

## 炉物理部会セッション

## 炉物理計算における V&amp;V の課題と解決

## Addressing issues of V&amp;V in reactor physics calculations

## (3) モンテカルロ輸送計算での V&amp;V 補完の可能性

## (3) Possibility for Complementing V&amp;V using Monte Carlo Calculations

\*池原 正<sup>1</sup><sup>1</sup>GNF-J

## 1. はじめに

核特性評価解析の分野では、連続エネルギーモンテカルロ法（MC法）コードを各種実験解析や核データの積分テスト、決定論的手法の妥当性確認や高度化のための数値参照解を得る目的で広く用いてきた。MC法の更なる利用拡大を模索すると、例えば商用軽水炉の全炉心体系計算といった大規模問題への適用が可能であるとすれば、その結果を用い運転実績データの無い炉心状態に対する核設計コードシステムの予測性能における不確かさ評価が可能になるのではないかと考えられる。つまり実測値が存在しないか、実測自体が困難な現象に対し、物理的モデルに代わりMC法コードを数値実験装置としたシミュレーションを実施し、実測値を補完するというアイデアである。こうした方法がモデリング&シミュレーションの所期の目的に対するVerification and Validation (V&V) 実施において、どういった範囲でそれが可能なのか、そのためにはどのような要件を満たさなければならないのか、合わせてその得失についても考えてみたい。目指すところは、1)核設計コードシステムの適用領域にわたるV&Vにおいて、外挿領域を削減させることで外挿に伴う不確かさを低減させること、2)核設計コードシステムに用いられる数学的モデルや数値モデルを改良するための情報の量及び解像度を実測値に対しより高められると期待できることから、核設計コードシステムの手法自体の高度化や信頼性向上による将来の不確かさ低減に資すること、にある。

本稿では、BWR核設計コードシステムを対象にV&Vの現状を概観し、MC法コードをBWR全炉心に関する数値実験装置として新たに適用することの可能性をその実施例と共に示す。ここではMC法コードとしてMCNP5.1（以下、断らない限りMCNPと略記）を選び、炉心には燃料を全てMOX燃料で構成できるABWR（フルMOX-ABWR）を対象とし、全ウラン炉心から部分MOX炉心を経て全MOX炉心に至るV&Vを例示する。

## 2. MC法計算により実測値を補完することの可能性 — M&amp;S流の説明

## 2.1. BWR核設計コードシステムの役割と対象とする現象

BWR核設計コードシステムは、炉心内での核・熱結合現象をモデル化し数値シミュレーション（モデリング&シミュレーション”M&S”）することで、与えられた炉心熱出力、炉心冷却材流量、及び制御棒パターンなどの定常運転状態における臨界性や熱的制限値に対する余裕、原子炉の停止能力と言った炉心特性を求める。更に、計算で得られた空間3次元的諸量（中性子束・出力分布燃料棒出力や冷却材のボイド率分布）に加え、ボイド反応度係数、ドップラ反応度係数といった過渡的事象に対する応答特性は、原子炉の動特性や炉心の安定性、燃料棒挙動を評価するための後段コードの入力として使用される。

## 2.2. BWR核設計コードシステムの構成

自明なこととして、関与する核的及び熱水力的な多数の物理プロセスを微視的な素過程として結合させる詳細統合シミュレーションは、核設計コードシステムに許容される計算コストや求められる高速計算性と相反するばかりか、スーパーコンピュータを用いたとしてもその計算規模に照らし合わせ考えると、求解は極めて難しく現実的とは言いがたい。BWR核設計コードシステムのモデル化は、その所期の利用目的に照らし合わせ考えれば、再現または予測しようとする原子炉の挙動や特性に対し、重要度の高い物理現象を特定する

---

\* Tadashi Ikehara  
Global Nuclear Fuel-Japan

と共に、これを空間・時間やエネルギー・スケールにより階層的な物理プロセスに分解する方法が取られるべきである。実際に核設計コードシステムはこうした概念に基づき開発されてきている。つまり M&S で言うところの PIRT+階層分解というアプローチである。これに従い現行核設計コードシステムの殆どは、断面積ライブラリを核データベースとする燃料集合体コードと炉心計算コードから構成され、こうしたシステム構成方法は一般に 2 段階手法と呼ばれている（表 1 参照（末尾頁））。

### 2.3. 妥当性確認プロセス

2 段階手法におけるシミュレーションの流れにおいて最上位に位置する断面積ライブラリは、評価済み核データライブラリから、殆どの場合公開の核データ処理コード NJOY にて処理され、核種毎及び反応チャンネル毎、また環境パラメータである温度や自己遮蔽因子などをインデックスとしてデータベース化される。NJOY コードはブラックボックスとして使用されるのが実態であり、NJOY の出力をデータベース化する際のデータのハンドリングに誤りがなく仕様どおりにデータが格納されていること、インデックスの付け方の良否といった事項の検証は行われるものの、これを評価済み核データや核反応測定データとの突合せに立ち返り確認することは NJOY を妥当性確認することと等価であり、ここに立入るのは事実上困難である。こうしたことから、断面積ライブラリの妥当性確認は、これを入力とする燃料集合体コードと一体で行われるのが一般的である。

燃料集合体コードの数学的モデル化では、よく知られるように、径方向空間 2 次元体系の無限配列（無限体系）条件が仮定される。その妥当性確認は M&S のコンポーネント効果試験に位置づけられる。そのための実験、即ち物理的モデル化では、熱水力現象を固定した核的現象のみを対象とする小臨界体系における臨界実験として行われてきた。ただし、物理プロセスとしては、無限配列条件を模擬した実験よりは、有限体系での実験データベースが拡充していて、もっぱらこの種の測定値との比較が行われる。このような無限体系対有限体系といった数学的モデルと物理的モデルの間のギャップを埋める（又は、貴重なデータベースを活かす）ための方法として、1）燃料集合体コードの数学的モデルを物理的モデルに合わせる拡張を行う方法（例えば、燃料集合体コードを複数集合体が配列した有限体系に適用できるように拡張するなどの方法）、2）別途臨界実験結果により不確かさが確認済の MC 法コードを数値実験装置として無限体系条件に対する参照計算を行い、これを用い燃料集合体コードの妥当性確認を行う方法、等が採られる。

次に燃料集合体コード性能の全炉心体系へのスケールアップ性能は、コード内で計算される均質化された巨視的断面積や燃料棒毎出力分布等を炉心計算コードに入力することで実行される核・熱結合計算モデル性能に反映される。このスケールアップで重要なプロセスが、無限体系から有限体系への空間次元・スケールの拡大と粗視化及び境界条件の変更に伴う炉心計算コード内での補正計算である。そのための計算モデルが I）炉心内での隣接燃料集合体断面要素（ノード）間の出力分布補正計算モデルや、II）燃料集合体内の燃料棒毎の出力再構築計算モデルである（表 1 中の灰色セル部分）。

これらを踏まえると、炉心計算コードの妥当性確認では、実規模システム試験に当たる実機運転により得られるデータとの比較に加え、燃料棒出力、チャンネル流量といったより高解像度の測定量が必要である。こうした要請に対し、炉内核計装や流量計測の実際を考えると明らかに限界がある。そこで運転炉心の計測量を補填するための方法が必要となる。必然的にそれは、局所的な物理プロセスに着目すると共に解像度を上げることが可能なコンポーネント効果試験やより基礎的な個別効果試験となる。

燃料棒出力については、これが隣接燃料集合体間のスペクトルミスマッチといった核的效果に影響を受けると考えれば、実炉条件を模擬する部分炉心問題を設定し、別途臨界試験などの実測値により妥当性確認済の MC 法コードから得られる数値参照解と比較する、といった方法が可能である（表 1 中の緑セル部分▽）。また炉心停止後の燃料棒の出力分布測定（ピンガンマスキャンデータ）による方法<sup>[1]</sup>もあるが、容易には実施できないのが実情である（黄色セル部分△）。一方、チャンネル流量については、熱水力現象が支配的であることから、チャンネル圧損試験を行うといった方法が従来より採られている。

ここで核的現象に着目し、妥当性確認を実測値の存在しない領域に外挿する問題を考える。現有の課題として、核設計コードシステムの妥当性確認領域を全ウラン炉心から全 MOX 炉心に拡大させるような例が挙げられる。言うまでもなく、それは実機運転データベースが充実している全ウラン炉心に対し（紫色セル部

分○), MOX 炉心の運転実績は, 海外 BWR で MOX 燃料装荷率 1/3 程度まで, 国内 BWR では 6%に留まる (紫色セル部分△/×)。こうした背景から核設計コードシステムの予測性能を全ウラン炉心から全 MOX 炉心まで同質の水準で実施するため, その妥当性確認に用いるデータベースを数値的手法 (MC 法) で補完することを考える。そのための要件を表 1 上部左のブロック図で示す。i) 関与する現象のうち, その振る舞いがウラン/MOX 依存性を有する現象 (核的現象) は数値モデル化されていること。ii) ウラン/MOX 依存性が無視し得る現象 (熱水力現象)<sup>[2]</sup>については固定条件として数値モデルに反映すること - 例えばボイド率分布は固定すること。iii) 核・熱水力現象間のフィードバック効果については, 両者を結合シミュレーションせずともフィードバック (ボイド反応度) 係数が得られる数値実験ケースを用意すること。言うまでもなく, MC 法コードを用いれば, 2 段階法では避けられないエネルギー・空間解像度の粗視化や空間スケールの分離階層化といった数学的モデル性能の劣化を伴わない数値実験 (表 1 の青色セル部分○) が可能である。その結果をもって実測値を補完することで緑/黄/紫色セルのほぼ全ての▽/△/×を○に格上げできる可能性が開ける。これを実行するための要件を次章で考える。

### 3. MC 法による物理的モデル化のための 4 要件

「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン: 2015 (AESJ-SC-A008: 2015)」によれば, 妥当性確認実験の実施要件には, ①シミュレーションの所期の利用目的に明確に基づくこと, ②重要な物理プロセスを網羅できていること, ③実験データにおける不確かさを定量的に評価する方法が存在すること, が示されている。この物理実験に関する要件を数値実験に焼直し, ソフトウェア実行に固有な事項を付加すると次のように改められる。

#### 1) 大規模計算の実施可能性

ソフトウェアとしての限界やこれを実行する計算機ハード能力の制約の範囲内で, 実炉の幾何形状や組成分布 (燃焼組成, ボイド率分布, 等) を可能な限り模擬し得る計算モデルを構築すること

#### 2) MCNP の物理現象予測能力の合目的性

MC 法ソフトウェア上の物理現象予測能力が, 所期の利用目的により定まる適用範囲にわたり許容範囲を超えて劣化がないこと

#### 3) 数値実験参照解に内在する不確かさの見積もり

MCNP 計算結果にはモンテカルロ計算に固有の統計的バラツキと共に, 入力となる核データの不確かさが内在するので, この不確かさを見積もれると共に, それらが許容範囲内に抑えられること

#### 4) 計算モデルの実炉特性模擬性能の検証

・炉心の大きさや幾何形状, 水対燃料比や燃料濃縮度といった BWR 燃料・炉心の特徴づける基本パラメータの実炉条件模擬性が確保され, かつ偶発的不確かさの取込みに関する知見が反映され,  
・炉心内の径方向・軸方向出力分布形や各種反応度といった炉心特性が実炉特性を再現できていると共に, 全ウラン炉心から全 MOX 炉心に至る炉心特性の系統的变化の傾向を模擬できていること

### 4. 炉心モデルの作成

これまでの議論から炉心モデル作成は, MC 法コードのソフトウェア制限内で, 運転状態および停止状態の ABWR 燃焼後炉心を燃料棒解像度にて模擬する問題に帰着される。MCNP であれば計算モデルを構成する面数 NSUF, セル数 NCEL, 組成種類数 NMAT, 回転・移動操作数 NTRCL 等に関する上限値 (storage limitations, S.L.と記す) が存在する。一方, 大規模計算モデル作成のためのアルゴリズムが作成できれば, これにより炉心モデルの規模や詳細度を規定する, 例えば, 燃料集合体種類数 NB, 集合体内の軸方向組成領域数 NZ を指定すると, それに必要な NSUF, NCEL, NMAT, NTRCL の総数が予測できることになる。つまり炉心モデル規模の上限を S.L.の制限に対し探索す

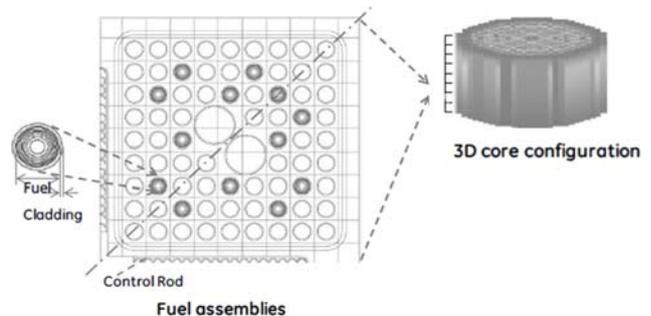


図 1. 炉心モデル作成手順

ることができる。このようにアルゴリズムとそれを具体化した自動化プログラムを準備することが、モデル上限の探索と共に、作成する炉心モデルの品質確保やコスト低減にも役立つ。報告者らは集合体断面モデルを基本要素として作成し、これを3次元的に配置する方法を全炉心モデル作成のために手順化した(図1)。これに基づき(NB, NZ)を指定した時の(NSUF, NCEL, NMAT, NTRCL)総数予測概算値を、MCNP5.1及びMCNP6.1を例に求めた(表2)。ここで概算値とは、例えば同一形状の集合体においてGd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>含有棒内部は径方向領域が細分化されるが、この種の詳細情報は加味せず、大局的観点での目安値を意味する。

表2. 炉心モデル規模の上限をstorage limitation

Case	NB	NZ	NSUF	NCEL	NMAT	NTRCL
1	8	1	8800	6400	1600	32
2	8	3	26400	19200	4800	96
3	8	12	105600	76800	19200	384
4	8	24	212200	153600	38400	768
5	11	24	290400	211200	52800	1056
Storage limits		MCNP5.1	99999	99999	99999	999
		MCNP6.1	99999999	99999999	99999999	999

## 5. 実施例

3章1)の大規模計算の実施可能性をMCNP5.1で確認すると、表2のCase 3(NB=8, NZ=12)が上限の目安となる。これはABWR実機の冷温初臨界解析(即ち、未燃焼状態)であれば、制御棒も含めた全炉心モデル作成を可能にする。<sup>[3]</sup> 一方、核設計コードシステムのV&Vでは、ボイドが発生している運転時のしかも燃焼組成炉心のモデル化が必要となる。つまりABWR炉心に装荷される872体の燃料を8タイプの集合体モデルで代表させ、個々には軸方向に12領域の組成及びボイド率分布を持たせることで、これらを炉心に配置し炉心をモデル化する。文献[4]では、フルMOX-ABWR平衡サイクル初期及び末期模擬炉心を対象とし、3章4)の計算モデルの実炉特性模擬性能の観点では、出力分布、制御棒反応度、ボイド反応度、ドップラ反応度、動特性パラメータ、といった量がBWR炉心特性の全ウランから全MOXに至る典型値と共にその推移をほぼ再現できることが確認されている。また、3章2)のMCNPの物理現象予測能力の合目的性については、ドップラ反応度予測において欠落しているDBRCモデルをMCNPに追加している。3章3)の数値実験参照解に内在する不確かさの見積もりでは、統計的不確かさ成分と核データ成分をそれぞれ見積もっている。これらを総合し、3章で求める4要件が充足されていることが示されている。

数値実験の実験に対して優れた点は、先にも述べたように対象の規模を全炉心としつつも、炉内中性子束の振る舞いを燃料棒単位の解像度で我々に提示してくれる。こうした情報から我々は、炉心計算コードで近似的に取り扱っているスペクトルミスマッチ計算、燃料棒出力再構築計算といった個別の計算モデルの性能を把握することができる。これは個別計算モデルのVerificationを可能にすると共に、計算モデル改良のための有用な情報源となる。言換えると、個別計算モデルの本質的な予測性能向上を可能にする。

## 6. まとめ

MCNPは、ABWR実機の冷温初臨界状態であれば空間規模、形状・組成表現を何ら犠牲にすることなく燃料棒単位の解像度をもってこれを計算対象とし得る。本稿では、その対象をフルMOX-ABWRの平衡サイクル初期及び末期模擬炉心に拡大し、全ウラン炉心から部分MOX炉心を経て全MOX炉心に至る領域での核設計コードシステムのV&Vの数値実験装置として使用することの可能性について、前提とする要件と共に、これを示した。Validationとしては、核設計コードシステムの予測性能の確認を全ウラン炉心から全MOX炉心まで同質水準で実施する手段を提供できること、また、Verificationとしてはスペクトルミスマッチ計算、燃料棒出力再構築計算といった個別計算モデルの確認が可能であることを示した。今後MC法コードの更なる性能・機能向上と相まって、数値実験装置によるV&Vのプラクティスの進展が期待される。

## 参考文献

- [1] B. R. Moore, et al., "VALIDATION OF BWR SIMULATION METHODS VIA BUNDLE AND PIN-BY-PIN POWER GAMMA SCAN RESULTS", PHYSOR 2010, Pennsylvania, USA, May 9-14, 2010, on CD-ROM,
- [2] 原子力安全委員会, "改良型沸騰水型原子炉における混合酸化燃料の全炉心装荷について," 原子力安全委員会, 一部改訂 平成13年3月29日, (2001).
- [3] S. Takano, et al., "Commercial BWR Whole Core Calculations with MCNP5," Proc. SNA + MC2010, Tokyo, Japan, October 17-21, (2010).
- [4] Shou Takano, et al., "Validations of BWR Nuclear Design Code using ABWR MOX Numerical Benchmark Problems," Proc. 2017 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, Fukui and Kyoto, Japan, April 24-28 (2017).

