

IAEA での最近の高速炉物理研究活動

日本原子力研究開発機構

石川 眞

ishikawa.makoto@jaea.go.jp

1. はじめに

国際原子力機関 (IAEA) の活動形態のひとつに、「調整研究プロジェクト (CRP: Coordinated Research Project) があります。これは、各国の代表機関が IAEA と特定のテーマについて研究契約を結び、数年間研究を行って IAEA 技術報告書 (TECDOC) を発行するもので、トピックス的に開かれる通常の専門家会議とは異なります。この CRP 会合はほぼ年に 1 回の頻度で、5 日間の長きにわたって開かれますが、この出張費用は IAEA が負担するため、参加者は実際に解析などを実施して行って会合で報告し、さらにそこで課せられる多くの宿題 (Action Lists) をこなすことが義務となっています。ここでは、IAEA の最近の高速炉物理研究の状況をお知らせすることを目的として、1999 年から 2006 年にわたって設置された CRP「高速炉反応度誤差の低減 (Updated Codes and Methods to Reduce the Calculational Uncertainties of the LMFR Reactivity Effects)」の活動概要^{1,2)}をご報告したいと思います。本 CRP の目的が必ずしも核データの検証にあるわけではなく、また参加各国が必ずしも各々の最高レベルの解析手法を持参してきているわけでもないようなので、あくまで IAEA はこんなこともやっているという参考情報としてお読み下されれば幸いです (本報告には、筆者の偏見がそうとう入っていることもあらかじめご承知ください)。

2. 目的と経緯

本 CRP の設置は、1999 年 5 月に開かれた IAEA 高速炉国際ワーキンググループ (IWGFR) の年会で正式決定されました。参加国は、ロシア (IPPE¹、OKBM² (後半から欠席))、フランス (CEA)、英国 (UKAEA、のちに Serco Assurance)、ドイツ (FZK³、後半から参加)、米国 (ANL、後半から欠席)、インド (IGCAR⁴)、韓国 (KAERI)、中国 (CIAE、半分欠

¹ IPPE: Institute of Physics and Power Engineering

² OKBM: OKB Mechanical Engineering

³ FZK: Forschungszentrum Karlsruhe

⁴ IGCAR: Indira Gandhi Centre for Atomic Research

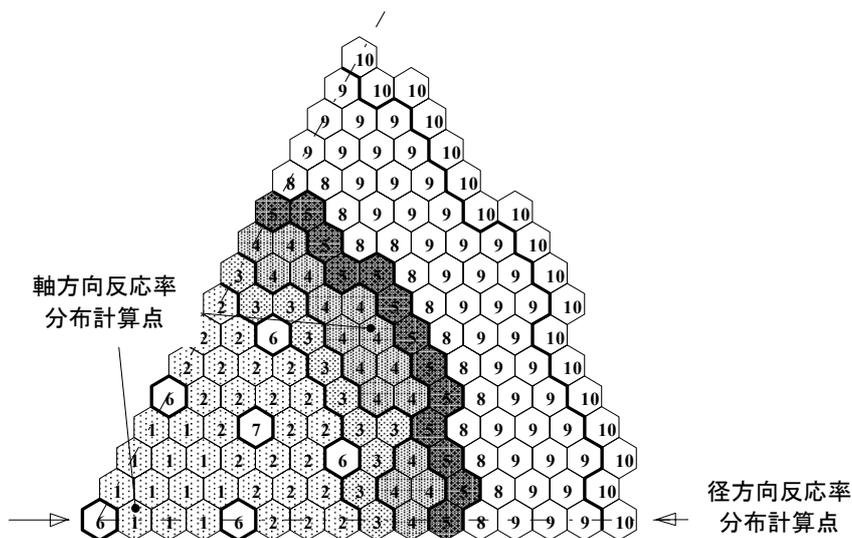
席)、日本 (JNC、のちに JAEA)、及び IAEA 事務局 (Stanculescu 氏、Young-In Kim 氏) です。本 CRP のタイトルは一見純粋な炉物理研究のようですが、IAEA のねらいは、当時世界的に盛り上がっていた解体核処分計画の一環として、解体 Pu をロシアの高速炉 BN-600 で燃焼するための、ロシア国内での許認可取得を国際ベンチマークデータベースにより支援するためだったようです。活動当初から、ベンチマーク解析対象は BN-600 のハイブリッド炉心 (後ほど、フル MOX 炉心も追加された) に既定でしたし、解析データも炉心の過渡解析に必要な反応度マップ (データ処理がやっかいなわりに、炉物理的な比較検討は難しいので、参加者としては本当はやりたくない) などが要求され、また、ロシアの高速炉物理研究の代表機関である IPPE 研究所と、BN-600 の炉心設計を担当している OKBM の両方から 4 名も参加していました。本 CRP の会合は、1999 年 11 月から 2006 年 4 月までの期間に計 6 回開かれましたが、解体核処分の機運が沈静化するにつれ、設計機関である OKBM は参加しなくなって IPPE の 1 名だけになり、また米国も当初は CRP 会合の議長を出すなど熱心でしたが、後半は、ベンチマーク解析が間に合わないことを理由に直前のキャンセルが続くようになりました。CRP の検討テーマも、後半は MA 燃焼ベンチマークなどが中心となって解体 Pu 処分から離れていったことから、IAEA のこのようなプロジェクトは、その時の政治情勢に強く影響されていることが想像されます。

3. BN-600 ハイブリッド炉心のベンチマーク体系

本 CRP で解析対象としたベンチマーク炉心は、以下の 3 つです。

(1) BN-600 のハイブリッド炉心

図 1 に、ハイブリッド炉心の 1/6 回転対称炉心の炉心中心高さ水平断面を示します。BN-600 はもともとウラン燃料炉心で、3 種類の濃縮ウラン燃料領域 (LEZ、MEZ、HEZ) を持っていました。解体 Pu を燃焼するために設計されたこのハイブリッド炉心は、このウラン MEZ 領域と HEZ



Subassembly Types

- 1, 2 - LEZ SA 3 - MEZ SA 4 - MOX SA
- 5 - HEZ SA 6 - SHR 7 - SCR
- 8 - SSA (1st row) 9 - SSA (2nd-4th rows)
- 10 - Radial reflectors

図 1 BN-600 ハイブリッドベンチマーク炉心

領域の間に MOX 燃料集合体をリング上に配置します。また、Pu をこれ以上増殖しないことが目的なので、径方向ブランケット集合体領域は、ステンレス製の反射体に置換されています。ただし、軸方向の領域は、炉心燃料の上下に軸ブランケット領域があり、その外側に軸反射体領域がある通常構成のままです。これは、MOX 燃料の装荷による炉心特性への影響をなるべく小さくして、ロシアでの許認可取得をしやすくするための配慮があったものと推測されます。実際、炉心構成は、通常の高速度炉 MOX 炉心を設計している側から見ますと、逆にウラン燃料が主体であることと、Pu 同位体組成がほとんど Pu-239 のみであることが気になるくらいで、特に変わったものではありません。ただし、炉心燃料領域に反射体が直接隣接していることに関しては、高速実験炉「常陽」の Mk-II、III 炉心（照射用炉心）で経験はあるものの、通常の増殖炉で使用する径ブランケット領域がないことが少し違います。

(2) BN-600 のフル MOX 炉心

図 2 には、フル MOX 炉心の 2 次元 RZ 断面を示します。フル MOX 炉心ですから、燃料は全て、U-235 をほとんど含まない解体 Pu からなる MOX 炉心 (Pu 富化度 3 領域) です。このフル MOX 炉心は、炉心設計の観点から見ると、大きな特徴があります。それは、炉心の Na ボイド反応度を、ロシアの許認可要求に従ってほぼゼロ近傍に押さえるために、炉心燃料の上方が通常のアキシャルブランケット領域ではなく、冷却材である

	dZ cm	dZ cm	LEZ	MEZ	HEZ	SHR	SCR	SSA1	SSA2, 3	Radial Reflect
			1	2	3	4	5	6	7	8
			for output							
Reflector	30.0	30.0	22	22	22	22	22	22	22	21
Cones	4.5	4.5	12	12	12	14	16	19	20	21
Upper Boron Shield	15.0	5.0 5.0 5.0	13	13	13	14	16 SCR	19	20	21
Cones	4.5	4.5	12	12	12	14	17	19	20	21
Sodium Plenum	23.0	8.0 8.0 7.0	11	11	11	14	17	19	20	21
Plugs	5.3	5.3	10	10	10	14	17	19	20	21
Core	41.15	8.23	1 LEZ	2 MEZ	3 HEZ	14 SHR	17	19 SSA1	20 SSA2, 3	21 Radial Reflect
		8.23								
		8.23								
		8.23								
		8.23								
Internal Breeding Zone	5.1	5.1	23 IBZ	2	3	15	18	19	20	21
Core	41.15	8.23	1 LEZ	2 MEZ	3 HEZ	15	18	19 SSA1	20 SSA2, 3	21 Radial Reflect
		8.23								
		8.23								
		8.23								
		8.23								
Axial Blanket 1	5.5	5.5	7	8	9	15	18	19	20	21
Axial Blanket 2	29.7	9.7	4	5	6	15	18	19	20	21
		10.0								
		10.0								
Reflector	30.0	30.0	22	22	22	22	22	22	22	21

図 2 BN-600 フル MOX ベンチマーク炉心

Na と被覆管のみから構成される、いわゆる「Na プレナム」領域となっていることです。これは、本 CRP 発足の少し前の高速炉の世界で、ポンプがトリップして冷却材流量が減少したにも拘わらず、制御棒が 1 本もスクラムしない (ULOF (Unprotected Loss of Flow) 事象) という仮想的な事故の場合にも原子炉を安全に停止させるために、様々な「受動安全炉心」のアイデアが流行した際に (我が国の実証炉設計で検討された GEM (Gas Expansion Module) もそのひとつでした)、ロシアの研究者がこの受動安全炉心として考えたものです。つまり、炉心が沸騰すれば、炉心とその上部領域は Na ボイドで占められる

ので、上部領域を Na プレナムとしておくことにより中性子の漏洩増大を促進させ、Na の沸騰による正の反応度挿入を抑制するというアイデアです（しかし、沸騰が収まればまた、Na で満たされ中性子の漏洩が減少しますから、このアイデアでは Na 沸騰が起こった後の恒久的炉停止を行うことはできないので、たぶん冷却材の温度が上昇していく際の正の反応度挿入の速度を抑えることに工学的意味があるものと思われます。余談ですが、筆者は、このような増殖比を損ねて構造的にも不安な炉心を作るよりは、もともと ULOF 事象などという「高度 10km で飛行中のジャンボジェット機のエンジンが全て止まっても、乗客にケガなく安全に着陸させよ」などということに似ている場合を想定した設計対応をしなくてもよいような信頼性の高い高速炉心とするべきと考えています）。とにかく、このフル MOX 炉心は、これまでの高速炉炉心概念にはない中性子漏洩支配の構成なので、炉物理的には興味があります。

(3) BFS-62-3A 臨界実験炉心

解体核処分国際協力の一環として、ロシアの臨界実験装置 BFS を用いた BN-600 への Pu 装荷模擬臨界実験及び解析が、1999 年から 2003 年にかけて、ロシア IPPE 研究所と日本 JNC の共同研究として実施されました。これは、BN-600 のウラン燃料炉心模擬から開始して、順次、燃料の一部を MOX に置換し、またブランケット燃料

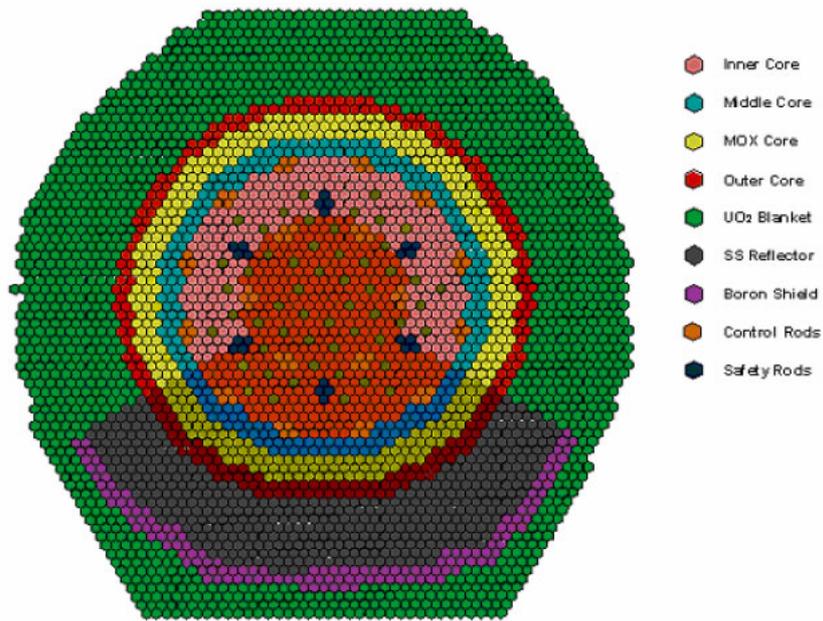


図3 BN-600ハイブリッド炉心を模擬したBFS-62-3A臨界実験

をステンレス反射体に取り替えるなどして計 6 つの炉心をシステムティックに構成し、BN-600 炉心のハイブリッド化、及びフル MOX 化の炉物理的影響を定量的に把握することを目的としたものです。本 CRP では、このうち、BN-600 のハイブリッド炉心を模擬した BFS-62-3A 臨界実験炉心がベンチマークとして選定されました。この炉心構成を図 3 に、BFS 実験装置の燃料チューブ構造を図 4 に示します。

BFS は、FCA や ZPPR 実験装置などの、水平 2 分割のプレート模擬燃料タイプではなく、直径約 5cm のチューブにペレットと呼ばれる円盤型の模擬燃料を積み重ねた構造をして

います。ただし、本 CRP では、ベンチマーク問題は、均質組成として与えられ、実際の非均質構造との違いを補正する係数が、別途 IPPE から支給されましたので、この複雑な燃料構造自体は本 CRP では扱っていません。

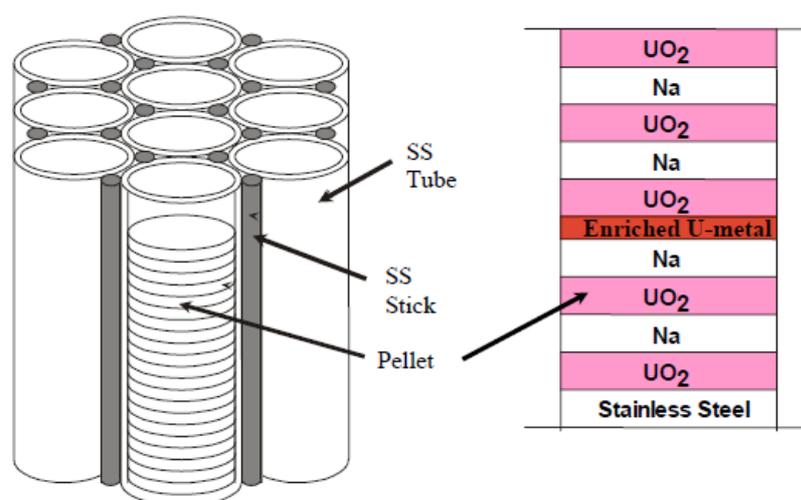


図4 ロシア BFS 臨界実験装置の燃料チューブ

BFS-62-3A 実験炉心は、MOX 燃料領域は、ほぼ BN-600 ハイブリッド炉心にはほぼ忠実に模擬されていますが、反射体領域についてはステンレス模擬材が不足していたため、120 度角度領域のみの模擬となっています。

なお、2006 年 3 月に公開された OECD/NEA の国際炉物理実験ベンチマーク (IRPhE) の CD-ROM³⁾にも、この BFS-62-3A 臨界実験体系および測定結果が提供されています。ここで注目すべきなのは、この IRPhE データベースには、BFS 燃料の非均質構造と燃料ペレット組成が as-built データで公開されていることです。ロシアと言え、臨界実験データを海外からの資金獲得の手段とするために、絶対に as-built 非均質体系情報を公開することはこれまでありませんでしたし、本 CRP でも参加各国が as-built データの提供を望んだのに対し、IPPE 側は拒否し続けて結局、非均質効果補正係数を支給することで妥協した経緯があります。しかし IRPhE データベースへの参加においては、米国の ZPPR 実験装置や、高速炉実機である「常陽」Mk-I 性能試験など、各国の実験体系が次々と as-built データを公開していく中で、BFS だけが非均質情報を非公開にする訳にはいかないとの高度な政治判断が働いたのかもしれませんが。炉物理実験では、非均質形状をどのように正確に扱うかが一つの重要なテーマになっているために、本 CRP に対して行ったように、IPPE が評価した非均質効果補正係数を一方的に支給するだけでは、BFS の臨界実験データを世界で使ってもらえないことを理解し始めたのではないかと思います。臨界実験データは、世界の研究者の独自のライブラリや解析手法に適用してもらい、ベンチマークデータとして利用されることで、初めてその実験品質の高さを認められるものではないかと筆者は考えています。つまり、汎用核データライブラリなどと同様に、実験データを公開せず世界に広く使ってもらえない臨界実験装置は、その存在価値が極めて小さくなっているということです。

4. 参加各国がベンチマーク解析に使用した核データライブラリと解析手法・コード

ここでは、本 CRP に参加した各国の解析手法・核データなどをまとめます。ただし、本 CRP は足かけ 8 年に渡っていることから、国によっては期間中にかなり変更（改良）したケースもありましたし、非均質計算ツールを持たない国、3 次元輸送計算や輸送摂動計算ができないくになど、レベルは様々です。

韓国 KAERI :

基本核データは、欧州の汎用ライブラリである JEF-2.2 を NJOY で処理した ABBN 型の高速炉用 80 群定数セット KAFAX (KAERI Fast XS) /F22 です。遅発中性子データは、ENDF/B-VI から採用しています。実効定数計算には、均質セルモデルのツールしかもっていません。2 次元 RZ 輸送計算の TWODANT (P₃S₈) で中性子スペクトルを求め、80 群から 9 群に縮約してから各種の炉心パラメータを計算します。3 次元 Hex-Z 体系の拡散計算には DIF3D コード、輸送計算には SOLTRAN コード (KAERI で開発したノード法 Simplified P₂ コード) を用いています。摂動計算には、拡散用の一次摂動コード PERT-K を用いました。ドップラー反応度を計算できる摂動コードは所有していないので、領域毎の温度を変化させ、直接計算法による k_{eff} の差を用いたとのことです。

インド IGCAR :

基本核データには、Phase 3 から 26 群の ABBN-93 を使用しています。Phase 1 と 2 ではフランスから導入したという ABBN 型の CARNAVAL-2 (CV2M) 25 群炉定数セット (フランスで 1970 年代から標準炉定数として用いられていた CARNAVAL-4 の前身で、1963 年の Rapsodie の設計に用いたセットらしい) を用いていましたが、CEA の参加者ですらその素性を知らないで、時代に遅れてすぎていると考え更新したらしいです。遅発中性子データは、Tuttle(79)です。25 群の実効定数作成には、EFFCROSS コード (均質、カレント重み輸送断面積) を用いました。行った計算は拡散理論のみであり、2 次元 RZ モデルには、ALCIALMI コードと連動摂動コード NEWPERT、3 次元 Tri-Z モデルには、3DB コードと摂動コード 3DPERT を用いています。

中国 CIAE :

中国は、China Fast Reactor databank and codes システムを用いました。この databank で使用している核データは、1976 年に LANL から公開された ABBN 型 46 群の LIB-VI 炉定数セットです。均質セル計算で求められた 46 群実効定数を、BNL で 69 年に開発された一次元拡散コード 1DX を用いて 6 群に縮約して、以下の炉心計算に適用します。2 次元 RZ 拡散計算には、やはり BNL で整備された 2DB コードを用いました。3 次元 HeX-Z には、DIF-3D コードに類似した国内開発コードを用いています。摂動計算は、BNL 作成の

PERT-V コードです。また、今回は臨界性に対して、モンテカルロコード MCNP を用いた評価も行った。(ただし、ライブラリは、MCNP 付属のものにだけ報告されており、素性は分からない。

米国 ANL :

使用した基本核データライブラリは、ENDF/B-V.2 です。ENDF/B-VI を使わなかった理由を聞いたところ、B-VI で採用された新しい共鳴パラメータ式(多分、Reich-Moore 公式のこと)の処理ができないためとのことでした。この基本ライブラリを、MC2 コードと ETOE コードを用いて直接処理し、230 群の各領域毎・各温度毎の実効定数を作成しました。拡散計算には、2 次元 RZ・3 次元 Hex-Z とも DIF-3D コードを使用し、密度計数を求める一次摂動計算には VARI3D コードを用いました。輸送計算は、 k_{eff} に対してのみ行っています。2 次元 RZ モデルに対しては、 S_4P_0 または S_8P_1 近似による TWODANT コードと連続エネルギーモンテカルロコード MCNP、3 次元 HeX-Z モデルに対しては、輸送ノード法の VARIANT コードを適用しました。

ドイツ FZK :

ドイツは Phase 1 & 2 は不参加でしたが、2001 年の Phase 3 から本 CRP に参加しています。FZK の参加目的は、炉物理的に詳細な比較検討を行うことではなく、JNC などと共同開発している炉心崩壊過程解析コード SIMMER-III/IV の核計算部分の検証・デモンストレーションをすることであるようです。核データは、当初、1972 年に FZK で編集された ABBN 型 26 群ライブラリ KFKINR を基に多くの修正を行ったものを、SNR-300 のスペクトルで縮約した f-table 付きの 11 群炉定数セットでしたが、Phase 5 からは、JEFF-3.0 を処理した 21 群の組成依存炉定数セットに変更しています。非均質効果は、周期配列を考慮しない Bell 補正のみで扱っています。また炉心計算は、ERANOS の TGV/VARIANT モジュールを基にした変化分ノード法(輸送・拡散)です。FZK からの参加者自身が、少数群計算であることや Fe 以外の構造材ドップラーを考慮していないことなどから、他の機関と計算結果がずれているケースが多いが、これは事故解析では重要ではないからと言いつけていました。

欧州 CEA・UKAEA 連合 :

解析に用いた核データは JEF2.2 ベースのサブグループ法 1968 群炉定数であり、これを ECCO セルコードで処理して、炉心領域毎の 33 群実効断面積を作成しました。2 次元 RZ 計算は、BISTRO 有限差分コードの拡散オプションと S_4P_0 輸送オプションを使用しています。3 次元 Hex-Z モデルの拡散計算は、H3D 有限差分コードとこれに連動する摂動モジュールで行いました。輸送計算は、TGV/VARIANT ノード法コードを用いましたが、

摂動機能はないため、出力分布以外は直接計算による k_{eff} 差の結果です。制御棒の均質化実効断面積は、反応度保存の繰り返し法で補正しています。

ロシア IPPE :

ロシアは、当初 IPPE と OKBM が各々、ベンチマーク解析を行いました。IPPE が使用したライブラリはサブグループ法の ABBN-93 であり、これを CONSYST コードで処理して実効定数を作成しました。遅発中性子データは、Tuttle(79)です。2次元 RZ モデルについては 26 群計算を行い、拡散計算には RHEIN コードと一次摂動機能を、輸送計算には S_8P_0 の TWODANT コードと摂動計算（ただし角度中性子束は用いず、スカラー中性子束を用いたとのこと）を各々組み合わせて用いています。3次元 Hex-Z モデルには、18 群の TRIGEX 拡散コードを用いました。3次元の輸送計算コードは持っていないとのことです。

ロシア OKBM :

使用した核データは 2次元モデルと 3次元モデルで異なります。2次元 RZ 計算は、ABBN-93 ライブラリを CONSYST コードで 18 群実効定数化しました。3次元 Hex-Z モデルに使用した核データは、ABBN 型の 26 群定数セット ABBN-78 であり、これを MIM コードで処理し、9 群の実効定数を作成しました。2次元 RZ 炉心計算には SYNTES 拡散コードを用いましたが、このコードには摂動機能がないため、密度係数の空間分布は直接計算法を使用しました。3次元 Hex-Z モデルの炉心計算には、JARFR 拡散計算コードを用い、一次摂動機能により反応度係数分布を求めています。

日本 JNC :

使用した核データは、99 年当時の日本の最新ライブラリである JENDL-3.2 を処理した ABBN 型の高速炉用 70 群定数セット JFS-3-J3.2 です。なお、Phase 4 解析の時点で、70 群化する時の重み関数の誤りが判明し、それ以後は JFS-3-J3.2R に変更しました。Phase 1, 2, 3 の結果については、すでに報告書原稿が出来上がっていたので、CRP で議論した上、炉定数変更の影響を付録として記載することで対応しています。遅発中性子データは、核種毎収率が Tuttle(79)、family 毎の分率と崩壊定数が Keepin(65)、遅発中性子スペクトルが Saphier(77)です。計算方法としては、SLAROM コードの均質オプションにより、70 群の実効定数を作成し、それを 2次元 RZ モデルの CITATION 計算で得られた 18 群に縮約して、体系計算に用います。基準の拡散計算は、2次元 RZ、3次元 Hex-Z モデルとも CITATION コードを使用し、輸送補正には、2次元 RZ モデルは S_4P_0 近似の TWOTRAN コード、3次元 Hex-Z モデルには輸送ノード法の NSHEX コードを用いました。反応度係数の算出には、2次元・3次元とも拡散摂動コード PERKY を使用しました。（旧 JNC で

は、輸送摂動コードは 2 次元・3 次元とも整備はしているのですが、本 CRP では使用しませんでした。)

5. ベンチマーク問題と評価対象核特性

足かけ 8 年にわたった本 CRP の活動は、以下の 6 つの Phase からなります。

Phase 1 : BN-600 ハイブリッド炉心の 2 次元 RZ 均質組成モデル

— 評価対象核特性は、臨界性、ドップラー反応度 (燃料、スチール) の全炉心値とマップ、物質密度反応度 (Na、スチール、燃料、吸収材) の全炉心値とマップ、膨張反応度 (軸方向、径方向)、出力分布マップ、実効遅発中性子割合と即発中性子寿命、反応率分布 (U-235 核分裂、U-238 核分裂、U-238 捕獲、径方向と軸方向) です。

Phase 2 : BN-600 ハイブリッド炉心の 3 次元 Hex-Z 均質組成モデル

— 評価対象核特性は、Phase 1 と同じです。

Phase 3 : BN-600 ハイブリッド炉心の 3 次元 Hex-Z 燃焼解析及び非均質モデル解析

— 本 Phase は、JNC の提案により行われたもので、BN-600 炉心の燃焼効果と非均質モデル効果をベンチマークとして比較検討する目的でしたが、3 次元燃焼解析ツールや非均質セル解析能力を持たない機関が多く、国際ベンチマークとしてはやや淋しいものになりました。

Phase 4 : BN-600 フル MOX 炉心の 3 次元 Hex-Z 均質及び非均質組成モデル

— 評価対象核特性は、臨界性、ドップラー反応度 (燃料、スチール) の全炉心値とマップ、物質密度反応度 (Na、燃料) の全炉心値とマップ、膨張反応度 (軸方向、径方向)、出力分布マップ、実効遅発中性子割合と即発中性子寿命です。

Phase 5 : BN-600 ハイブリッド炉心模擬の BFS-62-3A 臨界実験解析

— 評価対象核特性は、臨界性と Na ボイド反応度 (ボイドゾーンを炉心内側から順次拡大させて、計 4 ステップ) に限られました。

Phase 6 : 軽水炉使用済燃料の Pu と MA を装荷した BN-600 フル MOX 炉心

— このベンチマークは、炉心形状は BN-600 のフル MOX 炉心ですが、燃料はこれまでとは全く異なり、軽水炉 (PWR) の 60GWd/t 燃焼度使用済燃料を 50 年間保管し、その後再処理して得られた Pu と MA を、BN-600 のフル MOX 炉心 (4 バッチ燃料交換) に装荷した場合の炉心です。本ベンチマークは、上記炉心の運転サイクル初期 (BOC) の核特性を計算し、その後 140 日間定格出力運転して燃焼させ、さらにサイクル末期 (EOC) の核特性を計算して比較検討します。ですから、評価対象核特性は、従来のベンチマークでのものに、燃焼反応度と EOC での核種組成が加わりました。

6. 主なベンチマークの比較結果

上記のように、各国から提出された解析結果は膨大な量（まもなく IAEA の TECDOC として発行される予定の BN-600 ハイブリッド炉心分 (Phase 1, 2, 3 & 5) のレビューレポートは、約 330 頁の厚さです）なのですが、ここでは、その一部を紹介します。

(1) 2次元 RZ 均質組成モデル

表 1 Phase 1 : BN-600 ハイブリッド炉心の 2次元 RZ 均質組成モデル解析結果の比較

参加機関	臨界性		燃料ドップラー係数		冷却材密度係数	
	k_{eff}		$T \cdot dk/dT$		$dk/kk' / d\rho/\rho$	
	拡散理論	輸送理論	拡散理論	輸送理論	拡散理論	輸送理論
米国 ANL	0.9968	1.0079	-0.00652	—	0.01749	—
欧州 CEA/SA	1.0168	1.0230	-0.00679	-0.00671	0.00519	0.00343
中国 CIAE	0.9981	1.0150	-0.00499	—	0.00211	—
印度 IGCAR	1.0036	—	-0.00462	—	0.00446	—
露国 IPPE	1.0014	1.00576	-0.00622	-0.00628	0.00898	0.00201
日本 JNC	1.0017	1.0069	-0.00688	-0.00674	0.00767	0.00405
韓国 KAERI	—	1.0265	—	-0.00777	—	—
露国 OKBM	0.9980	—	-0.00659	—	0.01065	—
平均値	1.0023	1.0142	-0.00609	-0.00688	0.00808	0.00316
標準偏差	±0.63%	±0.80%	±13.8%	±8.0%	±57.9%	±27.0%

本 CRP の解析モデルとしては、最もシンプルのため、ほとんどの国の参加を得られました。表 1 に主要な核特性の解析結果比較をまとめます。臨界性のばらつきは、約 0.6～0.8%dk であり、これは現在の JENDL 共分散の評価などから見ると妥当な値です。ドップラー反応度のばらつきは、約 8～14%で意外と良好でした。問題は、冷却材密度係数ですが、拡散理論で 60%、輸送で 30%（参加機関が少ないですが）と非常に大きいばらつきが見られました。これはライブラリの違いとともに、冷却材密度係数は、大きな正の反応度と大きな負の反応度の相殺であることから、非漏洩項の炉物理的な取扱いの違いなども影響しているものと推定されます（なお、表に示してはいませんが、燃料密度係数は、約 2%のばらつきで一致しており非常に良い結果となりました）。

(2) BFS-62-3A 臨界実験解析

表 2 Phase 5 : BN-600 ハイブリッド炉心模擬の BFS-62-3A 臨界実験解析結果の比較

参加機関	核データ	輸送理論による C-E 値 (pcm : 10 ⁻⁵)					合計
		臨界性	Na ボイド反応度				
			LEZ 領域	MEZ 領域	MOX 領域	HEZ 領域	
欧州 CEA/SA	JEF-2.2	643	-7	5	-2	11	20
中国 CIAE	ENDF/B-IV	71	-	-	-	-	-
独国 FZK	JEFF-3.0	70	9	4	-11	5	7
印度 IGCAR	ABBN-93	-	-	-	-	-	-
露国 IPPE	ABBN-93	-220	-10	0	-7	4	-13
日本 JNC	JENDL-3.2	129	-13	-2	-8	3	-20
韓国 KAERI	JEF-2.2	1019	-2	0	10	24	32
平均値		285	-5	1	-4	9	5
標準偏差		±416	±8	±3	±7	±8	±20

① 臨界性： 表 2 には示していませんが、拡散計算（ただし有限差分法のみ）と輸送計算比較から、輸送補正値は約+450pcm（IPPE、JNC、KAERI、CEA/SERCO の 4 機関の平均）であり、その補正値に対する標準偏差は約±100pcm でした。JNC の JEF-2.2 による解析結果と CEA/SERCO の結果との比較から、エネルギー群の詳細さによる不確かさは、この均質セルモデルに対しては±50pcm と推定されます。この結論は、JNC による均質セルモデルの超微細群補正値が 60pcm であることから裏付けられました。結論として、平均+350pcm となった臨界性実験値と輸送解析値の差は、その大部分が核データライブラリに起因するものと考えられました。

② Na ボイド反応度： まず、本実験の Na ボイド反応度はかなり小さく、そのボイド領域は炉心の 1/6 セクターに限られていることに注意する必要があります。一般的に言って、解析値の各参加機関によるばらつきは、実験値（ベンチマーク用の補正係数誤差を含む）の不確かさに近い値でした。同じ ABBN-93 ライブラリを用いている IPPE と IGCAR の結果の比較から、核データライブラリを炉定数に処理する方法の違いによる影響は小さいものと考えられました。これは、同じ JEF-2.2 ライブラリを用いた JNC と CEA/SERCO の結果比較からも裏付けられます。輸送補正に由来する不確かさは、実験誤差（ベンチマーク用の実験値補正係数誤差を含む）の約半分と小さいと推定されます。上記のことから判断して、Na ボイド反応度の場合も、解析値の不確かさの大部分は、核データライブラリが原因であると結論づけられました。

なお、JNC はボランティアとして、一般化摂動理論に基づく感度解析手法により、JENDL-3.2、JENDL-3.3、JEF-2.2 の 3 ライブラリの解析値の差の原因を検討しました。BFS-62-3A 炉心の臨界性に対する結果を図 5 に示します。JEF-2.2 と JENDL-3.2 の差約+500pcm は、U-235 の ν 、fission、Fe の capture、elastic 反応をはじめ、非常に多くの核種・反応の寄与の相殺である

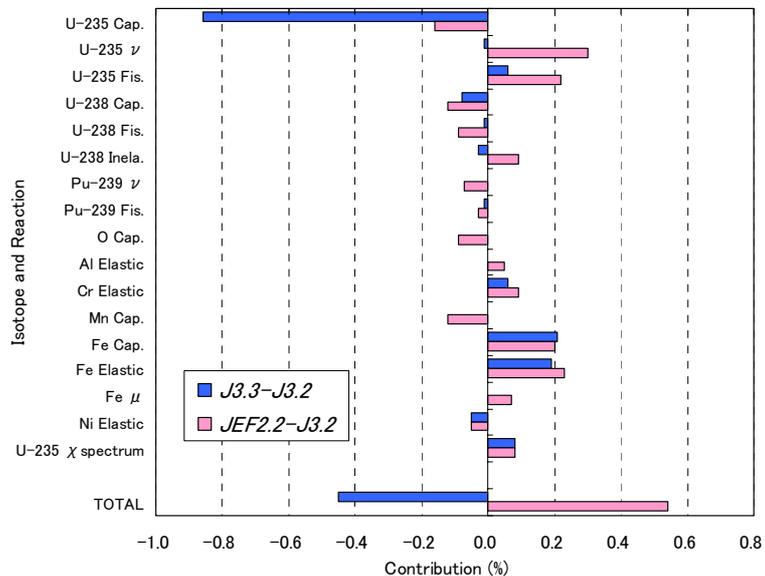


図 5 各種ライブラリによる BFS-62-3A 炉心の臨界性解析値の違いの核種・反応毎の寄与

ることがわかります。一方、JENDL-3.3 と JENDL-3.2 の差約-500pcm は、U-235 の capture 反応の巨大な寄与 (約-900pcm) に対し、Mn と Fe の capture 反応などがわずかに打ち消した結果です。本 CRP では、このような断面積の感度係数が、ライブラリ間の解析値の違いを分析するために非常に強力なツールであることが参加機関により認識されました。

(3) 軽水炉使用済燃料の Pu と MA 装荷炉心

このベンチマークは最後の Phase 6 で扱われており、まだ各機関の最終解析値が出そろっておらず、比較検討をできる段階ではありませんが、2006 年 4 月の CRP 会議において、2 点の興味深い議論がありました。

ひとつは、Am-241 の捕獲反応により生成する Am-242g と Am-242m の分岐比です。今回のベンチマークで、JAEA は上記分岐比として当初、従来一般的な値である 0.80 を用いました。韓国も同じ値です。これに対し、CEA の Rimpault 氏は、図 6 を示し、最新の ENDF/B-VII や JEFF-3.1 による 0.85 程度の値を使用すべきであると主張しました。これに対して、JAEA から、LANL 河野氏から同じ最新評価の情報を得ていること、PFR や常陽 MA サンプル照射解析の結果も、0.85 程度を支持していることをコメントしました。なお、質問として、なぜ JEFF-3.1 の値は 1eV 付近で極小値を持つカーブを描くのかたずねたところ、欧州の研究者による従来理論解析結果のトレンドを採用し、絶対値を最新評価結果で規格化したためであるとのことでした。結論として、Am-241 の捕獲反応による Am-242g への分岐比を統一することはしませんが、各国は何の値を用いたか明示すること、またその選定に関する実験的根拠があれば報告することになりました。

もう一点は、Am-242g から Pu-242 に電子捕獲で崩壊するパスです。今回のベンチマークで、JAEA は Am-242g が半減期 16hr で、全て Cm-242 に β 崩壊するチェーンを採用しました。これは、オリジナルの CITATION コードの燃焼チェーン機能を用いたため、Am-242g から 2 核種への分岐がモデル化できなかったこと

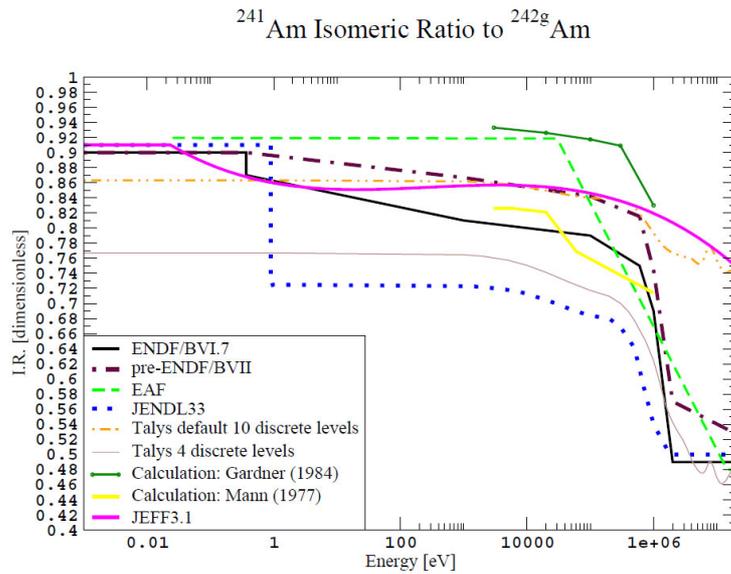


図 6 CEA が示した Am-241 捕獲分岐比の比較図

によります (ただし大洗では別途、改良燃焼チェーンモジュールも整備されていて、それは全ての分岐・循環を模擬できます)。一方韓国は、Am-242g から Pu-242 へ 17.5%、Cm-242 へ 82.5%という分岐比を用いていたため、議論となりました。会議中に日本から Fax で送付してもらった Table of Isotope の最新版 (8th edition) によれば、Pu-242 へ 17.3%、Cm-242 へ 82.7%となっていましたので、JAEA のモデルは近似が大きすぎるのではないかと指摘され、JAEA は燃焼計算をやり直してこの分岐比の効果を後日報告することになりました (なお、R&D として行った「常陽」の MA サンプル照射解析などは、きちんとこの分岐比も扱っており、これは今回の IAEA ベンチマークのみ (筆者の知識不足) の問題であることを付け加えておきます)。

7. おわりに

本 CRP の参加機関の中で、非均質セル計算や 3 次元輸送計算など、現時点で反応度評価の精度を検討するために必要なツールを充分整備しているのは、フランス・日本など数カ国のみです。正直に言えば、炉物理や核データに関する技術的に新しい情報をこの CRP に多く期待するのは難しいようです。しかし、インドは 2011 年運開を目指して 50 万 kWe の高速原型炉 PFBR を建設中ですし、中国では 2.5 万 kWe の高速実験炉 CEFR が 2008 年に臨界に達する予定です。また、米国も GNEP などの協力体制を構築し、高速炉サイクルの世界に復帰する構えを見せていますので、世界レベルでみれば高速増殖炉に対する品質保証の要求は高まっていると考えられます (これは、将来の人類二千年のエネルギー資源の確保を考えれば、当然の動きであると筆者は思います)。ですからこのような国際会合を通じて、お互いの炉心核計算精度を比較検討し、各国が建設する高速炉

の性能や安全性を確保する助けとすることは、原子力の平和利用を推進する IAEA の活動としてふさわしいものであり、我が国としては今後も積極的に参加していくべきであろうと考えます。

参考文献

- 1) Y.I. Kim, et al.: "BN-600 Hybrid Core Benchmark Analyses," PHYSOR 2002, Seoul, Korea, October 7-10, 2002.
- 2) Y.I. Kim, et al.: "BN-600 Full MOX Core Benchmark Analysis," PHYSOR 2004, Chicago, April 25-29, 2004.
- 3) "International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments (IRPhE)," NEA/NSC/DOC(2006)1, CD-ROM, OECD/NEA Nuclear Science Committee, March 2006.



IAEA の「高速炉反応度誤差の低減」CRP 会合の様子（2004 年 11 月ウィーンにて）