のBiermanは、使用済燃料の破壊検査を行い、核種組成を得た。このデータは、一緒に示された詳細な運転履歴と合わせて、燃焼計算コードのベンチマーク問題となるよう配慮されている。燃料棒軸方向に3位置で検査し、27, 37, 44 GWd/tの燃焼度に対するデータを得ており、FPについては主要12核種が対象となっている。

フランスのAnnoらは、FP核種による反応度効果を解析により求めた。FP核種としては全体の50%の効果を有する6核種に限定したが、30 GWd/tで約7% Δk の反応度効果を有することがわかり、精度が高い断面積を実験により求める必要があることを示した。

英国のIngramらは、20 GWd/t燃焼度の燃料棒の一部をDIMPLE臨界実験装置内に挿入し、その反応度を測定してWIMSコードによる結果と比較した。FPの共鳴吸収領域において実験との相違が見られ、今後さらに最大燃焼度50 GWd/tの燃料を

使用し実験を継続する予定である。

大西(原燃サービス)らは、六ヶ所再処理プラントで使用される燃焼度モニタ装置について紹介した。

高野(原研)らは、使用済燃料の両端部に見られる燃焼度の低い部分による反応度効果を解析によりパラメトリックに検討した結果を報告した。

(2) Burnup Credit 導入の方法

Burnup Credit を導入するために行われている方法論的検討に関する発表が、米国、英国、ソ連、スペインからあり、特にスペインの発表では、BWR 燃料に対する検討も行われている。米国の Brady らは、輸送容器に対して燃焼クレジットを導入するために行われている一連の検討について報告し、計算コードの検証用の実験データセットや計算で考慮すべき核種を示した。

英国の Smith らは、Burnup Credit 導入に関し、FISPIN コードおよび MONK 6 コードで予備検討を行い、FP の断面積精度等の問題点について示した。

ソ連の Vnukov らも、計算コードによる検討を RBMK 用燃料アセンブリーの無限配列体系に対して行なった。

スペインの Conde らは、許認可側から見た検討を行なっている。KENO-IV や CASMO-3G コードにより PWR と BWR の燃料に関し、不確定要因を考慮しても増倍率を 0.95 以下にできる安全側の必要最小燃焼度値を初期濃縮度をパラメータとして求めた。

以上の発表から、Burnup Credit を導入するに当たり既存の計算コードに特に問題はなさそうだが、核データに未だ改善すべき点が残されているようである。さらに各種のパラツキによる効果もあるが、どの程度まで Burnup Credit として考慮するかは、Credit 増大による経済効果とのトレードオフであろう。(高野 誠)

III. 『臨界安全ハンドブック』とデータベース

臨界安全に関する実情的な情報の集約結果が『臨界安全ハンドブック』である。ハンドブックには、臨界安全管理上および評価上の手引きという表看板がある。看板は、データおよびデータベースの確立、計算コードの品質保証、教育訓練などによる裏打ちが重要である。これらの各項目がこのセッションに

は含まれている。

(1) 手 引 き

米国では、臨界安全評価に二重偶発原則が採用されている。この二重偶発事象発生までの平均時間を確率論的な計算で求める試みについて、米国の Barnett が発表し興味を引いた。平均時間ばかりではなく、生起確率が 5% に達する時間も求めてほしい。

奥野(原研)らは、我が国の『臨界安全ハンドブック』改訂事業の概要とその成果の具体例について発表した。これに対して、3 年前に発刊された第 1 版の入手および英語版の作成に関する要望が多く寄せられた。

このほか、米国の Singh らは、USDOE の臨界安全に関する活動計画および現状について報告した。英国の Simister は、臨界安全管理に関する規制の枠組みについて、また英国の Clemson は、BNFL の再処理工場 THORP で採用されている臨界安全管理についてそれぞれ報告した。

(2) データ、データベース

ソ連の Sviridov らは、中性子数が偶数のアクチナイド核種に対する系統性から、これら核種の η 値を計算した。

未公開の実験データを掘り起こし、CD-ROM に収めるという活動について米国の Koponen らによる発表があった。解析の立場からは、実験の信頼性についてもデータベースに含めてほしいところである。また、米国の Koponen は NCIS (Nuclear Criticality Information System) の現状を報告した。主にパソコン通信を介しての情報伝達システムで、利用者は米国内が大部分である。

(3) コードの品質保証

米国の Robinson らは、Oak Ridge の Y-12 工場で実施している臨界安全に関する計算コードの品質保証について報告した。発表通りとすると、かなり厳しい管理を行なっている。翻って筆者らの所の計算コードの管理の甘さが気になった。

英国の Rugde らは、英国の 12 機関に対して実施した標準問題解析の結果について報告した。

(4) 教 育

英国の Gunston は、BNFL の Sellafield に配属された学卒新人に対する教育を、臨界安全に関する部分を中心に報告した。系統立っており参考になる。

Simister らの発表にあったように、英国では臨界事故の発生確率に対する制限という形でリスクの考

え方を取り入れていいる。Barnett の発表は概念的な二重偶発性の原則に定量的評価の道筋を示した。臨界安全評価上でリスクをどのように取り入れたらよいかを考える上で参考になる。全般的な米国の撤退も印象に残った。NCIS の活動に対して USDOE からの経済的支援を失ったとのニュースがこの国際会議の3ヶ月後に届いた。(奥野 浩)

IV. コードとデータ・ライブラリーの検証

臨界解析コードや断面積のライブラリーの検証が求められている分野の一つとして、最近、再処理施設溶解槽での状態の解析が挙げられている。OECD/NEA の臨界ワーキング・グループでも、そのベンチマーク臨界解析問題 19 と 20 でこの課題を取り上げており、このセッションで口頭発表となった3件の論文はすべて溶解槽での臨界解析に関するものであった。

OECD のベンチマーク臨界解析問題 19 と 20 は球状 UO_2 (直径 0.1~2 cm) が軽水、硝酸、硝酸ウランル水溶液等内に分散された体系の増倍率を求めるもので、フランスの Santamarina と Smith は、衝突確率法による共鳴自己遮蔽計算法を組み込んだ格子計算コード APOLLO/PIC による計算値を標準とした解析参加者の計算(9件)の比較検討の結果を報告し、燃料を含む溶液と燃料ペレットからなる系での Fuel double heterogeneity の扱いの重要性を指摘した。三竹(原工試)と佐竹(三菱総研)らも、U・Pu 混合硝酸塩水溶液内に燃料棒を置いた臨界実験の解析精度の改善をねらって、衝突確率を用いた Tone の式²⁾での断面積処理を検討しており、これを問題 19 の解析で評価した結果として、溶液を無限均質媒体と扱う従来の方法は増倍率を低く評価することを示した。

口頭発表の残りの1件として、英国 BNFL の Rice らが THORP の溶解槽設計評価のために用いる WIMS ライブラリーと MONK コードの改良と検証の成果を報告した。特に、Gd を含む溶液系の評価の改善をねらっており、米国 PNL で行われた実験⁹⁾による検証を通じて高い精度の解析を確認したこと、最新版の MONK6B コードでは極めて詳細な解析モデルの設定が可能で、これも精度改善に寄与していることなどを述べた。

MONK コードと附属ライブラリーについての報

告は、Smith と McMillan からもあった。前者は第1図の検証の成果を示し、後者は燃焼の進んだ炉心体系での解析で、比較的小さな不確かさとほぼ一定のバイアスによる評価ができることを示した。燃焼した燃料を含む体系での解析や検証は、今後注目すべき課題といえよう。

第1図 MONK 6コードによる実効増倍率の評価結果(Smith)

米国からは、Olsen らが IFR(Integrated Fast Reactor)の燃料処理での臨界解析のための ZPPR 臨界実験について、また Busch らは Hansen-Roach 断面積の種々の変遷と使用上の留意点、低濃縮 U 系への使用の方法などについて報告した。

(三竹 晋)

V. 核燃料施設の臨界安全評価

1. 核燃料サイクルにおける臨界安全性

口頭発表は9件、ポスター発表は11件、日本の発表は3件で英国の10件に次いで多かった。そんな中で、地元英国の THORP 再処理施設の臨界安全設計に関する多数の発表が目立った。日本からの発表は、柳沢(原研)ら、北野(三井造船)ら、館盛(原研)らによる NUCEF 施設の STACY, TRACY の臨界安全設計、円環貯槽の設計、溶液燃料の不均一濃度分布や媒質の反応度効果の評価であった。

THORP 再処理施設の臨界安全設計(Hobson/英)では、溶解槽の処理量拡大を図り、かつ経済性の観点から、必要最小量の可溶性ガドリニウム($\text{Gd}(\text{NO}_3)_3$)の添加が検討されている。そのため、U-

Gd 系の核計算を行う WIMS と MONK5W コードの検証を米国ハンフォードの CML での臨界、未臨界実験および、OECD-NEACRP のベンチマーク計算により行なっている。

設計では、まず溶解前の溶解槽の最大反応度条件を求め、次に溶解の効果および温度効果と燃焼効果を求めている (Rice/英)。その結果、必要な Gd 設計値を $\pm 0.1 \text{ g/l}$ の精度で求めた。また、パルスカラムでは円搭部に Hf の薄い板をゼンマイ状に巻き、上下の相分離部には炭化ホウ素を含む棒状 SUS 管を

配置した設計となっている (第 2 図)。このような特異な体系の臨界設計を行うために、核計算コードの検証と、工程異常時の Pu 最大到達濃度を求める実験および Hf の形状と配置の最適化が行われた。採用したコードはサーベイ計算用には WIMS, 詳細計算には MONK である。THORP の設計では Burnup Credit は考慮せず $^{240}\text{Pu}=10\%$ としている。

これと対照的な設計として、フランスの Cousinou らが UP3 の連続溶解槽の形状寸法による (正確には質量管理, Burnup Credit も含む) 臨界安全管理につ

第 2 図 THORP 工場 U/Pu 分配工程の Hf スパイラルパルスカラム

いて報告している。

その他の発表では、コンクリート組成(H原子含有量)と反射効果の関係(MacGregor/英), THORP 再処理工場の廃液蒸発処理の臨界安全性(Thorne/英), Sellafield サイトにおける Pu 汚染廃棄物の取扱と臨界管理(Walls, Morrell/英), PWR 燃料集合体貯蔵ラックへの B 含有 SUS 材使用の解析(Bhanot/英), THORP の PuO_2 製造棟の安全評価概要(Cutts/英), 高温化学処理グローブボックス設計の臨界問題(Choi/米), U-Zr 合金製造用アーク溶融炉施設の臨界安全評価(Tollefson/米), Oak Ridge Y-12 における各種 U 化合物貯蔵の臨界安全評価(Reed/米), 使用済金属 U 燃料のボンド貯蔵系の臨界計算の概要(Austin/英), Sellafield の Pu 貯蔵系臨界安全性に対する間隙中性子減速効果(Austin/英), 高度に自動化された MOX 粉体製造ラインの臨界安全性評価(Kindleben/独)があった。(館盛勝一)

2. 新燃料および使用済燃料の貯蔵・輸送

我が国において最近、主に核燃料施設を対象として、『臨界安全ハンドブック』の作成および改訂に関わる作業が比較的活発に行われている。一方、核燃料を運ぶ輸送容器については、このハンドブックの中ではあまり触れられてはいない。その点から、輸送容器等の臨界安全に関してどのような発表があるか関心が持たれたが、この ICNC においては、このセッションの発表は 3 件のみ(うち口頭発表 1 件)であり、低調な印象を受けた。むしろ、同じ輸送・貯蔵でも燃焼燃料の臨界安全の観点からの報告(セッション 2)の方が盛況であった。

発表 3 件は、すべて核燃料の輸送容器の臨界安全に関するものであった。

英国の Butt は、新しく導入を予定している AGR 燃料の照射済燃料輸送容器(MkA2)の落下試験の結果を紹介し、その試験結果を基にして WIMSD と MONK コードを用いた臨界安全評価の結果を報告した。米国の Broadhead は従来、10CFR71 の Fissile Class II であった 2.5 t UF_6 容器を最大濃縮度 5 wt % を有する Class I に分類するため、輸送指数 = 0 の臨界安全上の検討を行なった。解析は SCALE 4 を用いて行われた。同様に、10 t, 14 t UF_6 容器についても 5 wt % までの濃縮度まで許容できることを示した。米国の Schlessner らは、核物質の輸送容器の

臨界解析のモデルを考える上において、(球-シェル)モデルがすべての配置を包含した最大の中性子実効増倍率を与えるモデルであることを示した。

3. 原子炉施設の臨界安全評価

発表は、臨界安全の分野では珍しい事故等を起こした原子炉を中心に、その他原子炉施設の臨界安全評価に関するものをまとめたものであり、すべてポスター発表であった。

旧西独の Kirchner は、SNR-300 型の Na 冷却型高速炉の炉心内に入る 1 次循環ポンプからリークするオイルが、炉心の反応度に与える影響について SCALE 3 を用いて解析し、オイルの量に応じ反応度が上昇することを示した。米国の Byrne らは、事故を起こした TMI-2 号炉の燃料取出し作業時に重要な配慮が必要になる再臨界を防ぐための基準および検討内容について紹介し、ホウ酸中の B 濃度を 4,350 ppm 以上にすることで安全上問題ないことを示した。英国の King らは、火災事故により 1957 年以降閉鎖したままになっているウインズケール 1 号炉について、シャットダウンしている現状での臨界解析を行い、適度な安全余裕を有していることを示した。イランの Zaker らは、テヘラン研究炉の使用済燃料ラックの臨界安全性について検討し、燃料集合体落下時の評価結果を基にして、設置ラック数の制限値を求めた。(北野照明)

VI. 測定技術と臨界パラメータ

7 件の発表(うち 3 件はポスター発表)があったが、特に共通の主題はなくおのおの独立していた。国別にみると米国 3 件、日本 2 件、英国、台湾各 1 件で、フランスの発表のないのが意外であった。以下に各発表の概要を記す。

米国の Pare らは、Cf 中性子源を用いた雑音測定(Mihalczo 法)の装置開発について報告した。SUN ワークステーションを使って、データ処理を迅速に行うとともに、内蔵しているモンテカルロ・コード KENO-Va と断面積セットで固有値計算を実行し、測定された実効増倍率と比較する。さらに検出器出力の時系列データのシミュレーションから計算したスペクトル比を、測定値と直接比較することができる。装置は高さ 4 ft のラック 1 個分に収まっており、さらに無駄を省けば小さくできるとの発表であったが、発表者が Mihalczo でなくやや迫力に欠ける気

がした。

英国の Dye らは、核分裂物質モニタの概要とその役割について、Sellafield で使用している核分裂物質モニタの概要と、その臨界安全管理における位置づけについて報告した。技術論よりは方法論あるいは安全管理方針の説明であり、印象は薄かった。

須崎(原研)は、軽水減速・軽水反射体付体系の指数実験とパルス実験について報告した。指数実験とパルス実験から静的反応度(実効増倍率)を算出する首尾一貫したデータ処理式を導いており、これを高末臨界体系に適用し測定値と計算値との比較から、指数実験が高末臨界度測定法として有利であると論じた。その根拠は、指数実験時の中性子束分布が、特に反射体領域で、静的反応度算出の基になる分布と似かよっているからである。ただし、会場に実験と計算の両方に明るい人が少なかったためか、発表者の主張はすぐに理解されなかったようである。

須田(名大)らが、Cf 中性子源を用いた雑音測定の新しいデータ処理法について報告した。H. V. Dam が BWR の雑音解析に使った検出器インポートンス関数を利用した、新しいデータ処理法の提案である。従来の ω_p モード展開法と異なり多数のモードを合わせなくても、高末臨界体系の空間依存性を表現することができ、その結果、正確な実効増倍率を測定値のスペクトル比から算出できる。発表者はこれを未臨界度モニタとして活用することを考えているが、フランスの研究者は燃焼度測定は意味があるが、未臨界度モニタの必要性はあるのかと疑問を呈していた。

米国の Anderson らが、ウランウム溶液の中性子発生率の測定について報告した。フランスの CRAC や米国の Los Alamos 研究所における実験のパルス出力の評価には、中性子発生率の見積りが重要であるとの問題意識から、5%濃縮フッ化ウラニルと 93%濃縮硝酸ウラニル溶液の中性子発生率を、ポリエチレン中に 20 本の ^3He 検出器を円環状に配置した高効率の検出器で測定した。バックグラウンド計算値の注意深い評価はもちろんのこと、サンプル体積の異なる測定値のゼロ体積への外挿や、計算値に対する気圧変動効果の補正も行なった。10%の測定誤差が検出効率のエネルギー依存性の不確かさからきており、この低減が今後の課題である。種々の誤差要因を徹底して追求している点に、この仕事の確からしさが感じられた。

米国の Spriggs は、実効遅発中性子割合の測定について報告した。Rossi- α 法と中性子源増倍法とを組合せ、中性子平均寿命と検出効率とは独立に β_{eff} を求める方法を提案した。ただし、固中有中性子源強度の絶対測定を必要とする点で、最近国内でも話題の ^{252}Cf 中性子源法や Bennett 法と比較して、測定の困難さの点では大きな利点はないと考えられる。筆者は β_{eff} の測定に興味があり、討論を期待したが、筆者自身が出席しておらず拍子抜けであった。

台湾の Jiang が、臨界近接実験の経験について報告した。反射体領域に外部中性子源を配置した臨界近接実験で、臨界に近づいたので中性子源を取り除いたら、出力が急上昇し危険を感じてスクラムした。この原因は中性子源容器が吸収体として効いていたからだと説明していた。発表者との立ち話で、自分は計測の専門家であり、炉物理はあまり詳しくないのでとても驚いたと素直に述べていたが、このことの方が筆者にはよほど驚きであった。(山根義宏)

VII. 臨界事故解析および警報システム

臨界事故の解析、事故時の被曝線量・ソースターム評価、臨界警報システムに関する研究成果の報告が行われた。13 件のうち 4 件はポスターセッションで行われた。

1. 臨界事故の解析

本テーマに関しては、フランスが実験、英国が解析を行う形の共同研究結果が 3 件報告されており、この分野では最も進んだ成果を挙げている。フランスの Rozain らは、粉末燃料に水が浸透した場合の臨界事故解析を行なった。このために UO_2 粉末に水が浸透する過程を実験により測定し、反応度の添加速度を評価し、また水分を含む UO_2 粉末をパルス炉である SILENE により照射し、過渡出力下での粉末の熱的挙動を測定している。解析は英国で開発された動特性コード POWDER を用いて行われた。英国の Mather らは、溶液燃料の臨界事故解析コード CRITEX の検証計算結果を報告した。この計算は、フランスで行われた臨界事故模擬実験 CRAC および SILENE の実験データをよく再現していた。更に、同コードを用いて、正の温度反応度係数を有する低濃度 Pu 溶液の仮想臨界事故等のいくつかの興味ある事故シナリオの解析および米国の溶液燃料臨界実験装置 SHEBA の実験解析を行なっている。

一方、米国の Hetrick は、状態方程式、エネルギーおよび運動量保存式と 1 点炉動特性方程式の組合せにより溶液燃料体系の臨界事故解析を行なった。同手法では圧力を解析することができ、CRAC, SILENE 等の実験データを比較的良好に再現していた(第3図)。また、中島(原研)らは、事故解析コードで使用している各種ボイドモデルの比較計算および初期中性子密度の事故事象への影響を評価した。この結果、急速な反応度添加条件の下では、低濃縮 U 燃料においても核分裂連鎖反応の開始の時間遅れが観察されることが示された。

第3図 SILENE 実験と解析の比較
(逆炉周期 $\omega = 442\text{s}^{-1}$)

2. 被曝線量およびソースターム評価

米国の McLaughlin は、文献をレビューすることにより、各種状態の燃料に対する潜在的な事故規模を評価し、また、事故防止および発生頻度に対する検討を行なっている。この結果、金属・粉体燃料系では事故の発生頻度を低減する努力をすべきであるのに対し、溶液燃料系では事故後の対応計画を充分

に検討すべきであるとしている。

フランスの Barbry は、SILENE および CRAC を用いて行なった臨界事故時の線量測定、事故停止措置を行なった場合の被曝量測定、臨界警報装置の改良について述べている。このなかで、臨界警報装置は事故の発生を知らせるだけでなく、事故後の線量率変化等を測定、記録する機能が必要であるとしている。後述の臨界警報システム EDAC II は、従来のシステム EDAC に対してこの機能を付加したものである。

このほか、英国の Delafield らは、臨界事故時の被曝線量評価を行う計算プログラム CRISIS について報告した。これは、臨界事故用個人線量計等の測定結果から被曝量の最適評価を行うプログラムである。また、米国の Nguyen らは、Lawrence Livermore 研究所の金属製造工程における仮想臨界事故時ソースタームの計算を行い、環境への FP 放出を評価している。このなかで、ソースターム量は施設の換気条件に大きく依存しており、通常の条件では、非常に小さいことが示された。

3. 臨界警報システム

米国の Malenfant は、臨界警報装置の基準(ANSI/ANS-8.3-1986)に対する批判および改善のための提案について報告した。このなかで、考慮すべき最小臨界事故の基準としては、現在使用されている線量率ではなく積算線量を用いるべきであるとしている。また、Los Alamos 研究所の 10 台の臨界実験装置の概要および将来計画に関する発表も行なった。同研究所の実験装置 SHEBA では、溶液燃料の臨界事故事象に関する実験が行われており、成果の公開が望まれる。英国の Cooper らからは、BNFL における臨界警報装置および事故時の対応計画の基本的考え方が報告された。この考え方は、Selafield の各施設において適用されている。フランスの Prigent らは、臨界警報システム EDAC II の紹介を行なった。(中島 健)

— 参 考 文 献 —

- (1) 清瀬量平, 他: 各国の臨界安全性研究, 原子力誌, 30[6], 557(1988).
- (2) TONE, T.: *J. Nucl. Sci. Technol.*, 12, 467 (1975).
- (3) BIERMAN, S. R., et al.: PNL-4976, (1984).