解 説

商業用軽水炉核計算手法の高度化

佐 治 悦 郎^{*1}, 岩 本 達 也^{*2},
丸 山 博 見^{*3}, 田 原 義 寿^{*4}, 森 正 明^{*5}

我が国の商業用軽水炉は、その優れた実績を背景に一層の安全性向上のみならず、廃棄物低減、経済性向上、原子燃料サイクルの確立といった多様な要求を満たすべく高度化の道を歩みつつある。そうした変化に対応するため、炉心設計技術も徐々に進化してきているが、本稿では、その基礎となる核計算手法の近年の高度化の動向について述べる。

I. はじめに

我が国初の商業用軽水炉が運転を開始してから、すでに24年の年月が経過した。その間に経験した炉心設計の件数は初装荷炉心、取替炉心を合わせ250件以上にも及んでおり、すでに極めて豊富な実績を有するに至っている。そうした事実に基づけば、軽水炉の炉心設計技術とは、十分に確立された技術ということができる。ただし、それはなにも改良すべき余地がないということの意味するものではない。

炉心設計技術を一言で表現すれば、炉心内に装荷された原子燃料から安全にかつ効率よくエネルギーを取り出すための技術であるということができるが、その出発点となるのはいうまでもなく原子核と中性子の核反応を正確に予測することである。本稿ではそのための手法を「核計算手法」と呼ぶことにするが、核反応そのもののメカニズムを核反応断面積という概念を導入し分離して取り扱うことにより、中性子のふるまいを記述する方程式は輸送方程式という明確な形をとる。したがって、その方程式の「係数を正確に与えることができるならば」、原理的にはその方程式を数値的に解くことにより核計算は完了するが、これが大変な努力を要する。今でこそ、炉心全体をモンテカルロ法を用いて直接シミュレーションすることが現実のものになりつつあるが、設計計算への適用となると未だ非現実的であり、ましてや商業用軽水炉が初めて運転を開始したころの計算機の性能

は今と比較にならないほど低く、実機設計のニーズに応える数値解を得るために様々な近似や工夫が必要であった。商業用軽水炉の核計算手法とは、まさにこうした近似や工夫の成果そのものといっても過言ではない。

我が国の商業用軽水炉が着実に実績を挙げていくに従い、炉心設計への要求も安全性と同様に経済性にも重きが置かれるようになり、計算機の日まじしい発展と相まって、核計算手法にも炉心の高度化への対応や、より一層の精度向上が要求されるようになってきている。本稿では、こうした国内商業用軽水炉の炉心設計に用いられる核計算手法に関する近年の高度化の動向について述べる。

なお、先に核計算の基礎となる輸送方程式の「係数を正確に与えることができるならば」と述べたが、この係数とは、燃料棒、冷却材など炉心を構成するすべての物質の形状、寸法、材質、温度、核種ごとの数密度、および核反応断面積からなる。したがって、核反応断面積はもちろんのこと、他のパラメータについても、動力炉の場合、例えば燃料ペレットの照射挙動や冷却材の沸騰など複雑

Advances in Nuclear Computational Method for Commercial Light Water Reactors : Etsuro SAJI, Tatsuya IWAMOTO, Hiromi MARUYAMA, Yoshihisa TAHARA, Masaaki MORI.

(1994年 2月10日 受理)

^{*1} 東電ソフトウェア(株) ^{*2} (株)東芝 原子力技術研究所

^{*3} (株)日立製作所 エネルギー研究所

^{*4} 三菱原子力工業(株) ^{*5} (株)原子力エンジニアリング

な物理現象と深くかかわっているものもあり、正確に評価するのは容易ではない。本稿では、こうした話には立ち入らないが、実機の炉心設計計算手法には、このような物理現象を考慮しながら、良好な精度を確保することが要求されるので、現実には、輸送方程式を正確に解くだけが核計算の目標という訳にはいかないことを付け加えておきたい。

II. 軽水炉核計算手法の概説

前述の通り、複雑な構造を有する軽水炉の炉心全体を一度に取り扱って解を得ようとするのは現実的ではない。そこで通常、燃料棒1本とそれを取り巻く冷却材という小さな単位(燃料棒セル)か

ら始めて段階的に解いてゆき、最後に炉心全体の解を得るという方式をとる。核反応断面積に関しては、中性子エネルギーについて多群化(数十～百数十群)した核定数ライブラリーの形で用意しておく。

第1図には、BWRとPWRそれぞれについて、国内で従来より用いられてきた核計算手法の概略*を示す。これらは、米国の原子炉メーカーであるゼネラルエレクトリック社およびウエスチングハウス社によりその基礎が築かれたものである。もちろん今では国内で完全に消化され、さらに様々な改良が加えられているが、基本的な枠組みについては大きく変わることなく国内の炉心設計においてなおその主流を占めている。

第1図 軽水炉核計算手法の概略

第1図が示す通り、BWRとPWRでは、おのこの炉心の特徴を反映して計算方式が異なっているが、いずれも炉心計算に至るまでの局所領域(燃料棒セル、燃料集合体)の計算の後、その結果を利用してエネルギー群数の少数化(群縮約)および当該領域の核定数の平均化を行い、次の段階のより広範な領域(燃料集合体、炉心)の計算に受け渡すことにより、計算問題としての規模の縮小を図っている。また、中性子の振舞いを記述する方程式は、厳密には中性子輸送理論に基づくものである

が、集合体計算や炉心計算においては拡散近似が用いられている。これも問題を単純化し計算規模を縮小するためのものである。

単一燃料棒セルや単一燃料集合体のような局所領域の計算を行うためには、その領域の外部境界における境界条件が必要となるが、通常はそれらが無限に配列されているという仮定に基づき正味の中性子の出入りが無いとした計算を行う。しか

* かなり大胆に簡略化している。詳細については、参考文献(1)～(6)を参照されたい。

し、現実の体系において隣接する燃料棒セルや燃料集合体の特性が大きく異なる場合、おのおの中性子スペクトルが異なることから中性子のやりとりが生じる。この効果を一般に中性子スペクトルの干渉効果と呼ぶが、このことを考慮することが精度向上のためには望ましく、計算手法高度化の目的の一つとなっている。

BWR と PWR を比較して特徴的なのは、前者が炉心計算を 3 次元で行うのに対し、後者が 2 次元と 1 次元に分けて行うこと、また前者が燃料棒セル計算から集合体計算を経て炉心計算に至るのに対し、後者は燃料棒セル計算から直接、炉心計算に入ることである。

BWR の場合、運転中、軸方向に蒸気泡(ボイド)の分布が発生すること、また制御棒が部分挿入状態であることや軸方向に非一様な濃縮度を有する燃料の存在から、炉心 3 次元計算は避け難い。また、ボイドの発生は核計算に大きなフィードバック効果をもたらすので、熱水力計算を核計算と結合させて同時に行うことが必要である。このような計算では、燃料棒セルを個々にあらわに取り扱うのは計算の規模が大きくなりすぎ不可能である。そこで集合体単位での核定数の平均化を行い、集合体あたり径方向 1 メッシュ程度の粗メッシュ計算による取扱を行う。

一方、PWR では運転中、制御棒がほぼ全引抜き状態であることや燃料が軸方向に一様な濃縮度

を持つことから、炉心軸方向の中性子束分布は炉内位置にあまり依存せず、炉心を 3 次元で一括して取り扱わなくとも、径方向 2 次元と軸方向 1 次元に分けて計算することが可能となる。2 次元計算であれば、燃料棒セルを個々に扱いながら炉心全体の計算を行うことができるので、炉心計算に先立って集合体の均質化を行う必要はなくなる。軸方向 1 次元計算は、2 次元計算の副産物として得られる炉心径方向均質化核定数を用いて行われる。

III. BWR 核計算手法の高度化

1. 燃料集合体核計算手法

(1) BWR 燃料の開発動向と解析手法の課題

最近の BWR 燃料開発は、破損原因を克服してきた信頼性向上技術をもとに、経済性の向上や燃料サイクルへの対応をターゲットにした新しい段階に入っている。その 1 つは、使用済み燃料の発生量低減と燃料サイクル費の低減を目指した高燃焼度燃料の開発である。第 2 図に、高燃焼度燃料の燃料集合体の構成例を示す。BWR では段階的に高燃焼度化を進めており、平均取出し燃焼度 33 GWd/t のステップ I 燃料は 1987 年から、平均取出し燃焼度 39.5 GWd/t のステップ II 燃料は 1991 年から実規模装荷が始まっている。さらに高い燃焼度を狙ったステップ III 燃料については現在、先行使用の準備を進めている段階である。

第 2 図 BWR 高燃焼度燃料集合体の構成例

ところで、高燃焼度化を達成するため濃縮度を高めると、中性子の平均エネルギーが高くなる、いわゆる中性子スペクトルの硬化が起こる。そこで、ステップ II 以降の高燃焼度燃料では、燃料集合体中央部に径の太い水ロッド(太径水ロッド)を

配置して中性子の熱化を促進し、燃料の効率的な燃焼を図っている。また、可燃性中性子吸収材であるガドリニアを添加したガドリニア入り燃料棒の本数を増加して、高燃焼度化に伴って増加する余剰反応度を抑えている。このガドリニア入り燃

燃料棒も、より効果的に反応度を制御するため、濃度および配置の最適化を図っている。

高燃焼度燃料の解析精度を高めるためには、上述した太径水ロッドと燃料棒、ガドリニア入り燃料棒と UO_2 燃料棒などの中性子の干渉効果を精度よく取り入れることが重要となる。また、水ロッドなどの形状の多様化にも対応できることが望ましい。

一方、燃料サイクルへの対応では、プルトニウムを軽水炉で利用するための混合酸化物(MOX)燃料の開発を進めており、MOX燃料棒と UO_2 燃料棒を混在させた燃料集合体設計が検討されている。解析では、このような中性子スペクトルが大きく異なる燃料棒が隣接した場合のスペクトル干渉効果を精度よく扱うことが重要となる。

(2) 中性子スペクトル計算法の改良

実用的な処理時間を得ることは、設計コードの要件の一つである。BWRの燃料集合体核計算コードでは、時間のかかる多群中性子輸送計算で燃料集合体全体を計算せずに、燃料棒セルの中性子スペクトル計算と集合体内の中性子束分布計算を分離する構成を採っている。しかし、設計に供されているコードは、いずれも中性子スペクトル計算の段階で燃料棒間のスペクトル干渉効果を取り入れるための工夫をしている。

TGBLA⁽⁷⁾は、早くから巧みな方法で隣接燃料棒からの中性子流の影響を熱中性子スペクトル計算に取り入れてきた。L法と呼ばれるこの方法は、燃料棒セルに流れ込む中性子流とそのセル内の中性子吸収率が同じエネルギー依存性を持つという半経験的な知見に基づいている。この方法では、中性子束分布計算からセル境界での中性子流を算出し、上記の知見から多群の境界条件を設定して中性子スペクトル計算を行う。

しかし、隣接燃料棒の中性子スペクトルが大きく異なる場合には、これまでの単一燃料棒セルによる中性子スペクトル計算では十分にその効果を取り入れることができない。そこで、着目する燃料棒セルに隣接するセルを均質化したバッファ領域を設けて中性子スペクトル計算をするようにL法を改良し、中性子スペクトルの干渉効果を精度よく取り入れた。TGBLAの改良は、設計コード

の高速性を失わずに、中性子のスペクトル干渉効果を取り入れる方法として注目される。

(3) 中性子束分布計算法の改良

前章で述べた従来の燃料集合体解析コードは、燃料集合体内の中性子束分布を拡散計算で計算し、輸送計算で解かれる中性子束を再現するように補正を加えている。これに対し、国内電力が炉心管理に使用している燃料集合体解析コードCASMO⁽⁸⁾は、透過確率法⁽⁹⁾により直接輸送計算で中性子束分布を求める方法を採用している。透過確率法は、燃料棒セルを均質化し、セル内で発生または自群散乱した中性子が脱出する確率とセル内に流入した中性子がセルを透過する確率で、セル表面における中性子束と中性子流を関係づけることにより中性子束分布を求める方法である。

しかし、この方法では、燃料棒セルを均質化するなど、形状を近似的に取り扱っている。そこで現在、透過確率法に加えて形状を厳密に取り扱えるCharacteristics法⁽¹⁰⁾の導入が進められている。この方法は、中性子の飛程に沿って中性子の生成、消滅を考えたバランス方程式をたて、その方程式に基づき、各領域の境界中性子束と平均中性子束を関係付けながら解いていく方法であり、原理的には幾何形状の制約を受けない。このように、形状を厳密に取り扱える輸送計算法を採用することは、中性子束分布計算の中で水ロッド形状等の効果を精度よく解析できるため、将来の新しい燃料集合体設計への対応も考えた改良方向の一つであると考えられる。

(4) スーパーコンピュータの利用

モンテカルロ法は、幾何形状や反応メカニズムを厳密に扱える手法であるが、処理時間がネックとなり設計手法として使用されることはまれであった。しかし、スーパーコンピュータの出現は、モンテカルロ法の設計手法としての利用に道を開いた。

VMONT⁽¹¹⁾は、多数の中性子を同時に追跡するベクトル処理向きのアルゴリズムと、仮想散乱の導入や領域同定法の改良などによりモンテカルロ計算の高速化を実現し、燃焼計算と結合した燃料集合体核計算コードである。このコードでは、190群の中性子輸送計算で中性子スペクトルと中

性子束分布を同時に求めるため、燃料棒間の中性子スペクトル干渉効果を容易に考慮できる。また、モンテカルロ計算であるため複雑形状にも対応できる。このように計算機の進歩により、これまで実用的でないと考えられていた解法を設計計算に適用することができるようになってきた。今後、並列計算機の実用化が進むとその機能を利用する設計手法の開発も盛んになるであろう。

燃料集合体内の非均質性の増大と燃料集合体形状の複雑化をキーワードに核計算手法の改良状況を述べた。しかし、これら以外にも、核分裂生成物やアクチノイドの崩壊チェーンの充実、ガドリニア入り燃料棒の燃焼モデルの改良、共鳴実効断面積生成法の改良など、多くの地道な改良を行なって集合体設計の高度化に対応している⁽⁷⁾⁽¹²⁾⁽¹³⁾。

2. 炉心計算手法

BWR 炉心の解析では 3 次元の核熱水力結合計算が必要なため、まず単一集合体計算で核定数を評価しておき、炉心計算では集合体を均質化した粗メッシュの修正 1 群拡散差分法を用いてきた。今後の高濃縮度化の進展や MOX 燃料の利用に伴い、炉心内の燃料集合体間の核特性差は拡大する傾向にある。濃縮度差のある燃料集合体や、 UO_2 燃料と MOX 燃料集合体など中性子スペクトルの大きく異なる集合体が隣接すると、集合体間のスペクトル干渉によって集合体内の熱中性子束が単一集合体計算から大きく変化する。例として、低濃縮燃料集合体に囲まれた高濃縮燃料集合体内のスペクトル(熱群と高速群の比)の変化を第 3 図に示す。スペクトルの柔らかい(熱中性子の多い)低濃縮燃料側からの熱中性子の流れ込みが周辺部で大きいことがわかる。このような非均質性の高い炉心においても、集合体間のスペクトル干渉効果をより詳細に取り扱えるようなモデルの高度化が図られている。

(1) 近代ノード法の導入

修正 1 群近似では、高速群と熱群の空間分布形が等しいと仮定して、2 または 3 群方程式を高速群に対する方程式に縮約する。修正 1 群拡散差分法が用いられてきた一つの理由として、差分法で集合体間の熱中性子流を精度よく評価するためには詳細なメッシュ分割を必要とし、多大の計算時

第 3 図 スペクトル(熱群と高速群の比)の単一集合体計算からの変化(インチャンネル平均スペクトルに対し規格化)

間を要することがあった。ここ 10 年の間に「近似ノード法」と呼ばれる効率的手法が開発され、粗メッシュ分割でも高い精度が得られるようになり、計算機性能の向上と相まって少数群の拡散モデルを 3 次元炉心計算に用いることが実用的なものとなった。

近代ノード法の第 1 の特徴は、ノード内の中性子束分布を多項式や解析関数で表わすことにより、ノード間の中性子流を精度良く評価することである。ここでノードとは、集合体単位で均質化した炉心内の小領域をいう。このためには、着目方向以外の 2 方向について拡散方程式を横方向積分した方程式を利用し、ノード内の着目方向の 1 次元中性子束分布から、ノード間の表面平均中性子流の関係を導く。このように、ノード内の中性子束分布を考慮していることから、熱中性子束分布を精度よく計算できる。ノード内中性子束分布の近似として、解析解を用いる解析的ノード法や多項式で表わす多項式ノード法などがある⁽¹⁴⁾。

近代ノード法の第 2 の特徴は、集合体均質化核定数を用いることによる誤差を解消するために、中性子束「不連続因子」を導入して、非均質計算によるノード境界中性子流を再現することである。従来、一般的に用いられてきた中性子束荷重平均核定数と、均質化された方程式に対するノード境界における中性子束の連続条件の組合せは、非均

質計算による平均反応率も表面平均中性子流も再現する理論的保証がなく、新たな均質化パラメータの導入が必要なことがKoebkeにより指摘された⁽¹⁵⁾。後にSmith, Henryらにより、中性子束「不連続因子」というパラメータを導入して従来の均質計算による中性子束がノード境界で連続であるという条件を変更し、その不連続性を許容することによりその問題が解決されることが示された⁽¹⁶⁾。正確な不連続因子の計算には、非均質中性子束分布が必要となるが、このために全炉心の詳細計算を行うのでは意味がない。Smithは、不連続因子に対する近似値として単一集合体計算から求める方法を提案した。これは単一「集合体不連続因子」と呼ばれ、多くのケースで良い結果を与えることが報告されている。

多くの電力会社等で使用されているSIMULATE⁽¹⁷⁾においては、中性子2群モデルに基づいてノード内中性子束を4次式で、横方向漏れを2次式で近似し、ノード平均中性子束のみを未知数として解く非線形反復法を採用して計算時間の短縮を図っている。COSNEX⁽¹⁸⁾は同様に、ノード内中性子束分布を4次式展開、横方向漏れを2次式展開する中性子3群多項式ノード法を用い、中性子束反復法としては、部分中性子流をも未知数として求める方法⁽¹⁹⁾を採用している。

一方、修正1群モデルもノード内の中性子束分布を考慮できるように、近代ノード法の手法を取り入れて高度化が図られてきた。熱中性子の拡散距離は短いため、ノード内の熱中性子束分布は着目ノードおよびその周辺のみで決定できる。この特徴を活かすことによって、LOGOSでは修正1群の計算速度上の利点を保持しながらノード間のスペクトル干渉を精度よく取り入れている⁽²⁰⁾。集合体サイズのノードの中心では、スペクトルは隣接ノードの影響を受けない単一集合体での漸近値に近づく。この手法では、ノード内のスペクトルの3次元分布を拡散方程式の一般解を用いて展開し、展開係数を漸近的境界条件より求める。これにより、ノード間中性子流とノード内出力分布が計算できる。この手法は特に高速演算が必要とされるオンライン炉心運転管理システムの3次元シミュレータにも適用可能である。

(2) 燃料棒出力計算

ノード内の燃料棒出力は、最大線出力密度や最小限界出力比など燃料の熱的制限値を計算する上で重要である。燃料棒出力を得る最も簡単な方法は、単一集合体計算の局所出力分布とノード平均出力の積で計算する方法である。しかし、隣接するノード間のスペクトル干渉効果が大きい場合は、ノード内熱中性子束分布は単一集合体計算から大きく変化する。これを補正するためBWRでは、予め炉心の燃料配置パターンごとに複数の集合体を隣接させたマルチ集合体計算を行なって局所出力分布を評価しておく必要があった。

近代ノード法の手法を用いるコードでは、単一集合体計算による非均質な局所出力分布と、炉心計算中に得られるノード内の滑らかな出力分布を合成することにより燃料棒出力を計算できる⁽²⁰⁾⁽²¹⁾。

(3) スペクトル干渉履歴効果

集合体均質化理論の進展により、瞬時的なスペクトル干渉効果はかなり正確に炉心計算に反映されるようになった。しかし、炉心内で隣接集合体とのスペクトル干渉効果を受けて燃焼した集合体の組成変化は、単一集合体計算の場合とは異なってくるため、スペクトル干渉履歴効果による影響が生じてくる。コストのかかるマルチ集合体の燃焼計算を行わずに、この効果を評価することは炉心計算法の課題である。

SIMULATEではスペクトル干渉履歴効果を取り入れるために、スペクトル(熱群と高速群の比)の時間積分値をパラメータとして加え、単一集合体計算時のそれからのズレに対して均質化核定数を変化させている⁽²¹⁾。この感度係数は、BWRの通常の核定数計算において、ボイド率によるスペクトル差の履歴効果を評価するために行われる、ボイド率を変えた単一集合体燃焼計算から抽出している。これは、スペクトル変化による核定数の変化がスペクトル変化を引き起こす成因(ボイド率や隣接集合体との干渉など)にはよらないと仮定するものである。COSNEXにおいても同様の方法により、スペクトル履歴を従来の燃焼平均のボイド率に代わるパラメータとして導入し、炉心計算における均質化核定数を補正している。この方式を

用いることで、多数のマルチ集合体燃焼計算を行うことなく、燃焼履歴に関する誤差が低減可能となった。

最近のBWR炉心計算法の高度化の傾向は、集合体計算と炉心計算が互いに接近した結果、集合体の均質化という手法そのものが問題となっていることを示している。今後はさらに均質化手法が発展するとともに、均質化の不要な方法についても検討が進むであろう。

IV. PWR核計算手法の高度化

1. PWR炉心の高度化と核計算手法

PWRでは、炉心特性上炉心を径方向2次元と軸方向1次元に分けて取り扱い、燃料棒、制御棒、水セル等のピンセル計算から直接炉心計算を行っている。従来の炉心では、軸方向に様な濃縮度を持つ UO_2 燃料集合体を用いていること、および集合体内の非均質性が高くなく燃料棒間の中性子スペクトル干渉効果が小さいことから、このような計算手法で十分な計算精度が得られている^{(22)~(25)}。しかし近年、MOX燃料の実用化等の炉心の高度化の検討に伴い、集合体内および炉心内の非均質性が増加し、ピンセル計算を集合体計算に引き上げる必要性が高まってきた。また、部分長ガドリニア入り燃料や軸方向ブランケット燃料の採用等の、将来的なPWR炉心の高度化に対応するためには、3次元計算が必要となる。3次元炉心計算により燃料集合体ごとの軸方向燃焼度分布を正確に取り扱うことは、炉心設計精度向上の観点からも有効であろう。

近年の計算機の発展には目覚ましいものがあるとはいえ、商業用炉心設計において、燃料棒セル単位の3次元炉心計算を行うことは、今なお非現実的である。したがって、集合体均質化核定数を用いた粗メッシュ3次元計算を採用せざるを得ない。粗メッシュ3次元計算と2次元詳細メッシュ計算の組合せによりPWR炉心の高度化に対応することも考えられるが⁽²⁶⁾、粗メッシュ3次元計算のみで、従来から用いられている燃料棒セル単位の詳細メッシュ計算と同等の出力分布計算精度を確保するためには、差分法では集合体内の中性子束分布が計算できないので不十分であり、近代

ノード法および同手法に基づく燃料棒出力分布計算機能の採用が不可欠となる。

このように、PWRでの核計算手法は、燃料棒セル定数を1メッシュ/燃料棒セルの拡散計算コードに供給するという方式から、集合体計算に基づく均質化核定数を、近代ノード法に基づく3次元拡散計算コードに供給するという方向に様変わりしつつあるといえる。

2. 燃料核定数計算手法の高度化

炉心の高度化および核計算精度の向上の要求が高まる中で、ピンセル計算より高度な集合体計算による核定数の算出が必要となってきた。また、ブルサーマル炉心においては、出力ピーキングを低下させるため、第4図に示すような数種類の富化度を持つMOX燃料集合体が採用されている。このため、燃料棒間の中性子スペクトル干渉効果の取扱いが必要となる。さらに、MOX燃料集合体は、 UO_2 燃料集合体と混在して炉心に装荷されるため、燃料集合体間の中性子スペクトル干渉効果をも取り扱う必要が生じている。

これらの要求に応えるため、従来計算手法に基づくNULIFコードシステムの改良も報告されているが⁽²⁷⁾、ここでは核計算手法の高度化の一つの方向としてPHOENIX-P⁽²⁸⁾およびCASMOの導入・改良が進められていることについて述べる。これらのコードでは、燃料集合体内の非均質性を取り入れた輸送計算により、空間依存の多群中性

第4図 MOX燃料集合体の設計例

子スペクトルを求めることができる。取り扱える計算体系は、第5図に示す単一集合体モデルおよび4集合体モデルであり、この4集合体モデルを使用することにより、集合体間の中性子スペクトル干渉効果を、核定数計算段階において直接的に考慮することができる。また各1/4集合体を一つのノードと見なし、後続するノード法による炉心計算のために必要なノード平均核定数、中性子束不連続因子等が算出される。なお、CASMOコードでは、通常は単一集合体モデルが使用されており、集合体間の中性子スペクトル干渉効果は、SIMULATEによる炉心計算において考慮される。

4 集合体計算モデル

単一集合体計算モデル (1/4 集合体部分)

第5図 集合体計算モデル

PHOENIX-Pはノード法に基づくピンセル結合計算と S_N 計算により、空間依存の中性子スペクトルを求めている。ピンセル結合計算では、単位セルを一つのノードと見なし、中性子流で近接ノードを結合することにより、高速で集合体非均質計算を行い、セル均質化核定数を算出する*。

しかしながら、ピンセル結合計算では、ノード間の中性子輸送を簡便に取り扱うための近似を導入しているため、セル間のより厳密な中性子束分布は、中性子束の角度分布を離散的に取り扱う S_N 計算により求めている。 S_N 計算では、ピンセル結合計算で求められたセル均質化核定数が使用されるが、セル均質化によりセル境界での部分中性子流は保存されなくなる。このため、仮想的な中性子源を導入して、部分中性子流を非均質セル計算での値に一致させ、セル均質化に伴う誤差を除去している。燃料集合体内の中性子スペクトルは、 S_N 計算で求められた各セルの中性子束に、ピンセル結合計算による多群中性子スペクトルを重ね合わせた後、集合体の臨界スペクトルによる補正を行うことにより求めている。

これに対し、CASMOでは衝突確率法に基づく燃料棒セル計算によりセル内を均質化し、透過確率法に基づく燃料集合体輸送計算を行うが、集合体非均質輸送計算へとさらに高度化が進められていることは、第Ⅲ-1(3)項で述べた通りである。

なお、両コードとも燃料領域に含まれる共鳴核種の実効断面積は、非均質体系と均質体系の実効共鳴積分を結びつける等価原理に基づき、集合体体系での非均質性を考慮して求めている。

以上述べたように、炉心の高度化への対応および核計算精度向上の観点から、PWRの燃料核定数計算手法は、集合体の代表的なセル定数を計算する、いわゆるピンセル計算から集合体計算へと、高度化が進められており、集合体内の非均質性、さらには炉心内の非均質性までも考慮することが可能となっている。

3. 炉心計算手法の高度化

(1) 近代ノード法を用いた3次元

炉心計算手法

第Ⅳ-1節で述べたように、PWR炉心計算手法は、近代ノード法を用いた3次元計算へと高度化しつつある。近代ノード法を用いたPWR核計算手法の概要を第6図に示す。

* セル内の燃料、被覆管および減速材領域の多群中性子スペクトルは、衝突確率法に基づく応答中性子束により求められる。この計算手法はHeterogeneous Response Methodとも呼ばれている。

第 6 図 近代ノード法を用いたPWR核計算手法の概要

国内のPWR核計算に適用されているこの種の炉心計算コードとしては、ANC⁽²⁹⁾やすでに述べたSIMULATEが挙げられる。ANCも、第Ⅲ-2(1)項で述べられた手法と同様のノード法に基づく3次元拡散計算コードである。

PWRにおいてMOX燃料を装荷する際には、MOX燃料と UO_2 燃料が狭い水ギャップを挟んで隣接するため、集合体境界での熱中性子流の取扱いが特に重要となるばかりか、スペクトル干渉に起因する2群核定数自体の局所的空間変化(瞬時効果および履歴効果)をも考慮する必要性が生じる。このため、これらのコードでは以下のように対応している。

ANCでは、MOX燃料集合体およびそれに隣接する UO_2 燃料集合体については、PHOENIX-Pによる4集合体燃焼計算により作成した不連続因子および均質化核定数を用いる。このようにして作成した不連続因子の導入により、非均質輸送計算結果を境界での中性子流に反映すると共に、核定数計算段階でスペクトル干渉効果を取り入れ、第7図に示すように、MOX燃料装荷炉心に対しても良好な精度を得ている⁽³⁰⁾。

一方、SIMULATEではMOX燃料についても、CASMO単一集合体計算による集合体均質化核定数を用いるので、炉心計算において隣接集合体ス

ペクトル干渉効果を考慮する。集合体不連続因子は集合体内の非均質性を取り扱う不連続因子の効率的な近似値ではあるが、ノード内中性子束分布の多項式近似や拡散近似が成立しなくなるような場合に対して、ノード法モデル自体の精度を補うものではない。したがって、高富化度MOX燃料と UO_2 燃料との隣接体系を4集合体モデルを用いずに取り扱うためには、ノード法モデル自体の精度を改善する必要性が生じてくる。

このような問題点に対処するため、準解析的ノードモデル⁽³¹⁾およびノード輸送モデル⁽³²⁾を採用している。準解析的ノードモデルは、高速群中性子束を通常の多項式展開とし、熱群中性子束分布に対しては解析解を求めることにより、ノード内熱中性子束分布の急激な空間変化を取り扱っている。ノード輸送モデルは、ノード境界付近で輸送計算を行い、その結果を用いて集合体不連続因子を補正することにより、拡散近似に伴う誤差を防いでいる。このような手法を用いることにより、MOX燃料装荷炉心に対しても良好な計算結果を得ており⁽³³⁾、さらに10% Pu^{tot} を超える高富化度MOX燃料が UO_2 燃料と隣接するような極端な場合においても、良好な精度が維持されている。

(2) 燃料棒出力計算

PWRの核計算では、燃料棒単位の出力分布

(a) 径方向出力分布の測定値と計算値との比較

(b) 臨界ほう素濃度の測定値と計算値との比較

第7図 MOX燃料装荷炉心における計算精度の測定値と計算値との比較

を、従来から用いられている詳細メッシュ炉心計算と同等の精度で求めることが重要である。このため、近代ノード法に基づく炉心計算コードでは、あらかじめ集合体計算により集合体内出力分布を求めておき、これを炉心計算結果をもとに計算した均質ノード内の滑らかな出力分布に重ね合わせることで、燃料棒単位の3次元出力分布を求めている。

ANCではノードの対称性を利用して2群拡散方程式の解析解の組を求め、それらを線形結合することによりノード内の中性子束分布を求める。ここで用いる係数は、ノード境界の中性子束を境界条件として用いることにより決定される⁽³⁴⁾。こうして求められたノード内中性子束分布から

ノード内の滑らかな出力分布が計算される。

SIMULATEでは、ノード内の中性子束分布を多項式および解析関数により展開するが、集合体コーナー部付近の燃料棒出力計算精度を確保するためにコーナーポイント部における非均質中性子束の連続性を拘束条件として付加している⁽²¹⁾。またSIMULATEでは、MOX燃料に対しても単一集合体計算により集合体内出力分布を求めるために、集合体間の局所的スペクトル干渉効果をノード内出力分布に正確に反映する必要がある。したがって、高速中性子束に対する熱中性子束の比を指標として均質核定数の瞬時変化を空間依存で補正する隣接集合体スペクトル干渉モデル⁽³⁵⁾および第Ⅲ-2(3)項で述べたスペクトル干渉履歴モデル⁽²¹⁾を採用している。

MOX燃料を装荷するPWR炉心の核設計においては、近代ノード法の採用にとどまらず、4集合体計算モデルの採用またはノード法モデル自体の高度化により、良好な燃料棒出力計算精度を得ている。しかし、炉心内の現象をより厳密に把握するという観点からは、今後さらに計算機の性能が向上すれば、燃料棒セル単位の3次元多群詳細メッシュ炉心計算の実現という方向も考えられる。

V. おわりに

本稿で述べてきた核計算手法の高度化に関する近年の動向は、計算機の目覚ましい発達や炉心・燃料の高度化といった時代背景と深く関わっている。

今後考える根本的な変革は、やはり燃料棒セル→燃料集合体→全炉心という段階的計算の仕組の消失であろう。とりわけ、全炉心を一括して連続エネルギーモンテカルロ法で計算してしまうのは究極の方法である。この場合、計算手法による誤差は統計誤差を除いて存在せず、使用される核データの精度そのもので計算結果が支配される。炉心設計への適用を考えた場合、未だ計算機の計算速度が数桁足りない感否めないが、最近の計算機の急速な発展を鑑みれば、もはや荒唐無稽な話として片付けられなくなってきている。

国内におけるこの方面の研究では、日本原子力

研究所の研究⁽³⁶⁾がよく知られており、今まであまり盛んとはいえなかった軽水炉核計算の分野での学界と産業界の交流を深める良いきっかけになるかもしれない。また、核データの精度が炉心設計計算の精度に占める割合が増大することにより、産業界から核データ評価側への要求が高まり、これも同様の効果をもたらすだろう。

一方、炉心設計の最適化に目を向ければ高精度もさることながら、極めて短時間のうちに炉心燃焼計算が完了するような高速シミュレータの需要も無視できない。最適化のための近道は、やはり膨大なケースの炉心計算をこなすことだからである。また本稿では触れなかったが、過渡解析、事故解析の分野においても高速3次元シミュレータのニーズが次第に高まってきている。

今後も様々な用途に応えていくうえで、一層の高精度化や高速化が必要になってくると思われるが、そうした要求を満たすためには、核計算手法の改良を継続して行なっていくことは不可欠であると考えられる。

— 参 考 文 献 —

- (1) 東芝：沸騰水型原子力発電所燃料集合体核特性計算手法, TLR-006, (1976).
- (2) 日立製作所：沸騰水型原子力発電所2次元単位セル計算手法について, HLR-005, (1977).
- (3) 東芝：沸騰水型原子力発電所3次元核熱水力計算コード概要, TLR-007, (1976).
- (4) 日立製作所：沸騰水型原子力発電所3次元核熱水力計算手法について, HLR-006 訂1, (1984).
- (5) 三菱原子力工業：三菱PWRの核設計計算コード, MAPI-1005 改4, (1989).
- (6) 原子燃料工業：PWRの核設計手法, NFK-8002 改3, (1989).
- (7) YAMAMOTO, M., et al. : *Proc. Int. Topic. Mtg. on Advances in Reactor Physics, Mathematics and Computation, Paris*, Vol. 3, 1549 (1987).
- (8) EDENIUS, M., AHLIN, A. : *ibid.*, Vol. 3, 1497 (1987).
- (9) HÄGGBLUM, H., et al. : *Nucl. Sci. Eng.*, **56**, 411 (1975).
- (10) KNOTT, D., EDENIUS, M. : *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **68**, 457 (1993).
- (11) MARUYAMA, H., et al. : *Proc. Int. Conf. on Supercomputing in Nuclear Applications, Mito*, BS102, 156 (1990).
- (12) MORIMOTO, Y., et al. : *Nucl. Sci. Eng.*, **103**, 351 (1989).
- (13) EDENIUS, M., et al. : *Proc. Int. Mtg. on Advances in Mathematics, Computations, and Reactor Physics, Pittsburgh*, Vol. 2, 10.11-1 (1991).
- (14) 竹田敏一：原子力工業, **33**, 58 (1987).
- (15) KOEBKE, K. : *Proc. IAEA Technical Committee Mtg. on Homogenization Methods in Reactor Physics, Lugano*, (1978).
- (16) SMITH, K. : *Prog. Nucl. Energy*, **17**, 303 (1986).
- (17) SMITH, K., et al. : *Nucl. Sci. Eng.*, **100**, 324 (1988).
- (18) KOYAMA, J., et al. : *J. Nucl. Sci. Technol.*, **26**(6), 636 (1989).
- (19) FINNEMANN, H., et al. : *Atomkernenergie*, **30**, 123 (1977).
- (20) IWAMOTO, T., TUIKI, M. : *Proc. Topical Mtg. on Advances in Reactor Physics, Charleston*, 1-476 (1992).
- (21) REMPE, K., et al. : *Nucl. Sci. Eng.*, **103**, 334 (1989).
- (22) 三菱原子力工業：三菱PWRの核設計手法の信頼性, MAPI-1004 改4, (1988).
- (23) 同 上：MAPI-1062 改3, (1988).
- (24) 原子燃料工業：PWRの核設計手法の信頼性, NFK-8006 改6, (1988).
- (25) 同 上：NFK-8071 改3, (1988).
- (26) 西岡弘雅, 他：原子力学会「1993秋の大会」予稿集, E50.
- (27) 西岡弘雅, 他：同 上, E51.
- (28) STAMMLER, R. J. J., ABBATE, M. J. : *"Methods of Steady-State Reactor Physics in Nuclear Design"*, (1983), Academic Press.
- (29) LIU, Y. S., CASADEI, A. L. : 原子力学会「1988秋の大会」予稿集, F30.
- (30) 井上 伸, 他：同「1993秋の大会」予稿集, E49.
- (31) ESSER, P., SMITH, K. : 同「1993春の年会」要旨集, A48.
- (32) SMITH, K., ESSER, P. : 同 上, A49.
- (33) 井上 伸, 他：同「1992春の年会」要旨集, H35.
- (34) LIU, Y. S., MELIKSETIAN, A., CASADEI, A. L. : *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **53**, 246 (1986).
- (35) 森 正明, SMITH, K. : 文献(31), A50.
- (36) NAKAGAWA, M., MORI, T. : *Proc. Int. Conf. on Mathematical Methods and Supercomputing in Nuclear Applications, Karlsruhe, Germany*, Vol. 2, 702 (1993).