

会議のトピックス (II)

臨界安全評価のための不確定性解析に関する NEA 専門家グループの活動紹介

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

2007年、OECD/NEAにおいて臨界安全評価のための不確定性解析に関する専門家グループ (Expert Group on Uncertainty Analyses for Criticality Safety Assessment) が設立され、第1回会合が昨年12月5~6日に開催されましたので、この専門家グループの活動について紹介したいと思います。

まず、本専門家グループの目的ですが、臨界安全解析におけるバイアスと不確定性を決定するための最も効率的で安全な方法論を推奨し、その方法論についてのガイダンスを提供することとたわわれています。この目的では漠然としてよく分かりませんが、実効増倍率 (k_{eff}) の実験値と計算値の間に存在するバイアスを評価するための手法をレビューし、ベンチマーク問題でその手法を比較しようということです。バイアスを生じさせる原因は、核データ誤差、計算モデル誤差、実験装置や燃料の製造誤差など様々な原因がありますが、核データについては近年精力的に共分散データとそれを処理するコードシステムが整備されてきたこと、計算モデルについてはモンテカルロコードを用いて統計精度のよい計算ができるということなどから、定量的に誤差要因を評価できるようになっています。また、臨界安全データベースを作成するための手法として、従来の単純な傾向解析 (trending analysis) ではなく、実験の相関も考慮した統計的手法を用いるようになってきたことなどがこの専門家グループ設立の背景にあると思われます。

この専門家グループは昨年8月31日に臨界安全ワーキングパーティ (WPNCs) の第11回会合で提案され、その後、NSC bureauによって承認され、12月に発足しました。12月には最初の活動として、キックオフ会合がフランスの IRSN (フランス放射線防護原子力安全研究所) において開催されました。以下では、その会合報告を述べ、最後に専門家グループの現状と JAEA としての取り組みについて少しお話ししたいと思います。

2. キックオフ会合報告

キックオフ会合は2007年12月5～6日にフランスのIRSN（フランス放射線防護原子力安全研究所）において開催され、欧州からの参加者（IRSN, NRI（チェコ）、PSI、EMS（スウェーデン）、AREVA、CEA、University of Pisa）を中心に、全体として約25名の参加者がありました。日本からは筆者と内藤氏（(株) ナイス）、米国からはINLのNigg氏、ORNLのRearden氏、ANLのMcKnight氏が参加しました。今回はその第1回目の会合ということで、各研究機関における不確定性及び感度解析の現状、計算手法などの紹介が行われ、全部で20件の口頭発表がありました。その後、当初からこの専門家グループの設立にかかわってきたIRSNのIvanova女史が議長に選出され、実施計画書（mandate）についての議論、今後の計画についての討論を行いました（会議は発表件数が多く、予定の1日半では終わらずに1日目と2日目とも来訪者が敷地内に滞在できる午後6時ぎりぎりまで行なわれました。結局、最後の討論は2日目の午後4時ごろから行われ、飛行機の時間があるため、討論に参加せずに帰る人もいました）。

以下に、主な発表についての概要を簡単にまとめます。

● Current Status of the Methodology Used for Criticality Safety Assessment in IRSN (Evo & Ivanova, IRSN)

IRSNのEvo氏とIvanova女史はIRSNで用いられている臨界安全評価手法の現状について紹介した。

臨界安全評価はよく用いられる次式

$$k_{eff} + 3\sigma \leq 1 - \Delta k_s$$

に基づいている。ここで、 Δk_s は安全余裕であり、一般的には5%が用いられる。IRSNでは、administrative marginとvalidation biasから決定している。Validation biasは設計体系に類似の実験を選定し、それをフランスの臨界安全パッケージCRISTALで解析、C-E値を見て、バイアスが負になる（計算値が実験値を過小評価する）場合にこのバイアスを考慮している。筆者は類似の実験を選定するのにrepresentativity factorを用いているのかと質問したところ、component analysisという統計的な手法を用いて実験の選定をしているとのことであった。

さらに、IRSNではCRISTALパッケージに含まれているAPOLLO2（衝突確率法による実効断面積生成）-MORET4（多群モンテカルロコード）の妥当性評価を行っている。妥当性評価のためのデータベースはICSBEP（International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project）Handbookから取った実験が80%を占めており、残りはフランスで行われた実験となっている。

● Criticality Safety Analysis Methodologies at the INL (Nigg, INL)

INLのNigg氏はIdaho National Laboratoryにおける臨界安全解析手法について報告した。

INLでは幅広い臨界安全施設を扱っている。様々な燃料を貯蔵するプール（水）を始め

とし、スリーマイルアイランドの燃料などの Dry storage、ZPPR 燃料、EBR-II 燃料要素などの高速炉燃料、Pu-238 生成のための Np-237 ターゲット（これは宇宙炉のために集めているとのこと）、GNEP での燃料研究のための高次アクチノイドなどである。

INL での臨界安全パラメータのベースラインは以下のようにになっている。

- $k < 1.0$ が Absolute safety limit
 - $k \leq 0.95$ が INL administrative limit
 - k_{adj} は k の計算値+バイアスで random uncertainty (2σ) だけ administrative limit より小さい値
 - k_{model} は model with conservative assumption の k で k_{adj} より実験などから確立されるバイアス分だけ小さい値
 - k_{BE} は best-estimate k_{eff} for target system で k_{model} より余裕 (margin) 分だけ小さい値
- 筆者はこの専門家グループではどの部分をターゲットにするのかと質問したところ、Ivanova 女史から k_{adj} と k_{model} の間のバイアスの部分であるとの回答であった。

INL で用いられている計算コードは NJOY/MCNP、SCALE、TSUNAMI、TWODANT/PARTISN である。決定論的手法に基づく TWODANT/PARTISN は微小反応度を計算するのに用いている。

後半の発表では ICSBEP の活動概要が述べられた。

● On Methods to derive the Upper Subcriticality Limits on the Basis of Benchmark Criticality Calculations (Vasiliev & Kolbe, PSI)

PSI の Vasiliev 氏はベンチマーク臨界計算を基礎とした未臨界限度 (USL: upper subcritical level) の導出法についての講演を行った。

Vasiliev 氏は未臨界限度を計算するのに lower tolerance band (LTB) 法 (H.R. Dyer et al., Trans. Am. Nucl. Soc., Vol 63, 1991) を用いた手法を紹介した。この手法のパラメータのひとつである pooled variance S_p の評価は $S_p = \sqrt{s^2 + \bar{\sigma}^2}$ (s : $k_{\text{eff}}^{\text{calc}} / k_{\text{eff}}^{\text{bench}}$ のばらつき、 $\bar{\sigma}^2$: モンテカルロ法による統計誤差と実験誤差の和) によって行っている。また、臨界安全評価における過剰な保守性を低減するために、最近のポイントワイズライブラリによるモンテカルロコードの使用、最近の ICSBEP データの利用、USL 評価において $k_{\text{eff}}^{\text{calc}} / k_{\text{eff}}^{\text{bench}}$ の分布に対してガウス分布を適用する正当性の検証などを考慮している。

質疑応答では、EMS の Mennerdahl 氏がバイアスと不確定性は相関があるので一緒にするべきではないというコメントがあった。

● Sensitivity- and Uncertainty-Based Criticality Code Validation Techniques (Rearden, ORNL)

ORNL の Rearden 氏は感度解析と不確定性解析に基づく臨界安全コードの妥当性評価手法について講演を行った。

感度係数の定義、実効増倍率の断面積誤差に起因する不確定性、設計 (design application)

と実験 (benchmark experiment) の間の相関係数とそれらについての例が説明された。また、Generalized Linear Least-Squares (GLLS) による断面積調整法、設計計算におけるバイアスと不確定性の評価法についても説明された。

● Criticality Safety Assessment in the Japanese Criticality Safety Handbook (Naito, NAIS)

ナイスの内藤氏は日本の臨界安全ハンドブックで採用した臨界計算コードの誤差評価の方法について説明を行った。

臨界安全ハンドブックでは、モンテカルロ計算 (JACS システムの KENO-IV) を用いて多くの臨界実験体系を解析し得られた実効増倍率の値の平均値と分散から推定臨界下限増倍率を決定し、ある体系に対して JACS システムで計算した実効増倍率が推定臨界下限増倍率より小さければ、未臨界であると決定する。

臨界安全ハンドブックは、初版が 1988 年に出版され、第 2 版が 1999 年に発行された。将来、最新の手法と核データに基づいてハンドブックデータ集は置き換えられるだろうとのことであった。

● Tools for Criticality Safety Validation Developed in Institute for Physics and Power Engineering (Golovko, IPPE)

IRSN の Ivanova 女史が IPPE の Golovko 氏の代わりに IPPE における臨界安全評価ツールについての発表を行った (Ivanova 女史は Golovko 氏の元同僚だとのことである)。

IPPE では SKALA コードパッケージが臨界安全評価のために開発されている。臨界計算は ABBN 型多群断面積とモンテカルロコード MMKKENO、輸送コード TOWDANT を用いている。SKALA パッケージは単に実効増倍率を計算するだけではなく、不確定性解析を行う。不確定性解析では数密度誤差に起因する不確定性、断面積データに起因する不確定性、積分実験の統計解析から導かれる系統的バイアス (systematic bias) を評価することができる。また、SKALA データバンクに含まれるベンチマーク実験データベースを用いた炉定数調整が可能である。ABBN 断面積の共分散は LUND ライブラリから生成され、そのライブラリは ENDF/B-V の共分散データに基づいている。また、実験データの共分散は LEMEX から生成され、そのライブラリは工学的判断に基づいている。

● Sensitivity and Uncertainty Analysis Methodologies for Fast Reactor Physics and Design at JAEA (Nagaya, JAEA)

筆者は JAEA における高速炉物理と高速炉設計に対する感度解析手法について発表を行った。発表後の質疑応答では、発表で少しだけ紹介した燃焼解析コード SAGEP-BURN に質問が集中した。どのような感度係数を計算できるのか、branching ratio に対する感度は計算できるのか、公開文献はないのかという質問があった。SAGEP-BURN については今回の専門家グループの目的と少し外れており、記憶が定かではなかったので後ほど調

べて回答することとした（この件については既に専門家グループのメンバーにメールを送付済み）。臨界安全分野では、燃焼クレジットに関心が高く、そのため燃焼感度計算への質問が集中したようである。

● Experience with Uncertainty and Sensitivity Analyses at GRS (Zwermann, GRS)

GRS の Zwermann 氏はドイツ GRS における不確定性解析と感度解析手法についての講演を行った。

まず、SUSA パッケージに基づく不確定性解析と感度解析手法が紹介された。この手法では、不確定性に寄与する物理モデルや入力パラメータを同定し、それらのオプションや取り得る範囲を設定する。それから確率分布を指定して、モンテカルロ法によりサンプリングし、100 ケースの入力データを作成する。これらの入力データを SUSA パッケージでその結果から不確定性を推定するというものである。この手法の利点は特別な感度解析コードの必要性がなく、既存コードでの評価が可能であるという点である。しかし、計算時間がかかること、入力パラメータの確率分布の決定に専門化の知識が必要であるということである。

また、ORNL で開発された TSUNAMI システムを用いた感度解析・不確定性解析を行っており、オキシフッ化ウラン (uranyl fluoride) を主としたベンチマーク実験データの妥当性を評価している。

● The Tools for Criticality Safety Assessment under development in IRSN (Richet & Ivanova, IRSN)

IRSN の Richet 氏と Ivanova 女史は IRSN において開発中の臨界安全評価ツールの紹介を行った。

実効増倍率のバイアスを評価するツールとして MACSENS を開発している。これは核データと計算手法のバイアスとそれに起因する不確定性を評価するツールである。実効増倍率のバイアスを統計モデル (stochastic modeling) によって評価する。データ解析手法として principal component analysis が用いられている。

また、Generalized Linear Least Square Method に基づく不確定性解析ツールも開発している。これは核データ誤差に起因する不確定性（彼らは核データによるバイアスと表記している）と technological uncertainty（実験データの相関を考慮した不確定性）を評価するツールである。

● Evaluation of Criticality Acceptance Criteria Using Monte Carlo Methods (Neuber, AREVA)

AREVA の Neuber 氏はモンテカルロ法を用いた criticality acceptance criteria の評価法を紹介した。

基本的には GRS の Zwermann 氏の手法と同様である。不確定性のある入力パラメータ

の確率密度分布を設定し、そこからサンプリングした入力パラメータを用いて計算した実効増倍率の結果から **criticality acceptance criteria** を評価するというものである。彼らの手法は洗練されており、パラメータベクトル（入力パラメータ変数）はシステム条件に応じて、同位体組成、燃料設計データ、体系設計データとそのパラメータ範囲が多次元空間において設定され、モンテカルロ法によりそのパラメータ範囲から入力パラメータをサンプリングする。

燃焼度クレジットに関する解析では核種生成量のバイアスと不確定性についての影響も考慮しており、この場合は **isotopic correction factor**（PIE から得られた実験値/計算値）の分布を考えることにより核種生成量の不確定性が実効増倍率に与える影響を考慮している。

● Status of CSA development at PSI (Vasiliev & Kolbe, PSI)

PSI の Kolbe 氏は PSI における臨界安全評価手法の現状を発表した。

PSI では MCNPX を用いて臨界安全評価を行っている。未臨界限度を評価する手法は **administrative margin** と信頼幅で評価する方法と **lower tolerance band (LTB)** 法があり、Vasiliev 氏が LTB 法を前の発表で紹介したが、PSI における現状の手法は前者の方法である。即ち、

$$k_s + \Delta k_s \leq USL = \text{Min}(\bar{k}_c, 1.0) - \Delta \bar{k}_c - \Delta k_{am}$$

で計算する。 Δk_s はモンテカルロ計算の統計誤差 2σ 、 \bar{k}_c は $k_{eff}^{calc} / k_{eff}^{exp}$ を分散の逆数で重み付けした平均値で、分散にはモンテカルロ計算の分散とベンチマーク誤差の分散の和を用いる。また、 $\Delta \bar{k}_c$ は **pooled variance** $S_p = \sqrt{s^2 + \bar{\sigma}^2}$ (s : $k_{eff}^{calc} / k_{eff}^{bench}$ のばらつき、 $\bar{\sigma}^2$: モンテカルロ法による統計誤差とベンチマーク誤差の和) に係数をかけたもので計算され、係数は $k_{eff}^{calc} / k_{eff}^{exp}$ の分布が正規分布していると仮定し、信頼度 95%、比率 95% に対する区間として計算される。 Δk_{am} は **administrative margin** で 0.05 である。サンプルとして、ICSBEP から 149 個のベンチマークデータを用いている。

また、 $k_{eff}^{calc} / k_{eff}^{exp}$ のライブラリ依存性を調べてみると JEFF-3.1 と ENDF/B-7.0 が最も 1.0 に近い（最もバイアスが小さい）ということである。

● TSUNAMI - Tools for Sensitivity and Uncertainty Analysis Methodology Implementation (Rearden, ORNL)

ORNL の Rearden 氏は感度解析・不確定性解析ツール TSUNAMI の紹介を行った（Rearden 氏は TSUNAMI のコードマネージャーで、TSUNAMI のワークショップも行っている）。

TSUNAMI は一次線形摂動理論（**first-order -linear perturbation theory**）に基づいて実効増倍率の断面積に対する感度を計算する。各核種の核反応に対するエネルギー依存感度を TSUNAMI の 1 次元、3 次元解析ツール（モンテカルロコード KENO V.a）を用いて計算することができる。これらの感度と断面積共分散を組み合わせると、核データ誤差に起因

する実効増倍率の不確定性を評価することができる。TSUNAMIにおける実効増倍率の感度計算では多群断面積変化による陽的な (explicit) 効果と自己遮蔽の変化による陰的な (implicit) な効果を考慮することができる。

TSUNAMI-3D 解析シーケンスでは、CENTRMST/PMCST モジュールを用いて連続エネルギー輸送計算で陰的な効果を含む多群断面積を用意し、それを用いて KENO V.a モンテカルロコードで角度モーメントを含む多群中性子束、随伴中性子束を計算する。その後、SAMS モジュールで感度係数を生成、実効増倍率の不確定性を評価する。

TSUNAMI-IP (Indices and Parameters) を用いれば2つの体系の類似性の度合い (degree of similarity) を決定することができる。この類似性評価は設計体系に対するコードの妥当性評価においてベンチマーク体系の適用性を決定するために行われる。

● Reduction of calculation error and uncertainty using mock-up experiments (Vernard, CEA)

CEA の Vernard 氏はモックアップ実験を用いた計算誤差と不確定性の低減について発表した。

核データによる核特性パラメータの不確定性を低減するために積分実験を利用する。即ち、炉定数調整法 (彼らの表現では statistical adjustment method) を用いる。断面積共分散データは JEF の 15 群データを用い、C/E 値と感度係数の計算には CRISTAL パッケージの P3S8 計算もしくは MORET4 による 172 群の多群モンテカルロ計算が用いられる。また、参照計算として、連続エネルギーモンテカルロコード TRIPOLI4.3 も用いられる。

また、モックアップ実験と設計体系の類似性を示す指標として代表性因子 (representativity factor) が有用であることも示された。CRISTAL パッケージを用いた解析例として、1984年から1986年にEole炉心で行われたERASMEプログラム(臨界実験)と1969年にMASURCA炉心で行われた1A'実験(FBR設計)を用いて、代表性因子と不確定性低減効果が示された。

● A Method for Estimating Criticality Lower Limit Multiplication Factor (NAITO, NAIS)

ナイスの内藤氏は実効増倍率の臨界下限値を評価する手法を紹介した。

まず、内藤氏は連続エネルギーモンテカルロコード MVP を用いて核データライブラリを変更した計算と同じ核データライブラリで MVP と MCNP を用いた計算結果を示し、計算コードの違いによる差よりも核データによる差が大きいことを示し、核データに起因する誤差が重要であることを示した。また、臨界下限値を推定する手法として、モンテカルロ法で初期乱数を変えた計算を何回も行い、得られた実効増倍率の頻度分布の平均値から 3σ 小さい値を臨界下限値とすることを提案した。

● Selection of Integral Experiments for CSA and Creation of Their Uncertainty

Covariance Matrix (Golovko, IPPE)

IPPE の Golovko 氏に代わり Ivanova 女史から臨界安全評価のための臨界実験の選択とそれらの共分散行列の生成についての発表があった。

この臨界実験の選択は矛盾のない積分実験セットを作成することが主目的である。まず始めの選択として、U-235, U-238, U-233, Pu-239, H, O の断面積の精度が実験と計算のバイアスへ影響を与える実験だけを選択する。また、複雑な炉心での実験、実験タンクの位置の影響がある実験、タンクと相互作用する実験は除いている。このようにして ICSBEP ベンチマークデータから実験を選択し、カテゴリー（組成、濃縮度、実施機関など）別に分類、不確定性に対する共分散行列を構成する。実効増倍率の計算値と実験値のばらつき、感度係数、実効増倍率の不確定性に対する共分散行列、核データ共分散行列を用いて、一般化最小二乗法（generalized least squares method）に基づき、統計解析を行う。 $\chi^2 \gg 1$ であれば実験データまたはその不確定性に矛盾があると判定する。実際の例では、HEU（High Enriched Uranium）の体系について 84 の実験データが 62 の実験データにしぼりこまれ、Pu-239 の体系について 85 の実験データが 81 の実験データにしぼりこまれた。

● Evaluation of technological and nuclear data uncertainties for ICSBEP critical benchmarks (Mounier, CEA)

CEA の Mounier 氏は ICSBEP ベンチマークに対する技術的データおよび核データに起因する不確定性の評価法について発表した。

ベイズの定理を組み合わせた一般化最小二乗法（generalized linear least squares method : GLLS method）は核データ評価、FBR の設計における炉定数調整、熱炉における核データ評価者へのフィードバック、臨界安全の妥当性評価などで広く用いられている。CEA では GLLS ツールが利用でき、PWR の分野で用いられている。

また、感度計算では、連続エネルギーモンテカルロコード TRIPOLI4 で相関サンプリング法により感度が計算でき、簡略化された体系では APPOLO2 を用いて感度が計算できる。筆者がすべての感度を TRIPOLI4 で計算しているのかと質問したところ、通常は決定論コードで行っており、参照解として TRIPOLI4 で計算とのことであった。

● Development of Cross-Section-Covariance Data Libraries for SCALE (Rearden, ORNL)

ORNL の Rearden 氏は SCALE システムの断面積共分散データライブラリの開発について発表した。

断面積の不確定性データを感度解析で使用する前に、断面積処理コードでそのデータを処理する必要がある。ORNL では ENDF/B-VI を処理するために PUFF-III モジュールを開発したが、これは内部コードで外部には公開されなかった。現在では PUFF-IV の開発が行われている。SCALE システムの共分散ライブラリは以下のようなものを含んでいる。

- ENDF/B-VI の共分散 (49 核種)
- その他の核データの共分散
 - ENDF/B-V の共分散 (B-10 の 1 核種)
 - JENDL-3.3 の共分散 (7 核種)
 - CENDL-2 の共分散 (2 核種)
 - JEF-3.1 の共分散 (1 核種)
- 核分裂スペクトルに対する共分散 (9 核種)
- 核データに共分散の評価がない核種については積分測定の不確定性 (Mughabghab のデータ) から近似的に共分散を評価。

SCALE5.1 で ENDF/B-VII の Gd, Pu-239, U-233, U-235, Ti に対する共分散データがライブラリに追加され、2008 年に公開予定である。また、SCALE6 では ENDF/B-V, VI, VII の共分散データがすべて含まれる予定である。

3. 専門家グループの現状について

キックオフ会合でベンチマーク問題の設定について議論され、熱スペクトル体系、中速スペクトル体系、高速スペクトル体系の 3 つエネルギー領域の問題を設定すること、かつ単純な体系の問題であることが決められました。それを受けて Ivanova 女史によって ICSBEP ハンドブック¹⁾から熱スペクトル体系 (PU-SOL-THERM-005-005)、中速スペクトル体系 (LEU-COMP-THERM-049-007)、高速スペクトル体系 (IEU-MET-FAST-007-001) の 3 つエネルギー領域の問題が提案されました (Fig. 1~3 参照)。さらに、CEA の Venard 氏の提案により LEU-COMP-THERM-040-010 の問題 (Fig. 4) が追加され、この 4 つの体系についてのバイアスとバイアスの不確定性を評価するというベンチマーク問題が設定されました。今年 4 月にこのベンチマーク問題が参加者に送られ、現在各機関においてベンチマーク問題を解いているという段階です。

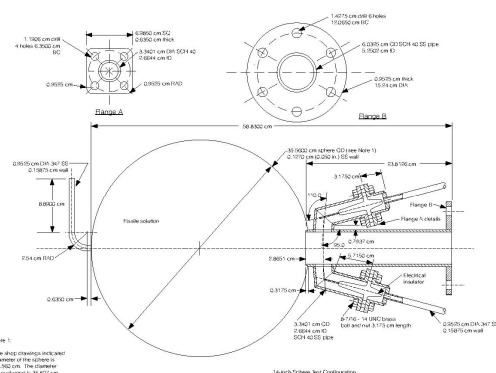


Fig.1 熱スペクトル体系
(Pu 溶液球体系, PU-SOL-THERM-005-005)

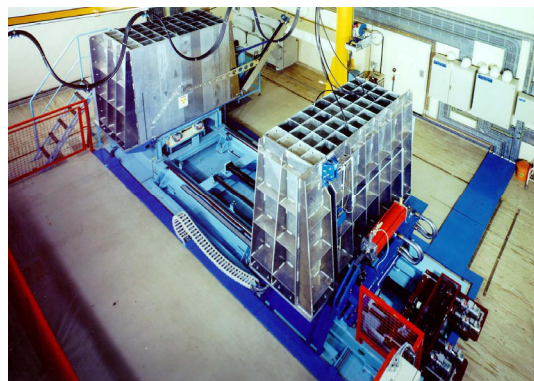


Fig.2 中速スペクトル体系
(MARACUS, LEU-COMP-THERM-049-007)

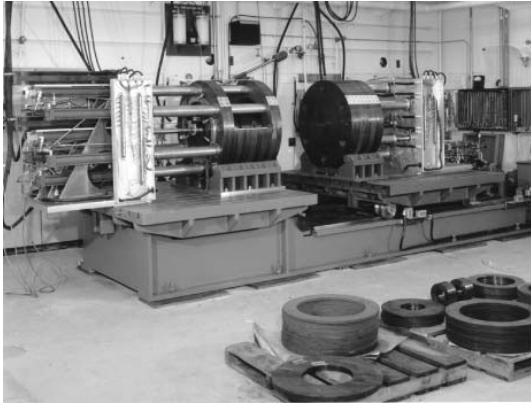


Fig.3 高速スペクトル体系
(BigTen, IEU-MET-FAST-007-001)

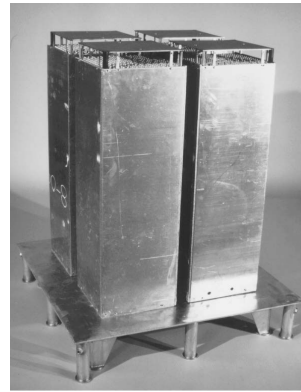


Fig.4 容器入り燃料ピン集合体系
(LEU-COMP-THERM-040-010)

今後のスケジュールとしては、7月までにベンチマーク問題の結果を送付し、各機関からの結果を元に Ivanova 女史が中心となって現状レポート (state of art report) を作成するという事になっています。さらに、第2回専門家会合を12月4、5日にパリのNEA オフィスで行うことが予定されています。

日本側の対応としては、JAEA の安全研究センター核燃料サイクル施設安全評価研究グループと次世代原子力システム研究開発部門炉心解析グループ共同でこのベンチマークに参加する予定で、現在どのように対応するか協議中です。

4. おわりに

臨界安全評価のための不確定性解析に関する専門家グループの活動を簡単に紹介すると共にキックオフ会合の報告についてまとめました。本専門家グループは WPNCs の配下に属していますが、核データの共分散データを利用するという点では、WPEC SG26 (Nuclear Data Needs for Advanced Reactor Systems) や SG28 (Processing of Covariance Data) とも密接に関連しています。核データの共分散データの重要性が認識されると共に幅広い分野において用いられるようになってきていることを、本記事によって核データコミュニティーに少しでもお伝えできれば幸いです。

本専門家会合に関する情報は <http://www.nea.fr/html/science/wpncs/UACSA/> で公開されています。また、キックオフ会合で発表に用いられたスライドは PDF 化されて、ここで公開されています (ただし、スライドのダウンロードについてはパスワードが必要です)。興味を持たれた方は一度サイトを訪問してみてください。

参考文献

- 1) “International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments,” Organization of Economic Cooperation and Development/Nuclear Energy Agency, NEA/NSC/DOC(95)03 (September 2007 Edition).