

# 炉心燃料集合体内大規模二相流シミュレーション Large-Scale Two-Phase Flow Simulations in Fuel Bundles of Nuclear Reactors

(独)日本原子力研究開発機構原子力基礎工学研究部門  
機構論的熱設計手法開発グループリーダー\*  
高瀬和之\*、吉田啓之

計算機性能の飛躍的な発展とともに、スーパーコンピュータを利用して相変化や流動遷移などの複雑な過渡現象を含む二相流挙動を直接的に解析する手法の開発が行われている。ここで、「直接的に解析する」ということは、物理現象に基づいて構築した数理モデルだけを使用し、試験データや二相流特有の経験則から導出した構成式を極力使用しないことを意味する。著者らは、実規模試験を実施することなく、シミュレーションを主体とした機構論的な原子炉熱設計手法を確立し、効率的な新型炉開発の実現を図ることを目的として、過渡的な気液界面構造を直接とらえることができる界面追跡法を利用した二相流直接解析手法 [1] - [3] の開発を行っている。このような「Design by Analysis」の概念を原子炉設計に反映することによって、開発期間の短縮や大幅なコストダウンが期待できる。また、実験的検証が容易でない二相流熱流動現象を正確に把握できるため、炉心成立性評価における予測精度を従来よりも大きく向上できる。

## 1. はじめに

沸騰水型軽水炉では燃料棒は3mm程度の間隔で正方格子状に配置され、その間隙を冷却材である水が流れる。水は燃料棒の加熱によって沸騰し、蒸気と水の気液二相流となるため、炉心熱設計を行う場合には気液二相流の挙動を詳細に把握することが必要である。よって、炉心を模擬した大型試験装置による二相流試験が従来から実施されており、数多くの試験結果を基にして気泡流、スラグ流、環状噴霧流等の二相流流動様式を定義する多くの構成式が提案されている。

現在の炉心熱設計では、これらの構成式を用いた二流体モデルによるサブチャンネル解析 [4]、[5] が主流であるが、構成式は試験結果に基づいているため、試験データがない場合には高い精度の予測は困難である。す

なわち、二流体モデルはすでに特性が解明されている範囲での平均的かつ巨視的な現象に対してのみ有効であり、気液二相流を特徴づける非定常な界面構造を予測する機構論的な解析法とは言えない。そこで、著者らは、スーパーコンピュータの性能を最大限に利用した計算科学的手法による新しい二相流解析手法の開発を行っている。本開発の目的は、①複雑な二相流現象をシミュレーションによって解明する、②原子炉内沸騰二相流挙動を計算機上に再現する、③シミュレーションを主体とする新しい原子炉熱設計手法を開発し、従来手法と組み合わせたハイブリッドな熱設計手法を構築する。ここでは、旧日本原子力研究所時代から開発を進めていた低減速軽水炉 [6] を対象にして実施した炉心燃料集合体内二相流挙動シミュレーション及び流

体混合シミュレーションについて紹介する。

## 2. 大規模二相流シミュレーション

### (1) 解析体系

低減速軽水炉は、減速材の割合を減らして中性子の減速を抑制することで1以上の燃料転換比を期待できる原子炉である。炉心には、直径13mm程の燃料棒が1mm程度の燃料棒間ギャップで三角格子状に稠密に配置される。図1に解析体系である稠密燃料集合体を示す。本燃料集合体は、長さ1260mm、厚さ1mm、一辺の長さが約52mmの六角形断面を有するステンレス鋼製ケーシングと37本の燃料棒から構成される。各燃料棒間のギャップは1.3mmである。冷却材である水は燃料集合体内を下から上に流れる。図に示すように、燃料集合体には軸方向4ヵ所に燃料棒を取り囲むようにハニカム状のスペーサが設置され、燃料棒間ギャップは一定に保持されるとともに半径方向及び周方向への燃料

棒の移動は制限される。

数値解析には、著者らが開発している二相流直接解析コードTPFITや3次元二流体モデルコードACE-3Dを使用した。計算条件は、入口圧力7.2 MPa、入口温度283℃、加熱量600 kW、サブクール温度5℃である。著者らは、地球シミュレータ[7]やAltix3700Bx2[8]を利用して燃料集合体をフルサイズで模擬した体系で二相流熱流動解析[9]-[12]を積極的に行っている。現在までに最高1500CPU、総メモリ6テラバイト、計算格子点10億点の計算に成功しており、これは炉心内二相流解析として世界最大規模である。

### (2) 解析結果

図2にスペーサを含む燃料棒周辺(図1のAの位置)のボイド率分布の予測結果を示す。図にはボイド率が0(水100%)から0.5(気液の界面)までの結果を示す。燃料棒表面は

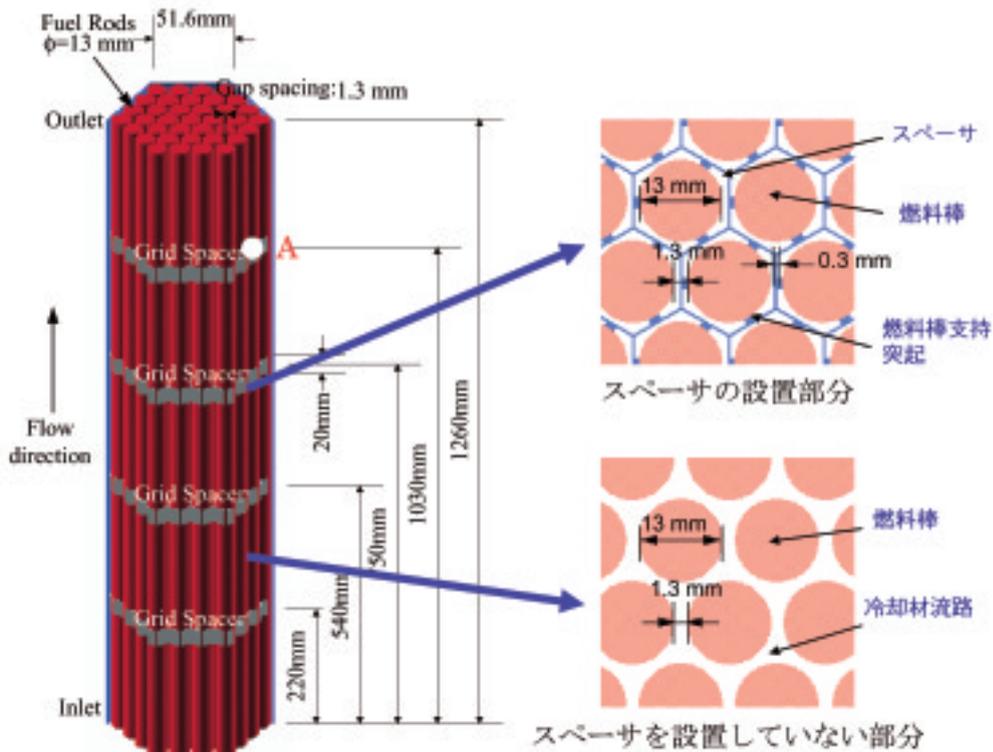


図1 稠密燃料集合体の解析体系

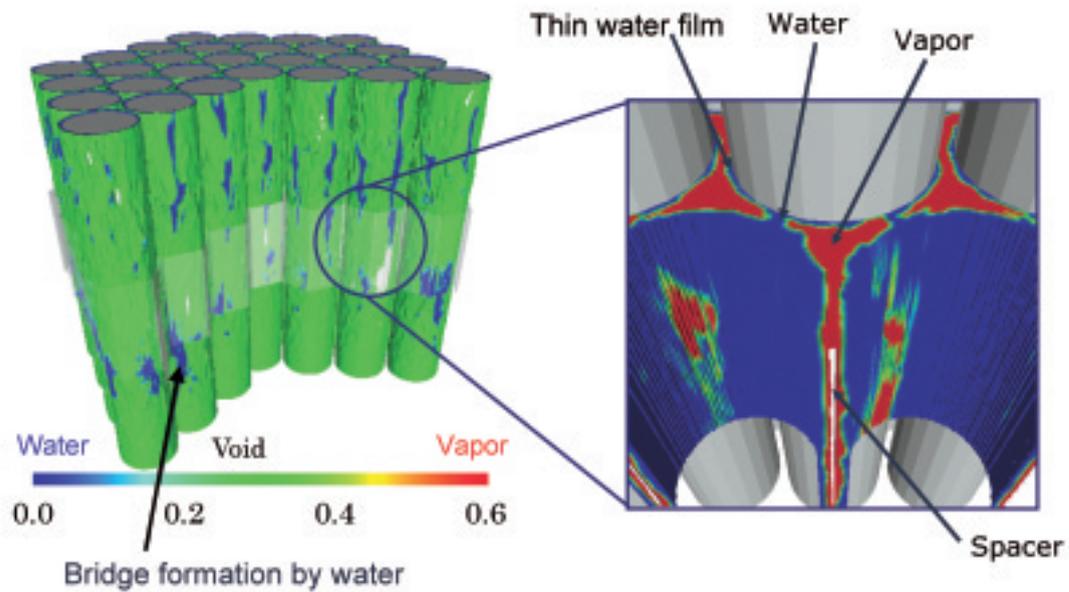
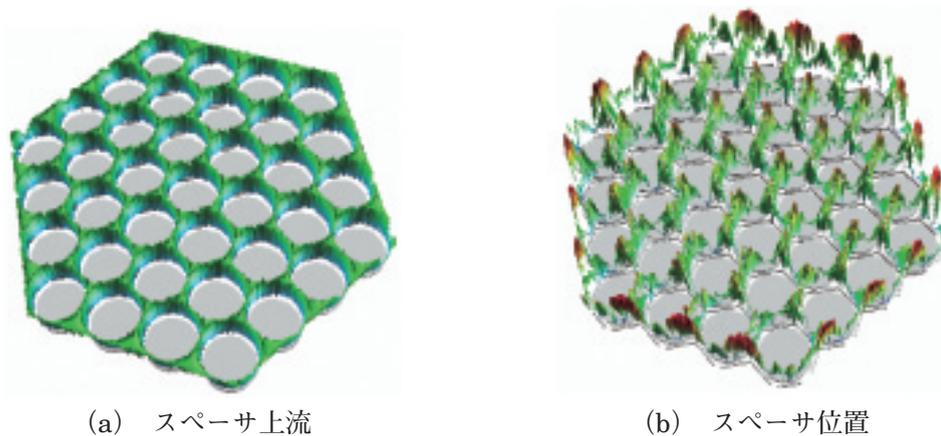


図2 燃料棒周辺のボイド率分布の予測結果



(a) スペーサ上流

(b) スペーサ位置

図3 軸方向流速分布の予測結果

薄厚の液膜で覆われその外側を蒸気が流れる。水は燃料棒間隔の狭隘部に集まり易く、隣り合う燃料棒が液膜によって接続される架橋現象が見られる。一方、蒸気は燃料棒三角ピッチ配列の中心部をチムニー状に流れる。この領域は狭隘部に比べて摩擦抵抗が小さいため、蒸気が流れ易い傾向にある。

図3は軸方向流速分布の予測結果(図1のAの位置近傍)を示す。図3(a)はスペーサ上流の結果であり、断面方向に流速はほぼ一様である。図3(b)はスペーサ位置の結果

であり、スペーサによる流路断面積の縮小によって流速の加速が見られる。

いくつかの解析結果については実験結果と比較し、予測精度を評価している。図4は水平断面内のボイド率分布の解析結果と中性子ラジオグラフィ(NRG)を使って求めた実験結果[13]を比較したものであり、液膜の架橋現象や蒸気領域などに関して良く一致する傾向が得られた。

図5に燃料集合体内水-蒸気沸騰二相流解析の結果を示す。図中、赤は蒸気、青は水を

表す。図5の解析結果では、加熱開始点近傍で蒸気が発生し、出口に向かって蒸気量が増大している。この傾向はNRGを利用した実験結果の傾向を良く再現している。また、図6は燃料集合体内の気泡流挙動を予測した結果 [13] であり、気泡と軸方向速度の両方を示している。微細な気泡は下流へと移行しながら合体し、次第に大きな気泡に成長する。気泡の合体により気液界面が大きく変形し、

それに伴って発生する気泡周囲の複雑な速度分布が気泡の変形をより促進させている。

さらに、高精細画像処理技術の開発も行っている。二相流解析結果の可視化では、気相と液相の界面を正確に表示できることが必要であるが、市販の可視化ソフトウェアでは液滴、気泡、液膜等が混在する場合には正確な画像表示は困難である。図7はレイトレーシング法を使ってシミュレーション結果を可視

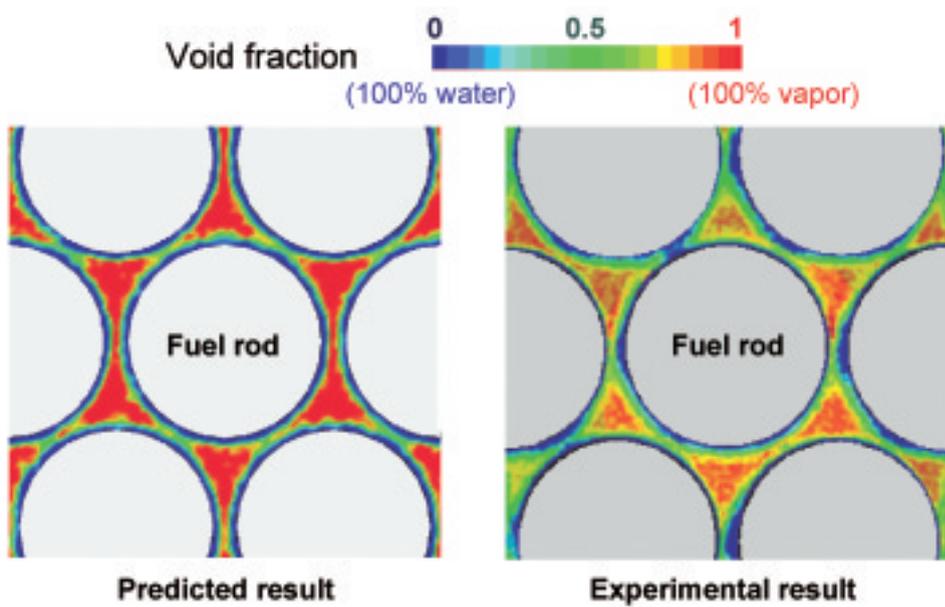


図4 燃料棒まわりのボイド率分布の解析結果と実験結果の比較

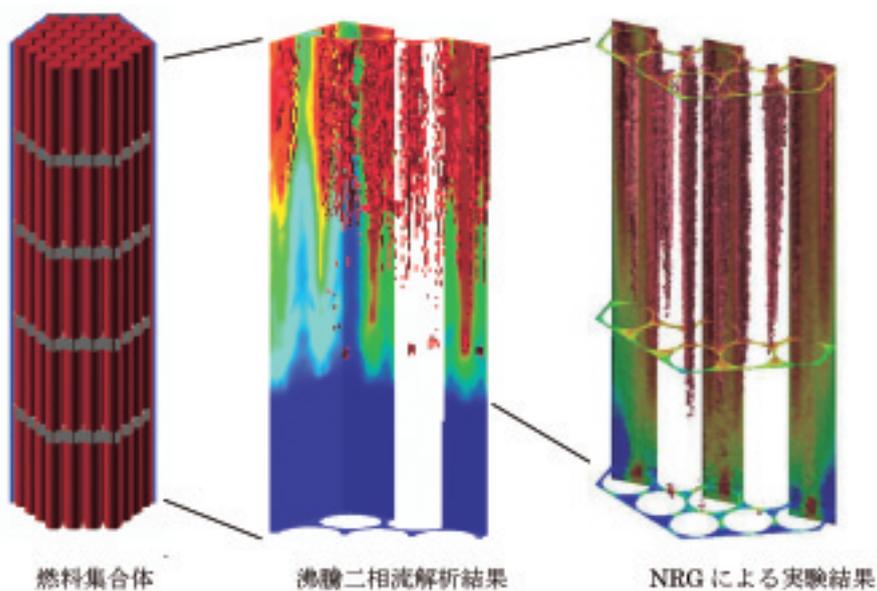


図5 燃料集合体内水-蒸気沸騰二相流解析結果と実験結果の比較

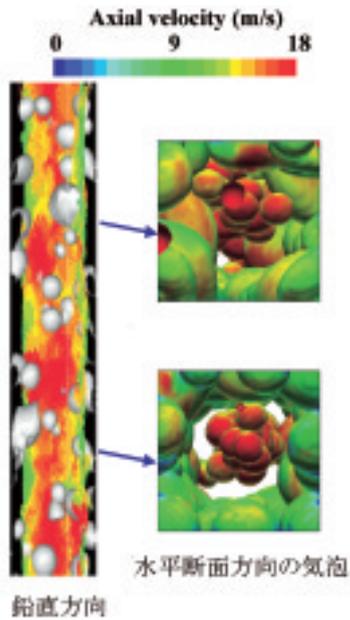


図6 予測した狭隘流路内の気泡の流れ

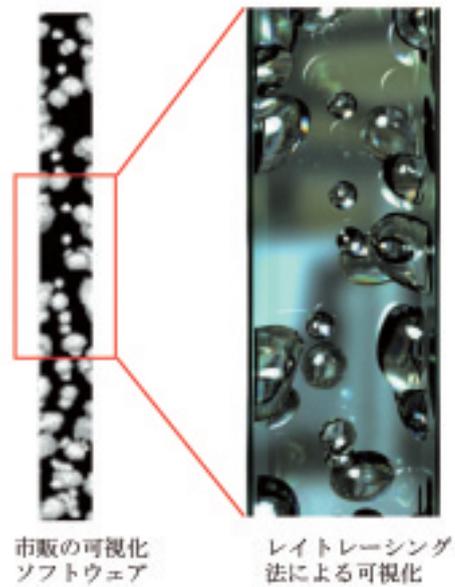


図7 高精細可視化技術を用いた気泡流シミュレーション結果の可視化

化表示したものであり、複雑な気液界面挙動を世界で初めてフォトリアリスティックな表示に成功した例である。

### 3. 炉心体系シミュレーションの展望

図1に示した37本燃料集合体をフルサイズで計算する場合には、必要な計算格子数は約30億になり、12TBの記憶容量が要求される。これは、原子力機構保有のAltix3700Bx2の全記憶容量に相当する値であり、したがって燃料集合体フルサイズの3次元シミュレー

ションではAltix3700Bx2の全性能が要求される。

図8に計算規模の将来予測を示す。設計では、低減速軽水炉の実験炉に位置付けられている技術実証炉の燃料集合体1体には、217本の燃料棒が装荷される。現状の計算では、燃料棒の本数は37本であるため、217本燃料集合体1体の計算で要求される記憶容量は217本/37本=約6倍であるから、12TBx6=72TBになる。さらに、技術実証炉の炉心は282体の燃料集合体から構成されるため、炉

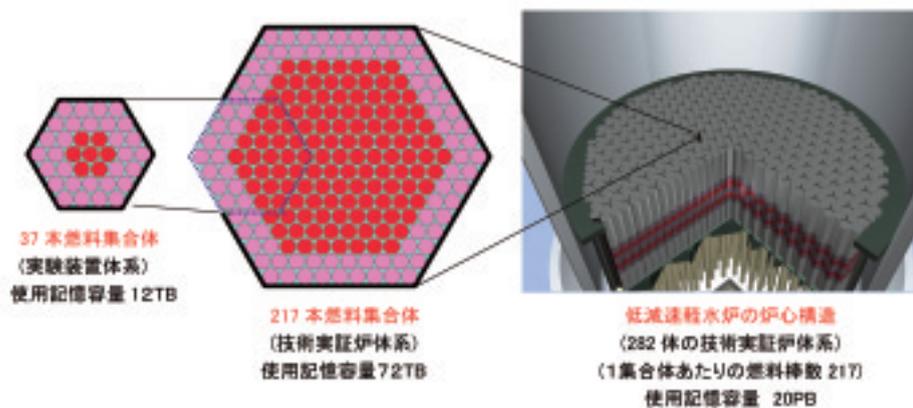


図8 計算規模の将来予測

心全領域の計算に要求される記憶容量は72TBx282=約20PBとなる。したがって、将来、技術実証炉の炉心内二相流挙動を直接解析するためには最低でも20PBの記憶容量を有するスーパーコンピュータが要求される。一方、計算精度は計算格子数や格子サイズに大きく依存する。例えば、流体中の乱れ成分までも正確に模擬する場合には少なくとも10 $\mu$ m以下程度の格子サイズが要求される。よって、技術実証炉の解析精度を向上させるために、x、y、z方向の格子サイズを現状よりも1/10に縮小（すなわち、各方向における計算格子数は現状の10倍になる）すると、記憶容量は20PBから1000倍増加する。将来的には、一連の解析的研究を遂行するためにはPetaを越える計算機性能が要求される。熱流動解析を効率的に行うためには、使用する方程式系や数値解法アルゴリズムなどの観点からベクトル並列型計算機が最も適しているが、現在のスーパーコンピュータの主流はスカラー並列型計算機であり、この点が著者が懸念しているところである。

#### 4. まとめ

著者らは、Altix3700Bx2や地球シミュレータに代表されるスーパーコンピュータを利用した大規模二相流シミュレーションによって、原子炉燃料集合体内の水-蒸気二相流挙動を従来手法よりも詳細に予測できることを一連の解析結果から明らかにしてきた。今後も二相流データベースとの予測精度評価を行いながら、シミュレーションを主体とした先進的な原子炉熱設計手法の確立を目指して研究を展開したい。将来的には、2010年からの稼働が予定されている次世代スーパーコンピュータやその次に位置づけられるPetaを超える超高性能スーパーコンピュータによる利用展開を図り、世界標準の原子炉熱設計手法へ発展させたい。

#### 参考文献

- [1] 吉田, 他, 大規模シミュレーションによる稠密炉心内気液二相流特性の解明(1), 日本原子力学会誌, Vol.3, No.3 (2004) pp.233-241.
- [2] Yoshida, H., et al., Current Status of Thermal/Hydraulic Feasibility Project For Reduced-Moderation Water Reactor (2) - Development of Two-Phase Flow Simulation Code With Advanced Interface Tracking Method, *Nuclear Engineering and Technology*, Vol.38, No.2 (2006), pp. 119-128.
- [3] Yoshida, H., et al., Development of Design Technology on Thermal-Hydraulic Performance in Tight-Lattice Rod Bundles: III - Numerical Evaluation of Fluid Mixing Phenomena using Advanced Interface-Tracking Method -, *Journal of Power and Energy System*, Vol.2, No.1 (2008), 07-425.
- [4] Wheeler, C. L. et al., COBRA-IV-I: An Interim Version of COBRA for Thermal-Hydraulic Analysis of Rod Bundle Nuclear Fuel Elements and Cores, BNWL-1962 (1976).
- [5] Sugawara, S. et al., FIDAS: Detailed Subchannel Analysis Code Based on the Three-Fluid and Three-Field model, *Nucl. Eng. Des.*, 129, (1990) pp.146-161.
- [6] Iwamura T. et al., Development of Reduced-Moderation Water Reactor (RMWR) for Sustainable Energy Supply, Proceedings of The 13th Pacific Basin Nuclear Conference (PBNC 2002), Shenzhen, China (2002) pp.1631-1637.
- [7] 例えば, 地球シミュレータセンター,

- //www.es.jamstec.go.jp/esc/
- [8] 例えば, 日本原子力研究開発機構の東海地区コンピュータシステム
- [9] Takase, K. et al., Large-Scale Numerical Simulations on Two-Phase Flow Behavior in a Fuel Bundle of RMWR with the Earth Simulator, Int. Conf. on Super Computing in Nuclear Applications, Session 2, No.2, Paris, France, September (2003).
- [10] Takase, K., et al., Predicted Two-Phase Flow Structure in a Fuel Bundle of an Advanced Light-Water Reactor, 6th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-6), N6P022, Nara, Japan, October (2005).
- [11] Yoshida, H., et al., Numerical Simulation of Single Bubbles Rising Through Subchannels with Interface Tracking Method, *Proceedings of the 11th Int. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-11)* (2005), p.436.
- [12] Yoshida, H., et al., Numerical Evaluation of Fluid Mixing Phenomena In Boiling Water Reactor Using Advanced Interface-Tracking Method, *Proc. of FEDSM2007* (2007), FEDSM2007-37302.
- [13] Kureta, M. et al., Void Fraction Measurement in Subcooled-Boiling Flow Using High-Frame-Rate Neutron Radiography, *Nuclear Technology*, vol.136, pp.241-254, 2001.