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　准教授）

１．　研究課題

原子力発電に対する信頼を取り戻すためには着実に福島原子力発電所の廃炉を進める必要がある。このため、福島の事故進展解析および他の研究開発の成果、事故時の圧力・温度等の測定データの分析、現場から得られた情報からの推定を実施し、これらの情報を俯瞰的に統合することで、炉内状況の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（特に軽水炉発電）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より一層の安全性を確保することである。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の実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、福島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（粒子法の一種）により、そもそもの原理・基本現象の理解に戻り、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（2017 年度）に引き続き、原子炉過酷事故解析コード（MELCOR）を用いて福島第一原子力発電所の事故時プラント挙動を解析した。2018 年度は特に 3 号機（1F3）の炉心大規模崩落時（炉心スランピング時）の原子炉圧力容器（RPV）圧力と原子炉格納容器圧力（PCV）の推移（図 1）に着目した。解析では炉心部の気相マクロ透過性の過大評価により、スランピング時の炉心蓄熱を過小評価していると考えられる。この点を考慮すると、スランピング時にはかなりのデブリが溶融していたと推定される。炉心部 CV を細分化すると、スランピング時の炉心蓄熱の計算値は増大したが、炉心部の気相マクロ透過性はなお過大評価されていると考えられる。

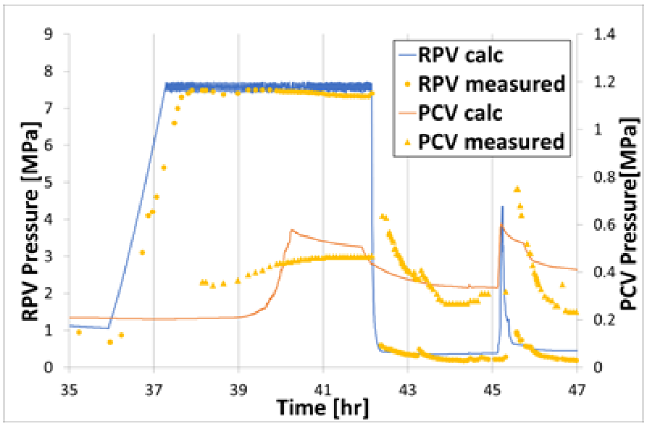

図１：圧力の解析結果とプラントデータ

前年度（2017 年度）に改良したラグランジュ法に基づく MPS 法のクラストモデル（溶融物凝固を粘性の極大化で模擬）をさらに改良し、有限要素法と同様な応力歪み計算によるクラスト破断判定を可能とした。そこで本研究では、溶融物 spreading の一時停止と再流動機構を示すことを目的に、FAROL-26S 実験の MPS 法による解析を実施した。感度解析の結果（図 2）、ある程度の乱流条件であれば流動を一時停止させるクラスト層が流動先端に十分に発達することが示された。クラスト破断に伴う再流動をクラストの粘性の一時的な緩和により模擬することに初めて成功した。実験で報告された凝固物と床面との間のギャップはクラスト破断に伴う再流動時に形成された可能性を示し、そのギャップ幅と溶融物の初期温度との関係を明らかにした。

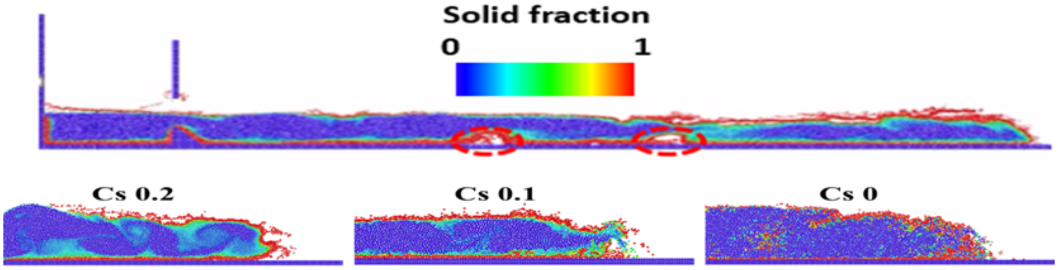

図 2. 改良 MPS 法による FARO L-26S 実験解析結果の例

高温水蒸気との酸化反応の耐性に優れる被覆管を用いる事故耐性燃料の研究開発が進められている。その候補の 1 つとして、BWR 用に FeCrAl-ODS 被覆燃料が研究開発されている。しかし、従来のジルカロイ（Zry）被覆管に比べクリープ速度が小さく、降伏応力は大きいが、設計肉厚は半減する。これらのため、特に出力過渡時に強いペレット-被覆管機械的相互作用(PCMI)に伴って燃料健全性が厳しくなる可能性がある。前年度（2017 年度）までに、定常運転時の FeCrAl-ODS 被覆燃料の照射ふるまいを、予測できる見込みを示した。そこで、2018 年度は異常な過渡変化時について検討した。その結果、FeCrAl-ODS 被覆燃料の出力急昇時のふるまいを明らかにするためには、被覆管の肉厚と塑性変形特性が重要であることがわかった。出力急昇時の PCMI 接触圧力は Zry 燃料のそれに比べて小さく、従来の FEMAXI-7 による PCMI 解析の経験範囲内で燃料ふるまいを評価できる見込みも得ることができた。

３． 共同研究者

ドゥアン　グアンタオ（理工学術院・総合研究所・次席研究員）
柴田　良弘（理工学術院・数学科・教授）
鈴木　幸人（理工学術院・数学科・主任研究員）
及川　一誠（理工学術院・数学科・次席研究員）

４． 研究業績

4.1 学術論文

(1) G. Duan, S. Koshizuka, A. Yamaji, B. Chen, X. Li, T. Tamai, An Accurate and Stable Multiphase Moving Particle Semi-implicit Method Based on Corrective Matrix for All Particle Interaction Models, Int J Numer Methods Eng. 2018; Vol115: pp 1287-1314.

4.2 学会および社会的活動

(1) Xin Li, Ikken Sato, Akifumi Yamaji, "SENSITIVITY ANALYSIS OF CORE SLUMPING

AND ALTERNATIVE WATER INJECTION IN FUKUSHIMA NUCLEAR POWER PLANT UNIT 3ACCIDENT", Proceeding of ERMSAR2019 (Log No.066), March 18-20, 2019, Prague, Czech Republic.

(2) K.Uchida, G.Duan, A.Yamaji, "Numerical Investigation of the Stop-and-Go Mechanism in FARO L26S Spreading Experiment by MPS Method", Proceeding of NUTHOS-12 (Paper No.980), October 14-18, 2018, Qingdao, China.

(3) J.Murata, X.Li, A.Yamaji, "Improvement of Numerical Analysis of Molten Core-Concrete Interaction with Top Water Injection by MPS Method", Proceeding of NUTHOS-12 (Paper No.966), October 14-18, 2018, Qingdao, China.

(4) Jubaidah, G.Duan, A.Yamaji, "Numerical Investigation on VULCANO VE-U7 Corium Spreading Over Ceramic/Concrete Substrates with MPS Method", Proceeding of NUTHOS-12 (Paper No.1053), October 14-18, 2018, Qingdao, China.

(5) G.Duan, A.Yamaji, S.Koshizuka, "A Novel Approach for Crust Behaviors in Corium Spreading Based on Multiphase MPS Method", Proceeding of NUTHOS-12 (Paper No.945), October 14-18, 2018, Qingdao, China.

(6) N.Susuki, A.Yamaji, K.Kusagaya, K.Sakamoto, S.Yamashita, "Analysis of Irradiation Matrix for the Japanese FeCrAl-ODS Test Fuel Rods Irradiations at the Halden Reactor using FEMAXI-7 code", TopFuel2018 (Paper NO. TopFuel2018-A0012), September 30 - October 4 2018, Prague, Czech Republic.

(7) 山路 哲史、古谷 正裕、大石 佑治、ジュバイダ、段 广涛 “Multi-physicsモデリングによる Ex-Vessel溶融物挙動理解の深化” 講演番号 (2I18) 日本原子力学会 2019年春の大会、2019/3/21、水戸

(8) 松原健斗，山路哲史 "BWR 過酷事故時減圧タイミングが FP 放出量に及ぼす影響の MELCOR 感度解析 ", 日本原子力学会 関東・甲越支部 第 12 回学生研究発表会, 2019/3/08, 講演番号 B29

(9) レガラド真里子，山路哲史 "MELCOR -2.2 による福島第一原子力発電所 3 号機炉心崩落時の熱状態の推定", 日本原子力学会 関東・甲越支部 第 12 回学生研究発表会, 2019/3/08, 講演番号 B28

(10) 藤原佳弘, 山路哲史 "FEMAXI -7 による による FeCrAlFeCrAl -ODS 被覆燃料の BWR 出力急昇試験解析 ", 日本原子力学会 関東・甲越支部 第 12 回学生研究発表会, 2019/3/08, 講演番号 B11

(11) 鈴木直道，山路哲史 "FeCrAl -ODS 被覆燃料の通常運転時ふるまい予測ための照射マトリックス研究 ", 日本原子力学会 関東・甲越支部 第 12 回学生研究発表会, 2019/3/08, 講演番号 B10

(12) 川上令央，山路哲史 "MPS 法による層流水の凍結に伴う平行版流路部分閉塞実験の解析 ", 日本原子力学会 関東・甲越支部 第12回学生研究発表会, 2019/3/08, 講演番号 A27

(13) 高橋望，山路哲史 "鉛ビスマ半球容器アブレーション実験の MPS 法による解析の高度化 ", 日本原子力学会 関東・甲越支部 第 12 回学生研究発表会, 2019/3/08, 講演番号 A26

(14) G. Duan, S. Koshizuka, A. Yamaji, et al., "Comparison between Truncation and Stabilizing Error in Multiphase Moving Particle Semi-implicit Method Based on

Corrective Matrix", 13th World Congress on Computational Mechanics, New York, USA, (2018).

(15) 山路 哲史、古谷 正裕、大石 佑治、段 广涛 “Multi-physics モデリングによる Ex-Vessel 溶融物挙動理解の深化（4）全体概要と MPS 法による Spreading 解析の高度化(2)” 講演番号（1H09）日本原子力学会 2018 年秋の大会、2018/9/5-9/7、岡山

(16) 古谷 正裕、山路 哲史、大石 佑治 “Multi-physics モデリングによる Ex-Vessel 溶融物挙動理解の深化(5) ペデスタル床複雑構造に拡がる溶融物の三次元流動” 講演番号（1H10）日本原子力学会 2018 年秋の大会、2018/9/5-9/7、岡山

(17) 山下 真一郎、渡部 清一、村上 望、佐藤 寿樹、近藤　貴夫、野澤 貴史、坂本 寛、草ヶ谷 和幸、鵜飼 重治、木村 晃彦、山路　哲史 “安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発(1) 全体概要” 講演番号（2D01）日本原子力学会 2018 年秋の大会、2018/9/5-9/7、岡山

(18) 坂本 寛、鵜飼 重治、木村 晃彦、山路 哲史、草ヶ谷　和幸、近藤 貴夫、山下 真一郎、深堀 智生 “安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発(2) BWR 用 FeCrAl-ODS 鋼” 講演番号（2D02）日本原子力学会 2018 年秋の大会、2018/9/5-9/7、岡山

(19) 佐藤 一憲、吉川 信治、リ シン、山下 拓哉、山路 哲史、ペレグリーニ マルコ、小島 良洋 “東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価（109）2 号機,3 号機の炉心物質移行過程における炉心エネルギーの差とその影響” 講演番号 （3I03）日本原子力学会 2018 年秋の大会、2018/9/5-9/7、岡山

4.3 受賞・表彰

(1) 高橋望, 平成 31 年度日本原子力学会 フェロー賞（2019 年 3 月 21 日）
(2) 高橋望, 日本原子力学会 関東・甲越支部 学生研究発表会 奨励賞（2019 年 3 月 8 日）
(3) 川上令央, 日本原子力学会 関東・甲越支部 学生研究発表会 奨励賞 （2019 年 3 月 8 日）
(4) 鈴木直道, 日本原子力学会 関東・甲越支部 学生研究発表会 奨励賞
(5) レガラド真里子, 日本原子力学会 関東・甲越支部 学生研究発表会 奨励賞
(6) 松原健斗, 日本原子力学会 関東・甲越支部 学生研究発表会 奨励賞
(7) Guangtao.Duan, "A Novel Approach for Crust Behaviors in Corium Spreading Based on Multiphase MPS Method" (Paper No.945), NUTHOS-12 Best Paper Award (2018.10.16).
(8) 福田貴斉,和田山晃大, 廃炉措置基盤研究・人材育成プログラム　廃炉措置国際セミナー「1F 事故の知見に基づく炉心溶融挙動と燃料破損現象の解明に関する基礎研究」Best Presentation Award(2018.09.20)
(9) 山路哲史, 第 29 回日本原子力学会熱流動部会部会賞・優秀講演賞（Multi-physics モデリングによる Ex-Vessel 溶融物挙動理解の深化）（2018 年 9 月 5 日）

５．　研究活動の課題と展望

福島第一原子力発電所の各号機の事故当時のプラントデータと整合するシナリオの導出のためには、シナリオに影響する特に重要な不確かさの扱いが課題となる。その一例として、これまでの研究により、3 号機では燃料デブリが炉心部から下部プレナムに落下した後のデブリの冷却モードが従来の知見が示すモードとは異なる可能性が明らかになった。このことも踏まえてプラント圧力

データの応答から事故シナリオを推定する必要がある。
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り、上述の未知の冷却モードをもたらした機構の理解を飛躍的に向上することが期待できる。
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。