

高度化した流動解析技術の原子炉への適用

Application of Advanced Flow Simulation Technology to Nuclear Reactors

瀧川 幸夫

TAKIGAWA Yukio

白川 典幸

SHIRAKAWA Noriyuki

清水 武司

SHIMIZU Takeshi

今後の次期・次世代原子炉開発において、コスト削減や期間短縮のために、大規模で高精度なシミュレーションによる設計のニーズが高まっている。更に、現象解明のためにマイクロやメソスケールの物理現象をモデル化し、実験自体を解析で代替することも期待されている。これらを実現するために、計算科学を活用した詳細・高精度解析手法の開発を推進し、性能と経済性のバランスを目指した最適設計、新しい機器・構造のアイデアを検討する仮想的数値実験などに適用していく。

For near-term and next-generation nuclear reactor development, there is a strong need for the use of large-scale, highly accurate simulation in design work to reduce development costs and shorten development schedules. There is also a need to construct models to clarify micro- or meso-scale physical phenomena and to replace experiments with simulation.

To meet these needs, Toshiba has been promoting the development of large-scale, highly accurate simulation methods using numerical science techniques, and has been applying them to virtual numerical experiments for realizing optimum design considering the balance between performance and economy, and for evaluating new ideas for components and structures of nuclear plants.

1 まえがき

これまでの沸騰水型原子炉(BWR)プラントの開発においても、その時代の計算機性能に応じた様々なシミュレーションが設計に利用されてきた。特に炉心核設計や構造強度設計、プラントシステムの過渡・安定性及び安全性設計などの評価は、シミュレーション中心で行われてきている。しかしながら、機器や構造に関する流動特性評価などについては、従来は試験中心の開発であり、大型の機器・システムの場合は開発コスト増大の要因となっていた。一方、最近の数値流体力学(CFD: Computational Fluid Dynamics)技術の進歩と並列計算機など計算機性能の向上により、複雑かつ現実に近い系が取り扱えるようになってきたことから、大規模で高精度なシミュレーションによる数値実験を中心とした設計を主とし、実験は最後の確認のために行うという方式が可能となってきた。次期・次世代原子炉の開発においても、CFDを活用して実験への依存性を低減し、解析に基づく最適設計を行うことによって、コストダウンや開発期間短縮に大きく貢献することが期待されている。

また、現状で設計に用いられているシミュレーションでは、通常様々な実験相関式を用いたモデルが採用されているため適用範囲に限界があり、新しいタイプの原子炉開発において、体系の形状や運転条件が変わった場合には適用できなくなることもある。そのような場合に、実験の代わりに計算科

学を適用して相関式を作成できれば、開発効率の向上が期待できる。また、従来考慮していなかったような新しい現象を評価する必要が生じた場合も同様である。そのためには、従来のモデル化のレベルから一步踏み込んで、マイクロやメゾ(0.1 mm程度)スケールの物理現象をモデル化し、計算機能力を駆使した大規模計算により、要素試験や基礎実験自体を解析で代替できるようになることも期待されている。ここでは、これらのニーズに応えるために、開発を進めている流動解析技術について述べる。

2 CFD 解析技術

2.1 単相流解析

単相流解析技術は流動解析の基本となる技術であり、計算機の性能向上とともに技術の高度化を図ってきた。流動現象の扱いについては、三次元モデル開発により現実的な複雑事象の解析が可能となった。乱流現象のモデル化では乱流混合距離モデルから多次元乱流輸送モデル(k-モデル)へと開発が進み、現在はLES(大渦シミュレーション)、DNS(乱流直接解析)へと開発を進めており、これまで解析が難しかった流動に伴う温度ゆらぎ現象など、高サイクル熱疲労による構造健全性評価への展開を進めている。また、自由液面を伴う流動解析技術を改良し、事故時に安全弁からプール水中へ放出される蒸気による大気泡振動解析へと応用範囲

の拡大を図っている。

原子力プラントについての解析例として、原子炉压力容器内下部(下部プレナム)のように、制御棒案内管や中性子束検出器計装配管などが林立した複雑体系について、構造物の流力振動(Flow induced Vibration)に対する健全性評価のために実施した三次元流動解析の結果を図1に示す。

また、設計高度化を目指した流体と構造の連成現象の解析例として、円管が流体力を受けて流れ方向に振動するインラ

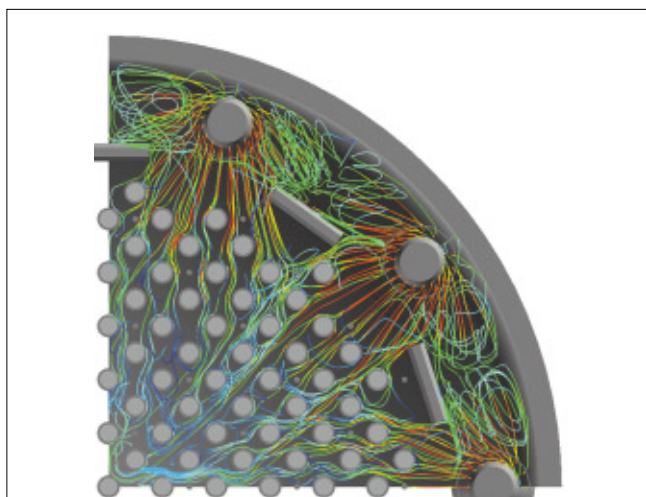


図1. ABWR下部プレナム流動挙動 - 可視化技術により複雑流路での三次元流動挙動をより詳しく把握できるようになった。
Flow simulation of lower plenum in advanced boiling water reactor (ABWR)



図2. 流体・構造連成振動解析結果 - インライン振動特有の双子渦(白矢印)が後流で結合するようす(白点線枠)が見られる。(黒矢印: 管の振動方向)
Flow-induced vibration analysis

イン振動時の解析結果を図2に示す。形状模擬性の高い有限要素法を使用して、自励振動現象で重要な管表面流れの剥離(はくり)挙動が高精度に予測できた。

次世代炉として検討されている改良型沸騰水型原子炉(ABWR)-IIでは、単体縮尺試験とCFD解析により大規模試験を代替することが考えられている。

CFD解析については、結果に対する信頼性をどのように保証するかが常に大きな課題であるが、設計で使用するためには、プラントデータや縮尺試験データなどとの比較による精度検証を積み上げていくことが、信頼性を得るために重要である。

2.2 二相流解析

BWRの特徴である水と蒸気の二相流については様々な流動様式が存在するために、流動現象の一般的な取扱いは困難であるが、特定の流動様式に対してはCFDを適用することが可能となってきている。例えば、タービンへ導かれる蒸気に含まれる水分を除去するドライヤや、燃料集合体上部の流れのような例では、蒸気流が支配的なため単相流解析で現象の特徴を把握できる。後者の解析例として、燃料棒の位置を保持するために設置されているスペーサ近傍の液滴の流れを図3に示す。液滴は支配的な流れである蒸気相に乗って上昇するが、スペーサ付近で流れが乱され、燃料に付着することにより燃料の冷却に寄与する。この効果は燃料集合体の熱的限界の評価に重要な因子となっており、このような手法により、新しいタイプの燃料集合体の熱的性能評価を行うことが可能となる。

蒸気と水の二相混合流の別の例として、気水分離に用いら

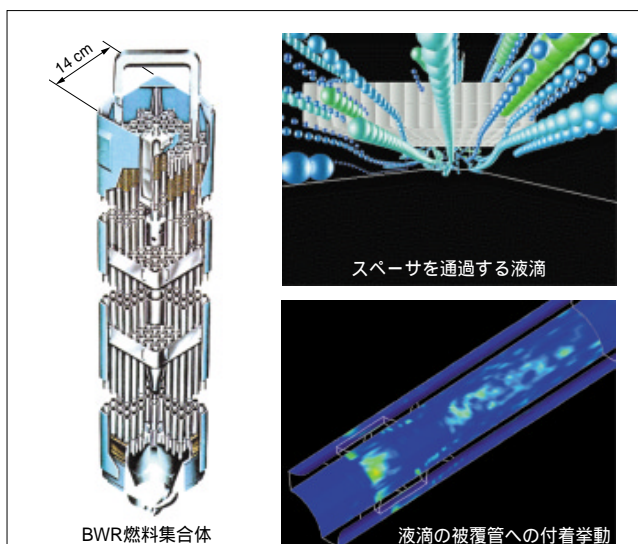
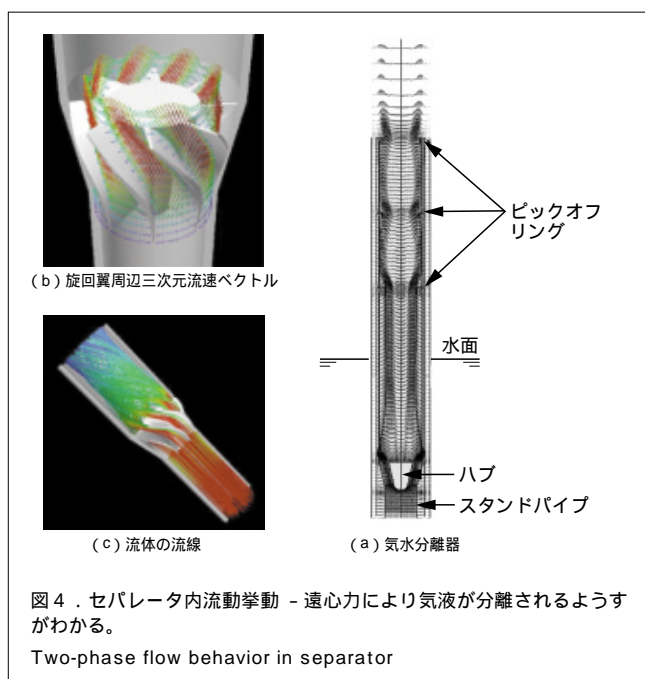


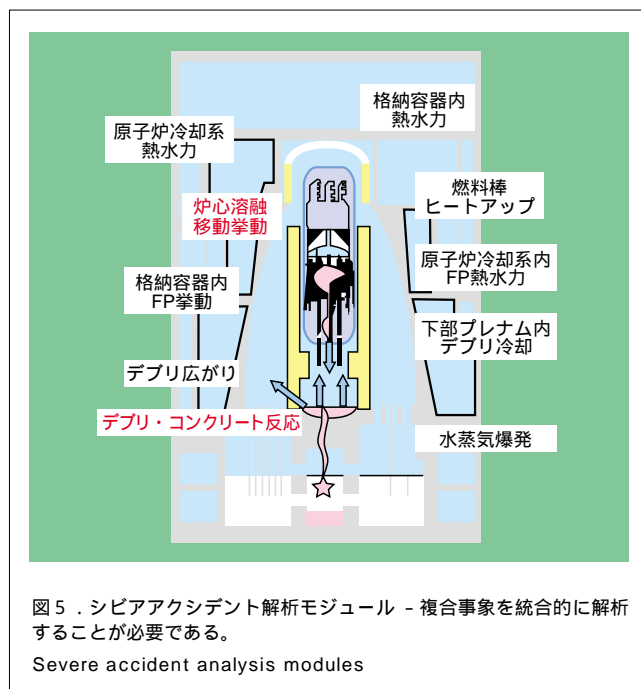
図3. 燃料集合体内液滴挙動解析結果 - スペーサ近傍での液滴の燃料棒表面への付着のようすがわかる。
Water droplet behavior around spacer in fuel bundle

れるセパレータがある。二重円筒状の簡単な構造の機器であるにもかかわらず複雑な流動特性を示すが、多次元二流体モデルに気液間の相間摩擦式を用いた解析モデルにより解析が可能となった。旋回翼周りの流れの解析例を図4に示す。ハブという構造物の下から上に向かってねじれ角が大きくなるに従い周方向速度も大きくなり、遠心力によって気液分離が始まるためバレル内壁には液膜が形成される。液膜は高さ方向にしたいに厚くなっていき、やがてほぼ一定の厚さとなりバレル上端のピックオフリングに到達して、内筒と外筒のすき間に形成された排水路を下降する。このような内部流動状況の解明とともに、縮尺試験結果との比較による検証を踏まえて実機解析を行い、低圧損化などの高性能化に向けた開発に適用していく。



2.3 混相流解析技術

次期炉、次世代炉においては、スリーマイル島2号炉(TMI-2)やチェルノブイリ3号炉(露)で発生した、炉心が溶融するような、いわゆるシビアアクシデントを設計で考慮すべきとされている。これは、原子力発電所において仮にシビアアクシデントが発生した場合でも、原子力発電所設備の各種安全機能に十分な余裕があり、これらの安全機能で原子力発電所の安全性が確保されていることを実証することである。シビアアクシデント事象は、事故発生後の燃料棒のヒートアップ、炉心溶融と落下、下部プレナムでの溶融デブリの冷却、核分裂生成物(FP)の移行、圧力容器破損後の格納容器内挙動、水素燃焼などの様々な現象が生じる複合事象であり、格納容器の設計を行うためにはこれらの評価が必要となる(図5)。これら一連の事象を評価するために、できる限



り機構論的モデルに基づくシビアアクシデントシミュレーションシステムの開発が進められており、当社はこれらの解析モデルの中核となる炉心溶融移動挙動解析モジュール、並びにデブリ・コンクリート反応解析モジュールの開発を担当している。炉心溶融移動挙動解析モジュールは、原子炉冷却水の蒸発/凝縮、燃料の溶融/凝固といった相変化過程や、炉心溶融物流動路閉そく、溶融プール形成といった複雑な熱水力挙動を扱える固・気・液の混相流解析モジュールである。これまでに海外で行われた各種試験データやTMI-2事故解析による検証を行い、有効性を確認している。今後は、この混相流解析技術と並列計算技術を基盤に、広く一般の複雑事象解明や、設計・製造最適化に適用可能なシミュレーション技術として横展開していく。

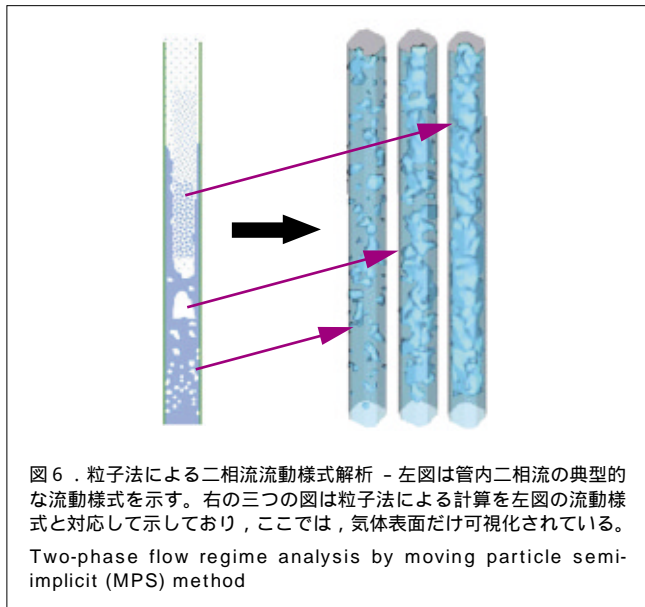
3 メゾ・マイクロシミュレーション技術

3.1 粒子法

原子力プラントを含む多くの工学分野で、実験回数を少なくするために、気液二相流を精度よく解析できる手法が求められている。従来の混相流解析の分野では、非常に多くの実験相関式(構成方程式)が必要である。今後は、より精密かつ広くパラメータを振った最適化設計が必要とされること、また二相流実験における計測が高度な技術を要することなどを考えると、実験相関式に依存しない汎用性のあるメソスコピックな手法が強く求められている。

このような手法の一つに粒子法(Moving Particle Semi-implicit method)がある。粒子法は粒子の相互作用範囲を

表す重み関数で、Navier-Stokes 方程式を離散化する手法であり、微分演算子の離散表現の一つである。当社では粒子法を2流体モデルに拡張し、表面張力モデル、及び気液の流体力学的相互作用に関する液体のトポロジーを考慮した重み関数を開発するとともに、非平衡伝熱律速過程に基づく相変化モデルを導入した解析コードを開発している。粒子法による二相流の流動様式の解析例を図6に示す。



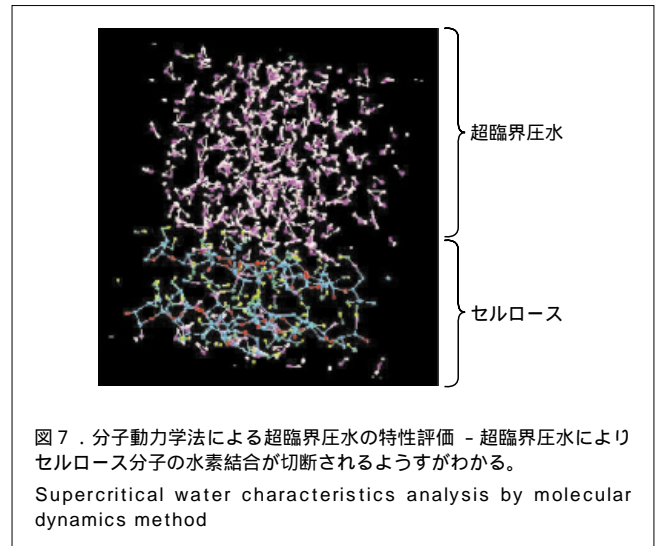
気液二相流の実験では、ボイド率などの特性量の計測は非常に高度な技術が要求され、特に局所的な特性量は現在も計測困難な状況にある。この手法は、こうした計測困難な特性量を評価し、マクロな解析に生かすという意図で開発している。基礎実験データによる多くの検証解析により、粒子法のようなメゾレベルの解析が、良好な精度で二相流動を表現できることがわかりつつある。但し、メゾレベルの手法一般に言えることであるが、設計への適用まで考えると計算高速化の必要があり、並列計算手法の開発が今後の課題である。

3.2 分子動力学法

次世代炉の超臨界圧水冷却炉の開発においては、原子炉側における超臨界圧水の挙動評価が重要である。超臨界圧水は通常の水に比べて高い溶媒性や触媒能力を持っているため、原子炉内において燃料被覆材や炉構造材との相互作用が起こりやすいと考えられるが、これは単に物性が異なるというのではなく、分子レベルでの挙動が異なると考えられる。そこで、これまでに知られている伝熱劣化現象も含めて、超臨界圧水特有の現象のメカニズムを解明するためには、分子動力学を用いたマイクロシミュレーションが有効であると想定される。当社においても、超臨界圧水の基礎物性評価などへ適用し有効性を確認している。ここでは一例として、セ

ルロースの水素結合切断の解析結果を図7に示す。

分子動力学を大きな体系へ適用することは、現状の計算機性能では困難であり実用化には時間がかかるが、将来的には材料設計などで有用な評価手法として期待される。



4 あとがき

次期・次世代原子炉の開発における新しい機器・システムの検討では、詳細・高精度解析手法による従来設計の保守性の評価などを通じた最適設計を実現することが重要な課題である。そのために、最先端のモデリング技術、数値解析技術、大規模解析を支える高速計算技術、特に超並列計算技術などにより構成される計算科学を活用し、性能と経済性のバランスを目指した最適設計、新しい機器・構造のアイデアを検討する仮想的数値実験などに適用し、最終的な“Design by Analysis”を目指していきたいと考えている。



瀧川 幸夫 TAKIGAWA Yukio

電力システム社 電力・産業システム技術開発センターシステム解析技術開発部グループ長。流動関連シミュレーション技術開発に従事。日本原子力学会、日本機械学会会員。Power and Industrial Systems Research and Development Center



白川 典幸 SHIRAKAWA Noriyuki

電力システム社 電力・産業システム技術開発センターシステム解析技術開発部主査。流動関連シミュレーション技術開発に従事。日本原子力学会、日本物理学会会員。Power and Industrial Systems Research and Development Center



清水 武司 SHIMIZU Takeshi

電力システム社 電力・産業システム技術開発センターシステム解析技術開発部主査。流動関連シミュレーション技術開発に従事。日本原子力学会、日本機械学会会員。Power and Industrial Systems Research and Development Center