

計算科学による原子炉過酷事故メカニズムの解明と安全性の向上研究

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

原子力発電に対する社会の信頼を取り戻すためには着実に東京電力福島原子力発電所（1F）の廃炉を進める必要がある。このため、1F のプラント内部調査、試料分析、事故時プラントデータ分析、事故進展解析等の情報を統合し、炉内状況を総合的に把握に資することが求められている。一方で、同様な事故を繰り返さぬよう、原子力発電（特に軽水炉）技術の安全性を向上させる必要がある。本研究の目的は最先端の計算科学技術を駆使・発展させ、原子炉過酷事故メカニズムを解明し（理解の深化を図り）、万が一の事故時における原子力発電所の安全性向上に資することである。そのために、以下を実施する：

- （1）原子炉過酷事故解析プログラム（SA 解析コード）による炉心崩壊過程の感度解析により福島各号機プラントデータとの整合性を評価し、炉心崩壊メカニズムの理解を深め、1F 各号機の炉内状況の把握に関わる不確かさを低減する。
- （2）伝熱・流動・相変化を機構論的にモデル化できる MPS 法（粒子法的一种）により、現象と原理の理解に立ち戻り、原子炉過酷事故メカニズムを解明し、SA 解析コードの高度化に資する知見を得る。
- （3）炉心冷却機能喪失時の炉心崩壊までの裕度（grace time）を向上する事故耐性燃料（Accident Tolerant Fuel: ATF）の候補を軽水炉燃料ふるまい解析により検討し、実機導入に向けた課題を明らかにする。

2. 主な研究成果

前年度に引き続き、原子炉過酷事故解析コード（MELCOR-2.2）を用いて 1F の事故時プラント挙動を解析した。2023 年度は 1F2 号機の炉心・燃料デブリが原子炉圧力容器（RPV）下部プレナムに崩落した以降のデブリの再昇温過程に着目し、この間の炉内及びデブリ熱状態を推定するための課題を明らかにした。それらの課題のうち、特に重要な 3 つの課題は図 1 に示すように以下がある：

課題 1：RPV 下部プレナムの燃料デブリから下部ヘッド壁への伝熱挙動（デブリのポロシティ等の性状や注水の状況等によって、デブリから下部ヘッドへの伝熱挙動が異なるため）

課題 2：RPV 内への注水の到達状況（消防車による外部注水は RPV の圧力が高いときには RPV 内には到達できなかったと考えられるが、実際にいつどの程度の注水が RPV 内に到達したかは不明のため）

課題 3：RPV 破損タイミング（1F2 号機のプラントデータは欠落していた時期があり、事故当時に得られたデータだけでは RPV 破損タイミングを特定するのが困難なため）

以上の課題を踏まえ、燃料デブリから RPV 下部ヘッドへの熱伝達率及び注水の有無をパラメータとした感度解析を実施し、RPV 破損時期の不確かさを踏まえて、RPV 破損と推定されるタイミングにおける RPV 下部プレナムの燃料デブリの温度を評価した。

その結果、いずれの解析ケースも RPV 水枯渇後のデブリ昇温は崩壊熱に支配され、緩慢になった。但し、温度上昇が緩慢になった主因が金属デブリの温度が融点に近づいたことに伴う潜熱の影響であるのか、あるいは解析では RPV ダウンカマー部等に残存した液相水の沸騰による熱輸送であるのか等、検討が必要である。RPV 下部ヘッド破損時期の不確かさは、RPV 圧力及び納容器雰囲気モニタ測定値から推定される RPV 破損時期の不確かさに比べ小さく、破損時の代表デブリ温度（2270～2440 K）は燃料酸化物の融点に対して十分に低くなった。よって、燃料物質のペDESTAL 移行までのウラン含有デブリの熔融は考え難いことが分かった。炉心崩壊から RPV 破損までを一貫した熱状態の推定が今後の課題と考えられる。

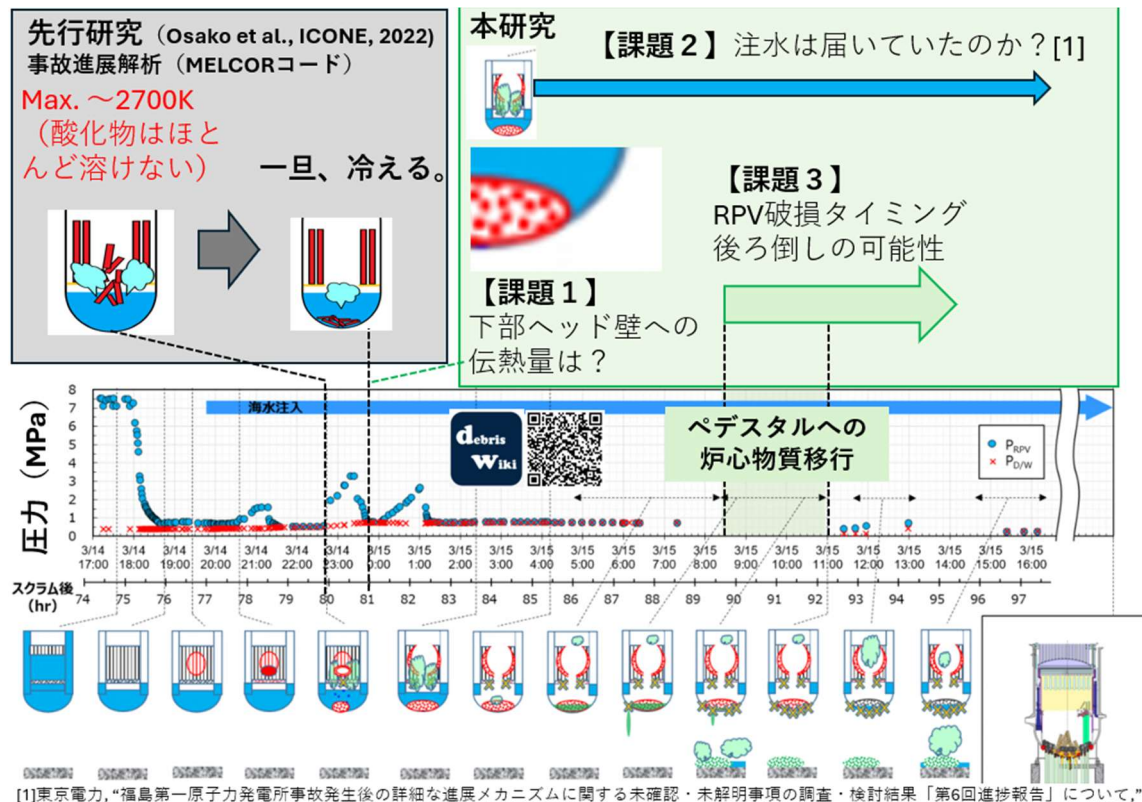


図1：デブリ熱状態推定のための3つの課題

前年度までに改良したラグランジュ法に基づく MPS 法を用いて、2023 年度は 1F1 号機のペDESTAL 燃料デブリの性状推定に資する知見を取得するために、長時間のクラスト移行を伴うコア・コンクリート相互作用 (MCCI) にも適用可能な MPS 法の新たなクラストモデルを開発した。MPS 法はラグランジュ法であるため、流動を離散化する計算点 (粒子) の運動と座標には微小なランダム誤差とそれに伴う微小な数値計算誤差が生じる。それらの誤差を低減／回復するために様々な数値解法が開発されており、本研究の MPS 法には従来から Particle Shifting (PS) 法が用いられてきた。PS 法は各計算ステップにおいて粒子の座標誤差を低減／回復させるために、粒子が密な領域から粗な領域に粒子座標を微修正する。このような粒子座標の数値的な微修正は通常の流動計算には影響しないものの、本研究で扱うような極めて長時間 (～h) 粒子がほぼ静止した状態で微小な速度により少しずつ移行するような問題 (クリープ現象) を扱う際には、そのような物理的なクリープに対して PS 法による数値的な座標修正の累積に伴う数値的クリープの成分を除去する必要がある。

そこで本研究では、そのような特殊なクラスト粒子についてのみ、限定的に PS 法の適用から除外することで、クラスト粒子の物理的なクリープから数値的なクリープ成分を除去し、MCCI 解析に適用する新たなアルゴリズムを開発した。

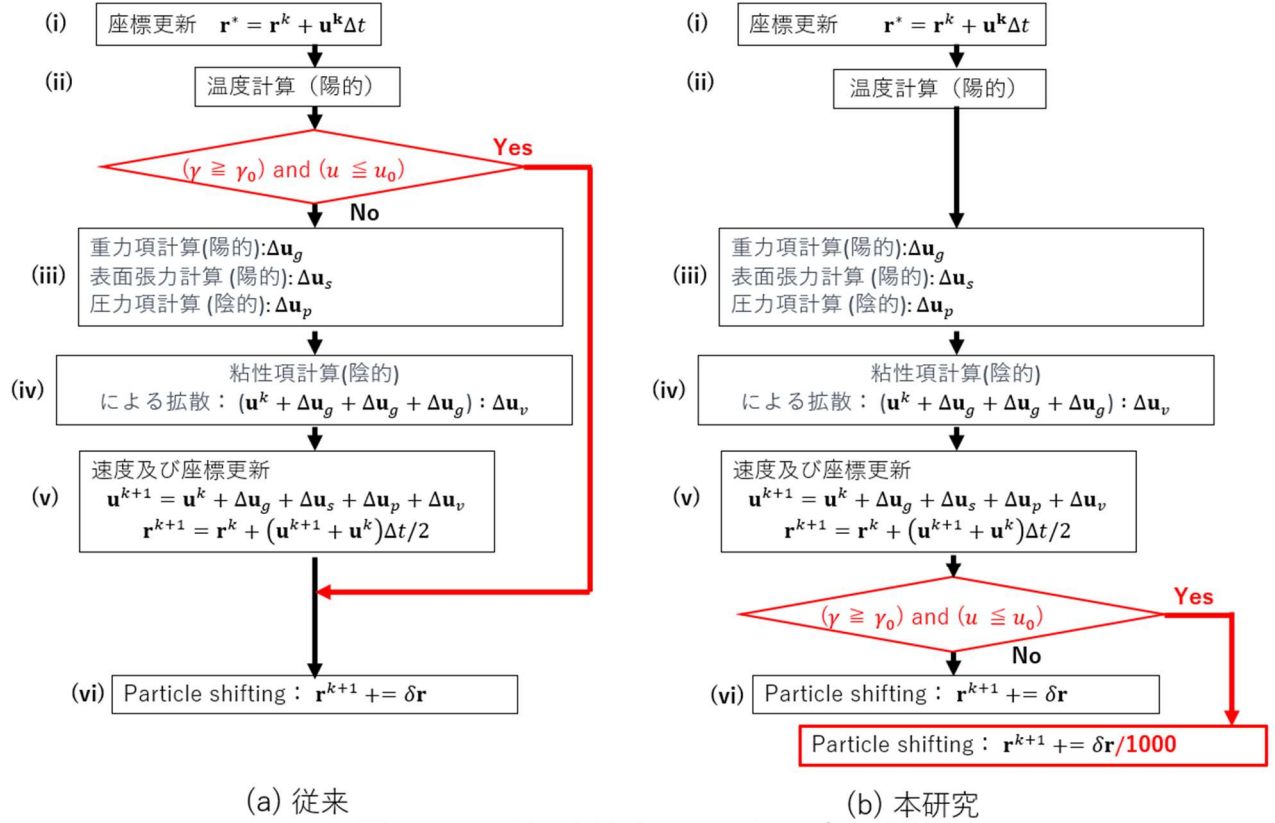


図2：MPS法の新たなクラストモデルの開発

事故耐性燃料 (ATF) の被覆管候補材として Cr コーティング材や炭化ケイ素 (SiC) 多層材が研究開発されている。これらの ATF 被覆管候補材の機械特性が燃料棒の設計仕様、照射・出力履歴が過渡時の燃料ふるまいに及ぼす影響を明らかにする必要がある。本研究では、燃料ふるまい解析コード FEMAXI を改良し、従来のジルカロイ (Zry) 被覆管を Cr コーティングした燃料 (Cr-Zry 被覆燃料) や、SiC 被覆燃料の燃料ふるまいを解析評価した。また、SiC 被覆燃料は、従来の Zry 被覆燃料と異なり、出力運転中の異常な過渡変化時には、ペレット・被覆管機械的相互作用 (PCMI) が厳しくなる可能性がある。このとき、SiC は照射温度が低下すると温度低下以前に飽和していた照射スエリングが未飽和状態となり、追加スエリングが生じることが考えられる。そこで、本研究ではそのような状態変化を考慮するために新たに SiC の追加照射スエリングモデルを FEMAXI に導入した。

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) Yoshihiro Kubo, Akifumi Yamaji, “Development of FEMAXI-ATF for analyzing PCMI behavior of SiC clad fuel under power ramp conditions”, Nuclear Engineering and Technology, Volume 56, Issue 3, March 2024, Pages 846-854.

4.2 学会および社会的活動

- (1) Yamato Bando, Akifumi Yamaji, Takuya Yamashita, “MPS METHOD SIMULATION FOR ESTIMATING FUEL DEBRIS DISTRIBUTIONS UNDER THE DAMAGED REACTOR PRESSURE VESSEL OF 1F UNIT-2” , Proceedings of the 2023 International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management (ICEM2023), October 3-6, 2023, Stuttgart, Germany
- (2) S. Yamashita, A. Mohamad, I.Ioka, Y.Nemoto, T.Kawanishi, Y.Kaji, M.Osaka, N.Murakami, M.Owaki, M.Sasaki, K.Sakamoto, J.Matsunaga, A.Yamaji, H.Ohta, “Accident-Tolerant Fuel R&D Program in Japan” , Proceedings of the 2023 Water Reactor Fuel Performance Meeting (WRFPM2023), July 18-21, 2023, Xi'an, China

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。

(2) 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が、1F事故の条件は過去の実験等の条件を大きく超えている。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。近年の計算機性能の向上や CPU マシンを超える GPU マシンの登場等により、MPS 法の適用範囲が飛躍的に広がることが期待される。一方で、従来は MPS 法を含む数値流体解析コードの適用範囲外とされてきた事象も解析できるようになり、新たな解析モデリングの課題も明らかになりつつある。

（３）燃料ふるまい解析

福島事故のような原子炉過酷事故に対する耐性を従来よりも高めた事故耐性燃料の開発には、プロトタイプ燃料の照射実験等に大きな費用と時間を要する。限られた開発資源と時間を有効活用するために、燃料ふるまい解析によって今後重点的に得るべきデータや取り組むべき新規研究開発要素を明確にすることで、研究開発コストと時間の大幅な削減が期待されている。特に SiC 等の新材料の性能は研究開発途上にあり、それらの最新の知見を解析に取り込むことが重要である。SiC 等の新たな材料挙動把握は現行軽水炉の事故耐性の向上のみならず革新的な原子炉の研究開発にも重要である。その際には特に現行軽水炉等の成熟した技術からの技術的な連続性を有することが重要と考えられる。