原子力分野における流れの可視化技術

山川 正剛*

村瀬 道雄*

岩重 健五*

Flow Visualization on Nuclear Reactors

Masanori YAMAKAWA

Michio MURASE

Kengo IWASHIGE

1. まえがき

原子力機器の熱流体力設計や安全性を評価する上で、実験に支えられた信頼性の高い熱流動評価技術が不可欠となっている。

軽水炉や高速炉の開発に際しては、熱輸送を伴う流動現象の把握や計算モデルの構築、改善を目的とした基礎実験と実規模の大型装置を用いた確証実験が行われる。このうち、流れの可視化技術が適用されるのは、もっぱら、前者である。これは、軽水炉では高温・高圧の二相流を、また高速炉では化学的活性が強く、不透明な液体金属ナトリウムを作動流体に用いるため、確証実験では可視化が困難であることによる。

本稿では、筆者らが軽水炉並びに高速炉の開発に関連して実施した可視化実験を中心に原子力の分野における流れの可視化技術の動向を述べる。

2. 原子炉内熱流動特性の特徴

2.1 軽水炉

冷却材、減速材に軽水を利用する軽水炉には、沸騰水型炉 (BWR: Boiling Water Reactor) と、加圧水型炉 (PWR: Pressurized Water Reactor) がある。

BWR では、冷却水は炉心で加熱され、その一部は蒸気となり、気水分離器で飽和蒸気と飽和水分離される。飽和蒸気は、主蒸気系を経てター

ビンを駆動した後、復水器を経て給水として圧力容器に戻って来る。飽和水は、給水と混合した後、再循環ポンプにより強制循環される。運転圧力は約70気圧、飽和温度は約286°Cである。

PWR では、炉心で蒸気が発生しないように圧力を約157気圧に加圧し、炉心で加熱された高温、高圧の一次冷却水は、蒸気発生器で二次冷却水に熱を与えた後、ポンプにより炉心に再循環される。蒸気発生器で加熱された二次冷却水は蒸気となってタービンを駆動する。

軽水炉では、冷却水流量及び炉心の熱出力が変動した場合においても、核沸騰から膜沸騰に遷移して燃料温度が上昇しないように設計されている。このため、通常運転時に炉心で蒸気を発生させないPWRにおいても、燃料棒表面が蒸気膜で覆われる膜沸騰状態が生じる条件を実験的に確認し、炉心の熱水力設計に反映している。また、原子炉では、各種配管が破断し圧力容器から冷却水が流出するような事故を想定した場合においても燃料棒が破損しないように、工学的安全設備を設けている。この場合、破断口からの冷却水の流出により圧力が低下し、圧力容器内の冷却水が減圧沸騰する。このように、気相と液相が混合して流れる気液二相流は、軽水炉熱流動における研究の重要な対象となっている。

2.2 高速炉

液体金属ナトリウムを冷却材に用いる高速炉は冷却系機器の配置により、ループ型炉とタンク型

* 株式会社 日立製作所 エネルギー研究所

炉に大別される。前者は我国の原型炉「もんじゅ」(電気出力280MW)のように、原子炉容器の外部に中間熱交換器と一次主循環ポンプを配置し、それぞれを配管で接続して一次系を構成する。この炉型は各機器への接近が容易であることから、保守の面で有利とされている。一方、後者は仏国の実証炉「Super Phenix-I」(電気出力1200MW)のように、原子炉容器を拡大し、その内部に中間熱交換器と一次主循環ポンプを配置する。この炉型は一次系ナトリウムを原子炉容器外へ取り出さないため、安全性の向上と配管系が簡素化される利点がある。いずれの炉型も、炉心で加熱された一次系ナトリウムは中間熱交換器を介して蒸気発生器の加熱源である二次系ナトリウムに熱を伝えた後、再び炉心に流入する一連の流れを形成する。

液体金属ナトリウムは常圧沸点が 880°C と高く、熱伝導率が水に比べて110倍大きいため、常圧高温の液相で使用される。例えば、「もんじゅ」では炉心入口温度 397°C 、炉心出口温度 529°C である。このため、機器の熱流体力設計では、通常運転時の温度分布の不均一による熱応力やクリープ疲労損傷、また原子炉の起動・停止のような過渡運転時の冷却材温度変化に伴う熱衝撃が留意点となっている。特に、原子炉を緊急停止する時には、炉心出口のナトリウムの温度が 100°C 前後急激に低下するため原子炉容器や配管内で浮力が卓越した温度成層流が形成されることがある。このため、温度成層流の発生条件の予測や熱衝撃緩和策が重要な研究対象となっている。また、機器内部のナトリウム自由液面を覆っている不活性ガスの自然対流挙動も、高速炉の特徴的な研究対象である。

3. 可視化技術の適用例

3.1 軽水炉における可視化実験とその効果

軽水炉に限らず、気液二相流の可視化実験は数多く行われているが、流動状態を目視観察する場合が多く、可視化による定量的な測定例は少ない。ここでは、軽水炉における可視化技術の適用例と技術上の問題点について述べる。

配管破断による冷却材喪失事故を想定した場合、冷却材の流出に伴って、蒸気及び水の流れ方

写真1 仮想的な事故時のBWR炉心内流動状態の模擬実験²⁾

向と流動様式が時間的に変化する。BWRを対象とした可視化実験から、ある条件下では、写真1に示すように、各燃料集合体で三種類の流動様式が同時に発生することが確認されている^{1),2)}。観察結果と流量、差圧等の測定値から、異なる流動様式の発生条件と発生機構を解明し、流動状態のモデル化に寄与している³⁾。PWRを対象とした可視化実験においても、配管系を含む熱流動現象の理解に役立っている⁴⁾。しかし、気液二相流では、光が気液境界面で乱反射されるため、速度ベクトル及び気相の占める割合を示すボイド率等の定量的な測定はなされていない。

気泡を含む液体の流れ(気泡流)及び液滴を含む気体の流れ(噴霧流)で気泡もしくは液滴の個数密度が低い場合には、写真撮影による気泡、液滴の直径、高速度写真と画像処理による速度ベクトルなどの定量的測定が可能になる。逃し安全弁から流出した蒸気をプール水中で凝縮する際の蒸気泡の挙動を画像処理した結果の一例を写真2に示す⁵⁾。この写真は、蒸気放出口近傍と高速度ビ

写真2 蒸気泡挙動の画像処理結果⁵⁾

気泡の映像を濃淡分布に応じて擬似カラー表示

デオカメラを結ぶ光ファイバ・ケーブル, 高速度ビデオ及び小型計算機を用いて画像処理したものである。この画像処理結果とプール構造材に加わる圧力測定値を同期させることにより, 蒸気流出と蒸気凝縮による蒸気泡の変化と構造材に加わる動荷重との関係を知ることができる。この手法を压力容器内の熱流体計測に適用するには, 光ファイバ・ケーブルの小型化, 耐圧及び耐熱性の改善が必要である。

光は気液界面で乱反射され, 内部の透視が困難であることから, 医療用に開発された可視化技術の一つであるX線CT (computed Tomography) の気液二相流測定への応用が試みられている^{6), 7)}。

写真3は医療用X線CT装置を用いて水平円管内気液二相流の密度分布を測定したものである⁸⁾。周囲の密度の高い部分はアクリル製配管部である。矢印は重力方向を示し, 円管の下部に密度の高い水が集中している。この密度分布測定結果と気体及び液体の密度から円管内の二次元ボイド率分布を求めることができる。写真4は, 水平に配置された集合体内の気液二相流測定例である⁹⁾。X線CTは気液二相流内部の状態を透視でき, 気液二相流の詳細解析モデル及び原子炉機器の開発などに有効であるが, 装置が大型かつ高価であるため, その利用範囲は限定されている。写真3及び写真4はともにアクリル製配管内の空気-水二相流への適用例である。金属製の配管部はX線吸

写真3 X線CTによる水平円管内気液二相流の密度分布測定例⁸⁾ 写真4 X線CTによる模擬燃料集合体内のボイドの可視化例⁹⁾

収が大きいため, X線CTを高温, 高圧の蒸気-水二相流に適用するのは困難である。そこで, 透過強度の強い γ 線を用いた γ 線CTが開発されている¹⁰⁾。しかし, CT装置では一画面の作成に並進, 回転により透過強度の二次元情報を得るため, 測定に数分を要し, 時間平均した情報となる。測定時間の短縮を目的として, γ 線散乱¹¹⁾もしくは中性子散乱¹²⁾を利用した密度分布測定の理論的検討がなされているが, 散乱強度が弱いため実用化には到っていない。

ここでは, 軽水炉における適用例について述べたが, 二相流計測全般については文献¹³⁾⁻¹⁶⁾を参照されたい。

3.2 高速炉における可視化実験とその効果

高速炉内は, 高温でしかも放射線雰囲気下であり, さらに冷却材として不透明な液体金属ナトリウムを使用するため, 実機における流れの可視化は困難な状況にある。そこで各種の模型実験により, 流れの可視化や温度計測等を実施している。また, 最近の大型計算機やスーパーコンピュータ

図1 機器貫通孔自然対流の概念図

の普及に伴い、原子炉内の複雑な三次元・非定常の熱流動現象を数値的に解析するコードの開発が盛んである^{17)~20)}。このような熱流動解析コードの検証にも、模型実験の結果は活用され、実機における現象の把握に役立っている。以下、高速炉における可視化技術の適用例について述べる。

タンク型高速炉のルーフスラブ（原子炉容器の上蓋）には、ポンプ、熱交換器等の機器とその貫通孔とによって多数の環状空間が形成される。環状空間の下端は約500°Cのナトリウム液面を覆うカバーガス（Arガス）空間と連通し、上端は大気に接するシール材で閉ざされているため、上下方向の温度差によって図1に示すような自然対流の発生が予想される。このような自然対流は高温の上昇流と低温の下降流からなり、機器に不均一

な温度分布が付き、熱変形を生じる恐れがある。そこで下端解放環状空間における自然対流特性を水を用いた模型実験と三次元熱流動解析コードにより評価した^{21), 22)}。装置はルーフスラブの中間熱交換器の貫通部を模擬したものであり、環状空間の温度境界条件を与えるために、上端に冷却ダクトを、下部にカバーガス空間を模擬したタンクを有し、タンク下面にはヒータが設置されている。また、外筒は可視化のためにアクリル製とした。**写真5**に自然対流のフローパターンの一例を示す。作動流体には水を、可視化にはブルーのインクによる注入流脈法を用いた。(a)は上部から注入したインクが下降してゆく様子を示している。(b)は(a)とほぼ180°の位置におけるインクの様子を示しており、写真の下部・中央から注入したインクが左右に分かれて上昇する流況を示している。この可視化から一対の自然対流が生じていることが明らかとなり、これは数値解析の結果とも一致した。

次に高温プレナム内の熱流動特性に関する模型実験例について述べる^{23)~25)}。実験装置は図2に示すように、電気出力1000MW級タンク型炉の高温プレナムを1/15に縮小した直径1.2mのアクリル製模型である。円筒状の模型は八面体の容器内に設置し、その空隙に水を充填してレンズ効果を除き、内部の流れを可視化した。試験部は、

(a) 下降流 ($\theta=0^\circ$ 付近) (b) 上昇流 ($\theta=180^\circ$ 付近)

写真5 環状空間内自然対流実験装置における対流パターン

図2 タンク型炉高温プレナム 1/15 縮尺模型概略図

写真6 高温プレナム内の成層界面の状況

原子炉トリップ時における炉心出口の温度と流量の変化を模擬できる高温ループと低温ループに接続してある。実験は、原子炉トリップ時における熱流動特性の支配因子であるリチャードソン数 (Ri =浮力/慣性力) をパラメータとした。高温プレナム内の熱流動状況を可視化した写真の一例を写真6に示す。実験では、原子炉の定常状態を模擬した 80°C の高温プレナム中に、トリップ時の流量と温度を模擬した冷水 20°C をフルオレセインナトリウムで着色し、流入させた。浮力の効果により、プレナム上部に高温領域が、下部に低温領域が形成され、その境に成層界面が明確に現れた。図3は、三次元解析コードでこの実験を計算したものであり、実験と同様の温度成層流が形成され、成層界面が時間とともに上昇してゆく様子が見られる。

次に、このような温度成層流の特性を調べるために実施した実験例を示す²⁶⁾。図4のようなアクリル製のテストセクションに淡水を満たし、密度差 $8 \times 10^{-3} \text{g/cm}^3$ の塩水を流量 1.5 l/min で流入させ、温度成層流を模擬した。そしてシュリーレン法により密度勾配を可視化し、その映像を直接、TVカメラで撮影して画像処理により、時間変化を求めた。流れは図4に模式的に示すように塩水流入 2~3 分後に主流(I)、二次流れ(II)とその上方の死水域を形成した。写真7は成層流の可視化結果であり、成層界面における波の様子を示している。そして、画像処理により X-X の位置での時間変化を調べ、波の変動は、振幅約 2 cm、周期 10s であり、流量の増加に対して、周期は短く、振幅は増大することが分かった。

次に、高温プレナムモデル内の流速分布を TV カメラを用いて測定した例を示す²⁷⁾。図5はテストセクションの概略図である。トレーサに平均粒子径 1 mm のポリスチレン粒子を作動流体に塩水を用いて比重を調整し、TV カ

図3 高温プレナム内流速・温度の三次元解析例

図4 成層流実験テストセクションの概略図

メラの映像から画像処理により流跡画像を作成して流速分布を求めた。図6は測定結果の一例である。吹出口から吸込口へ向かう主流とその上下に現れた渦の流速を知ることができる。これらの測定結果より得られた知見は流路形状の最適化に活用されている。

写真8は二次系配管の1/10模型であり、蒸気発生器出口のペント管内の温度成層流を可視化したものである²⁸⁾。着色された高温部(暗い部分)と無着色の低温部とに分離し、成層化していることが判別できる。

以上の他、高速炉に流れの可視化を適用した例

写真7 成層流の可視化結果

シュリーレン法による成層界面の可視化

について簡単に挙げておく。横堀ら¹⁹⁾は模型実験においてタフト法による可視化とレーザ流速計による計測を行い、解析コードを検証している。斎藤ら²⁹⁾は低温プレナムの模擬二次元流動実験を行い、ポリスチレン粒子をトレーサとして可視化し、写真により流跡を求め、流速分布を得ている。

図5 高温ピレナムモデル

上田ら³⁰⁾は低温ピレナムの1/10模型を用いて、タフト、トレーサ法により可視化し、プロペラ流速計により流速を測定している。

4. 今後の動向

軽水路の熱流動の研究において最も要望されている可視化技術は、通常運転条件下(70~160気圧)での燃料集合体内の流れの目視観察とボイド率分布測定であろう。高温・高圧条件下での目視観察には、例えば、エンドスコープの応用が考えられる¹³⁾。ガラスの蒸気腐食を防止するために可視窓にはサファイアレンズが用いられており、光ファイバ・ケーブルの冷却に冷却管が設けられている。このエンドスコープを高速ビデオカメラ画像処理装置と組み合わせることにより流動状態を分析できる。ボイド率分布の定常測定には γ 線CTが、過渡測定には中性子散乱法が有望であると思われるが、使用範囲の拡大には装置の小型化と低価格化が不可欠である。

高速炉を対象とした研究では、3.2節で述べたように、可視化技術は熱電対による温度計測や各種流速計による計測と組み合わせて、現象の把握や解析コードの検証に利用されている。これは、可視化技術が元来、定性的なものであり、流れの様子を観察するには適しているが、そこから

(a) 流跡画像

(b) 速度ベクトル

図6 TVカメラを用いた流速分布測定例

写真8 配管内の可視化例²⁸⁾

定量的な情報を得ることが困難であったこと、及び、原子炉における現象は、熱と流体の移動を伴っており、これらを同時に可視化することが困難であったことによると考える。

しかしながら、最近のコンピュータや画像処理技術の発達により、CAFV (Computer Aided

Flow Visualization) に関する研究が盛んとなり、この定量化も可能となりつつある^{31)~33)}。今後、このCAFVの技術は、さらに重要となり、従来、二次元的であった可視化技術を三次元現象の定量的計測技術へと発展させるものとする。また、熱と流体の移動を同時に可視化する手法として感温液晶粒子を用いた技術^{34), 35)}が発表されており、今後の発展を期待する。

また、前述のように高速炉では、冷却材に不透明な液体金属ナトリウムを用いており、実現象を観察するためには、超音波やX線、 γ 線などを用いて不透明な流体を可視化し、映像化する技術の開発も重要である。

さらに、原子力の分野では、三次元数値解析が盛んとなってきており、複雑な三次元の熱流動現象の把握を容易とするため、コンピュータ・グラフィックスを用いたアニメーション化、ビジュアル化技術^{36), 37)}が、発展してゆくと考える。

5. あとがき

軽水炉における二相流、高速炉における熱輸送を伴う单相流の可視化実験を例にして、原子力の分野における流れの可視化の動向を紹介した。

原子力の分野では熱輸送を伴う流れが主な研究対象であるため、三次元場の温度・流速分布の同時計測や非定常性の強い二相流のボイド率分布、気相・液相の流速分布の計測が可能なCAFVが今後ますます活用されるものと考えられる。

参考文献

- 1) Fakory, M. R. et al; Nucl. Technol. 65 (1984), 250
- 2) Murase, M. et al; Nucl. Sci. Technol., 23-6 (1986), 487
- 3) Suzuki, H. et al; Proc. of 2nd Int. Topical Meeting on Nucl. Power Plant Thermal Hydraulics and Operations (1986), 3-66
- 4) 川路, 他; 日本原子力学会年会 要旨集, P1 (昭60-3)
- 5) Utamura, M.; Fluid Transients in Fluid-structure Interaction, FED-30 (1985), 85
- 6) Jaffe, C. C.; American Scientist, 70 (1982), 576
- 7) 飯沼; 流れの可視化, Vol. 5, No. 17 (1985), 3
- 8) Ikeda, T. et al; J. Nucl. Sci. Technol., 20-1(1983), 1
- 9) Hirata, N.; Proc. of the Japan-U. S. Seminar on Two-Phase Flow Dynamics (1984), B4
- 10) 金森, 他; 日本原子力学会 秋の分科会 予稿集, F30 (昭58-9)
- 11) Kondic, N. et al; Proc. on Nucl. Reactor Thermal-Hydraulics, II (1983), 1443
- 12) Hussein et al; Proc. on Nucl. Reactor Thermal-Hydraulics, II (1983), 1431
- 13) Banerjee, S. et al; Advances in Nucl. Sci. and Technol., 13 (1981), 227, Plenum Press
- 14) Hewitt, G. F.; Measurement of Two Phase Flow Parameters, (1978), Academic Press
- 15) Jones, O. C. Jr.; Two-phase flow measurement technique in gas-liquid system, NUREG/CR-1437 (1980)
- 16) Hewitt, G. F. et al; Int. J. Multiphase Flow, 6 (1980), 139
- 17) Yamakawa, M. et al; Proc. of CNS/ANS Int. Conf. on Numerical Methods in Nuclear Engineering, 2 (1983), 949, Montreal, Canada
- 18) 大塚, 他; 日本原子力学会 秋の分科会 予稿集, A17 (昭58-9)
- 19) 横堀, 他; 日本原子力学会年会 要旨集, B9 (昭59-3)
- 20) Sha, W. T et al; NUREG/CR-0785 ANL-77-96(Sept. 1978)
- 21) 酒井, 他; 日本原子力学会 秋の分科会 予稿集, A75 (昭59-10)
- 22) Yamakawa, M. et al; J. of Nucl. Sci. Technol., Vol. 23, No. 5 (May 1986), 451
- 23) 大塚, 他; 日本原子力学会 秋の分科会 予稿集, D55 (昭60-10)
- 24) 山川, 他; 日立評論, Vol. 67, No. 11 (1985-11), 39
- 25) 後藤, 他; 日本原子力学会年会 要旨集, F20 (昭60-3)
- 26) 高橋, 他; 日本原子力学会年会 要旨集, B13 (昭59-3)
- 27) 山川, 他; 流れの可視化, Vol. 6, No. 20 (1986-1), 50
- 28) novatome, SUPERPHENIX news, No. 6 (Jan. 1981)
- 29) 斎藤, 他; 日本原子力学会年会 要旨集, B12 (昭59-3)
- 30) 上田, 他; 日本原子力学会年会 要旨集, A47 (昭59-3)
- 31) 小林, 他; 流れの可視化, Vol. 5, No. 17 (1985-4), 129
- 32) 今市, 他; 流れの可視化, Vol. 4, No. 14 (1984-7), 353
- 33) 山川, 他; 流れの可視化, Vol. 6, No. 22 (1986-7), 273
- 34) 秋野, 他; 第23回日本伝熱シンポジウム講演論文集, C213 (1986-5)
- 35) 秋野, 他; 流れの可視化, Vol. 6, No. 22 (1986-7), 343
- 36) 名古屋, 他; 流れの可視化, Vol. 5, No. 18 (1985-7), 265
- 37) 増井, 他; 流れの可視化, Vol. 6, No. 22 (1986-7), 391