

第四世代スーパー軽水炉概念の研究

研究代表者 山路 哲史
(先進理工学研究科 共同原子力専攻 教授)

1. 研究課題

原子力の課題には、計画から稼働するまでに要する大きな初期投資の低減と、万が一の事故時の社会的コストの低減がある。それらの共通課題には、発電用タービンを駆動する蒸気と原子炉冷却材を分離するために複雑なシステムの簡素化がある。水は臨界点 (374 °C, 22.1 MPa) を超えると「水」と「蒸気」の区別がない「超臨界水」となり、日本では古くから石炭火力発電で用いられてきた。同様に原子炉を冷やした冷却材で直接タービンを回して発電するのが「第四世代スーパー軽水炉」である。理論上最もシンプルでコンパクトな原子炉システムであるため、既存の原子炉に比べ初期投資を大幅に低減できる。さらに、万が一の事故時にも原子炉容器の中に燃料デブリを閉じ込めたまま、その外から冷やすことができるため、究極的には事故後に原子炉容器を取り換えるのみで事故から復旧して再稼働できる。このような新型炉概念構築のため以下に取り組む：

- (1) 現行軽水炉・革新軽水炉から技術的連続性がある第四世代スーパー軽水炉の炉心概念の構築 (燃料+炉物理+伝熱流動研究)。
- (2) 過酷状況下の原子炉システム挙動の理解の深化と信頼性・耐性向上の研究 (計算科学+実験研究)。
- (3) 過酷事故に対する耐性を向上する新たな原子炉システム概念の構築 (プラント概念研究)。

2. 主な研究成果

現行軽水炉・革新軽水炉から技術的連続性がある第四世代スーパー軽水炉の炉心概念の構築のために、本年度は炉容器内終息が可能な超臨界水冷却高速炉の炉心設計概念を構築した。超臨界圧軽水冷却高速炉 (スーパー高速炉) は水冷却炉のため、減圧時に注水に失敗すると炉心が空焚きになり、過酷事故時に全炉心がメルトダウンする想定で対策が必要である。一方、高速炉の炉心は最大反応度体系にないため、炉心がメルトダウンすると正の反応度が投入される。従来の研究では小型スーパー高速炉の過酷事故時に全炉心のメルトダウンと正の反応度投入が重畳する場合の対策に、圧力容器 (RPV) 底部に中性子吸収材を併用するデブリ分散塊 (dispenser) を敷設する炉容器内終息 (IVR) と炉心設計概念 (IVR-D) が示されていた。しかし、燃料デブリの臨界性を低減するには、平均取出燃焼度 (運転サイクル長) 等の炉心性能を従来設計に比べて大幅に制限する必要があり、炉心体積の約 30%以上の大きな dispenser の敷設が必要とされた。

本研究では、スーパー高速炉は炉心部の冷却材密度・温度変化が大きく、多様な炉心を設計することに着目し、メルトダウン時のデブリ臨界性低減に効果的な炉心設計パラメータを明らかにした。図 1 に例示するように、入口温度が高い (中性子スペクトルが硬い) 炉心の性能向上とデブリ臨界性の低減を両立するには径方向出力分布の平坦化 (出力ピーキングの低減) が課題となることが分かった。そこで、2種類の異なる Pu 富化度の燃料集合体を用いて炉心を径方向 2 領域に分け、径方向出力分布の平坦化を図ったが、炉心の臨界性低下を補うために必要な炉心平均 Pu 富化度が

増加するため、図1に示した炉心性能の向上とデブリ臨界性の低減はトレード・オフ関係にあると分かった。

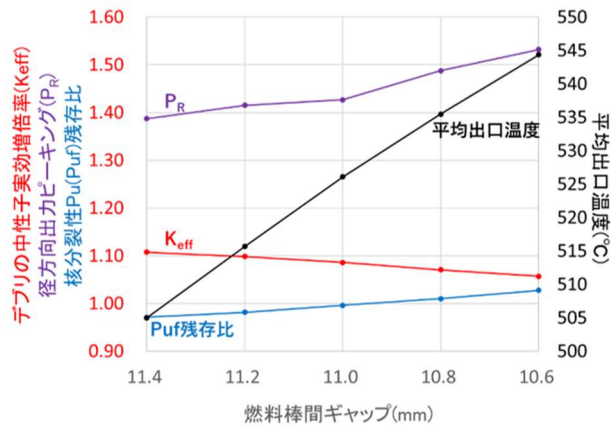


図1：炉心仕様・特性・デブリ臨界性の関係（例）

過酷状況下の原子炉システム挙動の理解の深化と信頼性・耐性向上の研究では、現行軽水炉システムは水と蒸気を分離する必要がある、その特徴に基づいて過酷事故に対応していることに着目した。蒸気発生器（SG）で気水分離するPWRは格納容器（PCV）が大型化するため事故時に発生する蒸気は大きなドライウェル（D/W）空間で保持すると共に、压力容器（RPV）底部貫通構造を排して周囲を冠水し、RPV下部プレナム内の燃料デブリを外から冷やす炉容器内終息（IVR）が可能である。一方、SGを排したBWRはPCVを小型化できるため、事故時に発生する蒸気は圧力抑制室（S/C）のプール水で凝縮するが、制御棒を気水分離系で占有される炉心上部ではなく下部から挿入する必要があるため、IVRを採用できない。気液相変化がない超臨界水を冷却材に用いる超臨界圧炉は気水分離系が不要なため、本研究では、新たにIVRとS/Cを組み合わせた過酷事故対策概念に着想した。超臨界圧炉のIVR実施時の除熱性、RPV下部におけるデブリ再臨界を避ける設計は先行研究で検討されているため、本年度はIVR実施時のS/C付小型PCVの圧力・温度負荷対策概念を構築し、その事故時圧力・温度特性を明らかにした。図2に例示するように、IVRを実施した場合、RHR回復速やかなS/Cの蒸気分圧の低下に伴ってS/C及びD/W圧力が低下してPCVベントが回避できた。

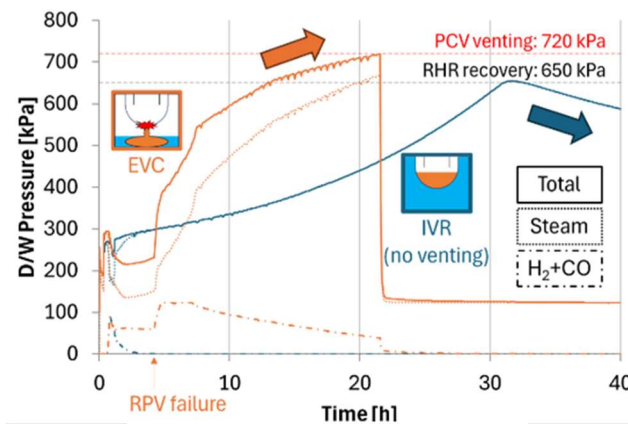


図2：D/W圧力履歴の比較（例）

過酷事故に対する耐性を向上する新たな原子炉システム概念の構築研究では、コア・コンクリート相互作用 (MCCI) における酸化溶融物中のコンクリート含有率に依存する固液相線温度変化及び CCI-3 実験中に測定された温度分布に着目した。多くの実験に共通する特徴 (初期溶融物が温度成層化しやすく、クラストの崩壊熱が模擬できないこと) が CCI-3 実験でクラストを介した非等方浸食をもたらした可能性に着想し、凝固直前の流動を解析可能な改良 MPS 法でこれらが CCI-3 実験の非等方浸食をもたらした機構を示した。解析では初期に底面と側面に等方的にクラストが形成し、底面クラストは側面クラストに比べて長時間維持された。このときのコンクリート浸食を実験結果と比較すると、解析は底面クラストの持続時間を過小評価している可能性があることが分かった。一方、実験では最初から側面にはクラストが形成されていなかったかのように側面が浸食されており、解析は側面浸食を過大評価している。これらの実験と解析の差をもたらした要因の一つには、初期温度分布の影響が考えられることが分かった。

3. 共同研究者

山下 拓哉 (招聘研究員) (日本原子力研究開発機構)
LI, Xin (招聘研究員) (日本原子力研究開発機構)
レガラド 真理子 (招聘研究員) (三菱総合研究所)

4. 研究業績

4.1 学術論文

- (1) Homare Sugimoto, Akifumi Yamaji, "Core design concept of the supercritical water-cooled fast reactor for in-vessel retention", Nuclear Engineering and Design (2026) 114865.
- (2) Kohki Funatsu, Akifumi Yamaji, "Primary containment vessel management during severe accidents of the supercritical water-cooled fast reactor with in-vessel retention", Annals of Nuclear Energy 218 (2025) 111438.

4.2 学会および社会的活動

- (1) Tomomi Muramoto, Akifumi Yamaji, "Preliminary Core Design of the 400 °C Class Super FR using Cr Coated Zircalloy Cladded Fuel", Proceedings of the International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2025), Sep 17-19, 2025, Antibes Juan les Pins, France.

5. 研究活動の課題と展望

国家のエネルギーセキュリティの重要性が改めて見直されている。原子力は資源を持たないわが国にとって準国産のエネルギーであり、「カーボンニュートラル」達成のためにも重要な役割を果たすと期待されるが、2011年に経験した東京電力福島第一原子力発電所(1F)の事故を乗り越え、将来展望を学術的に示す必要がある。そのためには、史上最も困難とされている1Fの廃炉をやり遂げ、二度とそのような事故が起こらないような技術革新の道筋を示す必要がある。本プロジェクト研究では、これらに貢献するため、以下の3つの研究開発領域に取り組んでいる。

(1) 事故進展解析

1F の着実な廃炉及び将来の事故対策のためには 1F 事故がどのような事故であったのかを明らかにする必要があるが、事故当時の限られたプラントデータや、現在のプラントの状態から、各号機がどのような事故進展を辿ったのかを推定することは困難である。そこで、事故当時のプラントデータと現在のプラント状態をつなぐ事故進展解析を実施することで、どのような事故であったのかを知り、現在の炉内状況を重層的に理解することができると考えられる。従来の事故進展解析に加え、近年開発されている革新的な数値解析手法を用いることで原子炉過酷事故に伴う現象の理解を深め事故進展評価の不確かさを低減できると考えられる。1F の事故進展については 2023 年度には日本原子力学会の福島第一原子力発電所廃炉検討委員会に新たに 1F 事故探究分科会（主査：山路哲史）が設置された。2024 年度には同分科会の活動の一環として重要度ランキングテーブル (PIRT) 作成ワーキンググループの活動が始まり、日本原子力学会 2026 年春の年会の企画セッション「福島第一廃炉の安定化に関する討論」にもその成果が報告・反映された。

(2) 第四世代軽水冷却炉の炉心・プラント概念設計

革新軽水炉や小型モジュール炉の研究開発ではウラン燃料濃縮度を従来よりも高めた 5% を超える濃縮 U (HALEU) 燃料の利用、過酷事故に対する耐性を強化した燃料（事故耐性燃料：ATF）の利用、プルサーマル燃料 (MOX 燃料) の利用等が検討されており、これらの検討は既存の軽水炉の技術課題とも共通し、且つ、本研究で取り組む第四世代軽水炉の研究開発課題とも共通する。これら共通課題に取り組むことで、本研究の成果は既存の軽水炉、革新軽水炉、小型モジュール炉等、様々な炉の研究開発に貢献することができる。

(3) 溶融物挙動解析

上述の事故進展解析ではプラント全体の事故時挙動を現実的な解析コストでとらえるために、ある程度の解析モデルの簡略化が必要であり、過去の限られた実験データから導出された経験則も多用している。流動に伴う自由界面の変化をラグランジュ法に基づいて離散化する MPS 法（粒子法）は自由界面の機構論的な追跡に加え、流体の熱物性の正確な追跡と物性およびエンタルピーの変化に基づく固液相変化モデルにより、伝熱・流動・相変化を機構論的にモデル化することが可能である。このような最新の解析手法を事故進展解析と連成して用いることで、実験が困難な極限状態の炉内状況や事故進展の詳細を推定することができる。2024 年度は 1F1 号機ペDESTAL の損傷状況は、従来のコア・コンクリート反応 (MCCI) の理解では説明が困難であったが、MCCI 二次生成物の影響も考慮することで現在のプラント内部状況と整合する事故進展が考えられることを提案した。2025 年度の検討では、1F1 号機 D/W 堆積物の傾斜や棚状堆積物の形成過程を MCCI 二次生成物の移行・堆積挙動で説明できることを示した。2026 年度以降にはそのような MCCI 二次生成物の生成過程を検討する。