

令和 6 年 5 月 15 日現在

機関番号：17102

研究種目：基盤研究(C) (一般)

研究期間：2021～2023

課題番号：21K04944

研究課題名(和文) 計算科学的手法による炉心損傷事故のIVRに関わる多相熱流動現象の機構解明

研究課題名(英文) Computational Scientific Study on Mechanism of Multiphase Thermal-Hydraulic Phenomena Related to IVR in Core Disruptive Accidents

研究代表者

守田 幸路 (Morita, Koji)

九州大学・工学研究院・教授

研究者番号：40311849

交付決定額(研究期間全体)：(直接経費) 3,200,000円

研究成果の概要(和文)：高速炉の過酷事故時の炉心物質の原子炉内保持(IVR)を達成する上で重要な熱流動現象を解明するため、伝熱・流動・相変化を伴う多成分多相流挙動を高精度で解析できる計算科学的手法(粒子法)に基づく3次元熱流動解析コードを基盤技術として開発した。これまで実施された高速炉安全性試験において、IVRに関わる重要な支配現象として「溶融燃料プールから構造壁への熱伝達挙動」及び「噴流衝突による構造壁の浸食挙動」を選定し、これらを対象とした3次元粒子法シミュレーションを行なった。その結果、経験モデルに基づく従前の解析技術では高い精度での解析が困難な、これらの支配現象に介在する熱流動挙動のメカニズムを明らかにした。

研究成果の学術的意義や社会的意義

本研究は、高速炉の過酷事故を対象としたものであるが、計算科学的手法である粒子法を基盤とする数値シミュレーション技術は、他の原子炉における過酷事故の熱流動現象解析にも応用できることから、汎用性、適用性に優れた原子力分野における安全評価技術のイノベーションと位置づけられる。また、本研究により、原子炉の過酷事故において重要な熱流動現象について、支配因子の影響度を定量的に明確化し、安全評価の妥当性を確認するための新たな知見や裏付けを提供できる。これにより、過酷事故評価の信頼度を向上し、原子炉の安全論理の構築に資することが期待される。

研究成果の概要(英文)：To clarify thermal-hydraulic phenomena that are important for achieving in-vessel retention (IVR) of core materials during severe accidents in fast reactors, a 3D thermal-hydraulic analysis code based on a computational science method (particle method) that can analyze multi-component multiphase flow behavior with heat transfer, convection, and phase changes with high accuracy has been developed as a fundamental technology. From the fast reactor safety tests conducted so far, "heat transfer behavior from the molten fuel pool to the structural wall" and "erosion behavior of the structural wall due to jet impingement" were selected as important dominant phenomena related to IVR, and 3-D particle based simulations were conducted for these phenomena. As a result, the mechanism of thermal-hydraulic behavior involved in these dominant phenomena, which is difficult to analyze with high accuracy using conventional analytical techniques based on empirical models, was clarified.

研究分野：原子力工学

キーワード：高速炉 過酷事故 炉心損傷事故 計算科学 粒子法 多相流 熱流動

様式 C-19、F-19-1、Z-19 (共通)

1. 研究開始当初の背景

高速炉は、通常運転状態において炉心が最大反応度体系にないことから、過酷事故時の冷却材沸騰、燃料凝集等を仮想した場合、過大な反応度が印加される可能性がある。このため、開発の初期から炉心崩壊事故 (CDA: Core Disruptive Accident) に着目した安全評価がなされてきた。これまでも、国内外において CDA に関する試験研究及び SIMMER を代表とする安全解析コードの開発が実施され、熔融物質の伝熱・流動・相変化挙動等への理解が進展するとともに、CDA の事象推移は概ね把握できるようになってきた。しかしながら、主として、複雑多岐に渡る CDA 現象に対する物理モデルの精度に起因して、熔融物質の多次元的な挙動と損傷炉心の核的な状態の評価には依然として様々な不確かさがある。

日本原子力研究開発機構 (JAEA) が実施した高速炉安全性試験 EAGLE プロジェクトでは、実機模擬性の高い条件で原子炉内保持 (IVR: In-Vessel Retention) に関する試験データの取得及びその評価が進められてきたが、SIMMER コードのようにマクロスケールで流体力学現象をシミュレーションする評価では、重要な現象に介在する局所メカニズムの詳細を解明することが難しいことも指摘されている。これに対して、構成式に依存しない計算科学的手法である粒子法は、計算格子を用いないラグランジュ手法であり、異相間の界面を含む複雑形状への適用性に優れ、工学的相関式を用いないメソスケールの多相流解析を実現する数値解析手法である。このため、従前手法による評価では不確かさが大きい CDA における多成分多相流の熱流動現象をメソスケールの解析によって解明できる可能性を有している。

2. 研究の目的

一般に、SIMMER コードが用いる多流体モデル等の従来の解析技術が採用する流動様式線図や熱伝達係数等の工学的相関式には、1次元2相流の熱流動試験データによって構築されたものが多い。このため、炉心物質の相変化を伴う非常に複雑な多成分多相流の熱流動現象の解析において、工学的相関式の適用範囲が検証されていない現象に対しては、様々な不確かさがあり、現象解明が困難となる要因の一つとなっている。

これらを背景に本研究では、粒子法の一つである有限体積粒子 (FVP: Finite Volume Particle) 法を基盤技術とする解析により、従来の多流体モデルを用いる解析技術や知見ではメカニズムの解明や定量的な評価が困難な CDA における支配的な熱流動現象を再評価し、これを明らかにすることを目的とする。

本研究により、高速炉 CDA の遷移過程及び後続する炉心物質の再配置・冷却過程において、IVR を達成する上で重要な損傷炉心からの早期燃料流出及び原子炉容器内での燃料の安定保持・冷却に関わる熱流動現象について、支配因子の影響度を定量的に明確化し、安全評価の妥当性を確認するための新たな知見や裏付けを提供する。これにより、CDA 評価の信頼度を向上し、IVR を基本とする高速炉の安全論理の構築に資することが期待される。

3. 研究の方法

本研究では、CDA 事象推移に関する知見に基づき、IVR を達成する上で重要な多成分多相流の熱流動現象に着目し、粒子法シミュレーションによって、当該現象に介在する伝熱流動挙動のメカニズムを解明する。具体的には下記の項目を実施した。

- (1) 高速炉安全性試験における IVR 支配現象の分析と解析ケースの選定
- (2) 粒子法に基づいた数値シミュレーション技術の開発
- (3) IVR に関わる重要現象の粒子法シミュレーション

4. 研究成果

- (1) 高速炉安全性試験における IVR 支配現象の分析と解析ケースの選定

これまで実施された高速炉安全性試験において測定・観察されている IVR 達成のために重要な支配現象をレビューし、「崩壊炉心において熔融した燃料・スチールからスチール構造壁への熱伝達挙動」に着目した粒子法シミュレーションを実施することとした。解析対象として JAEA が実施した EAGLE ID1 試験 (引用文献①, ②) 及び熔融噴流衝突挙動に係る試験 (引用文献③, ④) を選定した。

- (2) 粒子法に基づいた数値シミュレーション技術の開発

解くべき支配方程式 (非圧縮性流体の連続の式、ナビエ・ストークス式及びエネルギー保存式) を FVP 法に基づき離散化し、仮想粒子の導入により離散化誤差を軽減する E-FVP 法 (引用文献⑤) を用いた 3次元粒子法解析コードを基盤技術として開発した。さらに、EAGLE 試験解析では、高温の熔融プールからの熱ふく射による熱伝達モデル、さらには、熔融噴流の金属プレートへの衝突時の乱流熱伝達挙動を考慮するため LES (Large Eddy Simulation) 乱流モデルを新たに導入した。

- (3) IVR に関わる重要現象の粒子法シミュレーション

① 溶融燃料プールから構造壁への熱伝達挙動

EAGLE ID1 試験における炉心物質の溶融/固化を伴う複雑な多成分多相流の熱流動現象の解析を実施し、燃料ピン束の崩壊から溶融プール形成による内部ダクト壁の熱伝達までの一連の挙動(図1)を解析した。本解析では、外側の燃料ピンが3.19 sで溶融を開始し、ダクト壁は4.20 sで熱負荷を受け始め、試験結果と一致する結果が得られた。図2に4.66, 4.90, 5.00 sにおけるダクト壁内表面(ナトリウム流路側)近傍のナトリウム温度の軸方向分布及び試験で壁面破損が検出された際(4.90 s)のナトリウム温度の測定結果を示す。図から分かるように、解析で得られた4.90 sでのナトリウム温度は、試験結果と良く一致している。

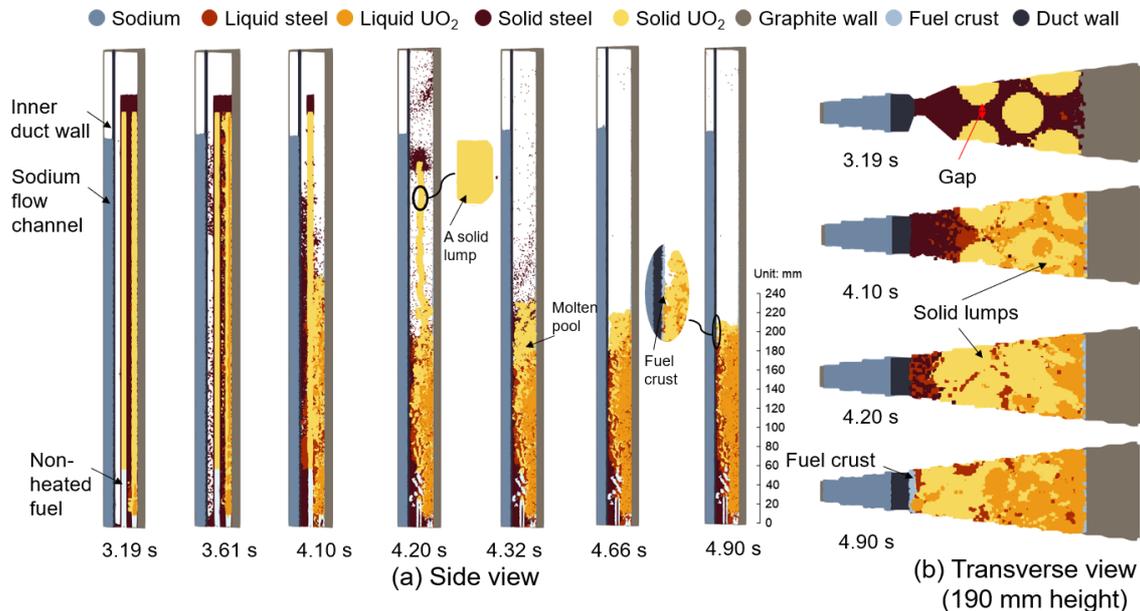


図1 内部ダクト壁が破壊するまでの物質分布の時間変化

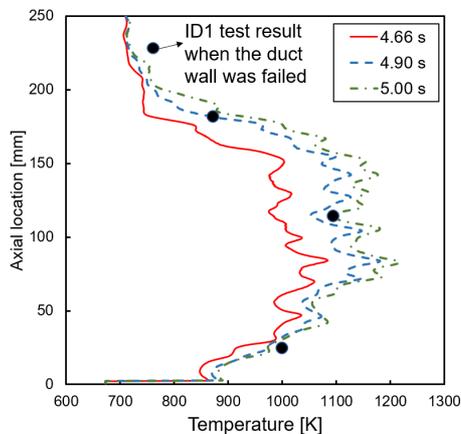


図2 ダクト内表面近傍でのナトリウム温度の軸方向分布

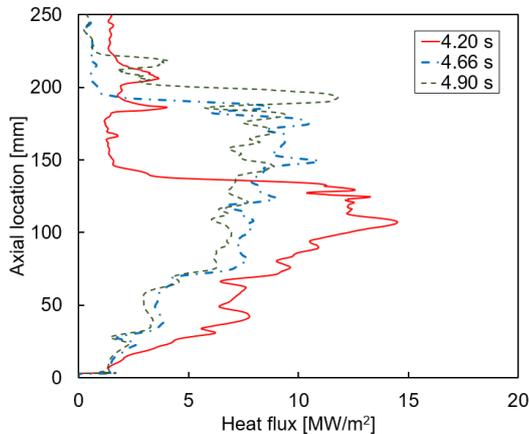


図3 溶融プールからダクト壁への熱流束の軸方向分布

試験では、ダクト壁の破損位置に関して直接的な実験的知見は得られていないが、ダクト壁内表面の高さ108 mmに設置された熱電対がダクト壁破損位置に最も近いと推定されている。本解析では、ダクト壁外表面(溶融プール側)の軸方向中間高さ付近(90~110 mm)の局所温度は、溶融プールからの熱負荷により急速に上昇し、4.66 sで最も早くステンレス鋼(SS)の固相線温度(1666 K)に達している。図3は、4.20, 4.66, 4.90 sにおける内部ダクト壁での熱流束の軸方向分布を示す。ダクト壁は、溶融プールからの熱伝達開始時(4.20 s)に、軸方向中間高さ付近で試験結果と同様の10 MW/m²を越える大きな熱流束に曝されている。その後、溶融プールの界面付近(180~200 mm)でも高熱流束が発生するが、時間の経過とともにダクト壁の内外表面の温度差は減少し、熱流束は減少する。

図4に軸方向中間高さ(90~110 mm)におけるダクト壁での熱流束とダクト壁外表面温度の変化を、図5に同じ軸方向高さでのダクト壁外表面近傍4 mm以内にある固体燃料、液体燃料、SSの体積割合の変化を示す。ダクト壁には、当初の比較的低い熱流束から、約4.1 s以降は連続した大きな熱負荷が発生し、壁面温度の急上昇を引き起こしている。初期の熱流束は、溶融した燃料ピンの被覆管が液体SSの接触によって発生するが、その後、燃料ピンの崩壊に伴って、持続

的な熱源として核発熱を伴う燃料と高い熱伝導率（ $\sim 35.8 \text{ W}/(\text{m}\cdot\text{K})$ ）を持つ液体 SS が混合することより、ダクト壁は溶融プールから高い熱負荷を受ける。本解析結果から、ダクト壁は、軸方向中間高さ付近で、比較的長時間、高い熱流束に曝されることで、溶融貫通に至るものと推定され、試験結果と整合する解析結果が得られた。

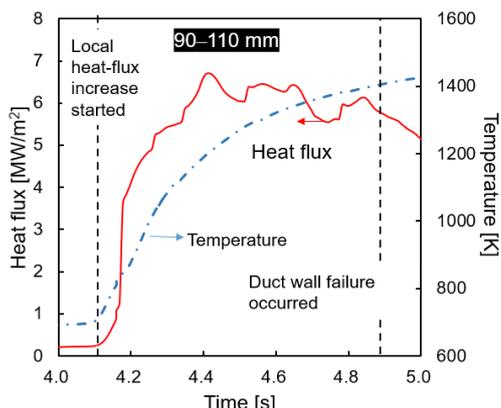


図4 ダクト壁における熱流束とダクト壁外面温度（軸方向位置 90-110 mm の平均値）

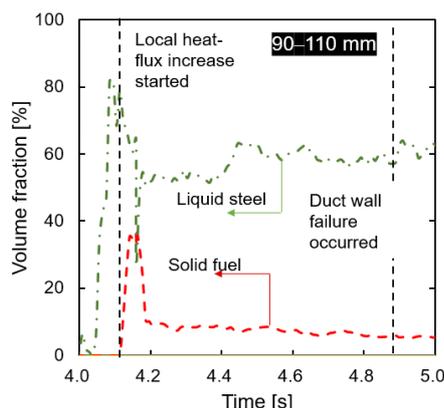


図5 ダクト壁近傍の物質割合の時間変化（軸方向位置 90-110 mm の平均値）

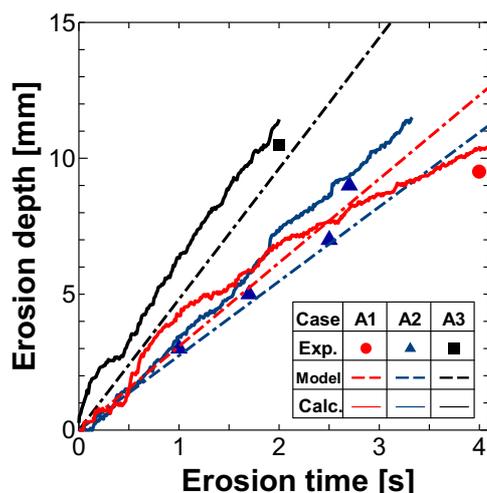
② 溶融噴流衝突による構造壁の浸食挙動

損傷炉心から噴流状に流出した高温の溶融炉心物質の衝突による炉内構造物の浸食挙動を対象とした解析では、浸食挙動に影響を与える固化クラストの形成挙動について、実験的知見と比較することで、本解析手法の適用性について検証した。さらに、溶融酸化物(MOX)燃料の噴流がSSプレートに衝突する挙動を解析し、実機条件下での構造壁の浸食挙動特性を明らかにした。

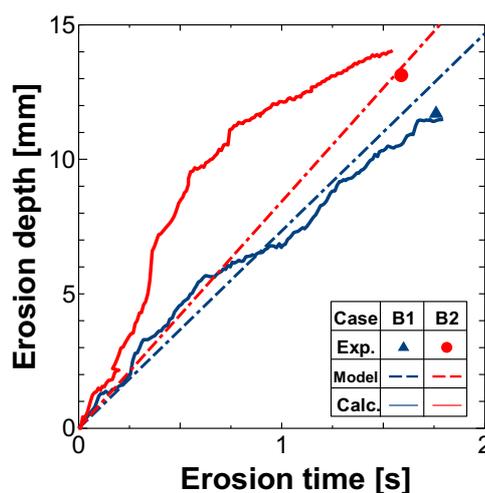
検証解析では、SS、錫(Sn)および塩化ナトリウム(NaCl)を用いた既往実験（引用文献③、④）及びMOX燃料のSSプレートへの衝突挙動を対象とした。表1に各解析ケースの基本的条件（ d ：噴流直径、 T_j ：噴流初期温度、 V_j ：噴流の衝突速度）を示す。

表1 噴流衝突による構造壁溶融浸食挙動の解析条件

Case (噴流/プレート)	A1 (SS/SS)	A2 (SS/SS)	A3 (SS/SS)	B1 (NaCl/Sn)	B2 (NaCl/Sn)	C (MOX/SS)
d [mm]	10	20	10	10	20	10-20
T_j [K]	1883	1883	1973	1383	1273	3100- 3700
V_j [m/s]	3.5	3.3	3.6	3.1	4.3	2.5



(a) SS 噴流/SS プレート (Case A1~A3)



(b) NaCl 噴流/Sn プレート (Case B1, B2)

図6 金属板の浸食深さの時間変化

図6にSS噴流/SSプレート及びNaCl噴流/Snプレートのケースにおける浸食深さの時間変化の計算結果(Calc.)及び実験結果(Exp.)の比較を示す。ここでは、実験相関式(Model)も合わせて示している。何れのケースにおいても、計算された浸食深さは実験結果と概ね良い一致を示した。特に、噴流と金属プレートの物性が異なるCase B1, B2では、噴流がプレート上で固化することで形成されたクラストによる熱浸食の抑制が確認され、本計算手法の基本的な妥当性が確認さ

れた。

MOX 燃料噴流/SS プレートを対象とした計算結果の一例として、図 7 に浸食深さの時間変化($d = 20 \text{ mm}$)を示す。ここでは、クラスト形成によるプレートの熱浸食の防護効果を確認するため、クラスト形成有り/無しの条件での計算結果を比較している。初期温度 3100 K の噴流では、クラスト形成の有無によって浸食速度に大きな差が表れている。一方で、初期温度 3700 K の条件では、クラスト形成有りの条件においてもプレート界面にはクラストがほとんど形成されないため、クラスト形成有無の条件によるプレート浸食挙動の影響は小さい。図 8 に示した噴流衝突 0.15 s 後のプレート浸食断面($d = 20 \text{ mm}$, $T_i = 3100 \text{ K}$)から、クラスト形成有りの場合、衝突点近傍に厚さ数 mm のクラストが形成され、噴流の初期温度が低いほど、プレートの浸食速度はクラスト形成の影響をより大きく受け、熱浸食が緩和されることが確認された。

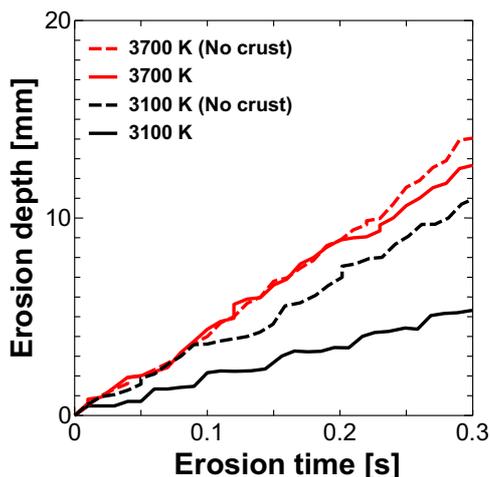
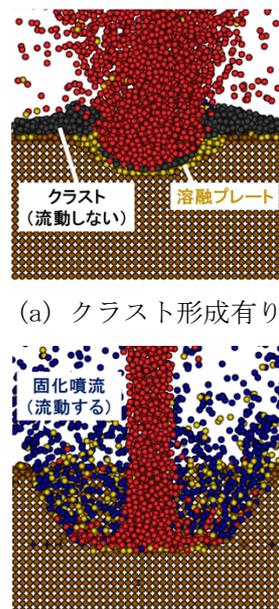


図 7 クラスト形成による浸食挙動への影響
(Case C : $d = 20 \text{ mm}$)



(a) クラスト形成有り

(b) クラスト形成無し

図 8 噴流衝突 0.15 s 後のプレート断面
(Case C : $d = 20 \text{ mm}$, $T_i = 3100 \text{ K}$)

(4) まとめ

高速炉の炉心損傷事故時の熔融燃料の IVR を達成する上で重要な熱流動現象を解明するため、多成分多相流の伝熱・流動・相変化挙動等を高精度で解析できる計算科学的手法(粒子法)を用いた数値シミュレーション技術を開発した。高速炉安全性試験において IVR に関わる重要な支配現象を対象とした解析評価を行い、従前の経験モデルに基づく多流体モデル等の解析技術では高い精度での解析が困難な多成分多相流挙動に介在するメカニズムを解明し、定量的な評価を行なった。

EAGLE ID1 試験における熔融燃料プールから構造壁への熱伝達挙動に着目した粒子法シミュレーションでは、燃料ピンの熔融・崩壊、熔融プールの形成、熔融混合体中の熱伝達、熔融混合体からダクト壁及びナトリウム冷却材への熱伝達の挙動を試験結果と良く一致する高い精度で再現した。この結果、構造壁の破損要因と推定される構造壁への高熱流束を生じさせる物理的なメカニズムが、高い熱伝導率を持つ熔融 SS を介した核発熱を伴う燃料からの熱伝達であることを裏付ける結果を得た。

噴流衝突による構造壁の浸食挙動を対象とした粒子法シミュレーションでは、既存の噴流衝突実験の解析によって熱流動現象のモデル化手法の妥当性を確認した。さらに、検証されたコードを用いた熔融 MOX 燃料の噴流による SS プレートの熔融浸食の解析から、実機条件では、構造壁上に形成された燃料クラストが構造壁の熱的浸食を抑制する可能性を示した。

本研究は、高速炉の CDA を対象としたものであるが、粒子法を基盤とする数値シミュレーション技術は、他の原子炉における過酷事故の熱流動現象解析にも応用できることから、汎用性、適用性に優れた原子力分野における安全評価技術のイノベーションと位置づけられる。

<引用文献>

- ① K. Konishi, et al.: Proc. 5th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS5), (2006) NTHAS5-F001.
- ② K. Konishi, et al.: Nucl. Eng. Des. 237(22) (2007) 2165-2174.
- ③ M. Saito, et al.: Nucl. Eng. Des., 121 (1990) 11-23.
- ④ M. Sato, et al.: Nucl. Eng. Des., 132 (1991) 171-186.
- ⑤ X. Liu, et al.: Comput. Phys. Commun., 230 (2018), 59-69.

5. 主な発表論文等

〔雑誌論文〕 計1件（うち査読付論文 1件/うち国際共著 0件/うちオープンアクセス 0件）

1. 著者名 Zhang Ting, Morita Koji, Liu Xiaoxing, Liu Wei, Kamiyama Kenji	4. 巻 179
2. 論文標題 A 3D particle-based simulation of heat and mass transfer behavior in the EAGLE ID1 in-pile test	5. 発行年 2022年
3. 雑誌名 Annals of Nuclear Energy	6. 最初と最後の頁 109389 ~ 109389
掲載論文のDOI（デジタルオブジェクト識別子） 10.1016/j.anucene.2022.109389	査読の有無 有
オープンアクセス オープンアクセスではない、又はオープンアクセスが困難	国際共著 -

〔学会発表〕 計5件（うち招待講演 0件/うち国際学会 5件）

1. 発表者名 Ting Zhang, Yao Yao, Koji Morita, Xiaoxing Liu, Wei Liu, Y. Imaizumi, Kenji Kamiyama
2. 発表標題 A Large-Scale Particle-Based Simulation of Heat and Mass Transfer Behavior in EAGLE ID1 In-Pile Test
3. 学会等名 The 30th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE30) (国際学会)
4. 発表年 2023年

1. 発表者名 Daichi Takatsuka, Koji Morita, Wei Liu, Ting Zhang, Takeshi Nakamura, Kenji Kamiyama
2. 発表標題 Particle-Based Simulation of Jet Impingement Behaviors
3. 学会等名 The 12th Japan-Korea Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS12) (国際学会)
4. 発表年 2022年

1. 発表者名 Ting Zhang, Koji Morita, Xiaoxing Liu, Wei Liu, Kenji Kamiyama
2. 発表標題 A 3D Particle-Based Analysis of Molten Pool-to-Structural Wall Heat Transfer in a Simulated Fuel Subassembly
3. 学会等名 The Second Asian Conference on Thermal Sciences (2nd ACTS) (国際学会)
4. 発表年 2021年

1. 発表者名 Ting Zhang, Koji Morita, Wei Liu, Xiaoxing Liu, Kenji Kamiyama
2. 発表標題 Numerical Investigation on Mechanism of Heat Transfer between Molten Pool and Duct Wall in EAGLE ID1 and ID2 In-Pile Tests
3. 学会等名 The 19th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-19) (国際学会)
4. 発表年 2022年

1. 発表者名 Ting Zhang, Koji Morita, Xiaoxing Liu, Wei Liu, Kenji Kamiyama
2. 発表標題 A 3D Numerical Simulation on Heat Transfer Behavior in Eagle ID1 In-Pile Test Using Finite Volume Particle Method
3. 学会等名 The 28th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE28) (国際学会)
4. 発表年 2021年

〔図書〕 計0件

〔産業財産権〕

〔その他〕

-

6. 研究組織

	氏名 (ローマ字氏名) (研究者番号)	所属研究機関・部局・職 (機関番号)	備考
研究協力者	神山 健司 (Kamiyama Kenji)	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (82110)	
研究協力者	張 ティン (Zhang Ting)	九州大学 (17102)	
研究協力者	劉 曉星 (Liu Xiaoxing)	九州大学 (17102)	

6. 研究組織（つづき）

	氏名 (ローマ字氏名) (研究者番号)	所属研究機関・部局・職 (機関番号)	備考
研究協力者	劉 維 (Liu Wei)	九州大学 (17102)	

7. 科研費を使用して開催した国際研究集会

〔国際研究集会〕 計0件

8. 本研究に関連して実施した国際共同研究の実施状況

共同研究相手国	相手方研究機関