

# 原子カプラントの高度シミュレーション技術

Advanced Simulation Technologies for Nuclear Power Plant

石井 一弥 Kazuya Ishii

高橋 志郎 Shiro Takahashi

谷川 尚司 Naoshi Tanikawa

永吉 拓至 Takuji Nagayoshi

和田 陽一 Yoichi Wada

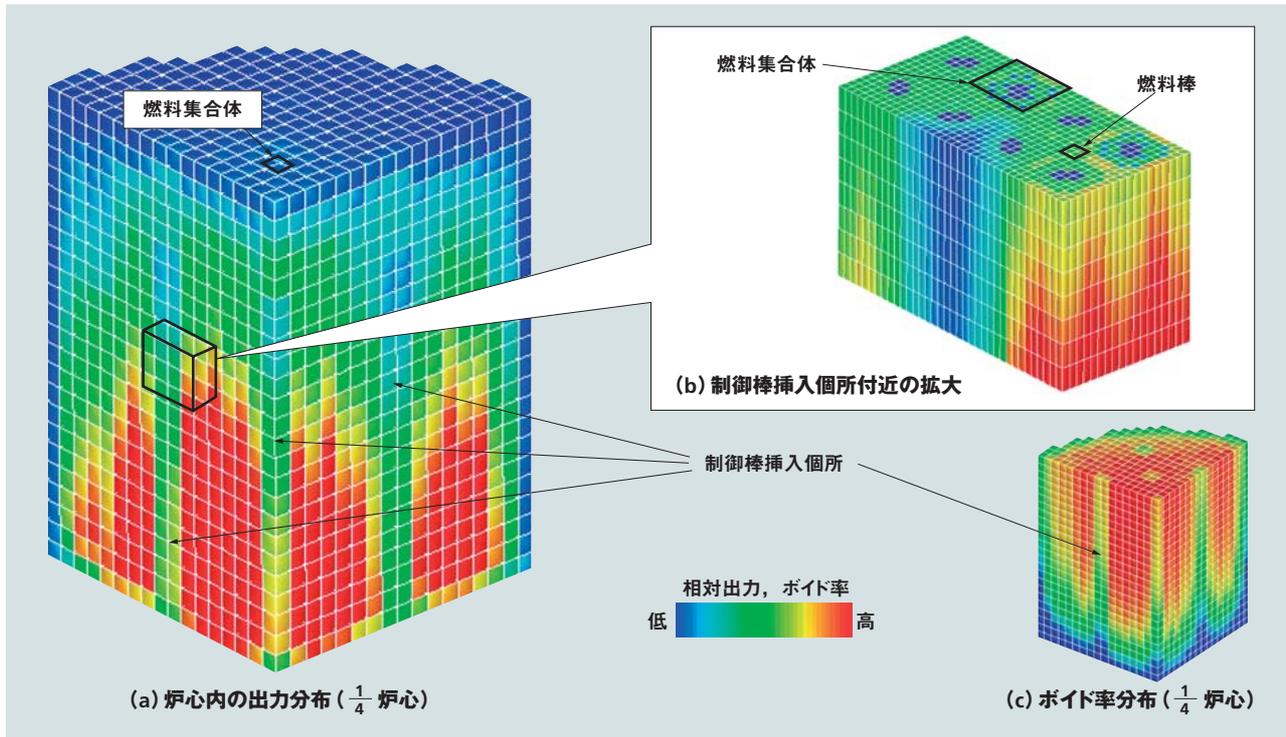


図1 直接応答行列法を用いた三次元炉心シミュレータによる出力分布解析例

炉心内の出力分布は、燃料健全性の観点から重要な評価項目である。直接応答行列法による核特性解析手法を三次元炉心シミュレータに用いることで、出力分布を燃料棒単位で直接評価することが可能となる。図では、制御棒挿入個所の周囲の燃料棒出力が抑制される様子を見ることができる。

近年の計算機の進歩を背景として、より精度の高い計算手法を用いたシミュレーションが可能となってきている。

日立は、原子カプラント開発を支える基盤技術の一つとして、プラント内で生じる現象を詳細に模擬できるシミュレーション技術を開発してきた。

原子カプラントは多数の機器で構成される大規模なシステムであり、そこではさまざまな現象が複合的に発生する。シミュレーションを用いることで複雑な現象を物理的に理解し、開発効率を向上させるとともに、使用条件の変化や新たな機器の導入によって起こりうる事象を予測する。その結果をプラント・機器設計にフィードバックすることで、製品のさらなる信頼性向上、高性能化を図っている。

## 1. はじめに

原子カプラントシステムは、さらなる安全性と経済性を追求し、継続的に高度化されている。原子カプラントの開発では、開発初期から計算機を利用したシミュレーションが重要な役割を果たしてきた。革新的なアイデアを実用化に結び付けるためには、新しいシステムで起こる物理現象を予測することが不可欠であり、高精度なシミュレーション技術が必要となる。日立は、プラント開発を支える基盤技術の一つとして、進歩・発展が著しい計算機環境を活用し、より精度の高い計算手法を駆使した詳細シミュレーション技術の開発に取り組んでいる(図1参照)。

ここでは、日立における、原子カプラントの設計と保全にかかわるシミュレーション技術として、BWR(Boiling Water Reactor:沸騰水型原子炉)の炉心核熱水力特性解析、気液二相流解析、蒸気乾燥器音響振動解析、炉内腐食環境シミュレーション技術の特徴と最近の動向について述べる。

## 2. 炉心核熱水力特性解析

### 2.1 BWRの炉心核熱水力特性解析

BWRでは、原子炉の炉心内を流れる水(冷却水)が燃料棒で発生した熱で沸騰し、燃料棒を除熱する役割を果たす。また冷却水は、核分裂で発生した高いエネルギーの中性子を、核分裂が起こりやすい低エネルギーまで減速させる役割も果たす。このため、冷却水の熱水力現象と中性子の核反応現象は互いに影響し合う。BWRの炉心核熱水力特性解析では、この相互作用を考慮しながら炉心特性を評価する必要がある。一般に、BWRの炉心核熱水力特性解析は2段階の計算ステップを踏む(図2参照)。

従来の解析手法では、第1ステップとして、燃料集合体単位での詳細な核計算から、燃料集合体の平均的な核特性を表す均質化核定数を作成する。第2ステップでは燃料集合体を軸方向領域(ノード)ごとに均質な物質と近似し、均質化核定数を用いて拡散近似に基づき、炉心全体で核特性を計算する。この結果を基に炉心内の出力分布を評価し、冷却水の熱水力特性を計算する。第2ステップのこれらの計算を、出力分布と熱水力特性が互いに収束するまで繰り返す。

このように、燃料集合体内の詳細な核計算を分離し、炉心全体での核計算を高速化することで、熱水力現象と核反応現象の相互作用を考慮した炉心全体の特性評価を可能としている。

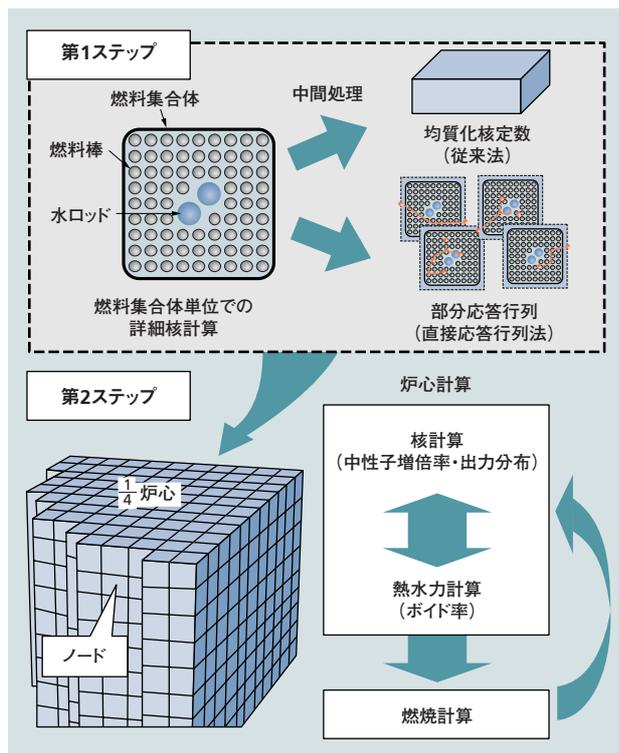


図2 BWRの炉心核熱水力特性解析

従来法では、第1ステップで計算した均質化核定数を用いて、第2ステップで拡散近似に基づく核計算と熱水力計算を繰り返す。直接応答行列法では、第1ステップで計算した部分応答行列を用いて、第2ステップの核計算ではノード間での中性子の流れをそれぞれ計算する。

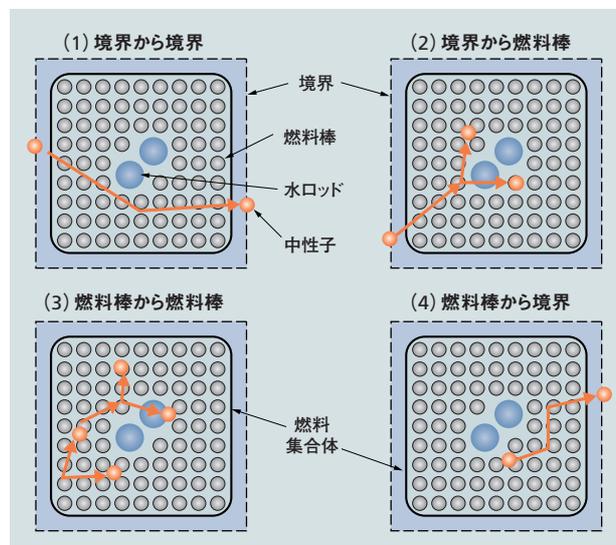


図3 直接応答行列法における四つの部分応答行列

直接応答行列法では、燃料集合体内の中性子挙動を四つの部分応答行列で表現する。

### 2.2 直接応答行列法による三次元炉心核特性解析

従来法と同様に、2段階の計算ステップによって解析の効率化を図りながら、燃料集合体を均質化することなく詳細に炉心特性を評価できる手法として、直接応答行列法による三次元炉心核特性解析手法<sup>1)</sup>を新たに開発している。

直接応答行列法では、第1ステップで、従来法での均質化核定数の代わりに4種類の行列(部分応答行列)を作成する(図3参照)。第2ステップでは、部分応答行列からノード間での中性子の流れ(中性子流)を計算する。均質化核定数と異なり、部分応答行列は燃料棒ごとの核反応情報を持っており、あるノードへの流入中性子流が求められると、逆に流入中性子流を入力として、部分応答行列から燃料棒ごとの出力分布を計算することができる。炉心全体の出力分布は、燃料棒ごとの出力を積算することで評価する。

直接応答行列法を用いた中性子輸送計算により、従来法の拡散近似に基づく計算よりもノード間での中性子の相互作用を精度よく評価できる。さらにその相互作用を考慮しながら、燃料棒ごとの出力を直接評価することができる。これにより、炉心特性の評価精度を向上させることが可能となる。

今後、実機データによる検証を進め、次世代炉の炉心燃料開発に活用していく予定である。

## 3. 気液二相流解析

### 3.1 二流体モデル解析手法の開発

気液二相流は、気泡の変形・分裂・合体や水面の波立ちなどによって、密度が異なる気液の空間分布が時々刻々と変化する流れである。これは気液が相互に影響を与え合いながら、それぞれ別の速度と向きで運動するためである。また、気泡表面や水面といった気液界面には表面張力が働いている。

気液相の流速差は気泡の変形や分裂の原因となるが、表面張力は気泡を球形に保持して分裂するのを抑制する効果を持つ。気液二相流現象の流れの様相を決める要素は多岐にわたるが、まず気液相の速度差と表面張力の取り扱いが解析での重要な点となる。

気液が別々の流速を持つことに着目した気液二相流のモデルとして、二流体モデルがある。二流体モデルは、気液二相流を気相と液相の二つの流体が、空間分布とそれぞれの流速を持って混合しているものとして取り扱う近似モデルである。このモデルに基づく解析手法では、気泡の分裂や合体などの表面張力が支配的な現象は直接取り扱わない。その代わりに、流路内の気泡の空間分布や気泡径は、気液相の流速などの関数として実験結果に基づく構成方程式で与える。原子力分野では必要な構成方程式が早くから整備され、現在では原子炉全体のシミュレーションへの適用を通じて原子炉設計にも使われている。

一方、気液界面の表面張力の効果に着目した解析手法として、界面追跡法がある。この手法は、表面張力の効果を考慮しながら気液界面の変形や流れによる移動を追跡するもので、気泡の分裂・合体までも直接取り扱える詳細解析手法である。反面、気泡一つ一つを区別できる詳細な計算格子が必要となるため、大きな体系の解析には不向きである。

日立は、二流体モデルに界面追跡法の考えを一部導入した独自のハイブリッド手法<sup>3)</sup>と界面追跡法の両手法を開発し、二相流機器解析などに適用してきた。

ハイブリッド手法は気液それぞれの流速を取り扱いつつ、計算格子で解像可能な気液界面はその位置や形状を追跡する解析手法である。界面追跡時に表面張力の効果は無視する近似を導入しているが、この手法は水を張った大きなプールの底から大量の気泡が上昇しているような現象で威力を発揮する。プール内の流動は、大量の上昇気泡とプール水面の波立ちの相互作用などで特徴づけられる。しかし、二流体モデルでは水面の波立ちは取り扱えない。一方、界面追跡法では気泡を解像するために、詳細な計算格子が必要となる。ハイブリッド手法では、気泡群の挙動は二流体モデルで、水面の波立ちは界面追跡法でそれぞれ取り扱う。その結果、界面追跡法よりも少ない計算格子数で、二流体モデルよりも高精度に二相流動が解析できる。図4は、オリフィスを設けた水平管内気液二相流解析結果の可視化

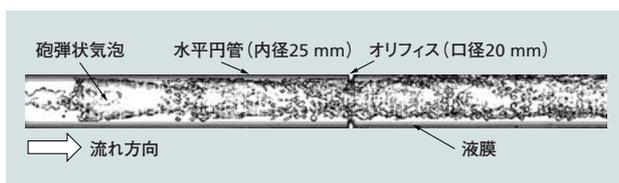


図4 オリフィスを設けた水平管内気液二相流解析結果の可視化  
ボリュームレンダリング法による可視化例を示す。

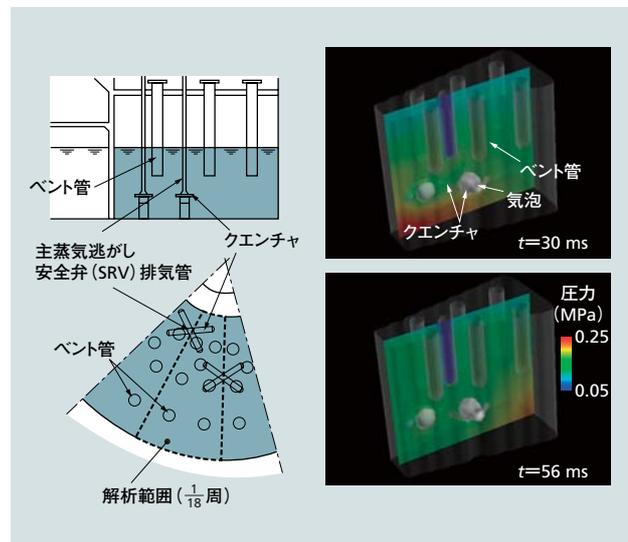
設けた水平管内気液二相流のハイブリッド手法による解析結果の可視化例である。砲弾状気泡がオリフィス付近で多数の小気泡に砕かれている様子が確認できる。なお、小気泡の大きさは表面張力に強く影響されるが、この効果は二流体モデル部分に組み込んだ構成方程式で間接的に考慮している。

ハイブリッド手法・界面追跡法はいずれも、蒸発や凝縮といった相変化や気相の圧縮性の効果を取り扱えるように拡張され、現在も適用可能範囲を広げている。

### 3.2 原子力分野での適用例

界面追跡法で気相の圧縮性を取り扱えるようにすることで、原子炉格納容器圧力抑制プール内における、主蒸気逃がし安全弁 (SRV: Safety Relief Valve) 排気クエンチャ周りの気泡振動現象も解析可能となった<sup>3)</sup>。圧力抑制プールは安全設備の一つであり、事故時に原子炉内の蒸気を引き込んで凝縮させ、原子炉内の圧力上昇を抑える機能を持つ。ただし、通常運転時の排気配管内には窒素などの非凝縮気体が入っている。このため、安全弁が作動すると、この非凝縮気体が蒸気によって圧力抑制プールに押し出され、大気泡を形成する。大気泡は内部気体の圧縮性によって振動して圧力変動を引き起こすが、圧力抑制プールの設計では、この圧力変動によるプール壁面への荷重を考慮する必要がある。圧力変動挙動は振動する大気泡の表面の移動速度や振動周期で支配されるため、現象の再現には界面追跡法が最適である。また、三次元で解析することで、気体の圧縮性だけでなく、圧力波伝播 (ば) への圧力抑制プールの寸法や形状の効果も考慮して動荷重を評価できる。

解析体系および圧力振動の解析結果の一例を図5に示す。解析体系は格納容器圧力抑制プールの $\frac{1}{18}$ 周部分とし、



注:略語説明 SRV (Safety Relief Valve)

図5 主蒸気逃がし安全弁作動時の気泡挙動と圧力振動  
解析により、圧力抑制プール内の圧力振動の様子をとらえた。

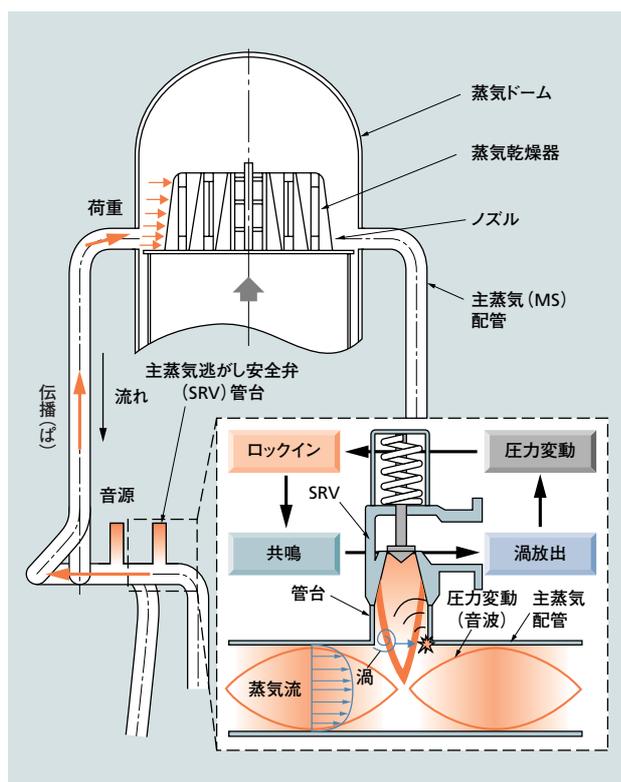
クエンチャ腕部付近の2か所に初期気泡を配置した。計算格子数は約5万、代表的なメッシュ幅は0.15 mである。圧力が高い領域が、減衰しながらプール底部付近を時間的に移動する挙動をとらえることができた。

#### 4. 蒸気乾燥器音響振動の解析評価

##### 4.1 蒸気乾燥器音響振動の解析評価の概要

米国BWRのQuad Cities 2号機において、17.8%の出力向上時に蒸気乾燥器が高サイクル疲労で損傷する事例が報告された。これは、**図6**に示すように、SRV管台で流音響共鳴による圧力変動が発生し、蒸気乾燥器まで伝播したためと報告されている。SRV管台では、蒸気流速を過度に増加すると、音場の共鳴周波数と蒸気流による渦放出周波数が一致して共鳴し、フィードバック現象によって渦放出を促進する自励的な振動により、圧力変動が発生する。なお、国内BWRの定格運転において同様の事象は発生していない。

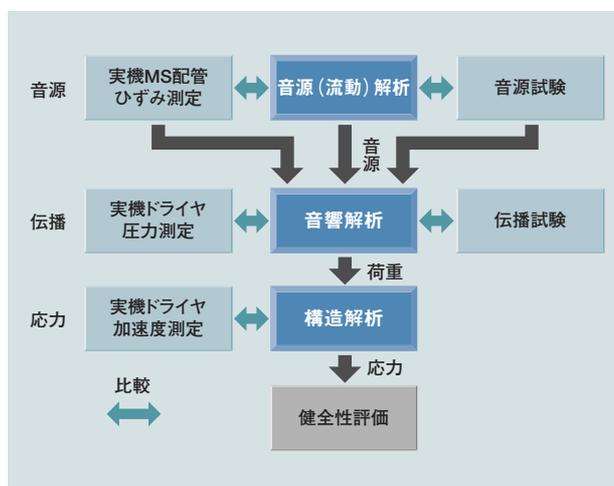
日立は、国内でのBWRプラントの出力向上を見据えて、蒸気乾燥器の健全性を評価できる高度な解析手法を開発中である。その評価手順を**図7**に示す。音源（流動）解析により、SRV管台において発生する圧力変動を計算し、音響解析によって蒸気乾燥器へ伝播する圧力変動を評価する。その荷重を入力として構造解析を実施し、蒸気乾燥器に作用する変動応力を求めて蒸気乾燥器の健全性を評価する。これら



注:略語説明 MS(Main Steam)

**図6** 蒸気乾燥器の音響振動

SRV管台で流音響共鳴により発生した圧力脈動は、MS配管を通じて蒸気乾燥器へ伝播する。



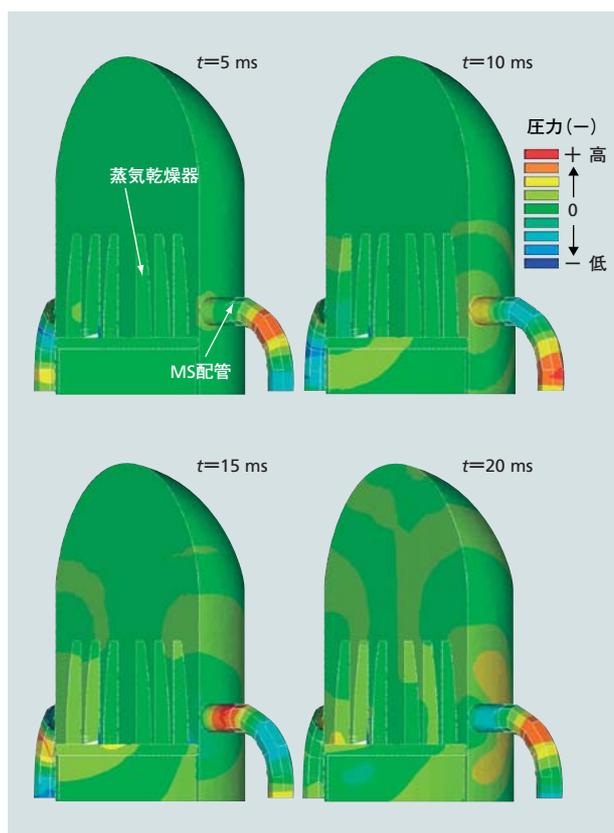
**図7** 蒸気乾燥器音響振動の解析評価フロー

音源、音響および構造解析の連成により、蒸気乾燥器の健全性を評価する。

の解析手法は、縮小試験・実機測定結果と比較して高度化を図っている。

##### 4.2 蒸気乾燥器に作用する荷重評価

SRV管台で発生した圧力変動は、MS (Main Steam:主蒸気) 配管を通じて蒸気ドーム内へ伝播し、減衰・反射して、蒸気乾燥器に荷重として作用する。この圧力変動の伝播は、三次元波動方程式を基にした音響解析により計算することが可能である。非定常音響解析結果の一例を**図8**に示す。MS



**図8** 非定常音響解析結果

音響解析により、蒸気乾燥器に作用する圧力脈動の荷重を評価できる。

配管に入力した圧力脈動は蒸気ドーム内に伝播し、ドライヤ表面に作用する。ドライヤフード表面に作用する圧力変動について空気縮小試験と解析を比較した結果、7.5%の差で一致した<sup>4)</sup>。

## 5. 炉内腐食環境シミュレーション

### 5.1 BWRの炉内腐食環境シミュレーション

BWR炉内での、化学種濃度や腐食電位 (ECP: Electrochemical Corrosion Potential) などの腐食環境を代表する指標 (水質パラメータ) の分布を知ることが、BWRの安全性・信頼性・経済性の維持・向上に必要である。BWR炉内では、燃料から放射される中性子と $\gamma$ 線のエネルギーを吸収して炉水の一部が分解する (ラジオリシス)。その結果、酸素・過酸化水素・水素などの安定な分子と、水酸基や水素原子などのラジカルと呼ばれる化学種が生成し、化学種に応じて数十ppbから数百ppbの濃度で存在する。これらのラジオリシスで生成した酸素や過酸化水素は、原子炉を構成するステンレス鋼などの材料の腐食を加速し、応力腐食割れ (SCC: Stress Corrosion Cracking) を引き起こす原因の一つと考えられている。

そこで、炉内のさまざまな場所での水質パラメータを定量化するために、腐食環境のシミュレーション技術を開発している。BWRの炉内にセンサーを設置して水質パラメータを直接測定することも行われているが、センサーが設置できる部位の位置や数は限られているため、解析による評価と測定の組み合わせが不可欠となっている。炉内外での測定結果を解析に反映することによって、解析の持つ不確定性を減らして炉内各部の水質パラメータの分布を知ることができる。

### 5.2 ラジオリシスモデルと腐食電位 (ECP) モデル

炉内腐食環境シミュレーションの骨格を成すのは、ラジオリシスモデルである。ラジオリシスモデルでは、12以上の化学種が関与する30以上の素反応によって構成された高温水中での反応式を解いて化学種濃度の分布を求める。水の流れに沿って一次元の解析経路を作り、この経路上で反応式を解く。このとき、原子炉ごとの設計データを用いて、炉内を温度・炉水流速・ $\gamma$ 線・中性子線量率によって特徴づけし、解析経路を複数の領域に分けて扱う。ラジオリシスモデルは1980年代に開発が始まり、種々の基礎物性値の整備が進んだ結果、実用的なレベルで化学種の濃度分布が推定できるようになってきている。近年では、流動解析コードとの組み合わせにより、三次元の濃度分布を求めることも試みている (図9参照)。

次に、ラジオリシスの計算結果を用いてECPを計算する。ECPは、炉水の腐食環境と材料のSCC発生・進展挙動を直接結びつける水質パラメータである。ECPを解析評価することで、水素注入などのSCC環境緩和策の適用効果を評価する

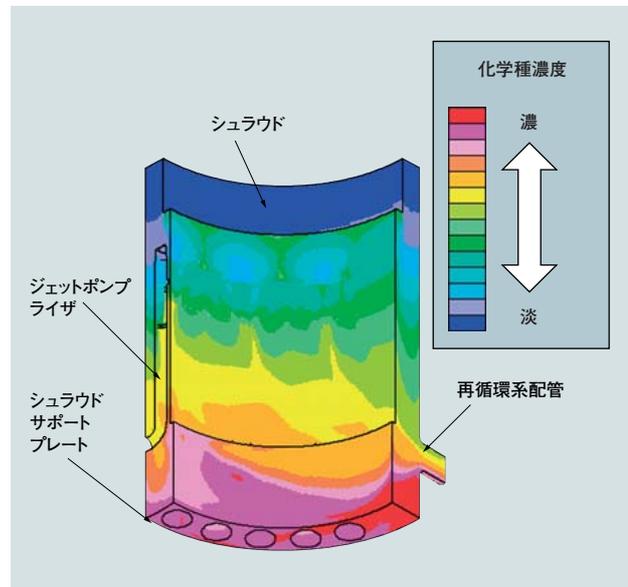


図9 ダウンカマ部での三次元ラジオリシスモデルの出力例

ダウンカマのような流れの複雑な場所での化学種濃度分布を、流動解析とラジオリシスモデルの連成で解くことができる。

ことができる。

ECPの解析では、ラジオリシスモデルで得た化学種の材料表面での電気化学反応で生成するすべての電流を求め、これらと材料の腐食に伴う電流とが釣り合う電位を探し、その電位をECPとして出力する。日立は、従来測定が難しく、データが限られていたBWR条件でのステンレス鋼の腐食に伴う電流もみずから取得し、解析精度の向上に努めている。

これらの解析モデルを用いて、国内のほぼすべての炉型・出力のBWR原子炉について、水素注入技術の効果を解析・評価している。

### 5.3 将来技術:腐食環境と応力腐食割れ (SCC) の結合

腐食環境の解析技術は一次元から三次元へ、炉水全体からき裂内部や水-材料の界面などの局所評価へと進んでいる。このような動向の下、日立は、BWRのSCC発生・進展を緩和するには放射線の影響や炉水の不純物の影響を反映したモデルが必要と考え、SCCのき裂進展を、き裂内でのラジオリシスモデルに基づいて計算するモデルを開発してきた<sup>5)</sup> (図10参照)。まだ課題はあるが、SCCの発生・進展への水質の影響を、素過程に基づき評価できるようになってきた。今後、実験や実機データによる検証を重ねて精度向上を図っていく。

## 6. おわりに

ここでは、BWRの炉心核熱水力特性解析、気液二相流解析、蒸気乾燥器音響振動解析、炉内腐食環境シミュレーション技術の特徴と最近の動向について述べた。

従来、設計に用いる計算手法の開発では、多くの実験

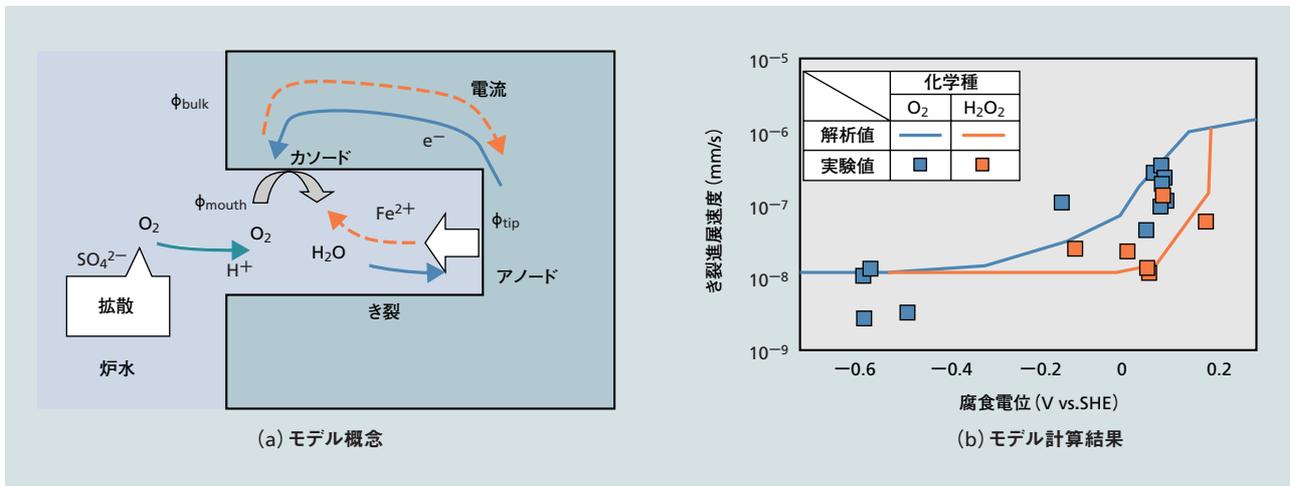


図10 き裂内水質モデルを用いて計算したき裂進展速度

き裂内の局所水質をラジオリシス、拡散、腐食反応を考慮して計算する。化学種ごとに、き裂進展速度を評価できる。

データに基づき、現象論的にモデル化することで、信頼性を確保しながら効率よく対象物の特性を評価する方法が追求されてきた。こうした計算手法の重要性は今後も変わらないが、計算機環境の進歩とともに、シミュレーション技術には実験の一部を代替する役割も期待されてきている。

大規模なシステムである原子力プラントの開発において、実規模の実験を繰り返すことは時間的、コスト的に負担が大きく、詳細シミュレーション技術が果たす役割は重要性を増している。今後も日立は、開発を支える基盤技術の高度化を図り、BWRの安全性と経済性向上に寄与していく考えである。

参考文献

- 1) T. Hino, et al.:Development of Core Analysis Method Using Three-dimensional Direct Response Matrix, Proc. of PHYSOR'08, Paper# 657(2008)
- 2) A. Minato, et al.:Numerical Simulation Method of Complex 3D Gas-Liquid Two-Phase Flow, Proc. of the 5th International Conference on Multiphase Flow(2004)
- 3) K. Katono, et al.:Three-Dimensional Compressible Two-Fluid Model and Its Application, Proc. of the 13th International Conference on Nuclear Engineering(2005)
- 4) S. Takahashi, et al.:Experimental Study of Acoustic and Flow-Induced Vibration of Main Steam Lines and Dryer in BWRs, ASME PVP2008-61318(2008)
- 5) Y. Wada, et al.:Model Calculation of Crack Growth Rate Coupled to Crevice Chemistry for BWR Plant Life Management, 13th International Conference on Degradation of Materials in Nuclear Power System, Paper# 96, CNS(2007)

執筆者紹介



石井 一弥

1986年日立製作所入社，電力グループ エネルギー・環境システム研究所 原子カシステムプロジェクト 所属  
現在，原子炉の炉心解析手法の研究開発に従事  
日本物理学会会員，日本原子力学会会員



永吉 拓至

1991年日立製作所入社，電力グループ エネルギー・環境システム研究所 原子カシステムプロジェクト 所属  
現在，原子力発電プラントの炉内機器開発に従事  
日本原子力学会会員，日本機械学会会員



高橋 志郎

1992年日立製作所入社，電力グループ エネルギー・環境システム研究所 原子カシステムプロジェクト 所属  
現在，原子力機器の研究開発に従事  
工学博士  
日本原子力学会会員，日本機械学会会員



和田 陽一

1991年日立製作所入社，電力グループ エネルギー・環境システム研究所 予防保全プロジェクト 所属  
現在，原子炉の腐食環境の評価ならびに緩和技術の開発に従事  
工学博士  
日本原子力学会会員，日本化学学会会員



谷川 尚司

1981年日立製作所入社，日立GEニュークリア・エナジー株式会社 事業企画本部 所属  
現在，原子炉関連技術の取りまとめに従事  
日本原子力学会会員