

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering : 302-1 Advanced Reactor System

📅 Thu. Sep 12, 2024 3:50 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 6:50 AM - 7:55 AM UTC 🏠 Room
G(Recture RoomsB 1F B101)

[2G14-17] Sodium-cooled Fast Reactor 2

Chair: Shigenobu Kubo(JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2G14]

Utilization of Simulation and Evaluation Technologies in ARKADIA to Evaluations of Thermal-Hydraulics Related Issues in Sodium-cooled Fast Reactor for Demonstration

(1) Evaluation Support Program in Conceptual Design Study

*Masaaki TANAKA¹, Toshiki Ezure¹, Ryuji Yoshikawa¹, Norihiro Doda¹, Takero Mori¹,
Erina Hamase¹, Kazuo Yoshimura¹, Norihiro Kikuchi¹, Kentaro Matsushita¹, Shota Mochinaga¹
(1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2G15]

Study on Gas Entrainment Evaluation Method from Free Liquid Surface in a Sodium-cooled Fast Reactor

-Evaluation of Gas Entrainment Phenomena under the Different Outlet Conditions-

*Kazuki Endo¹, Shunsuke Kobayashi¹, Jasmine Hamelberg¹, Joutaro Takeda¹, Takaaki Sakai¹,
Toshiki Ezure², Kentaro Matsushita² (1. Tokai Univ., 2. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2G16]

Study on moisture transfer in heated concrete

*Ryogo Okamoto¹, Munemichi Kawaguchi¹, Kazuhiro Sawa¹ (1. Hokkaido Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2G17]

Development of core design optimization process in ARKADIA

(3) Study on multi-objective optimization with multiple constraints of core design using Bayesian optimization

*Kazuki Kuwagaki¹, Erina Hamase¹, Kenji Yokoyama¹, Norihiro Doda¹, Masaaki Tanaka¹ (1.
Japan Atomic Energy Agency)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

ナトリウム冷却高速炉実証炉の熱流動課題への ARKADIA 解析評価技術の適用

(1) 概念設計段階における評価支援計画

Utilization of Simulation and Evaluation Technologies in ARKADIA to Evaluations of Thermal-Hydraulics
Related Issues in Sodium-cooled Fast Reactor for Demonstration

(1) Evaluation Support Program in Conceptual Design Study

*田中 正暁¹, 江連 俊樹¹, 吉川 龍志¹, 堂田 哲広¹, 森 健郎¹, 浜瀬 枝里菜¹, 吉村 一夫¹,
菊地 紀宏¹, 松下 健太郎¹, 持永 祥汰¹

¹原子力機構

今後5ヶ年で行われるナトリウム冷却高速炉(SFR)実証炉の概念設計における熱流動課題(関連課題含む)の評価に対し、原子力機構がSFR開発を通じて蓄積した解析評価技術及び知見・ノウハウ等を集約して整備を進めてきた統合評価手法「ARKADIA」の解析評価技術基盤を活用した評価支援計画について示す。

キーワード: ナトリウム冷却高速炉実証炉, 概念設計, 熱流動課題, ARKADIA, 解析評価技術基盤

1. 緒言 「戦略ロードマップ」(2022年12月23日改訂)[1]に基づき、2024年度から5年間、SFR実証炉の概念設計が行われる。本報では、対象となる炉概念(暫定仕様[2])をベースに、熱流動関連課題の評価に適用する解析評価技術を整理し、評価の実施に対する支援計画(主要なもの)を示す。ARKADIA[3]の解析評価技術を活用し、概ね、2026年度までに実証炉への適用性確認解析(モデル改良等含む)と2027年度から課題評価への適用(モデル修正、妥当性確認含む)を行い、2029年度からの基本設計(安全審査を含む)への移行に必要な判断根拠の提示に資するとともに、設計に提供する解析評価技術を確定する。妥当性確認試験データは、評価課題に含まれる現象に応じ、新旧試験データの他、国際協力を含めて拡充する。

2. 共通基盤技術 炉心・機器設計及び安全評価(DBAまで)に用いる主たる解析コードとして、プラント動特性解析コード「Super-COPD(S-COPD)」[4]を提供する。ループ型炉に対する既存の水・ナトリウム試験解析結果の知見を整理(再解析含む)し、プール型炉の仏フェニックス炉での試験の他、実証炉模擬の縮尺システム水流動試験を対象に、プラント過渡を含めた解析手法の妥当性確認を行う。

3. 炉心挙動解析技術 燃料集合体の健全性評価及び事故時を含めた炉心冷却性評価の他、2026年頃の燃料仕様の選定根拠の提示に資することも含め、FAIDUS集合体に適用可能なサブチャンネル解析コード「ASFRE」[5]、炉心変形とそれに伴う反応度変化を考慮可能な「炉心変形反応度解析評価手法」[6]、燃料ピン変形と健全性評価を行う「燃料集合体挙動評価手法」[7]を提供する。集合体の健全及び変形体系に係る国内外の新旧試験データと、国際協力を通じたコード間比較等を行い、機構論的な説明根拠を示して妥当性確認を行う。

4. プラント挙動解析技術 実証炉では、崩壊熱除去システムとして、AOO及びDBA対策にホットプレナム(HP)内に冷却器を浸漬させたDRACS(D-DRACS)と2次熱輸送系を共有するIRACS、DEC対応にHPとコールドプレナム(CP)を接続する貫通型DRACS(P-DRACS)を採用予定である[3]。崩壊熱除去時には、D-DRACSからの低温ナトリウム(Na)と高温の炉心部との相互作用に加え、IHXからCPに供給される低温Naによる炉心熱流動挙動を把握する原子炉容器内多次元熱流動解析手法(RV-CFD)[8]と、空気冷却器やIRACSの運転状況と関係するIHXでの熱交換挙動を把握するためのS-COPDとの連成解析手法を適用し、S-COPDによるプラント動特性解析では難しい原子炉容器内の多次元性を考慮したプラント全体挙動を扱う解析評価手法を提供する。国内外の崩壊熱除去に係る試験データを活用して妥当性確認解析を実施する。

5. 流動適正化評価技術 炉心での気泡通過による出力変動やIHXでの伝熱劣化を防止するため、HP自由液面からのカバーガス巻き込み評価が求められる。本課題に対し、HPの多次元熱流動解析により流動場の情報を得て、ガス巻き込みの有無及びガス巻き込み量を評価するツール(StreamViewer)[9]を提供する。実証炉の設計成立性確認に向け、実証炉のHPを模擬した縮尺水流動試験を実施して、一連の評価の妥当性確認を行う。

6. 結言 今後、概念設計期間に実施される各評価に対する解析評価技術の提供に向けた対応を着実に進める。

参考文献 [1]「戦略ロードマップ」(2022), [2]S. Kubo, et al., MEJ, 7, 19-00489 (2020), [3]M. Tanaka, et al., MEJ, 11, 23-00424 (2024), [4]F. Yamada, et al., NT, 188, p.292 (2014), [5]N. Kikuchi, et al., NERS, 9, p.031401-1 (2023), [6]N. Doda, et al., NURETH19, 35413 (2022), [7]T. Uwaba, et al., NT, 207, p.1280 (2021), [8]E. Hamase, et al., MEJ, 11, 21-00438 (2022), [9]K. Matsushita, et al., ICONE29-90288, (2022).

*Masaaki Tanaka¹, Toshiki Ezure¹, Ryuji Yoshikawa¹, Norihiro Doda¹, Takero Mori¹, Erina Hamase¹, Kazuo Yoshimura¹, Norihiro Kikuchi¹, Kentaro Matsushita¹, and Shota Mochinaga¹

¹Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉の自由液面からのガス巻込み評価手法に関する研究
-出口流路の異なる条件においてのガス巻込み現象の分析-

Study on Gas Entrainment Evaluation Method from Free Liquid Surface in a Sodium-cooled Fast Reactor
-Evaluation of Gas Entrainment Phenomena under the Different Outlet Conditions-

*遠藤 和紀¹, 小林 駿輔¹, ハメルバーグジャスミン¹, 武田 承太郎¹, 堺 公明¹
松下 健太郎², 江連 俊樹²

¹東海大, ²原子力機構

概念設計が実施されるタンク型ナトリウム冷却高速炉では、広い自由液面に発生するくぼみ渦によるガス巻込み現象(GE)に関する設計評価手法を十分に確立することが重要である。本研究では自由界面を移動するくぼみ渦について、出口流路形状を変えた試験を行い、下降流速勾配の変化が GE へ与える影響を分析した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、ガス巻込み現象、ガスコア、入口流速、下降流速勾配

1. 緒 言

ナトリウム冷却高速炉の原子炉容器内の液面部において、カバーガスであるアルゴン (Ar) が冷却材中に巻き込まれるガス巻込み現象 (GE: Gas Entrainment) が発生した場合、Ar ガス気泡が冷却材と共に移行し、炉心を通過する際に反応度の擾乱要因となることが懸念される。本研究では、東海大学の試験装置[1]にて出口流路形状を変えた試験を行い、GE の発生数及びタイプを計測するとともに、数値解析を実施し、下降流速勾配の変化が GE に与える影響を分析した。

2. 試験・解析方法

テスト部(図 1)に流入した水は、底部スリットより流出する。入口近くの平板の後流に非定常渦が発生し、液面を移動するくぼみ渦が発生する。くぼみ渦の中心部のガスコアは下降流速勾配の影響を受けて成長し、GE を発生させる。試験では、下降流速勾配の条件を変えるため、図 2 の出口形状に示すように、流路条件を変えた条件において、高速度カメラにより GE 発生を撮影した。流速分布は、レーザー光を用いた PIV (粒子画像流速測定法)により測定した。GE 発生時のガスコアの状態により、気泡型(ガスコアの先端がちぎれて気泡が流れに連行される)と伸長型(ガスコアが千切れることなく成長し、そのまま出口まで発達して巻き込まれる)に GE のタイプを分類し、発生数を比較した。

解析は CFD コード(FLUENT)を用いて実施し、試験体系と同様の 3 次元メッシュを構成し、異なる出口条件の解析を実施し、そこでの流況の比較によって、出口流路の形状の変化に伴う下降流速勾配の変化が GE 現象へ及ぼす影響を分析した。

3. 試験・解析結果

試験では、ポンプ周波数を制御し、テスト部への流量を設定している。各ポンプ周波数条件にて PIV により測定した入口平均流速を図 3,4 横軸下に示す。同等の入口流速領域にて測定した結果、出口流路 1(図 3)では、入口流速の増大に伴い GE 発生数が有意に増える傾向にあるが、出口流路 2(図 4)では GE 発生数が大幅に減少することがわかる。解析の結果、出口流路 2 では、テスト部底部への下降流速勾配が減少することにより、GE 発生数が抑制されることが明らかとなった。

4. 結 言

東海大学の試験装置にて出口流路を変化させた条件での GE のタイプと発生数の計測試験を行うとともに、数値解析により下降流速勾配の変化が GE 現象へ及ぼす影響を分析した。その結果、下降流速勾配の影響によって GE 発生に変化が生じるメカニズムを明らかにした。

参考文献

[1] Jasmine Hamelberg, et al., “Fundamental Experiment of Gas Entrainment Phenomenon from Free Liquid Surface in a Sodium-Cooled Fast Reactor”, ICONE31-133273 (2024).

¹Kazuki Endo¹, Shunsuke Kobayashi¹, Jasmine Hamelberg¹, Jotaro Takeda¹, Takaaki Sakai¹, Kentaro Matsushita² Toshiki Ezure ²
¹Tokai Univ., ²Japan Atomic Energy Agency

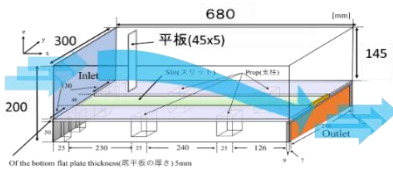


図 1 試験装置(テスト部)

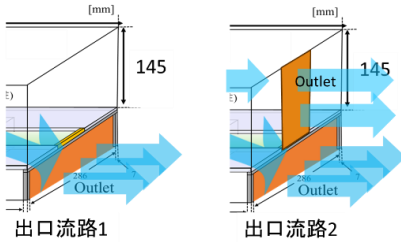


図 2 出口流路形状

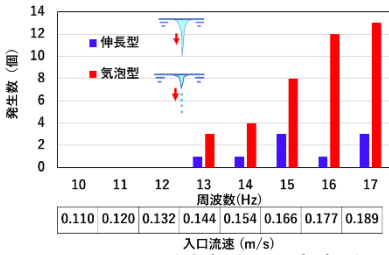


図 3 GE 発生数(出口流路 1)

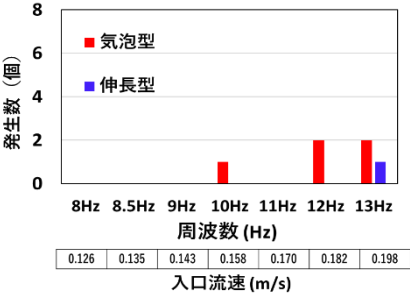


図 4 GE 発生数(出口流路 2)

加熱されたコンクリート中の水分移動に関する研究

Study on Moisture Transfer in Heated Concrete

*岡本 凌吾¹, 河口 宗道¹, 澤 和弘¹

¹北海道大学

本研究では、Bazant のモデルを用いて加熱されたコンクリートの温度／圧力／水分移動を計算する解析コードを開発した。本コードの妥当性を検証するために、コンクリート放出水の実験解析による検証を実施した。

キーワード：コンクリート、放出水、高速炉

1. 背景

Na 冷却高速炉の Na 漏えい事故では、Na 燃焼による発熱反応が発生するため、構造コンクリートに熱的負荷を与える可能性がある。本研究は、Bazant のモデル^[1]を用いて加熱されたコンクリートの温度／圧力／水分移動の解析コードを作成し、コンクリート放出水の実験^[2]の実験解析を行いコードの妥当性を検証した。

2. 解析モデル

加熱されたコンクリートは、自由水の蒸発や結合水の脱水により圧力が誘起される。Bazant はダルシーの法則を適用し、コンクリート中の温度／圧力／水分移動の解析モデルを提案した^[1]。本解析コードは、熱流束、水分流束、質量保存則、エネルギー保存則を有限差分法で離散化して解を得る。

3. コードの検証解析

コードの検証のために、加熱コンクリートの放出水実験^[2]の実験解析（加熱条件：L120～U150）を行った。図 1 はコンクリート中の水量と圧力の高さ依存性を示す。圧力のピークと水量の減少位置が一致しており、水分移動は圧力勾配に従って発生している。図 2 は放出水量の実験値と解析値の比較を示す。加熱温度が高い条件（L350, U150 等）ほど放出水量が多く、解析結果と実験結果は良い一致を示した。なお本コードを用いて、Na 燃焼時のコンクリート放出水の解析を実施した。結果、放出水の速度は最大 0.35 kg/s という結果が得られた。

4. 結論

本研究は、Bazant のモデルを用いて、加熱コンクリートの温度／圧力／水分移動を計算する解析コードを作成し、実験解析による検証を行った。また Na 燃焼時のコンクリート放出水の解析を行い、放出水の速度は最大 0.35 kg/s という結果が得られた。

参考文献

[1] Z. P. Bazant, W Thonguthai, Mag. Concr. Res., 31(107), 1979. [2] PNC TJ9409 97-002,1996.

*Okamoto Ryogo¹, Kawaguchi Munemichi¹, Sawa Kazuhiro¹

¹Hokkaido Univ

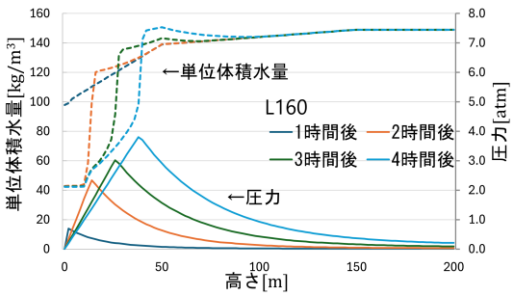


図 1 L160 の単位体積水量と圧力

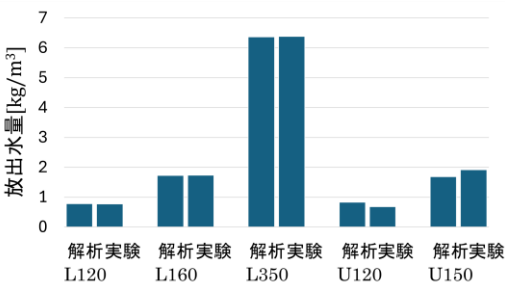


図 2 放出水量の比較

ARKADIA における炉心設計最適化プロセスの整備
(3)ベイズ最適化を用いた炉心設計の複数制約条件付き多目的最適化検討

Development of core design optimization process in ARKADIA

(3) Study on multi-objective optimization with multiple constraints of core design using Bayesian optimization

*桑垣 一紀¹, 浜瀬 枝里菜¹, 横山 賢治¹, 堂田 哲広¹, 田中 正暁¹

¹JAEA

設計支援ツール ARKADIA-Design の機能として開発を進めている炉心設計最適化プロセスを用いて、ナトリウム冷却高速炉を対象に多目的最適化を実行し、本プロセスの適用見込みを確認した結果について報告する。

キーワード：炉心設計，多目的最適化，ベイズ最適化，ナトリウム冷却高速炉

1. 緒言 ARKADIA-Design^[1]での開発機能の 1 つとして、核-熱流力-燃料健全性評価-プラント動特性解析の連携解析とベイズ最適化手法^[2]を組み合わせた、炉心設計最適化プロセス（図 1）を整備している^[3,4]。本検討では炉心設計解析（核-熱流力-燃料健全性評価）に焦点を当て、最適化目的を単目的^[4]から多目的へ拡張し、ナトリウム冷却高速炉（均質 2 領域炉心）を対象に本プロセスの適用見込みを確認した結果を報告する。

2. 均質 2 領域炉心の複数制約条件付き多目的最適化検討

2-1. 最適化問題の設定 本検討では、3 目的最適化問題を設定した。目的関数は、取出平均燃焼度（最大化）、増殖比（最大化）、プルトニウム（Pu）フィッサイル重量（最小化）とした。また、設計変数として炉心高さ、サイクル長さ、燃料ピン径（ D ）、燃料ピンの配列ピッチ（ P ）とピン径の比（ P/D ）の 4 変数、制約条件として、Pu 富化度、最大線出力、最大高速中性子照射量、燃焼反応度、圧力損失、累積損傷和（CDF）値の 6 制約を設定した。

2-2. 炉心設計解析の概要 炉心設計の連携解析の手順として、まず 2 次元 RZ 体系の核設計解析を行い、目的関数及び制約条件に加えて、評価対象となる燃料集合体の出力分布を算出する。続いて、対象集合体に対して熱流力設計解析を実施し、被覆管の肉厚中心温度が制限値（700℃）となる必要最小流量を反復計算により算出し、最小流量時の被覆管温度分布と圧力損失を評価する。燃料健全性評価では、流量配分区域毎に最も照射条件が厳しい燃料ピンの CDF 値評価が必要となるが、本検討では、評価対象を出力が最も高くなる炉心中心の燃料集合体と暫定し、CDF 値の評価を簡略化した。対象集合体内で照射条件が最も厳しくなる燃料ピンを抽出し、核設計解析で求めた出力分布及び熱流力設計解析で求めた被覆管温度分布から CDF 値を算出した。この際、製造公差及び被覆管温度不確かさ（工学的安全係数）を統計処理により加味した。

2-3. 多目的最適化の実行結果 トレードオフの関係にある複数の目的関数を同時に考慮する多目的最適化問題では、最適解が一意には決定できず、パレート解と呼ばれる解の集合を得ることが目標となる。設定した最適化問題に本プロセスを適用し、図 2 に示すパレート解集合が得られた。3 つの目的関数間のトレードオフにより、パレート解集合が 2 次元曲面状に存在することが確認できる。今後、指定した各目的関数の重要度（重みづけ）を元にパレート解を抽出する機能や、目的関数と設計変数に対する相関分析機能を実装し、パレート解同士を比較した設計検討を実現する。また、他手法（遺伝的アルゴリズム等）でも同様の問題を解き、パレート解集合の精度や計算コストの比較により性能評価を行い、炉心設計最適化に適したアルゴリズムを評価する。

3. 結言 ナトリウム冷却高速炉の均質 2 領域炉心を対象に 6 制約条件付き 4 変数 3 目的最適化問題を設定し、核-熱流力-燃料健全性評価の連携解析機能とベイズ最適化を組み合わせた最適化プロセスによりパレート解集合が算出できることを確認し、本プロセスによる実炉心設計での多目的最適化実行へ見込みを得た。

参考文献 [1] H. Ohshima, et al., J. of Nuclear Rad. Sci., vol. 9 (2023). [2] D. R. Jones, et al., J. Global Optimization, vol. 13 (1998). [3] 浜瀬他、日本原子力学会 2024 年春の年会、2M13. [4] 桑垣他、同左、2M14.

*Kazuki Kuwagaki¹, Erina Hamase¹, Kenji Yokoyama¹, Norihiro Doda¹, and Masaaki Tanaka¹ ¹Japan Atomic Energy Agency

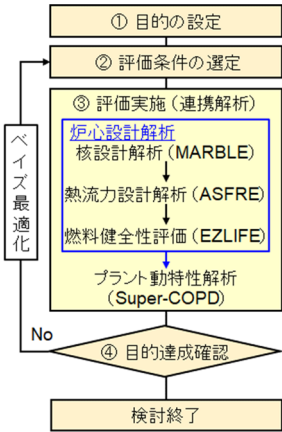


図 1 最適化プロセスのフロー^[3]

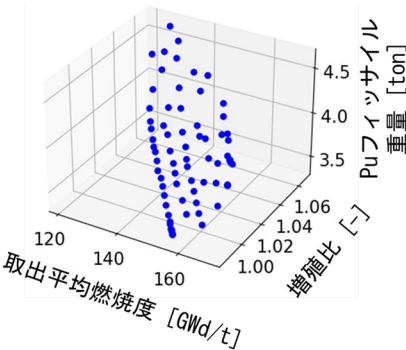


図 2 パレート解集合