U.D.C. [001. 891. 573: 51-37]: 621. 039. 51

小特集 シミュレーション技術

# 原子力におけるシミュレーション技術 Simulation for Nuclear Reactor Engineering

原子力では、システム設計から実際の運転に至るまで関連する分野が多岐にわた り、相互に密接に結びついているため、高度なシミュレーション技術が重要な役割 を果たしている。原子炉炉心を設計するための核・熱水力シミュレーションシステ ムは、燃料棒、燃料集合体、炉心全体の3段階に分けて物理現象を模擬する。また、 燃料棒の中性子照射挙動のシミュレーション技術を開発し、より信頼性の高い原子 炉設計が可能となった。更に,原子炉をより効率的に運転することを目的とした, オンライン炉心シミュレーションシステムをも開発し、その一部機能は実機実証試 験を完了した。

木口高志*	Takashi Kiguchi
竹田練三*	Renzô Takeda
井上孝太郎*	Kôtarô Inoue
内田俊介*	Shunsuke Uchida

### 1 緒 言

原子力の分野では,研究開発,設計の段階から実際の運転 に至るまで、シミュレーションが重要な役割を果たしている。 シミュレーション技術がなくては、原子力利用は成り立たな いと言っても過言ではない。また、原子力は核物理から土 木,気象に至るまで、その関連する分野が広く、相互に密接 に関係しあっているため、そのシミュレーションは大規模か つ複雑である。

ミュレータのように、実際の原子力プラントの制御盤と全く 同形の制御盤をもつものもある。この場合も、原子力プラン トの動特性は、計算機プログラムで模擬されている。更に、 計算機だけでなく、 プラスチックを用いた配管などのモック アップも,広い意味ではシミュレーションと呼べる。

本論文では,対象を計算機を利用した原子炉の炉心シス

原子力でのシミュレーションは、その目的によって次のよ うに分類できる。

研究開発のためのシミュレーション (1)

設計・製品検査のためのシミュレーション (2)

(3) 運用管理, 運転・制御のためのシミュレーション

(4) 運転員訓練のためのシミュレーション

これらのシミュレーションは、ほとんどの場合、計算機プロ グラムにより実現されている。例えば(4)の運転員訓練用シ

テムのシミュレーションに限定して、その特徴と事例を報告 する。

### 2 原子力におけるシミュレーションの概要

原子力でのシミュレーションの対象は、炉心、タービン・ 発電機,原子炉格納容器,安全防護系など多岐にわたってい る。第1章で述べたように、本論文では、特に炉心システム のシミュレーションについて論じる。炉心システムの構成を, 沸騰水型原子炉を例にとり図1に示す。炉心は、核燃料物質



640 日立評論 VOL. 64 No. 9(1982-9)



原子炉炉心システムのシミュレーションの特徴 図2 原子炉シミュレーションの特徴は、複雑で大規模な点である。

を収めた燃料棒,燃料棒を束ねた燃料集合体,燃料集合体を 配列した炉心部から構成されている。炉心部には冷却水が循 環しており、ここで発生した蒸気がタービンを回転させ、発 電する。

炉心システムのシミュレーションは、中性子の挙動はボル ツマンの輸送方程式,熱水力はナビア・ストークスの方程式, 燃料棒や炉内構造物の強度については,応力・ひずみ方程式 など,物理学の基本的な方程式を数値的に解くことに尽きる。 その特徴を図2(a)(b)(c)に示す。

代表的なシミュレーションの事例 3

### 3.1 原子炉の炉心設計におけるシミュレーション

第2章で述べたように、炉心設計に限定してもシミュレー ションの範囲は多岐にわたっている。例えば、時間的にみて も、(1)定常状態のシミュレーション、(2)動的状態(安定性解析 のように比較的小さな変動から,安全性解析のように大きな 過渡変化まで)のシミュレーションがある。本節では、定常 状態の核・熱水力に限り、そのシミュレーションの事例を説 明する。

(a)の特徴は、核・熱・水力・構造・材料のそれぞれの分野 の計算が、互いに強い相互作用をもつことである。したがっ て,一つの分野の計算を行なうときに,他の分野の計算結果 を入力する必要があり,数値計算で多重の繰返し計算が必要 となる。

(b)の数値解析の次元数からみると、中性子の挙動を表わす ボルツマンの輸送方程式は、空間が3次元、エネルギー、時 間が各々1次元の合計5次元になる。

空間位置の3次元については、図1に示したように、体系 の形状が複雑で直交座標系で一度に解けないため,燃料棒, 燃料集合体、炉心全体の3段階に分けて解く。

エネルギーについては、10<sup>-3</sup>eVから10MeVまで10デカード を扱い,数万点のエネルギーメッシュが必要である。

時間については、約10-7秒から約4年以上まで扱わねばな らない。すなわち、核分裂により生まれた中性子が燃料に吸 収されて、次の新しい中性子を生むまでの1サイクルが約10-7 秒, 炉心の下部から入った冷却水が, 炉心の上部に抜けるの に約2秒,燃料棒から発生した熱が冷却材に伝わるまで約5 秒, 炉心から出た蒸気が発電して再び水になり, 炉心に戻っ てくるまで約2分、燃料が炉心に装荷され、ウラン235が燃 焼し、一方、新しい燃料物質である プルトニウムを作りなが ら最終的に炉心から取り出されるまでの期間が約4年である。

これらの複雑な現象、体系をいかにうまく階層化し、計算 機の能力に合わせて解くかが, 原子力でのシミュレーション の特徴である。

沸騰水型原子炉を例にとり述べる。核・熱水力シミュレー ションの一般的な手順を図3に示す。図1にも示したように、 体系の形状が複雑であり,一挙に炉心全体をシミュレーショ ンすることは不可能である。そこで、燃料棒、燃料集合体, 炉心全体の3段階に分けて、その核・熱水力特性をシミュレ ーションする。この際,扱う中性子エネルギー群,空間のメ ッシュも、ミクロなものからマクロなものに順次引き継がれ



```
(c)の特徴である取り扱うデータ量が膨大であることは、以
上述べた特徴に起因している。例えば、代表的な沸騰水型原
子炉の炉心設計で運用しているデータ量は、大容量記憶シス
テムMSSで、約25Gバイトにのぼる。
以上, 原子炉の炉心システムをシミュレーションする場合
の特徴について述べた。次章では,代表的なシミュレーショ
ンの事例を述べる。
```

8



図4 階差化した拡散方程式(2次元体系の場合) 中性子束を決め る連立方程式の係数行列は,帯状のスパースな行列であり,繰返し収束計算で 解くことができる。 図5 炉心内出力分布(中性子検出器の指示値分布)の実測値とシ ミュレーション結果の比較 実測値は、計測ノイズのためゆらいでいる。 実測値と計算結果はよく一致している。

より, 運転員の要求に応じて将来の炉心状態を予測し, 運転

数値解析は、例えば全炉心3次元計算の場合、ボルツマン の輸送方程式を拡散近似で解く。拡散方程式を空間メッシュ で近似すると、図4に示すような連立方程式となる。係数行 列は帯状のスパースな行列であり、繰返し収束計算で解くこ とができる。ほかに有限要素法、変分原理の利用など、数値 計算技術も開発し、目的に応じて採用している。

シミュレーション結果の例を、図5に示す。これは、代表的な沸騰水型原子炉の炉心内出力分布(正しくは中性子検出器の指示値)の実測値とシミュレーション結果を比較したものである。

以上,沸騰水型原子炉を例にとり述べたが,次に,他の代 表的炉形である高速増殖炉の核特性シミュレーションについ て述べる。沸騰水型炉や新型転換炉では,燃料棒,燃料集合 体,炉心全体の3段階に分けるのに対し,高速増殖炉では, 燃料棒,ラッパー管などの物質が一様均質に存在するものと して,直接,炉心全体のボルツマン方程式を解く。これは, 沸騰水型原子炉に比べて高速増殖炉では,中性子平均自由行 程(5~10cm)に対する燃料棒ピッチ(1cm程度)の割合が小さ く,燃料集合体内の中性子束分布が平坦に近いことによる。 一方,エネルギーに関しては,全炉心計算でも群数を増し て解く必要がある。これは,沸騰水型原子炉では,低エネル

ギーの熱中性子が核分裂の主役を演ずるのに対して,高速増 殖炉では,高エネルギーから低エネルギーまでの広い範囲に わたる中性子によって核分裂反応が起こるためである。

3.2 原子炉の炉心運転のためのオンラインシミュレーション

原子炉を安全かつ効率的に運転するためには,炉心内の出 力密度分布や熱的運転余裕を監視し,運転状況を記録すると ともに 実際の運転操作に先だち、出力密度分布や熱的余裕 員に示すことも可能とした。

オンラインの炉心シミュレーションでは、炉心の運転状態 の変化に追従し、運転員の要求に迅速にこたえるため、計算 時間を可能な限り短くする必要があり、また、シミュレーシ ョン結果が運転操作に直接反映されるため、結果の正確さが 求められる。これらに対しシミュレーションモデルの簡略化、 目的に応じたモデルの使い分け、検出器実測データの有効活 用(モデルの同定、学習など)を図ることにより、上記の要求 を満たした。

以下に,沸騰水型炉,新型転換炉で実用化されている炉心 性能予測システム<sup>3)</sup>,及び高速増殖炉用に開発された炉心性能 監視システム<sup>4)</sup>を例にとり,オンラインシミュレーションの 実例を説明する。

### 3.2.1 炉心性能予測システム

沸騰水型炉,新型転換炉では、図6(a)に示すように、炉心内に中性子検出器が設置されている。ここで、本システムの目的の一つである制御棒引抜き後の出力分布予測について説明する。一般に、制御棒を引き抜くと、その近傍の燃料の出力密度が上昇する。したがって、引き抜く制御棒に近接した領域を対象に(同図(b))、3次元炉心シミュレーション計算し、出力分布を予測する。まずはじめに、シミュレーション計算し、出力分布を予測する。まずはじめに、シミュレーション結果が、中性子検出器の指示値を再現するように、シミュレーションをデルを同定する。次いで、同定されたモデルで、制御棒を引き抜いた状態をシミュレーションし、予測結果を得る。このように、計算時間短縮のためにシミュレーションの範囲を炉心の局所に限り、また中性子検出器の指示値をモデル同定に利用して精度を上げているのが特徴である。本システムの計算時間は、日立制御用計算機HIDIC V90/50で10秒、出

の変化を予測することが望ましい。	力分布予測誤差(平均自乗誤差)は5%以内である。
原子炉の炉心内部あるいは周囲には、中性子検出器や温度	3.2.2 炉心性能監視システム
検出器が設けられている。オンラインで炉心状態をシミュレ	高速増殖炉では, 沸騰水型炉のように炉内中性子検出器が
ーションする際に、これらの検出器の実測値を活用して、炉	ない。代わって、図7(a)に示すように、燃料集合体の冷却材
心運転に必要な種々の物理量を精度高く求めるオンラインシ	出口に温度検出器が設置されている。したがって、炉心内の
ミュレーション方式を開発した。更に、シミュレーションに	出力密度分布や熱的運転余裕を知るには、炉心シミュレーシ

642 日立評論 VOL. 64 No. 9(1982-9)



炉心性能予測シス 図 6 テムの計算例(沸騰水型 炉の場合) オンラインで 高速でシミュレーションする ため,シミュレーションの対

### 象範囲を炉心の一部に限定し ている。



炉心性能監視シス 図 7 テムの計算例(高速増殖 炉の場合) シミュレーシ ョン結果と温度測定値を利用 して, 最も確からしい出力分 布を推定している。

ョンが不可欠である。本システムでは,計算の高速化に工夫を 加えた3次元炉心シミュレーションで出力分布とともに出口温 度を算出し、これを温度実測値で較正する方法を採用している。

以上述べたように,本システムでは、オンラインシミュレ ーションと実測値を組み合わせて用いることにより、 信頼度 の高い炉心監視を実現している。

ここでは, 照射が燃料と構造材へ及ぼす直接効果の評価に 用いる計算プログラムBEAF<sup>5)</sup>とDLG及び照射が冷却材を介 して構造材に及ぼす影響の評価に用いる計算プログラムDR CRUD<sup>6)</sup>について述べる。

3.3.1 燃料棒照射挙動シミュレーション(プログラムBEAF) 燃料が核分裂反応によって,燃えていく挙動を詳細にシミュ

3.3 原子炉燃料材料の中性子照射挙動シミュレーション 原子炉の燃料,構造材及び冷却材は,原子炉固有の環境, すなわち中性子及びr線による照射下で使用される。このた め、構造材としての健全性、材料強度の評価では、照射が材 料に及ぼす影響を定量化することが重要である。表1に、日 立製作所がこれまでに開発した代表的な燃料,材料の照射挙 動シミュレーションについて、その目的と概要を示す。

10

レーションすることは、健全な燃料集合体設計に不可欠である。 シミュレーションプログラムBEAFでは、燃料棒の照射挙 動を図8に示すようにモデル化する。すなわち, (1) 燃料棒を照射すると、燃料ペレット中のウランの核分裂 によって発熱し、ペレット及び被覆管の温度が上昇する。 (2) 核分裂によって生成するガス状分裂生成物がペレット内 で拡散し、その一部がペレットから放出され、燃料棒の内圧

表1 燃料,材料の中性子照射挙動シミュレーションの開発状況 日立製作所で開発した代表的なシミュレーションコードを示す。

	対象	計算プログラム名	使 用 目 的	内容の概要
I	燃料	BEAF	最大の燃焼効率をとりながら、燃料被覆管の健全性を 確保する燃料構造と運転法の提案	照射による燃料ペレット形状の変形,及びガス状核分 裂生成物蓄積による被覆管応力,ひずみの経時変化を モデル化
2	構造材	DLG	中性子照射下で使用される機器,構造物の寿命評価	照射によって生成するミクロな格子欠陥の相互作用と ボイド,ループへの成長過程をモデル化
3	—— 冷却材	DR CRUD	放射性クラッドの局所蓄積による一次系線量率の予測 と低減策の有効性評価	クラッドの発生放射化,局所蓄積の過程をクラッドの 化学形態の変化を考慮してモデル化
4		AQUARY	放射線分解により生成する分子, ラジカルによる腐食 環境の評価	水が照射を受けて生じるラジカルと,それらの相互作 用による消滅及びラジカル分子,生成過程をモデル化

が上昇する。また、分裂生成物の大部分はペレット内に蓄積

し、ペレットが膨潤(照射スウェリング)する。

(3) ペレットの照射スウェリングや熱膨脹などによるギャッ プ幅の減少,及びギャップ内ガス組成変化に伴いペレットから 被覆管への熱伝達が変化し,その結果ペレット温度に変化が 生じる。

照射による発熱量,分裂生成物の生成量及び放出量,ペレ ットの照射スウェリング,熱膨脹による体積膨脹量などの時 間変化をもとに,ペレットと被覆管の機械的相互作用の強さ



を定量化することが可能となり,被覆管に局部的に加わる応 力とその際のひずみを計算することができる。これにより, 燃焼効率を最大に保ちながら被覆管の健全性を確保できる燃 料棒の設計,及び運転方法の評価が可能となる。

本モデルの計算結果とハルデン炉での燃料照射データ7)との



図9 燃料中心温度の比較(ハルデン炉照射データ) ハルデン炉 は、燃料照射実験設備の整った実験炉である。実測値と計算値はよく一致して いる。

比較を図9に示す。燃料の線出力(燃料棒単位長さ当たり発生する熱出力)の変化に応じて燃料中心温度は変化するが、 測定値と実測値が良く一致していることが分かる。

## 3.3.2 構造材照射挙動シミュレーション(プログラムDLG)

原子炉炉心で使用される構造材は、中性子、特にエネルギ ーの高い高速中性子の照射を受け格子欠陥を生じる。高速増 殖炉のように高温(~550°C)では、格子欠陥はボイドスエリ ングへと進展し、その結果、材料が膨潤し変形する。沸騰水 型炉のように比較的低温(~300°C)では、格子欠陥は転位ル ープへと進展し、この結果材料が硬化し脆化する。図10(a)に 照射脆化をシミュレートする転位ループ成長プログラムDLG の概要を示す。すなわち、

(1) ミクロな格子欠陥の生成をオークリッジ研究所で開発したカスケードシミュレーションプログラムMARLOWE<sup>8)</sup>で求め、これを入力する。

(2) ミクロな格子欠陥の相互作用と転位ループへの成長過程 をモデル化し,格子間原子と空格子点の拡散方程式を解くこ

図8 燃料棒照射挙動シミュレーションのモデル化 このシミュ レーションでは、物理モデルの作成とともに、物性定数など入力定数の選定が 重要である。 をモラル化し、格子间原子と空格子点の拡散力権式を解くことによってループ径、密度の時間変化を求める。
(3) 求めた転位密度(単位体積当たりの転位ループの総和)から材料の硬化、脆化を評価する。
図10(b)にプログラムDLGにより求められた転位ループの径分布の時間変化を示す。これは、ステンレス鋼(SUS316)に中性子束を照射した場合であり、時間経過とともに転位ルー

11

644 日立評論 VOL. 64 No. 9(1982-9)



図10 構造材照射挙動シミュレーション 沸騰水型炉のように比較的低温(300°C)では,格子欠陥は転位ループへと進展し,この結果,材料が硬化,脆化する。

プ径が成長してゆく様子が分かる。

3.3.3 放射性腐食生成物挙動シミュレーション(プログラム
 DR CRUD)

に,各々薄膜蒸発乾固モデルとラングミュアーの吸着モデル を適用した点に特徴がある。

本シミュレーションプログラムDR CRUDにより、給水系

沸騰水型原子炉一次冷却水中の放射性腐食生成物は,直接的には構造材の健全性にかかわることはない。しかし、一次系機器,配管の内面に蓄積し、放射線線量率上昇の原因となり、この結果、機器、配管の点検、保守が困難となるため、間接的に構造材の健全性に影響する。

冷却水中にステンレス鋼,ステライトなどの構造材から溶 出して極低濃度(pptオーダ)存在するコバルトイオンは,主 として炭素鋼の腐食によって生成する酸化鉄微粒子(クラッ ド)をキャリアとして燃料棒に付着し,中性子照射を受けて 放射性の<sup>60</sup>Coになる。この一部が冷却水中に溶解し,機器, 配管の内面に蓄積する。図11はコバルトを中心とする腐食生 成物の発生,放射化及び蓄積の過程を模式的に示したもので, シミュレーションプログラムDR CRUDでは,燃料棒表面へ のクラッドの付着及びコバルトイオンとクラッドの相互作用



への酸素注入及び復水脱塩器プレフィルタ増設のようなクラ ッド低減による間接的な<sup>60</sup>Co低減策のほか,低コバルト材採 用や高温脱塩器による<sup>60</sup>Co除去など,直接低減策の線量率低 減効果の定量化が可能となった<sup>6)</sup>。

### 4 結 言

本論文では,原子炉の炉心を中心にシミュレーション技術 について述べた。原子力は総合工学であり,本論文で扱った シミュレーションは,そのごく一部である。別の機会に,更 に広く,かつ詳細にシミュレーション技術について論じたい。

原子炉の効率的で、安定な運転には、シミュレーション技術が重要な役割を果たしている。今後は、開発が着手された 第5世代コンピュータなど、ハードウェア、ソフトウェアの 進歩に対応した新しい展望も期待される。

終わりに,本研究開発の推進に当たり,御指導,御協力を いただいた電力会社の関係各位に対し,深謝の意を表わす次 第である。

### 参考文献

- K.Doi, et al.: Nuclear-Thermal Hydraulic Analysis of BWR Fuel Bundles, J.Nucl.Sci.Technol., 12, 526(1975)
- S.Uchikawa: Experimental Verification of a Method for Simulating a BWR Core Based on a Few-Group Coarse-Mesh Diffusion Scheme, Nucl. Technol., 33, 17(1977)
- 3) 榎本,外:BWR出力分布予測計算システムの実機試験,日本 原子力学会誌,22,821(1980)

図|| 腐食生成物の挙動モデル コバルトを中心とする腐食生成物の 発生,放射化及び蓄積の過程を示している。

12

- 4) 工藤,外:高速増殖炉用計装制御装置の開発,日立評論,62, 10,713~718(昭55-10)
- 5) 坂上, 外:日本原子力学会54年分科会予稿集, D45 (1979)
- 6) S.Uchida, et al.: J.Nucl.Sci.Technol., 17, 119(1980)
- 7) Light Water Reactor Fuel Rod Modeling Code Evaluation, EPRI NP-369(1977)
- 8) M.T.Robinson : Phy.Rev.B. 9, 5008(1974)