

企画セッション | 部会・連絡会セッション：熱流動部会

📅 2021年9月9日(木) 13:00 ~ 14:30 | 🏢 J会場

[2J_PL] 熱流動評価技術における最新動向

座長：古谷 正裕 (早稲田大)

[2J_PL01] 高温ガス炉における熱流動設計の特徴と課題

*青木 健¹ (1. JAEA)

[2J_PL02] 日立の新型炉（BWRX-300, RBWR, PRISM）における熱流動評価技術の開発状況

*上遠野 健一¹ (1. 日立GE)

[2J_PL03] 水素化物減速ヒートパイプ冷却超小型炉MoveLuXにおける熱流動分野の取り組みと課題

*木村 礼¹ (1. 東芝ESS)

[2J_PL04] 溶融炉心の拡がり挙動に係る熱流動解析の特徴と課題

*竹内 淳一¹ (1. MHI)

熱流動部会セッション

熱流動評価技術における最新動向

The latest developments regarding thermal-hydraulic analysis

(1) 高温ガス炉における熱流動設計の特徴と課題

(1) Characteristics and challenges of thermal hydraulic design for high temperature gas-cooled reactor

*青木 健¹¹ 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

本発表では、高温ガス炉の熱流動設計の特徴、高温工学試験研究炉（HTTR）における炉内流量配分の評価手法や改善策を概説するとともに、実用高温ガス炉システムの設計における課題について述べる。

2. 高温ガス炉における熱流動設計

2-1. 熱流動設計の特徴

HTTR の炉心は黒鉛ブロックの積層構造で構成される。具体的には燃料ブロック、制御棒案内ブロック、可動反射体ブロック及びそれらを取り囲む固定反射体で構成される。HTTR の熱流動設計では、炉内流量の評価及び適切な配分により、熱膨張や中性子照射の影響、製作公差により炉心を構成するブロック間に生じる間隙等の流れ、燃料や制御棒の有効な冷却に寄与しない冷却材の流れ（漏れ流れ）を低減し、燃料や制御棒の有効な冷却に寄与する冷却材流量を確保する必要がある。また炉内流量配分を最適化できれば、原子炉出力の向上を図ることができるため、高温ガス炉の経済性向上が期待される。

2-2. 炉内流量配分の評価手法

HTTR の炉内流量配分の評価には流量配分評価解析コード FLOWNET が使用されている。FLOWNET コードの計算処理は熱流動解析、伝熱解析及びギャップ解析に大別される。熱流動解析では炉内の流路を 1 次元の流路網によりモデル化し、熱構造体と流体間の熱交換を考慮した保存式を解くことで、流体の圧力や温度、流量の分布を評価する。伝熱解析では熱構造体における内部発熱や流体と熱構造体の熱交換を考慮した 1 次元熱伝導方程式を解くことで、熱構造体の温度分布を評価する。ギャップ解析では炉内の照射量分布や温度分布等に基づき、中性子照射や熱膨張による黒鉛構造物の変形量を評価し、漏れ流れの圧力損失評価等に反映する。高温ガス炉特有の漏れ流れの圧力損失評価には、実験により検証した評価式を適用する。

2-3. 炉内流量配分の改善策

HTTR では漏れ流量を低減し、燃料に十分な流量を確保するため、主に以下の設計対策を行っている。(1) 炉内カラム等の間隙寸法の最適化、(2) 固定反射体へのシール要素の設置、(3) 炉心拘束機構による固定反射体の周方向の緊縛及び炉心形状の維持、(4) キーとキー溝を用いた結合構造による固定反射体等の一体化、(5) 発熱量に応じた炉内流量配分。HTTR では上記設計対策により、950℃運転時に燃料の冷却に寄与する流量として全流量の約 88%を確保し、燃料を十分に冷却できることを確認した[1]。

3. 実用高温ガス炉の熱流動設計における課題

実用高温ガス炉の設計では炉心拘束機構は採用せず、コアバレルにより炉心を所定の位置に保持する。しかし、コアバレルは固定反射体を周方向に緊縛することができず、コアバレル底板の熱膨張も相まって、固定反射体—コアバレル間やコアバレル底板直上のカラム間の漏れ流量が増大し、燃料の有効な冷却に寄与する流量が低減する。従って、シール要素の追設等の更なる漏れ流量低減策を含めた設計対応によって、炉内流量配分を最適化することが課題である。

*Takeshi Aoki¹¹Japan Atomic Energy Agency

[1] 丸山他, JAERI-M 88-255 (1988)

熱流動部会セッション

熱流動評価技術における最新動向

The latest developments regarding thermal-hydraulic analysis

(2) 日立の新型炉（BWRX-300, RBWR, PRISM）における

熱流動評価技術の開発状況

(2) Development status of thermal-hydraulics evaluation technology
in Hitachi's new reactors (BWRX-300, RBWR, PRISM)*上遠野 健一¹¹日立GEニュークリア・エナジー株式会社

1. 日立の原子力ビジョンと新型炉開発

日立は、初期投資リスクの低減、長期的な安定電源の確保、放射性廃棄物の有害度低減の実現を原子力ビジョンとして掲げており、これらを実現する新型炉として、BWR（Boiling Water Reactor：沸騰型軽水炉）建設経験と燃料サイクル技術を基に、小型化・簡素化により安全性と経済性の両立をめざした次世代小型軽水炉 BWRX-300、実績豊富な軽水冷却技術を用いた高速炉 RBWR（Resource-renewable BWR：資源再利用型 BWR）、固有安全性を有する金属燃料を採用した小型液体金属冷却高速炉 PRISM（Power Reactor Innovative Small Module：革新的小型モジュール原子炉）の三つの炉型について、オープンイノベーションを活用した国際共同開発を進めている[1]。今後、グローバルなエネルギー問題への解決策を提供するため技術開発を実施し、これら三つの炉型を早期に実用化していく予定である。

2. 次世代小型軽水炉 BWRX-300

2-1. BWRX-300 概要

カーボンニュートラルを実現するために原子力発電が果たすことができる役割は大きく、経済性が高い小型原子炉のニーズが高まっており、日立は米国の GE Hitachi Nuclear Energy（以下、「GEH」と記す。）社と協調し、高度な安全性を維持したうえで経済性を向上した、次世代小型軽水炉の日米共同開発を進めている。BWRX-300 の概念図と主な仕様を図1に示す。BWR は、原子炉で発生した蒸気を直接タービンに送るシンプルな直接サイクル型の原子炉である。BWRX-300 では、原子炉圧力容器に隔離弁を直付けすることで、原子炉で想定される主要な事故である LOCA（Loss of Coolant Accident：冷却材喪失事故）の発生確率を徹底的に低減する、隔離弁一体型原子炉の概念を採用した。この結果、安全性を高めつつ、非常用炉心冷却系ポンプなどの大型機器を削減するとともに、原子炉建屋および原子炉格納容器を大幅に小型化し、出力当たりの原子炉建屋物量を大型原子炉の半分程度に削減できる見通しである。プラントシステムの簡素化は機器点数削減による信頼性の向上や、廃炉時の廃棄物量の低減にもつながる。また、安全性や社会的受容性の観点から、出力規模を抑えることで炉内の放射性物質の量そのものを減少させつつ、静的安全系採用による電源不要の長期冷却などの特長を生かして、EPZ（Emergency Planning Zone：緊急時計画区域）縮小について検討を進めている。

2-2. 熱流動評価技術の開発状況

BWRX-300 では再循環ポンプを設けずに、炉心の上部にチムニと呼ばれる円筒状空間を設けて、自然循環のみで炉心を冷却する方式を採用している。チムニの目的はチムニ内の気液二相流とダウンカム内の単相の水との密度差を駆動力として冷却材の自然循環流量を確保することであり、チムニ内のボイド率は自然循環流量に強く影響する。

*Kenichi Katono¹¹Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

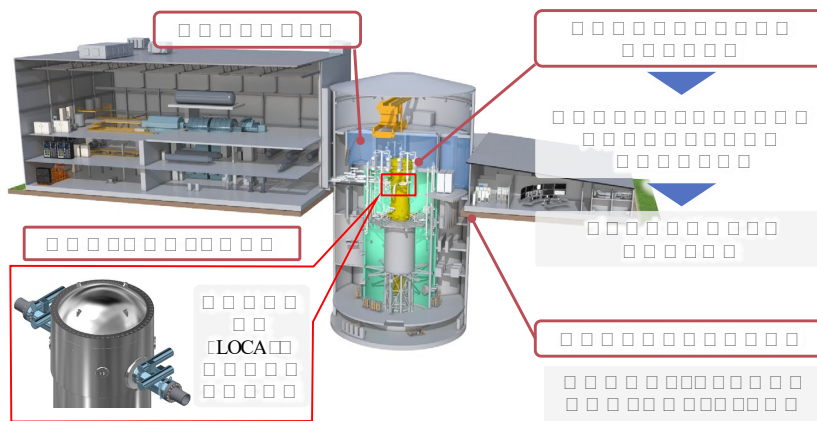


図 1 次世代小型軽水炉 BWRX-300 の概略図と主な仕様

これまでも日立では、BWR の実際の運転圧力・温度で、蒸気と水を供給できる世界最大級の試験設備である多目的蒸気源試験設備（HUSTLE: Hitachi Utility Steam Test Leading facility）[2]を活用し、大口径鉛直流路内の、BWR 熱水力条件における気液二相流動様式やボイド率特性を把握するための開発を進めてきた[3]。図 2 に 0.31 m 幅正方形断面流路を対象として、圧力 7.17 MPa、水流量が 50 t/h の場合におけるワイヤメッシュセンサ（WMS: Wire-Mesh Sensor）信号（30 本×30 本）から再構成したボイド率の時刻歴 CT（Time-Domain Computed Tomography）を示す。図 2 の黒い領域が水、白の領域が蒸気であり、灰色の領域は WMS では捉えられない、径が数 10 ～ 数 100 μm の液滴を同伴した蒸気である。このような実証試験データを活用し、システム解析コードや 3 次元二相流 CFD（Computational Fluid Dynamics）コード[4]の高度化や検証を進めている。図 3(左)に試験で用いた WMS、及び、解析結果から評価した時間平均流路中央断面内ボイド率分布の比較を示す。試験、解析ともにボイド率分布は、蒸気流量 11 t/h では流路中央付近にピークを持つ放物状に近い分布、蒸気流量 27 t/h では流路中央域が平坦な分布となった。これらの条件では、試験値と解析値はワイヤメッシュセンサの測定誤差の範囲内で一致しており、3 次元二相流 CFD コードが大口径・正方形断面流路体系に適用できることを確認した。このように実証試験データで適用性を確認した 3 次元二相流 CFD コードをベースとした、原子炉一体解析システムの開発も進めている。図 3(右)に高経済性単純化沸騰水型原子炉（ESBWR: Economic Simplified BWR）を対象とした、原子炉一体解析システムによる ESBWR チムニ内ボイド率分布解析結果を示す。このように実機形状を詳細にモデル化できる原子炉一体解析システムを活用することで、チムニ構造の検討や、自然循環流量の高精度予測が可能である。

BWRX-300 でも通常運転時・事故時における原子炉内自然循環特性を精度よく評価する必要がある。計測データベースの拡充や 3 次元二相流 CFD コードの高度化は、プラント成立性にとって重要な課題となっており、GEH 社とともに、試験や解析コードの開発を進めていく計画である。

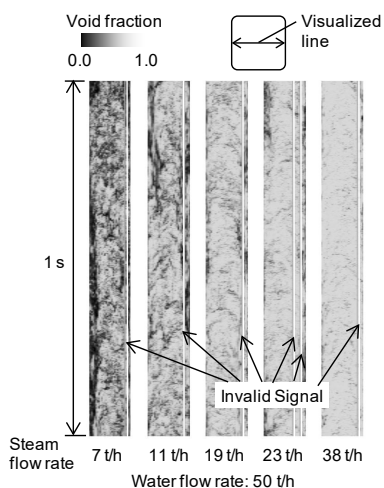


図 2 WMS による計測結果

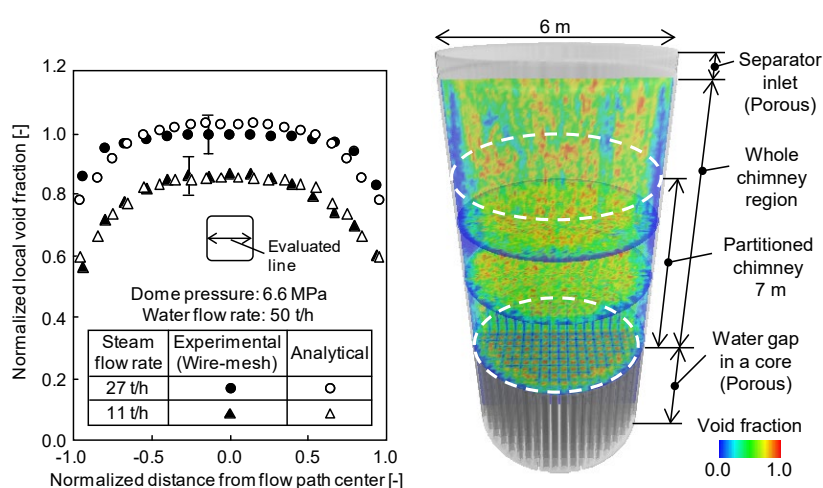


図 3 3次元二相流 CFD による解析結果

3. 軽水冷却高速炉 RBWR

3-1. RBWR 概要

日立は BWR プラントメカとして、資源の有効利用と使用済み燃料の環境負荷低減に寄与することをめざし、軽水冷却高速炉 RBWR の開発を進めてきた[5]。RBWR は、原子炉内で冷却水が沸騰する BWR の特長を活用するとともに、燃料棒を密に配置し、冷却水との衝突による中性子の減速を抑制してエネルギーを従来 BWR よりも高めることで、使用済み燃料に含まれ、放射能が長期間減衰しない要因となっているプルトニウムやマイナーアクチニドなど超ウラン元素 (TRU: Trans-uranium) の燃料としての再利用を可能とする。

RBWR においては社会的な要請に応えつつ、燃料サイクル技術開発の進展に合わせて段階的に開発を進めていく計画である。図 4 に RBWR の導入ヴィジョンを示す。最終的には六角格子 RBWR により、TRU の多重リサイクルを行う高速炉サイクルの実現をめざすが、プルトニウム利用や再処理を促進し、使用済燃料貯蔵の逼迫問題を解決、原子力発電の維持に寄与することを目的とし、既設炉にもバックフィットが可能な四角格子 RBWR の開発を進めている。

3-2. 熱流動評価技術の開発状況

四角格子は現行 BWR よりも水力等価直径が小さく、現行の熱水力評価手法の適用性を確認する必要がある。また、六角格子の場合は、内部ブランケットを配置することで軸方向に非均質な燃料構成となることに伴い、局所的に熱流束が高くなることや熱出力分布の軸方向変化が大きくなることへの適用性の確認や手法の高度化が必要である。稠密燃料集合体体系に対しては、過去に実温・実圧試験も行われているが、除熱機構の解明には至っておらず、また、除熱性能への影響が大きいスペースが燃料棒表面の液膜や燃料棒間の液滴挙動に及ぼす影響を機構論的に評価した例はほぼない。

このような背景から、四角格子・稠密燃料体系に対するドリフトフラックスモデルや、高熱流束下における燃料棒表面液膜からの液滴飛散モデル[6]、及び、詳細二相流シミュレーションも活用した機構論的なスペースモデルの開発[7]を、国内の研究機関とともに進めている。その一例として、図 5 に大気圧条件下で水-空気をを用いた強制対流液膜の沸騰試験から得られた沸騰曲線、及び、可視化結果を示す。比較的熱流束が低い (a) では、加熱面上に蒸気泡が存在しないため、沸騰が発生していないことがわかる。よって、この領域では強制対流蒸発が支配的な熱伝達メカニズムであり、また、この条件では液滴飛散現象が発生していないことがわかる。(b) では、伝熱面上に蒸気泡が存在している。このことから、支配的な熱伝達メカニズムが強制対流から核沸騰に遷移していることがわかる。核沸騰が激しくなると、蒸気泡が液膜界面に到達して崩壊する際に形成される液膜のフィラメントの断裂による液滴飛散現象が発生している。この現象は熱流束が高い条件などの、生成される蒸気量の多い条件で発生し、生成する液滴の直径が他のメカニズムよりも大きい。そのため、フィラメントの断裂による液滴の生成過程を解明・評価することが液膜ドライアウト評価に対して重要である。沸騰による液滴発生メカニズムや頻度、流動条件の依存性についてはまだ十分に調査できておらず、今後の液滴飛散量の定量的な評価と合わせ、メカニズムの考察及び相関式の開発を行う計画である。

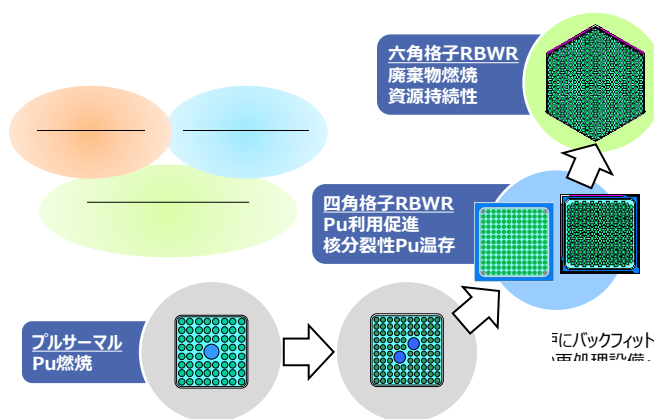


図 4 RBWR の導入ヴィジョン

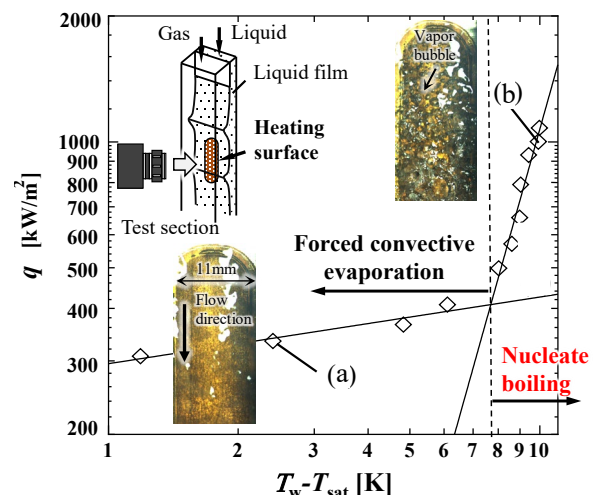


図 5 強制対流液膜の沸騰試験結果

4. 小型液体金属冷却高速炉 PRISM

4-1. PRISM 概要

軽水炉による原子力発電が実用化された一方、将来の資源持続性の観点から、燃料となる核分裂性物質を消費しながら生成する高速炉技術は燃料組成の柔軟性が高く、各国で開発が進められている。PRISM の最初の設計は 1980 年代に GE 社により行われ、現在は GEH 社により開発が継続されている。事故時に長期間の炉心冷却能力が必要な崩壊熱除去系に採用されている重要な技術である受動的な安全系設備 RVACS（Reactor Vessel Auxiliary Cooling System：原子炉容器補助冷却システム）は、電源および運転操作を必要とせず、金属燃料を採用することで高い固有安全性・信頼性を有し、初期投資を抑制できる小型モジュールナトリウム冷却高速炉を実現している。単一の原子炉モジュールの電気出力は標準で 311 MWe であり、設置する原子炉モジュールの数によって柔軟な発電プラント構成を可能としている。日立は 2018 年 12 月に経済産業省により策定された高速炉開発ロードマップの高速炉導入方針に従い、経済性と安全性を兼ね備えた PRISM を 2040 年代に日本へ導入することを目標としている。

4-2. 熱流動評価技術の開発状況

革新的な金属燃料小型ナトリウム冷却高速炉に適用されるイノベーション技術の一つである RVACS は、空気其自然循環により除熱する静的な機器のみで構成した除熱システムである（図 6）。最新の 3 次元熱流動解析ツールを用いた詳細解析により、過去に実施された熱流動解析や試験実績を基に設計された RVACS が、除熱要求に対して適切な裕度を有していることを確認すると共に、従来のネットワーク型解析では困難であった局所的な熱流動を評価し、将来的に検討すべき課題の抽出に資することをめざした開発を進めている。

RVACS の解析モデルは、原子炉容器外側の空気系流路に加えて、原子炉容器内の構造物と一次冷却材流路を面対称 90° モデルとして作成した。解析モデルは複雑な構造をしているため、空気系流路、炉心槽、中間熱交換器、電磁ポンプの各々の単体機能確認計算を行い、その後、その他の構造物と合わせて全体モデルを作成する手順とした。図 7 に 2,000 万メッシュ規模の CFD による 2 次元熱流動定常解析結果例を示す。解析結果より、原子炉容器内（ナトリウム）と炉容器外（空気）の自然循環で崩壊熱除去が可能であり、RVACS が有効であることを CFD から確認できた。局所的な熱流動挙動としては、空気流路プレナムでの局所的な渦の発生や偏流、原子炉容器内での冷却材の温度成層化のようなネットワーク型解析では確認が困難な挙動を CFD を活用することで確認できた。また、感度解析の結果より、RVACS 除熱量に対する影響は、スタック高さや冷却材境界温度（空気入口温度）の影響は小さいが、ふく射率の影響は大きいことを確認し、RVACS の信頼性確保に資することができた。今後、CFD の結果を踏まえて、ふく射試験データの蓄積等による信頼性の確保が重要となる。

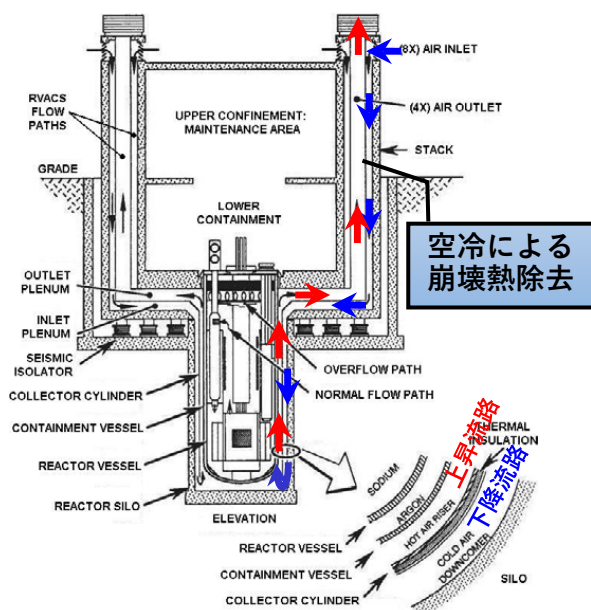


図 6 RVACS 概念図

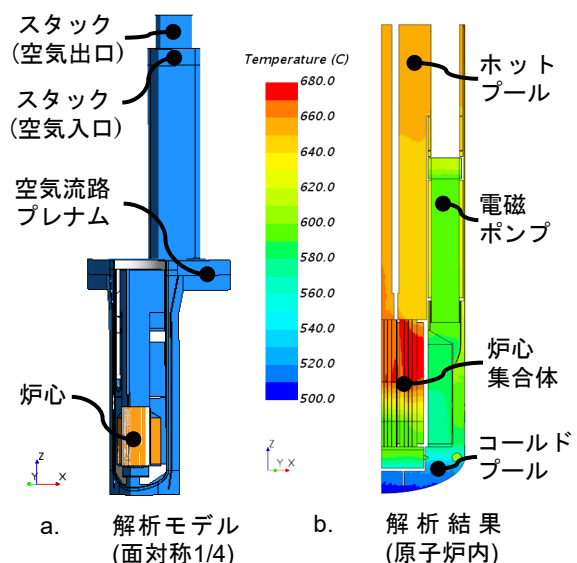


図 7 RVACS 全体解析結果例

参考文献

- [1] 木藤他, “日立の原子力ビジョンと新型炉開発”, 日立評論 Vol.102 No.2 (2020).
 - [2] 日立GEニュークリア・エナジー株式会社 ニュースリリース, “原子力事業の競争力強化を目的とした多目的蒸気源試験設備を建設”, 2009 年 3 月 27 日
 - [3] D. Taniguchi et al., “Void Fraction in a Modeled Single Cell of a Partitioned Chimney under Thermal-Hydraulic Conditions of BWRs”, Proc. of 20th Int. Conf. on Nuclear Engineering (ICONE20), CD-ROM, Paper No. ICONE20 POWER2012-55117 (2012).
 - [4] 上遠野他, “BWR 熱水二相流の流動様相”, 混相流, 28 巻, 6 号, pp.153-160 (2014).
 - [5] R. Takeda et al., “A Conceptual Core Design of Plutonium Generation Boiling Water Reactor,” Proc. of the 1988 International Reactor Physics Conference, Vol. 3, pp. 119 (1988).
 - [6] J. Tabichi et al., “Experimental Observation of Nucleate Boiling Entrainment in a Liquid Film”, Proc. of 28th Int. Conf. on Nuclear Engineering (ICONE28), ICONE28-POWER2021-63813 (2021).
 - [7] 吉田他, “軽水冷却高速炉の開発 (4)模擬サブチャンネル内詳細二相流シミュレーション”, 日本原子力学会 2020 年秋の大会 2G15 (2020).
 - [8] 阿部他, “革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発 (5)RVACS 除熱特性の 3 次元熱流動解析”, 日本原子力学会 2020 年秋の大会 2I12 (2020).
 - [9] 阿部他, “革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発 (9)RVACS 除熱特性の 3 次元熱流動感度解析”, 日本原子力学会 2021 年秋の大会 2K17 (2021).
-

熱流動部会セッション

熱流動評価技術における最新動向

The latest developments regarding thermal-hydraulic analysis

(3) 水素化物減速ヒートパイプ冷却超小型炉 MoveluX™ における

熱流動分野の取組と課題

(3) Activity and challenge of thermal hydraulics on development of hydride moderated heat-pipe cooled microreactor, MoveluX™

*木村 礼¹, 岩城 智香子¹¹ 東芝エネルギーシステムズ株式会社

1. MoveluX について

現在、東芝エネルギーシステムズでは図1および図2に示す水素化物減速ヒートパイプ冷却超小型炉 MoveluX™ (Mobile-Very-small reactor for Local Utility in X-mark)の開発を行っている。MoveluX™はコンテナで輸送可能なサイズの10MWt程度の原子力システムであり、その用途に応じて発電・熱供給・高温水蒸気電解による水素製造など様々な形態のエネルギーを供給する。

本原子炉システムは地上部分と地下部分に分かれており、地上部分には発電や熱利用、水素製造などエネルギー変換・利用の設備が格納される。一方で、地下部分には原子炉システムが納められ、原子炉容器の中には炉心・ヒートパイプ・熱交換器などが設置される。

本原子炉の炉心には燃料の低濃縮化・燃料インベントリの低減、受動的安全性の向上などの目的で水素化カルシウム(CaH₂)が減速材として採用されており、加えてヒートパイプを採用する事で一次冷却系から動的な機構を排除している。炉心からヒートパイプに移行した熱はヒートパイプと一体化した熱交換器に輸送され、二次冷却系と熱交換を行う。

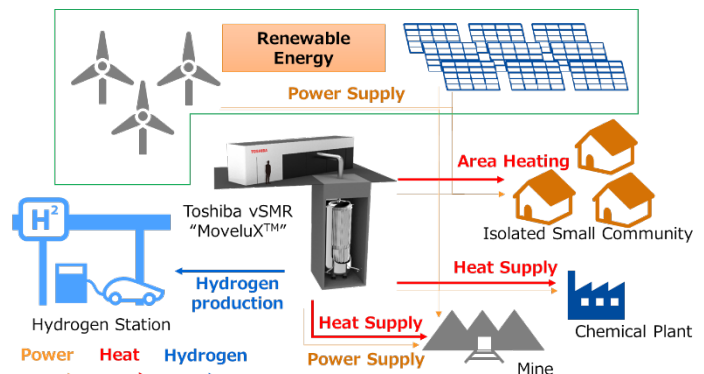


図1：MoveluX™の活用のイメージ
発電設備・熱利用設備など



図2：MoveluX™の概念図

2. 主要な技術課題

本原子炉システムの開発に係る主要な技術課題としては①炉心核熱設計と臨界試験による検証、②減速材開発、③反応度制御機器開発、④ヒートパイプ/熱交換器開発が挙げられる。これらの開発は核データ測定や積分実験データの取得、材料物性データ、熱流動特性の取得など基礎的な検討要素が多く含まれており、大学や研究機関との連携が重要となる。

3. 熱流動分野の取組

本原子炉システムにおける熱流動分野の取り組みとしてはナトリウムヒートパイプ/熱交換器の開発が挙

げられる．ヒートパイプは一般的なウィック式のものではなく図3に示すサーモサイフォン式とし，気相の流路を外管と内管の間とすることで気液の流路を分離して熱輸送能力の向上を図った．

また，本原子炉システムでは熱交換器を原子炉容器に収める為，単位体積あたり熱交換量の大幅な向上が求められる．そこで図4の様な微細流路を用いたコンパクト熱交換器を適用する事とした．

4. 熱流動分野の主な課題

熱流動分野の主な課題としては，上記ヒートパイプ/熱交換器内のナトリウム二相流の伝熱流動特性，特に凝縮熱伝達率のモデル化が設計上の重要な課題である．熱交換器内の各チャンネルは狭隘な流路となっており，そのような流路内におけるナトリウムの凝縮挙動や熱伝達率のデータが殆ど無く，現状では設計検討を行う事が出来ない．

そこで，ナトリウムの狭隘流路内の凝縮熱伝達モデルを構築することを目的に，流路内の液膜挙動を解明するための実験を計画した．これまでに事前検討として，中性子イメージングによるフィルムの薄膜を用いた膜厚測定試験を行い，中性子ビームと膜の角度による中性子透過率を評価した．

結果，膜厚・角度に対する中性子透過率の依存性が確認され，原理的には薄膜の厚さ測定が可能である見通しが得られた．一方でモデル化に使用可能なデータ取得には更なる誤差低減が必要である事も示唆されており，今後撮像系の改良や角度設定の不完全性の排除などの改良を進めていく．

5. 結言

MoveluX™ の開発の一環としてヒートパイプ/熱交換器について課題を抽出し，ナトリウムの凝縮熱伝達率など基礎的なデータの取得が必要であることを明らかにした．また，本データの測定手法を検討し，測定可能性を見通すとともに実用に向けた課題を検討した．今後，測定系の改良を進めるとともにナトリウムの測定を行うための TOF(Time of Flight, 中性子の飛行時間から中性子エネルギー毎の情報を得る手法)測定 の検討なども進めていく．

謝辞

本発表のうち，中性子イメージングに関して大変大きなご助力を頂いた京都大学複合原子力科学研究所の斎藤泰司教授，伊藤啓准教授，伊藤大介助教に深く御礼申し上げます．また，本発表は「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の成果の一部を含みます．

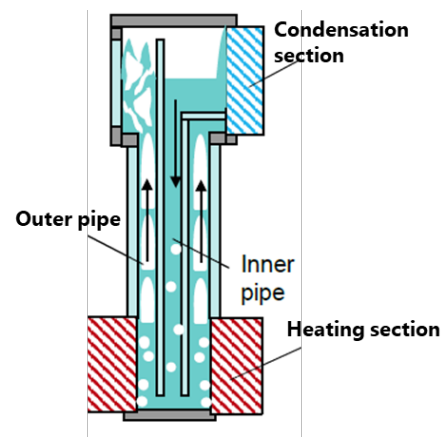


図3：サーモサイフォン式ヒートパイプ

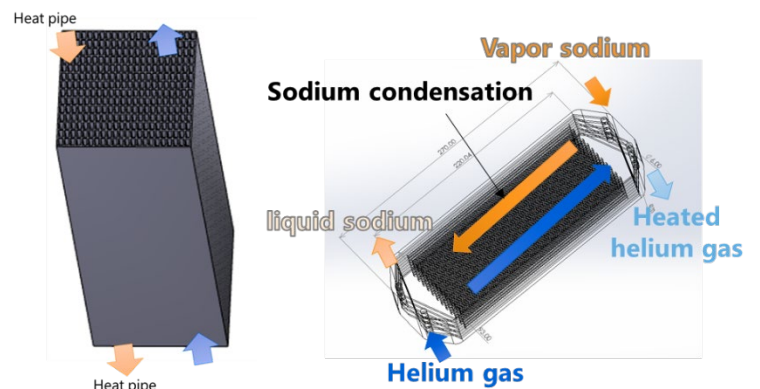


図4：コンパクト熱交換器のイメージ

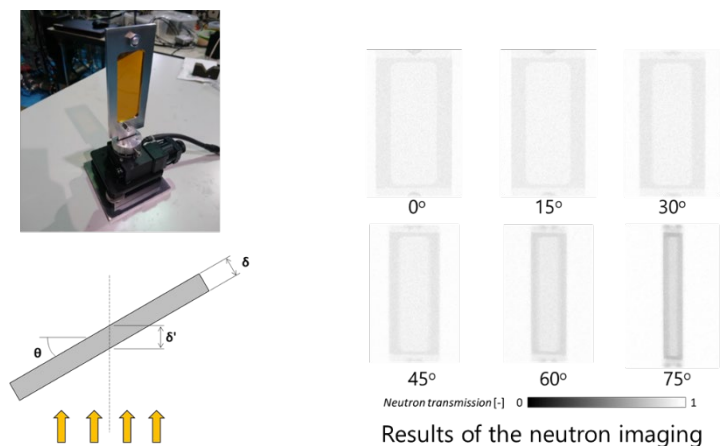


図5：中性子イメージングによる液膜厚さ測定

*Rei Kimura¹ and Chikako Iwaki¹

¹Toshia Energy Systems & Solutions Corporation.

熱流動部会セッション

熱流動評価技術における最新動向

(4) 溶融炉心の拡がり挙動に係る熱流動解析の特徴と課題

(4) Features and issues of thermal-hydraulic simulation regarding molten core spreading behavior

原 伸英¹, 小田 拓央¹, 吉田 啓祐¹, 野口 浩徳¹, 谷本 浩一¹, 合田 博志¹,
*竹内 淳一¹, 林 直哉¹, 三菱重工業株式会社,

溶融炉心冷却を促進する低粘性化材の開発と関連する評価技術の開発に向け、本研究では溶融燃料拡がり挙動のモデル開発を行った。コリウムを用いた拡がり実験の検証解析を行い、拡がり距離を再現出来ることを確認した。

キーワード： 拡がり解析, 過酷事故, 溶融燃料, CFD, MCCI

1. 緒言

原子炉のシビアアクシデント対策設備検討のためには溶融炉心拡がり挙動を正確に把握することが重要であり、評価において熱流動解析にマルチフィジックス現象のモデルを取り込む必要がある。具体的には、位置ポテンシャルと表面張力・せん断応力のつり合いによる流れ場の解析に、溶融物表面からの放熱、床面への伝熱と侵食、溶融混合による溶融物組成の変化、物性値の温度依存性（固化を含む）のモデル化が必要である。本発表ではモデル開発に係る当社研究動向を紹介し、今後の課題を述べる。

2. 拡がり解析の特徴

既報[1] [2] [3]の通り、溶融燃料の拡がり距離を予測するために FLUENT コードの VOF (Volume of Fluid) 法を採用、また上記事象を数式化し、ユーザー定義関数として組み込み、床材の相変化が生じる試験を対象に拡がり距離の予測精度を検証してきた。

代表例として拡がり流体に溶融燃料を用い、床材に低粘性化材を用いた試験 (VULCANO VE-U9) の検証解析の拡がり距離を図 1 に、温度コンターを図 2 に示す。試験と同様に、床材から発生した水蒸気が溶融燃料中を上昇し、溶融燃料の表面を貫通する挙動が解析でも確認され、当該解析で試験の拡がり距離が再現されることが確認された。一方で、拡がり初期の立ち上がりの挙動と、拡がり停滞から停止にかけての挙動に多少試験観測結果からの乖離がみられる。

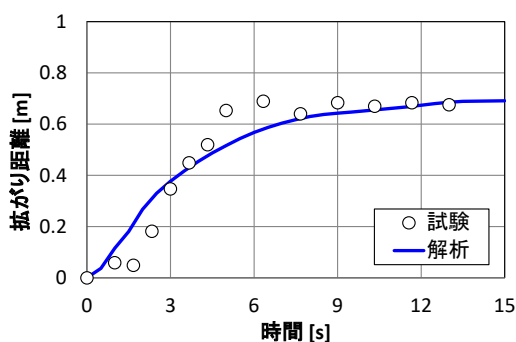


図 1 VULCANO VE-U9 の 拡がり検証解析

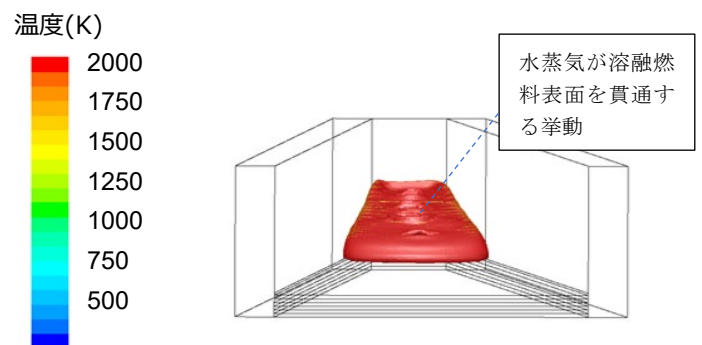


図 2 溶融燃料拡がり途中の温度コンター

3. 今後の課題

溶融燃料拡がり現象を対象に構築した拡がりモデルを用い、低粘性化材上の溶融燃料拡がり実験の検証解析で拡がり距離を再現出来ることを確認するとともに、モデルの精緻化に向けた今後の課題を考察した。

参考文献

- [1] 原伸英 他、「シビアアクシデント時の溶融炉心の拡がりモデルの開発」、日本原子力学会、2019 年春の大会
- [2] 原伸英 他、シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・MCCI 対策の信頼性向上に係る研究 (その 6)
溶融炉心と低粘性化材混合物の拡がり挙動の解析、日本原子力学会、2020 年春の大会
- [3] 原伸英 他、シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・MCCI 対策の信頼性向上に係る研究 (その 8)
溶融炉心拡がり解析結果 (実験解析)

Nobuhide Hara, Takuo Oda, Keisuke Yoshida, Hironori Noguchi, Koichi Tanimoto, Hiroshi Goda, *Junichi Takeuchi and Naoya Hayashi
Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.