

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.

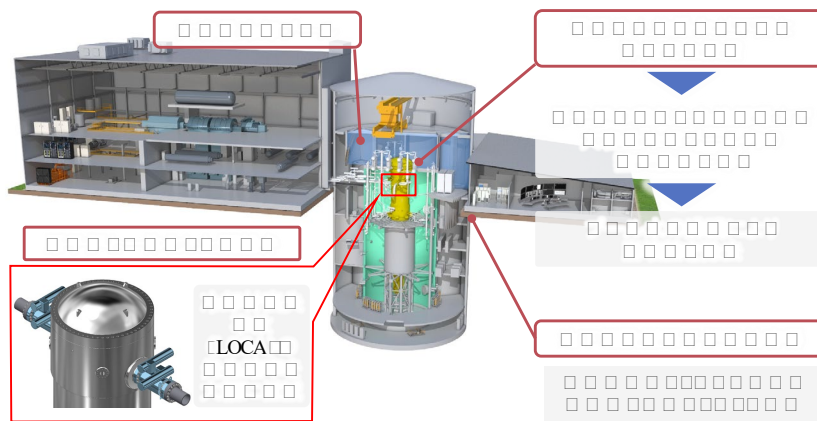


図 1 次世代小型軽水炉 BWRX-300 の概略図と主な仕様

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。

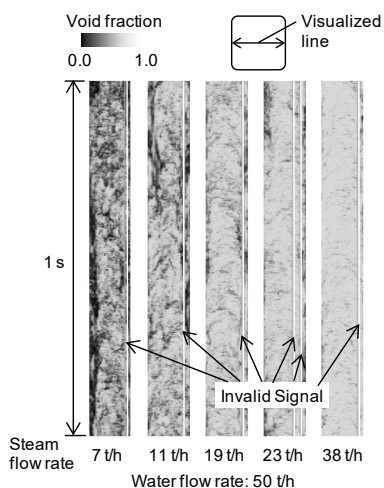


図 2 WMS による計測結果

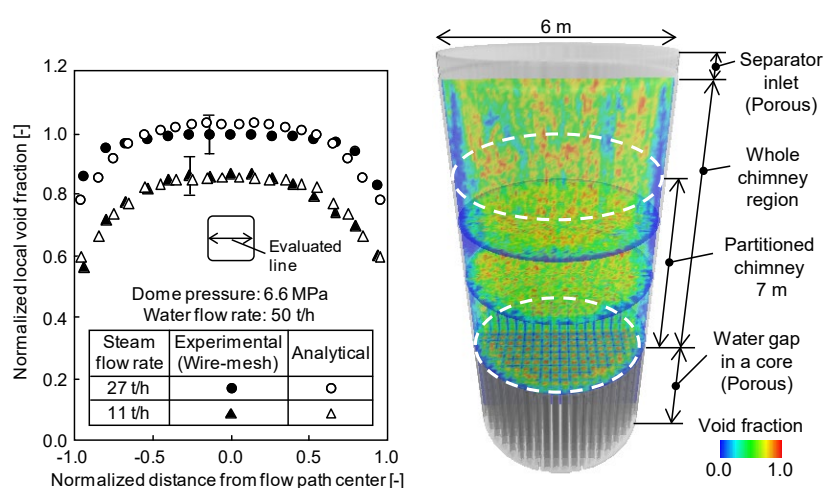


図 3 3次元二相流 CFD による解析結果

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 の導入ビジョンを示す。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、生成される蒸気の量が多い条件で発生し、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。

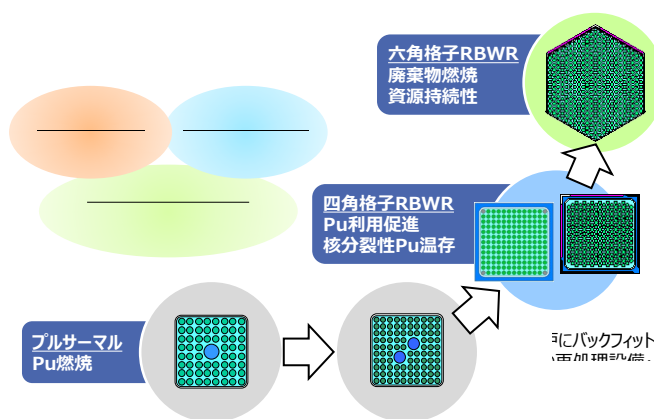


図 4 RBWR の導入ビジョン

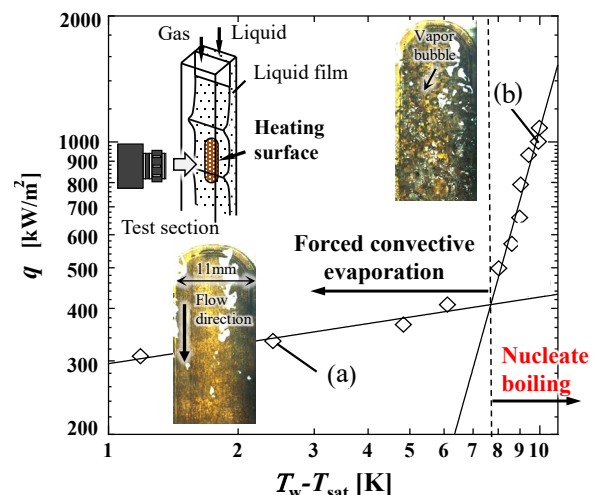


図 5 強制対流液膜の沸騰試験結果

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。

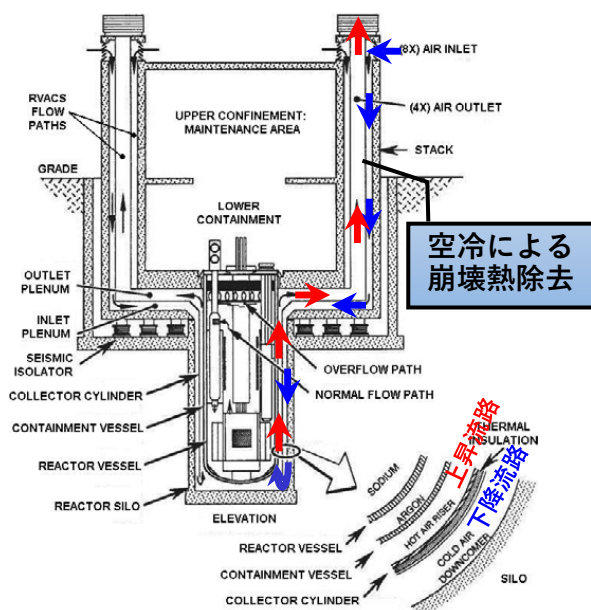


図 6 RVACS 概念図

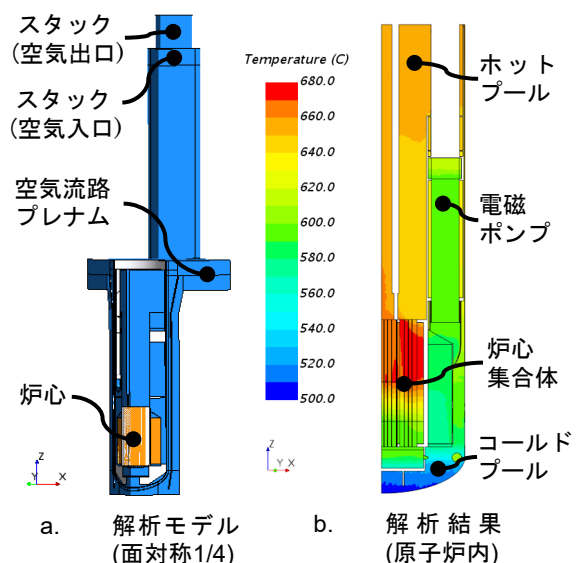


図 7 RVACS 全体解析結果例

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).
-