

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（粒子法の一つ）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

本年度は、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。前年度までに検討した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の感度解析の結果、それぞれの不確かさはRPV下部ヘッド破損時のデブリ熱状態に以下のような影響をもたらすことを明らかにした。

不確かさ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の不確かさは、デブリの昇温特性に大きな影響は及ぼさないものの、下部ヘッド壁の昇温を速めるため、結果的に下部ヘッド破損のタイミングを早め、その時点でのデブリ温度は標準ケースに比べ低くなる。

不確かさ2：RPV内への注水の到達状況の不確かさから、仮に注水が全くRPV内には届いていなかったと仮定すると、下部プレナムデブリのドライアウトが早まりデブリの昇温及び下部ヘッドの破損が早まる。

不確かさ3：MELCOR-2.2のモデルではRPV下部ヘッドの貫通機構接合部近傍の共晶反応や、局所的な構造へのデブリ等荷重の影響を考慮できないため、実際には解析による予測よりも早期に下部ヘッドが破損した可能性が考えられる。

以上の不確かさを踏まえた、炉心崩落以降のRPV下部プレナム温度解析結果を図1に示す。解析

の不確かさが下部ヘッド破損タイミングに及ぼす影響感度が高い一方で、下部ヘッド破損時のデブリの代表的な温度に及ぼす影響感度は小さいことが分かった。これは、デブリが昇温する過程で、デブリ温度が高温になるほど昇温率が低下しているためである。その原因を明らかにすることが今後の課題と考えられる。

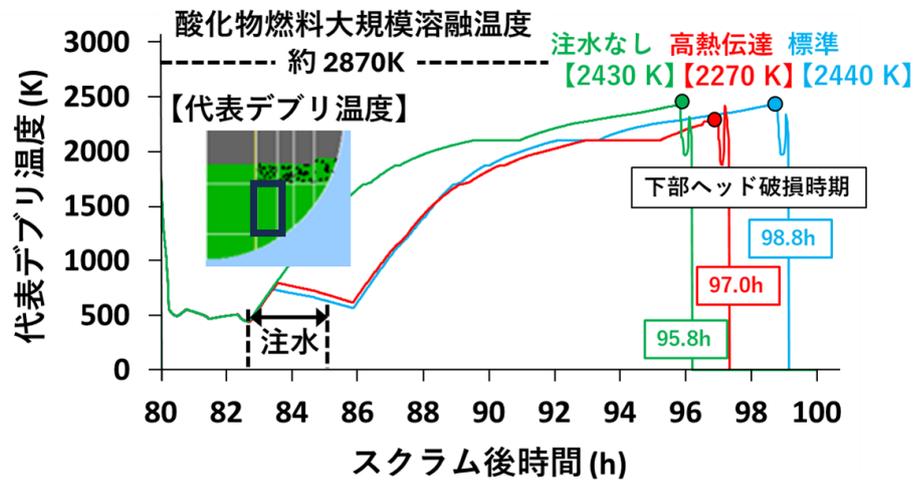


図1：炉心崩落以降のRPV下部プレナム温度解析結果

本年度は、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、1F2/3号機の下部ヘッドの局所的な破損機構について検討した。雰囲気温度を438 Kとした場合について、酸化物デブリ及び下部ヘッド領域の溶融過程を図2に示す。RPV下部ヘッド壁が崩壊熱を有する酸化物デブリにより加熱され、次第に溶融した。このとき、RPV壁の溶融物（低合金鋼）が排出される経路が形成されなかったため、RPV底部に溶融プールが形成し、酸化物デブリが溶融プールに取り込まれながらRPV壁の溶融が進展した。初期破損孔から溶融金属が効果的に排出されない場合は、下部ヘッド壁の浸食が継続し、下部ヘッド壁が溶融破損した。また、自由表面からの除熱量が崩壊熱に比べて小さいため、時間の進展と共に体系全体の温度が上昇した。このとき、自由表面に接していない酸化物デブリ・ベッドの中心部近傍から温度上昇が顕著になった。

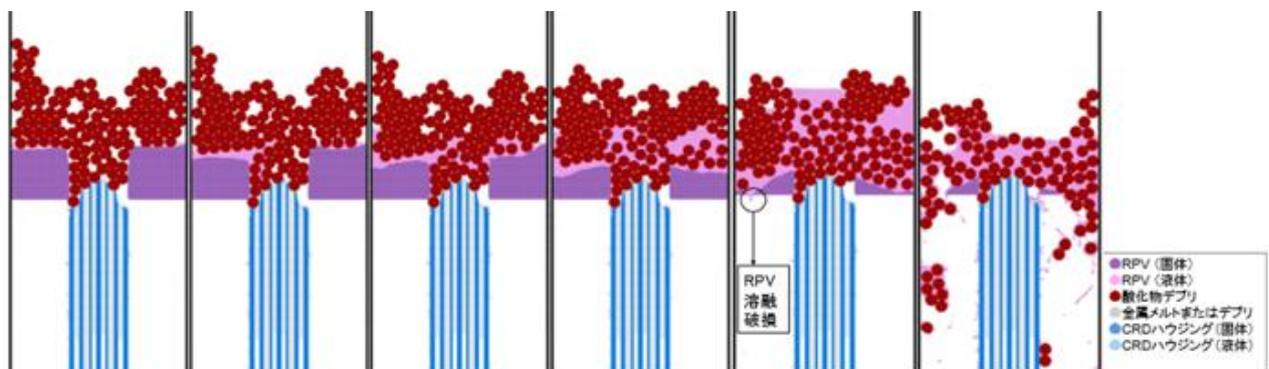


図2：1F2/3号機のRPV下部ヘッド貫通機構破損機構の検討結果（例）

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。本研究では、これまでに出力運転を経た炉停止時に被覆管の熱膨張が除去されると、運転中に被覆管肉厚方向に蓄積した中性子照射スウェリングの勾配により、運転時に相対的に高温でスウェリングが小さい被覆管内面 (SiC/SiC 層) に大きな引き張り応力が生じ、その破損確率が増大することを示している。しかし、そのような照射履歴を経験した SiC 被覆燃料の PCMI 挙動の解析手法や燃料ふるまいはこれまでに示されていない。そこで本年度は、連続体の有限要素法に基づく FEMAXI-ATF の改良により、SiC マトリックス中のクラックの発生と進展が被覆管要素の剛性に及ぼす影響を考慮し、SiC 被覆燃料の照射履歴が PCMI 挙動に及ぼす影響を明らかにした。SiC/SiC の擬延性と剛性喪失をそれぞれ応力歪曲線と原点を結ぶ実効的ヤング率の低減及び累積破損確率を閾値に用いた実効的ヤング率の大幅な低減で模擬すれば PCMI を伴う SiC 被覆燃料ふるまいを有限要素法に基づく数値解析で明らかにできることを示した。運転時に蓄積する照射スウェリング勾配による応力が顕在化する炉停止時等に内側 SiC/SiC 層に損傷が生じると、以降の運転中に PCMI が生じた際に、外側 mSiC 層に過度に高い機械的な負荷が生じる可能性があることが分かった。

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) Yoshihiro Kubo, Akifumi Yamaji, "Development of FEMAXI-ATF for fuel performance modeling of SiC clad fuel involving PCMI", Nuclear Engineering and Technology 57 (2025) 103558.
- (2) Xin Li, Akifumi Yamaji, Ikken Sato, Takuya Yamashita, "Numerical analysis of a potential Reactor Pressure Vessel (RPV) boundary failure mechanism in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit-2", Annals of Nuclear Energy, Vol.214 (2025) 111217.

4.2 学会および社会的活動

- (1) Kei Okada, Akifumi Yamaji, "Development of MPS Method for Investigating Crust Stability and the Anisotropic Concrete Ablation in the CCI-3 Experiment", Proceedings of the 13th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS13), Nov 10-13, 2024, Seoul, Korea.
- (2) Takeshi Yamada, Xin Li, Takuya Yamashita, Akifumi Yamaji, "Development of the new Crust model for analyzing VULCANO VBS-U3 MCCI Experiment with MPS Method", ICON-31, Aug 4-8, 2024, Prague, Czech Republic.
- (3) Yuga Kojima, Akifumi Yamaji, "MELCOR ANALYSES FOR INVESTIGATION ON HYDROGEN MANAGEMENT DURING BWR SEVERE ACCIDENTS WITH THE FILTERED CONTAINMENT VENTING SYSTEM", Proceedings of The 11th European

Review Meeting on Severe Accident Research Conference (ERMSAR 2024), May 13-16, 2024, Stockholm, Sweden.

- (4) Koki Matsuoka, Akifumi Yamaji, "Preliminary Evaluation of Reactivity Insertion during BDBA-LOCA of Super Fast Reactor", Proceedings of 11th International Conference on Severe Accident Research (ERMSAR 2024), May 13-16, 2024, Stockholm, Sweden.

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った。

(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。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、2025年度以降の検討に反映されることになった。

(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。本研究により、SiC 被覆燃料のペレット―被覆管機械的相互作用 (PCMI) を考慮した燃料ふるまいを初めて解析により示すことができた。これにより、SiC 被覆燃料の研究開発がより効率的に進むことが期待できる。