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社会の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、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、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（2018 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。2019 年度は特に 2 号機の炉心崩落時から原子炉圧力容器（RPV）破損時までの燃料デブリ熱状態（図 1）に着目した。このとき、以下が課題であることが明らかになった：炉心部蒸気枯渇状態の模擬、損傷炉心にわずかな蒸気が供給されたときの局所的な酸化反応とそれに伴う局所的な炉心崩壊及び溶融プール形成の模擬、炉心崩落時の酸化反応の模擬、S/C 水温度成層化や S/C における蒸気の不完全凝縮の影響評価等。これらを踏まえ、2 号機の炉心部分崩落時には大部分の UO_2 は未溶融であったと推定される。

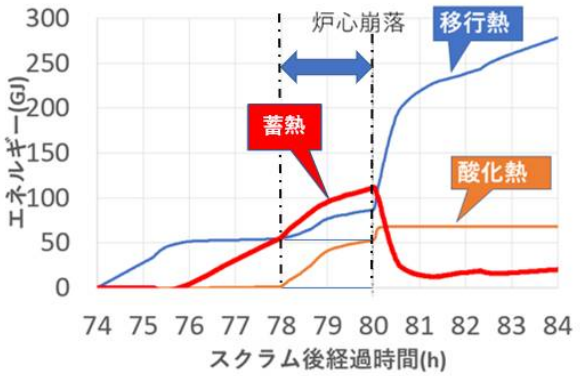

図1：RPV内外エネルギーバランスの推移

前年度（2018 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）をさらに改良した。前年度に数値解析の都合で導入した粘性緩和時間は解析結果に与える影響が大きかったため、定量的な議論が困難であった。そこで、溶融物初期温度が明確な ECOKATS-V1 実験を対象に、クラスト破断点近傍の粒子を再溶融させるモデルを用いて再流動挙動を予測するための課題を検討した。これにより、**図 2** に示すように、クラスト破断に伴う再流動を解析することに成功した。今後は自由表面粒子の表面積と輻射熱の計算精度向上と、クラスト粒子の再溶融時の数値安定性の向上が課題であることが明らかになった。

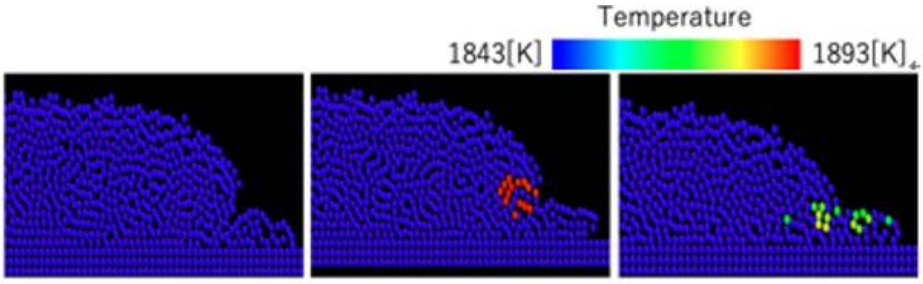

図2 クラスト破断現象の進展

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、研究開発されている FeCrAl-ODS 被覆燃料は従来指摘されている SA 耐性に加え、設計基準冷却材喪失事故（DBA-LOCA）時には Zry 被覆燃料と異なり、ペレットのリロケーション及び放出や、冷却材流路の閉塞をもたらす被覆管の過大な膨れがなく、それを超える BDBA-LOCA 時にも炉心冷却形状の維持に優位性が期待される。しかし、それらの優位性を明確化するために必要な解析や実験データ範囲はこれまでに検討されていない。本研究では、BWR 用 FeCrAl-ODS 鋼被覆燃料の DBA/BDBA-LOCA 時ふるまい解析の課題を明らかにすること及び BDBA-LOCA 時に被覆管の過大な膨れが無いことを明確化するために必要な LOCA 試験実施範囲を検討した。その結果、約 970-K から 1,270K における解析コード間の予測誤差を低減する必要があることが明らかになった。

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）

４． 研究業績

4.1 学術論文

(1) N. Takahashi, G. Duan, M. Furuya, A. Yamaji, "Analysis of Hemispherical Vessel Ablation Failure Involving Natural Convection by MPS Method with Corrective Matrix", International Journal of Advanced Nuclear Reactor Design and Technology, Volume 1, 2019, Pages 19-29.

(2) G. Duan, A. Yamaji, S. Koshizuka, B. Chen, "The Truncation and Stabilizing Error in Multiphase Moving Particle Semi-implicit Method Based on Corrective Matrix: Which is Dominant?", Comput. Fluids. Vol.190 (2019) 254-273.

(3) X. Li, I. Sato, A. Yamaji, "Sensitivity analysis of in-vessel accident progression behavior in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 3", Annals of Nuclear Energy Vol.133

(2019) 21-34.

4.2 学会および社会的活動

(1) Y. Fujiwara, A. Yamaji, S. Ukai, K. Sakamoto, S. Yamashita, "Analysis of FeCrAl-ODS Cladded Fuel Performance during BWR Power Ramp with FEMAXI-7", Proccedings of TopFuel2019, September 23-26, 2019, Seattle, USA.

(2) X. Li, I. Sato, A. Yamaji, "Insights on in-vessel core degradation behavior from sensitivity analysis of Fukushima Daiichi nuclear power plant unit3 by MELCOR", Proccedings of FDR2019, May 24-26, 2019, Fukushima, Japan.

(3) M. Regalado, A. Yamaji, "Preliminary sensitivity analysis for estimating core thermal energy at the time of core slumping of Fukushima Daiichi unit3 with MELCOR-2.2", Proceedings of FDR2019, May 24-26, 2019, Fukushima, Japan.

(4) K. Wadayama, A. Yamaji, "Estimation of thermal status of the fuel debris at the time of core slumping of 1F2 with MELCOR-2.2", Proceedings of FDR2019, May 24-26, 2019, Fukushima, Japan.

(5) M. Katta, A. Yamaji, G. Duan, M. Furuya, "Ablation Analysis with MPS for Proposing Ex-Vessel Corium Spreading Management in Light Water Reactors", Proceedings of ICONE-27, May 19-24, 2019, Ibaraki, Japan.

(6) 山路 哲史、古谷 正裕、大石 佑治、佐藤 一憲、深井 尋史、Li Xin、間所 寛、“Multi-Physics モデリングによる福島 2･3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定 (1) ねらいと全体計画” , 日本原子力学会 2020 年春の年会、2020/3/16-18、福島大学（予稿掲載のみ）

(7) 佐藤一憲、山路哲史 、古谷正裕、大石佑治、リ・シン 、間所寛、深井 尋史、“Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定 (2) 2, 3 号機燃料デブリ状態に係る論点” , 日本原子力学会 2020 年春の年会、2020/3/16-18、福島大学（予稿掲載のみ）

(8) 山路 哲史、古谷 正裕、大石 佑治、佐藤 一憲、“Multi - Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定の取り組み”, 関西原子力懇談会、原子燃料の高度化技術に関する調査委員会、2020/2/26、大阪科学技術センター

(9) 山路哲史、"Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定", 令和元（平成 31）年度英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 第 1 回 ワークショップ、2019/11/18、富岡町文化交流センター 学びの森

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廃炉の喫緊の課題は燃料デブリの取り出しである。そのためには、これまでの調査に加えて解析により、直接調査が困難な燃料デブリの深さ方向（内部）の性状同定が必要である。そんためには、事故進展解析により、事故当時の炉心溶融物質とその凝固物の熱状態の推移を推定することが重要と考えられる。

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

燃料デブリの熱状態推定結果を参照しながら燃料デブリによるRPV下部ヘッドの破損モードや、破損後の燃料デブリの放出モードの推定が重要と考えられる。

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。