

数値シミュレーション技術の応用

Applications of Numerical Simulation Techniques

従来、原子力機器の開発には大規模な実験と多くの経験を必要とした。これらの機器特性を支配する物理現象を、最近進歩が著しい数値シミュレーション技術を応用して解析する手法を開発した。応用した技術は、乱流の $k-\epsilon$ モデルによる三次元单相流解析技術、気液混合流の気体と液体を別個に計算する二流体モデルによる三次元気液二相流解析技術、液膜の生成と消滅を計算する液膜モデルによる燃料限界出力解析技術である。機器特性予測技術の確立により、原子力機器設計の合理化と開発の短縮化が期待できる。

湊 明彦* *Akihiko Minato*
 横溝 修** *Osamu Yokomizo*
 山川正剛** *Masanori Yamakawa*
 内藤正則* *Masanori Naitō*

1 緒 言

原子力機器の多くは、大規模で複雑な構造を持っている。従来、これらの機器の開発にあたって、実物に近い規模の実験装置を用いて特性を検討していたので多大の費用と開発期間が必要であった。また、設計には各種のパラメータの効果について豊富な経験が必要であった。

近年、スーパーコンピュータの発達により、種々の物理現象の数値シミュレーション技術が開発されてきた。これらの技術を用いて、機器特性を支配する基本的な現象を考慮した、経験に依存しない高精度設計手法が実用化されつつある。この設計手法の確立により、原子力機器設計の合理化と開発期間の短縮が可能である。また、この設計手法は、原子力以外の分野にも応用されている。

現在、数値シミュレーション技術による原子力機器特性評価は、原子炉炉心での中性子輸送¹⁾、建屋および冷却系の熱流動^{2)~4)}、炉水での核種移行と水質管理^{5)~6)}、構造強度⁷⁾などの分野で多く行われている。この論文では、その中で乱流の $k-\epsilon$ モデルによる三次元单相流解析、気体と液体を別個に計算する二流体モデルによる三次元二相流解析、および液膜の発達と消滅を計算する液膜モデルによる燃料限界出力解析を例にあげ、原子力の熱流動分野でのシミュレーション技術の現状について述べる。

2 $k-\epsilon$ 乱流モデルによる原子炉建屋空調の解析

原子炉での大規模な機器だけでなく、冷蔵庫や空調機のように一般に用いられている機器でも、熱流動挙動は機器特性を支配する重要な因子である。これらの機器内の流れはほとんどの場合、大小さまざまな渦を伴う流れ(乱流)である。こ

れらの渦は、生成と消滅を繰り返しながら流体内の熱輸送と摩擦に大きな影響を持つ。

これらの渦は微細な構造を持ち、かつ時間的に変動しながら移動するので、個々の渦の挙動を取り扱う計算法(直接シミュレーション)では、多大の計算時間と記憶容量が必要である。現在、この計算法の適用範囲は、小規模で簡単な形状の流路に限られる。工学的に問題となるような、一般的な流路での流れの解析では、渦による局所的な変動を平均化した流れだけを対象として、計算時間と記憶容量の節約を図っている。渦による熱輸送と摩擦は別にモデル化し、この平均的な流れの解析と並行して計算される。

計算精度、汎(はん)用性、計算コストの点で優れた乱流モデルの一つに、渦の持つ運動エネルギー k とその消散速度 ϵ を計算し、これらの値を用いて熱輸送と摩擦を計算する $k-\epsilon$ 乱流モデルがある。THERVIS-IIIプログラム⁸⁾は、大規模機器内の汎用流れ解析を目的として開発された、 $k-\epsilon$ 乱流モデルによる乱流解析プログラムである。このプログラムは、最も計算時間を必要とする圧力計算に最新の高速解法を採用し、さらに高度にベクトル化した点に特徴がある。この結果、圧力計算を従来の20倍から50倍まで、流速・温度計算を含めても10倍から30倍まで高速化することができた。

ここでは、適用例として原子炉建屋内の換気空調設備開発に応用した例⁹⁾について述べる。原子炉建屋の最上階には、定期点検時の作業を行うための運転階が設けられている。この階には機器仮置きプール、燃料交換プールおよび燃料貯蔵プールの三つのプールがある。これらのプールの水温は、室温よりも高い約52℃に設定されている。運転階の作業環境を維

* 日立製作所 エネルギー研究所 工学博士 ** 日立製作所 エネルギー研究所

持するため、温度調整とじんあい除去を目的として換気空調設備が設置されている。

従来の換気空調設備の例を図1(a)に示す。運転階の一方の側壁に給気ダクトがあり、向かい合う側壁に排気ダクトがある。ともに4mの高さに設置されている。また、プール水面上0.7mの位置にも排気口が配置されている。

新しく提案した換気空調設備を図1(b)に示す。この新方式では、側面ダクトを給気だけとし、プール上方に排気ダクトを新しく設けてプール水面上の排気口を廃止した。

従来の方式では、流入した空気は、対面の排気ダクトに向

かって流れながら、プール水面近くの排気ダクトに吸収されていた。新しい方式による換気空調装置を用いた場合の、作業環境代表高さ(1.5m)での流速と温度分布の計算結果を図2に示す。空気はプールの周囲からプール中央に向かって流れ、プール中央からは上昇気流となって上方の排気ダクトに流入する。新しい方式では、従来の方式に比べて運転階の作業環境代表高さでの最高温度が0.3℃低く、かつ換気による除熱量は、従来の2倍以上の56kWである。これらの計算結果を $\frac{1}{20}$ スケールの模擬実験結果と比較して、妥当性を確認した。

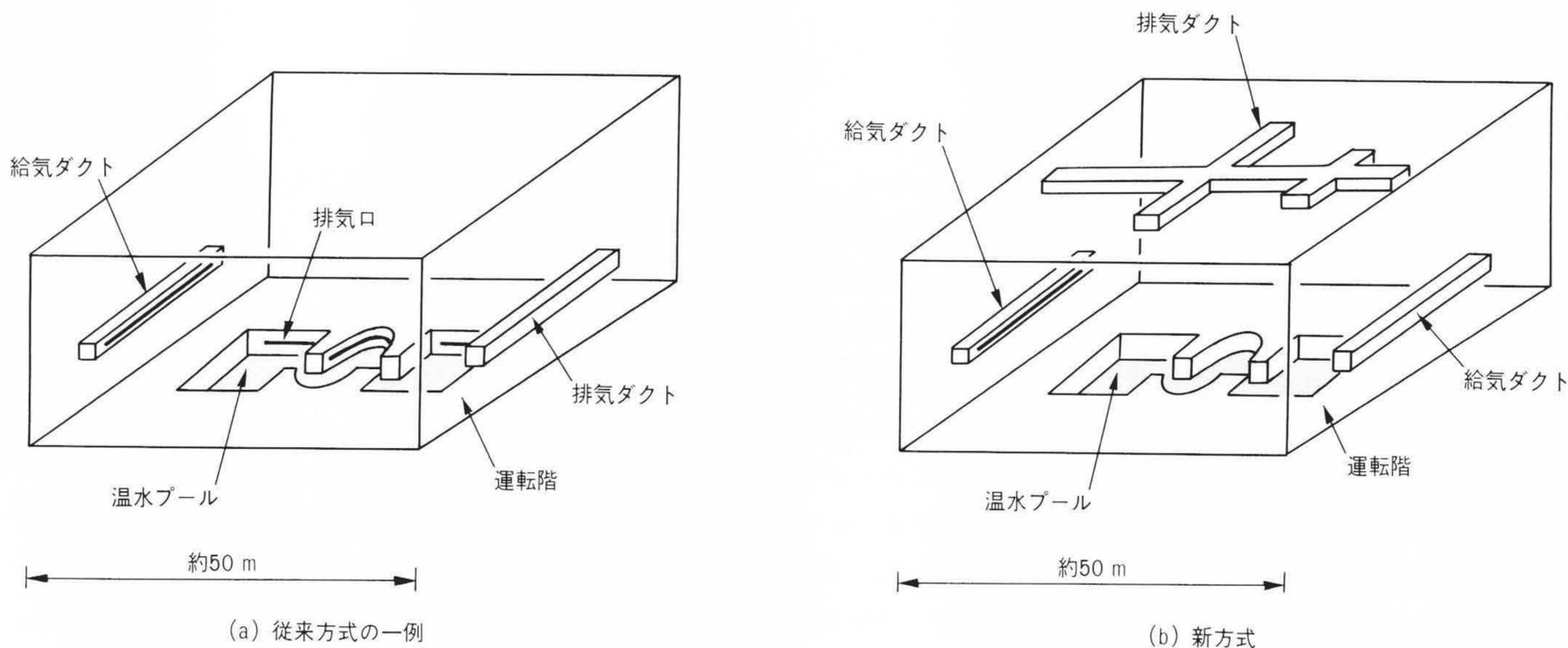


図1 原子炉建屋運転階の換気空調設備 新方式では、温水プール上方に排気ダクトを設け、従来例でのプール水面近くの排気口を不要にした。

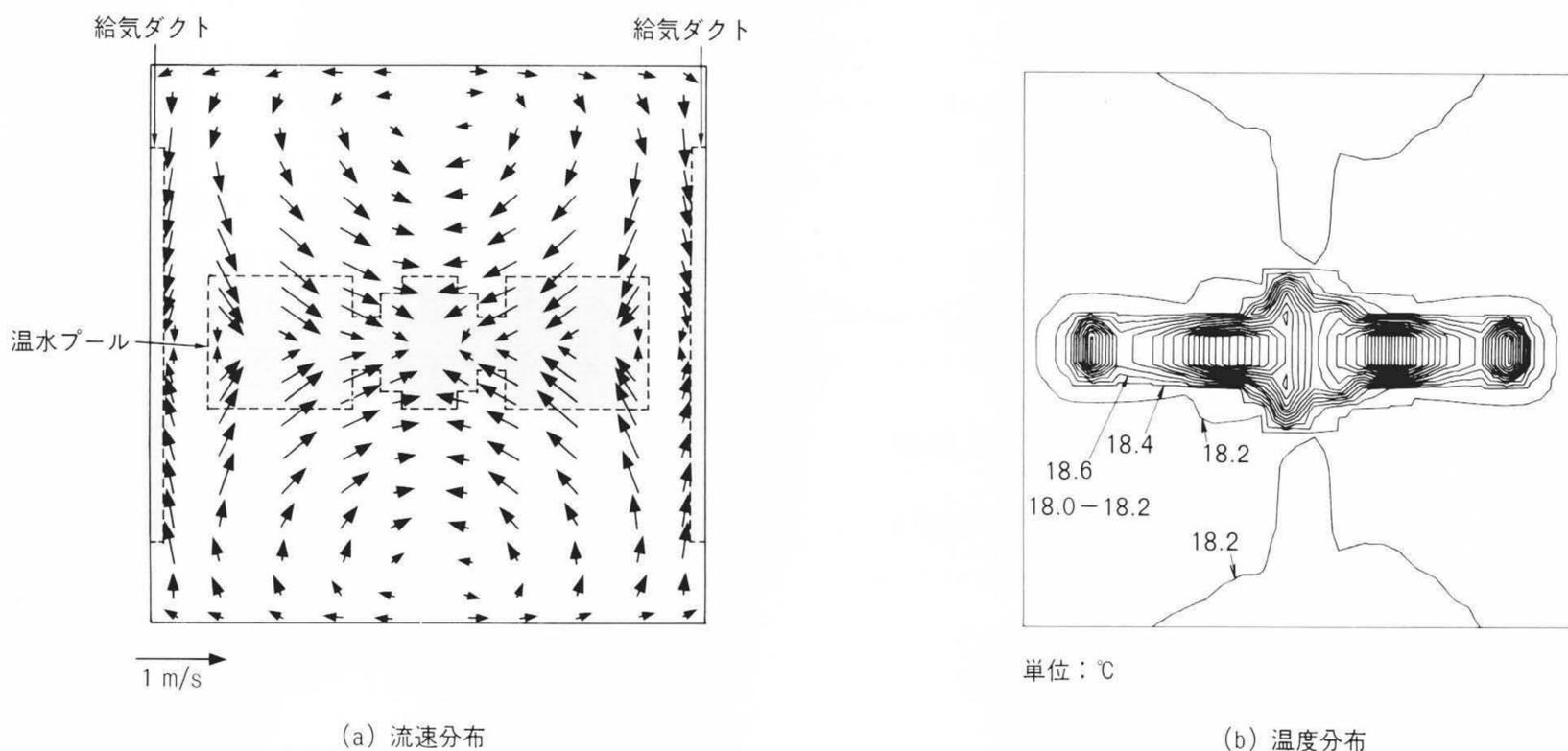


図2 新方式換気空調設備による流速と温度分布の解析結果(床面から1.5m高さの断面) 給気ダクトから温水プールに向かって流れが生じるので、高温領域は乱流拡散の影響が及ぶプール近傍に限定される。

3 三次元気液二相流解析手法の開発

気液二相流は、原子炉ばかりでなく、ボイラ、化学プラント、自動車の燃料供給系、冷蔵庫・空調機の冷媒系にも見られる。気体と液体の密度比は数十から数千までと大きいため、重力や慣性の効果によって気液の速度が異なる。気液の非均質な空間分布は、この速度差に起因し機器の特性に影響する。

従来、気液間の速度差を定常状態での実験式で与えた解析が主流であったため、過渡状態の速度差の評価が困難であった。近年、気体と液体の運動を互いに独立に計算し、気液の速度差を直接計算することができる、二流体モデルによる二相流解析が行われるようになってきた。これまでに開発された三次元解析プログラムは、TRACプログラム⁹⁾に代表されるように、大型容器内の平均的な流れの予測を目的として開発されているので、機器の特性を支配する二相流の局所的な挙動の解析に適用が困難であった。このため、局所的な流れ構造の解析に不可欠な気液間ミキシングによる粘性効果を考慮した、二相流解析プログラムSMORK3D⁹⁾を開発した。

ここで、気液二相流の三次元解析の対象として、燃料棒の上端部での二相流挙動を取り上げる。燃料棒上端では、サブチャンネルの狭い流路からステップ状に拡大する流路になる。対称性を考慮して図3のような1体分の流路の $\frac{1}{4}$ の範囲を解析した。気体と液体の流速および水の体積比率の計算結果を図4に示す。同図中の赤と青の矢印は、それぞれ蒸気と水の流速を表す。燃料棒上端の後方に渦が発生し、蒸気は渦の内

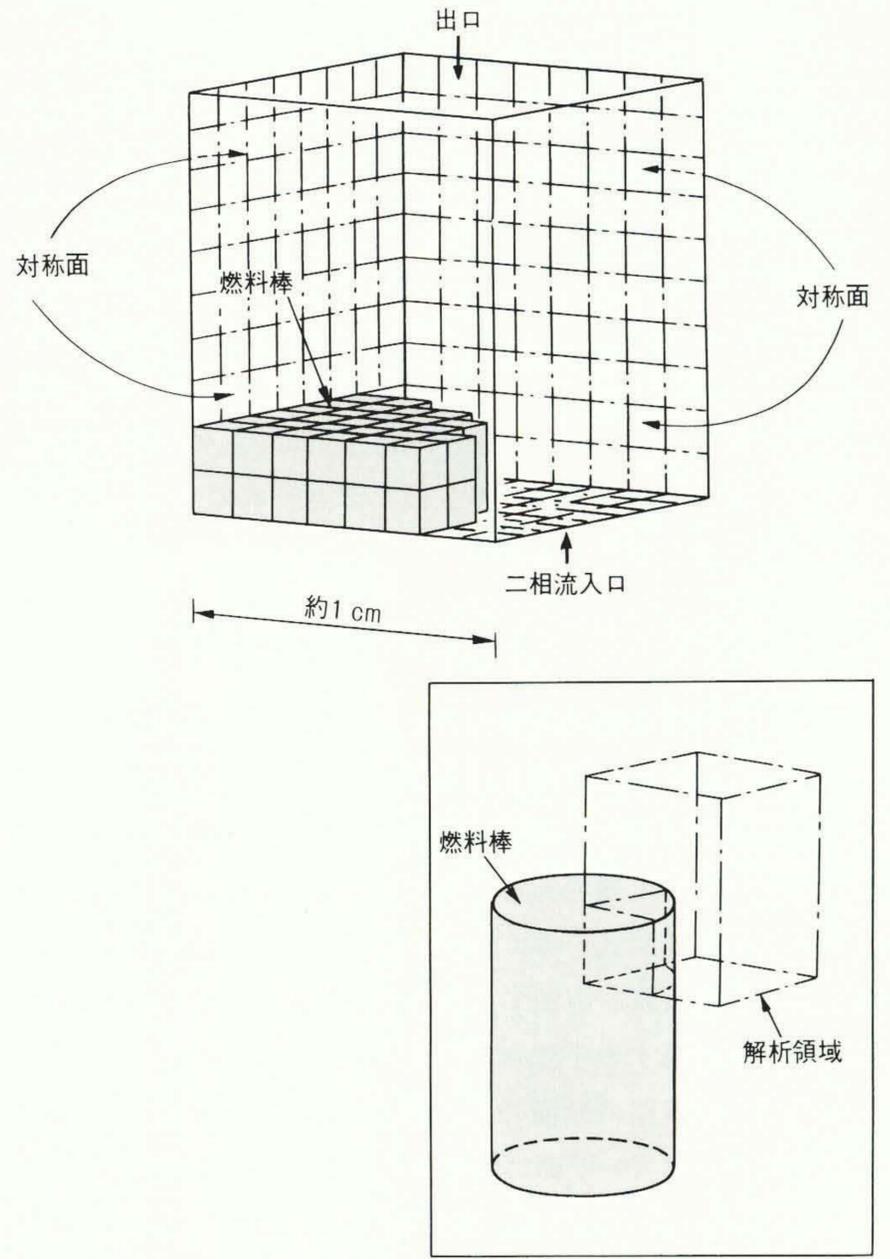
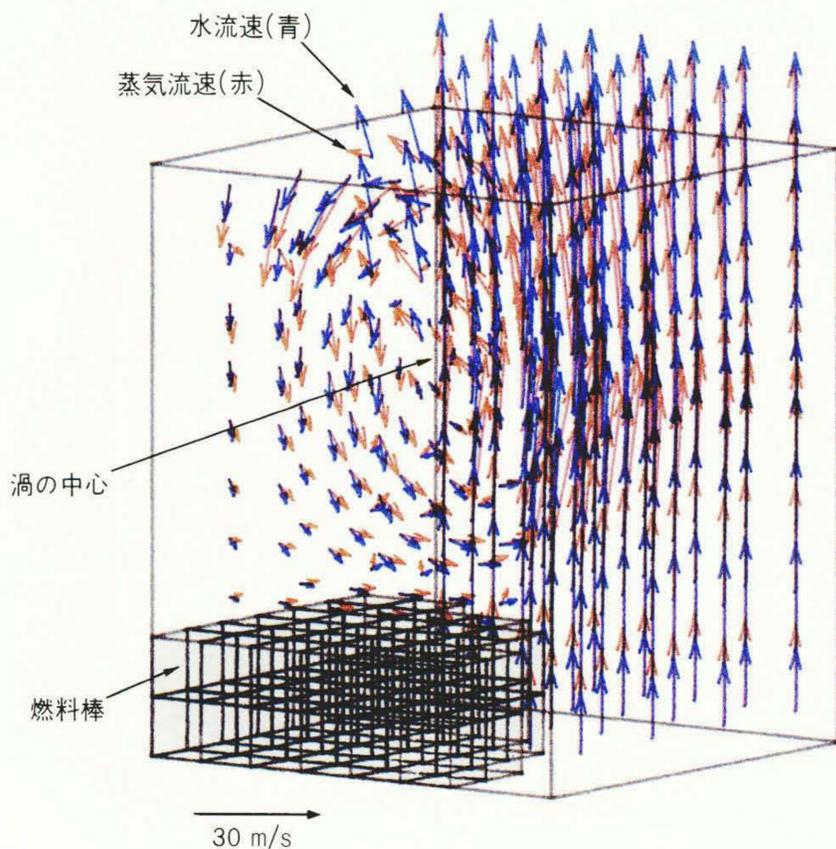
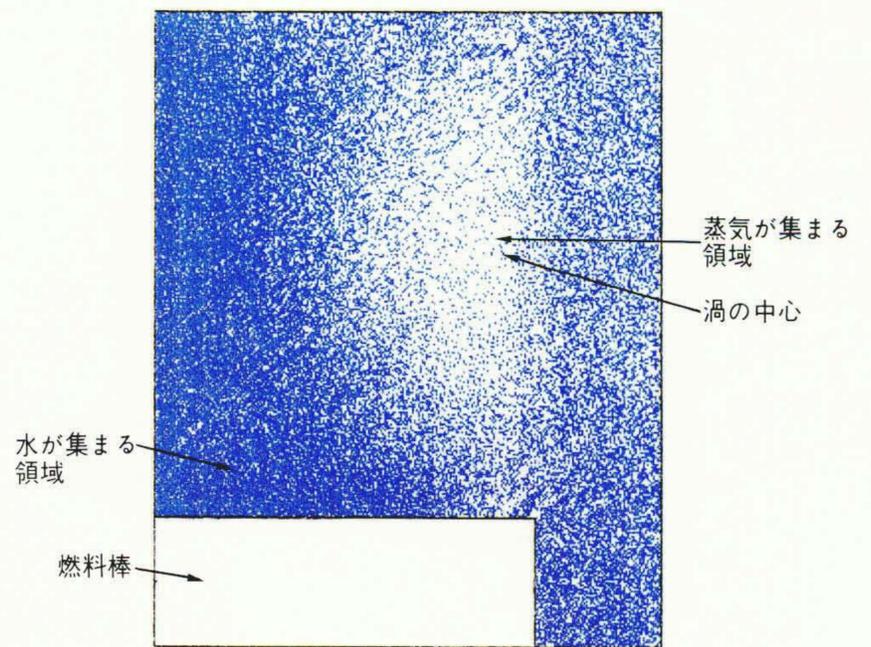


図3 燃料棒上端近傍の流路のメッシュ分割 対称性を考慮して、燃料棒1本分の $\frac{1}{4}$ の流路を計算する。全メッシュ数は640である。



(a) 気液の流速分布



(b) 縦断面の水の分布

図4 燃料棒上端近傍の二相流挙動解析結果 渦の中心は蒸気が多くなる。

燃料棒が流れの障害物となり、その下流で渦が生じる。遠心力により、水は渦の外側に流出し、

側に向かって流れ、水は慣性が高いのでやや外側の方向に流れる。この結果、渦の中心では蒸気の比率が大きくなる。燃料棒上端部に接する領域で水が多いのは、下降してきた二相流が衝突し、密度の大きい水が残されるからである。

複雑な構造を持つ発電プラントの熱交換器内の二相流挙動を解析した結果¹⁰⁾について述べる。この熱交換器は、胴側の高温二相流によって伝熱管内の低温水を加熱する。胴側流路に流入した二相流が、多孔板を通過して、伝熱管群に流入する流動の解析結果を図5に示す。水は重力によって流入口から落下し、流動抵抗の大きい多孔板と伝熱管群の上部に蓄積される挙動を示している。

4 液膜モデルによる燃料限界出力の解析

原子炉燃料集合体の限界出力とは、燃料棒の表面が常に水に覆われて、良好に冷却される範囲の最大熱出力を言う。この限界出力の予測は、高性能燃料の設計および安全性評価にとってきわめて重要である。従来は、数万点に及ぶ多数の実験データから経験式を導く方法が主流であったが、最近、燃料棒表面上の液膜が消滅する条件を熱流動解析によって求め、限界出力を計算する手法が実用化されつつある。

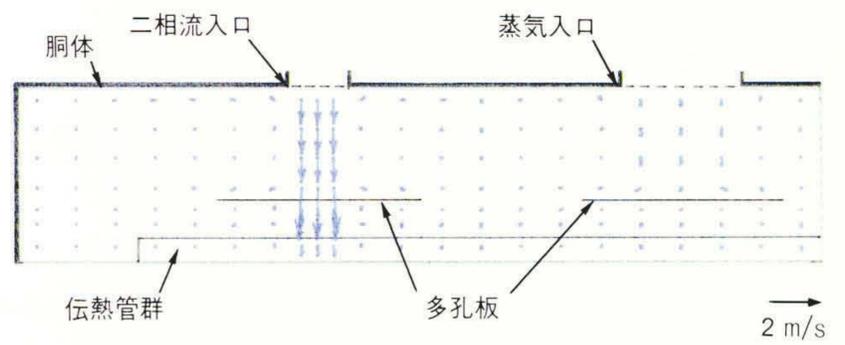
燃料集合体流路の断面では、図6に示すように、燃料棒とチャンネルボックスの壁面に囲まれた多数の小さい流路(サブチャンネル)が隣り合っている。冷却材の多くはサブチャンネルに沿って流れるが、一部はクロスフローとなってサブチャンネル間を移動する。燃料の発熱により沸騰が進み、蒸気の割合が大きくなると、図7に示すような燃料棒表面の液膜とサブチャンネル流路中央部での微細な液滴を含む蒸气流から構成される環状噴霧流と言われる流動状態になる。このときの壁面上の液膜流量の変化は次式で表される。

$$(\text{液膜流量変化}) = (\text{液滴付着量}) - (\text{液滴飛散量}) - (\text{蒸発量})$$

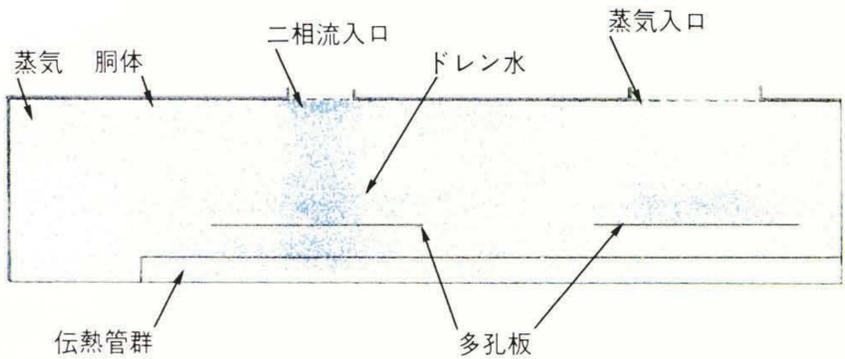
燃料棒は主として液膜の蒸発によって冷却されている。液膜が消滅すると、燃料が冷却されにくくなり、燃料温度が上昇する。このような現象をドライアウトと称する。上記した限界出力は、ドライアウトが発生する直前の出力である。

燃料集合体には、燃料棒間の間隔を保つためにスペーサが取り付けられている。燃料集合体の軸方向のスペーサ間隔を狭めると限界出力が増加するが、一方、ドライアウトはスペーサの直前で発生しやすいことが知られていた。従来、スペーサの限界出力への影響は経験的に取り扱われていた。このため、実験によってスペーサが液膜流量に影響を及ぼす機構を明らかにし、その効果を取り入れたサブチャンネル解析プログラムSILFEED⁴⁾を開発した。

液膜の可視実験の結果から、スペーサが液膜流に及ぼす主要な影響は、流れの乱れの増加による液滴拡散の増大である



(a) 水の流速分布



(b) 水の分布

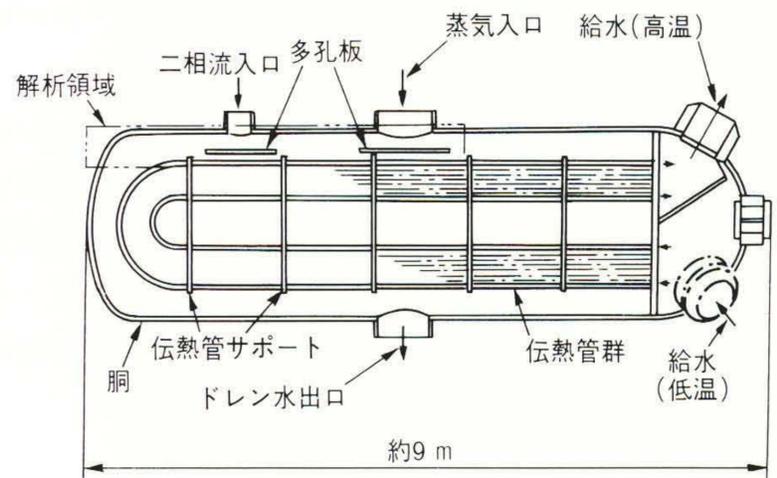


図5 発電プラントの熱交換器での二相流の流入挙動解析結果
水は重力によって垂直に落下し、多孔板の上方に蓄積する。

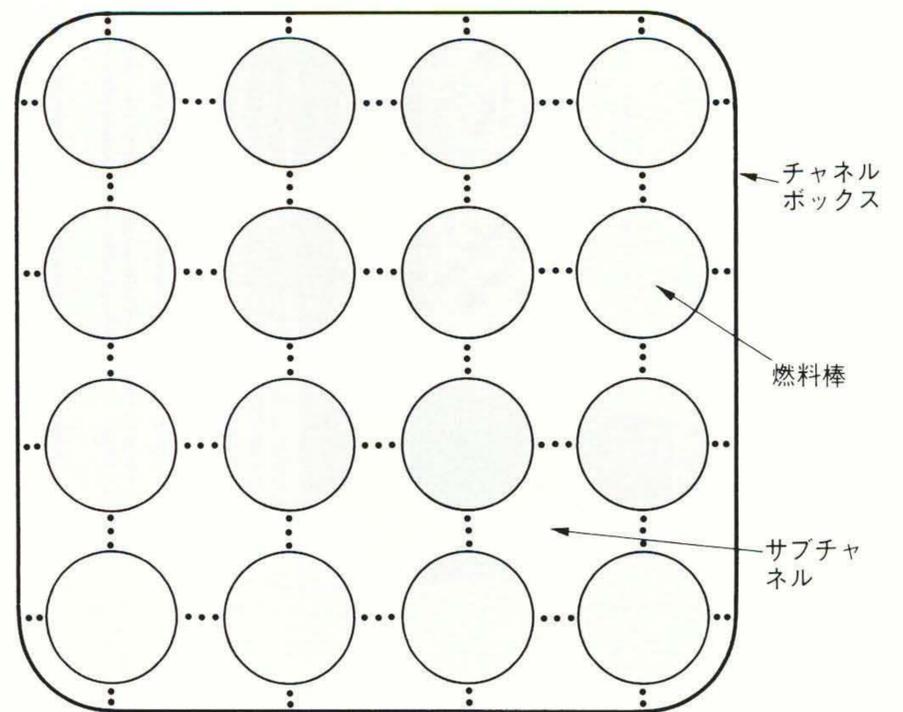


図6 燃料集合体とチャンネルボックスの断面 燃料棒とチャンネルボックスによって、多数の小さい流路(サブチャンネル)に分割される。

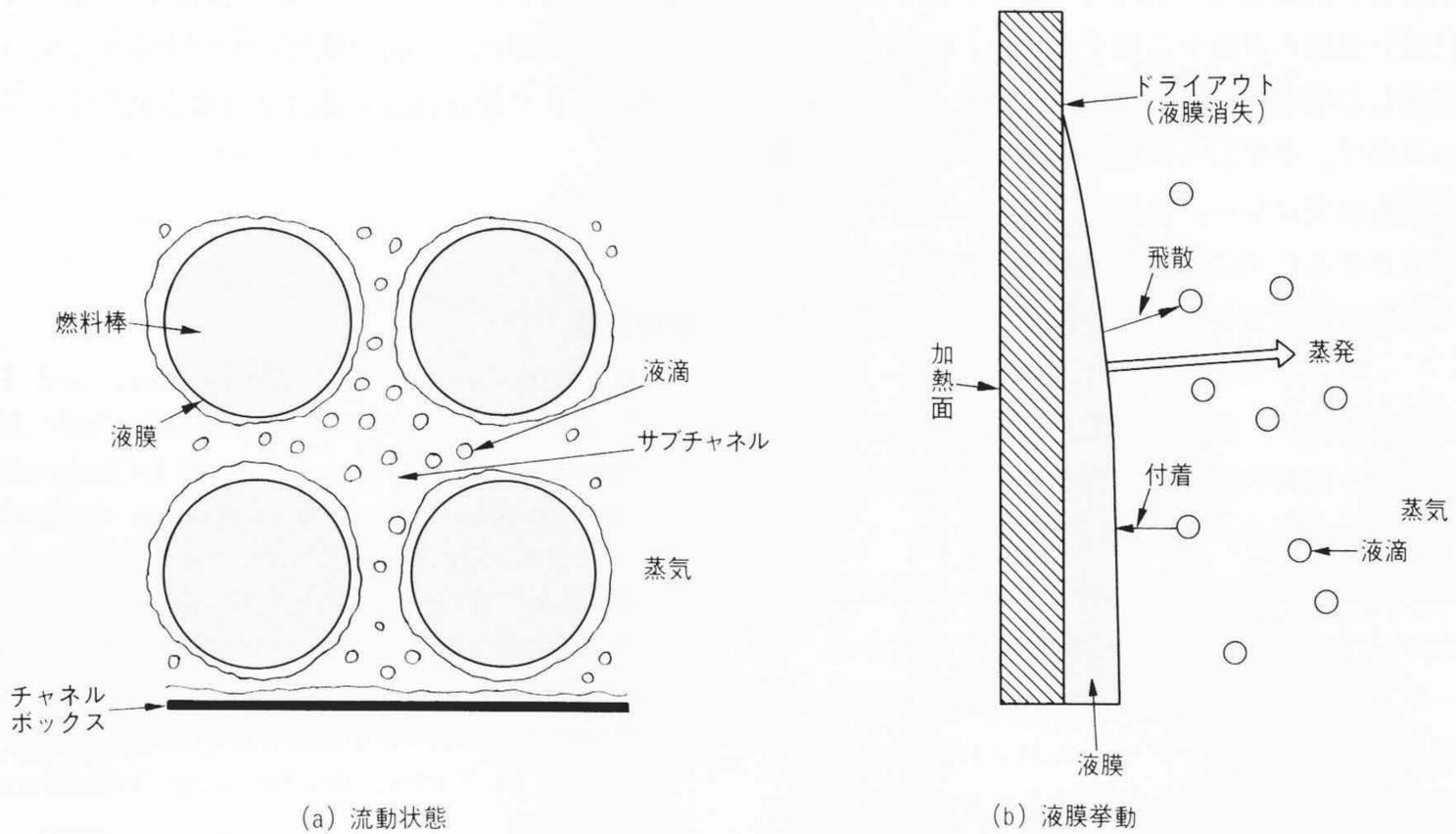


図7 燃料集合体内の気液二相流 沸騰によって蒸気が多くなると壁面に液膜が形成され、サブチャンネル中央には液滴を含む蒸気が流れる流動様式になる。液膜厚さの変化は、液滴の飛散と付着、蒸発量に依存する。

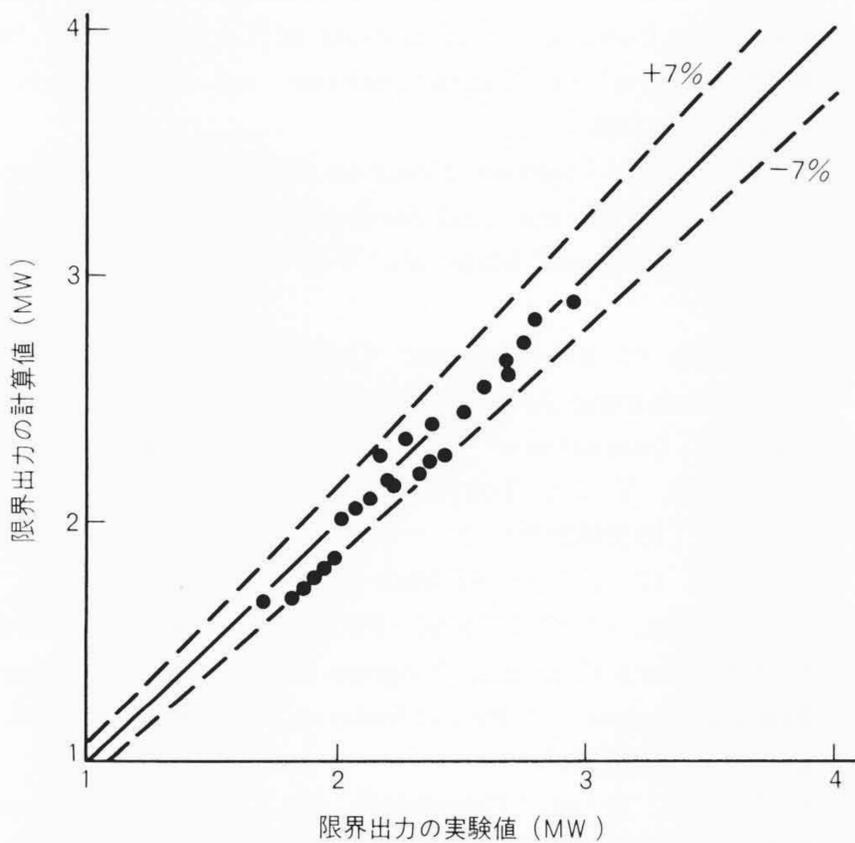


図8 スペーサの効果考慮した燃料限界出力の計算値と実験値の比較 スペーサ効果を考慮したサブチャンネル解析により、限界出力を誤差7%以下の精度で予測することができた。

ことがわかった¹¹⁾。そこで、スペーサ下流の乱れの大きい領域での渦粘性の評価式を用いて、液滴拡散係数をスペーサからの距離の関数として求めた。スペーサの効果考慮し、沸騰水型炉燃料集合体の限界出力を予測した結果と実験値の比較を図8に示す。

5 数値シミュレーション技術の今後の展開

熱流動現象の数値シミュレーションでは、解析の対象の流路を多数の計算区間に分割し、各計算区間での圧力や流速などの流動を記述するパラメータを計算するので、この計算区間のスケールよりも大きなスケールを持つ渦や気液界面を計算することができる。しかし、2章で述べたように、一般に見られる乱流では微小で複雑な構造を持つ多数の渦が流動特性に影響を及ぼし、3章で述べた気液二相流では、さらに微細な気泡や液滴が持つ界面の運動が大きな効果を持っている。これらの渦や気液界面の挙動によるミクロな流動現象を直接計算するのは、多大の計算時間と記憶容量が必要であるため困難であることが多い。

計算区間よりも小さいスケールを持つ渦や気液界面は数値シミュレーションで取り扱うことができない。これらのミクロな流動現象の影響は、マクロな流動現象とミクロな流動現象の相互作用をモデル化して、数値シミュレーションの基礎式であるマクロな流動現象を記述する方程式と連立して計算される。この相互作用のモデル化により、流体内部の摩擦力と熱輸送などが計算できる。

マクロな流動現象とミクロな流動現象の相互作用のモデルは、理論的あるいは実験結果から経験的に得ることができる。このモデル化によって得られた方程式を構成方程式という。数値シミュレーション技術の応用に当たって、実験結果と計算結果との比較によって、これらの構成方程式を数値シミュレーションに適用したときの誤差を求めておく必要がある。

従来の経験的な手法によって信頼性の高い予測を得るためには、実機に近い規模の実験が必要であった。数値シミュレーションを応用した場合、構成方程式の精度によって予測の信頼性が決まるので、必ずしも大規模な種々の流動現象の複合した実験に頼る必要はない。数値シミュレーションによる予測精度を向上させるためには、構成方程式のかかわる特定の流動現象を詳細に測定できる、比較的小規模な実験が必要である。

これらの構成方程式は、基本的な流動現象を反映しているので、機器の形状や流体の種類の影響を比較的単純な補正で組み込むことができる場合が多い。いくつかのケースでの検討結果から広い範囲の流動条件への内挿あるいは外挿が可能であり、したがって、汎用性が高いといえることができる。数値シミュレーション技術の開発と並んで、精密測定実験から得られた微細な流動現象のデータベースおよび高精度構成方程式の整備が進められている。今後、さらに広範囲な条件での熱流動現象の予測に基づき、原子力機器の迅速な性能予測が可能になると期待できる。

一方、スケールの小さい渦や液滴・気泡によるミクロな流動現象を取り扱う直接シミュレーションと言われる手法も開発されつつある。上記したように、ミクロな流れ構造を計算するために多大な計算時間と記憶容量が必要であり、さらに安定かつ高精度の計算結果を得るために高度な数値計算技術が必要である。すでに経験的に得られていた幾つかの基礎的な流動現象を、数値計算によって再現することができた。直接シミュレーションを利用することによって、実験や経験にほとんど依存することなく流動現象の正確な予測が可能になる。

しかし、原子炉のような巨大で複雑なシステムでの熱流動現象の解析は、今後とも構成方程式を用いて比較的マクロな流動現象を対象とする解析技術が利用されると考えられる。直接シミュレーションによる解析の対象は、局所的な熱流動現象に限られるが、精度の高い構成方程式を提供し、さらに大規模なシステムの特性を予測できる汎用解析手法の検証に活用されると考えられる。

6 結 言

従来の実規模実験主体の原子力機器開発に代わって、数値シミュレーション技術を用いた機器特性予測に基づく設計が実用化されつつある。開発期間の短縮、設計の合理化などの

効果が期待される。ここでは、特に熱流動解析技術の分野の中で、乱流解析、二相流解析、サブチャンネル解析技術を取り上げ、原子力機器設計に適用された事例について論述した。

参考文献

- 1) H. Maruyama, et al.: Development and Performance Evaluation of a Vectorized Monte Carlo Method with Pseudoscattering, Proceedings of 1st International Conference on Supercomputing in Nuclear Applications (SNA '90), BS-102, Mito, March, 12-16(1990)
- 2) 高森, 外: 原子炉建屋内運転階の新換気空調設備の開発, 日本原子力学会誌, Vol.30, 155(1988)
- 3) S. Murata, et al.: Calculation for Three-Dimensional Structures of Two-Phase Flow in Enlarged Flow Area, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.26, 893(1989)
- 4) A. Tomiyama, et al.: Method of Critical Power Prediction Based on Film Flow Model Coupled with Subchannel Analysis, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.25, 914(1988)
- 5) E. Ibe, et al.: Theoretical Model Analysis for Effects of Hydrogen Injection on Radiolysis of Coolant Water in BWR, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.23, 11(1986)
- 6) T. Hashimoto: Surface Effect on Dislocation Loop Formation, 14th International Symposium of American Society for Testing and Materials, Vol.1, 523, Philadelphia (1989)
- 7) N. Chiba, et al.: Dynamic Collapse for Pressurized Pipes Containing Axial Through-Wall Cracks, Proceedings of International Conference on Computational Mechanics, V-313, Tokyo, May, 25-29(1986)
- 8) 山川, 外: 熱流体解析へのスーパーコンピュータの応用, 日立評論, 69, 12, 1161~1167(昭62-12)
- 9) D. R. Liles, et al.: TRAC-PF1/MOD1, An Advanced Best-Estimate Computer Program for Pressurized Water Reactor Thermal-Hydraulic Analysis, NUREG/CR-3658, LA-10157-MS(1985)
- 10) S. Murata, et al.: Calculation for Two-Phase Flow Behavior in Heat Exchanger, Proceedings of 1st International Conference on Supercomputing in Nuclear Applications (SNA '90), AS-121, Mito, March, 12-16(1990)
- 11) A. Tomiyama, et al.: Spacer Effects on Film Flow in BWR Fuel Bundle, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.25, 204(1988)