

安全研究成果報告（案）

RREP-20XX-XXXX

安全研究成果報告(案)

S/NRA/R Research Report

軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発

Development of Simulation Codes for Physical and Chemical Phenomena including Large Uncertainties under Severe Accident of LWR

菊池 航 平等 雅巳 栃尾 大輔 堀田 亮年 阿部 豊

KIKUCHI Wataru, TAIRA Masami, TOCHIO Daisuke, HOTTA Akitoshi, and ABE Yutaka

シビアアクシデント研究部門

Division of Research for Severe Accident

原子力規制庁

長官官房技術基盤グループ

Regulatory Standard and Research Department,
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

令和 XX 年 XX 月

Month 20XX

本報告は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループが行った安全研究プロジェクトの活動内容・成果をとりまとめたものです。なお、本報告の内容を規制基準、評価ガイド等として審査や検査に活用する場合には、別途原子力規制委員会の判断が行われることとなります。

本報告の内容に関するご質問は、下記にお問い合わせください。

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ シビアアクシデント研究部門
〒106-8450 東京都港区六本木 1-9-9 六本木ファーストビル
電 話：03-5114-2224
ファックス：03-5114-2234

軽水炉の重大事故時における不確かさの大きな物理化学現象に係る

解析コードの開発

原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ

シビアアクシデント研究部門

菊池 航 平等 雅巳 栃尾 大輔 堀田 亮年 阿部 豊

要 旨

格納容器機能喪失につながるような負荷及び格納容器破損後に環境へ放出する核分裂生成物の挙動を把握することは、重大事故に対する緩和策の視点から重要である。そのためには、解析コードによる予測を有効に活用して現象を把握することが重要である。格納容器機能喪失に関連する現象のうち、特に既存解析コードによる評価に不確かさが大きい以下の四つの課題を抽出した。

- ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- ・ 溶融炉心－コンクリート相互作用
- ・ 原子炉圧力容器内外のデブリベッド冷却性
- ・ 格納容器から放出される放射性物質の生成・移行・除去挙動

これらの課題について現象理解及びモデル化に関する最新知見を整理して反映した解析コードを開発することにより不確かさの低減を行った。解析コードの開発は安全研究プロジェクトとして平成 29 年度から令和 4 年度までの六年間に実施した。本報告書はその成果をまとめたものである。

本研究では、以下のとおり予定していた成果が得られた。

- (1) 「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、三次元溶融ジェット分裂挙動解析コード JBREAK を開発し、三次元詳細ジェット及び液滴挙動を解析で取り扱う事を可能にした。国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (JAEA) への委託事業により円筒座標系溶融燃料－冷却材相互作用解析コード JASMINE の溶融ジェット分裂モデルを改良し、水蒸気爆発を良好に再現できた。
- (2) 「溶融炉心－コンクリート相互作用」では、三次元溶融炉心－コンクリート相互作用解析コード CORCAAB を開発し、三次元の溶融炉心－コンクリート相互作用 (MCCI) を詳細に解析可能とした。また、溶融デブリ内の対流熱伝達モデルの開発を行い、MCCI 挙動に関する不確かさの低減を図ることができた。

(3) 「原子炉压力容器内外のデブリベッド冷却性」では決定論的アプローチに基づく解析コード THERMOS と確率論的アプローチに基づく解析コード JASMINE におけるモデルの開発を実施した。

① 決定論的アプローチに基づく解析コードの開発では、モジュール型コードシステム THERMOS を開発しており、そこに含まれる熔融ジェット挙動、熔融デブリ冷却挙動、熔融デブリ拡がり挙動及びデブリ中の物質間相互作用に係る四つのモジュールを開発した。また、これらの複数コード間のカップリング解析を行う場合を想定してコード間インターフェイスを開発した。これにより、THERMOS によって実機 BWR の詳細デブリ挙動を解析することが可能となった。

② 確率論的アプローチに基づく解析コードの開発では、JAEA への委託事業により JASMINE において床面上での集積デブリ形成及び熔融物の拡がり挙動のモデルを追加することにより格納容器内デブリ冷却成功確率の評価を可能とした。

(4) 「放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発」では、「化学反応を考慮したソースターム評価手法の開発」と「エアロゾルスクラビング除去モデルの開発」の二分野について取り組んだ。

① 化学反応を考慮したソースターム評価手法の開発では、JAEA への委託事業により重大事故総合解析コード THALES2 に詳細な化学反応速度及び化学平衡組成モデルを導入し、BWR プラント事故解析時における核分裂生成物生成挙動を高度化した。これにより、放射性物質の化学形態を考慮してソースターム評価することが可能となった。

② エアロゾルスクラビング除去モデルの開発では、国立大学法人筑波大学への委託事業により解析コードを開発し、三次元エアロゾル移行挙動評価を可能とした。

Development of Simulation Codes for
Physical and Chemical Phenomena including Large Uncertainties
under Severe Accident of LWR

KIKUCHI Wataru, TAIRA Masami, TOCHIO Daisuke, HOTTA Akitoshi, and ABE Yutaka
Division of Research for Severe Accident,
Regulatory Standard and Research Department,
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Abstract

It is important to understand the behavior of the fission products released to the environment after the containment failure and the loads that lead to the loss of containment function from the viewpoint of mitigation measures against severe accidents. For that purpose, it is important to grasp the phenomenon by effectively utilizing the prediction by the analysis code. Among the phenomena related to the loss of containment vessel function, the following four issues were extracted for which the evaluation using the existing analysis code has a particularly large uncertainty.

- Molten fuel-coolant interaction outside the reactor pressure vessel
- Molten-core-concrete interaction
- Debris-bed coolability inside and outside the RPV
- Generation, transferring, and removal behavior of radioactive material releasing from containment vessel

Uncertainty was reduced by developing an analysis code that reflects the latest findings on phenomena understanding and modeling for these issues. The analysis code was developed for six years from 2017 to 2022. This report summarizes the results.

In this research, the expected results were obtained as follows.

- (1) In “Molten fuel-coolant interaction outside the reactor pressure vessel”, a three-dimensional molten jet splitting behavior analysis code “JBREAK” was developed to treat three-dimensional detailed jet and droplet behavior. The molten jet splitting model of the R-Z molten fuel-coolant interaction analysis code “JASMINE” was improved and vapor explosions were reproduced well under a contract with Japan Atomic Energy Agency (JAEA).
- (2) In “Molten core-concrete interaction”, we developed a three-dimensional molten core-concrete interaction analysis code “CORCAAB” which enables detailed analysis of three-dimensional

MCCI. In addition, a convective heat transfer model in molten debris was developed to reduce uncertainties related to MCCI.

- (3) In “Debris bed coolability inside and outside the reactor pressure vessel”, we developed two analysis codes “THERMOS” based on the deterministic approach and “JASMINE” based on the probabilistic approach;
 - ① In the development of the analysis code based on the deterministic approach, a modular code system, “THERMOS” and four modules on melt jet behavior, melt debris cooling behavior, melt debris spreading behavior and material interaction in debris were developed. In addition, an inter-code interface was developed for the case that coupling analysis between these multiple module is performed. As a result, detailed debris behavior of actual BWRs can be analyzed by “THERMOS”.
 - ② In the development of the analysis code based on the probabilistic approach, a model of debris formation and melt spreading behavior on the floor was added to JASMINE under contract with the Japan Atomic Energy Agency (JAEA) to enable evaluation of the success probability of debris cooling in the containment vessel.
- (4) In “Generation, transferring, and removal behavior of radioactive material releasing from containment vessel”, we worked on two areas; "Development of source term evaluation method considering chemical reactions" and "Development of aerosol scrubbing removal model."
 - ① In “Development of a source term evaluation method considering chemical reactions”, a detailed chemical reaction rate and chemical equilibrium composition model were introduced into a comprehensive severe accident analysis code “THALES2” to improve the fission products generation behavior in BWR plant accident analysis under contract with JAEA. As a result, it became possible to evaluate the source term considering the chemical form of radioactive materials.
 - ② In “Development of the aerosol scrubbing removal model”, an analysis code was developed to enable evaluation of three-dimensional aerosol transferring behavior under contract to University of Tsukuba,.

目 次

1.	序論	1
1.1	背景	1
1.2	目的	3
1.3	全体行程	3
2.	本論	4
2.1	全体概要	4
2.2	溶融燃料-冷却材相互作用解析コードの開発	5
2.2.1	JBREAK の開発.....	6
2.2.2	JASMINE の改良.....	21
2.3	溶融炉心-コンクリート相互作用解析コードの開発	26
2.3.1	三次元解析 MCCI コード CORCAAB の開発	27
2.3.2	対流熱伝達モデルの開発.....	37
2.3.3	まとめ	48
2.4	キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発.....	49
2.4.1	重要現象同定とモデル化の方針.....	50
2.4.2	決定論的アプローチに基づくデブリ冷却性評価手法開発.....	55
2.4.3	確率論的アプローチに基づくデブリ冷却性評価手法開発.....	99
2.5	放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発.....	106
2.5.1	知見の調査及び主要な課題の抽出	107
2.5.2	研究の進め方.....	108
2.5.3	FP 化学挙動を考慮したソースターム評価	109
2.5.4	エアロゾルプールスクラビング除去モデルの開発.....	126
3.	結論	134
3.1	成果の要点	134
3.2	目的の達成状況.....	136
3.3	成果の公表等.....	137
3.3.1	原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表	137
3.3.2	委託先による公表.....	138
3.4	成果の活用等.....	140
3.4.1	有効性評価への活用	140
3.4.2	安全性向上評価等への活用	140
3.4.3	審査書案に対する科学的・技術的意見への回答.....	141
3.5	今後の課題等.....	141
	参考文献一覧	142

執筆者一覽156

表 目 次

表 2.2.1	DEFOR-A シリーズ実験条件	12
表 2.3.1	CCI2 試験の解析条件	31
表 2.3.2	解析条件	40
表 2.4.1	デブリベッド形成及び冷却に関する重要現象と実験的知見	53
表 2.4.2	デブリベッド構成要素間の熱伝達係数	62
表 2.4.3	PULiMS 実験条件	78

目 次

図 1.1.1	解析コード開発の対象とする現象	2
図 1.3.1	安全研究プロジェクトの行程	4
図 2.1.1	デブリベッド安定冷却に係る主要現象	5
図 2.2.1	デブリベッド形成及び冷却性評価コード THERMOS の構成	13
図 2.2.2	溶融ジェットから液滴発生モデルの概念図	14
図 2.2.3	拡がりデブリと集積に関する概念	15
図 2.2.4	DEFOR-A 実験装置概要	15
図 2.2.5	ジェット及び液滴拡散挙動に関する実験結果及び解析結果の比較	16
図 2.2.6	各キャッチャにおけるデブリベッド高さの実験結果と解析結果の比較	17
図 2.2.7	各キャッチャにおける粒子状デブリ質量割合の実験結果と解析結果の比較	18
図 2.2.8	各キャッチャにおける集積デブリ質量割合の実験結果と解析結果の比較 ..	18
図 2.2.9	TROI 実験装置概要	19
図 2.2.10	TROI TS-4 解析におけるジェット、粒子及び冷却水挙動	20
図 2.2.11	JBREAK-DPCOOL 解析において予測された圧力の時間変化	21
図 2.2.12	JASMINE コードにおける溶融物モデル及びジェット分裂のモデル	23
図 2.2.13	ALPHA 実験及び DEFOR-A 実験で得られた液滴径分布	25
図 2.2.14	水蒸気爆発発生時の圧力分布と冷却水の内部エネルギーの時間変化	26
図 2.3.1	セル内の浸食フロントパターン	32
図 2.3.2	CORCAAB における三次元コンクリート侵食アルゴリズム	33
図 2.3.3	輻射格子の概念図	33
図 2.3.4	輻射モデル改良による侵食形状の差異	34
図 2.3.5	CORCAAB による二箇所サンプルを有するキャビティ侵食解析	34
図 2.3.6	CCI 実験装置概要	35
図 2.3.7	CCI2 における発熱密度及び発熱量	36
図 2.3.8	CORCAAB による三次元侵食解析結果	36
図 2.3.9	CORCAAB による侵食履歴解析結果	37
図 2.3.10	多次元 MCCI 解析コードのための熱伝達係数モデルの開発	41
図 2.3.11	壁面近傍メッシュサイズの壁面熱伝達への影響	41
図 2.3.12	領域メッシュサイズの熱伝達への影響評価モデル	42
図 2.3.13	側面及び底面における Nusselt 数と Rayleigh 数の関係	43
図 2.3.14	プールの概略図	44
図 2.3.15	評価モデルの概略図	44
図 2.3.16	評価モデルのメッシュ図	44

図 2.3.17	側面及び底面における熱伝達率と気相見かけ流速の関係.....	45
図 2.3.18	側面及び底面における熱伝達率と粘性係数の関係.....	46
図 2.3.19	CCI 実験より得られた溶融物形状のモデル化.....	47
図 2.3.20	CCI 実験に対する評価結果.....	48
図 2.4.1	デブリベッド形成と冷却に関わる現象.....	54
図 2.4.2	デブリベッド安定冷却に係る主要現象.....	54
図 2.4.3	デブリベッド形成及び冷却性評価コード THERMOS の構成.....	56
図 2.4.4	デブリベッドを構成する発熱体と非発熱体間の熱伝達経路.....	63
図 2.4.5	DPCOOL による三次元体系によるセルフレベリング解析例.....	64
図 2.4.6	DPCOOL によって予測された COOLOCE-13 実験の液相温度変化.....	66
図 2.4.7	DPCOOL によって予測された DEBRIS CENTER DOWNCOMER 実験の液相 速度と摩擦圧損失.....	67
図 2.4.8	DPCOOL によって予測された PDS-C15 実験の空気注入開始 10 秒後の粒子 層形状.....	68
図 2.4.9	DPCOOL によって予測された PDS-C15 実験の二相流場.....	69
図 2.4.10	DPCOOL に実装された二相流レジームマップと PDS-C15 の解析範囲.....	70
図 2.4.11	MSPREAD によるサンプルシンクモデル解析例.....	79
図 2.4.12	MSPREAD における Weir Anchoring モデルの解析例.....	79
図 2.4.13	JBREAK-MSPREAD のインターフェイス手法 ¹¹⁷	80
図 2.4.14	KATS-12 実験装置及び解析結果における溶融物先端位置の時間変化.....	80
図 2.4.15	VULCANO 実験装置及び溶融物先端位置の時間変化.....	81
図 2.4.16	ECOKATS-1 実験と MSPREAD 及び CORFLOW による解析結果の比較....	81
図 2.4.17	PULiMS 実験装置及び溶融物拡がり形状の比較.....	82
図 2.4.18	MSPREAD によって予測された PULiMS E10 のデブリベッド分布.....	83
図 2.4.19	JBREAK-DPCOOL カップリングによるデブリベッド形成解析例.....	85
図 2.4.20	REMELT による連続クラスト層の生成と崩壊の検証.....	90
図 2.4.21	REMELT による溶融セルと空隙形成の検証.....	91
図 2.4.22	REMCOD 実験装置概要.....	92
図 2.4.23	REMCOD E25 のインゴット形状と浸透履歴に関する REMELT による予測 結果と実験結果の比較.....	93
図 2.4.24	REMCOD E27 のインゴット形状と浸透履歴に関する REMELT による予測 結果と実験結果の比較.....	94
図 2.4.25	実機溶融物挙動解析体系.....	98
図 2.4.26	実機溶融物挙動解析結果.....	98
図 2.4.27	溶融炉心冷却成功確率の評価手法の概念図.....	102
図 2.4.28	集積判定方法.....	102

図 2.4.29	集積割合に関する DEFOR-A 実験結果と解析結果の比較.....	103
図 2.4.30	射流を再現するモデルを導入した場合の溶融物の拡がり（左図）／溶融物の拡がりの先端位置の時間変化に関する実験結果と解析結果の比較（右図） .	104
図 2.4.31	実機溶融物冷却成功確率評価方法	105
図 2.4.32	実機 BWR の SA を対象としたデブリの堆積高さ／デブリの冷却可能堆積高さのヒストグラム.....	106
図 2.5.1	ソースターム評価での FP 化学挙動に係る研究計画	109
図 2.5.2	ホウ素を含んだ条件での FP 化学挙動に係る実験条件	118
図 2.5.3	VICTORIA による VERDON-2 実験解析例 ¹⁶⁵	118
図 2.5.4	(a) VERDON-2 及び(b) VERDON-5 における Cs 及び I 化学挙動.....	119
図 2.5.5	VICTORIA による JAEA TeRRa 実験解析結果	120
図 2.5.6	ノンパラメトリック・ベイズ法による線形回帰モデル.....	121
図 2.5.7	K 近傍法による線形回帰モデル	121
図 2.5.8	K 近傍法に基づく線形回帰モデルによる化学組成評価.....	122
図 2.5.9	ソースターム解析結果の例 (BWR4/Mark-I 全交流電源喪失時のドライウエル過圧破損ケース)	123
図 2.5.10	TB シーケンスでのヨウ素の化学組成	124
図 2.5.11	TB シーケンスでのセシウムの化学組成	125
図 2.5.12	FP プルームの温度低下に伴う化学組成変化	126
図 2.5.13	プールスクラビング実験データとモデル改良の関係.....	130
図 2.5.14	本研究で検討した 3 種類の界面モデル	131
図 2.5.15	気泡内外のエアロゾル濃度場解析結果の一例.....	132
図 2.5.16	物質輸送解析結果.....	132
図 2.5.17	DF 実験結果と解析結果の比較	133
図 2.5.18	Glycerin 条件における粒子数分布の実験結果と解析結果の比較	133
図 2.5.19	CsI 条件における粒子数分布の実験結果と解析結果の比較	134

略 語 表

ANL	: Argonne National Laboratory	アルゴンヌ国立研究所
BWR	: Boiling water reactor	沸騰水型炉
CCFL	: Counter current flow limit	(気液) 対向流制限
CEA	: Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives	原子力・代替エネルギー庁
CFD	: Computational fluid dynamics	数値流体力学
DEFOR-A	: Debris FORmation and Agglomeration	KTH において実施した深いプール 中高温溶融物粒子化及び集積デブ リ生成実験
ERVC	: External Reactor Vessel Cooling	原子炉圧力容器外からの溶融デブ リ冷却
EVMR	: Ex-vessel melt retention	原子炉圧力容器外溶融デブリ保持
FCI	: Fuel-coolant interaction	溶融燃料-冷却材相互作用
FEM	: Finite element method	有限要素法
FP	: Fission products	核分裂生成物
FZK	: Forschungszentrum <i>Karlsruhe</i> GmbH	カールスルーエ研究センター
IKE	: Institut für Kernenergetik und Energiesysteme	核エネルギー及びエネルギーシステム 研究所
ISA	: Integrated Severe Accident analysis code	総合シビアアクシデント解析コー ド
IVMR	: In-vessel melt retention	原子炉圧力容器内容融デブリ保持
JAEA	: Japan Atomic Energy Agency	日本原子力研究開発機構
JAERI	: Japan Atomic Energy Research Institute	(旧) 日本原子力研究所
JNES	: Japan Nuclear Energy Safety Organization	原子力安全基盤機構
KAERI	: Korea Atomic Energy Research Institute	韓国原子力研究院
KIT	: Karlsruhe Institute of Technology	カールスルーエ工学研究所
KTH	: Kungliga Tekniska Högskolan	スウェーデン王立工科大学

MCCI	: Molten corium – concrete interaction	溶融炉心-コンクリート相互作用
NEA	: Nuclear Energy Agency	原子力機関
OECD/NEA/ CSNI	: Organization for Economic Co-operation and Development / Nuclear Energy Agency / Committee on The Safety of Nuclear Installation	経済協力開発機構/原子力機関/原子力施設安全委員会
PSI	: Paul Scherrer Institute	ポール・シェラー研究所
PULiMS	: Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading	KTH において実施した浅いプール中高温溶融物拡がり実験
PWR	: Pressurized water reactor	加圧水型炉
REMCOD	: Remelting of Multi - COmponent Debris and debris - structure interactions	KTH において実施した固体粒子層中の低融点金属固化・再溶融浸透実験
S/C	: Suppression chamber	サブプレッションチェンバー
SERENA	: Steam Explosion Resolution for Nuclear Applications Project	経済協力開発機構が実施した水蒸気爆発実験プロジェクト名
SG	: Steam generator	蒸気発生器
SGTR	: Steam generator tube rupture	蒸気発生器細管破損
SNL	: Sandia National Laboratories	サンディア国立研究所
SS	: Stainless steel	ステンレス鋼
TeRRa	: Test bench for FP Release and tRansport	FP 放出移行挙動再現装置
TMI-2	: Three Mile Island Unit-2	スリーマイル島原子力発電所 2 号機
VTT	: VTT Technical Research Centre of Finland	フィンランド VTT 技術研究センター

用語の定義

熔融燃料 - 冷却材相互作用

高温の熔融燃料が冷却材と接する状況において引き起こされる相互作用であり、高温の熔融燃料が保有する熱が短い時間に冷却材に伝わるため水蒸気爆発などの急激な現象が引き起こされることがある。

熔融炉心 - コンクリート相互作用

炉心が熔融してできた高温デブリが格納容器に落下し十分な冷却ができないと、格納容器下部のキャビティ又はペDESTALを形成するコンクリートが、熔融炉心によって侵食される現象。

キャビティ注水時のデブリ冷却性

高温の熔融デブリがキャビティ又はペDESTALに落下した際にプール水や注入水による冷却がどの程度あるかという度合い。十分ではない場合、床面のコンクリートに侵食が発生し、ベースマツトやライナ金属等の熔融貫通が発生する可能性がある。

放射性物質生成・移行・除去

重大事故により発生した放射性物質は、気体状あるいはエアロゾルの形態で移行する。これらの放射性物質は難揮発性などの特性から多くはエアロゾルの粒子状の形態で移行する。移行の経路にフィルタが設置されていたり、プールスクラビング等が期待できる状況であれば放射性物質は除去される。

プールスクラビング

放射性物質などの汚染物質を含有する気体が、プール水中を通過する際に、放射性物質がプール水中に捕獲され除染される現象。

ソースターム

環境へ放出される放射性物質の核種や量、それらの放出タイミングのこと。

1. 序論

1.1 背景

重大事故時の格納容器機能維持への脅威となる物理化学現象及び格納容器破損後の核分裂生成物（FP）の放出については、解析コードによる予測に大きな不確実さを伴う領域が存在し、これらに関するモデル化に必要な現象理解を進めるための研究が国内外において継続的に進められている。こうした国内外の研究動向に関しては、原子力規制庁の安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率論的リスク評価に係る解析手法の整備」（平成 29 年度～令和 4 年度）¹にて「格納容器破損防止対策の評価手法の整備」の一環として情報収集を継続している。

格納容器機能喪失につながるような負荷及び格納容器破損後に環境へ放出する FP の放出を把握することは、重大事故に対する緩和策の視点から重要である。そのためには、解析コードによる予測を有効に活用して現象を把握することが重要である。格納容器機能喪失に関連する現象のうち、特に図 1.1.1 に示す四つの課題については、既存解析コードによる評価では不確実さが大きい。そのため、これらの現象理解及びモデル化に関する最新知見を整理し、反映した解析コードを開発することにより不確実さを低減することが求められている。

- ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- ・ 溶融炉心－コンクリート相互作用
- ・ 原子炉圧力容器内外のデブリベッド冷却性
- ・ 格納容器から放出される放射性物質の生成・移行・除去挙動

原子炉圧力容器（RPV）外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）及び溶融炉心－コンクリート相互作用（MCCI）については、長期間に渡る国際協力プロジェクトにおける実験等^{2,3}を通じて知見が蓄積されてきたが、現象解明及び実機プラント予測における不確実さが未だに大きい領域である。このため、国内外の動向、最新の文献、国際協力プロジェクトへの参加等を通じて得た知見により、これらの現象の予測精度を向上するためのモデル開発及び解析コード改良を進めることが求められている。

RPV 内外のデブリベッド冷却性については、RPV 内溶融デブリ保持（IVMR）、RPV 外からの溶融デブリ冷却（ERVIC）及び RPV 外溶融デブリ保持（EVMR）の観点から、デブリベッド形成及びデブリベッド内伝熱流動に関連する諸現象に関する研究が近年国内外で活発化している。本研究と平行して実施した安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」（平成 27 年度～令和元年度）⁴における研究項目「燃料デブリ形成過程個別現象実験」では、海外の専門家と協力し、既往の実験的知見に基づくギャップ分析を行い研究すべき課題を抽出し、実験データを取得した。ここから得られる新知

見に基づき、デブリベッド冷却性に対する解析モデルの精度を向上させることが求められている。

また、格納容器が破損した後は、格納容器から放出されるソースタームを把握することが必要である。環境への FP 放出に影響する要素を特定するため、粒子（エアロゾル）状又はガス状 FP の発生、除去及び移行プロセス（化学反応を含む）について、OECD/NEA/CSNI、欧州共同体等、国内外機関において実験的研究が進められてきた。しかしこれらの試験を経ても未だ未解明な点が多いことから、更なる知見の拡充を目的として上記の安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」（平成 27 年度～令和元年度）及び「重大事故時における重要物理化学現象の不確実さ低減に係る実験」（令和 2 年度～令和 7 年度）⁵にて、「プールスクラビング実験及びソースターム実験」の一環として独自に実験を実施した。これらの実験から得られた知見に基づき詳細な化学反応を含む解析モデルを開発し、MELCOR^{6,7,8}等の総合シビアアクシデント解析コード（ISA）に反映することで、ソースターム評価の精度を向上する必要がある。

以上の解析モデルの精度向上により、最終的には压力容器外で発生する MCCI 等の現象から格納容器破損後の環境へのソースターム評価までを関連付け、各現象の詳細な評価及び解析結果の不確実さ低減が可能になると期待できる。

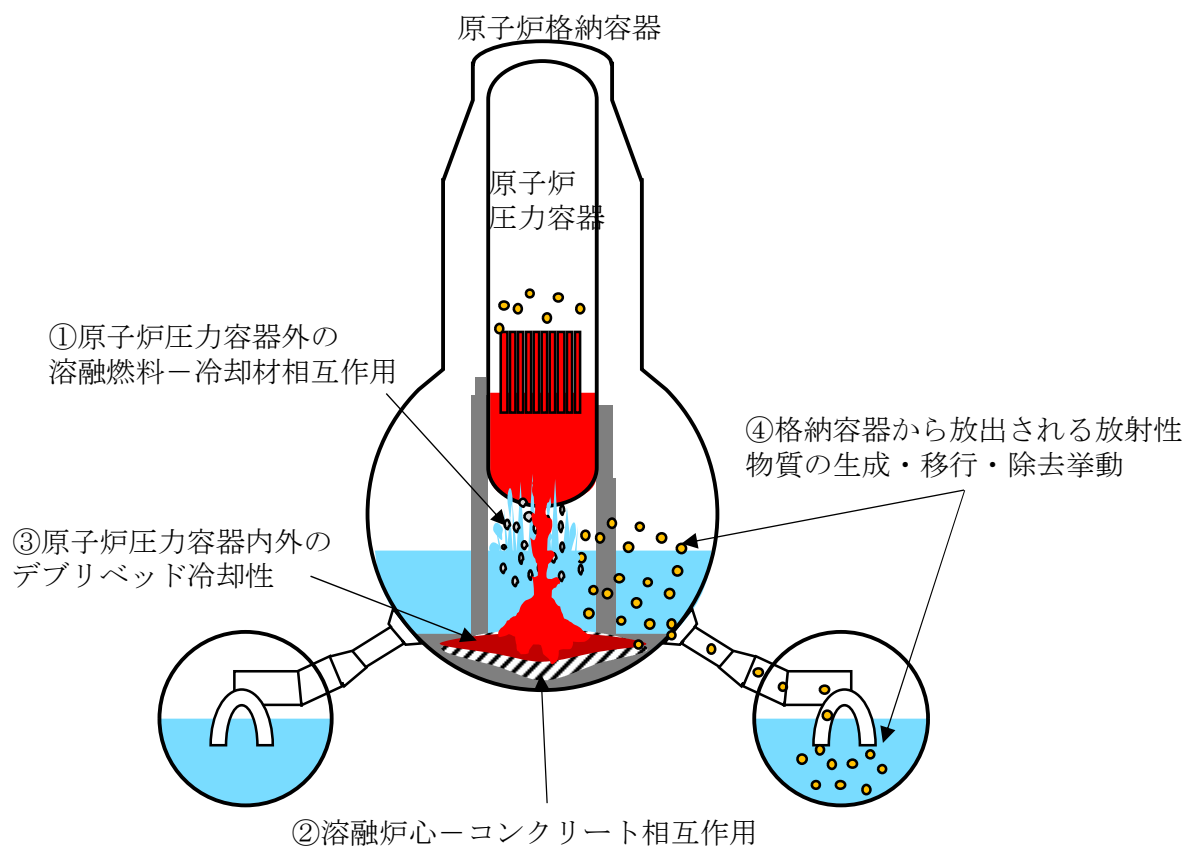


図1.1.1 解析コード開発の対象とする現象

Fig. 1.1.1 Phenomena subject to simulation code development

1.2 目的

「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、「溶融炉心-コンクリート相互作用」、「原子炉圧力容器内外のデブリベッド冷却性」及び「格納容器から放出される放射性物質の生成・移行・除去挙動」の四つの課題を対象とし、幾何形状模擬性、物理化学現象における局所・非平衡性の考慮等のモデル高度化を実現した新たな解析コードを開発する。これらの解析コードを用いて、実験データの解釈、実機プラントの事故分析を進め、さらにこれらの実験により得られる知見をプラントスケールの評価に適用する際の不確かさを低減することを目的とする。

1.3 全体行程

全体行程を図 1.3.1 に示す。本研究は平成 29 年度から令和 4 年度までの六年間で実施したものであり、得られた成果を本報告書にまとめる。(1)溶融燃料-冷却剤相互作用解析コードの開発、(2)溶融炉心-コンクリート相互作用解析コードの開発、(3)キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発及び(4)放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発を以下の四プロセスに分解して進めた。

- ① 現象分析・モデル設計：注目する現象に内包される個別現象、相互作用等の分析。
- ② コード設計：上記モデルに関する保存式の定式化、支配式を閉じるために必要な構成方程式、物性値ライブラリ等の定式化、空間離散化、時間積分、相互作用アルゴリズム、実機キャビティ形状への適用性等の検証等。
- ③ コーディング：コード設計をプログラム化、コード検証（code verification）等。
- ④ 妥当性確認（code validation）：注目する現象を含む個別効果実験及び総合効果実験に基づくコードの予測性能等の確認。（妥当性確認された他の解析コードとの比較も場合によっては妥当性確認として位置付ける）

なお、(1)溶融燃料-冷却剤相互作用解析コードの開発の中の JASMINE の改良、(3)キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発の中の確率論的アプローチによるデブリ冷却性評価手法開発、及び(4)放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発の中のプラント内放射性物質移行解析コードの開発は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（JAEA）への委託事業で行った。また、(4)放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発の中のエアロゾルプールスクラビング除去モデルの開発は、国立大学法人筑波大学への委託事業で行った。

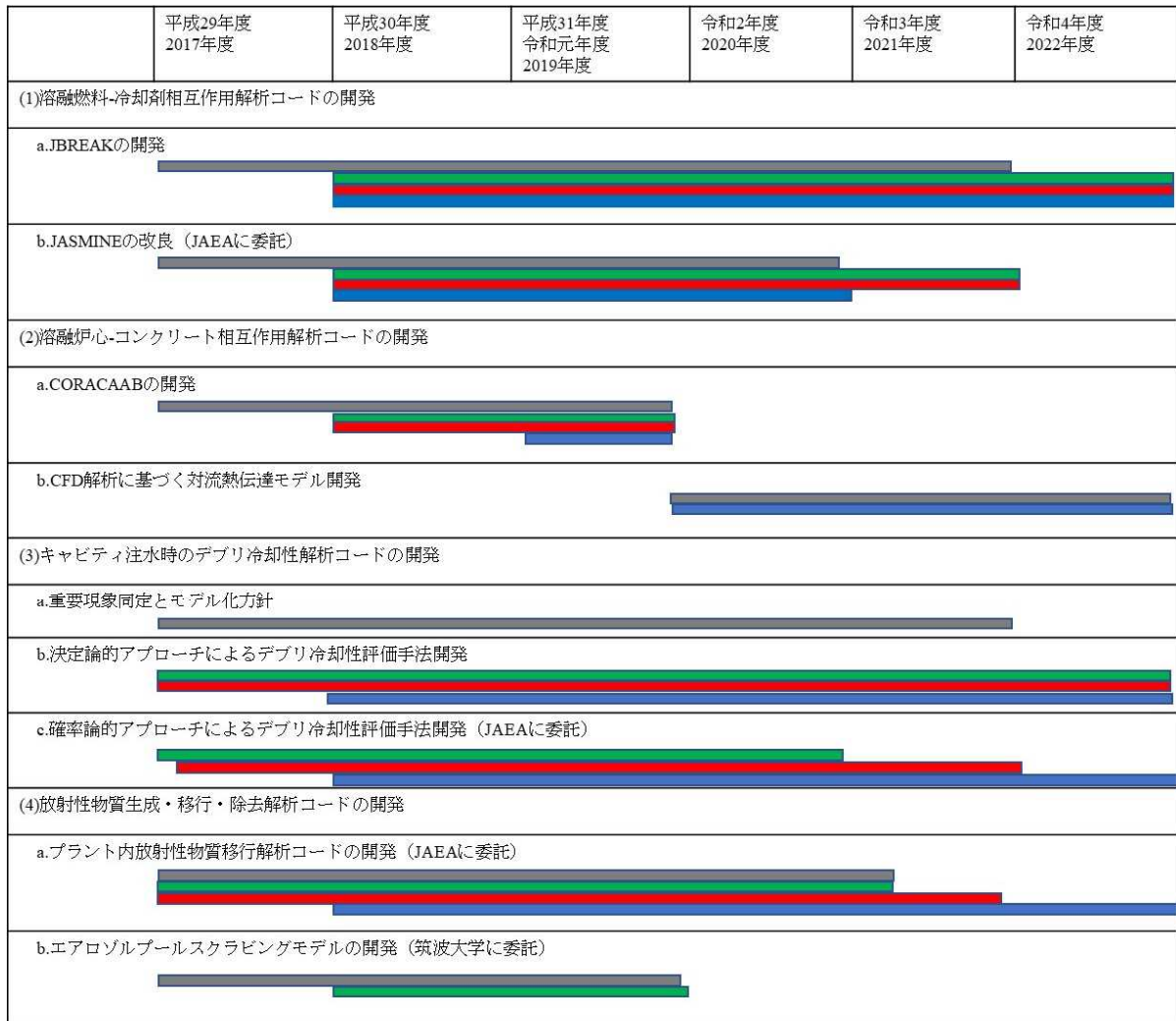


図1.3.1 安全研究プロジェクトの行程

Fig. 1.3.1 Schedule on safety research program

2. 本論

2.1 全体概要

国内外の動向、最新の文献、国際協力プロジェクトへの参加等を通じて得た知見及び安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」（平成27年度～令和元年度）及び「重大事故時における重要物理化学現象の不確実さ低減に係る実験」（令和2年度～令和7年度）で得た知見に基づき解析コードのモデル化、妥当性確認を実施する。また、開発した解析コードを用いて安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率論的リスク評価に係る解析手法の整備」（平成29年度～令和

4年度)の格納容器破損防止対策の評価手法の整備に反映することで実機評価の高度化を図る。

その中で、デブリベッド安定冷却に係る主要現象には複数の現象が影響していることから図 2.1.1 に示すように現象を分類しイベントツリーのアプローチにより整理した。その上で、不足している領域を対象にコード開発を行った。

次節からは個別の解析コードについて述べる。

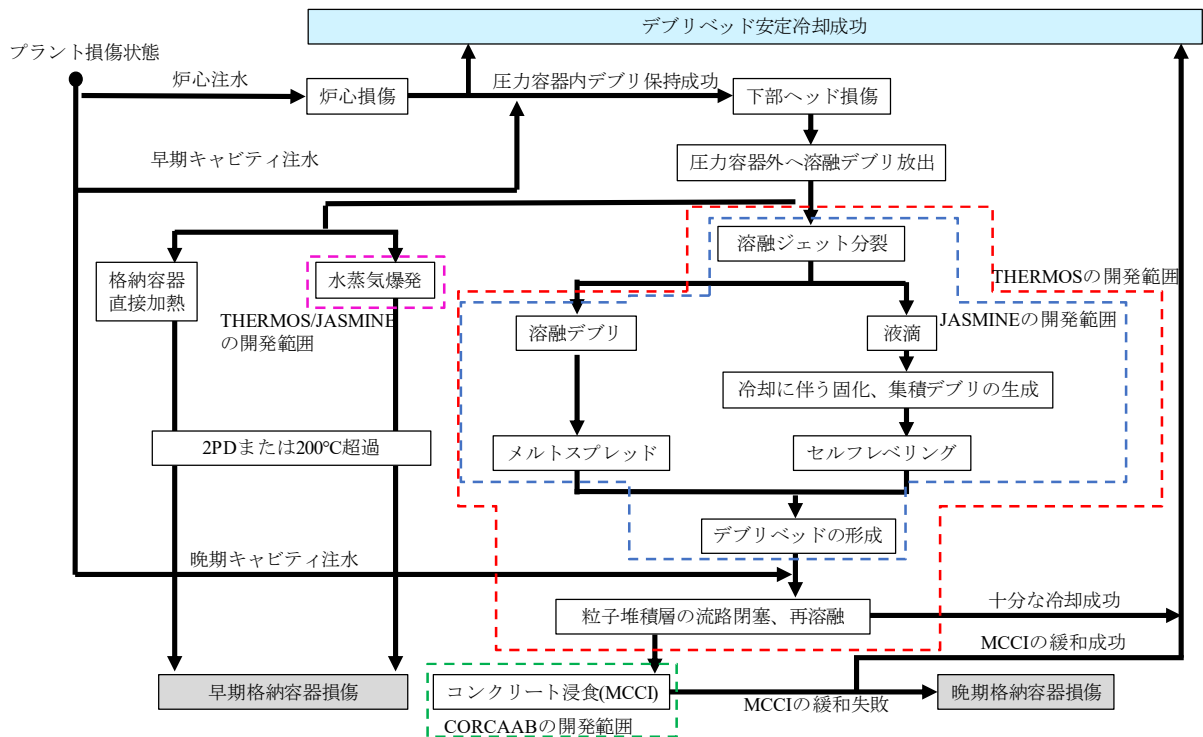


図2.1.1 デブリベッド安定冷却に係る主要現象

Fig. 2.1.1 Main phenomena on debris bed cooling

2.2 溶融燃料-冷却材相互作用解析コードの開発

FCIについて、実用発電用原子炉の格納容器損傷防止対策に関する審査では、「水蒸気爆発の可能性は極めて低いこと」を確認することとし、「(高温デブリと冷却水の接触によって沸騰が急激に促進されることによる)急激な圧力上昇」の影響について評価している⁴。特に、沸騰水型炉(BWR)においては、ペDESTアルがRPV支持機能を有しており、ペDESTアルの機能が維持されることを参考として評価している。具体的には、RPVが破損する前に注水によりペDESTアルにプールが形成され、そこに溶融デブリが落下した後に水蒸気爆発が発生した場合に発生すると考えられる機械的エネルギーをJAEAが開発したコードJASMINE¹⁰を用いて解析している。

JASMINEは、模擬物質を用いた実験を含む複数のFCI実験解析を行った実績がある解析コードである。近年、OECD/NEA/CSNIが主催したSERENA2実験では、二酸化ウラン-

金属混合物を用いた大規模実験が系統的に行われた²。本安全研究プロジェクトに先行し原子力規制庁が実施した安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故に関わる知見の整備」（平成26年度～平成28年度）において、SERENA2実験に基づき重要な不確実さ要因（溶融ジェットブレイクアップ、粗混合液滴の分布、細粒化と二相流動場の相互効果等）に対する同コードの感度解析が実施され⁹、その結果は審査において活用されている。

さらに、本研究と平行して実施している安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」（平成27年度～令和元年度）における研究項目「燃料デブリ形成過程個別現象実験」では、スウェーデン王立工科大学（KTH）のDEFOR-A設備を用いた模擬溶融物による実験を実施している。この実験では、溶融デブリの粒子径分布、集積デブリ化等、予混合状態の予測において新たに考慮すべき実験的知見が得られた^{11,12}。東京電力福島第一原子力発電所事故では、RPV底部からの溶融炉心落下の状況を示す調査結果^{16,17,18}が得られており、これらの分析のために非対称三次元体系における機械エネルギー発生・伝播及び構造応答に対する影響評価手法を確立する必要性が増している。

そこで、本研究では、三次元FCI解析コードの開発に向けて溶融ジェット分裂を扱う解析コードJBREAK¹⁹の開発並びに円筒座標系に基づくFCI解析コードJASMINE¹⁰の機能拡張を実施した。

ここで、2.4章にも述べるようにJBREAKとJASMINEはそれぞれ決定論的アプローチ、確率論的アプローチに使用することを前提として開発及び改良を実施した。JBREAKは決定論的アプローチによって少数シナリオに対して決定論的評価として適用する方法に使用するため、三次元非対称の解析領域において個別現象に対してモデル化し不確かさを低減させた解析を実施することを目的として開発した。一方でJASMINEは確率論的アプローチとして基本的な現象モデル性能を維持しつつ、空間次元を縮約し、多数のシナリオに対して不確かさを考慮した評価を可能とする方法に使用するため、二次元軸対称の体系において、モデルオプション、入力パラメータ、境界条件の不確かさ分布を与え解析を実施することを目的として改良した。

2.2.1 JBREAKの開発

図2.2.1に、2.4.2において述べるキャビティ内デブリ冷却性を解析するTHERMOSコードの構成を示す。JBREAKコードは溶融ジェットの分裂挙動等を評価する解析コードであり、THERMOSコードシステム²⁰を構成する主要モジュールの一つである。本コードでは非定常、非対称の多岐にわたる複雑な現象を評価するために決定論に基づきモデル化を行うことで不確かさの低減を図っており、三次元体系において溶融物及び周囲冷却水の保存則を解くとともに、溶融物と冷却水の界面追跡にはVolume of Fluid (VOF)法²¹の一種であるTangent of Hyperbola for INterface Capturing / Weighted Linear Interface Calculation (THINC/WLIC)法²¹を適用している。これらの手法により、RPVからの溶融デブリ放出、非対称に配置された障害物、壁面及び床面との干渉による溶融ジェットの分裂挙動等を評

価している。本コードは、単独で用いることができるほか、THERMOS を構成する他のモジュールである DPCOOL^{22,23} 及び MSPREAD^{24,25,26} とデータの受送信を行いながら、デブリベッド形成に関わる広範囲の現象を扱うことができる。モジュール間インターフェイス構造については 2.4.2(3)において記述する。以下に、本安全研究プロジェクトにおいて開発された主なモデルを(5)～(9)で述べ、それらのモデルを使用した妥当性確認結果を(10)で述べる。

(5) 溶融物放出

RPV において、三次元に配置された計装案内管と溶融物の接触による破損及び RPV 下部ヘッドと溶融物の接触による破損により RPV 内部と外部が貫通して溶融物が RPV 外部へと放出される。計装案内管から溶融物が放出する際には破損口の侵食が考えられ、複数の計装案内管が破損した際にそれぞれの破損口からの溶融物の放出及び破損口浸食に伴う隣接した破損口の合体を考慮する必要がある。くわえて、炉心が損傷し、構造材や制御材と共に RPV の下部プレナムに移動した後は、下部プレナムにおいてある程度の冷却が確保されれば、クラストに覆われた溶融プールが形成される可能性がある。溶融プール内では、酸化物と金属の成層化が発生し、周囲の熱流束分布が影響を受けることが考えられ、下部ヘッドの損傷位置及び損傷形態は影響を与える。JBREAK では、上記のような非対称性を伴う解析を可能とし、MELCOR から受け取るデブリの状態（溶融/粒子）、組成、温度及び速度に基づく境界条件を考慮することが可能である。また、2.4.2(5)に述べる THERMOS を構成する物性値ライブラリ THERMAT によって炉心状態に基づく溶融物の物性値時間変化を考慮する。これにより実機で想定される溶融物挙動を計算可能とする。

(6) 液滴発生及びランダムウォークに基づく落下軌跡追跡

ジェット本体からの液滴発生を界面追跡法に基づき直接的に求めるには非常に詳細なメッシュサイズが必要であるため、先述した JASMINE、フランス放射線防護・原子力安全研究所 (IRSN) で開発された溶融ジェット解析コード MC3D²⁷、ロスアラモス国立研究所で開発されたインjekター挙動解析コード KIVA^{28,29} 等の液滴発生をモデル化した解析コードに倣った半実験的な考え方に基づきモデル化した。JASMINE 及び KIVA は予め相関式^{30,31}によってジェット分裂の長さを計算し、ジェット分裂前の領域には Kelvin-Helmholtz 不安定性モデル、ジェット分裂後には Rayleigh-Taylor 不安定性モデルを適用する。一方、MC3D はジェット界面の法線ベクトルとセル中心の速度ベクトルのなす角度に基づき、Kelvin-Helmholtz 不安定性モデルと Rayleigh-Taylor 不安定性モデルを使い分ける。JBREAK における溶融ジェットからの液滴発生モデル概念を図 2.2.2 に示す。溶融ジェットからの液滴の剥離は、MC3D を参考にし、ジェット界面の法線ベクトルとセル中心の速度ベクトルのなす角度に基づき、Kelvin-Helmholtz 不安定性モデルと Rayleigh-Taylor 不安定性モデルを使い分け計算する。計算負荷を考慮し、発生した液滴は、2.2.2(2)に述べる JASMINE

と同様に計算負荷を考慮し一定数が蓄積されたと判断された時点で計算された粒径分布によって液滴群として放出される。このときの粒径分布には Rosin-Rammler 分布モデル³²を適用し、代表直径はユーザー定義もしくは溶融物の表面張力係数、プールの定圧比熱及び蒸発潜熱といった溶融物や周囲流体の物性値に基づき計算する相関式³³によって計算される。また、おうこk周囲流体の沸騰によって上昇流が発生した場合、ジェットが局所的に乱れコアの一部が破壊し、大きな溶融物の塊(液塊)の発生を考慮し、液塊は Rayleigh-Taylor 不安定性モデルによって二次分裂を考慮する。発生した液滴のプール内落下軌跡は、2.4.2(1)に後述する DPCOOL によって求めたプール領域の速度場に基づき Lagrange 法³⁴によって計算する。その際に、気象解析の気流計算にも適用される粒子飛跡追跡を計算するランダムウォークモデル³⁷に基づき、乱流エネルギー場が粒子の運動に与える影響を求める。落下中の液滴の冷却の計算は、液滴-周囲流体間の熱伝達様式を考慮し各液滴を半径方向に分割し計算する。そして、分割されたメッシュが固相線温度以下になった領域はクラストと判断する。

(7) 周囲流体との相互作用

JBREAK では、溶融ジェットと周囲との摩擦及び熱伝達を考慮する。溶融ジェットー周囲流体間の摩擦のモデル化については MC3D において使用されている手法²⁷を適用した。ジェットから発生した液滴と周囲流体間の摩擦のモデル化については DPCOOL に用いられている手法²²を適用した。

ジェット本体から周囲流体への熱伝達は、液滴から周囲流体への熱伝達と比較して影響は小さいとされるものの、ジェット径が小さい場合には表面積/体積比率が大きくなるためより重要である。JBREAK ではプラント動特性解析コード RELAP5³⁵に実装されている熱伝達相関式³⁵を適用した。さらに、ジェットから発生した液滴と周囲流体間の熱伝達モデルとして、JASMINE に組み込まれている球の周りの強制対流を計算する対流熱伝達モデルを適用した。

(8) 液滴集積及び初期のデブリベッド形成

床面において、液滴が集積して形成される集積デブリは粒子状デブリに比べて体積に対する表面積が小さいことから冷却されにくい特性を有しておりデブリ冷却を評価する上で重要である。そこで、JBREAK では集積挙動を計算するために Kudinov ら^{36,37}が提案した半実験相関式を三次元の数値流体力学 (CFD) 解析に拡張した。このモデルでは、対象の領域において、各液滴のクラストの割合に基づき液滴の固化割合を計算する。この固化率高い液滴を固化液滴、低い液滴を部分固化液滴として分類し、部分固化液滴は周囲の固化液滴を巻き込み集積化すると仮定する。この考えに基づき、JBREAK では各セル各タイムステップごとに固化液滴と部分固化液滴の判断を行い集積デブリ化の計算を行う。くわえて、部分固化液滴・微固化液滴によって形成される堆積層に新たに液滴が落下した際には、

新たに堆積する液滴の有しているエネルギーを堆積層へ等分配することで温度、液滴の形態（部分固化液滴/微固化液滴）を再計算し、集積デブリ情報を更新するようにモデルを追加した。後述の安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」（平成 27 年度～令和元年度）⁴において KTH にて実施した実験で、キャッチャにおいて溶融物が拡がり、その他の条件とは異なりケーキ状集積デブリが形成されたことを確認した¹¹。そのため、この現象を本解析コードで扱うため、床面に到達したクラストが生成されていない液滴は MSPREAD へ受け渡し拡がり計算を行うようにした。このときの概念モデルを図 2.2.3 にまとめる。拡がりデブリの拡がり後に液滴と干渉する又はクラストのない拡がりデブリ上に液滴が落下する場合は、強制的に集積デブリ化させる。一方、液滴が、部分固化液滴・微固化液滴によって形成される堆積層及びクラストに落下する場合は上記の集積モデルによって集積を計算させる。これによって床面に落下した液滴の集積と初期デブリベッド形成を計算する。

(9) FCI

液滴からの伝熱によるプール中での圧カスパイク発生を考慮するため、JASMINE を参考に溶融物から周囲流体へ移動した熱を液相と気液界面にそれぞれ分配する JBREAK-DPCOOL インターフェイスを開発した。これにより溶融物から気液界面に渡される伝熱は液相の相変化（蒸発）に直接使用され、微粒子からの伝熱による液相の瞬間的な蒸発が計算に考慮される。

(10) 妥当性確認

① DEFOR-A 実験シリーズに基づく妥当性確認

JBREAK の妥当性確認は KTH にて実施した DEFOR-A 実験シリーズ^{11,12}で得られた結果を用いて行った。DEFOR-A 実験は、図 2.2.4 に示す実験装置を用いて、高温の模擬溶融物（ $\text{Bi}_2\text{O}_3\text{-WO}_3$ 共晶系）を約 1.5m の水中へ放出し、高速度ビデオカメラによる撮影及び異なる四つの水深における集積デブリと粒子状デブリの粒径や量を計測した。対象の実験条件を

表 2.2.1 に示す。

図に溶融ジェット及び液滴について DEFOR-A 実験による可視化結果と JBREAK による解析結果を示す。解析結果は溶融ジェットが分裂し液滴が生成され、それがキャッチャに堆積しデブリベッドを形成する一連の挙動を再現できることが示された。各キャッチャにおいて形成されたデブリベッドの高さ分布を図 2.2.6 に示す。解析結果では高さ分布を再現ができるが、解析結果は粒子状デブリのセルフレベルリングを考慮していないため実験結果に比べて堆積高さを過大評価した。図 2.2.7 には、各キャッチャにおける粒子状デブリの粒径分布の解析結果と実験結果を示す。解析結果は実験結果と同様に下流のキャッチャであるほど小粒径の分布を持つ傾向を示した。しかしながら、全てのキャッチャにおいて解析結果は、実験結果に比べて粒径分布を小さく見積もった。JBREAK では、液滴同士が結合し大粒径の粒子状デブリになる現象をモデル化していないため、実験結果に比べて解析結果は粒子状デブリの直径分布は小粒径に分布を有する結果となった。図 2.2.8 には各キャッチャにおける全デブリ質量（粒子状デブリと集積デブリ）に対する集積デブリ質量割合の比較結果を示す。解析結果は、実験で確認された水深方向に対する集積デブリ質量割合の分布を定量的によく再現することができた。

② TROI に基づく妥当性確認

OECD/NEA/SERENA プロジェクトでは、プロトタイプコリウムを用いた FCI 実験 TROI が韓国 KAERI において実施された。妥当性解析では、外部トリガーを発生させる TROI TS-4 実験³⁹を対象とする。本実験は、図 2.2.9 に示す圧力容器を模擬した円筒容器内に水深 1.0 m の水を張った半径 60 cm の試験容器が配置し、誘電加熱した約 3000K の溶融物をノズルよりこの圧力容器内に放出する。また、水蒸気爆発を発生させるため、試験容器内に爆薬（ペトン 1g）が配置され、直流電流パルス発生器によって外部トリガーとして爆発させられた。妥当性確認では、JBREAK-DPCOOL の練成解析を実施した。外部トリガーの模擬は、JBREAK において粒子の細粒化を行うことで再現した。

TROI TS-4 の解析の時刻 0.80 秒後から 1.09 秒後の間のジェット、粒子及び冷却水の挙動と気相割合分布を図 2.2.10 に示す。時刻 0.80 秒後の図 2.2.10 (a) は、ジェットが冷却水中に落下して粒子が発生しているが、まだ冷却水は沸騰していない。その後、時刻 1.00 秒後の図 2.2.10 (b) は、冷却水の沸騰が始まる。外部トリガーが発生した直後の、図 2.2.10 (c) では、粒子が細粒化している。なおここで赤丸は細粒化された粒子を示すが、大きさは細粒化前の粒子も含め、全て同じサイズで示してある。最後に、時刻 1.09 秒後の図 2.2.10 (d) では、爆発的な沸騰がおこり、粒子と冷却水が上方へ巻き上げられている挙動が確認できる。

TROI TS-4 実験において試験容器内の圧力は、その壁際の底面から 0.2 m、0.4 m、0.6 m 及び 0.8 m の位置において測定され、外部トリガーによる粒子細粒化直後の最大圧力は

14 MPa である。一方で、解析では図 2.2.11 に示すように最大圧力 8.22 MPa に到達していることが確認された。

(11) まとめ

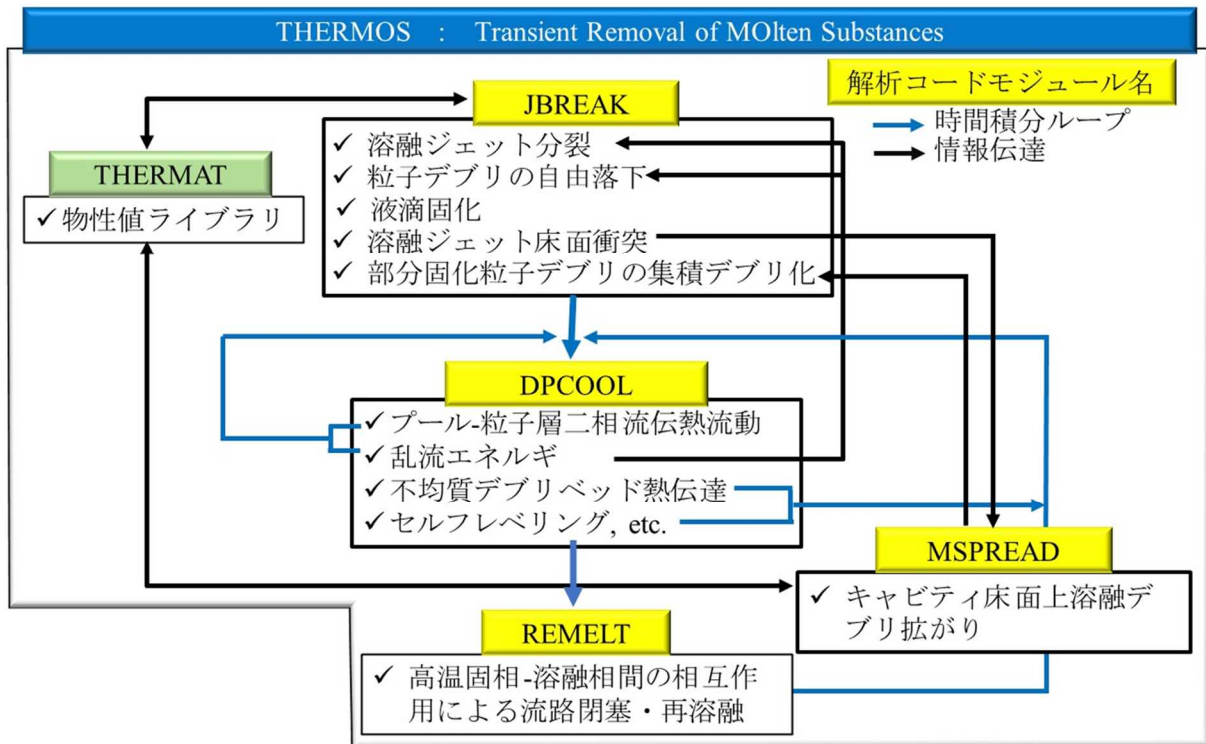
三次元の非定常な熔融ジェット及び液滴挙動を扱うために JBREAK を開発した。DEFOR-A 実験に基づく妥当性確認を実施し、高温条件におけるジェット分裂、液滴生成、液滴固化及び液滴集積といった一連の挙動を扱えることを確認した。

表2.2.1 DEFOR-A シリーズ実験条件

Table 2.2.1 Experimental condition for DEFOR-A series

出典) Division of Nuclear Power Safety, “Investigation of Cooling Phenomena of High Temperature Molten Core, Phase-4 Report on Test Series: Remelting of Multi-Component Debris (REMCOD) Debris Bed formation (DEFOR) Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading (PULiMS)“, 2018.¹¹; Division of Nuclear Power Safety, “Investigation of Cooling Phenomena of High Temperature Molten Core Phase-5: Modification of the Facilities and Third Test Series of Separate Effect Studies “, 2019.¹²

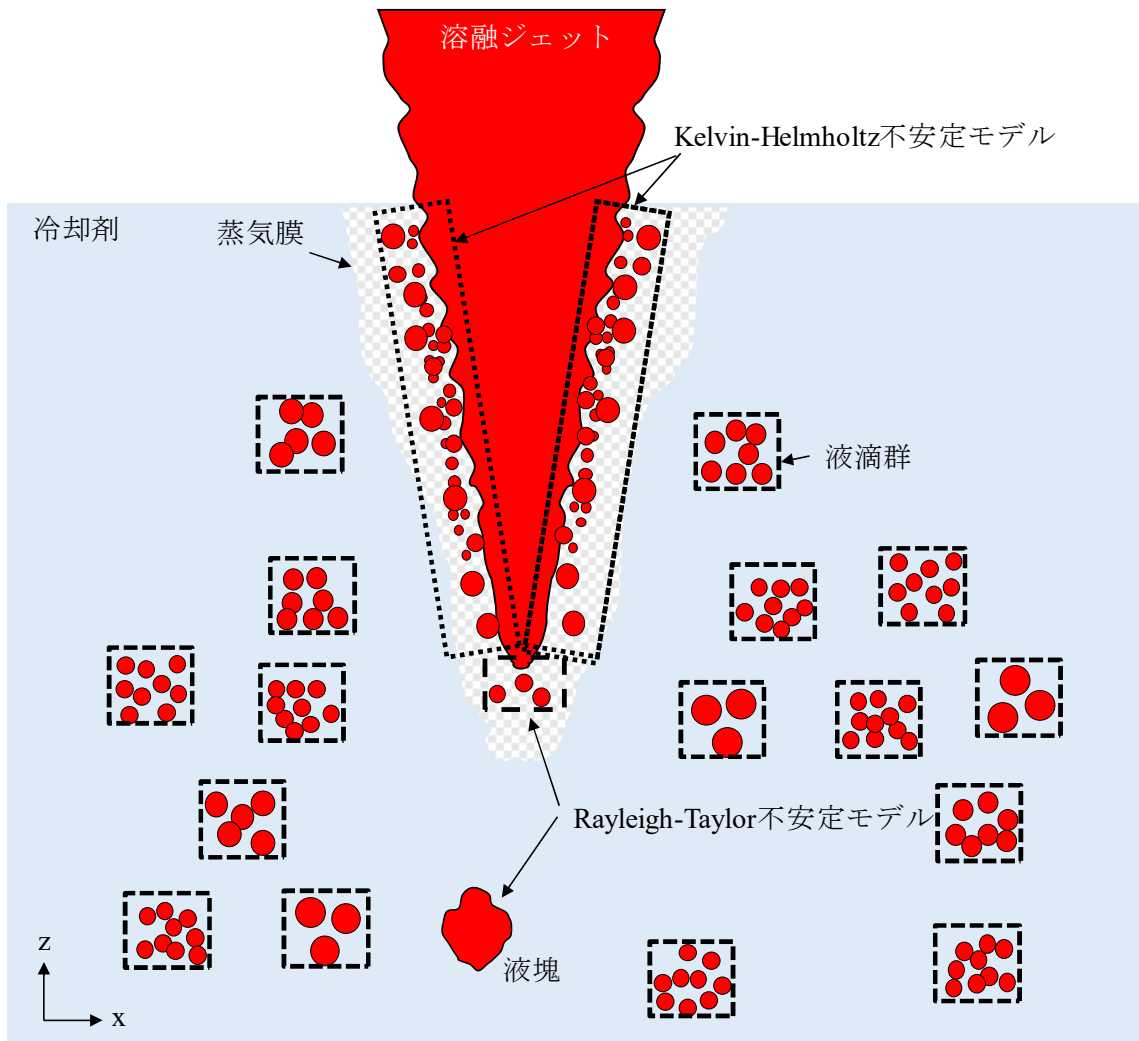
パラメータ/ケース	A27
模擬溶融物	Bi ₂ O ₃ -WO ₃ (共晶系)
溶融物密度 [kg/m ³]	7811
ノズル内径 [m]	0.02
溶融物初期温度 [K]	1342
溶融物初期過熱度 [K]	199
溶融物体積 [L]	3.73
放出時間 [s]	6.92
流量 [L/s]	0.54
ノズル-プール区間 [m]	0.195
水位 [m]	1.5
初期水温 [K]	360
初期サブクール度 [K]	12.5



出典) 菊池航、堀田亮年、”JBREAK における溶融デブリ堆積及び集積モデル開発”、
 2G11、日本原子力学会 2021 年秋の大会、令和 3 年.¹³

図2.2.1 デブリベッド形成及び冷却性評価コード THERMOS の構成

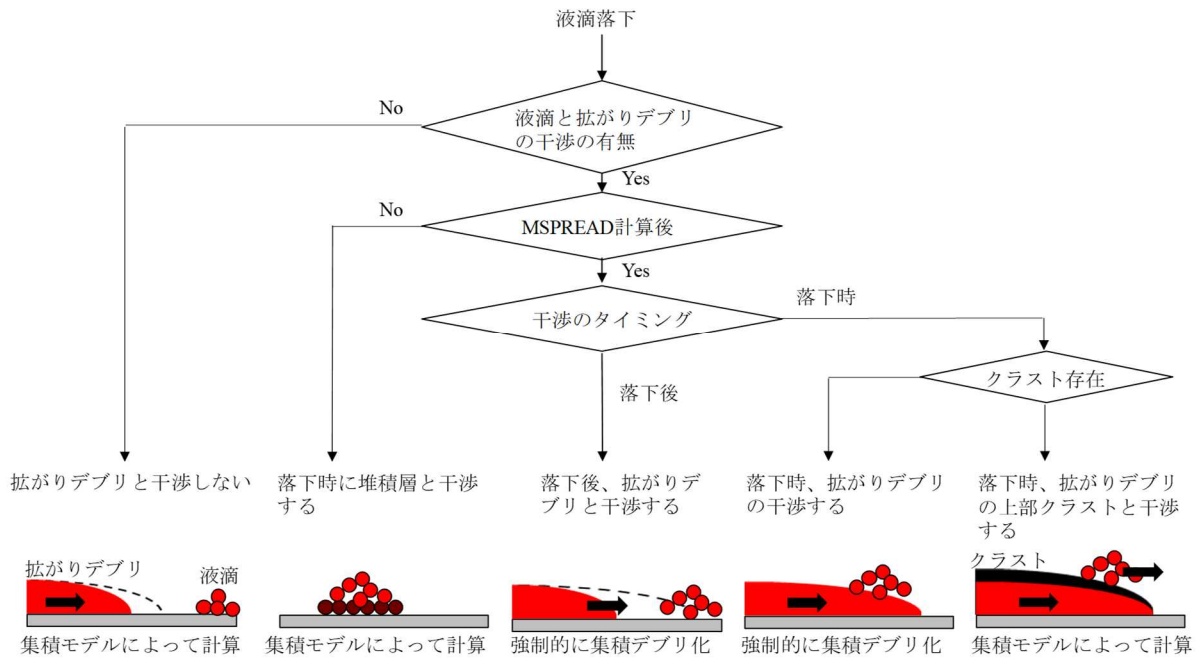
Fig. 2.2.1 Composition of debris bed formation and coolability estimation code THERMOS



出典) 菊池航、” 原子炉キャビティにおける溶融燃料冷却性詳細評価のためのコードの開発”、令和4年度原子力規制庁技術基盤グループ—原子力機構安全研究・防災支援部門合同研究成果報告会、令和4年.¹⁴

図2.2.2 溶融ジェットから液滴発生モデルの概念図

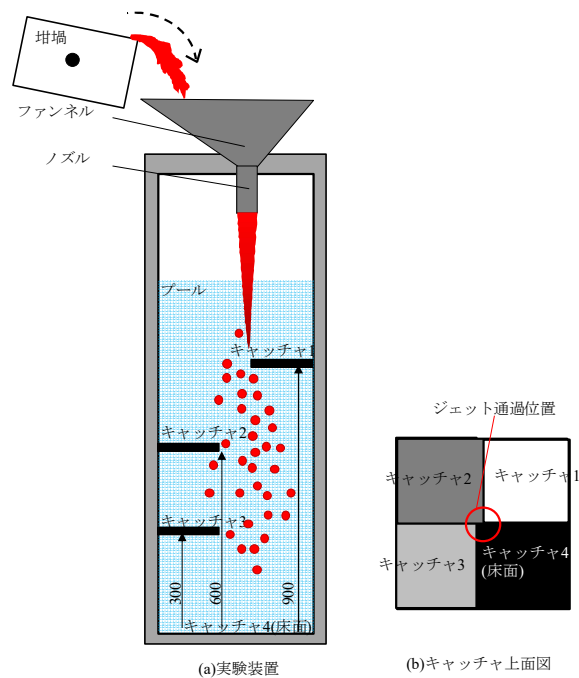
Fig. 2.2.2 Conceptual Model of Droplet Generation from Molten Jet



出典) 菊池航、堀田亮年、”JBREAK における溶融デブリ堆積及び集積モデル開発”、
2G11、日本原子力学会 2021 年秋の大会、令和 3 年.¹³

図2.2.3 拡がりデブリと集積に関する概念

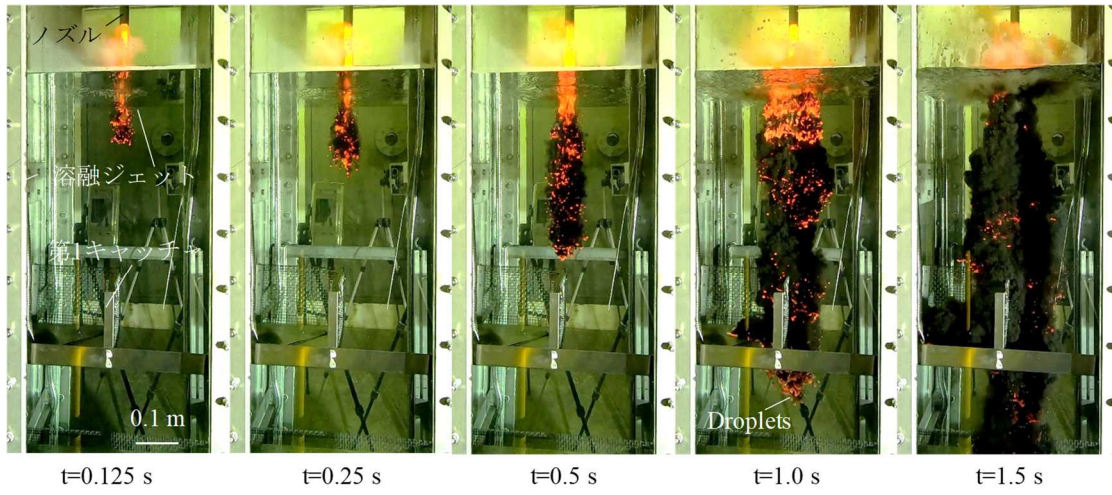
Fig. 2.2.3 Conceptual diagram of debris spreading and assembling



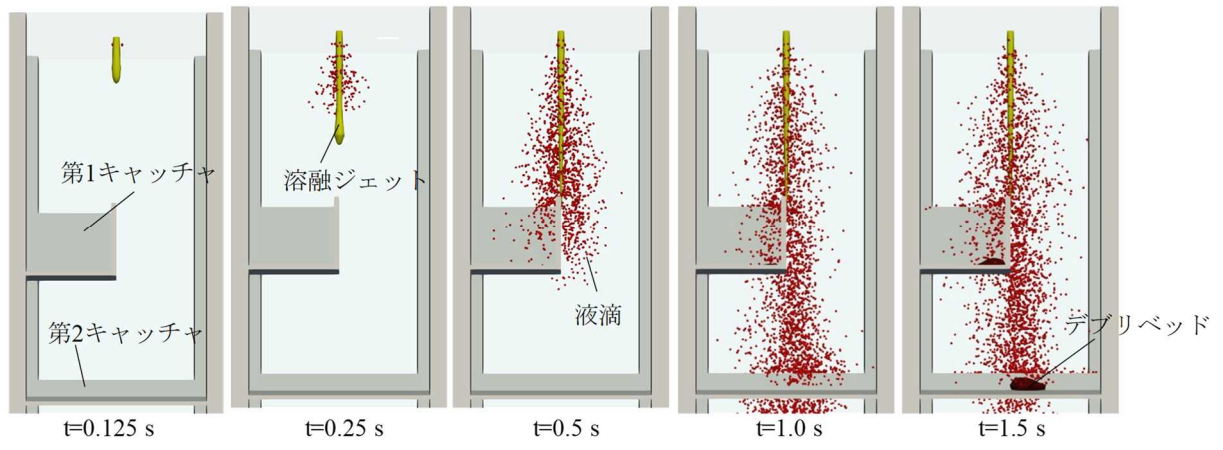
出典) 菊池航、堀田亮年、”JBREAK における溶融デブリ堆積及び集積モデル開発”、
2G11、日本原子力学会 2021 年秋の大会、令和 3 年.¹³

図2.2.4 DEFOR-A 実験装置概要

Fig. 2.2.4 Schematic diagram of DEFOR-A experimental apparatus



(a)DEFOR-A27実験

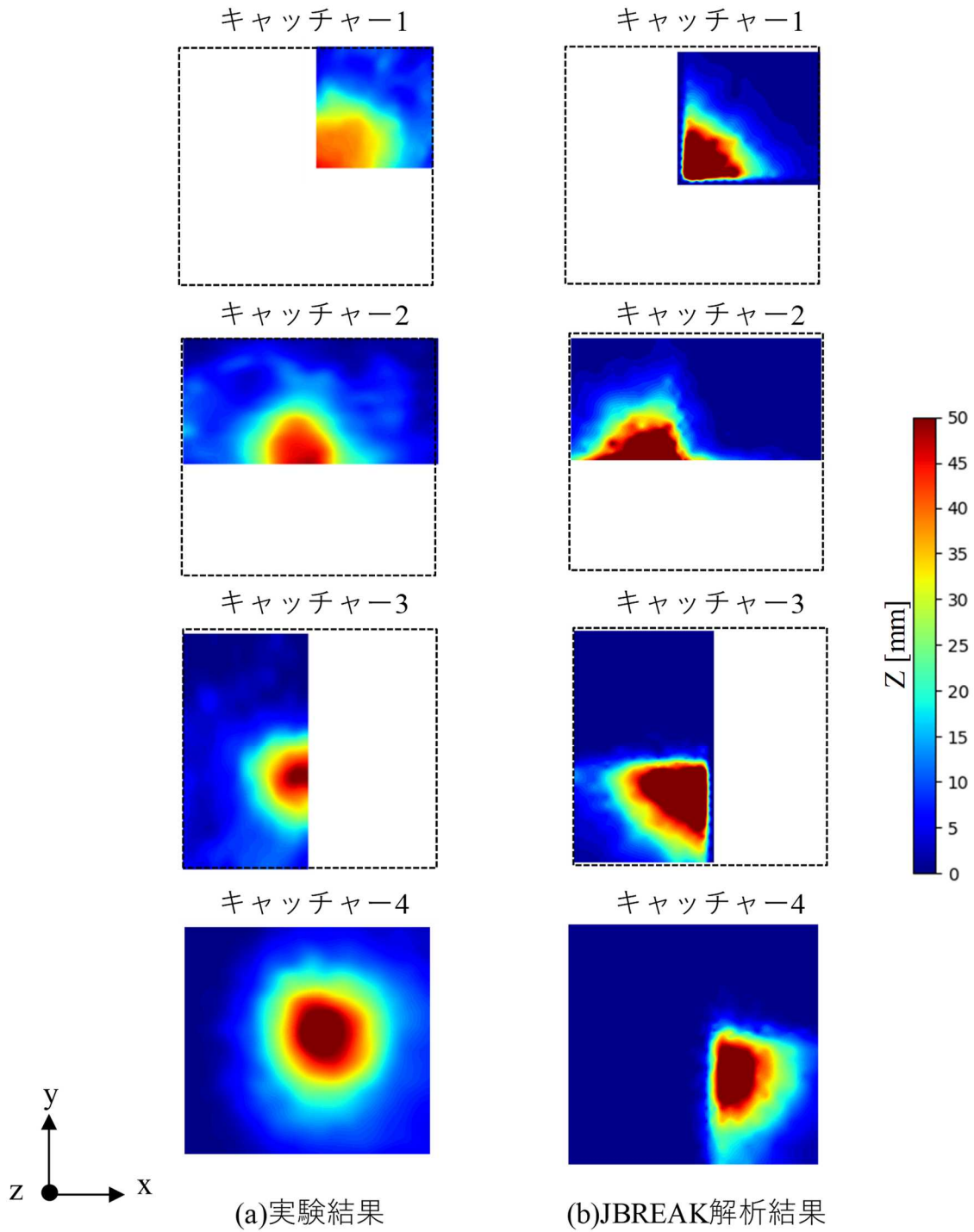


(b)JBREAK解析結果

出典) 菊池航、堀田亮年、”JBREAK における溶融デブリ堆積及び集積モデル開発”、
2G11、日本原子力学会 2021 年秋の大会、令和 3 年.¹³

図2.2.5 ジェット及び液滴拡散挙動に関する実験結果及び解析結果の比較

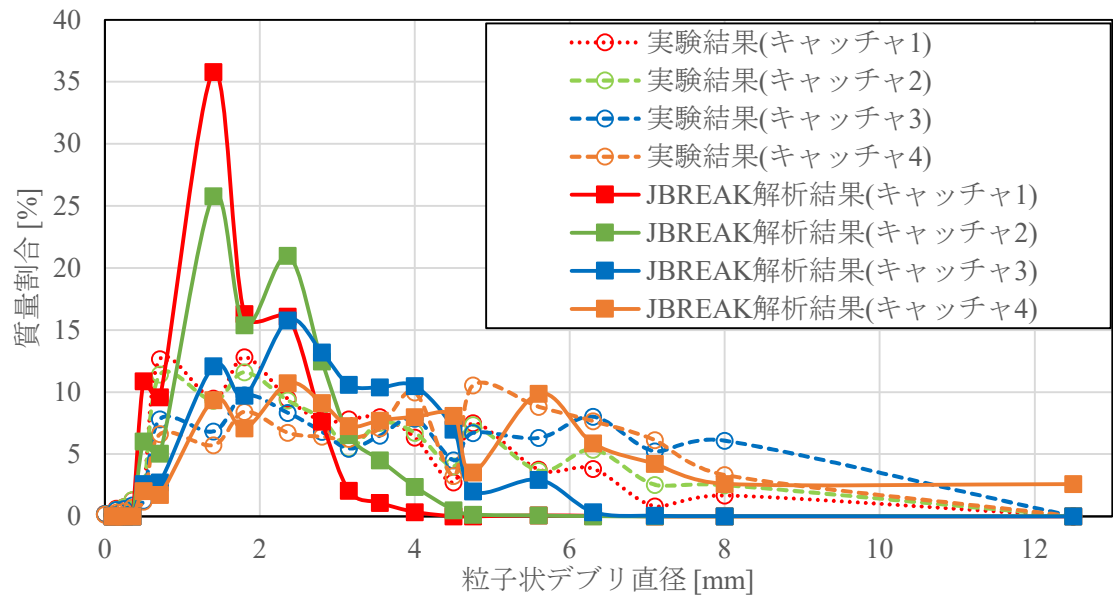
Fig. 2.2.5 Comparison of experimental and estimation result on jet and droplet spreading behavior



出典) 菊池航、堀田亮年、”JBREAK における溶融デブリ堆積及び集積モデル開発”、
2G11、日本原子力学会 2021 年秋の大会、令和 3 年.¹³

図2.2.6 各キャッチャにおけるデブリベッド高さの実験結果と解析結果の比較

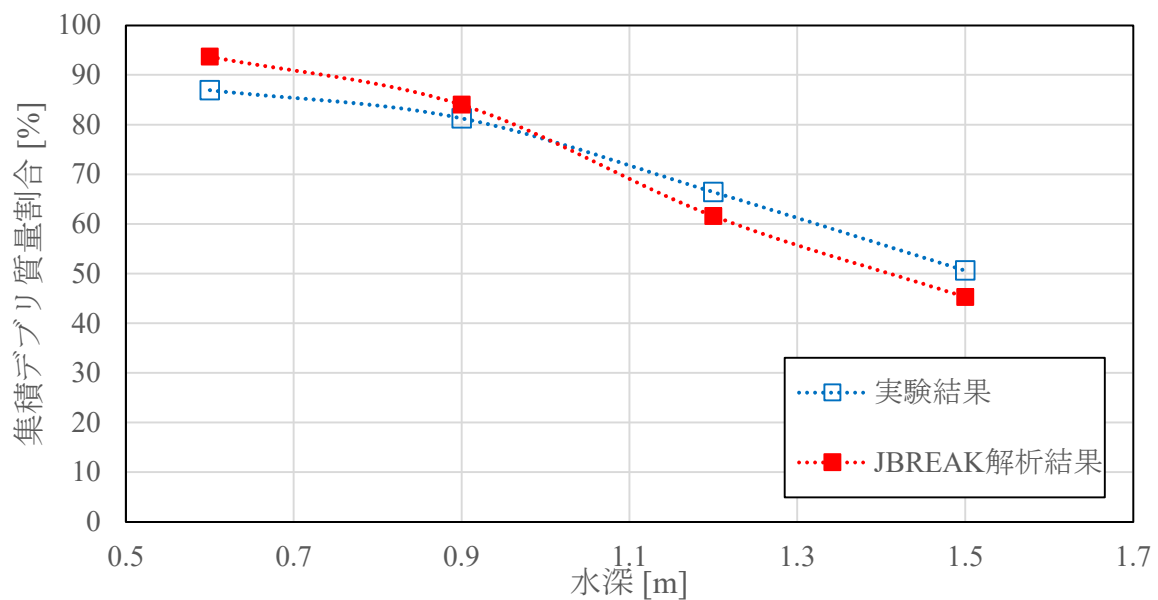
Fig. 2.2.6 Comparison of experimental and calculation result on debris bed height at each catcher



出典) 菊池航、堀田亮年、”JBREAK における溶融デブリ堆積及び集積モデル開発”、
2G11, 日本原子力学会 2021 年秋の大会、令和 3 年.¹³

図2.2.7 各キャッチャにおける粒子状デブリ質量割合の実験結果と解析結果の比較

Fig. 2.2.7 Comparioson of experimantal and calculationestimation result on particle debris mass fraction at each chatcher



出典) 菊池航、堀田亮年、”JBREAK における溶融デブリ堆積及び集積モデル開発”、
2G11, 日本原子力学会 2021 年秋の大会、令和 3 年.¹³

図2.2.8 各キャッチャにおける集積デブリ質量割合の実験結果と解析結果の比較

Fig. 2.2.8 Comparioson of experimantal and calculationestimation result on agglomerated debris mass fraction at each chatcher

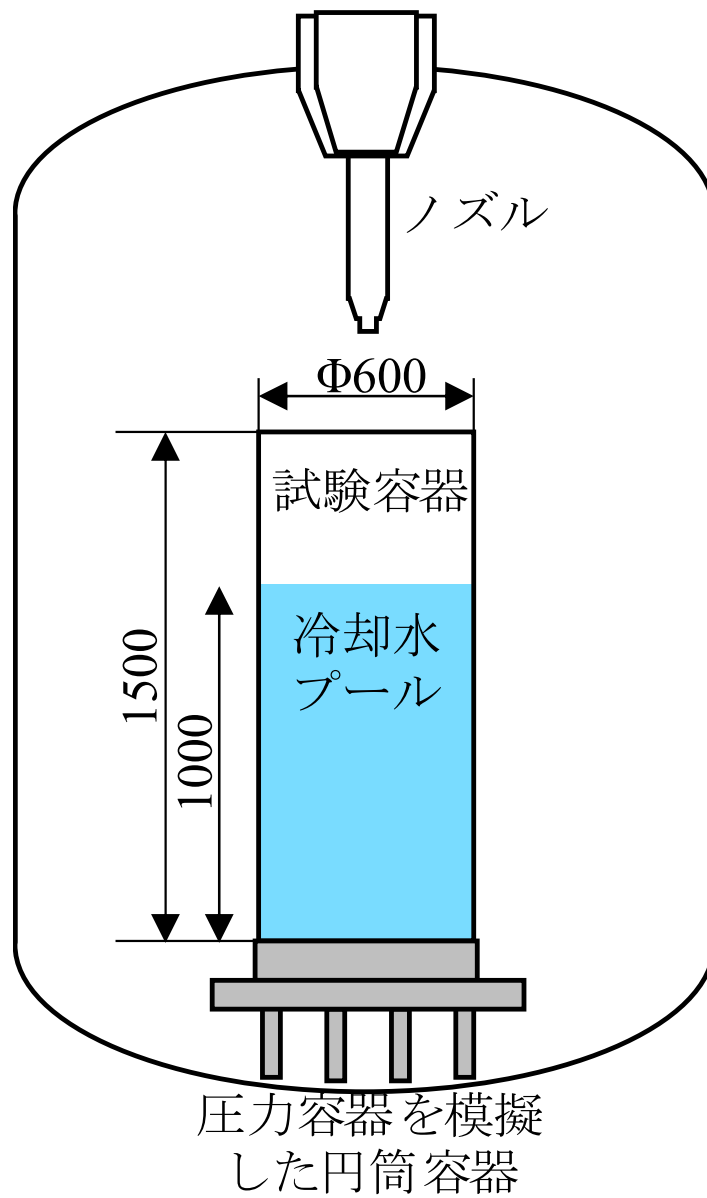
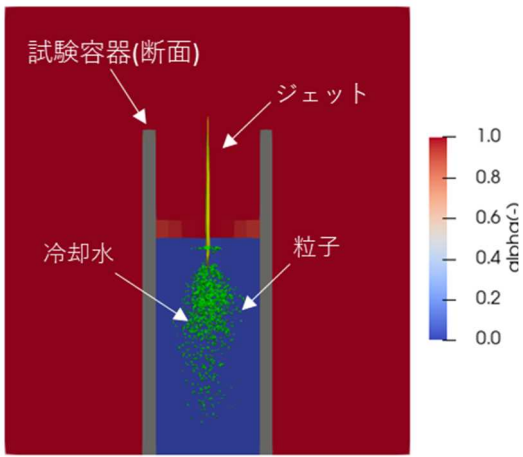
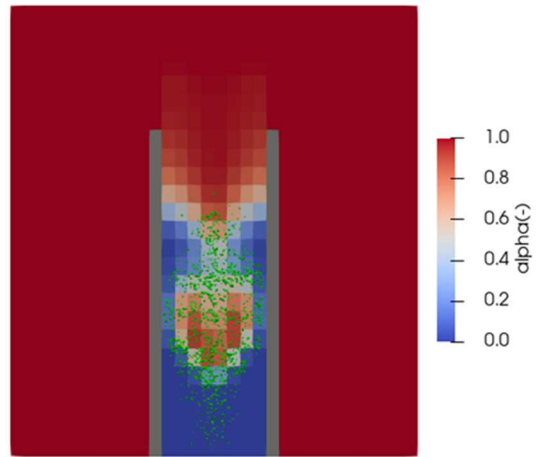


図2.2.9 TROI 実験装置概要

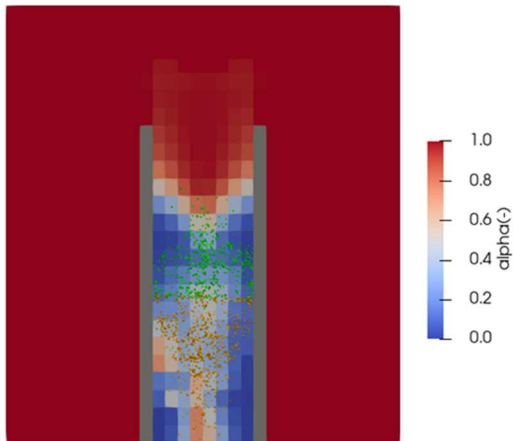
Fig. 2.2.9 Schematic diagram of TROI experimental apparatus



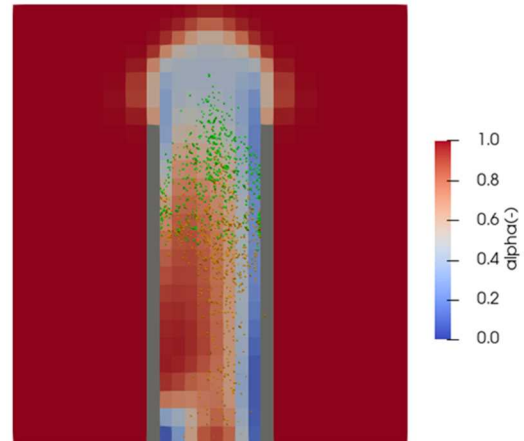
(a) $t = 0.80$ s



(b) $t = 1.00$ s



(c) $t = 1.05$ s



(d) $t = 1.09$ s

図2.2.10 TROI TS-4解析におけるジェット、粒子及び冷却水挙動

Fig. 2.2.10 Jet, Particle and Coolant Behavior in TROI TS-4 Analysis

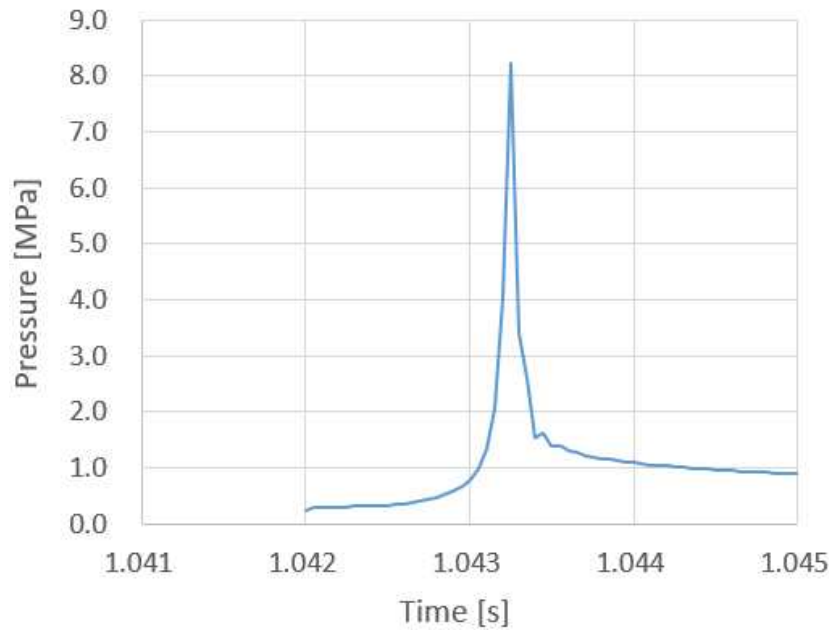


図2.2.11 JBREAK-DPCOOL 解析において予測された圧力の時間変化

Fig. 2.2.11 Time variation of pressure predicted in JBREAK-DPCOOL analysis

2.2.2 JASMINE の改良

JASMINE はシビアアクシデント時の格納容器内の水蒸気爆発現象を解析することを目的として JAEA において開発された熔融炉心／冷却材相互作用解析コードである。図 2.2.12 に示すように、解析モデルは二次元軸対称の体系で、熔融物計算部と水・蒸気挙動計算部（水プール）に大別される。熔融物計算部は熔融物ジェット挙動、熔融物プール挙動、熔融物液滴挙動に分けられる。このうち、熔融ジェット分裂により生じる熔融物液滴の粒子径分布を適切に与えるための改良を実施した。

(1) 熔融ジェット分裂と液滴粒子モデル

熔融物ジェット径の変化はオイラー座標で記述された高さ方向一次元の保存則に基づいて計算される。図 2.2.12 のように、ジェットブレイクアップ長さは Saito の式³⁰（熔融ジェットの慣性力が支配的であると仮定し熔融ジェットの初期直径、Fr 数及び熔融ジェットと周囲流体の密度差の相関式で計算する）又は Taylor の式⁴⁰（熔融ジェットの初期直径、と周囲流体の密度差で計算する）により計算する。計算されたジェットブレイクアップ長さでジェット径がゼロになるとして、ジェット径が深さに対して一定の割合で減少すると仮定し、熔融粒子発生量を計算する。2.2.1 章に示す THERMOS-JBREAK と同様に熔融粒子発生量は最初バッファ領域に蓄積され、粒子数やグループの座標、時間等の条件を満たすと計算領域に放出し、水との相互作用計算が開始される。熔融物液滴を個々に扱うことは計算負荷の観点で難しいため、同じプロパティ（粒子径、温度等）を持つ多数の粒子を

「粒子群」としてまとめて扱い、ラグランジュ座標で記述された運動量及びエネルギー保存式を解くモデルを組み込んだ。

(2) Rosin-Rammler 分布の組み込み

粒子群の代表粒子径は、熔融粒子が冷却材と接触する総面積の値及び熱移行量の計算に使用される。そのため、熔融ジェット分裂で生じる粒子径を適切に設定する必要がある。JASMINE の初期バージョンでは粒子径を一様粒径を仮定していたが、その後、対数正規分布モデルが導入された。しかしながら、これらの分布モデルでは ALPHA 実験³³、DERFOR-A 実験^{11,12}等によって計測された粒径分布を再現することができなかった。そのため、本安全研究プロジェクトでは新たに過去に ALPHA 実験³³、DERFOR-A 実験^{11,12}等の高温熔融物の水中落下実験で得られた粒子径分布の再現性が確認されている Rosin-Rammler 分布 (図 2.2.13) を導入することとし、熔融ジェット分裂の計算においてこの粒子径分布に従って乱数で粒子群を生成するための改良を行った (表 2.1.1)。この改良では、モンテカルロ法によって計算する方法として対数正規分布又は Rosin-Rammler 分布の使用を可能とする。正規分布を使用する場合は、乱数のシード値並びに粒子の平均直径及び標準偏差を与え、Rosin-Rammler 分布を使用する場合は、absolute size constant 及び distribution constant を与える。これによって、モンテカルロ法により、初期設定にて確保している配列分の直径分布を計算し、累積分布の逆関数を用いて一様乱数を変換する。一時領域 (pre-group) から計算領域 (real-group) に開放される液滴総質量を計算し、代表粒子径の質量を計算する。最終的に液滴総質量を代表粒子径質量で除した割合を代表粒子径の粒子数とし、生成位置とタイミングごとに、一つの粒子群が生成される。

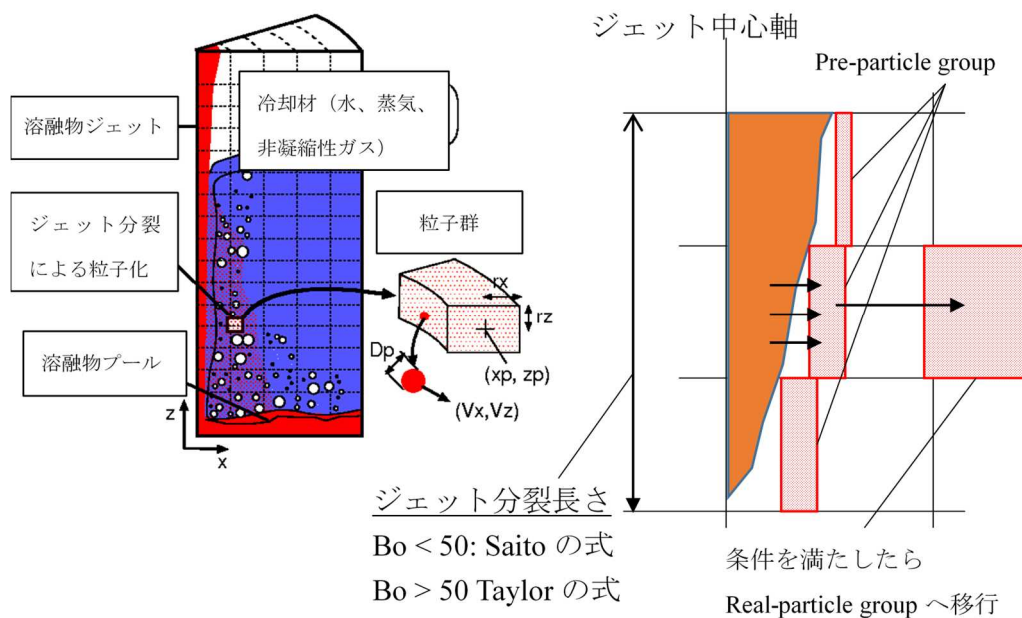
(3) 水蒸気爆発の解析

改良した JASMINE コードを用いて、水蒸気爆発の解析を実施した。解析対象は、FARO-L33 実験⁴¹とした。FARO-L33 実験では、高温の熔融物を冷却水に投入した後に、外部からトリガーを与えることにより水蒸気爆発を発生させている。図 2.2.14 (a)に示すように解析結果より、熔融ジェット (黄) が分裂し液滴 (赤) となり水蒸気爆発が発生し、それに伴う圧力の伝播する挙動が示された。解析結果に基づき、水蒸気爆発により発生した冷却水の機械的エネルギー量の時間変化を算出した。その結果、図 2.2.14 図(b)に示すように解析結果は実験結果を良好に再現することを確認した。

(4) まとめ

JAEA への委託事業によって熔融炉心/冷却材相互作用解析コード JASNIME の熔融ジェット分裂により生じる熔融物液滴の粒子径分布モデルの改良を実施した。FARO-L33 実験に基づき改良したモデルを用いた JASMINE の妥当性確認を実施した。解析結果から水

蒸気爆発により発生した冷却水の機械的エネルギー量の時間変化を再現できることを確認した。

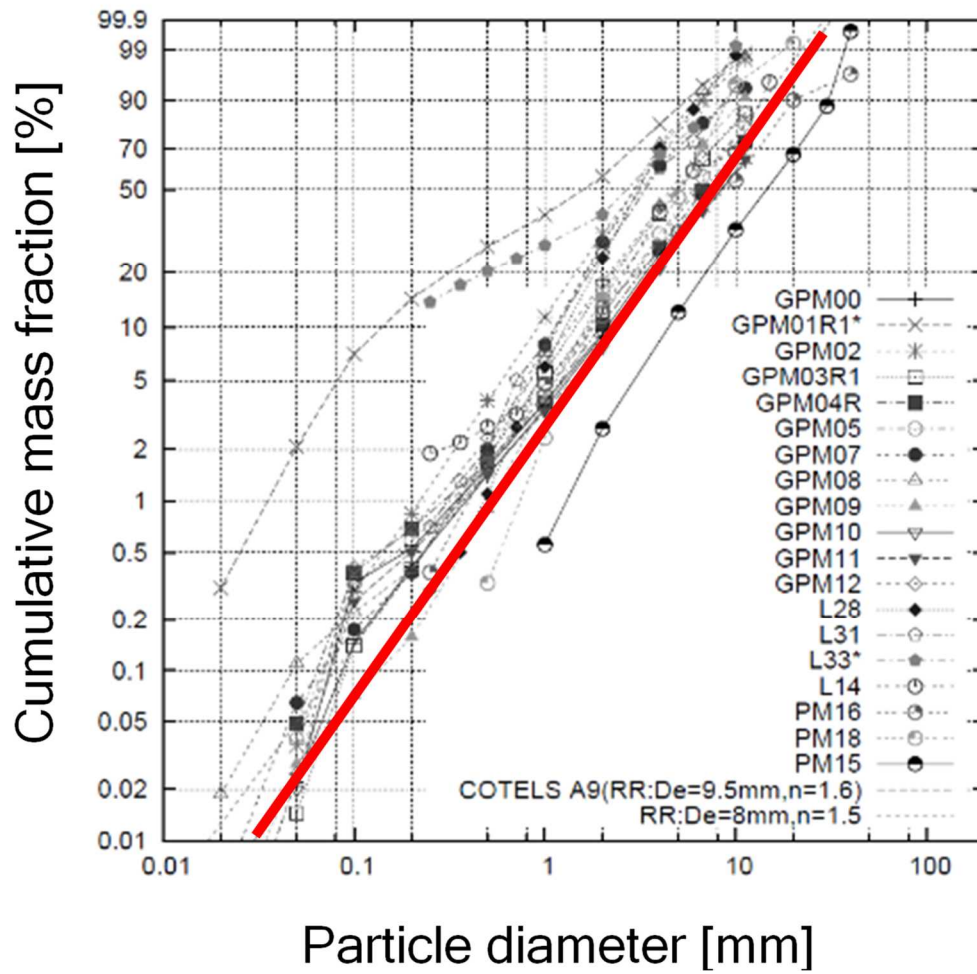


出典) K. Moriyama, Y. Maruyama, H. Nakamura, “Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User’s Guide”, JAEA-Data/Code 2008-014, Japan Atomic Energy Agency, July 2008.¹⁰

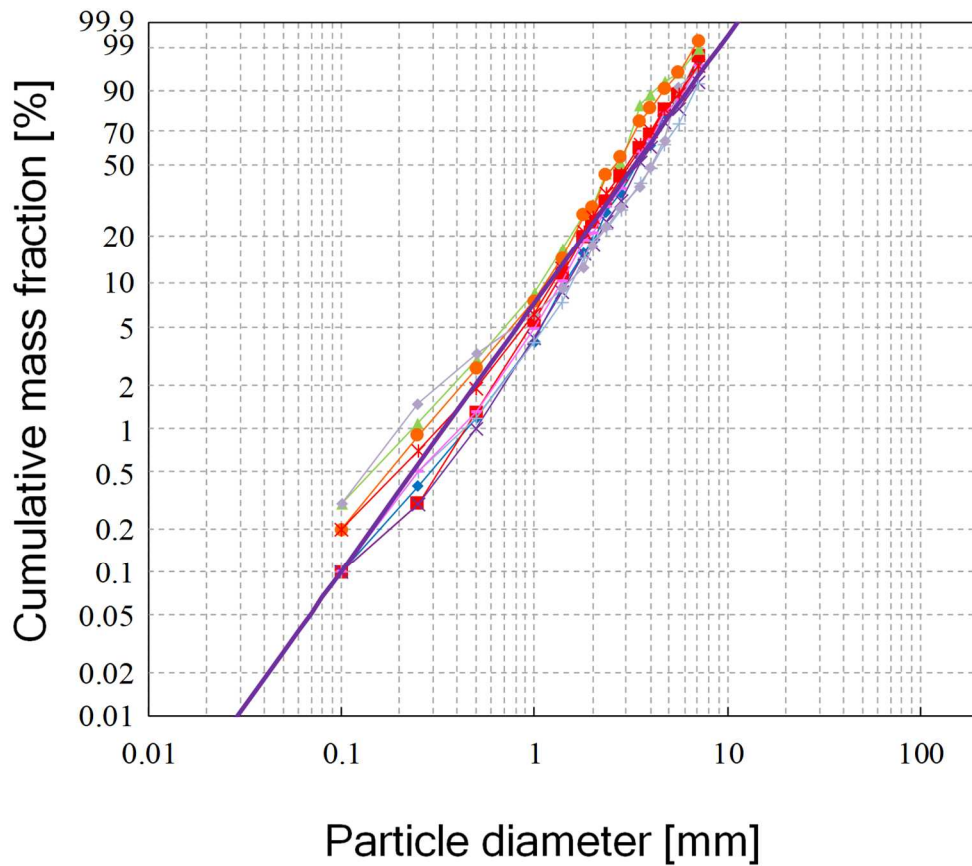
図2.2.12 JASMINE コードにおける溶融物モデル及びジェット分裂のモデル

Fig. 2.2.12 Melt and jet breakup models in the JASMINE code

ALPHA 等の実験における分裂粒子径分布



DEFOR-A 実験における分裂粒子径分布

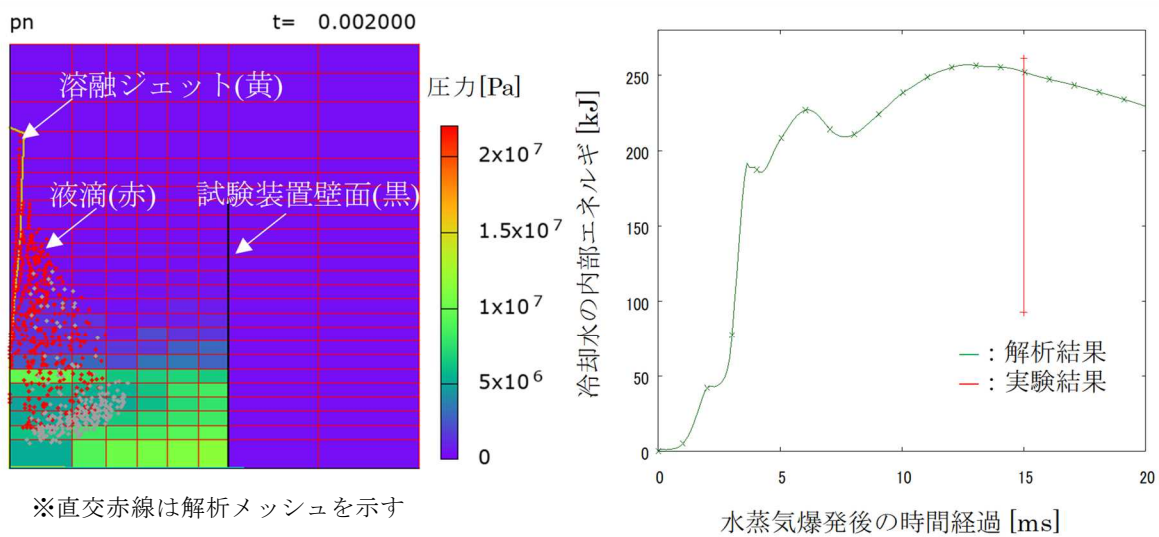


- Rosin-Rammler 分布累積分布関数 (De=9.5, n=1.6)
- Rosin-Rammler 分布累積分布関数 (De=4.0, n=1.87)
- 縦軸 : 累積質量割合 ($\log(\log(1/(1-F)))$) でスケール修正

出典) T. Matsumoto, R. Kawabe, T. Sugiyama and Y. Maruyama, Improvement of ex-vessel molten core behavior models for the JAMSINE code, Proc. NTHAS10. Kyoto Japan, November 2016.⁴³

図2.2.13 ALPHA 実験及び DEFOR-A 実験で得られた液滴径分布

Fig. 2.2.13 Droplet diameter distributions obtained in the ALPHA and DEFOR-A experiments



(a)水蒸気爆発後による圧力の伝播

(b)水蒸気爆発の発生による冷却水の内部エネルギー量の時間変化

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和3年度原子力施設等防災対策等委託費(シビアアクシデント時格納容器内容融炉心冷却性評価技術高度化)事業成果報告書」、令和4年.⁴⁴

図2.2.14 水蒸気爆発発生時の圧力分布と冷却水の内部エネルギーの時間変化

Fig. 2.2.14 Pressure distribution and internal energy of cooling water during steam explosion with time

2.3 溶融炉心-コンクリート相互作用解析コードの開発

OECD/NEA/CSNIが主催したCCIプロジェクトでは、アルゴンヌ国立研究所(ANL)によって二酸化ウランを主体とする模擬溶融デブリを用いたMCCI挙動を計測するCCI実験が実施された⁴⁵。本実験シリーズでは、 $0.5 \text{ m} \times 0.5 \text{ m}$ の正方形断面キャビティが用いられ、相対する二側面を酸化マグネシウム層で覆うことにより侵食を防ぎ、コンクリートが露出した残りの二側面と底面の二次元侵食をベース境界条件とした。本実験で行われた上部注水では、溶融デブリ上面に形成されるクラストと冷却水との熱伝達挙動として、クラスト内の亀裂発生、亀裂を介するクラスト内への冷却水侵入、クラストが形成される過程での溶融物噴出等が重要であることが知られている。一方で、小規模な実験装置においては、クラストが装置側壁に固着し溶融物とクラストの間に比較的大きな空間が生成され、冷却水が溶融デブリの直接接触による除熱を妨げるアンカリング効果⁴⁶についても観察された。珪質岩系コンクリートを用いた一部のケースにおいて、側面方向の侵食が底面方向のそれよりも顕著であるという非等方侵食挙動が観察された。さらに一つの側面を酸化マグネシウム層で覆うことにより、一側面と底面の非対称侵食条件を模擬することによって、溶融

デブリがキャビティ壁面近傍に接して堆積する状態を想定した非対称コンクリート侵食を観察する実験も行われた。

これらの現象は多次元的かつ局所的なものにあるのにも関わらず、現在プラント安全解析に適用されている MELCOR では集中定数型コードで容易に実装できるように、熔融デブリからの熱流束を側面と底面の方向に分割して計算している⁴⁶。しかしながら、実際の MCCI では、侵食による界面の変形が多次元的に発生することでデブリ内の対流熱伝達に影響することから、デブリからの熱流束を側面と底面の方向に分割して計算する方法では実際の現象を表現するには限界がある。

また、長期的な MCCI は多くの要因に影響され、特に侵食界面の変化は熔融デブリ中の対流に影響を与え、その後のアブレーション挙動に影響を与えることからコンクリート反応ガスを考慮した対流熱伝達を考慮する必要がある。

さらに、実機における MCCI では、キャビティ周辺やサンプ内に局所的に熔融物が堆積することにより、コンクリート侵食が非等方的に進展する。

実機プラントでは、キャビティ断面積が大きく、こうした上面クラストが成長したとしても、それ自身の重量や上面を覆う冷却水による水圧荷重等により崩壊するか、少なくとも多数の亀裂が発生することによって、冷却水が熔融デブリに到達することから除熱が進むことが期待されている。クラストのアンカリング効果は、キャビティの幾何形状に依存することから、実験体系に基づいてそのメカニズムを定量的に説明し、実機プラントに外挿して評価するためには、スケールアップしたときに不確実さを伴わないモデルを用いることが望ましい。

こうした背景から、非対称侵食挙動や対流熱伝達を解くために三次元解析 MCCI コード CORCAAB^{48,49} の開発及び対流熱伝達モデルの開発を実施した。以下に本研究期間における実施内容を述べる。

2.3.1 三次元解析 MCCI コード CORCAAB の開発

(1) 三次元コンクリート侵食フロント追跡アルゴリズムの開発

CORCAAB では、コンクリート侵食挙動を三次元直交デカルト座標系にて定式化している。実際には、侵食面が存在する計算セル内においては複数の侵食面が存在する場合もあるが、図 2.3.1 に示すように単一稜線上には最大で 1 つの侵食フロントが存在するものと仮定することにより、想定すべきセル内の侵食フロントパターンを縮約し、これを 14 パターンに分類する。

三次元体系におけるコンクリート侵食フロントの進行を、PLIC (Piecewise Linear Interface Calculation) 法⁵⁴に基づき追跡する。本理論では、図 2.3.2 に示すように、各パターンにおいて各稜線上の侵食フロント座標の平均値 \bar{x} を算出し、中心座標 \bar{x} と各稜線上の二つの頂点 x_1 、 x_{1-1} の 3 点からなる n 個の三角形の法線ベクトルの平均 \bar{n} を侵食面の単位法線ベクトルとする。中心座標 \bar{x} 及び法線ベクトル \bar{n} を持つ平面を用いて侵食面積及び侵食体積を求める。

コンクリート侵食速度は侵食面の一次元熱収支から求めることができ、侵食速度から侵食フロントの移動量を計算する。侵食フロントの移動量は隣接する計算セルにおいて算出された移動量の最小値とする。また、侵食フロントが計算セルの頂点を通過する場合には、侵食フロントの移動量に調整を加える。

(2) 伝熱モデル

上面からの除熱は、ドライの場合は輻射、ウェットの場合は冷却水との熱伝達であり、以下に開発したモデルを記載する。

① 輻射

輻射計算では、計算負荷を考慮し計算格子とは別に設定した面積要素を用いて輻射計算を行う。輻射計算を行う閉曲面は球状であることを仮定し、等立体角に分割することで輻射伝熱面を一様に分割する伝熱面が得られる。そのため、図 2.3.3 に示すように輻射計算を行う閉曲面の中心座標から等立体角になるような半直線を作成し、半直線がクラスト界面、侵食界面及びキャビティ上部と交わる点を結んだ閉曲面が輻射計算の面積要素として設定される。このモデルにおいて、輻射計算を行う閉曲面は凸（閉曲面の中心位置からみれば凹）であることが前提となり、輻射計算により侵食された溶融デブリの上部キャビティ部は丸く侵食されていくことが想定される。しかしながら、侵食途中又は初期キャビティ形状が既にこの仮定が成立せず、輻射計算を行う閉曲面が凸でない（閉曲面の内部からみて伝熱面に出っ張った凸の面がある）場合に輻射計算が正しく行われぬ。そのため、輻射計算をする閉曲面が凸でなく突出部がある場合でも、ある伝熱面からは見えない伝熱面があることなどを考慮した輻射計算ができるようにコードを改良した。

具体的には、図 2.3.3(a)に示すように中心位置からの等立体角の面（正二十面体の各面を分割した三角形、概念図では 中心から全円を八等分したラインが切り取る面）を射影した先は閉曲面すべてを網羅できる。一方、図 2.3.3(b)に示すように設定された中心位置から見た等立体角方向（6 番と 8 番の面）に複数の伝熱面が存在し、射影先が決定できない。そこで、三次元空間を輻射伝熱計算用格子で分割し、その輻射伝熱計算用格子内に輻射伝熱を考慮する侵食面中心やクラスト上面が存在するとき、当該輻射伝熱計算用格子に輻射伝熱面を設定するように改良した。当該格子に設定される輻射伝熱面面積は、その格子に属する侵食面やクラスト上面の面積の総和とし、法線ベクトルはその格子に属する侵食面やクラスト上面の法線ベクトルを伝熱面積の重みをつけて平均したものとした。図 2.3.3(c)には輻射伝熱計算用格子の概念図を示した。格子が輻射伝熱計算用格子である。この改良によって輻射伝熱面の数が十二面あり、図 2.3.3(b)のように評価されない伝熱面が現れることはない。

また、形態係数（View Factor）は輻射伝熱面 A、輻射伝熱面 B のそれぞれの面積とこの距離及び二つの面積と輻射伝熱面の法線ベクトルの角度によって計算される。陰面処理については、輻射伝熱面 A、輻射伝熱面 B の間に他の輻射伝熱面 C が存在する場合には、輻

射伝熱面 C の形状を半径 $\sqrt{A_C/\pi}$ の円と仮定し、A と B を結ぶ線分と輻射伝熱面 C の交点がこの円の範囲に収まれば輻射伝熱面 A、輻射伝熱面 B への輻射熱伝達は生じないとし形態係数はゼロにすることで陰面処理を考慮する。

検証体系において、初期溶融デブリ液面より高い位置のキャビティ部に凸部を作成し、この状態から侵食計算を行った。輻射伝熱がより促進されるように、上面クラストは強制的に破壊し、液位を初期液位に固定になるように設定した。温度は初期温度が保持されるように設定した。この体系で輻射熱伝達を従来のモデルと改良したモデルによる 3600[s]後の 2 次元侵食形状を図 2.3.4 に示す。改良前の結果では凸部の上部が侵食しているのに対し、改良後の結果では凸部の上部の侵食が見られず、陰面処理が正しく行われていることが確認できる。凸部の上面の侵食の有無が確認できる。また左側の侵食において改良前は輻射による侵食がなく平坦になっているところがあるが、これは、溶融デブリによる側面への侵食が早く進み、上部キャビティ部に凸部が残されたとき、輻射空間の中心部を望むことができない面が輻射伝熱面から外れてしまう従来のモデルの問題点を示している。改良後の結果はこの点についても良い結果を得ている。

② 冷却水との熱伝達

CORQUENCH⁵⁰ を参考にし、限界熱流束には Ivey-Morries のモデル⁵¹、極小熱流束時の過熱度は Henry のモデル⁵²、膜沸騰時の表面熱流束には Berenson のモデル⁵³ を組み込み冷却を計算する。コンクリート反応ガスが溶融デブリと液相の界面を貫通することで伝熱面積が増加する現象を、Famer の伝熱面積増加モデル⁵⁰ に基づいて、コンクリート反応ガスの気泡終端速度に比べて気相見かけ流速が大きいほど伝熱面積は大きくなるように補正する。

(3) コンクリート侵食モデルの組み込み

侵食アルゴリズムの機能を確認するため、三次元侵食アルゴリズムに、クラスト成長モデル、溶融デブリークラスト熱伝達モデル、溶融デブリ/クラスト-コンクリート熱伝達モデル等を組み込み、実機プラントのキャビティにおいて想定される複数の非対称侵食体系に対する試解析を実施し、数値アルゴリズムとし機能確認を実施した。

図 2.3.5(a)~(c)には、二箇所のサンプルを有するキャビティ形状に対する解析例を示す。本図から、コンクリート侵食によってサンプルが拡大し、やがて二つのサンプルが合体するまでの過程を適切に追跡できることを確認できた。

(4) THERMOS-MSPREAD とのインターフェイス

THERMOS から CORCAAB へのインターフェイスを開発することで、溶融ジェットの落下によるキャビティの溶融物の増加及びキャビティを拡がった溶融物がサンプルに流入することによる溶融物の増加を考慮し溶融物の増加を考慮した MCCI 解析を可能とする。このとき、既に堆積した溶融物上にクラストがあった場合においても、追加される溶融物は CORCAAB の溶融物領域に加算される。このときの物性値は共有される溶融物の温度及び

組成から計算される。一方、CORCAAB から MSPREAD へは MCCI によるコンクリート反応の発生速度及び発生箇所を受け渡す。

(5) CCI に基づく妥当性確認

OECD MCCI プロジェクトにおいて ANL によって実施された CCI²⁴⁶ 実験にて妥当性確認を行った。CCI 実験装置を図 2.3.6 に示す。本実験装置の主な構成要素は、底部支持板、MgO 側壁、コリウム溶融物、ベースマットである。コリウム溶融物を加熱電極で加熱しベースマットに堆積させ、複数の熱電対によって侵食距離の計測を行った。CCI² 実験報告書を参考にし、実験条件表 2.3.1 に示す解析条件及び図 2.3.7 に示す発熱量を解析の入力として与えた。

図 2.3.8 には各時間の侵食形状を示す。解析結果から時間の経過に伴い浸食が進んでいることが確認できる。図 2.3.9 には実験結果と解析結果の侵食深さを示す。CORCAAB は比較的初期に侵食が発生し 11000 秒後には侵食が停止する。一方で実験は約 23000 秒まで侵食が継続される。これは CCI² で発生したクラストが割れ伝熱面積の増加、亀裂への水侵入による冷却促進効果といった除熱現象をモデル化していないため、溶融物の温度が下がらなかったためである。

従来の ISA では扱うことができなかった三次元の MCCI 解析を CORCAAB によって扱うことができることを確認した。

表2.3.1 CCI2試験の解析条件

Table 2.3.1 Estimation condition for CCI experiment

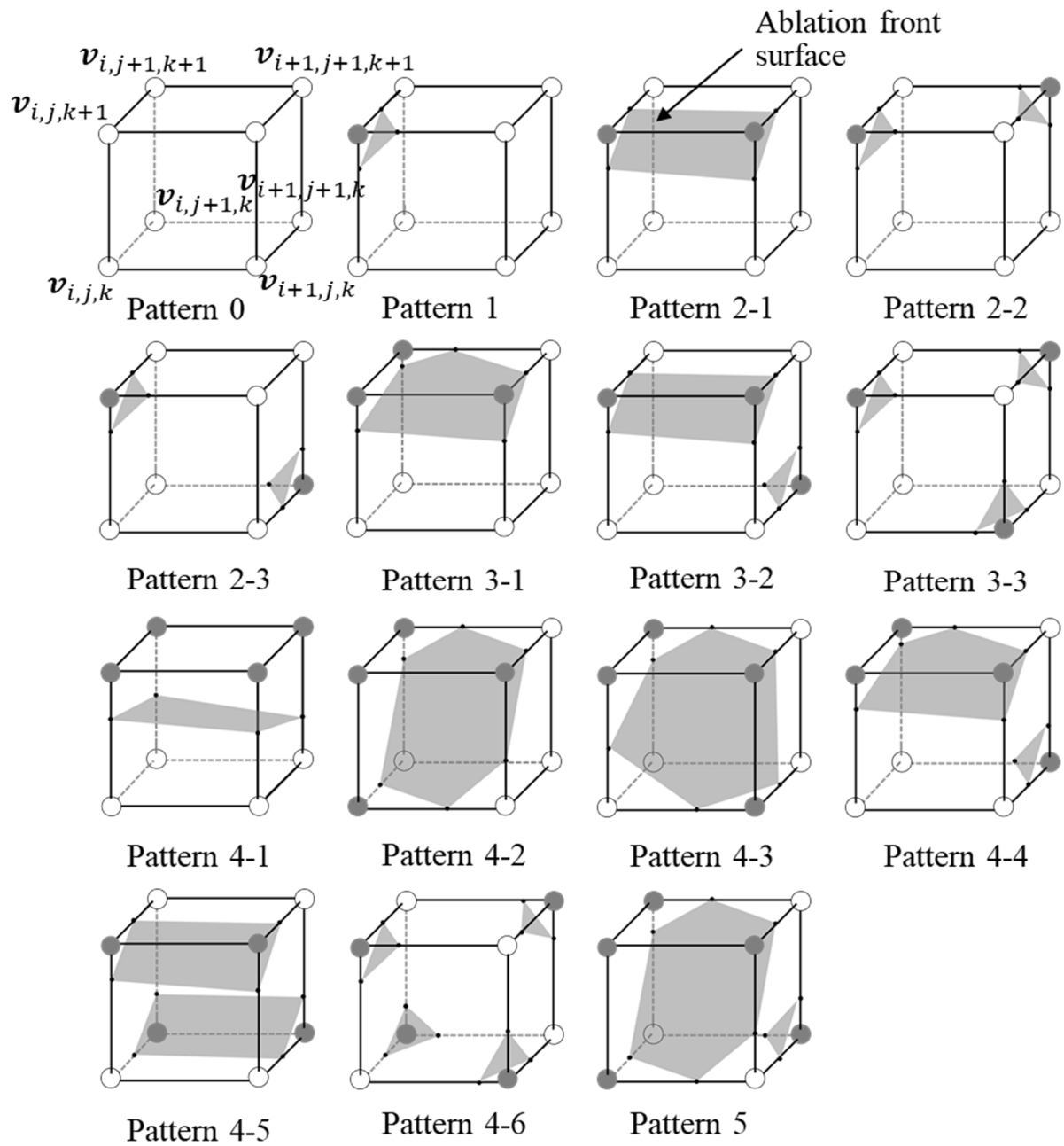
出典) M. Farmer, S. Lomperski, D. Kilsdonk, R. Aeschlimann, S. Basu, “2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests:CCI-2 Test Data Report-Thermalhydraulic Results”, Nuclear Engineering Division, Argonne National Laboratory, OECD/MCCI-2004-TR05, October 15, 2004.⁴⁶

デブリ

初期質量[kg]	
UO ₂	242.48
ZrO ₂	99.60
SiO ₂	13.56
MgO	4.56
Al ₂ O ₃	1.64
CaO	12.52
Cr	25.64
初期温度[K]	2123

コンクリート

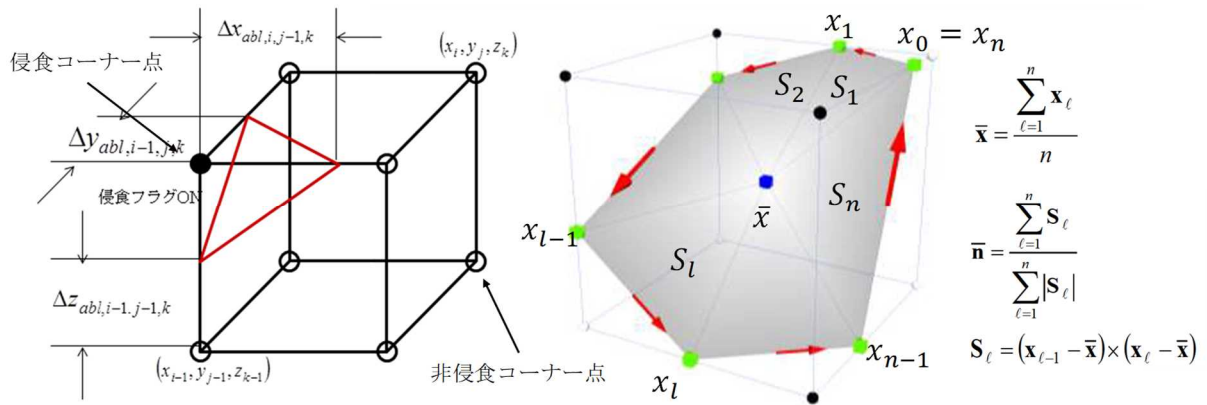
質量割合[kg/kg]	
SiO ₂	0.283
MgO	0.096
CaO	0.260
Al ₂ O ₃	0.035
TiO ₂	0.001
Fe ₂ O ₃	0.016
Na ₂ O	0.011
初期温度[K]	300
密度[kg/m ³]	2300
固相線温度[K]	1568
液相線温度[K]	1393



出典) Morita A, Hotta A, Yamazaki N, “Algorithms of three-dimensional concrete ablation front tracking (CAFT) and crust growth”, Annals of Nuclear Energy, Vol. 158, 108297, 2021.⁴⁹

図2.3.1 セル内の浸食フロントパターン

Fig. 2.3.1 Erosion front pattern in cells



出典) 森田彰伸、堀田亮年、” 多次元熔融炉心 - コンクリート相互作用解析手法の開発”、
日本原子力学会 2019 秋の大会、令和元年.⁴⁸

図2.3.2 CORCAAB における三次元コンクリート侵食アルゴリズム

Fig. 2.3.2 Three-dimensional concrete ablation algorithm in CORCAAB

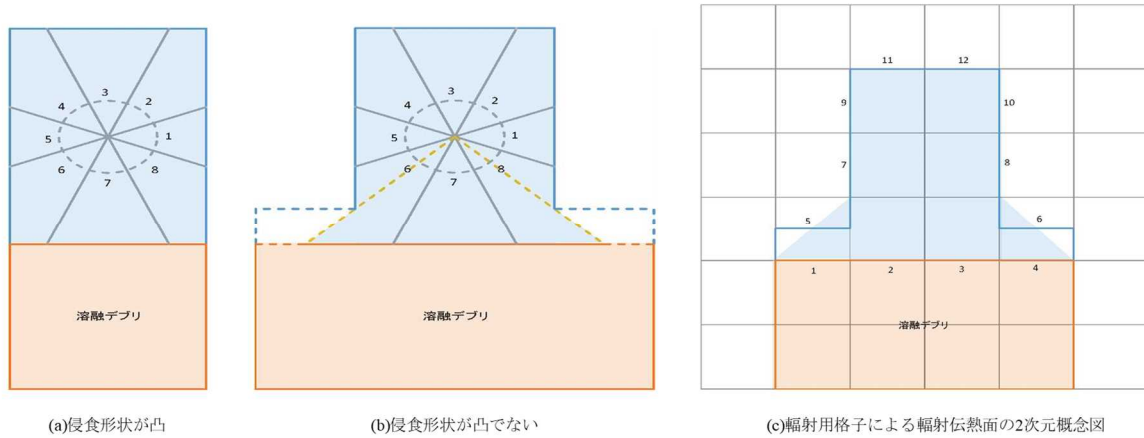


図2.3.3 輻射格子の概念図

Fig. 2.3.3 Conceptual diagram of radiation grating

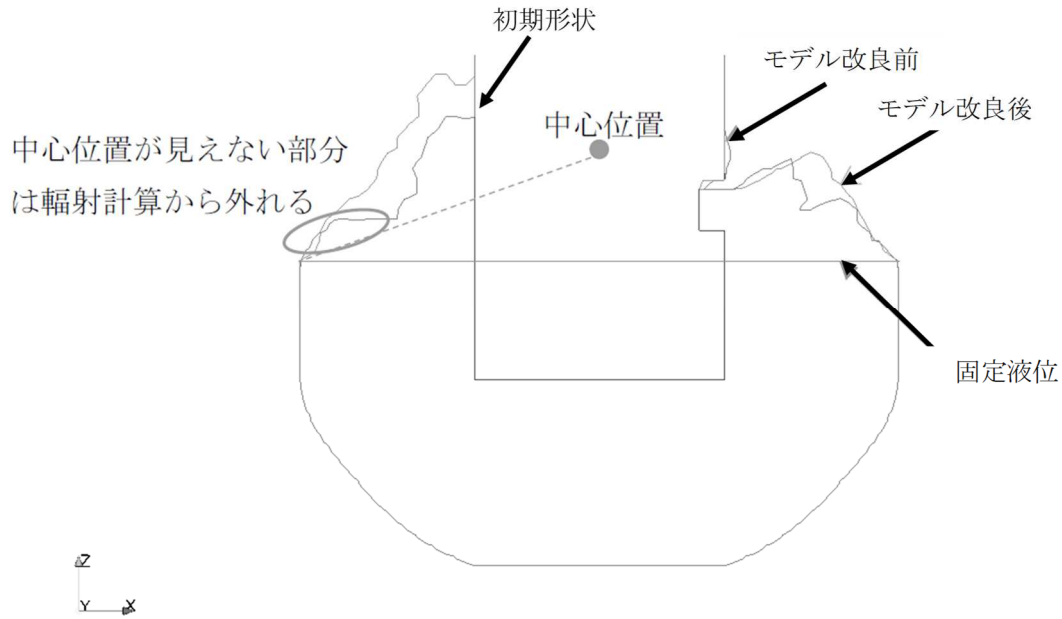
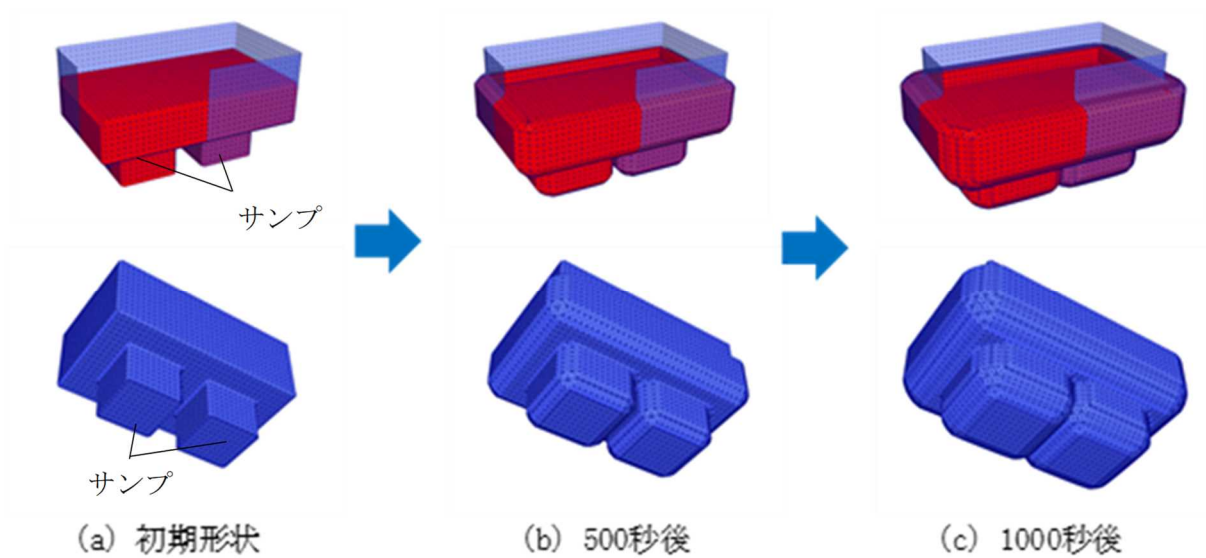


図2.3.4 輻射モデル改良による侵食形状の差異

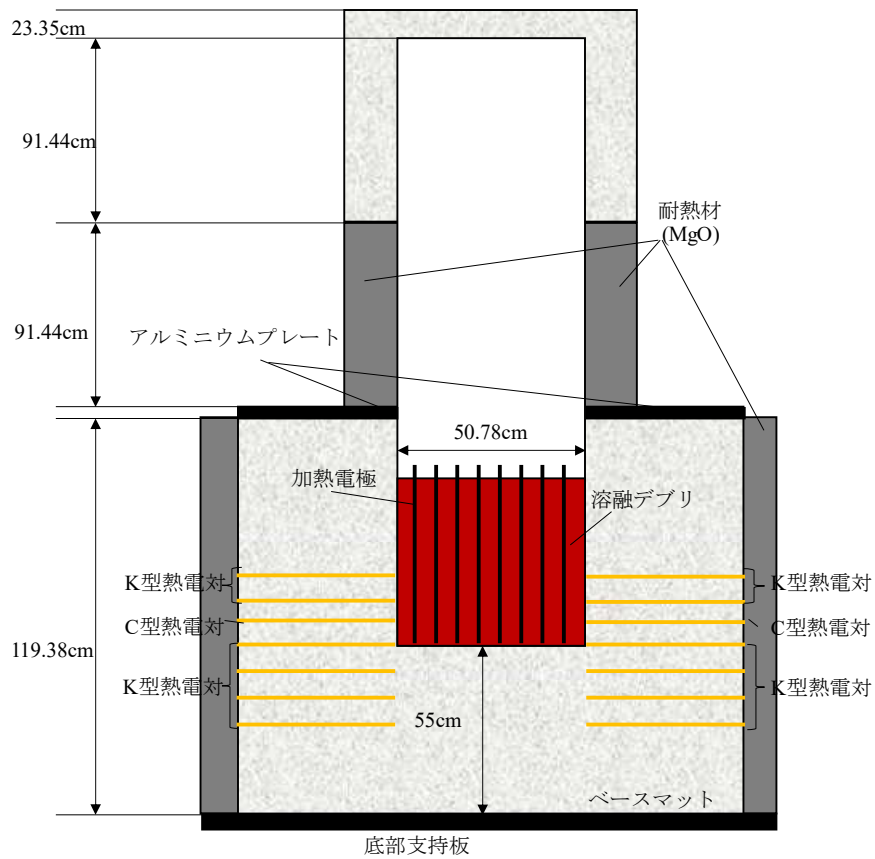
Fig. 2.3.4 Differences in erosion geometry due to radiation model improvement



出典) 森田彰伸、堀田亮年、” 多次元溶融炉心 - コンクリート相互作用解析手法の開発”、
日本原子力学会 2019 秋の大会、令和元年.⁴⁸

図2.3.5 CORCAAB による二箇所サンプを有するキャビティ侵食解析

Fig. 2.3.5 Cavity ablation with two sumps by CORCAAB



出典) M. Farmer, S. Lomperski, D. Kilsdonk, R. Aeschlimann, S. Basu, “2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests:CCI-2 Test Data Report-Thermalhydraulic Results”, Nuclear Engineering Division, Argonne National Laboratory, OECD/MCCI-2004-TR05, October 15, 2004.⁴⁶

図2.3.6 CCI 実験装置概要

Fig. 2.3.6 Schematic diagram of CCI experimental apparatus

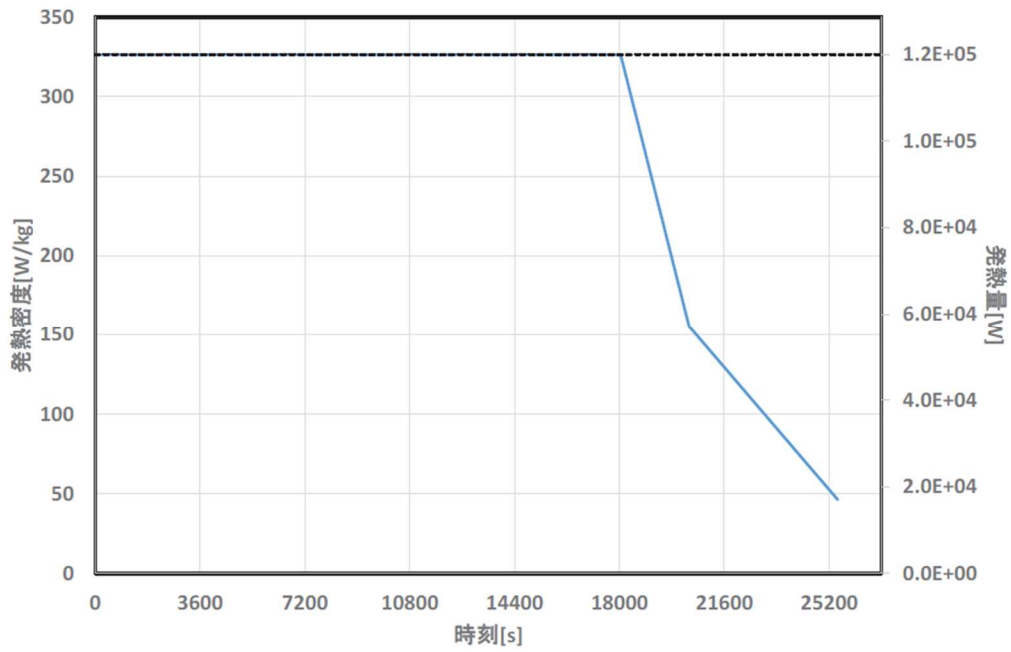


図2.3.7 CCI2における発熱密度及び発熱量

Fig. 2.3.7 Heating density and heating value for CCI2

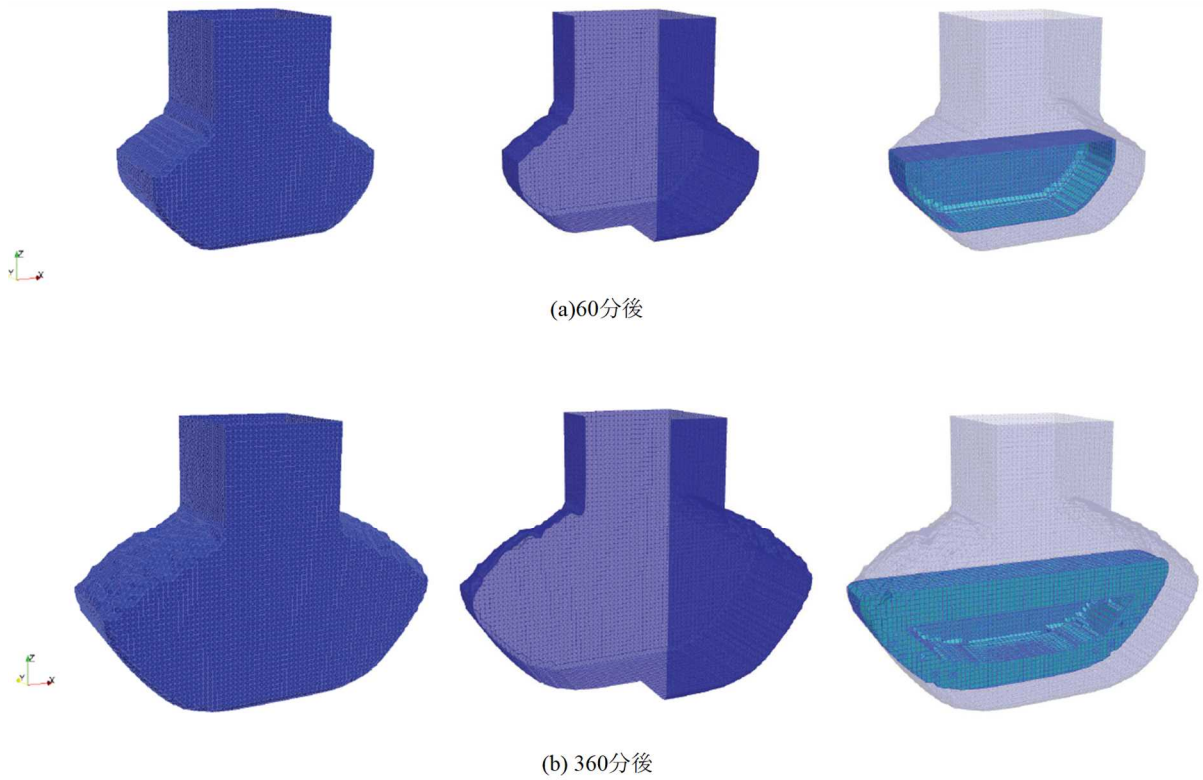


図2.3.8 CORCAABによる三次元侵食解析結果

Fig. 2.3.8 Results of 3D erosion analysis by CORCAAB

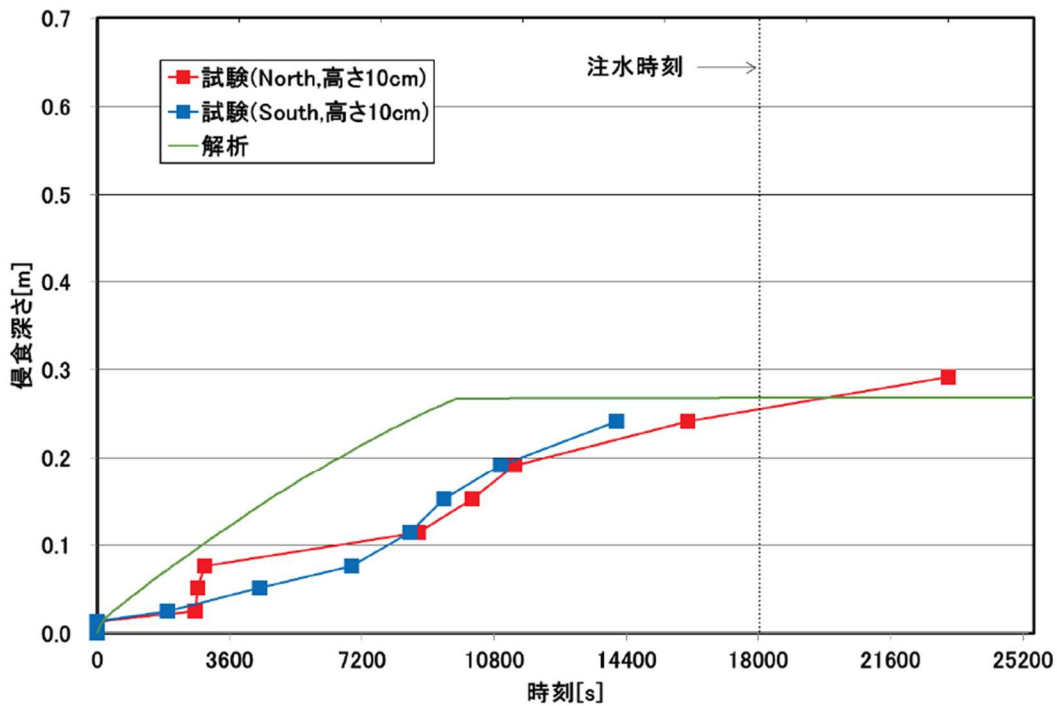


図2.3.9 CORCAAB による侵食履歴解析結果

Fig. 2.3.9 Results of erosion history analysis by CORCAAB

2.3.2 対流熱伝達モデルの開発

三次元的な MCCI 解析に用いる熱伝達相関式を解析的評価により導出することとした。熱伝達相関式の導出の全体像を図 2.3.10 に示す。本評価は、図 2.3.10(a)の単純直方体体系における単相対流熱伝達解析及び図 2.3.10(b)の単純直方体体系における二相対流熱伝達解析をそれぞれ実施し、主要状態変数に対する熱伝達係数の依存性を整理する。これらを受けて、図 2.3.10(c)の実機キャビティ体系における単相及び二相対流熱伝達解析を実施した。これらの解析結果を、文献等で提案され MCCI 解析において使用実績のある熱伝達係数相関式、MCCI を模擬した対流を考慮した実験において測定された熱伝達係数結果、プロトタイプ熔融炉心を用いたコンクリート侵食実験結果⁴⁶等と比較することにより、三次元 MCCI 解析コードに組み込むべき熔融デブリとコンクリートの熱伝達係数を確立することとした。解析には商用の CFD 解析コードである ANSYS FLUENT を用いた。

(1) 単純直方体体系における単相対流熱伝達解析

対流を模擬した解析を実施し、温度境界層を十分に分解できる格子サイズを選定することにより、壁面及び底面の各部における熱伝達係数を解析的に求め、既往の MCCI 解析において実績のある複数の熱伝達係数相関式と比較することによって、熔融デブリの対流による熱伝達係数の数値解析手法を確立する。

初めに、壁面近傍におけるメッシュサイズの影響について解析を行った。本解析では高 Rayleigh 数 (10^{12} オーダー) 及び低 Rayleigh 数 (10^4 オーダー) 各メッシュサイズに対する壁面における熱流束を図 2.3.11 に示す。本解析では高 Rayleigh 数 (10^{12} オーダー) 及び低 Rayleigh 数 (10^4 オーダー) について解析を実施した。高 Rayleigh 数では、壁面に接する第一層目のセルサイズが 1mm より小さくなると壁面熱流束はほぼ一定値となり、1mm を超えると急激に低下することが示された。また、低 Rayleigh 数では、セルサイズを小さくするにつれて壁面の熱流束が大きくなることが示された。

次に、解析領域全体でのメッシュ数を変化させた条件で Nusselt 数の評価を行った。図 2.3.12 に本解析で用いた解析モデルを示す。解析体系は直方体系とし、耐熱壁 (MgO 製) に接触すると想定する 3 面の側面は断熱境界、コンクリートに接触すると想定する 1 面の側面と底面は 2550K の温度一定境界及び上面は 2550K の温度一定境界とした。また上面は滑りあり境界とし、側面及び底面すべりなし境界とした。また、熔融デブリ全体に目標とする Rayleigh 数から算出した体積発熱をエネルギーソースとして均一に設定した。解析領域の側面及び底面における評価した Nusselt 数並びに側面及び底面における Nusselt 数の比と Rayleigh 数の関係を図 2.3.13 に示す。本図には比較のため M. Jahn の相関式⁴⁶も併せて示す。どちらの結果においても、メッシュサイズによる Nusselt 数の差は小さく、M. Jahn の相関式をよく表現できていることが確認できたことから、本手法は熔融物の熱伝達挙動をよく再現できることを確認した。

(2) 単純直方体体系における二相対流熱伝達解析

二相対流における熔融デブリの対流による熱伝達係数の数値解析手法を確立するため、仏 CEA が実施した単純形状直方体キャビティ CLARA 実験における広範囲の粘性を有する流体を用いた空気注入実験結果⁵⁷に基づき、FLUENT を用いた熱伝達係数の直接解析を実施した。解析により壁面及び底面の各部における熱伝達係数を評価し、これらを公開文献において提案されている気泡攪拌を考慮した熱伝達係数相関式と比較することによって、二相対流における熔融デブリの対流による熱伝達係数の数値解析手法を確立することとした。

解析の対象は、CLARA 実験装置の幅 2m×奥行 0.25m×高さ 1.2m の液面高さ 0.25m のプール部分であり、概略図⁵⁷を図 2.3.14 に示す。プールの液体は、水もしくは水とヒドロキシエチルセルローズ (HEC) の混合液を用いている。水と HEC の混合液は HEC の濃度、温度、液中に吹き込まれる気体の速度によって粘性係数が増加する特性を有している。対面する側面にはプール内の液体を加熱するための銅製の電極が取り付けられている。側面 2 か所 (v1 及び v2) 及び底面 8 か所 (h1~h8) には熱交換ユニットが取り付けられている。熱交換ユニットには冷却材を流すことによって熱交換ユニットの表面を一樣な温度となるように冷却しており、冷却材の入口及び出口の温度を計測することで、プールからの除熱

量を評価している。また、底面と熱交換ユニットが取り付けられた側面には径 1mm の穴が 1cm²あたり 0.15 か所設けられており、その穴から空気が注入される。

評価モデルを図 2.3.15 及び図 2.3.16 に示す。プール内の液体を直接加熱すると、プール奥行き方向の流れを発生させる駆動力が無い場合、プール内の流動は 2 次元的になるとして、奥行き方向は 30mm とした。側面の一面は加熱面として熱流束一定境界、熱流束一定境界の反対側の側面には対称境界を設定する。底面と側壁の 1 面は温度一定境界を設定した。残りの側面の 1 面は断熱境界に設定した。水面に相当する上面は、計算初期に圧力境界に設定してプール内に気体の分布を形成させたのちに、Degassing 境界に変更して温度一定境界における壁面熱流束が静定状態となるまで解析を実施した。

FLUENT では、プール内の気体と液体間の二相摩擦による力は相間相互作用力として扱われ、今回の解析では、相間摩擦のモデルとして Tomiyama らのモデル⁵⁸を用いた。

図 2.3.17 に解析及び CLARA 実験より得られた熱伝達率と気相見かけ流速の関係を示す。熱伝達率は所定の値で正規化した。これらの図は側壁と底面における結果をそれぞれ示している。実験及び解析結果はどちらも HEC 濃度の増加に伴い段階的に熱伝達率が低下しており、気相見かけ流速に対する変化も定性的によく合っていることが確認された。また、両結果に多少のばらつきはあるものの数値的にも比較的良好に合っていることが確認された。

図 2.3.18 に解析及び CLARA 実験より得られた熱伝達率と粘性係数の関係を示す。これらの図は側壁と底面における結果をそれぞれ示している。実験及び解析結果はどちらも粘性の増加に伴い熱伝達率が低下しており、定性的によく合っていることが確認された。また、両結果に多少のばらつきはあるものの数値的にも比較的良好に合っていることが確認された。

以上のことから、本解析で構築した二相対流熱伝達の解析モデルは実験をよく再現できていることを確認した。

(3) MCCI における対流熱伝達解析

上記(1)及び(2)にて開発した解析モデルを MCCI 実験体系に適用し、壁面における熱伝達分布を評価した。

本解析では、OECD MCCI プロジェクトにおいて ANL によって実施された CCI 実験⁵⁹を対象とした。溶融物によるコンクリート浸食の形状は、図 2.3.19(a)に示す CCI の実験報告書に示された図を図 2.3.19(b)に示す CAD データに変換した。この際、溶融部分は図のピンク色の領域とした。これらを元に図 2.3.19(c)に示す三次元の解析モデルを構築した。図 2.3.19(d)には構築した三次元解析モデルをメッシュで分割した図を示している。また、解析モデルで設定した境界条件を図 2.3.19(e)に示す。また解析条件を表 2.3.2 に示す。

このように設定した解析モデル及び解析条件を用いて CCI 実験に対する解析を実施した。図 2.3.20 に解析結果を示す。図 2.3.20(a)は気相の体積割合の分布、図 2.3.20(b)は液相の流速ベクトルの分布を示している。図 2.3.20(a)から、図中左側の領域に上面近傍の気相

の体積割合が低い領域から下方に巻き込むような流れが生じて、その流れが衝突するコンクリートとの界面から気相の体積割合が高い領域が巻き上げられている様子が確認された。これは、図 2.3.20(b)に示す液相の流束分布の傾向とも一致している。

図 2.3.20(c)は溶融物－コンクリート界面における熱伝達係数の分布を示している。この熱伝達係数の算出の際の壁面温度は溶融物とコンクリートの界面温度を用い、流体温度としては溶融物全体の平均温度を用いた。図中の左側の領域で熱伝達係数が高い箇所が生じているが、その他に側面が高かったり、底面が低かったりといったような傾向は生じていない。また、熱伝達係数が高かった領域は上面からの巻き込みが生じている箇所に近く、この上面から巻き込まれる流れの比較的大きい流速が熱伝達係数を向上させた可能性があることがわかった。

以上のことから、溶融物－コンクリート界面における熱伝達係数を得ることができる解析モデルを構築することができた。

表2.3.2 解析条件

Table 2.3.2 Analysis condition

項目	解析条件
体積発熱量	$7.61 \times 10^5 \text{W/m}^3$
解析体系の加熱量	55.8kW
壁面の総除熱量	58.6kW
気相の発生量	$2.65 \times 10^{-3} \text{kg/s}$
上面温度	2573.31K

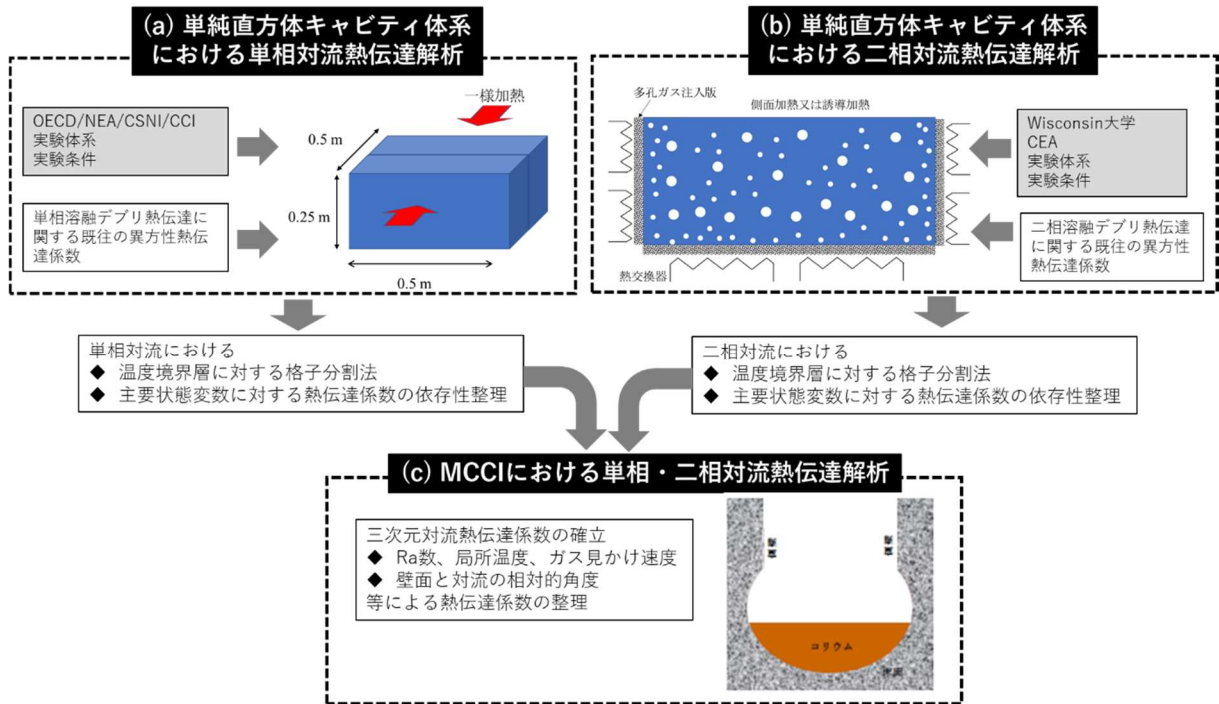


図2.3.10 多次元 MCCI 解析コードのための熱伝達係数モデルの開発

Fig. 2.3.10 Development of heat transfer coefficient model for multi-dimensional MCCI estimation code

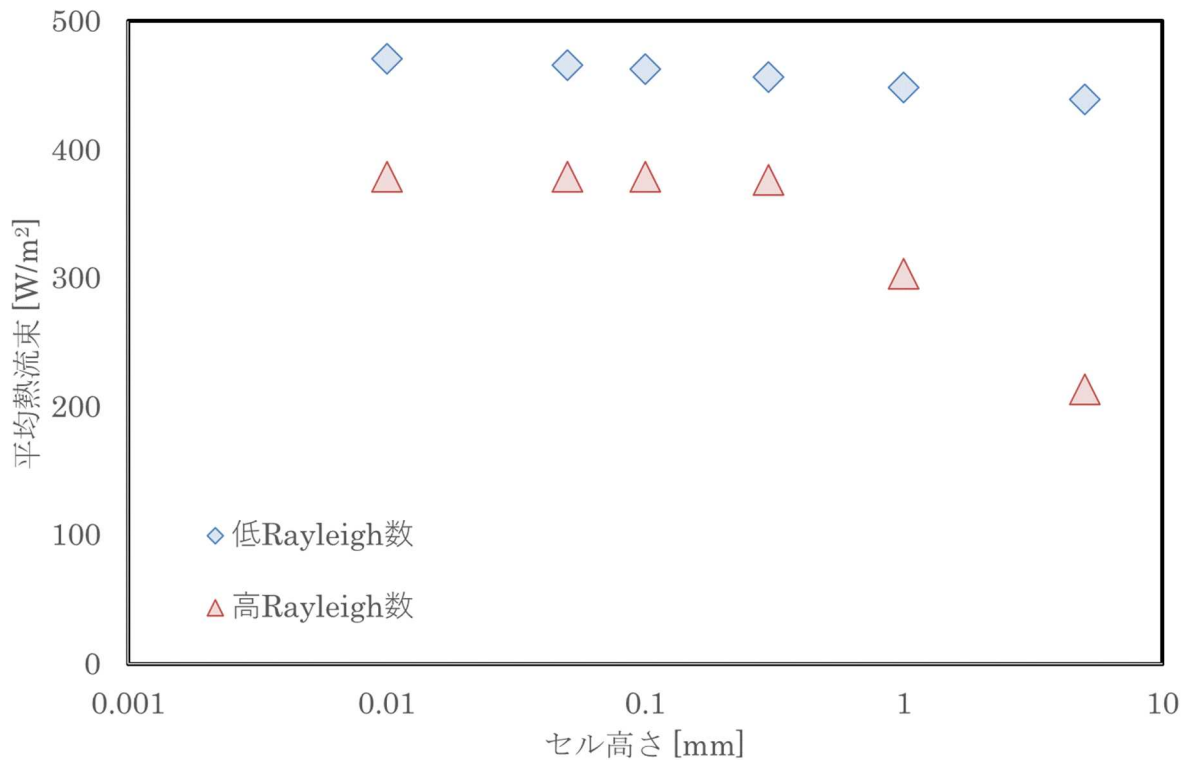
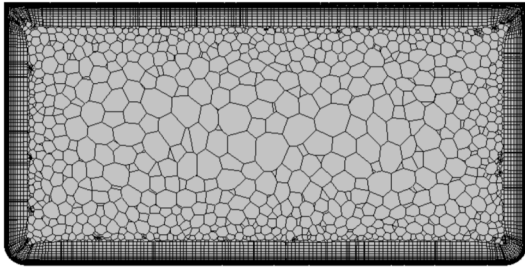
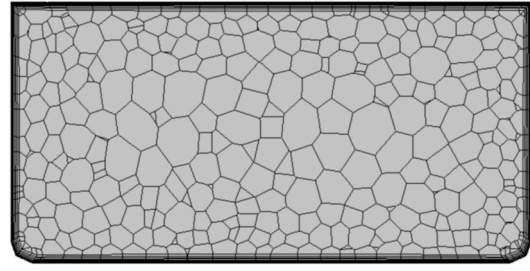


図2.3.11 壁面近傍メッシュサイズの壁面熱伝達への影響

Fig. 2.3.11 Effect of mesh size on wall heat flux



(a)メッシュ密



(b)メッシュ疎

図2.3.12 領域メッシュサイズの熱伝達への影響評価モデル

Fig. 2.3.12 Calculation model for estimation of region mesh size on heat transfer

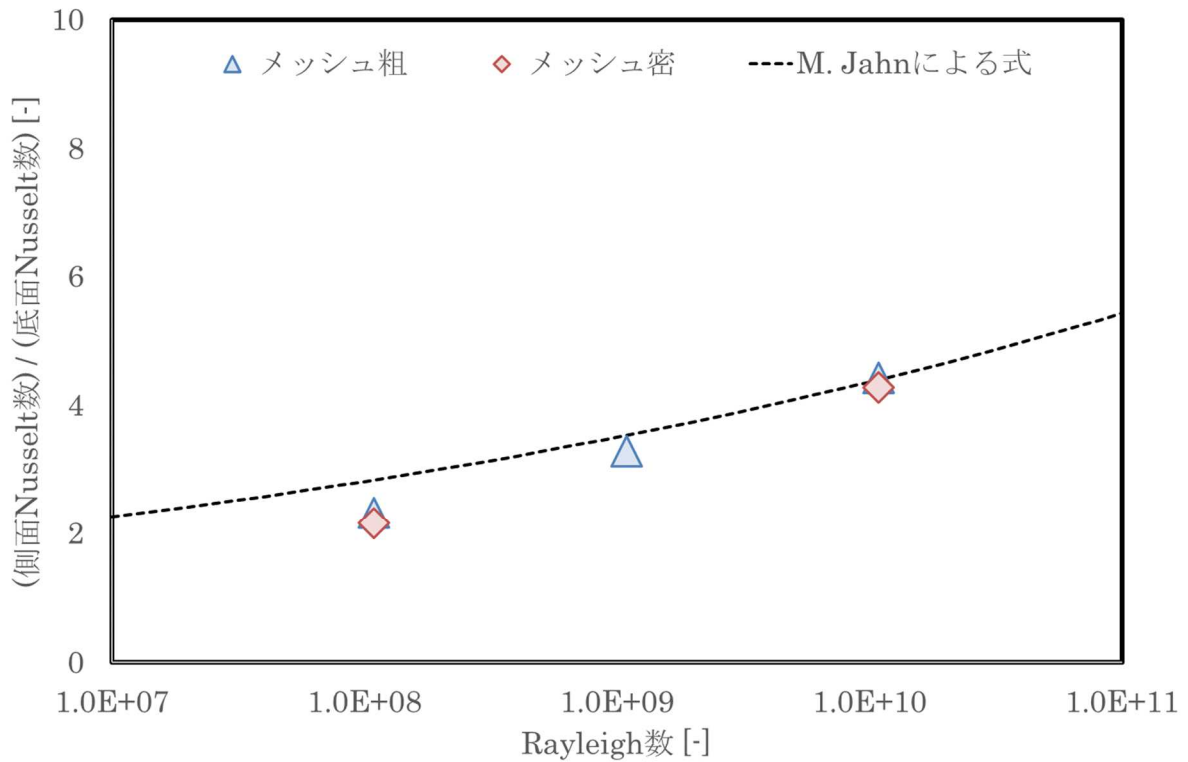
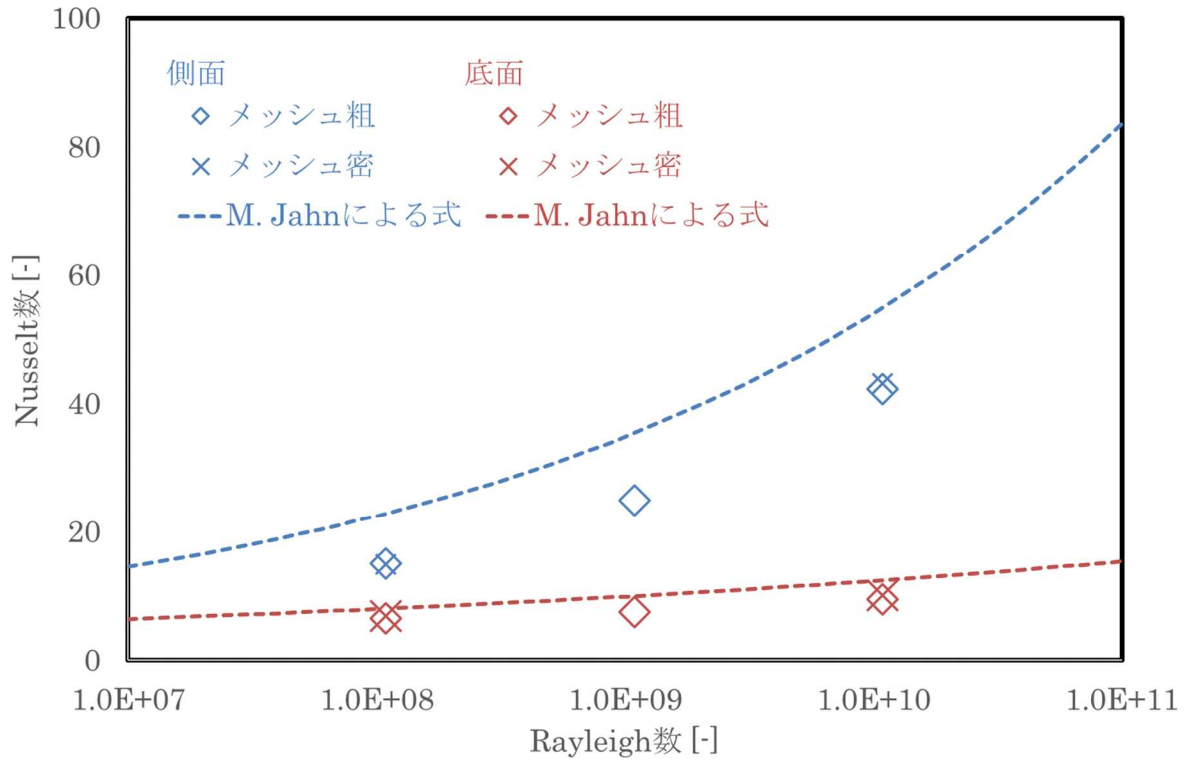


図2.3.13 側面及び底面における Nusselt 数と Rayleigh 数の関係

Fig. 2.3.13 Relationship between Nusselt number and Rayleigh number at sidewall and at bottom

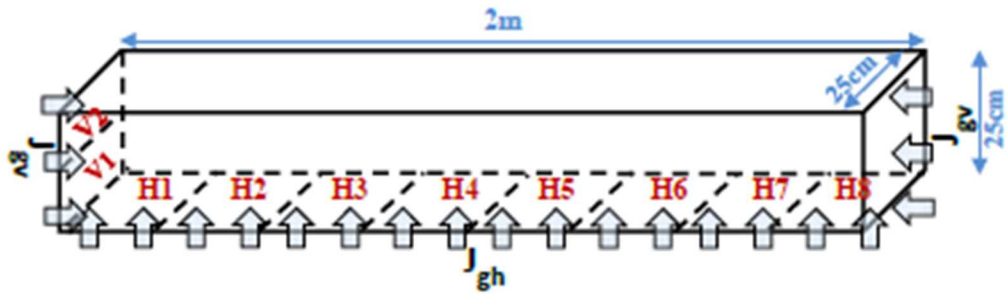


図2.3.14 プールの概略図

Fig. 2.3.14 Conceptual diagram of pool

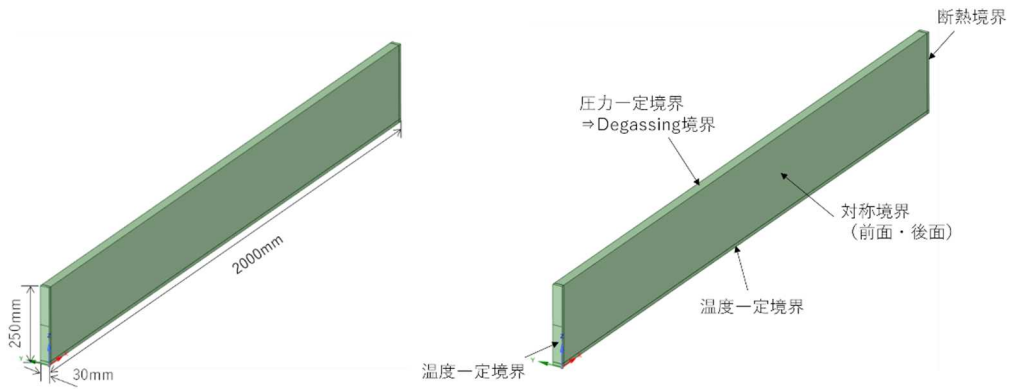


図2.3.15 評価モデルの概略図

Fig. 2.3.15 Conceptual diagram of estimation model

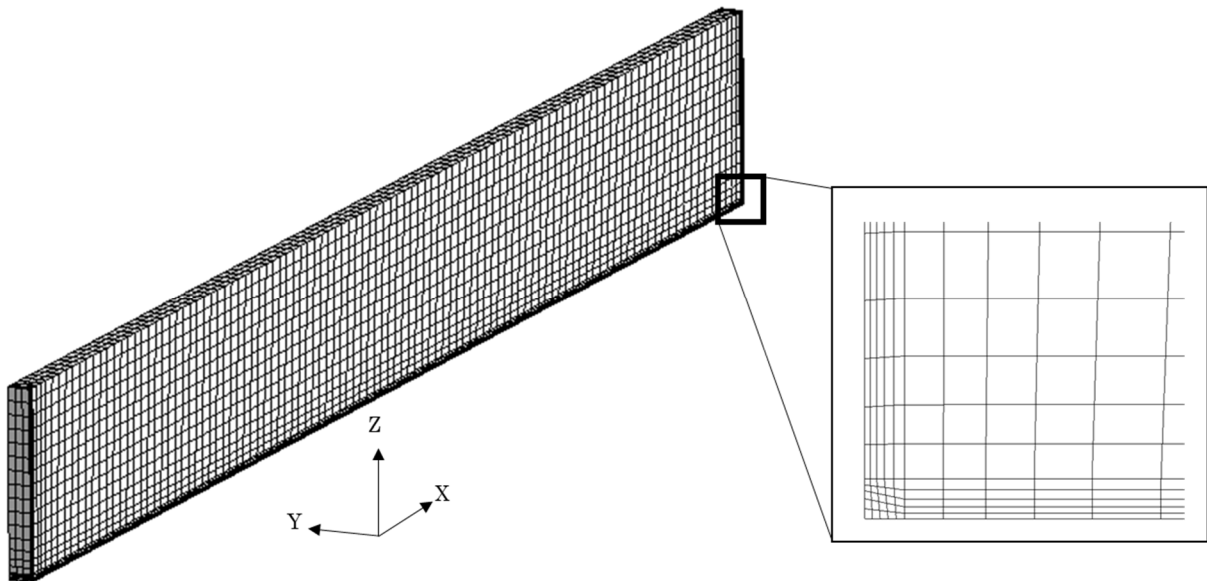


図2.3.16 評価モデルのメッシュ図

Fig. 2.3.16 Mesh diagram of estimation model

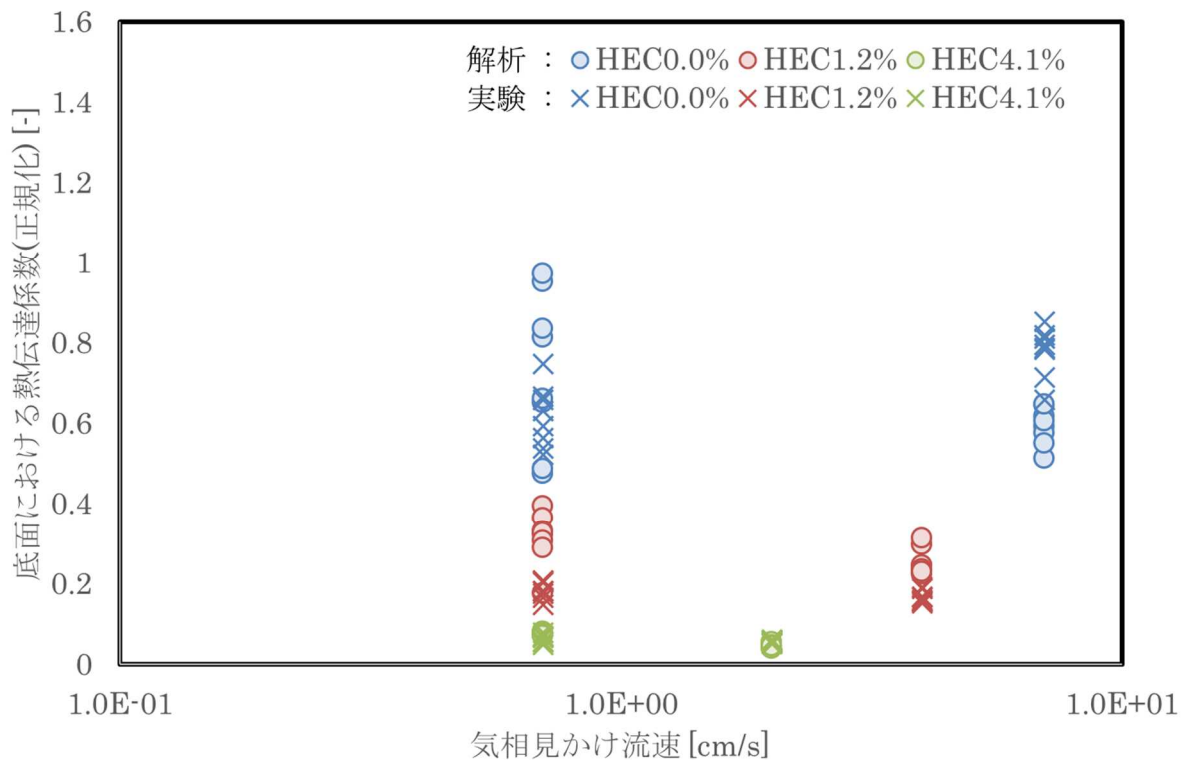
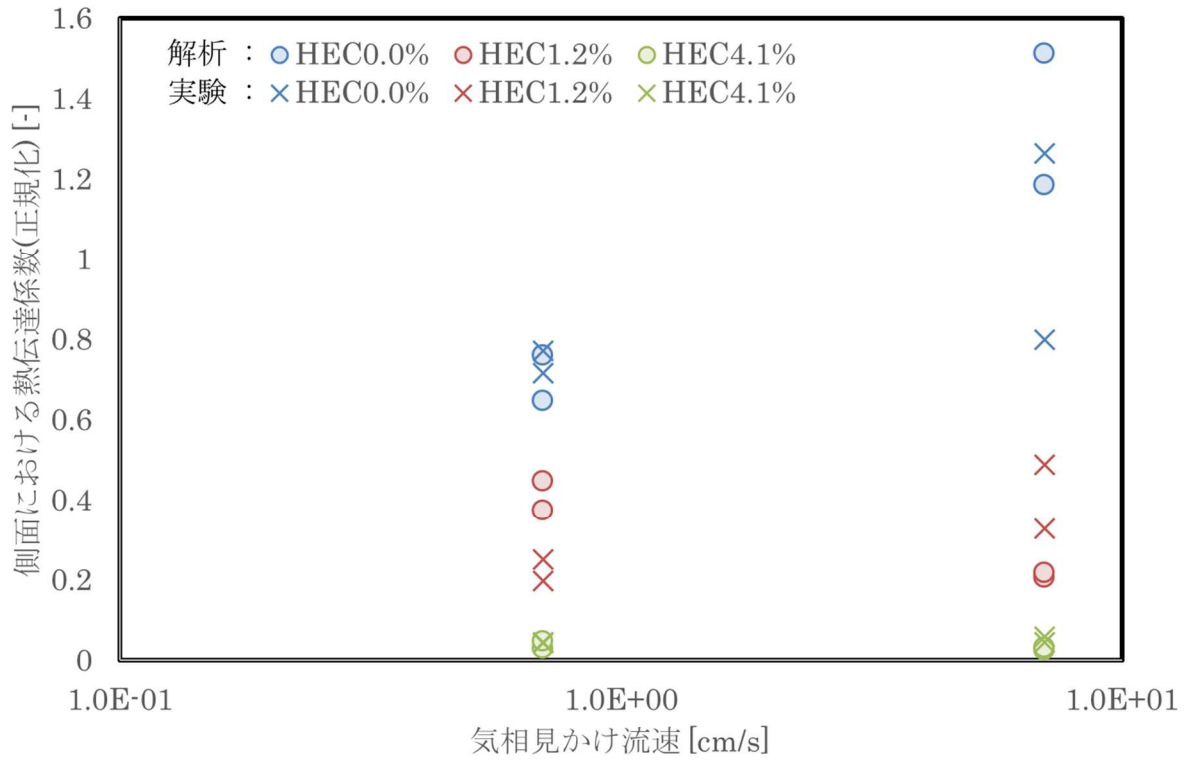


図2.3.17 側面及び底面における熱伝達率と気相見かけ流速の関係

Fig. 2.3.17 Relationship between heat transfer coefficient and superficial gas velocity at side and bottom wall

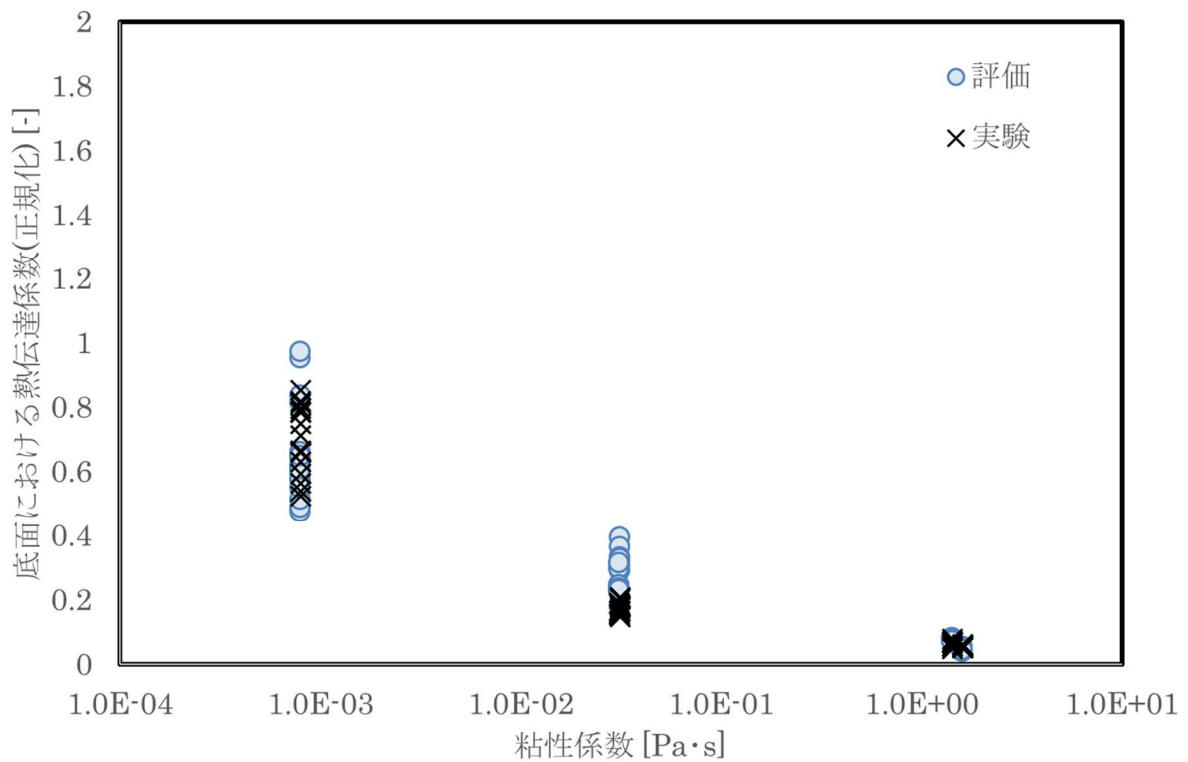
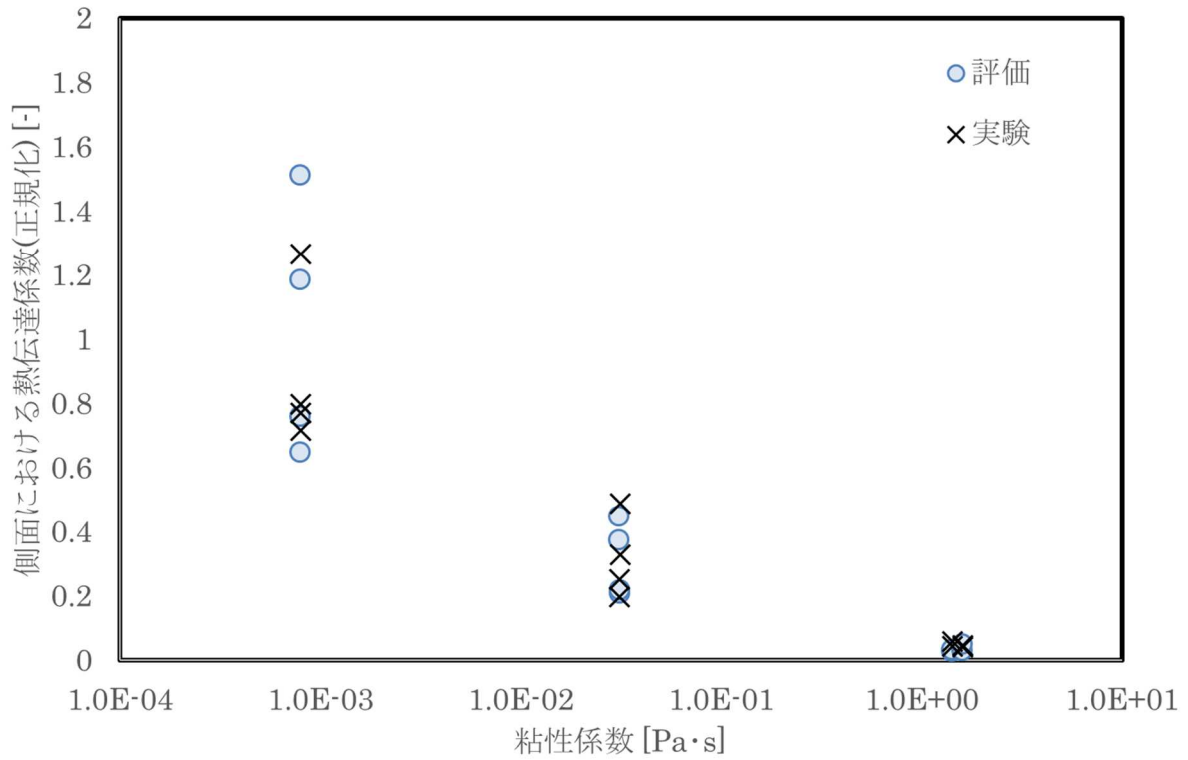
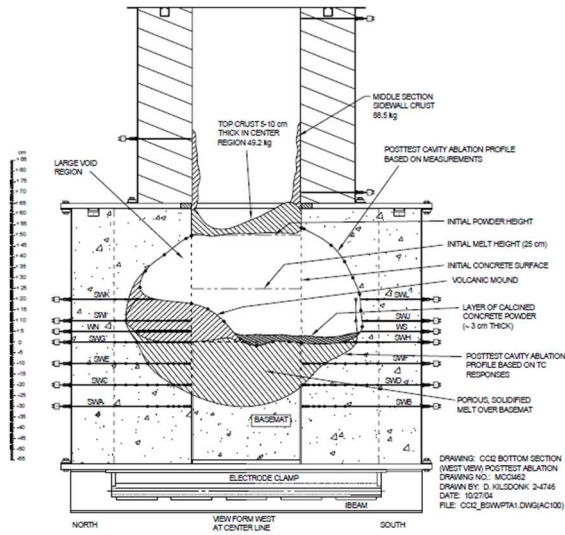
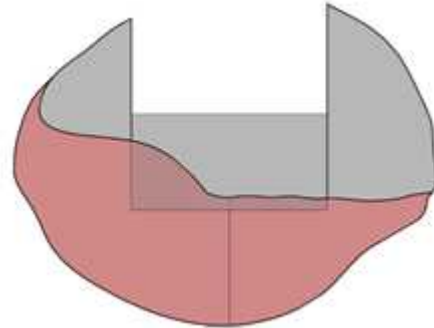


図2.3.18 側面及び底面における熱伝達率と粘性係数の関係

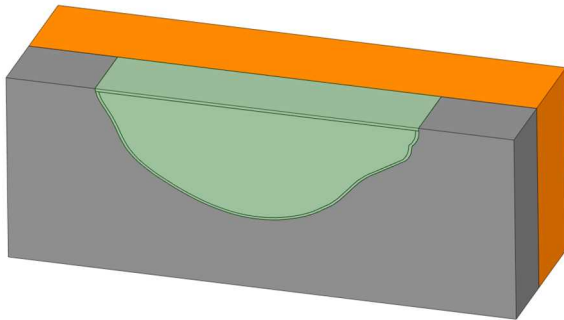
Fig. 2.3.18 Relationship between heat transfer coefficient and dynamic viscosity at side and bottom wall



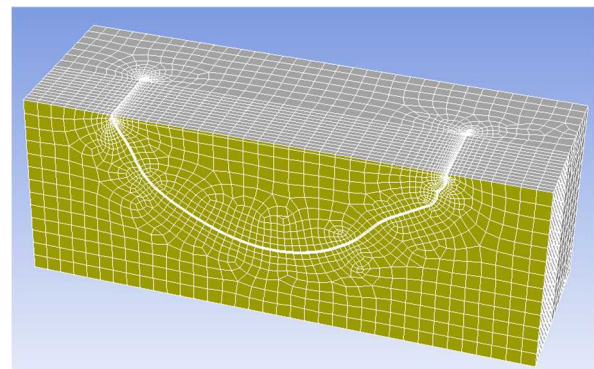
(a) CCI 実験における溶融物形状



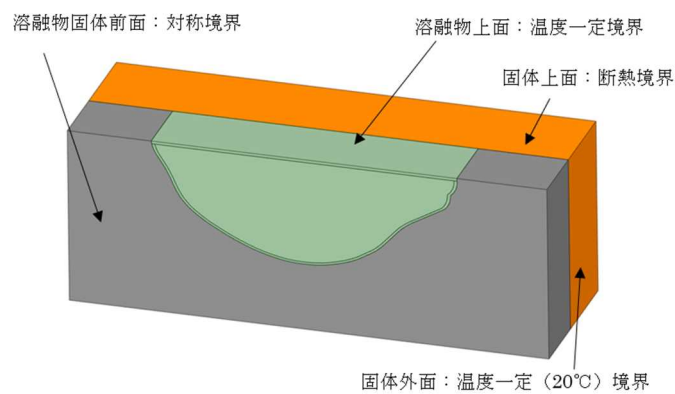
(b) CAD データに変換後の浸食形状



(c) 解析対象の三次元解析モデル



(d) 解析モデルのメッシュ分割

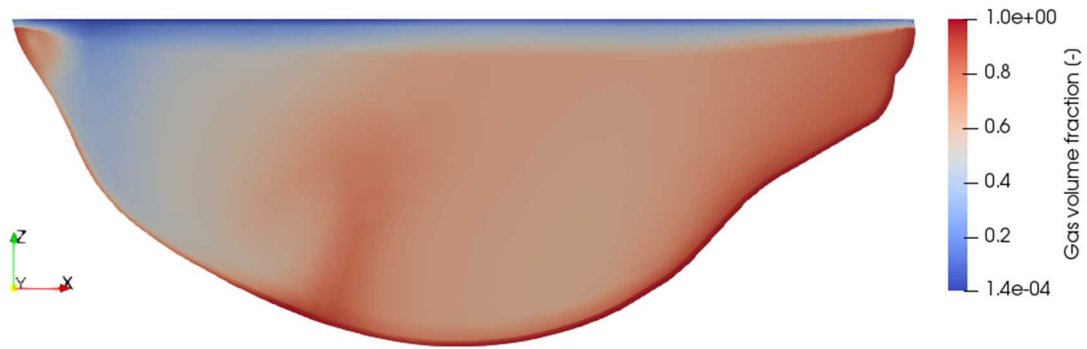


(e) 解析モデルの境界条件

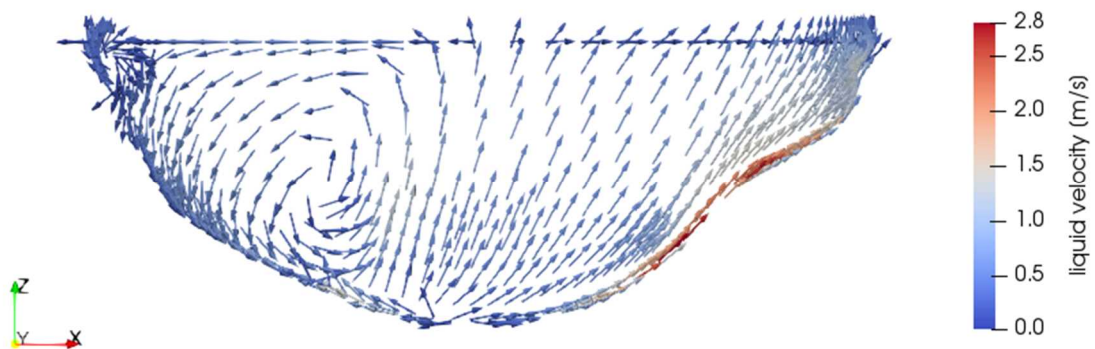
出典) M. T. Farmer, S. Lomperski, D. J. Kilsdonk, and R. W. Aeschlimann, "OECD MCCI Project 2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests: Final Report", Nuclear Engineering Division, Argonne National Laboratory, OECD/MCCI-2005-TR05, October 15, 2006.⁵⁹

図2.3.19 CCI 実験より得られた溶融物形状のモデル化

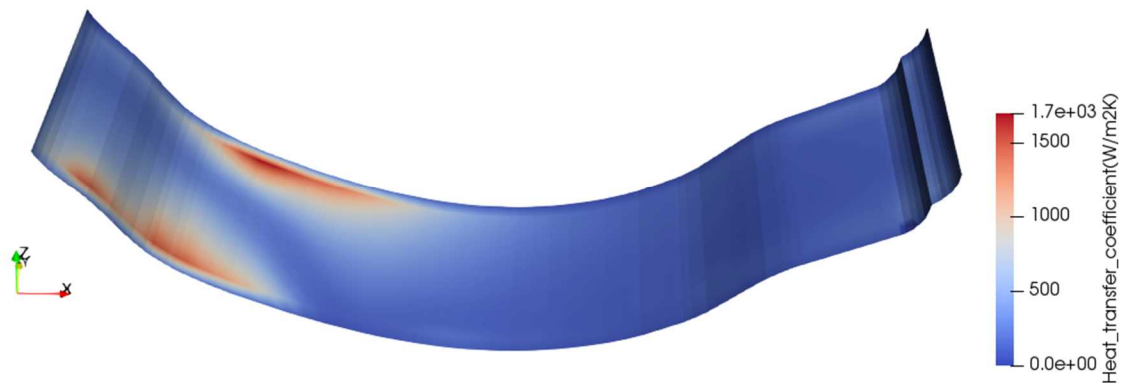
Fig. 2.3.19 Modelling of melt shape obtained by CCI experiment



(a) 気相の体積割合の分布



(b) 液相の流速分布



(c) 溶融炉心ーコンクリート界面における熱伝達率の分布

図2.3.20 CCI 実験に対する評価結果

Fig. 2.3.20 Analysis result for CCI experiment

2.3.3 まとめ

三次元非対称コンクリート浸食挙動を解析するコードとして CORCAAB の開発し、実機の MCCI 発生時に想定される様々な非対称コンクリート浸食フロント追跡のためのアルゴリズム及び MCCI 解析に必要なモデルを組み込んだ。CCI2 実験に基づく CORCAAB の妥

当性確認を実施し MCCI 挙動を解析することを確認した。また、溶融デブリの対流熱伝達評価モデルを開発し、実際のデブリの対流熱伝達が表現可能であることを確認するとともに、これらのモデルを用いて溶融物-コンクリート界面における熱伝達率が表現可能であることを確認した。

2.4 キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発

図 2.4.1 に示すように軽水炉のシビアアクシデントで RPV 下部が損傷すると、溶融したデブリが PWR ではキャビティ（BWR ではペDESTAL）内に放出される。溶融したデブリは、プール中でエントレインメントによる液滴及び冷却による液滴の粒子状デブリとなる。その後、床面では未分裂の溶融ジェット、液滴及び粒子状デブリが堆積し、未固化の液滴は周囲の液滴又は粒子状デブリと集積、未分裂の溶融ジェットはメルトスプレッドといった現象が発生しデブリベッドを形成する。くわえて、溶融ジェットは一度のみではなく複数回、異なる位置からの放出が予想され既に形成されたデブリベッドとの相互作用、堆積したデブリベッド内の二相熱流動、デブリベッド内の流路閉塞によって引き起こされる再溶融等、数多くの現象が関連している。

東京電力福島第一原子力発電所事故以来、デブリベッドの安定冷却を代表するシビアアクシデント後のプラントを長期間安定的に維持するための考え方や手段に注目が集まっている⁶⁰。その中でも、MCCI 緩和策の一つであるキャビティ（BWR ではペDESTAL）事前注水では、RPV が破損し溶融デブリが落下するまでにキャビティに適切な深さのプールを形成することにより、溶融デブリの粒子化による伝熱面積増加を促進し、キャビティ内に形成されるデブリベッドの安定冷却を実現することを目的としている。安定冷却には、プール中での溶融デブリのエントレインメントによる液滴発生、液滴固化による粒子デブリ化、様々な構成要素の堆積によるデブリベッドの形成、堆積したデブリベッド内の二相熱流動、デブリベッド内の流路閉塞によって引き起こされる再溶融等、数多くの現象が関与している。局所的に発生する様々な現象を網羅的に解析することは困難であり、ベースマツト貫通やペDESTAL の RPV 支持機能など、目的とする機能維持の観点から検討すべき範囲を設定する必要がある。また、安定冷却という観点から、これらの現象に内包される不確実さ要因の把握が重要となることはいうまでもないが、考慮していない現象による不確実さを実用上問題ないレベルに低減する必要がある。

これらの現象を分類すると、IVMR、FCI、MCCI、炉心損傷や下部ヘッド内のデブリ形成における物質相互作用等の既往研究において着目されてきた現象と共通部分が多いことが分かる。長年の国際協力プロジェクトにおける実験等を通じてこれらの現象に関する知見が蓄積されており、MAAP⁶¹ や MELCOR^{6,86} 等の ISA では、これらの現象を空間・時間において平均化し、流動と物質相互作用のように本来は局所性・非平衡性の高い現象を、一様や熱的平衡の仮定を与えて単純化して扱う場合が多い。こうしたモデル化のアプローチでは、局所からプラント規模の時間・空間スケールに及ぶ多数の現象群の相互作用の結果と

しての事故進展を数多くのシナリオに対して求められると同時に、モデルの不完全性、パラメータ、事故時対処等の不確かさが、事故進展やソースタームに及ぼす影響を実用的な計算機資源を用いて求めることができる⁶³。

一方で、そのトレードオフとして、炉心損傷、リロケーション、デブリベッド形成、物質相互作用等を表現する場合に、多くのシナリオ依存のモデルパラメータ調整を必要とする。その結果として、一部のモデル改良が他のモデルの最適パラメータに影響を及ぼすことに注意しなければならない。コードのバージョンアップの度に複数のパッケージに対して最適パラメータのセットが変更となることは避けがたい。

くわえて、現在でも、1F 事故の分析が進められており、2022 年 5 月には 1 号機における複雑なデブリベッド構造、堆積分布の可視化撮影が行われているものの、デブリ挙動の詳細を把握することはできていない。また、既存の MELCOR、MAAP を代表する ISA を用いた評価手法では、不確かさが大きくデブリ挙動を把握することができないため、新たに評価手法を確立する必要性がある。

こうした課題を有する ISA を補完する詳細コードの開発を目的として、デブリベッドの形成と冷却に関連する現象同定、既往実験データに基づく知見分類、知見が不足する領域における新規実験の計画及び実施、コード開発、そして拡充された実験データに基づくコード開発とその妥当性確認を実施していくこととする²⁰。

2.4.1 重要現象同定とモデル化の方針

コード開発に先立って、既に終了した原子力規制庁の安全研究プロジェクト「軽水炉の国産シビアアクシデント解析コードの開発」（平成 26 年度～平成 28 年度）⁶⁴における研究項目「解析コードが対象とする物理化学現象」の調査結果をベースとして、本研究期間において実施した文献調査、及び本分野における海外専門家との議論を通じて得た新知見を統合して研究課題を再度整理した。

プールが十分に深い場合には、冷却水との相互作用によって溶融ジェットの一部が液滴化するが、プールが浅い場合には、溶融ジェットの一部は溶融状態のまま床面に到達し床面上を広がる。さらに、プールが浅い場合には、表面近く一部の層が固化した多数の液滴が床面の近傍に落下し、互いに粘着し透水性の低い集積デブリとなる可能性がある。また、溶融デブリがリロケーションする途中で取り込んだり、輻射熱等の影響で脱落したりすることによって、圧力容器内外の構造物がデブリに多数混入することが考えられる。現実には、このような落下パターンが複数回かつ複数箇所で繰り返されることにより、デブリベッド形態は非常に複雑となる。サンプルやドレイン配管等が床面と接続している場合、溶融デブリの一部がこれらに流入し、格納容器バウンダリを局所的に侵食する可能性もある。図 2.4.2 では、このようなデブリベッド形成の詳細な個別現象の連鎖をイベントツリーの的に分解した。解析コードの設計を行うため、数値モデルとして組み込むべき現象を以下の 6 現象グループに分類した。

- a. RPV 下部ヘッド破損
- b. 溶融ジェットのプール中での液滴化、液滴の固化・集積及び粒子デブリの堆積
- c. プール中での溶融デブリ拡がり
- d. キャビティ床面の堆積したデブリベッド内の二相流動を介した伝熱流動
- e. デブリベッド内の形態変化（セルフレベルリング）
- f. デブリベッド内の形態変化（粒子層への溶融相浸透/酸化物、金属等の物質相互作用）

また、表 2.4.1 には、各グループに含まれる個別現象を整理し、これらについての既往実験データベース及び安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」（平成 27 年度～令和元年度）（文献）における研究項目「燃料デブリ形成過程個別現象実験」から得られる予定のデータについてまとめている⁶⁴。

これまでの研究期間において、本分野の海外専門家と協力して検討した現象グループごとの実験的知見及び評価技術に関する現状をまとめた²⁰。このうち、RPV 下部ヘッド破損についてのまとめを以下に記載する。

(1) RPV 下部ヘッド破損に関する実験的知見

下部ヘッドは、厚い鋼シェルにくわえて、PWR においては中性子計装管や、BWR においては制御棒案内管等の多数の貫通部から構成される。“RPV 下部ヘッド破損”に関しては、RPV 下側ヘッドが TMI-2 事故で損傷しなかったという観察結果を動機として、重大事故の後期までを考慮した RPV 底部の損傷モードに関する研究が各国の研究機関において進められた。

サンディア国立研究所(SNL)が実施した PWR 下部ヘッドに関する下部ヘッド破損(LHF)試験では、1/4.85 スケールにて電気コイルを用いた加熱により PWR の下部ヘッドを模擬し、内圧、温度、熱流束分布及び計装貫通部有無を実験パラメータとして、下部ヘッド損傷メカニズムを理解するために 8 ケースの実験が行われた⁸⁸。本実験は、OECD の OLHF プログラムとして拡張され、減圧状態、過渡的圧力、シェル温度勾配の影響が考慮された⁸⁹。これらの実験では、下部ヘッドシェルのクリープ破損では、一様熱流束分布では肉厚が減少した領域で破損が発生することが報告された。また、熱流束をフォーカスさせた領域では局所的な fish-mouth 状の開口部が発生することが報告されている。貫通部破損モードの解析的分析も行われ、下部ヘッドシェルの全体的な変形により貫通部直径が局所的に増加し、溶接部と下部ヘッドの境界部分から破損するメカニズムについて言及された。また、LHF のケース 5 では、周辺に熱流束ピークを維持した条件において貫通部位置に沿った全周破損が発生し、高出力時に与えた圧力負荷履歴が主原因と推論された⁸⁸。

一方で、KTH が実施した EC-FOREVER プロジェクトでは、1/10 スケール半球状と円筒部から構成される試験体を用いて PWR 下部ヘッドを模擬した破損メカニズム実験が行われた。このシリーズにおいても貫通部を模擬した実験が行われた。模擬溶融物としては、融

点 1000°Cの CaO:B₂O₃=7:3 の混合酸化物を用い、熔融物温度を 1300°Cに維持し、安定な内部の対流を実現した。その後、アルゴン雰囲気下にて内圧を 2.5MPa に上昇させた。EC-FOREVER-3B では、LHF 実験とは異なり、貫通部位置ではなく、高温部において魚口状の開口部が発生した⁹⁰。

個別効果実験としては、ポール・シェラー研究所 (PSI) において熔融ジェット衝突挙動に関して CORVIS 実験がある⁹¹。貫通部設計に特化した実験としては、韓国原子力研究所 (KAERI) が実施した APR1400 の圧力容器健全性に対する炉内計装管及び ERVC のためのアニュラス内の水の影響を調べた実験が挙げられる⁹²。

(2) RPV 下部ヘッド破損に関する評価技術

解析モデルについては、有限要素法 (FEM) を用いたコードによる熱応力解析の適用実績が豊富であり、近年ではこれに伝熱流動をカップリングした解析についても研究実績がある。

北歐型 BWR については、熔融プール内対流熱伝達とベッセル本体シェル内の熱伝導を考慮した汎用 CFD コードと FEM コードの結合解析に基づく、下部ヘッド全体から個々の貫通部までの異なるレベルの離散化モデルを統合した評価方法が KTH によって開発された⁹³。このアプローチでは複雑な幾何形状における伝熱流動-熱応力解析が可能であり、原理的にはこの方法を日本の軽水炉に適用することが可能であると判断された。

以上の RPV 下部ヘッド破損に関するまとめの結果、前述の a の現象グループについては研究対象とせず、残りの b から f までの 5 つの現象グループをモデル化の対象とすることとした。

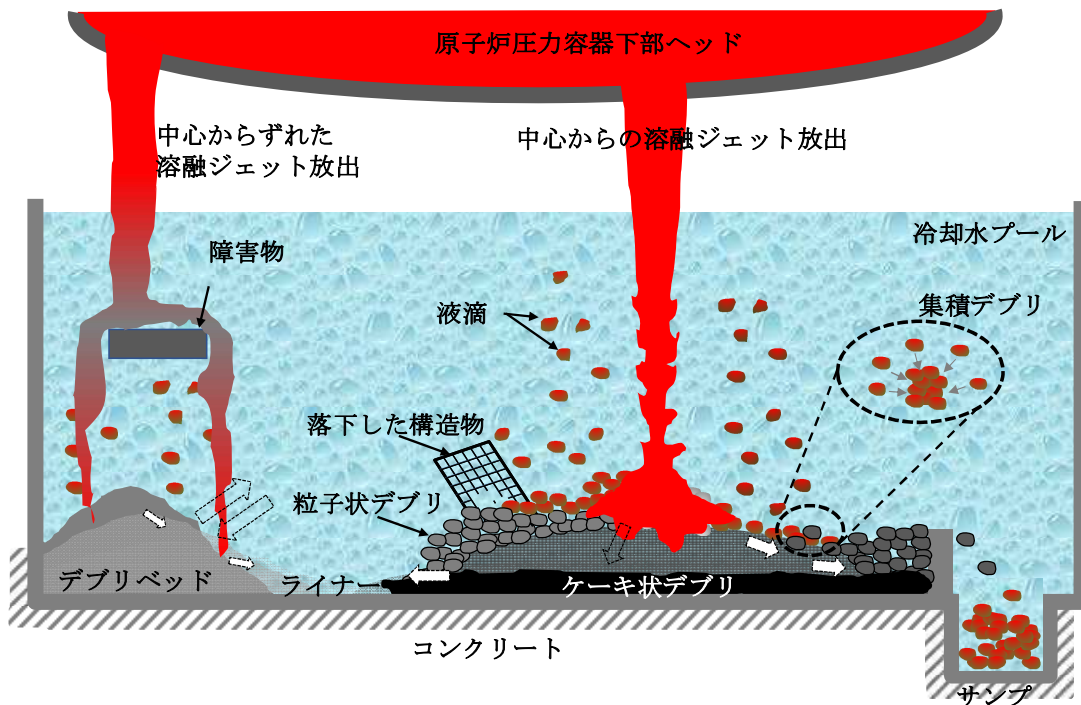
本安全研究プロジェクトに先行し実施した安全研究プロジェクト「軽水炉の国産シビアアクシデント解析コードの開発 (平成 26 年度～平成 28 年度)」⁶⁴ では、ISA を用いてプラント全体挙動を求め、これを境界条件として高解像度解析モデルに与え、プラントの特定領域において発生する事故進展挙動に注目し、以下に記載した決定論的アプローチと確率論的アプローチの双方について解析モデルの開発を進めた。本安全研究プロジェクトにおいても、基本的にその開発方針を継続することとした。

- ① 決定論的アプローチ：少数シナリオに対して決定論的評価として適用する方法
- ② 確率論的アプローチ：基本的な現象モデル性能を維持しつつ、空間次元を縮約し、かつ空間解像度を縮小させた中解像度モデルを並行して開発することにより、多数のシナリオに対して、モデルオプション、入力パラメータ、境界条件の不確実さを考慮した評価を可能とする方法

表2.4.1 デブリベッド形成及び冷却に関する重要現象と実験的知見

Table 2.4.1 Important phenomena and experimental knowledge of debris bed formation and cooling

同定された重要現象	公開文献データ	新たに実施した実験
I: 溶融ジェットのパール中液滴化、液滴固化・集積及び粒子デブリの堆積		
ブレイクアップ長等の分裂挙動、液滴の飛跡、粒子デブリサイズ、集積デブリ生成割合等	FARO ⁶⁵ , COTELS ⁶⁶ , JAEA ³³	DEFOR-A ^{11,12,20}
II: パール中での溶融デブリ拡がり		
溶融ジェットの床面衝突、溶融デブリ温度過渡変化、上下面クラスト成長、溶融デブリ-クラスト-床/パール・雰囲気熱伝達、非等方的拡がり等	KATS ⁶⁷ , ECOKATS ⁶⁸ , VULCANO-VE-U7 ⁶⁹	PULiMS ^{11,12,20}
III: キャビティ床面の堆積したデブリベッド内の二相流動を介した伝熱流動		
流体-粒子間摩擦、気液界面摩擦、流体-粒子熱伝達、粒子-構造他との熱伝達、CCFLによるドライアウト、粒子層空隙率等	DEBRIS ^{71,72,73} , COOLOCE ⁷⁴	CRIEP
IV: デブリベッド内の形態変化（セルフレベルリング）		
粒子層-気体摩擦、重力、浮力	ANL ⁷⁵ , PDS ^{76,78,79} , JAEA ^{80,81}	
V: デブリベッド内の形態変化（粒子層への溶融相浸透/ 酸化物、金属等の物質相互作用）		
溶融金属の粒子表面での接触角、粒子層空隙率、粒子層温度分布、物質相互作用（共晶等）	MP-2 ⁸² , MASCA ⁸³ , PHEBUS-FP ^{84,87}	REMCOD ²⁰



出典) W. Kikuchi, A. Hotta, “Extension of molten jet breakup evaluation code JBREAK by improving droplet agglomeration model and validation based on DEFOR-A test”, September 6-8, 2021, Levice, Slovakia, RCCS-2021, 2021.⁸⁵

図2.4.1 デブリベット形成と冷却に関わる現象

Fig. 2.4.1 Phenomena on debris bed formation and coolability

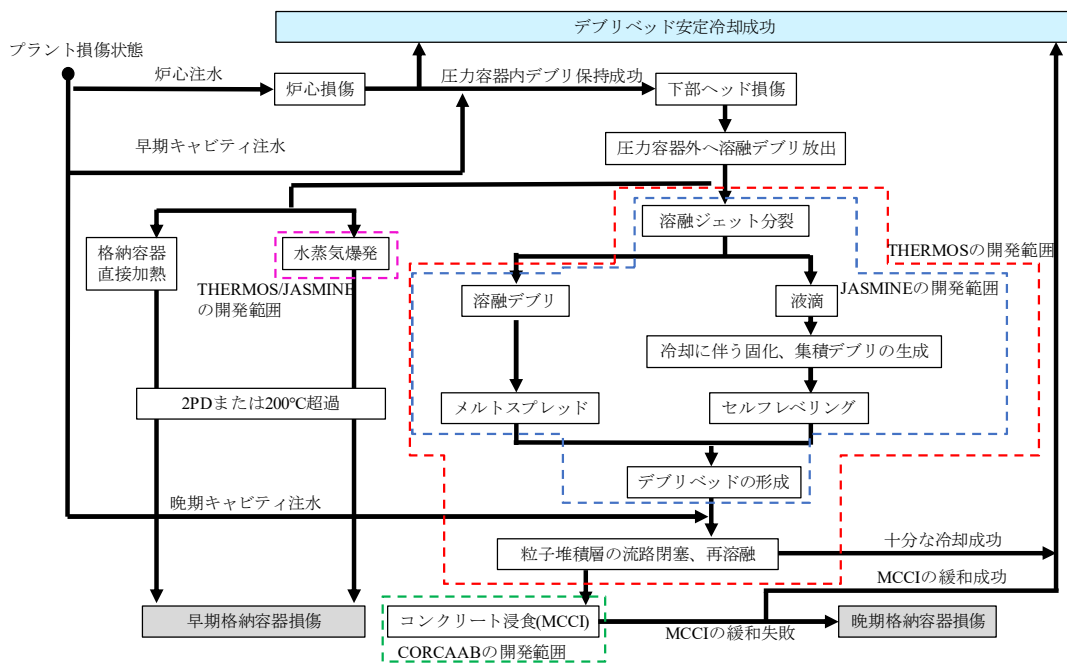


図2.4.2 デブリベット安定冷却に係る主要現象

Fig. 2.4.2 Main phenomena on debris bed cooling

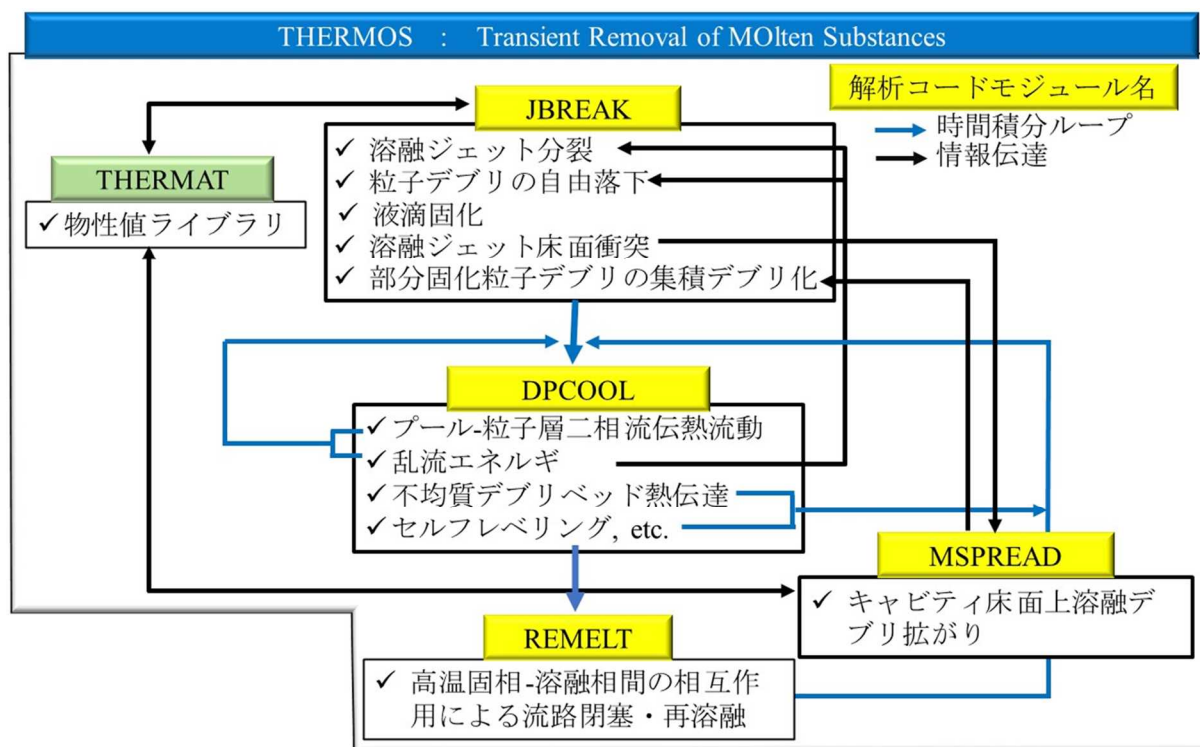
2.4.2 決定論的アプローチに基づくデブリ冷却性評価手法開発

前述したように 1F 事故以来、シビアアクシデント後のプラントを長期間安定的に維持するための考え方や手段に注目されている。また、現在でも 1F 事故の分析が進められており、2022 年 5 月には水中 ROV-A2 を用いた調査によって 1 号機における堆積したデブリの厚さ、構造及びベDESTAL の撮影に成功⁶¹したものの、デブリ挙動の詳細を把握することはできていない。しかしながら、MELCOR、MAAP に代表される既存の ISA を用いた評価では不確かさが大きく、デブリ挙動を把握することができないため、多岐にわたるデブリベッド形成を扱う解析コードが求められている。

そこで、この課題を解決するために決定論的アプローチとして 2.4.1 において分類した 5 つの現象グループを評価するため、THERMOS と命名されたモジュール化コードシステムを開発している。本コードシステムは、図 2.4.3 に示す 4 モジュール、JBREAK、DPCOOL、MSPREAD、REMELT 及びモジュール間インターフェイスより構成される。同図は、本研究実施期間において目標とするコード連携スキームに基づき、各モジュールの機能分担と情報の流れを説明するものである。各モジュールは個別現象のための詳細コードとしてスタンドアロンで実行することができると同時に、各モジュールの空間・時間スケールの相違を考慮したデータ送受信インターフェイスを確立し、複数モジュールをカップリングした解析も可能とする。このようなコンセプトに基づき、以下のような評価上のメリットが得られる。

- メッシュサイズ、時間ステップサイズのような離散化条件を、安全設計において注目すべき現象、利用できる計算機資源等を勘案して、モジュールごとに個別に選択することができる。
- 各モジュールが共通に必要とする経験的モデル（例：熱伝達係数、物性値等）については、これらを必要とするモジュールがライブラリ的に呼び込むことにより、モジュールとは独立に改良することが容易である。

本研究では、THERMOS を構成する DPCOOL、MSPREAD、JBREAK 及び REMELT モジュールと物性値ライブラリ THERMAT について開発・改良を行った。以下に詳細を述べる。



出典) 菊池航、堀田亮年、”JBREAK における熔融デブリ堆積及び集積モデル開発”、
2G11、日本原子力学会 2021 年秋の大会、令和 3 年.¹³

図2.4.3 デブリベッド形成及び冷却性評価コード THERMOS の構成

Fig. 2.4.3 Composition of debris bed formation and coolability estimation code THERMOS

(1) DPCOOL の開発

本コードは、プール中に冠水している、あるいは部分的に冠水している発熱するデブリベッド構成要素と二相流間の伝熱流動を扱う。運動量保存式としては、プール領域においては液相について標準 $k-\epsilon$ モデル⁹⁴ に基づく乱流効果を考慮した二流体 Navier-Stokes 方程式を適用し、デブリベッド内の流体領域について Tung & Dhir が開発し⁹⁵、その後 Schmidt が改良した発熱多孔質体二相流方程式⁹⁶ を適用する。後者のモデルは、粒子-二相流間摩擦と気液界面摩擦を透水係数と境界透過率の関数を適用して表現される構成方程式である。

本研究期間においては、デブリベッド構成要素の多様化を進めた。具体的には、粒子状デブリ、集積デブリ、熔融デブリ及びケーキ状デブリ（塊状デブリ）が混在する体系を考慮できるようにした。さらに落下した構造物や内部に冷却材流れを有する冷却管等が存在する複雑なデブリベッドの冷却を考慮できるように機能を拡張した。

① デブリ内温度分布

各要素に対する温度分布を以下の手法に基づき計算する。

- a. 液滴が固化する際の粒子デブリ内温度分布は、球対称一次元熱伝導方程式を径方向に離散化し、各メッシュにおいて崩壊熱によるエネルギー生成項を考慮する。

- b. 溶融デブリ及び塊状デブリについては、三次元メッシュに分割された計算空間の中で、同じデブリ領域に属するセルの判定ロジックを組み込み、同定された領域に対して溶融による対流効果の有無を Rayleigh 数のしきい値に基づき判定し、閾値以上であれば対流によりデブリ温度は一様になると仮定し、しきい値以下であれば熱伝導計算に基づき温度分布を計算する。
- c. 集積デブリは、内部に空隙が存在するものの、外部の冷却水は内部に侵入できないクラストのような熱伝導体として熱伝導計算に基づき温度分布を計算する。
- d. 熱構造材としては、特に冷却水流れを内包する配管に注目し、軸対称熱伝導モデルに基づき温度分布を計算する。

② 熱伝達係数

デブリ成分は、塊状デブリ、堆積層粒子、集積デブリの3種類を考えている。考慮すべきデブリ成分から周囲への熱伝達には様々な経路が考えられる。先行研究⁶⁴において不均一な発熱と空隙率を考慮して3次元直交座標系における粒子同士及び粒子-二相流間の熱伝達モデルを組み込んだ。しかしながら、デブリベッドはコンクリート壁に接し、その壁は鋼鉄製のライナーで覆われることがある。他方でデブリベッドは、BWRの下部ヘッドにある制御棒案内管のように、内部冷却水の流れが冷却性に影響を及ぼす可能性のある様々な非溶融構造物を含むことがある。また、一部のコアキャッチャーでは、冷却材を循環させて効率的に熱を除去する目的で、基板内部に冷却パイプが配置されている。そこで、このような種々の構成要素間の熱伝達係数として、

表 2.4.2、図 2.4.4 に示す 13 種類の熱伝達係数モデルを改めて組み込んだ。特に、「粒子から鋼製ライナーへ」の熱伝達係数は、発熱粒子が構造材に接する場合の構造材溶融の可能性評価において重要な役割を果たすものであり、Fukuoka 等が提案した熱伝達係数モデル⁹⁷を組み込んでいる。本モデルでは、堆積層粒子が及ぼす粒子硬度及び接触圧力に依存して熱伝達係数が変化することを考慮している。

③ セルフレベリング

床面に粒子層が堆積すると、粒子層内部で発生した蒸気により図 2.4.5(a)に示すように蒸気による抗力、粒子間の摩擦力、重力、浮力のバランスによって徐々に平坦化されるセルフレベリングと呼ばれる現象が発生する。蒸気攪拌により発生する粒子デブリのセルフレベリングは、Basso 等によって提案されたモデル⁷⁸を修正したモデルを組み込んだ。このモデルは、Basso 等が実施した PDS-C 実験データ^{76,78,79}に基づき開発され、重力、浮力、粒子間摩擦力及び蒸気攪拌のバランスに基づき発生する粒子層表層近くの粒子群のマクロな質量流束を求めるものである。PDS-C 実験では、薄い直立矩形セクション内に、球形ステンレス鋼 (SS) (粒径=1.5 mm、3.0 mm、6.0 mm) 及び円柱形 SS (等価直径=3.4 mm、4.3 mm) を用いて、これらを単独あるいは球形と円柱形を混合して充填したうえで冠水させ、底部より空気を注入することにより沸騰を模擬した。球形度 (同じ体積の球表面積と当該粒子表面積の比) は 0.8~1.0 と報告されている。体系が薄い平板型であるため、Basso のモデルは一元的勾配に対する粒子流れを表していると考えられる。そこで、DPCOOL へ組み込むためのモデル修正においては、三次元的勾配に基づく粒子流れを扱えるように拡張した。具体的には、粒子層の高さ勾配方向の決定方法を、デブリベッドの上面を 3 次スプライン補間で近似し、各メッシュ点における最大勾配方向を求め、その方向に粒子が流れると仮定した。抗力係数は、Yakush ら⁹⁸が提案したように、レイノルズ数と球形度の関数としてモデル化した。最後に、最小流体化レイノルズ数を密度の差による流体の動きの指標であるアルキメデス数の関数で表したものとして定義する。これは基本的に Zhang ら⁹⁹が報告した理論と同様である。

以上の仮定に基づき実装したセルフレベリングモデルの妥当性確認のため、図 2.3.5 (b) に示す回転対称コーン形状のデブリベッドについて Basso 等の論文⁷⁸と同等の条件下にて計算を行った。文献の計算条件と合わせるために DPCOOL を用いた二相流動計算との連成は行わず、みかけ蒸気速度の計算を文献⁷⁸の式に従い求めこれを境界条件として与えた。裾野部分の一部に差異が見られるが、文献⁷⁸の計算は軸対称を仮定した定式化に基づく一次元計算であることに対して、DPCOOL では二次元直角座標系での計算の対角線方向の結果であることを考えれば、オリジナルモデルの計算結果を十分に再現していると判断できる。

④ 妥当性確認

- a. 前述のモデルを組み込んだ DPCOOL の妥当性確認には、フィンランド VTT 技術研究センター (VTT) による COOLOCE-13 実験⁷⁷、IKE による DEBRIS CENTER

DOWNCOMER 実験¹⁰⁰ 及び KHT による PDS-C 実験⁷⁹を使用した。

b. COOLOCE-13 実験⁷⁷

本実験は、3次元粒子層内の二相流に対するドライアウトの予測能力を評価するために、ジルコニアとシリカの球状粒子で形成された粒子層を直接加熱し二相流動を計測する図 2.4.6(a)に示すように平均直径 0.95 mm のジルコニアとシリカの混合球状粒子を充填し底面半径 0.255 m、上面半径 0.105 m、高さ 0.16 m の円錐台の粒子堆積層を形成させた。粒子は粒子層内に挿入したヒーターロッドによって直接加熱を行った。DPCOOL では、粒子内の熱伝導の計算に必要な粒子の密度、熱伝導率、比熱は VTT の報告書から採用した。一方、報告書では粒子層の空隙率は 0.354 と報告されているが、Takasuo⁷⁷による MEWA コードを用いた解析に倣って 0.4 とした。また、多数のヒーターロッドからの加熱は、同等の発熱量を一様に堆積層へ与え、堆積層が周囲の二相流を加熱するという設定で計算を行った。ドライアウトが観測された際の総出力量は 39.2 kW~43.5kW であると報告されている。そのため、解析では、この値付近の発熱量をパラメータとし、水温変化からドライアウトの挙動を調査した。図 2.4.6(c)に水温の、最大値/最小値/平均値の時間変化を示す示すように、出力を 38kW から 39kW に上げた 75 秒後に水温の変動が急激に大きくなっており、堆積層のドライアウトが発生する可能性があると考えられる。従って、ドライアウトに必要な発熱量は、38.0 kW から 39.0kW であることが示された。

図 2.4.6(b)に総出力量が 40.0kW のケースに限定して、水相速度、ボイド率及び水温のコンター図を示す。ドライアウトは、堆積層のうち加熱部の最上層に発生していることが確認された。このドライアウトの位置は、熱電対で測定した結果とある程度一致している。ドライアウトの位置では、ボイド率はこれらのセルで 1 に近い値となっているが、これらのセルに向って大きさが非ゼロのみかけ液相速度が存在する。そのため、堆積層の温度が上昇に伴って温度上昇領域への水の流入は減少するが、100 秒地点では温度上昇領域への水の流入は継続している。しかしながら、DPCOOL によって計算されたドライアウトの予測値は、COOLOCE-13 実験によって報告されたドライアウト出力 43.5 kW に対して少なくとも 11%の誤差がある。これは、COOLOCE-13 実験では、その複雑な形状と採用された直接加熱に起因する不確実さであり、今後、温度分布、局所的・全体的な空隙率の変化、粒径のばらつきの扱い、熱電対の測定誤差などを考慮した感度解析を行い、予測誤差の原因をさらに調べる必要がある。

c. DEBRIS CENTER DOWNCOMER 実験¹⁰⁰

IKE によって DEBRIS 施設を用いて実施されたダウンカムを含む発熱堆積層の冷却性実験を対象とした妥当性確認解析を実施した。本実験は、内径 10 mm、外径 18.5 mm のテフロン管に、酸化処理した 3 種類の SS 粒子 (2、3、6mm) を、それぞれ 20、30、50%の重量比で充填した。粒子層高さ 0.64m、堆積層の空隙率を 0.37 と推定し、上部は深さ 310mm のプールで覆った。

DPCOOL による解析から、1 気圧の非加熱単相水流下での圧力損失の予測値と実測値の比較から、有効粒子径は 2.8mm と推定された。DPCOOL 解析では、ダウンカメラ入口はベッド上面から 30 mm の高さに設定した。粒子の出力密度は 100 W/kg、初期水温は飽和温度と設定した。密度、熱伝導率及び比熱は、粒子層に対しては SS のものを適用した。管の材料、特に、管の熱伝導度に対する感度解析を行うこととし、熱伝導度の低いテフロン管に相当する物性値での計算に加え、管の材料がステンレスに相当する場合の 2 種類で計算を実施した。

テフロンに比べて、SS の密度、熱伝導率、比熱は、それぞれ約 4 倍、約 70 倍、約 1/2 倍である。DPCOOL による液相の速度場の計算結果を図 2.4.7(a)、(b)に示す。配管の材質によらず、堆積層及び堆積層中の液相の温度が上昇し、堆積層の上方で沸騰が始まる。その後、沸騰を開始する領域が下方へ移動していき堆積層の最下端に到達する。並行して、水蒸気の体積増加に伴い堆積層から押し出された液相が管路を伝って上方に移動する。そして、堆積層から押し出される液相が無くなると、蒸発によって失われる水を補うために、管路の上方から下方に水が流れるようになる。一定の時間が経過すると、二相流挙動は安定する。また、上部プールの流れ場には違いが見られるが、粒子層とダウンカメラの流れ場には配管の材質による大きな違いは見られない。

体系内の状態が安定している 90 秒から 100 秒までの平均的な二相圧損の結果を図 2.4.7(c)に示す。ステンレス管とテフロン管でほぼ違いはなかった。実験結果との比較という点では、実験結果のばらつきの範囲内には収まってはいるものの、平均値と比べれば大きな値となった。

d. PDS-C 実験⁷⁹

Basso らが行ったセルフレベリング実験^{76,78,79}のうち、粒径 3.0 mm ステンレス鋼での PDS-C15⁷⁹を対象とした妥当性確認解析を実施した。3 次元粒子流の影響を数値的に検討するために、底面から空気を流入させ、堆積層の傾斜がどのように時間変化するかを、2 次元体系及び 3 次元体系(2 次元体系から y 方向を 7 分割)の 2 ケースに対して計算し、結果を比較した。つまり、2 次元体系では粒子は x 軸方向にのみ流れるのに対し、3 次元体系では y 軸方向にも流れる。

図 2.4.8(a)、(b)は空気注入後 10 秒間の粒子層高さの分布である。その結果、ケース A では 17.1°とケース B の中央 x 線の傾き (17.2°) に非常に近いが、壁際の x 線ではケース B の 17.5°とやや急であり、特に粒子層の厚い側では壁から中央に向かって粒子が流れる可能性があることが分かる。しかし、この y 軸方向の二次的な流れが実験結果の全体的な傾向に大きな影響を与えたとは考えにくい。定性的に 2 次元体系の計算と 3 次元体系の計算でほぼ同等の結果が得られることが示された。定量的に評価するため 2 次元体系と 3 次元体系での堆積層表面の傾斜角を x 軸方向及び y 軸方向に対して計算した結果、中央の x 軸方向の傾斜角については、2 次元体系の結果 (17.1°) と 3 次元体系の結果 (17.2°) でほぼ等

しい値が得られた。しかしながら、壁際の x 軸方向の傾斜角については、2 次元体系では同様の結果 (17.1°) に対して 3 次元体系の結果 (17.5°) でとわずかに急であり、特に粒子層の厚い側では壁から中央に向かって粒子が流れる可能性が示された。

図 2.4.9(a)、(b)は 10 秒間の粒子層内の気相と液相の速度場である。粒子層内の流れ場から気相は z 軸方向にほぼ一様に上向きに流れていることが確認できる。一方、液相速度は比較的小さいが、そのパターンは複雑で、厚い粒子層側では壁面付近を下降流、底面と中央部では水平流、薄い粒子層側では壁面付近を上昇流が発生している。この局所的な液相の下降流は、図 2.4.9(b)に示すように気液界面の摩擦により三次元体系の y 軸方向の粒子流を生じさせる。Basso の解釈 (セルフレベリングは気相の流れに支配されている) が正しいとした場合、この実験では粒子流れの 1 次元性がある程度維持されていることになる。しかしながら、Zhang ら⁹⁹が報告した理論は、静水中に固体が沈んでいることを前提としており、その前提で液体に浮遊する固体を含む気相のアルキメデス数が定義されている。これは図 2.4.8、図 2.4.9(b)に示す水相の流れとは矛盾する。解析結果から、この条件での粒子層の平均ボイド比は約 0.35 である。DPCOOL には、図 2.4.10 に示す Tung と Dhir が提案したオリジナルマップを改良し実装しており、粒子層の孔に詰まった等価球状気泡のサイズと配列パターンから、ボイド率を導出する。このマップは、異なるサイズの粒子の混合物を考慮し、気泡流の上部バンドボイド率は粒子径によって可変となるが、気泡流を超えた遷移ボイド率は一定と仮定している。Schmidt は、粒子径が 8 mm 以下の場合、気泡の伸長と合体による遷移が低いボイド比で起こるという修正マップを提案した (点線)。DPCOOL では、気泡流の上部帯ボイド率を、一定の粒子径 8 mm に対する比ではなく、可変粒子径に対する気泡径の比の関数となるようにさらに修正し組み込んでいる (実線)。そのため、この小径領域では気泡流は発生せず、粒子層の流動様式は環状流に近い。この修正マップと連動して、流動が環状流に近づくと界面面積が減少するため、気水界面摩擦力が急激に減少する。このモデリングは、図 2.4.9 に示すような空気と水の速度場の大きな分離を引き起こす大きな要因となった。

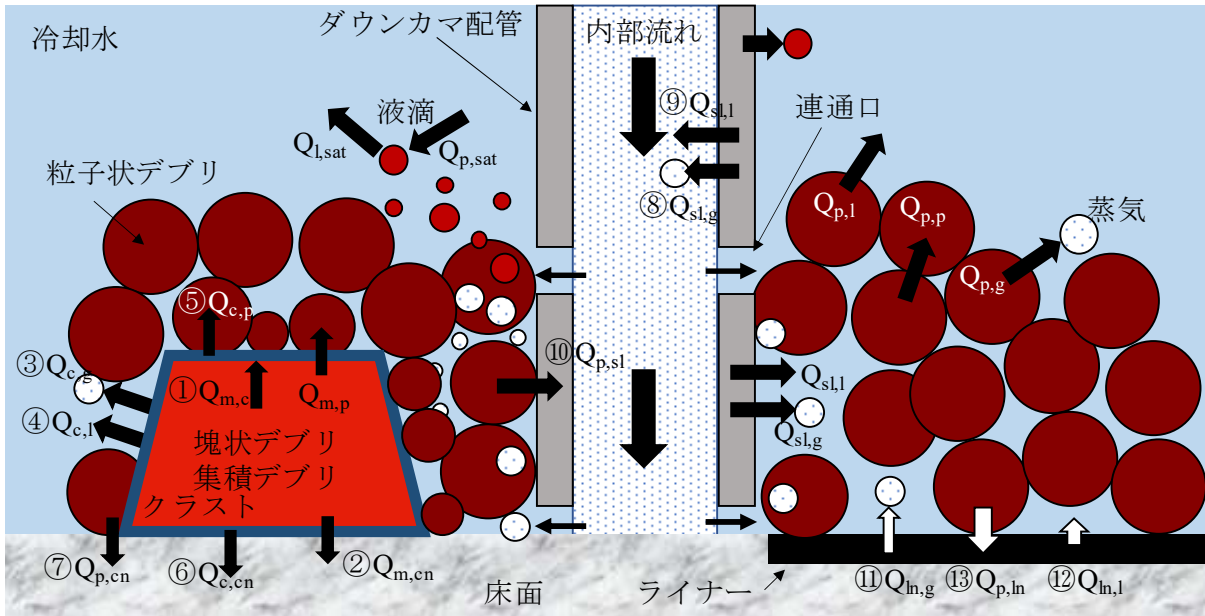
⑤ まとめ

形状が準定常的に固定された後のデブリベッド内の二相伝熱流動を扱う DPCOOL を開発し、新たな熱伝達モデル、セルフレベリングモデルを組み込んだ。妥当性確認には、発熱粒子層のドライアウトに関しては、COOLOCE-13 と DEBIRS CENTER DOWNCOMER 実験、粒子層のセルフレベリングについては、PDS-C を適用した。組み込んだモデルと三つの妥当性確認結果から、DPCOOL が実際の複雑なデブリ構成における熱除去を評価できることが示された。

表2.4.2 デブリベッド構成要素間の熱伝達係数

Table 2.4.2 Heat transfer coefficients between entities in debris bed

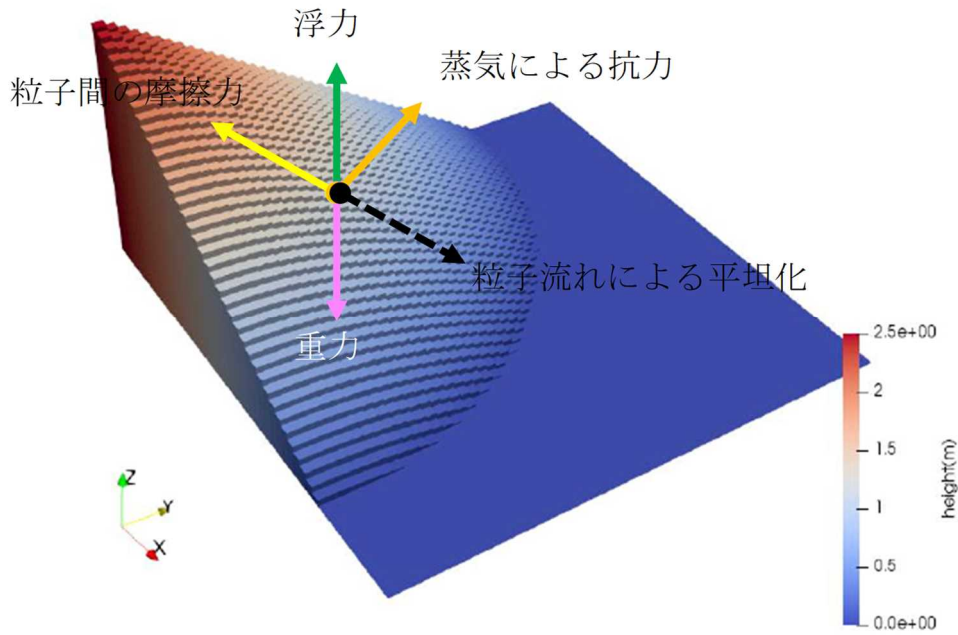
#	伝達経路	三次元セル同士の 伝熱か？	ダウンカマ管壁での 伝熱か？	コンクリート 壁との伝 熱か？
1	熔融炉心からクラ ストへ(クラストあ り)	○	×	×
2	熔融炉心からコン クリートへ(クラ ストなし)	×	×	○
3	クラスト表面から 気相へ	○	×	×
4	クラスト表面から 液相へ	○	×	×
5	クラスト表面から 粒子へ	○	×	×
6	クラストからコン クリートへ	×	×	○
7	粒子からコンクリ ートへ	×	×	○
8	構造材から気相へ	×	×	○
9	構造材から液相へ	×	○	×
10	粒子から構造材へ	×	○	×
11	鋼製ライナーから 気相へ	×	○	×
12	鋼製ライナーから 液相へ	○	×	×
13	粒子から鋼製ライ ナーへ	○	×	×



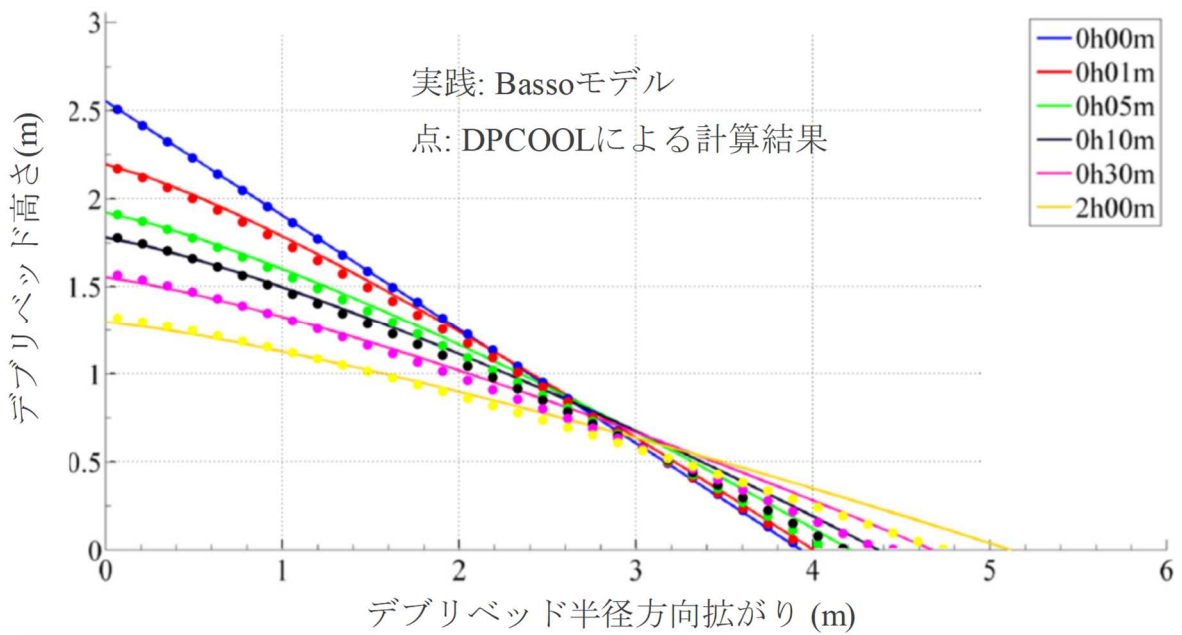
出典) A. Hotta, W. Kikuchi, “Extension of Debris Bed Cooling Evaluation Code DPCOOL for Evaluating Uncertainties in Long-term Debris Coolability”, September 6-8, 2021, Levice, Slovakia, RCCS-2021, 2021⁸⁶

図2.4.4 デブリベッドを構成する発熱体と非発熱体間の熱伝達経路

Fig. 2.4.4 Heat transfer path between heating element and non-heating element



(a)回転対象コーン型粒子層

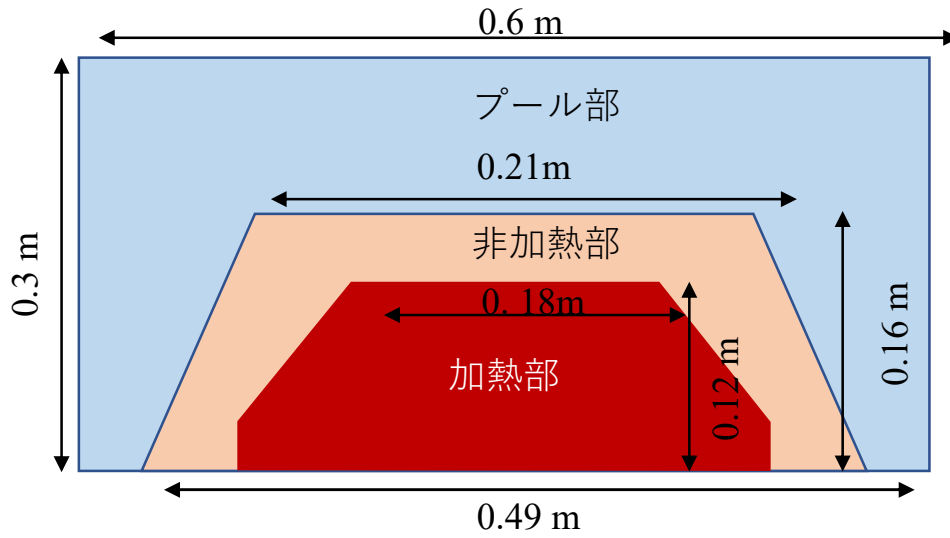


(b) Basso モデルと DPCOOL の比較

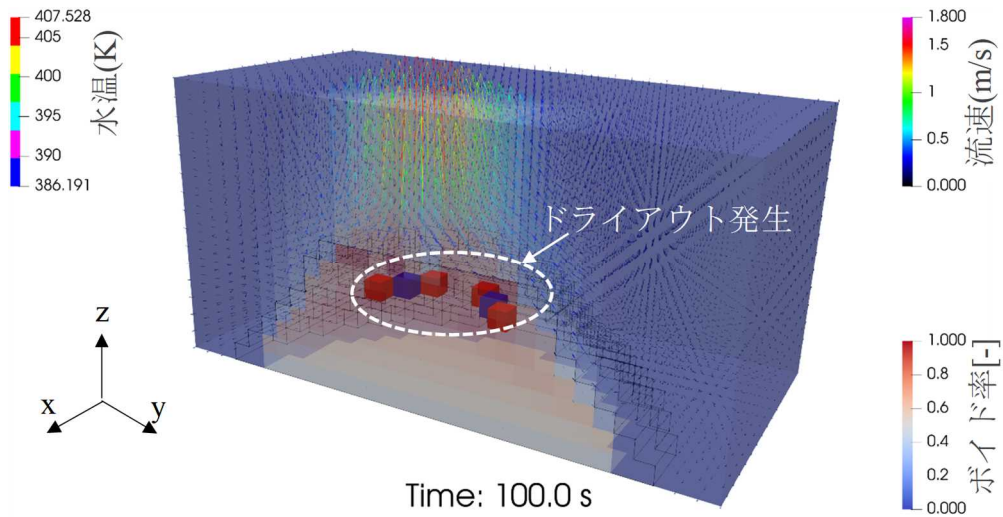
出典) A. Hotta, W. Kikuchi, “Extension of Debris Bed Cooling Evaluation Code DPCOOL for Evaluating Uncertainties in Long-term Debris Coolability”, September 6-8, 2021, Levice, Slovakia, RCCS-2021, 2021⁸⁶

図2.4.5 DPCOOL による三次元体系によるセルフレベルング解析例

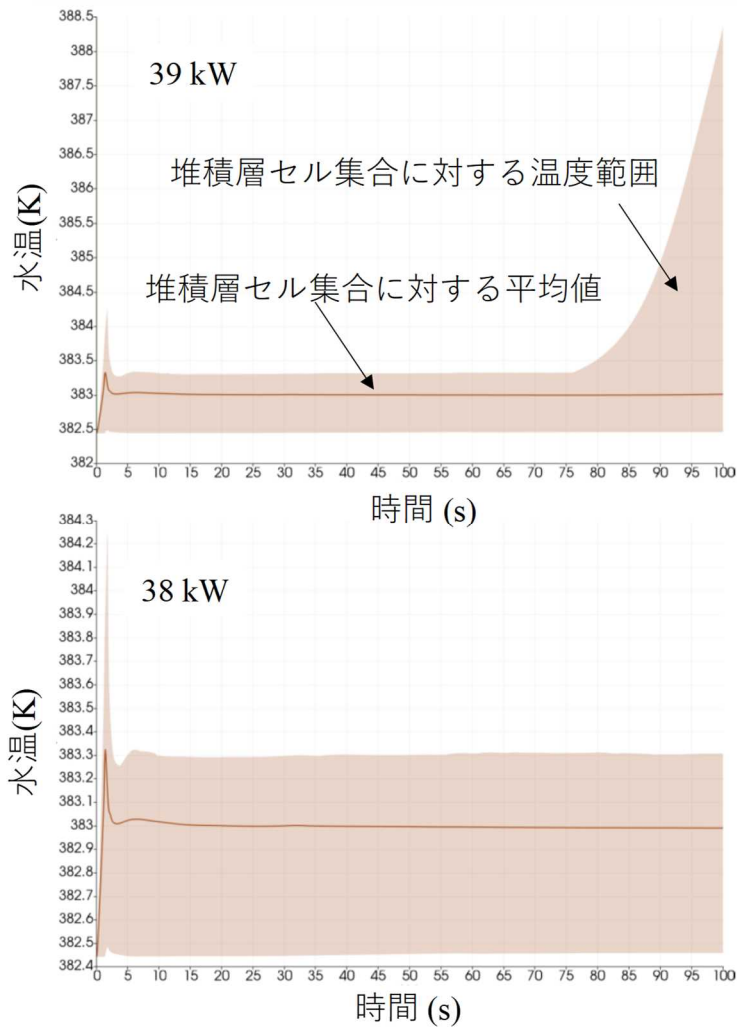
Fig. 2.4.5 Analytical results of three-dimensional self-leveling by DPCOOL



(a)コニカルベッド計算体系における堆積層の中央断面



(b) 総出力量40.0 kW における100s 後のカウンター図

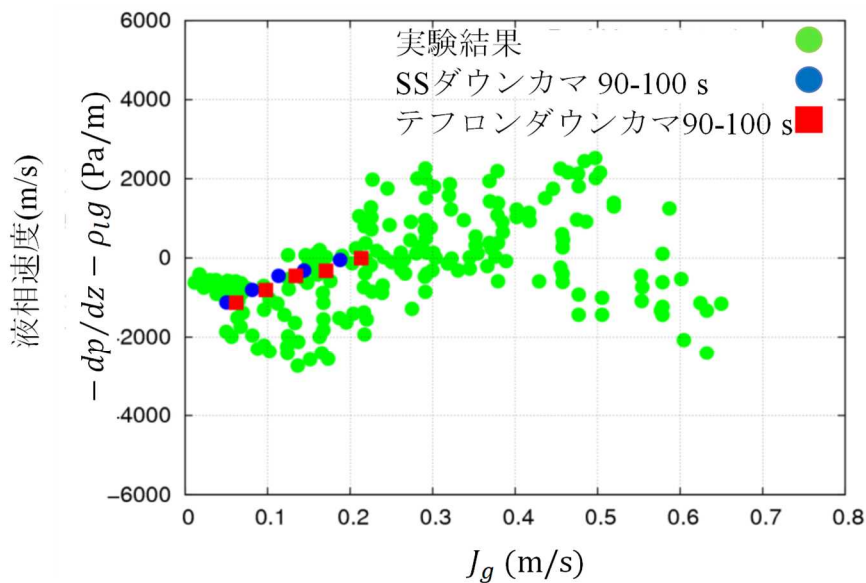
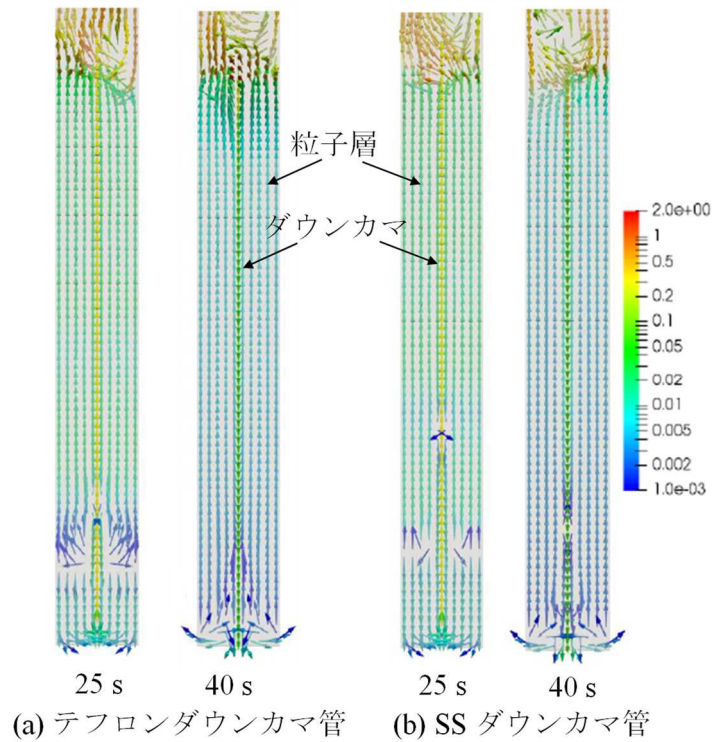


(c)堆積層の液相温度の時間変化

出典) A. Hotta, W. Kikuchi, “Extension of Debris Bed Cooling Evaluation Code DPCOOL for Evaluating Uncertainties in Long-term Debris Coolability”, September 6-8, 2021, Levice, Slovakia, RCCS-2021, 2021⁸⁶

図2.4.6 DPCOOL によって予測された COOLOCE-13実験の液相温度変化

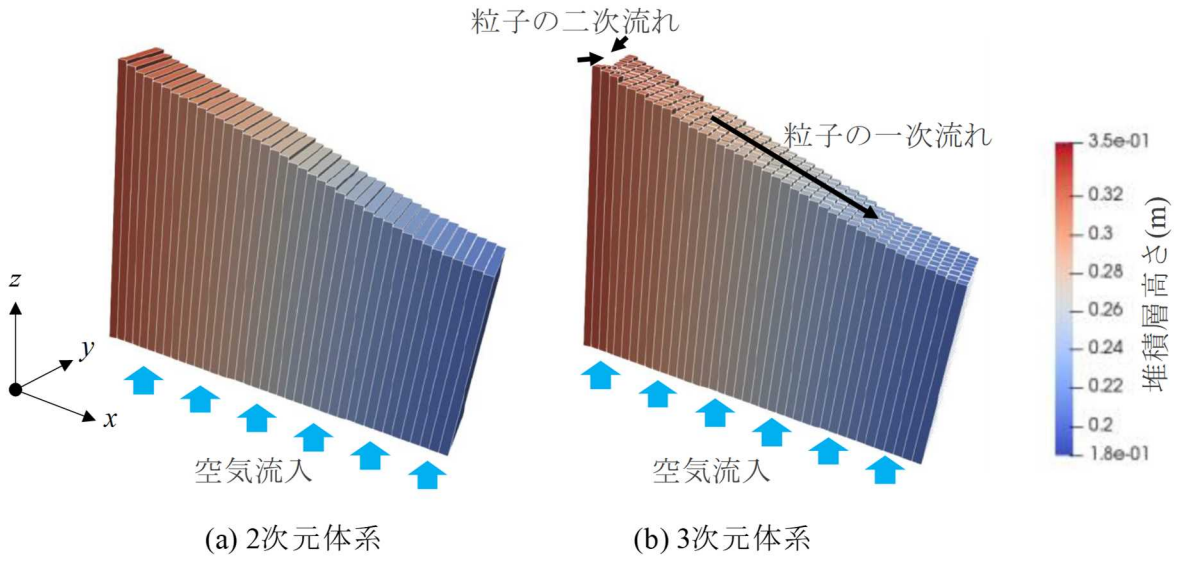
Fig. 2.4.6 Liquid phase temperature change in COOLOCE-13 experiment predicted by DPCOOL



出典) A. Hotta, W. Kikuchi, “Extension of Debris Bed Cooling Evaluation Code DPCOOL for Evaluating Uncertainties in Long-term Debris Coolability”, September 6-8, 2021, Levice, Slovakia, RCCS-2021, 2021⁸⁶

図2.4.7 DPCOOLによって予測された DEBRIS CENTER DOWNCOMER 実験の液相速度と摩擦圧損失

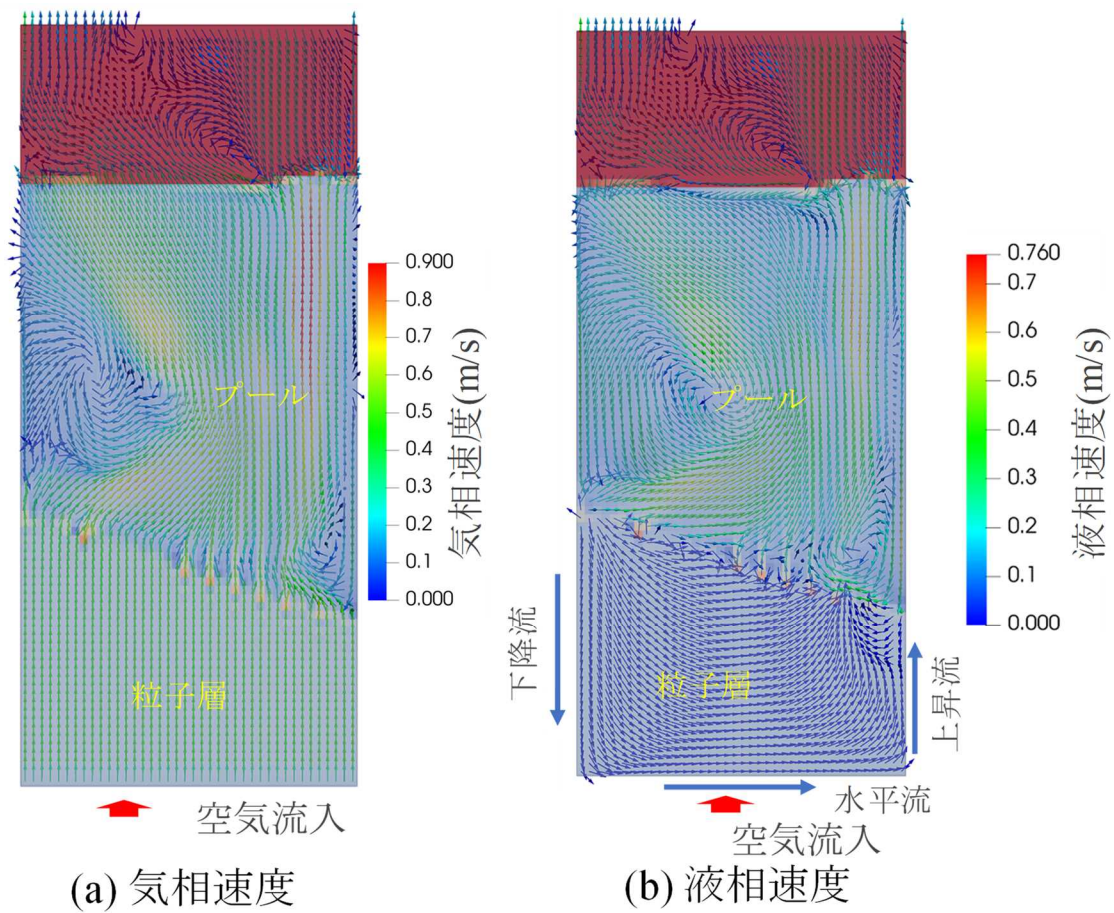
Fig. 2.4.7 DPCOOL predicted water-phase velocity and friction pressure loss for the DEBRIS CENTER DOWNCOMER experiment and friction pressure loss



出典) A. Hotta, W. Kikuchi, “Extension of Debris Bed Cooling Evaluation Code DPCOOL for Evaluating Uncertainties in Long-term Debris Coolability”, September 6-8, 2021, Levice, Slovakia, RCCS-2021, 2021⁸⁶

図 2.4.8 DPCOOL によって予測された PDS-C15 実験の空気注入開始 10 秒後の粒子層形状

Fig. 2.4.8 Particle layer shape 10 seconds after the starting air injection in the PDS-C15 experiment predicted by DPCOOL



出典) A. Hotta, W. Kikuchi, “Extension of Debris Bed Cooling Evaluation Code DPCOOL for Evaluating Uncertainties in Long-term Debris Coolability”, September 6-8, 2021, Levice, Slovakia, RCCS-2021, 2021⁸⁶

図2.4.9 DPCOOL によって予測された PDS-C15実験の二相流場

Fig. 2.4.9 Two phase flow field in the PDS-C15 experiment predicted by DPCOOL

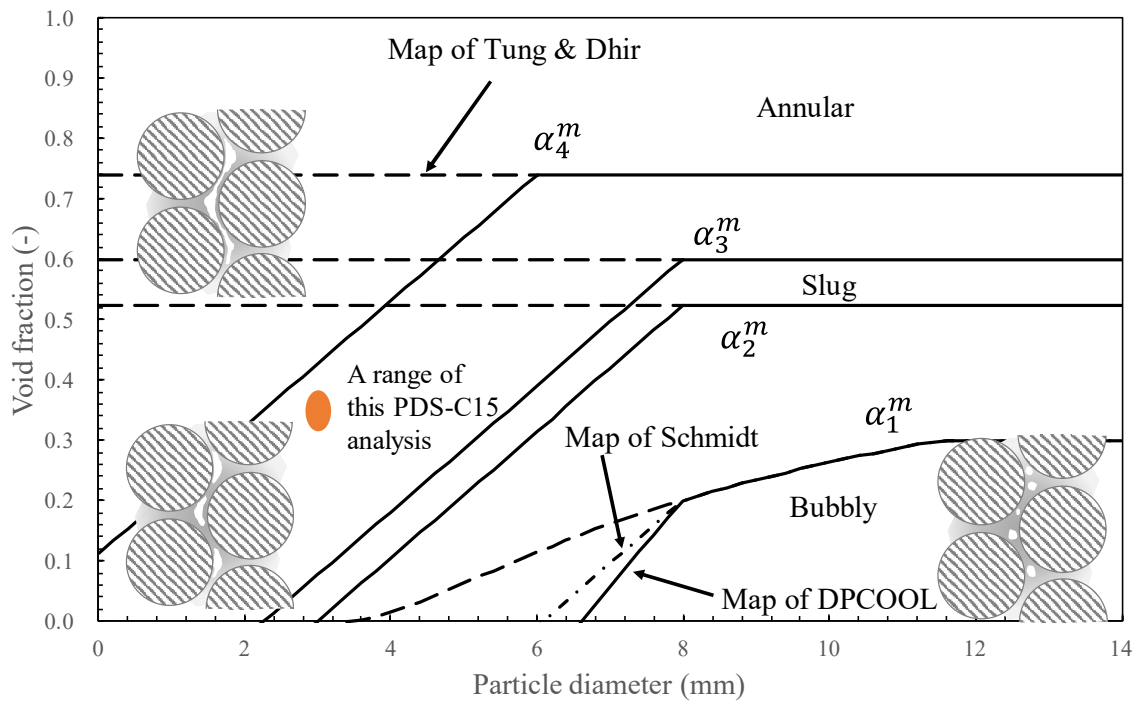


図 2.4.10 DPCOOL に実装された二相流レジームマップと PDS-C15の解析範囲
 Fig. 2.4.10 Two phase flow regime map implemented in DPCOOL and a range of the PDS-C15 analysis

(2) MSPREAD の開発

溶融ジェットが床面に衝突した後の床面上の拡がり挙動を解析するコード MSPREAD は、運動量保存を、CEA が開発した溶融物拡がり解析コード THEMA^{101,102} 等の先行する溶融物の拡がり挙動解析コードにおいて採用されている二次元浅水方程式に基づき定式化している。本手法では、水平方向の非等方拡がり挙動を高い計算効率で評価することができる。本コードのモデルにおいて溶融デブリの高さ方向は、コンクリート、底面クラスト、溶融デブリ及び表面クラストの 4 層から構成されると仮定する。その上部は、周囲流体として雰囲気又はプール水が存在すると仮定する。

溶融デブリの各層間の熱伝達を考慮し、さらに上部クラストがプール水と接触する場合には、沸騰曲線に基づく沸騰遷移を考慮した熱伝達を考慮している。これにより上面クラストの発生及び成長を扱うことができる。溶融デブリが冷却され固相率が増加すると粘性が急激に増加し、溶融デブリの拡がり停止と見え、粘性係数の固相率依存性を Ishii and Zuber¹⁰³、Ramacciotti¹⁰⁴ 又は Stedman¹⁰⁵ が提案したモデルに基づき与える。

本安全研究プロジェクトにおいては、プール内での拡がり挙動解析に影響を及ぼす諸モデルの追加、実機の複雑な形状を有するキャビティ床面では重要となる非等方拡がり挙動のメカニズムのモデル化、及び実機プラントにおける溶融デブリ落下から始まるキャビティ内の溶融物拡がりシナリオを模擬することを目的として、以下のように機能を拡張した。

③ プール中の拡がり挙動に影響を及ぼす諸モデルの追加

a. 溶融物又はクラスト上面とプール水間の摩擦及び溶融物抗力

これまででは、ドライ床面上での拡がりでは、溶融デブリ又は上面クラスト-雰囲気間の摩擦を無視してきたが、上面がプール水と接する場合には、両者の相対運動により作用する摩擦を無視できない。そのため、既に組み込まれている溶融物-クラストの間の摩擦係数モデルをベースとした摩擦モデルを組み込んだ。このモデルにおける摩擦係数は Reynolds 数の関数^{108,109,110} として表され、Reynolds 数を適切に置き換えることにより溶融物又は上部クラスト-プール水間の単相摩擦係数を扱うことができる。表面の沸騰状態を考慮するに際し、膜沸騰と膜沸騰以外で分けて取り扱う。膜沸騰の場合には、溶融物又は上部クラスト上面が蒸気膜に覆われているとして摩擦係数を 0 とする。膜沸騰以外の場合には、プール水のボイド率の関数となる二相乗数を単相摩擦係数に乗じる。

さらに、プール中の拡がりでは、周囲流体から溶融物に作用する抗力が無視できないことから、MSPREAD では、静水圧と抗力を含んだ形で圧力が計算されるように浅水運動量保存式を修正し、溶融物形状と速度に依存する抗力モデルを組み込んだ。

b. コンクリート分解ガス発生

コンクリート分解モデルにガス生成モデルを追加した。本モデルでは、ユーザーが気体の化学種とその化学種の相転移温度を入力し、床面内温度が入力した相転移温度に達

するとガスの生成を開始する。生成されるガスの速度はガス生成温度をもつ相転移面の移動速度と床面内に含まれるガスの質量分率から計算する。

c. コンクリート分解ガスの溶融物攪拌による温度分布変化

本コードでは、厚さ方向平均温度を使用しており、先端部以外の温度分布は変化が小さいこと、溶融物先端部の温度を平均化すると Ramacciotti モデル等の凝固粘性モデルを使用している都合上、溶融物の流動停止を適切に扱えない等の問題が想定されるため、コンクリート分解ガスの溶融物攪拌がもたらす温度分布変化は、Kutateladze-Malenkov¹¹¹ 又は Konsetov¹¹² 等のモデルに基づき各セルごとに考慮する。

d. コンクリート分解ガスによる底面接触面積変化を考慮した床面/クラストとの摩擦

コンクリート分解ガスの発生による摩擦への効果は、CEA が開発した溶融物拡がりコード THEMA^{101,102} における手法¹¹³ を参考として単相摩擦モデルに二相乗数を乗じることにより考慮する。二相摩擦乗数モデルは、一般に管路系で使用されるモデルで、溶融物拡がりに適用する際には管路径の代わりに溶融物の水力等価直径を使用する。溶融物とガスの均質流を仮定し、スリップ比を 1.0 と仮定した。

e. サンプ等床面窪み

二次元浅水方程式を維持しながら、サンプ等の床面窪みを考慮するためのサンプシンクモデルを開発した。窪みは単一セルとして扱い、拡がり領域と窪み領域の変数受け渡しは、境界条件を介して行う。窪み部の深さは一定とし、窪み部の形状は拡がり領域で使用している格子のセル単位で設定する。この指定した領域は浅水方程式を用いた熱流動計算の対象から除外する。窪みへの溶融物の落下量を溶融デブリが窪み部境界を通過する間の自由落下量として計算し、窪み部を飛び越える溶融物はこの落下量を差し引くことで求める。窪み部が満たされた場合には、窪み部への落下を停止させる。本モデルの検証解析例を図 2.4.11 に示す。

f. コンクリート熱伝導

実験体系のように、壁面・床面の厚みが薄い場合には、有限厚さの熱伝導モデルが必要となる。有限厚さ床面の熱伝導は、鉛直方向の一次元熱伝導方程式に基づきモデル化する。溶融物が床面に接している場合には、床面との接触面温度に応じて溶融物の固化及び床面の分解を考慮する。

④ 非等方拡がり挙動 (Weir Anchoring モデル)

床形状、溶融物の物性分布、床面熱特性分布等は局所の溶融物流動特性に影響を与え、それが溶融物の局所的な相変化等を発生させることによって、広範囲の溶融デブリ拡がりに影響を及ぼし、それが非等方拡がりへと発展すると考えられる。THMEMA では、床

面と溶融デブリ間の熱的抵抗に分布を与えることにより、非等方拡がり挙動を模擬した解析例がある¹¹⁴。

カールスルーエ研究センター（FZK）が実施した ECOKATS-1 実験⁶⁸では、矩形コンクリート床面上にアルミナ、酸化鉄等からなる模擬溶融物を放出し、拡がり挙動を熱電対及びビデオカメラを用いて観察した。実験動画を詳しく観察したところ、雰囲気と接する上面側には溶融物と共に移動するクラストが浮遊し、これが先端部に集積し床面側クラストと結合する等して堰を形成し、その部分から幾つかの形態により非等方拡がりが発展するものと解釈することができる。この現象を再現するために、図 2.4.12 に示すように迂回流、越流及びブレイク（決壊）流から構成される以下の三種類の再流動パターンから構成される Weir Anchoring モデル^{25,26}を開発した。

- a. 迂回流では、溶融物先端が冷却されることにより堰が形成され、その堰が障害物となり、溶融物がこれを迂回して流れる。（図 2.4.12 (b)）
- b. 越流では、形成された堰を乗り越える現象を意味する。溶融物先端に堰が形成され、溶融物が堰を迂回できない場合や、後続から流れてくる高温溶融物の運動量が大い場合には、堰を乗り越えて溶融物が流れる。（図 2.4.12 (c)）
- c. ブレイク流では、後続から流れてくる高温溶融物が堰を侵食し、更に堰を破壊することで、溶融物が堰から流れ出る。（図 2.4.12 (d)）

⑤ Wet 条件におけるメルトエラプション及び上面クラストの起伏

安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」（平成 27 年度～令和元年度）⁴において実施した冷却水中のデブリ拡がり挙動を計測する PULiMS 実験^{11,12}において拡がり終了後のデブリベッド上面に凹凸形状が観察された。また、床面がステンレスであるためコンクリート反応ガスは発生しないものの、デブリ内部において気相が発生し、それがデブリ上面界面を貫通する際に溶融物一部が飛沫するメルトエラプションと呼ばれる現象が確認された。これは模擬溶融物と坩堝による還元反応による CO₂ の発生、床面に溶融物が衝突した際に巻き込まれた水が沸騰することによって派生した蒸気流等の要因が挙げられ、分析を行うためにモデル化した。

メルトエラプションモデルは、Farmer らにより提案されたモデル^{107,108}の以下の仮定に基づき、溶融物噴出の質量流束を計算する。

- a. 水と分解ガスはクラスト内を通過することができる。
- b. クラストに発生した亀裂を通過して溶融物が噴出する。
- c. クラストに発生した亀裂内の溶融物流れの圧損はクラスト自重による静圧と等しい。
- d. 溶融物は亀裂通過中に凝固することはない。
- e. クラスト及び亀裂内を流れる蒸気の圧損はクラスト自重による静圧と等しい。
- f. 溶融物は冷却水の飽和温度にまで急速に冷却すると仮定し、溶融物噴出の質量流束によって失った溶融物の熱エネルギーを冷却水に与える。

上述のメルトエラプションによって溶融物が噴出され固化することで、デブリ表面に凹凸が生じると伝熱面積が増加すると考えられることから、デブリ表面の凹凸に伴う伝熱面積増加をモデル化した。メルトエラプションが発生したクラストでは、噴出し固化した粒子状デブリの体積と同じ体積をもつ円錐がメルトエラプションの発生したクラスト亀裂に発生するとして、クラスト表面の凹凸形状を考慮する。また、デブリ上面に粒子が少ないうちは、上部クラストからプール水への熱伝達が支配的であるが、この熱伝達はエラプションによって一定の厚さの粒子状デブリ堆積層が形成される場合にはこの粒子堆積層からプール水に向かう熱流束が支配的となる。そこで、沸騰曲線モデルから得られる上部クラスト上の熱流束と粒子状デブリ堆積層上の熱流束の和は、Lipinski-0D モデル¹¹⁵の与える限界熱流束を上回らないとした。

⑥ クエンチモデル

2.4.2(2)⑤で記載した PULiMS^{11,12} 実験において撮影された動画を観察すると、溶融物が床面に到達した際に巻き込まれた水が沸騰し局所的に激しい上昇流が発生することで溶融ジェットが抗力を受けて分裂する挙動が確認された。そのため、ジェット落下初期は流動性が大きかったデブリが、ある時点で急激に冷却されて停止する現象が見られた。そこで、この急冷現象をモデル化するために、デブリが着床時の一定期間において球形メルト化したと考えることで、プール水への熱流束を増大させるクエンチモデルを組み込んだ。

⑦ JBREAK とのインターフェイス

JBREAK¹⁹ を用いた溶融ジェット床面衝突解析結果により得られる初期運動量を MSPREAD に境界条件として与える方法として、タイムスケールが異なる複数の現象を効率的に計算するための手法である Gap-Tooth 法¹¹⁶を採用した。本手法では、タイムスケールの長い現象を単一タイムステップのみ計算する間に、タイムスケールの短い現象を固定又は内挿された条件にて細かいタイムステップにおいて複数回積分し、モジュール間で共通のタイムステップごとにモジュール間の情報交換を実施することによりモジュール間の同期をとる。情報交換は、全てのモジュール間で同時に実施するが、情報交換を行うまでのタイムステップの大きさは各モジュールで個別に設定できるようにしている。交換される物理量は前回の交換タイミングからの時間平均とする。

MSPREAD では後述するように二次元浅水方程式に基づき運動量を扱っており、鉛直方向に自由度を持たない。これに対して、JBREAK は三次元 VOF 法に基づき運動量を扱っており、鉛直方向に自由度を有する。そこで、JBREAK により、ジェットと床面の衝突位置において三次元の運動量を計算し、これらを MSPREAD の二次元運動量保存則の生成項として直接に引き渡す方法を考察した。複数ジェットが近接した地点に高速度にて落下する激しいジェット衝突である場合には、拡がり先端同士の衝突により有意な高さの波立ちが発生しその後の拡がり計算に影響を与える。そのため、この複雑な流動領域における両モ

ジュールの情報の受け渡し、このカップリングシステムの性能の鍵となるため、Area weighting method を用意した。この方法では、図 2.4.13 のように両ジュールの格子配置は互いに独立のまま、これをジェット衝突領域においてオーバーラップさせることによって JBREAK による床面衝突後の物理量解き、それを MSPREAD へ受け渡す。このとき、JBREAK 格子から MSPREAD 格子への物理量の受け渡しは、MSPREAD 格子の水平面と重なる JBREAK 格子の面積を重み付けすることで JBREAK の物理量を平均化し MSPREAD の物理量へ受け渡す。これによって、ジェット衝突領域内での三次元流動特性を MSPREAD 受け渡すことを可能とする。

⑧ 妥当性確認結果

上述の組み込んだモデルの妥当性確認には、乾いた床面の条件（ドライ条件）及び床面がプール水により覆われた条件（ウェット条件）の双方を実施した。

a. ドライ条件

ドライ条件には既往の KATS-12 実験¹¹⁸、VULCANO-VEU7 実験¹¹⁹、ECOKATS-1 実験⁶⁸を対象とした。

KATS-12 実験は、アルミニウム Al と酸化鉄 (III) Fe_2O_3 の混合物のテルミット反応から得られる酸化アルミニウム Al_2O_3 と鉄 Fe を模擬試料の主成分として用いる。生成された酸化溶融物と金属溶融物は分離されて、それぞれのチャンネルに放出される。本解析では、酸化溶融物に対する実験解析を行う。図 2.4.14(a)に、酸化溶融物に対する KATS-12 実験装置の形状と寸法を示す。酸化溶融物は容器に落下し、出口から放出される。そして、スロープを通過してチャンネルに流れ込む。チャンネル床面の材料はセラミック(コーディエライト)である。図 2.4.14(b)に溶融物先端位置の時間変化を実験と比較した結果を示す。溶融物先端位置の時間変化については、実験結果と一致した結果が得られた。

VULCANO-VEU7 実験では、二酸化ウラン UO_2 と二酸化ジルコニウム ZrO_2 を主成分とする酸化溶融物を模擬試料として用いている。図 2.4.15(a)に VULCANO-VEU7 実験で使用された装置の寸法を示す。炉心から注がれた酸化溶融物は安定化のために緩衝プールに蓄えられ、その後、拡がり部に流入する。拡がり部は壁面によって二つの領域に区切られている。一方の床面材質はコンクリートであり、他方の床面材質はセラミック（ジルコニア）である。この床面材質による違いを VEU7 実験では調べている。また、酸化溶融物にコンクリート成分を混合しており、溶融物の固相線温度と液相線温度の間隔が大きいことが特徴である。コンクリート床面に対しては床面分解ガスの効果を考慮の有無、セラミック床面に対しては床面分解ガスの効果を無視し解析を実施した。図 2.4.15(b)に床面がコンクリートの場合について、MSPREAD により計算された溶融物の温度の空間分布の時間変化を示す。高温の溶融物が拡がり、溶融物厚さが薄い先端部分から冷却され、それにより固相率が増加し、流動停止する結果になった。図 2.4.15(c)に、各床面に対する溶融物先端位置の時間変化の計算値と実験値を示す。コンクリート床面の計算値については、ガス発生モ

デルをオンとした場合とオフとした場合の両方の結果を示している。流動停止位置への床面材質の影響については、解析結果及び実験結果の双方共にセラミック床面上よりもコンクリート床面上の方が、熔融物が早く流動停止する結果になった。流動停止位置自体については、床面材質によらず、MSPREAD では流動停止位置を過大評価する傾向が見られた。コンクリート床面上の熔融物先端位置に対するガス発生モデルの効果については、流動開始時は熔融物の流動を促進する方向に作用し、時間が経過すると流動を抑制する方向に作用する結果になった。

ECOKATS-1 実験は、酸化アルミニウム Al_2O_3 と酸化鉄 (II) FeO を主成分とする酸化熔融物を模擬試料として用いている。図 2.4.16(a)に ECOKATS-1 実験装置の形状と寸法を示す⁶⁸。炉心から注がれた酸化熔融物は容器に落下した後、1次元チャンネルを通過して、2次元の拡がり領域に流入する。床面材質はコンクリートであり、床面温度を計測するために、拡がり領域の床面に熱電対が設置されている。実験では、拡がり領域内で流動が停止するように、酸化熔融物の初期温度が 1873 K という低温に設定されており、液相線温度と固相線温度の間隔が約 450 K と広いことが特徴である。また、コンクリート床面からのガス発生により、凝固後の模擬試料は高い空隙率をもち、拡がり形状は非等方的になることが報告されている⁶⁸。堰の形成にフローティングクラストの先端集積が重要な役割を果たしている可能性が高いが、そのプロセスには未解明な部分が多く含まれている。このため、現在のモデルでは、ユーザーが堰の形成とブレイク流の位置と時刻を指定し、その上で迂回流、越流及び堰決壊の後に発生するブレイク流を表現する機能を組み込むこととした。ECOKATS-1 実験のビデオ画像⁶⁸に基づき先端での堰形成及び決壊の位置とタイミングをユーザー入力として与え 120 秒間の拡がり求めた。その結果得られた拡がりパターンと実験結果及び Siemens で開発された三次元デブリ拡がり解析コード CORFLOW¹²⁰の計算値との比較を図 2.4.16(e),(f)に示す。非等方的な拡がり形状予測結果はビデオカメラ画像とよく一致した。また、停止直前までの拡がり面積の予測結果は実験値及び他コードの予測値⁶⁹とよい一致を示した。

b. ウェット条件

ウェット条件には安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」(平成 27 年度～令和元年度)において実施された PULiMS 実験^{11,12}を対象とする。

PULiMS-E11 実験は、図 2.4.17(a)に示すように液英ガラス近傍に熔融ジェットを放出し冷却水中のデブリ拡がり挙動を計測する。DEFOR-A 実験と同様に模擬熔融物 (Bi_2O_3 - WO_3 共晶系)を使用する。実験条件を表 2.4.3 にまとめる。解析には、JBREAK-MSPREAD モジュールを連成させて実施した。2.4.2(2)⑥に記載されたクエンチモデル、蒸気によるスウェリング及び上部クラスト表面凸凹モデルを組み合わせることでモデルの影響を確認した。ここで、蒸気によるスウェリングの効果を水蒸気の循環流を底面からのガス速度で考慮した。図 2.4.17(b)に実験後にレーザースキャニングによるデブリ拡がり計測結果を示す。ま

た図 2.4.17(c)-(f)に、解析によって得られたそれぞれそれぞれのモデルを組み合わせたデブリ形状を示す。図 2.4.18 には x 及び y 断面におけるデブリベッド高さを示す。解析の結果、各モデルの機能を確認すると共にクエンチモデルを組み込んだことによって拡がり距離を再現できることを確認した。しかしながら、MSPREAD でデブリベッド拡がり距離を再現できることが示された一方でデブリベッド高さは過小評価した。実験ではデブリベッド内部に水巻き込みによる多くの空隙が発生したことが確認されておりこの現象をモデル化することが課題である。くわえて、実験によって得られたデブリベッド形状にはジェット落下位置以外に局所的な起伏を解析では再現できなかったことから新たなモデルの開発、既存モデルの改良の必要性が挙げられた。

⑨ まとめ

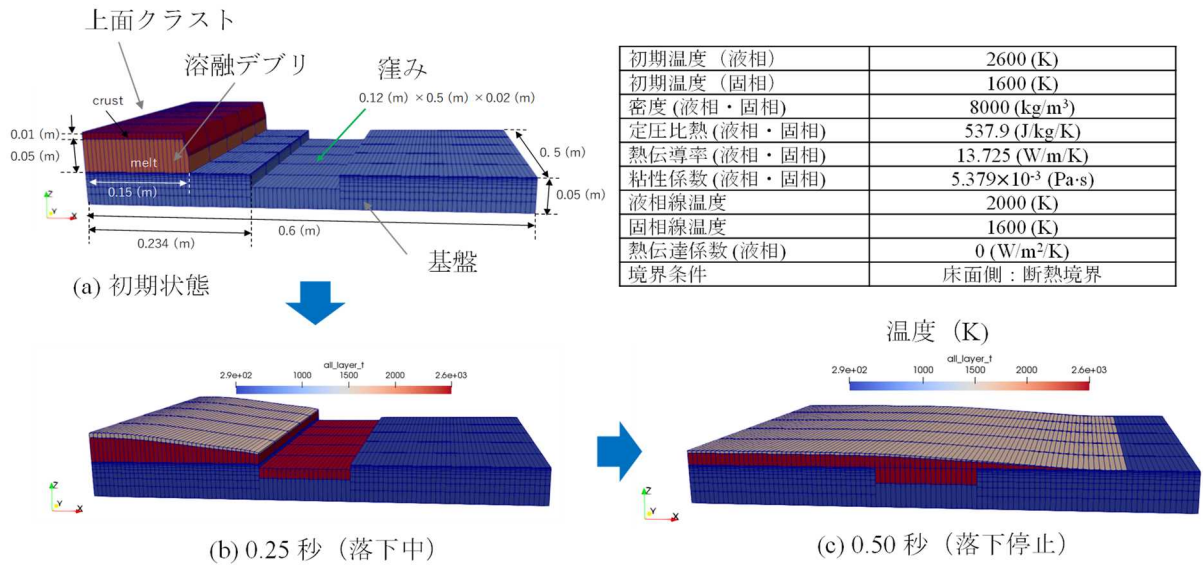
2次元浅水方程式によって溶融物拡がりを計算する MSPREAD を開発した。ドライ条件における非等法拡がりを扱う Weir Anchoring モデル、ウェット条件におけるクエンチモデル等を開発し組み混んだ。妥当性確認には、ドライ条件には、KATS-12 実験、VULCANO-VEU7 実験、ECOKATS-1、ウェット条件には、PULiMS 実験を適用した。組み込んだモデルと四つの妥当性確認結果から、MSPREAD が実際の複雑なデブリ拡がり挙動を評価できることが示された。

表2.4.3 PULiMS 実験条件

Table 2.4.3 PULiMS experimental conditions

出典) Division of Nuclear Power Safety, “Investigation of Cooling Phenomena of High Temperature Molten Core, Phase-4 Report on Test Series: Remelting of Multi-Component Debris (REMCOD) Debris Bed formation (DEFOR) Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading (PULiMS)“, 2018.¹¹

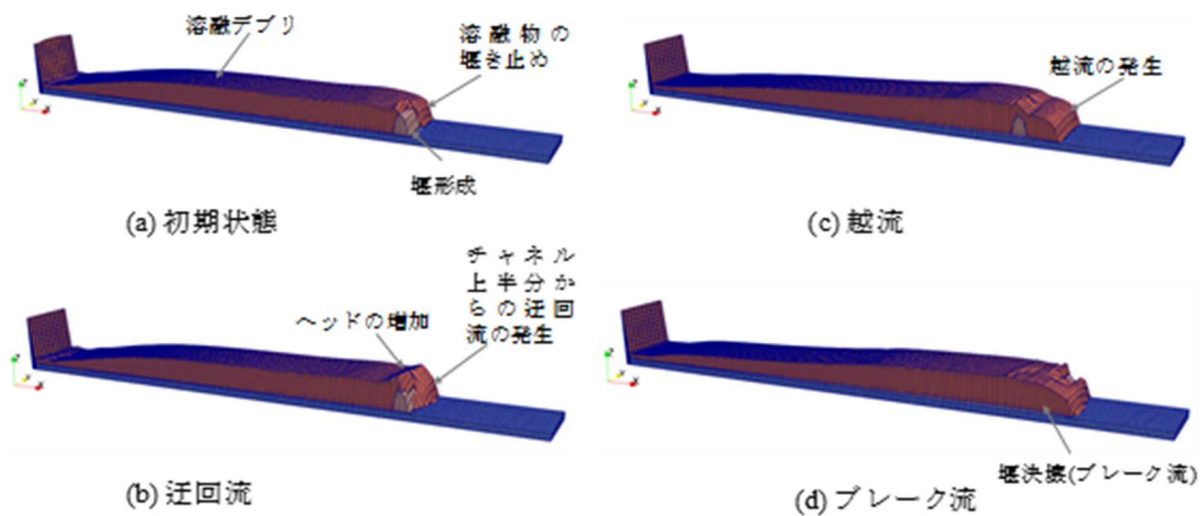
パラメータ/ケース	E-11
模擬溶融物	Bi ₂ O ₃ -WO ₃ (共晶系)
溶融物密度 [kg/m ³]	7811
ノズル内径 [m]	0.03
溶融物初期温度 [K]	915.9
溶融物初期過熱度 [K]	45.9
溶融物体積 [L]	39.25
放出時間 [s]	5.3
流量 [L/s]	0.62
ノズル-プール区間 [mm]	65
水位 [mm]	190
初期水温 [K]	367
初期サブクール度 [K]	9



出典) 堀田亮年、秋葉美幸、森田彰伸、「MSPREAD コードによる溶融デブリの非等方的
 拡がりモデル化と ECOKATS 実験解析」、日本原子力学会 2019 秋の大会、令和元年.²⁴

図2.4.11 MSPREAD によるサンプシンクモデル解析例

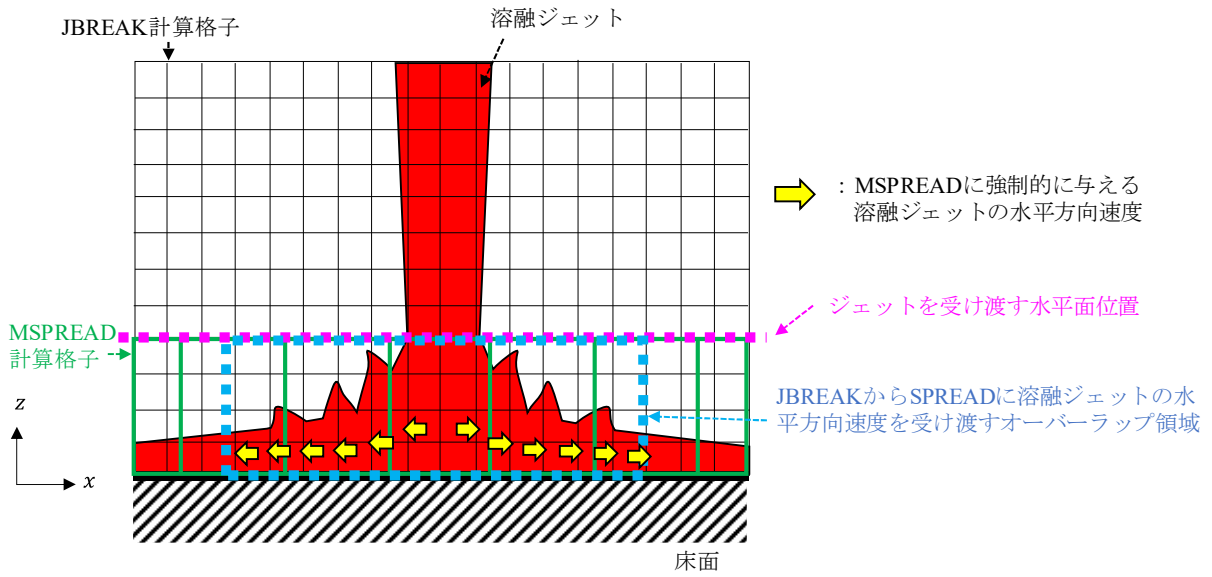
Fig. 2.4.11 Sample of sump sink model analysis by MSPREAD



出典) 堀田亮年、秋葉美幸、森田彰伸、「MSPREAD コードによる溶融デブリの非等方的
 拡がりモデル化と ECOKATS 実験解析」、日本原子力学会 2019 秋の大会、令和元年.²⁴

図2.4.12 MSPREAD における Weir Anchoring モデルの解析例

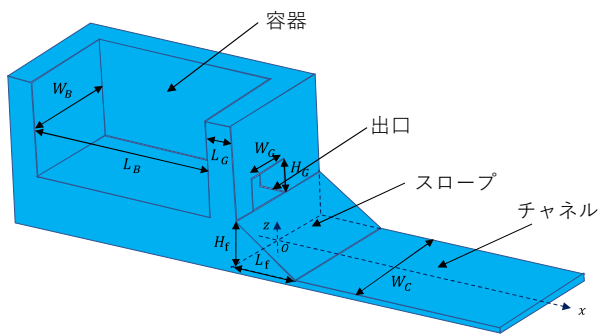
Fig. 2.4.12 Example of Weir Anchoring model analysis in MSPREAD



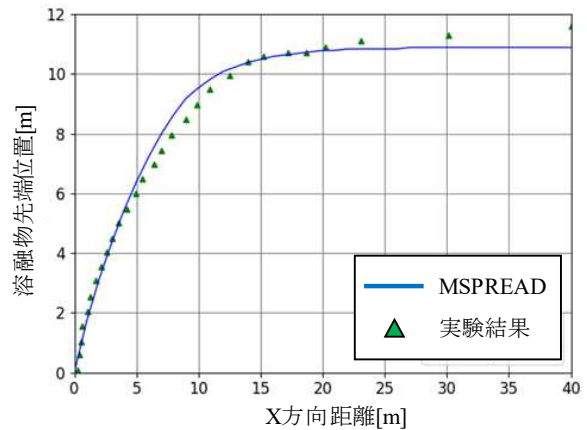
出典) W. Kikuchi, A. Hotta, “Analysis of Multi-phase / Multi-material Debris Bed Formation based on Coupling System of MELCOR2 and THERMOS-JBREAK/MSPREAD, in preparation.”¹¹⁷

図2.4.13 JBREAK-MSPREAD のインターフェイス手法¹¹⁷

Fig. 2.4.13 JBREAK-MSPREAD interface method



(a)実験装置



(b)解析結果と実験結果の比較

図2.4.14 KATS-12実験装置及び解析結果における熔融物先端位置の時間変化

Fig. 2.4.14 Time variation of melt tip position in KATS-12 experimental setup and analysis results

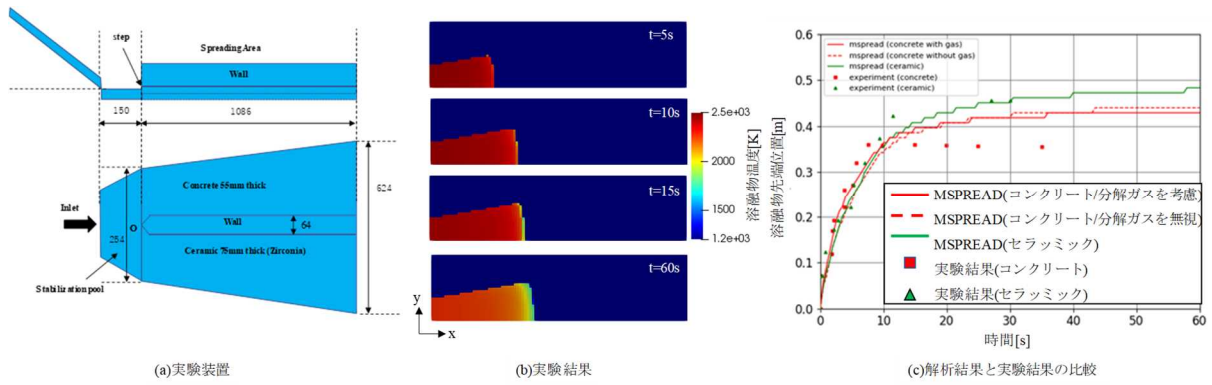
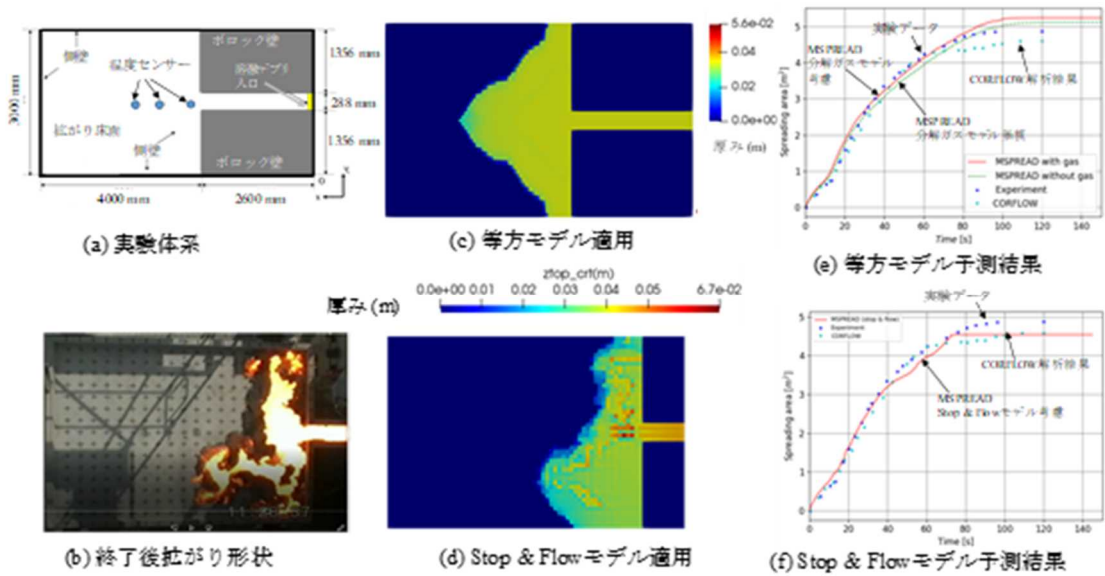


図2.4.15 VULCANO 実験装置及び溶融物先端位置の時間変化

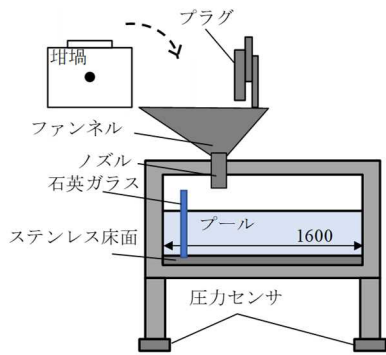
Fig. 2.4.15 VULCANO experimental apparatus and time variation of melt tip position



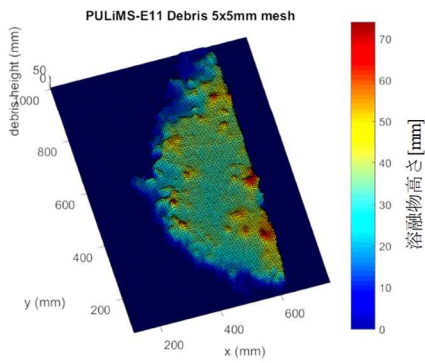
出典) 堀田亮年、秋葉美幸、森田彰伸、「MSPREAD コードによる溶融デブリの非等方的
 拡がりモデル化と ECOKATS 実験解析」、日本原子力学会 2019 秋の大会、令和元年.²⁴

図2.4.16 ECOKATS-1実験と MSPREAD 及び CORFLOW による解析結果の比較

Fig. 2.4.16 Comparison of ECOKATS-1 experimental result and estimation result with
 MSPREAD and CORFLOW

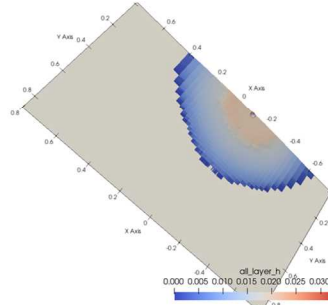


(a)実験装置

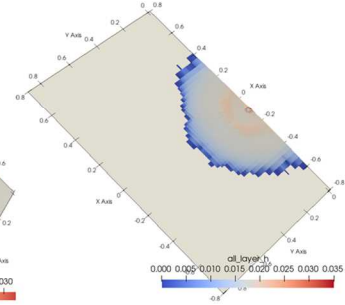


(b)実験結果

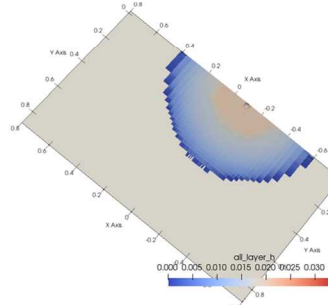
	ケース1	ケース2	ケース3	ケース4
クエンチモデル	有効		無効	
スウェリング	無効	有効	無効	
表面凹凸モデル	有効		無効	有効



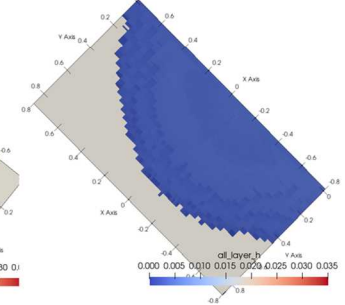
(c)解析結果(ケース1)



(d)解析結果(ケース2)



(e)解析結果(ケース3)



(f)解析結果(ケース4)

出典) Division of Nuclear Power Safety, “Investigation of Cooling Phenomena of High Temperature Molten Core, Phase-4 Report on Test Series: Remelting of Multi-Component Debris (REMCOD) Debris Bed formation (DEFOR) Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading (PULiMS)“, 2018.¹¹

図2.4.17 PULiMS 実験装置及び溶融物拡がり形状の比較

Fig. 2.4.17 Comparison of PULiMS experimental setup and melt spread shape

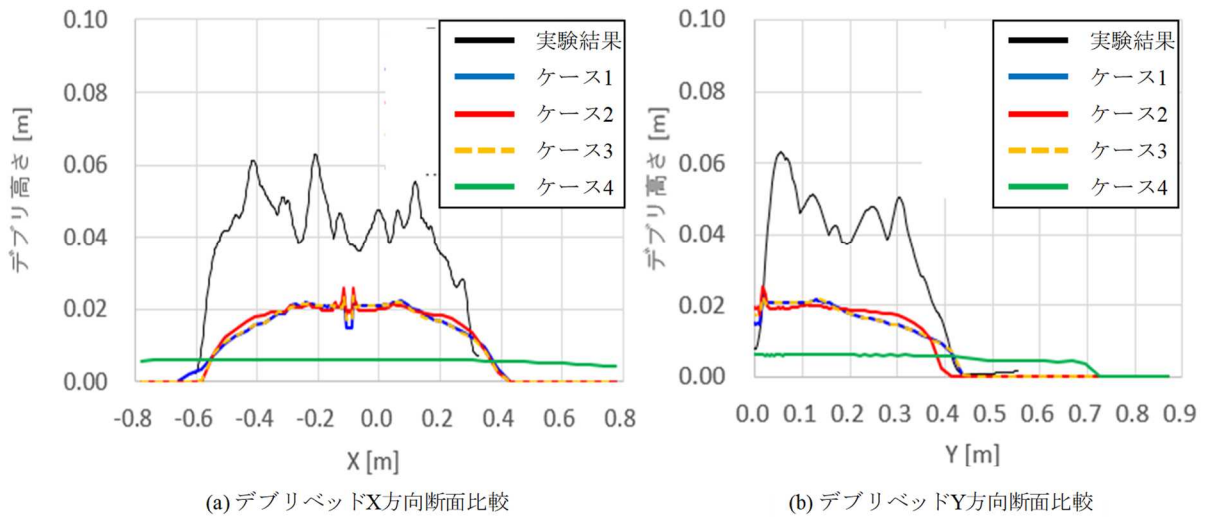


図2.4.18 MSPREAD によって予測された PULiMS E10のデブリベッド分布
 Fig. 2.4.18 Debris bed distribution in PULiMS E10 as predicted by MSPREAD

(3) JBREAK の開発

JBREAK は、キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コード THERMOS のモジュールとして、RPV 下部ヘッドに生じた任意位置の貫通口からの三次元的な溶融ジェット放出挙動、溶融ジェットから粒子デブリ、集積デブリ及び溶融デブリへの形態変換及びデブリベッド堆積というキャビティの上流側で発生する諸現象を扱う役割を担う。

同コードの本体部分については既に 2.2.1 章において述べていることから、ここでは他のモジュールとのインターフェイス構築についてのみまとめる。

① デブリ堆積モデルにおける他モジュールとのインターフェイス

溶融デブリが床面に到達する場合には MSPREAD とのデータ送受信を行い、粒子デブリ及び集積デブリが床面に到達する場合には DPCOOL とのデータ送受信を行う。

- a. 溶融ジェットが粒子化せずに床面に衝突する場合には、JBREAK の VOF 法に基づき計算された床面上セルでの溶融ジェットの径方向速度成分を MSPREAD に受け渡す。
- b. 粒子デブリは、落下したセルにおいて下から上に積み上げるように堆積し、粒子デブリ堆積層形状を DPCOOL に受け渡し、セルフレベリングモデルに基づき拡がりを求める。
- c. 集積デブリは、粒子デブリと同様に落下したセルにおいて下から上に積み上げるように堆積し、デブリベッド特性として DPCOOL に受け渡し、セルフレベリングモデルに基づき拡がりを求める。

上記 a.については、2.4.2(2)⑦において述べた。b.及び c.については、粒子デブリ及び集積デブリが床面に到達した場合に、DPCOOL の到達位置のセルに、(1) 堆積層を構成する粒子

デブリの個数、(2)堆積層の表面積、(3)堆積層の占有比率（空隙率）を保存すると同時に、JBREAK の計算領域より当該粒子群を消失させる。DPCOOL における粒子デブリ到達位置には既にデブリベッドが存在する場合もあることから、堆積評価の際には到達位置のセルにどれだけの数の粒子デブリが新たに加わることができるかを評価する。その結果に基づき当該セルのデブリベッドの粒子デブリ個数、表面積及び空隙率を更新する。

② DPCOOL のプール領域流れ場とのインターフェイス

JBREAK では、DPCOOL から受信した周囲流体場に関する情報を初期条件として計算領域内に設定し、溶融ジェット落下飛跡の計算を開始する。また、ユーザー指定の時間間隔まで計算が進行した時点で、溶融ジェット及び液滴が床面又はデブリベッド上に着床して形成されたデブリベッド構成変化に関するデータを DPCOOL に送信し、さらにプール流体場及びデブリベッド構成に関するデータを DPCOOL から受信する。また、DPCOOL-JBREAK 間でデータを送受信するタイミングをユーザー入力で指定できるように Gap-Tooth¹¹⁶ アルゴリズムを拡張した。

溶融ジェット落下時には、JBREAK から DPCOOL には、(1)JBREAK の計算格子に関する情報（座標、法線ベクトル、ジェット温度、VOF 値、界面面積等）、(2)溶融ジェットと周囲流体間の摩擦及び熱伝達に伴う運動量及びエネルギー、及び(3)液滴と周囲流体間の熱伝達に伴うエネルギー等を受け渡す。

一方、DPCOOL から JBREAK には、(1)DPCOOL の計算格子に関する情報、(2)周囲流体（気相／液相）の速度、(3)乱流エネルギー及び散逸率に関する情報及び(4)デブリベッドに関する情報（粒子数、空隙率、粒径、温度、表面積）等を受け取る。

DPCOOL から受信した各物理量の値は、JBREAK における溶融ジェット噴出モデル、溶融ジェット分裂モデル、粒子デブリランダムウォークモデルによる計算に用いられる。

図 2.4.19 には、以上のインターフェイス構造に基づき JBREAK-DPCOOL のカップリングにより粒子デブリのランダムウォークに基づく落下飛跡及び床面における粒子デブリ堆積の試解析例を示す。

③ まとめ

JBREAK と MSPREAD 及び JBREAK と DPCOOL のインターフェイスを開発することで、溶融ジェットの床面衝突後の拡がり、周囲流体の乱流場を考慮した液滴拡散を扱う事を可能とした。

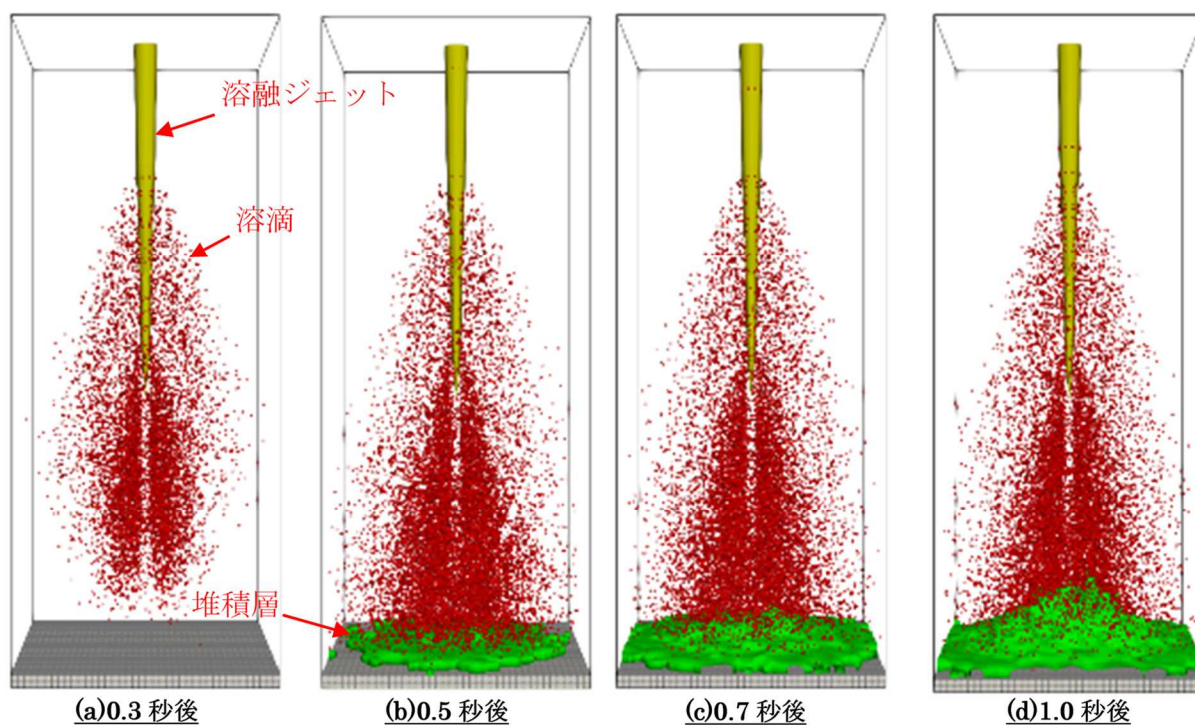


図2.4.19 JBREAK-DPCOOL カップリングによるデブリベッド形成解析例

Fig. 2.4.19 Sample of debris bed formation by JBREAK-DPCOOL coupling calculation

(4) REMELT の開発

REMELT がモデル化の対象とする高温酸化物-溶融金属等の物質間相互作用現象に関する文献を調査し、①物質相互作用に関する重要現象と実験データベース、②既往コードにおける物質相互作用モデリングアプローチについてまとめるとともに、③基礎方程式、④ $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ 系の冷却に伴う相分離、⑤連続クラスト層生成/崩壊、⑥溶融プールの形成及び崩壊アルゴリズム、⑦固相が混合相に落下したときの伝熱モデルといった物質間相互作用の保存式及び構成方程式の定式化を実施した。最後に、開発したモデルによって⑧妥当性確認を実施した。以下に詳細を述べる。

① 物質相互作用に関する重要現象と実験データベース

重大事故における現象的背景の調査では、炉心溶融物のリロケーションと再溶融/固化のモデル化において重要な現象として、「水蒸気 H_2O とジルコニウム (Zr) の酸化反応」、「Zrによる燃料 UO_2 の融解で生じる U-Zr-O 金属溶融物の生成」、「酸化ジルコニウム ZrO_2 と燃料 UO_2 の接触による酸化物溶融物の生成」及び「金属溶融物と酸化物溶融物の成層化」に注目した。これらに関連する実験データベースとして、個別効果実験 (BALI¹²¹、COPO¹²²、ACOPO¹²³、RASPLAV¹²⁴ 及び MASCA⁸³) 及び総合効果実験 (Sandia MP⁸²、PHEBUS-FP⁸³ 及び CORA¹²⁵) を調査し、溶融物のリロケーション及び再溶融に関する情報を整理した。

② 既往コードにおける物質相互作用モデリングアプローチ

物質相互作用のモデル化については、熔融物とクラストを合わせて混合相として取り扱うアプローチ¹²⁶についてまとめた。さらに、Zr/UO₂/ZrO₂の3元系をZr/UO₂の2元系とZrO₂/UO₂の2元系として疑似的に取り扱う擬2元系のアプローチ¹²⁷をまとめた。既往コードの具体例として、SCDAP/RELAP5¹²⁸、ICARE/CATHARE¹²⁹及びATHLET-CD¹³⁰の三つについて調査し、物質相互作用の取り扱い方法をまとめた。

③ 基礎方程式

Buckによる擬似連続相モデル¹³¹を基に計算モデルを構築した。対象とする相は、液相（冷却材）、気相（蒸気、蒸発や化学反応によって発生するガス）、熔融相（熔融物）、クラスト相（熔融物の固化によって生じる固体）及び固相（クラスト相ではない固体）である。ただし、熔融相とクラスト相は熱平衡状態にあると仮定し、この二つの相の間の質量輸送、エネルギー輸送は考慮しない。このような仮定から、熔融相とクラスト相を合わせた状態の混合相で扱う。そのため、混合相の移流モデルとして、熔融相だけが移流する *segregated* モデル¹³¹及び熔融相とクラスト相と一緒に移流する *mushy* モデルの二つのモデルを組み込んだ。気相、液相、固相及び混合相の運動量保存の式は以下の仮定で構築した。

- 非保存形とする。
- 液相の圧力及び混合相の圧力は、後述する毛細管力のために気相の圧力と異なる可能性がある。
- 運動量の交換項（摩擦項）における固相の流速はゼロとみなす。

気相と液相又は熔融物間の毛細管圧は、気相と熔融物の圧力差から計算する。一方、堆積層への毛細管圧は、Buckによる擬似連続相モデルを参考にし、表面張力係数、液体の接触角、堆積層の空隙率、透水率及びLeverett関数と呼ばれる飽和度にも依存する経験的な関数から計算する。また、熔融相-固相との摩擦係数には、Ergunの方程式¹³³を適用した。

相変化には、気相（水蒸気）-液相、液相-気相（水蒸気）及び固相-熔融相の三種類を考慮する。ここで、固相-熔融相へは一方方向のみ考慮する。固相のUO₂が液相のZrO₂に溶けるとい現象が発生するが定量的な分析ができていないため、文献¹²⁶を参考にし、各時刻で新たに溶融したZrO₂に溶けうる最大量のUO₂が一瞬にして溶けると仮定した。

④ UO₂-ZrO₂系の冷却に伴う相分離

物質の相互作用によるUO₂とZrO₂の擬二成分系相線図に基づいた相変化を考慮する。REMELTは、相線図が考慮されるのは混合相のみであるため、固相では、同一セル内であってもUO₂やZrO₂はそれぞれ純物質として存在し、擬二成分系相線図の影響を受けずに溶融する。そこで、混合相の状態がセルごとに定まった後に、混合相の温度とUO₂-ZrO₂共晶組成酸化物の固相/液相線温度又はUO₂、ZrO₂それぞれの融点を比較することで混合相

の状態（完全溶融/部分固化/完全固化）を判断し混合相中の溶融物とクラストの質量分率を計算する。ここで、部分固化状態の溶融物とクラストが共存する状態では、梘子の原理から溶融物とクラストの成分比や固相率を計算する。計算された固相率による粘性係数への影響は、**segregated** モデルを選択していれば、混合相中の固体はクラストとして堆積層に付着するため、粘性係数は溶融物の粘性係数のままとする。一方で、**mushy** モデルの場合には、**Ramacciotti**¹⁰² を用いて固相率に応じた増倍係数を計算する。

⑤ 連続クラスト層生成／崩壊

溶融プールとクラスト層との熱的相互作用を考慮するために、各々の計算セルが溶融物やクラストを十分に含んでいるかどうかを判定する必要がある。

連続層セルには、連続クラスト層セル、連続溶融セル及び連続固相セルの三つを定義する。これらは、セルごとに以下の判定で分別した。

a. 連続連続クラスト層セル

segregated モデル：固相の粒径がある程度小さい場合には、固相粒子間の空隙を埋めるために必要な混合相の量が空隙のサイズに依存し、固相の粒径がある程度大きい場合には、粒子サイズには依存せず、固相粒子間の空隙を埋めるために必要な混合相の量は空隙率のみで決まると仮定し、セルの混合相の飽和度がしきい値よりも大きくかつ混合相の固相率がユーザー指定のしきい値よりも大きいセルを連続クラスト層セルとする。

mushy モデル：セルの混合相の粘性係数の値がユーザー指定のしきい値よりも大きいセルを連続クラスト層セルとする。

b. 連続溶融セル

セルに含まれる溶融物の体積占有率がユーザー指定のしきい値よりも大きいセルを連続溶融セルとする。

c. 連続固相セル

セルの空隙率がユーザー指定のしきい値よりも小さいセルを連続固相セルとする。

これらのモデルを用いて混合相の流動がある状態での連続クラスト層生成／崩壊の検証を行った。図 2.4.20(a)に示す $0.1\text{ m} \times 0.01\text{ m} \times 0.4\text{ m}$ （10セル×1セル×40セル）の検証体系において下側 0.25 m までを、粒径 1 mm、ポロシティ 0.35 の堆積層とし、残りの領域をプール層（空隙率 0.99）とする。計算開始時の体系内には混合相を配置しない。体系の初期温度は 3100 K とした。計算開始直後から 12.5 秒後までの間、この計算体系の上方の全面から混合相を流入させる。流入させる混合相の速度は 0.01 m/s、成分は UO_2 と ZrO_2 が質量比で 1:1、温度は 3100 K である。なお、 UO_2 と ZrO_2 が質量比で 1:1 の混合物は、液相線温度が 2850 K 程度、固相線温度が 2823 K 程度である。この状態で、黄色枠、赤枠内にあるセルの両者において、計算開始 10 秒後に固相の温度を 3100 K から 2700 K に下げる。計算開始 30 秒後に赤枠内セルの固相の温度を 2700 K から 2900 K に上げる。図 2.4.20 (b)に

は segregated モデル、図 2.4.20 (c)には mushy モデルを用いた場合の検証結果をそれぞれ示す。その結果、10.0 秒後には、まだ連続クラスト層が生成されず、混合相は堆積層の中を流動している。しかし、11.0 秒後には連続クラスト層が生成し、混合相の流れがせき止められはじめる。31.0 秒後になると、連続クラスト層の半分が崩壊し、その部分の流動が再開される。そして、45.0 秒後にはそれが流出していく挙動が確認された。これらの結果から、混合相の流動モデルが segregated モデル及び mushy モデルの双方において、熱流動計算において連続クラスト層セルが生成／崩壊することと、連続クラスト層セルが混合相を堰き止めることが検証された。

くわえて、連続クラスト層セルは、連続クラスト層セルの最大応力がユーザー指定の降伏応力を超えた場合は不安定であると判定する。

⑥ 溶融プールの形成及び崩壊アルゴリズム

溶融セルと連続クラスト層セルの配置、空隙の形成については、前述のモデルを用いて検証を実施した。図 2.4.21(a)に示すような成分比の固相初期質量分率を与え、下から 10 cm までの領域では、初期温度を与えた後、エネルギー保存則に従って温度変化を計算する。残りの領域のうち、残りの領域にはそれぞれ温度を強制的に与えた。その結果、5 秒後には溶融した Zr が下部の堆積層へ浸透する。更に 10 秒後には、ZrO₂ が溶融し空隙率がさらに大きくなる。更に 20 秒後には、UO₂ も溶融し、溶融セルと空隙が形成される。また、固相の温度の計算方法が変わる境界付近にも連続クラスト層のセルが生成しはじめる。その後、溶融セルは増え、固相の温度の計算方法が変わる境界付近に生成した連続クラスト層のセルは崩壊し、30 秒後には計算終了時刻。体系下部に、再び、連続クラスト層セルが形成される。これらの結果より、溶融セルと連続クラスト層セルの配置や、溶融セルの上部に形成される空隙が扱えることを確認した。

⑦ 固相が混合相に落下したときの伝熱モデル

完全溶融している溶融物が固相に初めて到達した場合、その温度差は大きく、短い時間の中で十分な量のエネルギーが輸送される。そのため、セルごとに空隙率がユーザー指定のしきい値未満であり、混合相の飽和度が計算開始時は閾値より小さく、収束計算終了時にはしきい値より大きい場合は、混合相と固相との間でエネルギーを再配分する。その上で、混合相が固相に到達した時間からあるエネルギー再配分継続期間だけ経過した時間までは、配分後の固相の温度は、到達した混合相の UO₂ と ZrO₂ の質量のみから成分比に基づく固相線温度と UO₂ の融点、ZrO₂ の融点を比較し低い温度とする。配分後の混合相温度は、固相の温度を、再配分が行うのに必要なエネルギー量が混合相から失われたとしたときの混合相の温度を求める。

一方、固相が、混合相又は完全に溶融している混合相である溶融物に落下した場合であっても、その温度差は大きく短い時間の中で十分な量のエネルギーが輸送される。そのため、

セルごとに混合相の飽和度がユーザー指定の閾値より大きく、かつ混合相の空隙率が計算開始時はしきい値より大きく、収束計算終了時には閾値より小さい場合は、混合相と固相との間でエネルギーを再配分する。その上で、固相が混合相に落下した時間からあるエネルギー再配分継続期間だけ経過した時刻までは再配分を行うと判定されたセルでは、固相の温度を、それらの融点まで上昇させるのに必要なエネルギー量が混合相の温度をそれらの融点まで下げた場合に発せられるエネルギー量より小さい場合、混合相から発せられるエネルギーで固相が溶けるとする。

⑧ 妥当性確認

REMELT の妥当性確認は安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」（平成 27 年度～令和元年度）⁴において実施された REMCOD 実験¹²⁹を適用した。本実験は、図 2.4.22 に示す装置によって粒子堆積層に熔融物を流入させ温度の、浸透距離の計測及び形成されたインドットの構造を計測する。REMCOD の妥当性確認には、その中で粒子堆積層が異なる E25 と E27 を対象に実施した。混合相の流動モデルを *segregated* モデルに設定し、円筒座標系メッシュにて解析を行った。複数の材質の粒子堆積層が軸方向に層をなした体系である E25 実験に対しては、固相と混合相の間の摩擦係数調整を行うことで鉛直方向への浸透（浸透深さ）に影響を及ぼした。それにくわえて、接触角を 90°から小さくすることで水平方向への浸透が進む。最後に、Glass 層内の先端部分の丸みを出すために、Glass 層でのみ接触角をさらに小さくした。これらの変更によって、解析最終時刻での固着粒子層形状、浸透深さは実験結果とおおよそ一致した。表面の状態が異なる銅の粒子堆積層が方位角方向に層をなした体系である E27 実験に対しては、定性的には実験結果の雰囲気を再現できており、表面状態の違い（錫コーティングの有り無し）を固相と混合相の間の摩擦係数調整乗数の違いとして模擬したモデル化が有効的であった。しかしながら、実験から得られた固着粒子層形状や熔融金属の浸透速度、最終的な浸透深さを定量的に再現することはできず課題がある。

⑨ まとめ

物質相互作用を計算する REMELT を開発した。UO₂-ZrO₂ 系の冷却に伴う相分離、連続クラスト層生成／崩壊、熔融プールの形成及び崩壊アルゴリズム、固相が混合相に落下したときの伝熱モデル等を組み混んだ。妥当性確認には、二つの REMCOD 実験を適用し、組み込んだモデルと二つの妥当性確認結果から、REMLET が実際の複雑な物質相互作用を伴う浸透挙動を評価できることが示された。

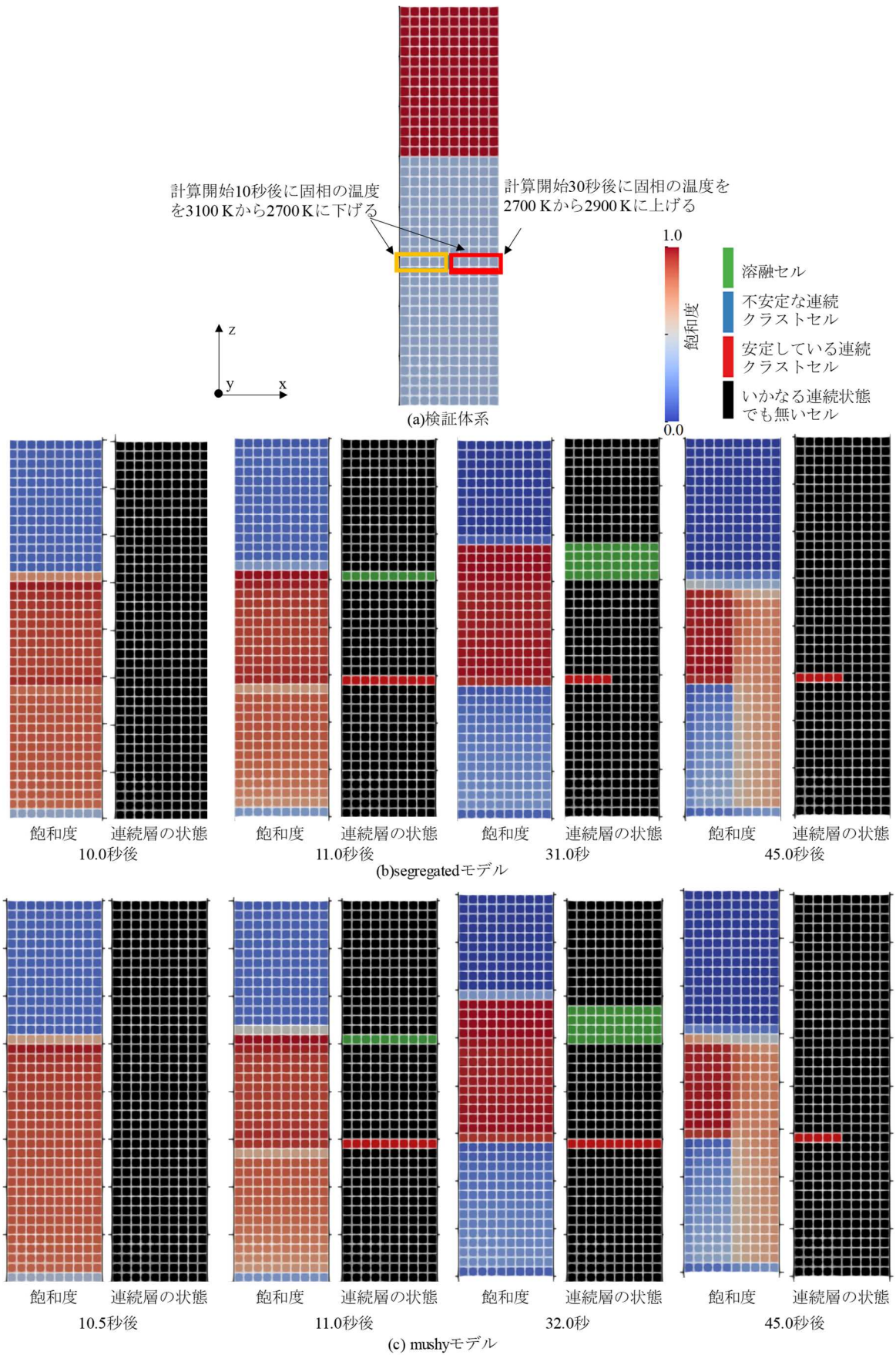


図2.4.20 REMELT による連続クラスト層の生成と崩壊の検証

Fig. 2.4.20 Verification of the formation and collapse of continuous crust layers by REMELT

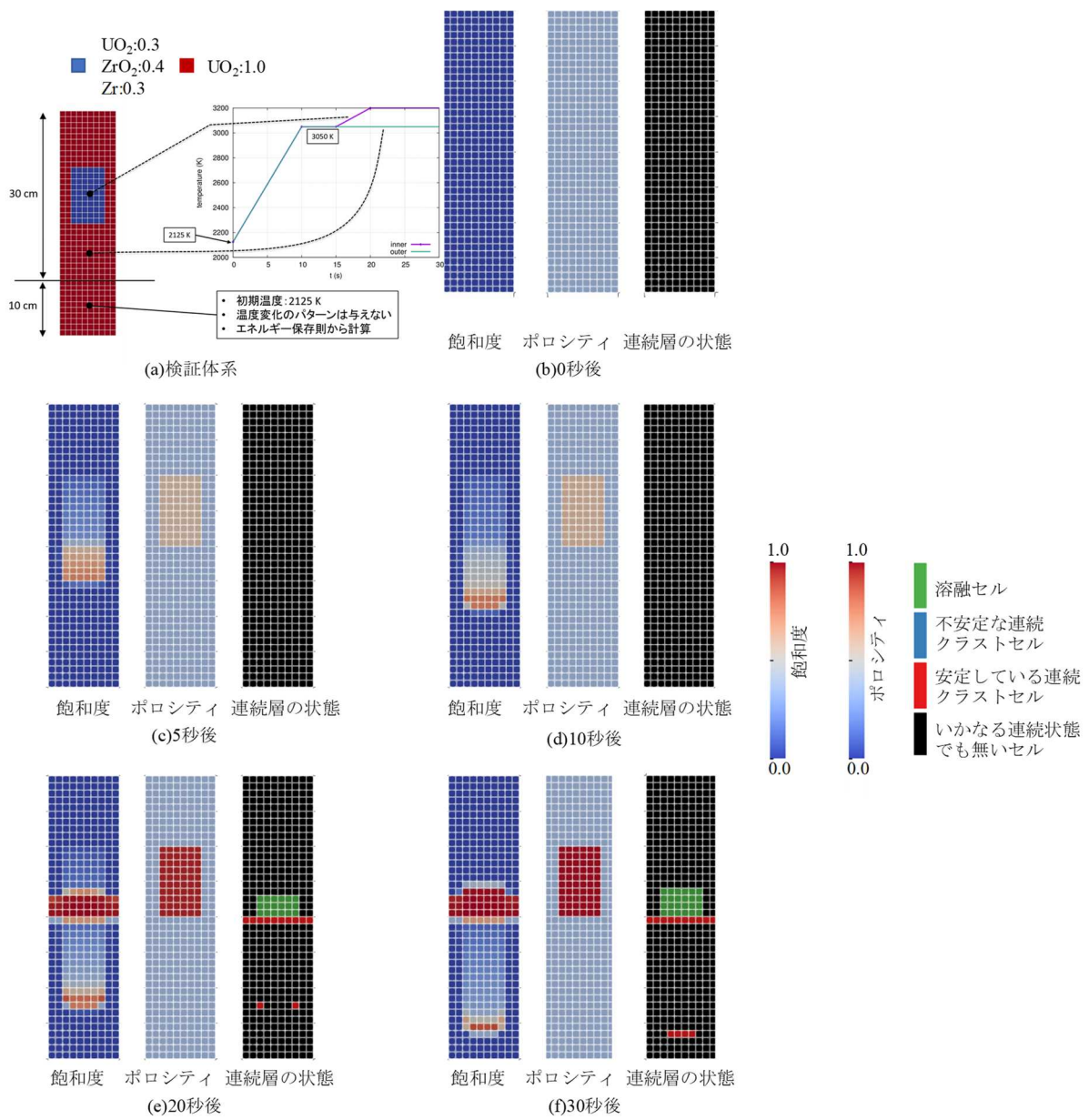
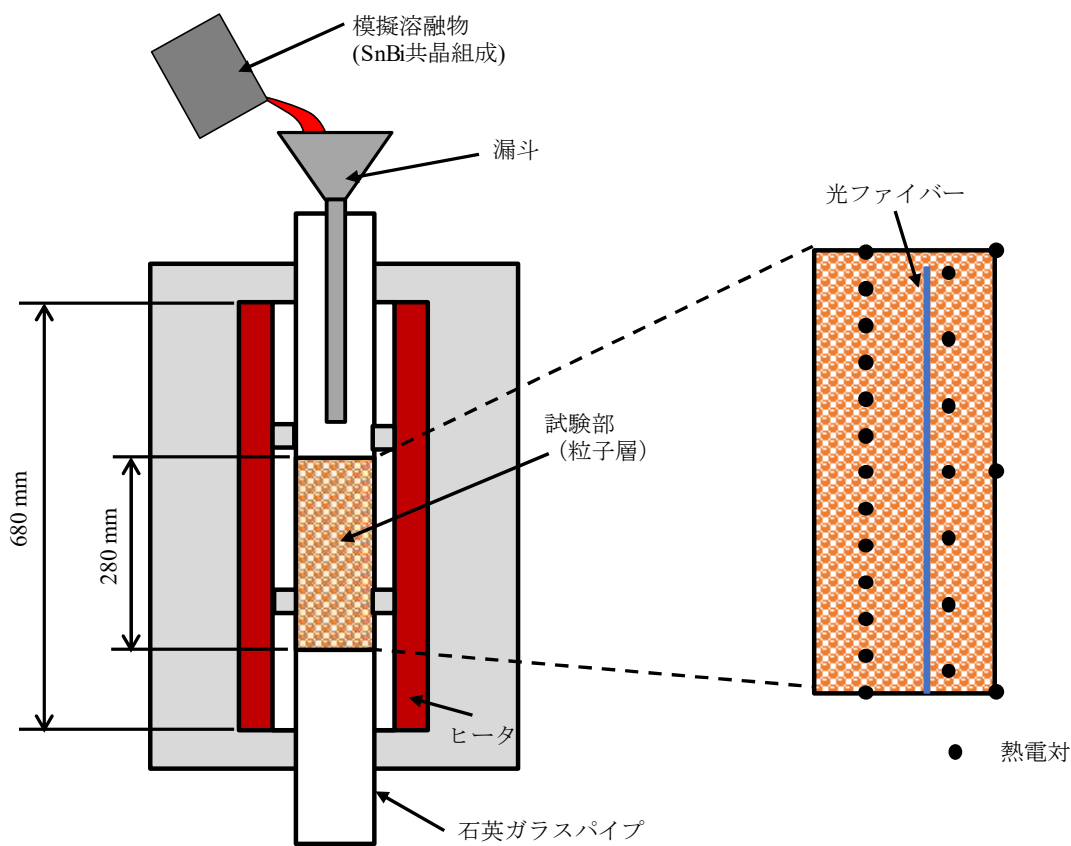


図2.4.21 REMELT による溶融セルと空隙形成の検証

Fig. 2.4.21 Verification of molten cell and void formation by REMELT



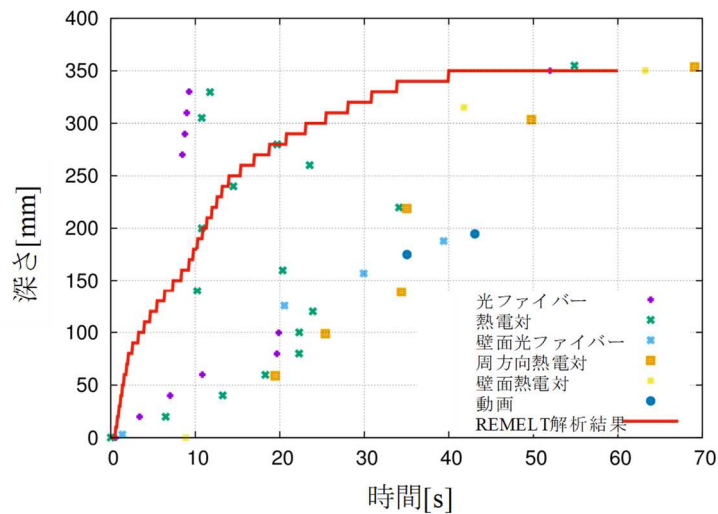
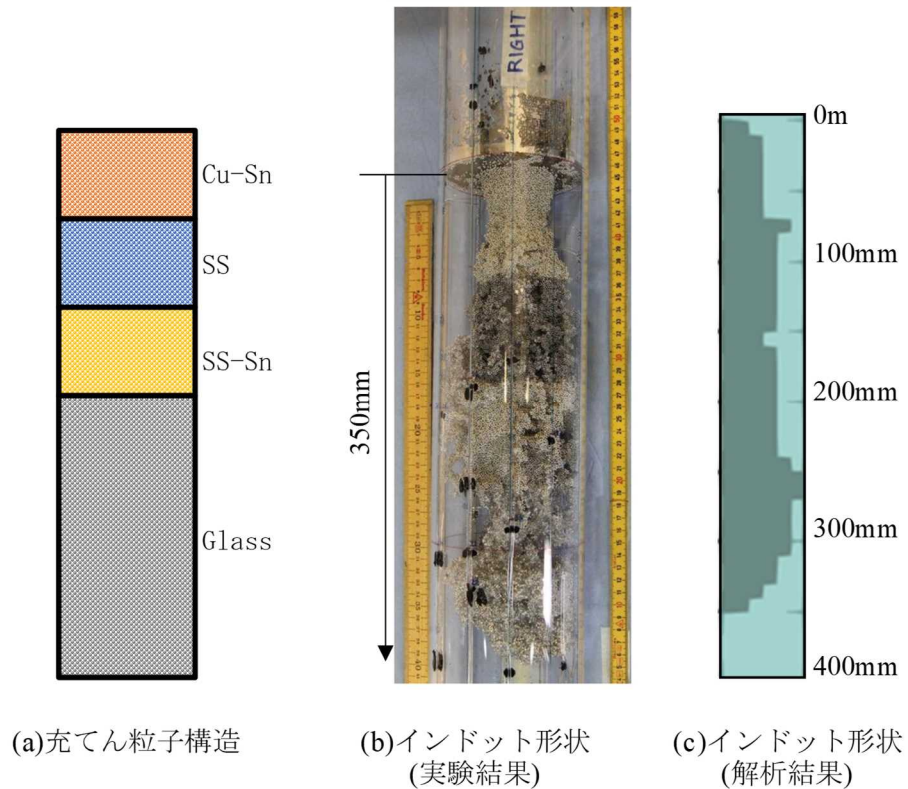
(a) 試験装置概要

(b) 試験部温度計測位置 (熱電対)

出典) Division of Nuclear Power Safety, “Investigation of Cooling Phenomena of High Temperature Molten Core, Extended Phase Report on Identification of important phenomena related to cooling phenomenon of high temperature melting core and expansion of the validation database “, pp.148-203, 2021.¹³⁴

図2.4.22 REMCOD 実験装置概要

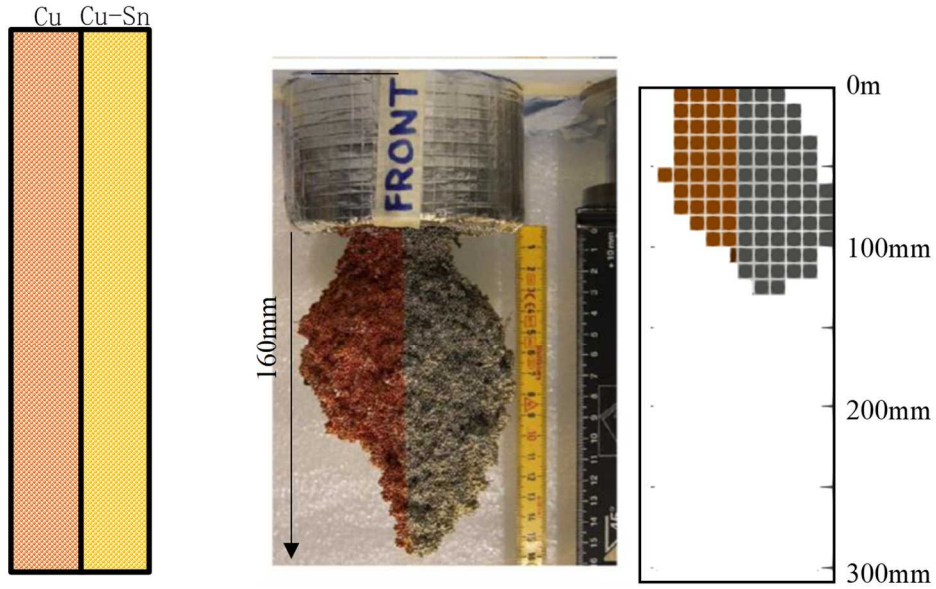
Fig. 2.4.22 Schematic diagram of REMCOD experimental apparatus



出典) Division of Nuclear Power Safety, “Investigation of Cooling Phenomena of High Temperature Molten Core, Extended Phase Report on Identification of important phenomena related to cooling phenomenon of high temperature melting core and expansion of the validation database “, pp.148-203, 2021.¹³⁴

図2.4.23 REMCOD E25のインゴット形状と浸透履歴に関する REMELT による予測結果と実験結果の比較

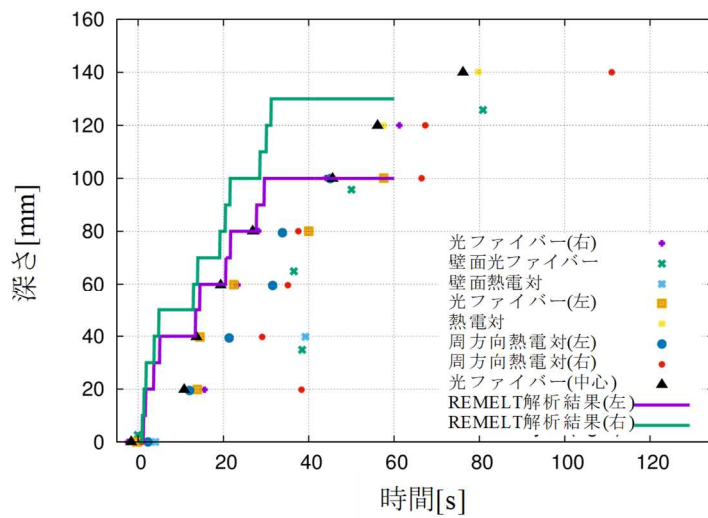
Fig. 2.4.23 Comparison of REMELT predictions and experimental results on ingot shape and penetration history of REMCOD E25



(a) 充てん粒子構造

(b) インドット形状
(実験結果)

(c) インドット形状
(解析結果)



(d) 浸透履歴の比較

出典) Division of Nuclear Power Safety, “Investigation of Cooling Phenomena of High Temperature Molten Core, Extended Phase Report on Identification of important phenomena related to cooling phenomenon of high temperature melting core and expansion of the validation database “, pp.148-203, 2021.¹³⁴

図2.4.24 REMCOD E27のインゴット形状と浸透履歴に関する REMELT による予測結果と実験結果の比較

Fig. 2.4.24 Comparison of REMELT predictions and experimental results on ingot shape and penetration history of REMCOD E27

(5) 物性値ライブラリ THERMAT の開発

THERMAT は、CORQUENCH⁵⁰ を参考に開発され、金属、酸化物、コンクリート物性値を計算する。

① デブリの状態図

酸化物であれば、 $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ の 2 元の Lamberston-Mueller の状態図¹³⁶、ユーザーによって定義された状態図から固相線・液相線温度を計算する。その上で、デブリへのコンクリートの混合している場合は、Roche ら¹³⁷によって提案された補正係数に基づき、コンクリートの種別ごとにデブリに溶解しているコンクリート質量分率に対して液相線温度及び固相線温度を補正する。また、2 元の酸化物のうち、一方に未酸化金属が含まれている場合は、Farmer & Spencer¹³⁸に基づき補正する。これらによって補正された固相線・液相線温度に基づき酸化物の固相線・液相線温度はギャップが最大となりように決定される。一方、金属相の固相線・液相線温度は、SUS (Fe、Cr、Ni) が存在するならば、Fe、Cr、Ni の 3 元の状態図から求められる。こうして求められた固相線・液相線温度から酸化物及び金属の固相率が求められる。

② デブリの物性値

対象とするデブリを構成する組成の質量分率から重み付けを行うことで密度、比エンタルピを計算し、体積率で重み付けすることで熱伝導率、放射率、表面張力係数及び放射率を計算する。各組成の溶解相の粘性係数は Andrade の粘性式¹³⁹に基づいて、普遍気体定数、対象組成の温度、固相線温度から決定される。その上で、固相の溶解相の粘性係数への影響を Ramacciotti 及び Ishii and Zuber が提案したモデルに基づき与える。

(6) THERMOS を使用した実機解析手法

デブリベッド形成・冷却に関する評価は、MELCOR を代表する既存の ISA が用いられている。これらのコードでは、プラント全体の多岐にわたる複雑な現象の進展を計算するために、個々の現象を詳細に解くのではなく単純化し相関式等により低次元して評価している。特に、デブリベッドの形成過程は、実際の 3 次元デブリ挙動を単純化し、指定された面積に均一の高さかつ瞬時に堆積するものとして扱われており、拡がり面積を過大評価する可能性がある。これにより、この次のフェイズである MCCI を評価する際において、非保守的な境界条件を受け渡すことになり入力の不確実さに繋がる。そこで、このような複雑なデブリベッドの形成・冷却を予測評価するため MELCOR で計算された事故進展に基づくデブリの放出履歴を THERMOS の入口境界条件として解析を行う手法の開発、実機にて想定される現象をモデル化することで不確実さを低減させた三次元デブリベッド挙動を扱うことを可能とした。

① MELCOR-THERMOS インターフェイスプログラム MELTHER の開発

MELCOR COR パッケージから RPV から放出されるデブリを THERMOS の入口境界条件を得るインターフェイスプログラム MELTHER を開発した。MELCOR COR パッケージ

では、共晶反応など物質相互作用をモデル化しており、圧力容器内に存在する材質として構造材、酸化構造材、 UO_2 、 Zr 、 ZrO_2 及び B_4C を区別し、粒子 (PD)、熔融酸化物 (MP1)、及び熔融金属 (MP2) を区別している。RPV から放出されるデブリ放出速度は、放出流を均質流と仮定し、圧力容器内外差圧及び下部ヘッド内の破損部近傍のデブリ堆積厚さによるヘッドを考慮した速度境界により与える。この放出速度、破損口面積、放出されるデブリの平均密度及び質量割合から全デブリの放出流量を求める。この質量流量と MELCOR による組成別の積算放出質量から組成ごとに正規化し、全デブリのうち熔融デブリ (MP1 及び MP2) と粒子状デブリ (PD) の質量割合から熔融デブリと粒子状デブリの放出流量を得る。熔融デブリであれば JBREAK の VOF 法、粒子状デブリであれば JBREAK のラグランジュ粒子としてそれぞれ計算され、その後 MSPREAD によって拡がり計算が行われる。このとき、デブリ物性値は、2.4.2(5)に記載された THERMAT によって放出される組成に基づき計算される。

② 固液分離モデル

下部ヘッドからは熔融デブリと粒子状デブリが放出される。粒子デブリは、燃料ペレット、熔融した後に固化したデブリであることが想定される。これらの粒子状デブリは粒径が大きく、熔融デブリとは分離し放出することが想定される。そこで、JBREAK によって熔融ジェットと粒子デブリは分離し放出することの計算を可能とする。粒子状デブリは、床面に沈降した後にユーザー指定の形状の粒子層を形成し、その粒子層内を熔融ジェットが浸透し、堆積層との伝熱及び摩擦による加熱と減速されてから粒子層外に流出するという固液分離流動モデルを組み込んだ。

③ サンプル浸食モデル

サンプルには金属製の蓋が設置され、これがメルトとの接触により溶解するまでは落下せず床面上のように拡がることを考慮することができる。蓋は軸方向 1 次元離散化の熱伝導モデルにより扱い、上面はデブリとの接触による熱流束、そして下面はサンプル内雰囲気に対して熱輻射による熱流束を境界条件とした。サンプル雰囲気の温度上昇は側面と底面を断熱として評価した。蓋は、中央格子の温度が金属融点に到達すると消失するとした。サンプルが消失した後は、2.4.2③e に記載したサンプル窪みモデルによってサンプルへのデブリ流入を計算する。

④ 代表 BWR3 Mark-I ドライ条件におけるデブリベッド形成解析

解析対象となる仮想の実機プラント形状は、図 2.4.25 に示すように代表的な BWR3 Mark-I の寸法に基づき設定した。下部ヘッドから放出されたデブリが、炉外構造物などの障害物との衝突がない雰囲気中を自由落下し、ドライ条件のペDESTAL床面上に落下することを仮定する。ペDESTAL床面には各々開口を正方形(1.45 m×1.45 m)、深さ 1.2 m のサンプルを 2 箇所配した。そして、本解析ではサンプル蓋の侵食は無視することとした。また、サンプルスリットの床面上には小さな堰が設置される場合があるが、これによるデブリ拡がりへの影響を考慮するため 0.02 m の堰を設定した。解析では、熔融デブリのみ考慮し、熔融

ジェットはペDESTAL壁面近傍に落下するとした。MELCOR で解析した溶融物放出履歴に基づき、溶融ジェットは質量分率 ($Zr : SS : SSOx = 5E-21 : 0.987 : 0.013$) からなり、400.0 秒間に約 2,700kg の溶融物が放出された。15 秒後と 100 秒後のデブリの挙動を解析した結果を図 2.4.26 に示す。MSPREAD は、溶融デブリの温度、厚さ、粘性分布及び固相割合を計算し、床への衝突から拡がりを計算する。デブリの厚さ分布は、落下位置で高いピークを持ち、落下位置から離れると低い分布になることから、デブリベッドの堆積分布は落下位置によって異なることが示された。また、溶融ジェットの落下直後はペDESTAL床面を拡がる溶融デブリの固相割合が非常に低く、拡がるにつれて伝熱面積が増加し、冷却される。これに伴い固相割合及び粘性が上昇する。溶融拡がりは粘性に強く影響され、RPV から放出される溶融ジェットの組成、形態 (溶融物、粒子) を評価することが重要であることが示された。

なお、本解析は RPV が破損した直後の数百秒の解析であり、実際にはこの後の継続的なデブリ放出、崩壊熱による発熱と溶融が発生しデブリベッドの形成は変化する事が考えられる。

(7) まとめ

実機のデブリベッド挙動を解析するために MELCOR から THERMOS へデブリ条件を受け渡すインターフェイスプログラム MELTHER の開発及び実機にて想定される現象のモデル化を実施することで実機解析手法を確立した。確立した手法を用いて代表的な BWR3 Mark-I の解析を行い、実機条件における複雑なデブリベッド形成が解析できることが示された。

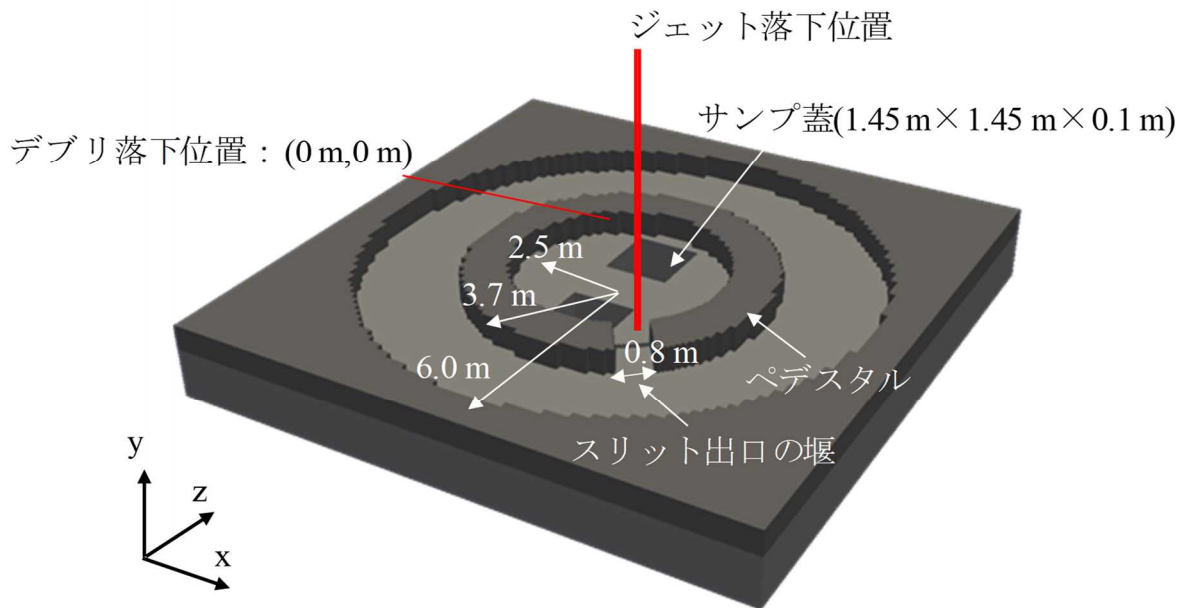
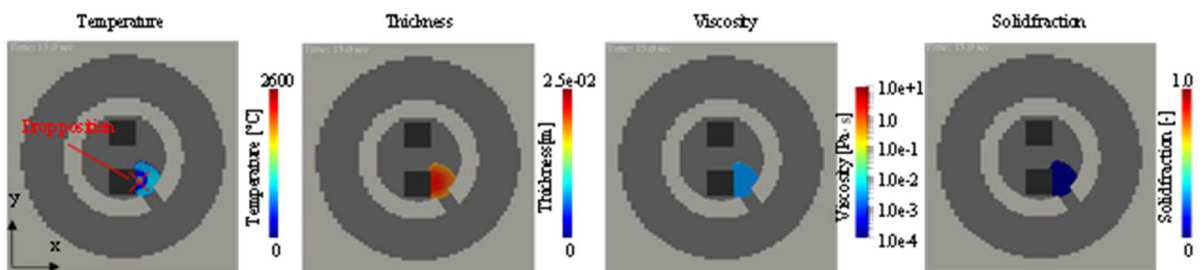
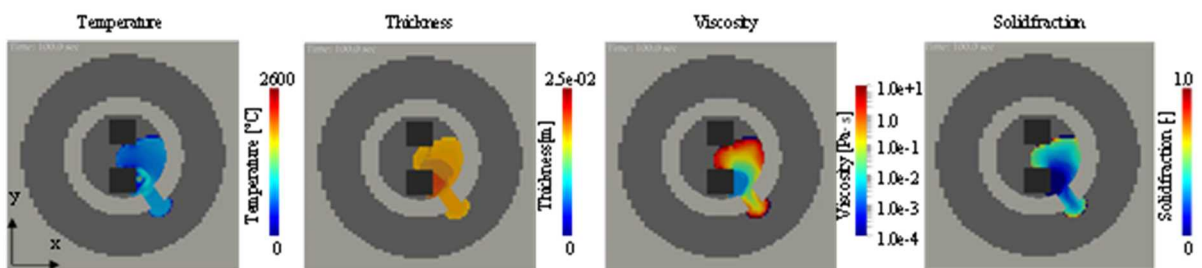


図2.4.25 実機溶融物挙動解析体系

Fig. 2.4.25 Actual melt behavior analysis system



(a) 溶融ジェット落下から15秒後



(b) 溶融ジェット落下から100秒後

図2.4.26 実機溶融物挙動解析結果

Fig. 2.4.26 Actual melt behavior analysis results

2.4.3 確率論的アプローチに基づくデブリ冷却性評価手法開発

格納容器内事前注水によるデブリ冷却成功確率（すなわち、MCCI 回避確率）を評価するため、初期条件や境界条件の不確実さを考慮した熔融炉心の堆積状態に関する複数の解析と各堆積状態に対する簡易冷却性評価を組み合わせた手法の開発を進めた。図 2.4.27 に評価手法の概念図を示す。

格納容器内の水プールに落下した熔融炉心は、熔融ジェット分裂で生成された熔融物粒子が固化した粒子状デブリ、床面で拡がった熔融物が固化したケーキ状デブリ、さらに、一旦粒子状になった熔融物同士が床面で集積した集積デブリになると考えられる。このうち、冷却性の観点で重要なものは、重量当たりの表面積が小さく冷却されにくいケーキ状デブリと集積デブリであるため、これらをまとめて円盤状の堆積物と見なして冷却性の簡易評価を行う。円盤の上下面からの除熱のみを考慮した場合、床面との境界温度は堆積高さ（図中の h_d ）で決まるため、ケーキ状デブリ重量（図中の M_c ）、集積デブリ重量（同 M_a ）及び床面拡がり面積（同 A_s ）が得られれば、境界温度がコンクリート熔融侵食温度以下に抑えられるか否か（＝冷却成功／失敗）を判断できる¹⁴⁶。

さらに、様々な不確実さを考慮して熔融炉心の堆積状態を推定することにより、冷却成功確率分布の評価が可能となり、その結果に基づき、例えば格納容器内事前注水量と冷却成功確率の関係を得ることができる。

上記手法における熔融炉心の堆積状態の評価には JASMINE コードを適用する。同コードは元来 FCI 解析のために開発されたため、熔融炉心の水中落下時の挙動評価に必要な機能を追加した。モデルの検証においては、KTH で実施された融物ジェット分裂及び集積挙動を対象とした DEFOR-A 実験^{11,12}、熔融物の床面上での拡がり挙動を対象とした PULiMS 実験^{11,12}のデータを利用した。

(1) 集積判定モデルの導入¹⁴⁷

水中落時の熔融ジェット分裂により生成された熔融物粒子の一部は、集積デブリを形成する。床面に落下した粒子（JASMINE コードにおいては粒子群）に集積が生じることを判定するモデルの概要を図 2.4.28 に示す。このモデルでは、粒子群の位置や大ききで決まる粒子群同士の重なり状態及び平均エンタルピーを表す指標を導入し、これを判定基準と比較することでアグロメレーション発生を機構論的に判定する。モデルの調整及び検証には、KTH で実施された DEFOR-A 実験で得られた集積デブリ割合データを用いた、図 2.4.28 に示すように多くの実験結果をよく再現することを確認した。くわえて、DEFOR-A 実験を対象として熔融物の物性値及び投入条件及び粒子群の粒子直径の分布を変更した感度解析を行い、熔融物の密度、投入直径及び投入速度が集積デブリの質量割合に大きな影響を与えることを確認した。

(2) 溶融物の床面拡がりモデルの導入及び改良¹⁴⁷

床面での溶融物の拡がりを予測するためのモデルを JASMINE コードへ導入した。溶融物の拡がりは、浅水方程式を解くことにより予測する。溶融物の冷却による拡がり停止を解析するためには、溶融物から冷却水への熱伝達が重要となる。ここでは、溶融物の上面と下面に生成するクラスト（固化層）の厚さを計算するモデルを導入した。上面クラストと溶融部の境界は対流熱伝達、上面クラストの内部は熱伝導及び上面クラストと冷却水の境界は輻射と沸騰熱伝達により伝熱量を計算した。改良では、溶融物の拡がりの先端でのクラストの生成による、クラストの引張強度と溶融物の駆動力とが釣り合うことにより拡がりが停止するモデルを追加した。くわえて、溶融物から床面への熱伝導による溶融物の冷却及びコンクリート床面の浸食により発生した気泡による浮力等を考慮した。更には、図 2.4.30(a)に示すように溶融物が床面に衝突した勢いで拡がる射流を再現するモデルを追加した。PULiMS 実験^{11,12}及び床面に冷却水が張られていない条件（ドライ条件）の実験（VULCANO-VE-U7⁶⁹ 実験等）を対象として溶融物の物性値及び投入条件を変更した感度解析を行い、溶融物の密度及び溶融物の投入直径が溶融物の拡がりに大きな影響を与えることを確認した。モデルのパラメータを調整することにより、図 2.4.30(b)に示すように改良した JASMINE コードは、PULiMS 実験により得られた溶融物の拡がりの先端位置の時間変化をよく再現できた。

(3) デブリ冷却性評価手法の構築¹⁴⁸

図 2.4.27 で示した概念図に基づき、(1)及び(2)で改良した JASMINE コードを利用した格納容器内溶融物が堆積したデブリの冷却性評価手法を構築した。以下①から③及び図 2.3.32 に具体的な評価手法を示した。さらに、実機における仮想的な事故を対象として、デブリ冷却成功確率の評価を行った。

① シビアアクシデント解析による格納容器内へ移行する溶融物条件の取得

圧力容器が破損して格納容器内へ流入する溶融物の不確実さを考慮した条件は、シビアアクシデント（SA）解析コードである MELCOR コードによる多ケース解析で求める。作動機器や注水条件等の事故シナリオに影響のある条件や溶融進展に係わるパラメータに不確実さを与えた解析を実施する。MELCOR コードの解析結果から、JASMINE コードの入力に係わる破損口直径（流出直径）、溶融物量、溶融物温度及び組成等の溶融物パラメータを抽出する。溶融物の物性値は組成比を考慮して決定する。

② JASMINE コード解析によるデブリ堆積条件取得

ここでは、①で求めた溶融物条件を JASMINE コードの入力条件として、床面上での溶融物挙動の解析を行う。解析結果からは、集積デブリ、連続層状デブリとして堆積した、それぞれの状態の質量及び連続層状デブリの拡がり面積（図 2.4.27 の M_c 、 M_a 及び A_s ）を

取得する。これらのデブリが円筒状に堆積したとして、デブリ堆積高さを算出し、冷却の成否判定に使用する。

③ 冷却成功確率評価

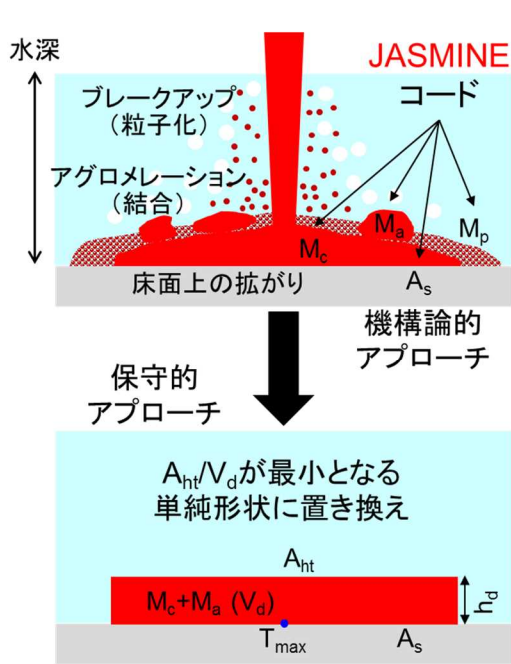
鉛直方向の1次元定常熱伝導方程式を解き、床面温度がコンクリートの熔融温度を超えないデブリの堆積高さを判定条件（冷却可能な堆積高さ）として使用する。上記の②で得られたデブリの堆積高さを冷却可能な堆積高さと比較して冷却の成功／失敗（MCCIの回避／発生）を判定する。この判定結果を集計することで冷却の成功確率を求める。複数の初期水位条件に対して評価を実施することで、格納容器破損防止対策としての事前注水の有効性の確認や冷却に適切な水位の評価に利用することができる。

上記の①から③の評価手法の実践として、BWR Mark-I型格納容器を持つ定格出力840 MWeのBWR4原子炉における仮想的なSAを対象としてデブリ冷却確率を評価した。熔融物物性値のうち、熔融物の固／液相線温度については熱力学平衡論に基づく物性値計算解析コードThermoCalcを用いた熱力学平衡計算により状態図を作成し組成の質量比に応じた値を求めて利用した。この入力条件を用いた、床面上での熔融物挙動の解析結果からデブリの堆積高さを取得し、冷却成否判定を行った。図2.4.32にはデブリ堆積高さを冷却可能なデブリ高さで除した割合のヒストグラムを示す。ここで、横軸にはデブリ堆積高さを冷却可能なデブリ堆積高さで除した値を示していることから、横軸が1.0を超えると冷却失敗となる。本評価では、冷却可能なデブリ高さを超えるケースは無く、初期水位の影響は小さいという結果が得られた。

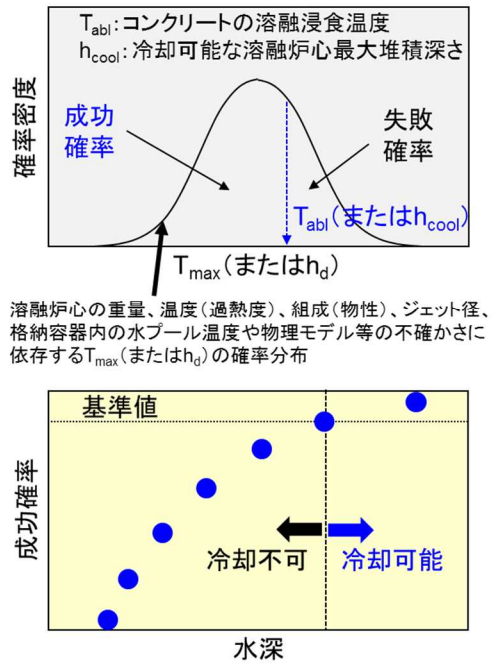
ここで開発したデブリ冷却性評価では、格納容器内へ移行する熔融物条件をSA解析コードの多ケース解析により求め、格納容器内の熔融物挙動に関しては、必要なモデルを整備したJASMINEコードで解析し床面上の堆積状態を取得するという二段階の解析を組み合わせた手法となっている。実機の仮想的な事故シナリオに対して評価を実施し、複数の水位条件に対して、冷却成功確率を評価できることを示した。

(4) まとめ

2次元FCI解析コードJASMINEに格納容器内デブリ冷却成功確率の評価に必要な熔融物液滴の集積集積挙動及び熔融物床面拡がり挙動のモデルを追加し、KTHにおいて行われた模擬熔融物を用いた実験を対象とした解析を実施して妥当性を確認した。このような改良を行ったJASMINEとMELCORを組み合わせた評価手法を構築し、実機の仮想的な事故を対象としたデブリの冷却性評価を行うことを可能とした。



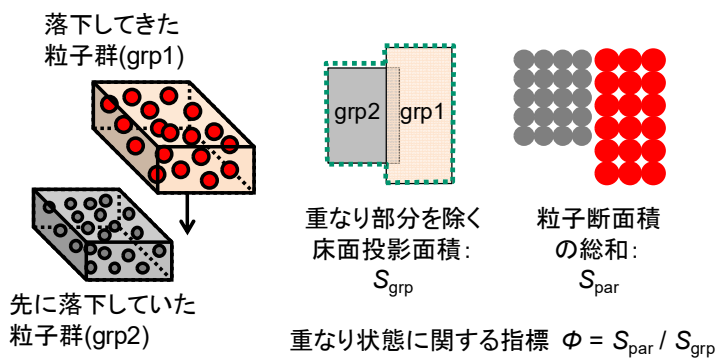
不確かさを考慮した決定論的手法の適用



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和3年度原子力施設等防災対策等委託費 (シビアアクシデント時格納容器内溶融炉心冷却性評価技術高度化) 事業 成果報告書」、令和4年.⁴⁴

図2.4.27 溶融炉心冷却成功確率の評価手法の概念図

Fig. 2.4.27 Concept of probabilistic evaluation of molten core coolability

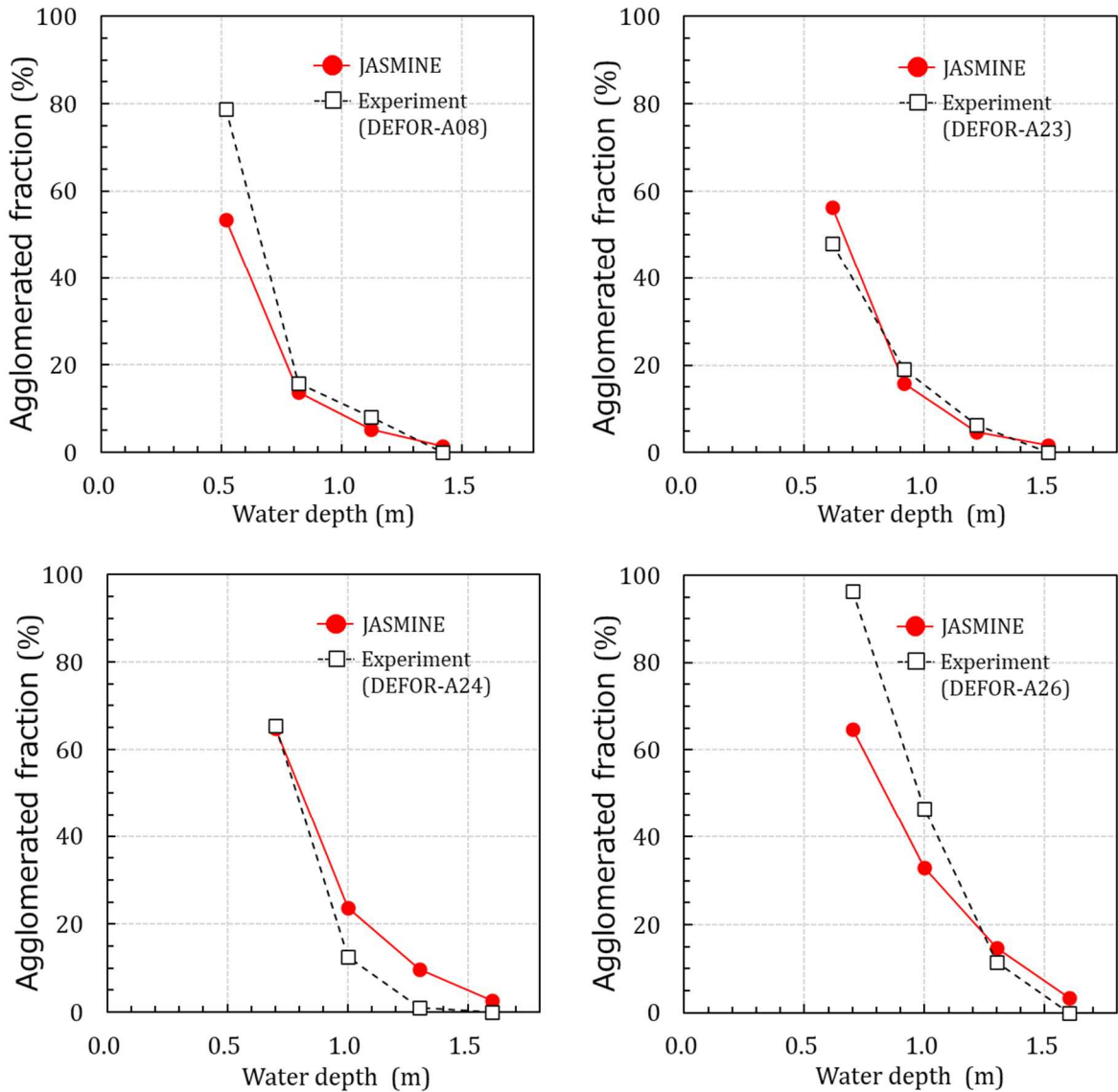


指標 ϕ と比較する判定基準を二つの粒子群の平均エンタルピーの関数として定めることにより、粒子群の重なりが大きい場合及び平均エンタルピーが高い場合に集積が起こりやすいという傾向を導入。さらに、DEFOR-A 実験データにより調整パラメータを最適化。

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和3年度原子力施設等防災対策等委託費 (シビアアクシデント時格納容器内溶融炉心冷却性評価技術高度化) 事業 成果報告書」、令和4年.⁴⁴

図2.4.28 集積判定方法

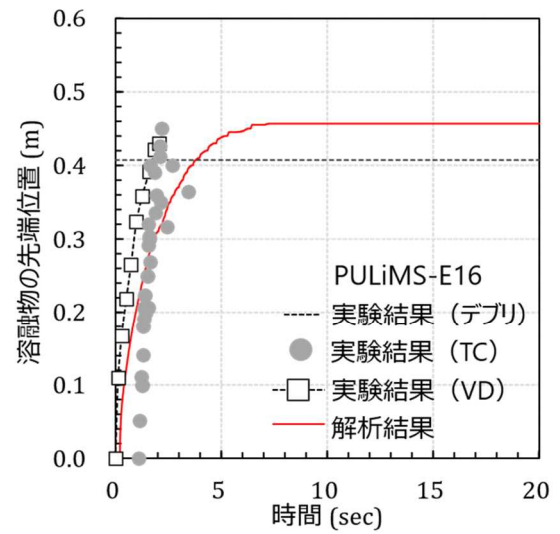
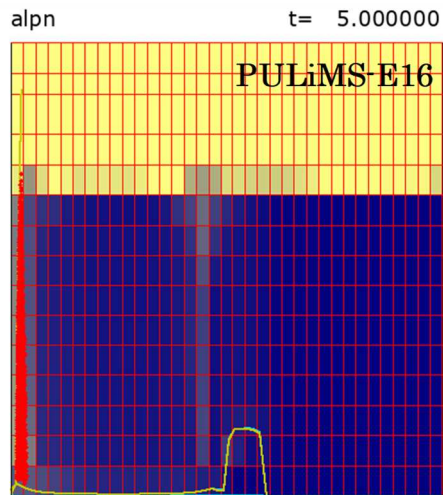
Fig. 2.4.28 Determination of agglomeration occurrence



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和3年度原子力施設等防災対策等委託費(シビアアクシデント時格納容器内容融炉心冷却性評価技術高度化)事業 成果報告書」、令和4年.⁴⁴

図2.4.29 集積割合に関するDEFOR-A実験結果と解析結果の比較

Fig. 2.4.29 Comparison of agglomeration ratio between DEFOR-A tests and analysis results



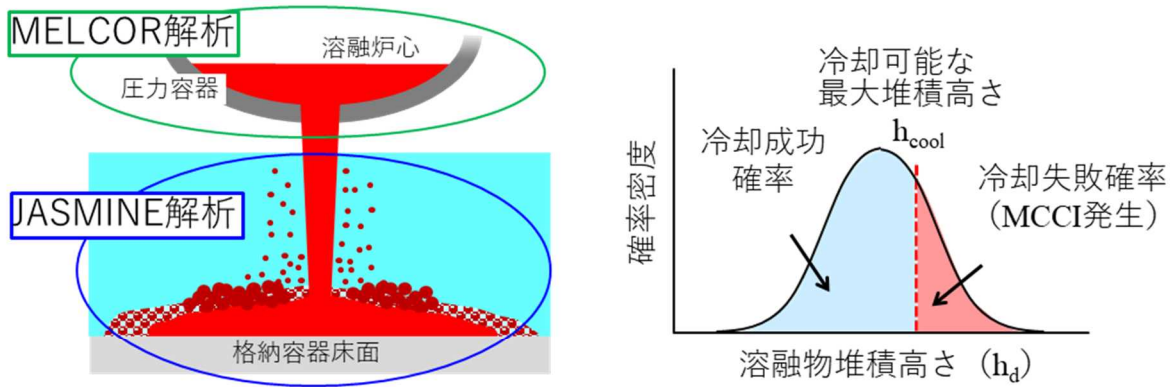
(a)射流を再現するモデルを導入した場合の溶融物の拡がり

(b)溶融物の拡がりの先端位置の時間変化に関する実験結果と解析結果の比較

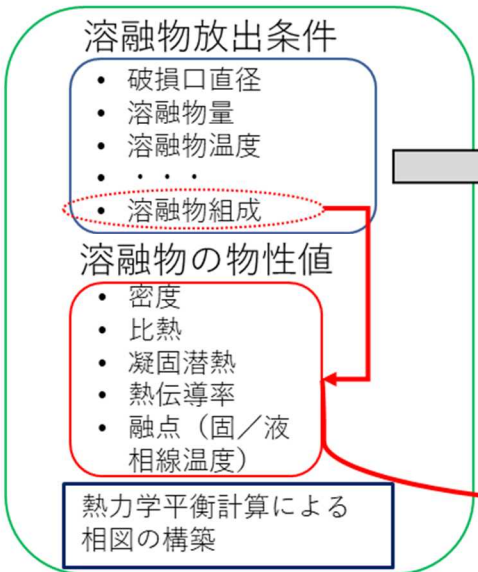
出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和3年度原子力施設等防災対策等委託費(シビアアクシデント時格納容器内容融炉心冷却性評価技術高度化)事業 成果報告書」、令和4年.⁴⁴

図2.4.30 射流を再現するモデルを導入した場合の溶融物の拡がり(左図) / 溶融物の拡がりの先端位置の時間変化に関する実験結果と解析結果の比較(右図)

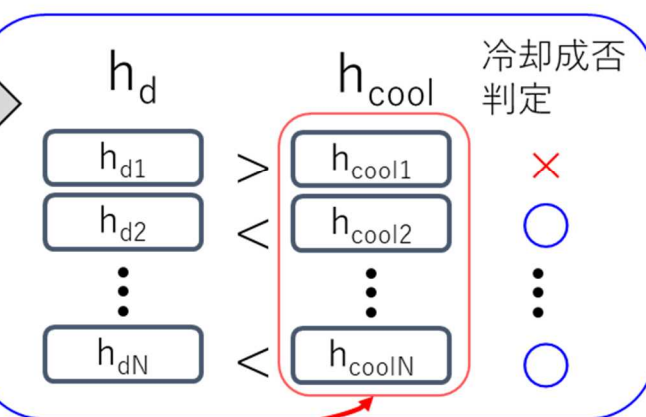
Fig. 2.4.30 The shooting flow of melt spreading using the JASMINE code (left panel) / Comparison between simulation and experiment regarding to melt spreading front (right panel)



MELCORによる多ケース解析



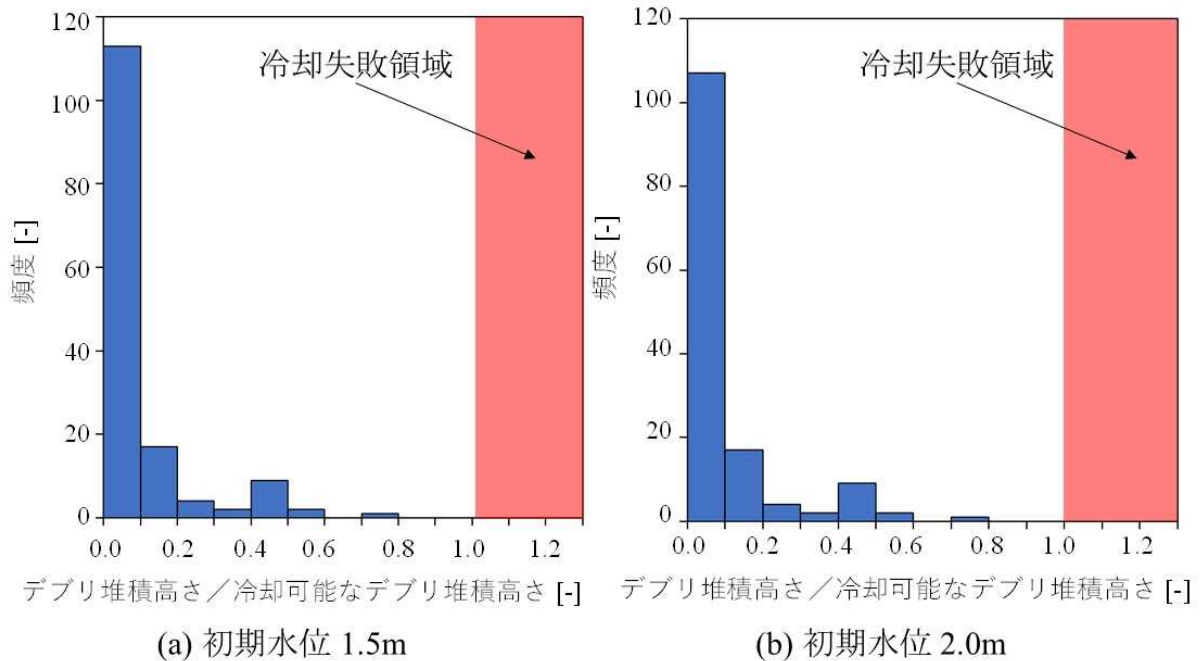
JASMINEによる溶融物堆積状態解析及び冷却成否判定



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和3年度原子力施設等防災対策等委託費(シビアアクシデント時格納容器内容融炉心冷却性評価技術高度化)事業 成果報告書」、令和4年.⁴⁴

図2.4.31 実機溶融物冷却成功確率評価方法

Fig. 2.4.31 Probabilistic evaluation procedure of molten core coolability for a prototypic BWR severe accident



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和 3 年度原子力施設等防災対策等委託費 (シビアアクシデント時格納容器内容融炉心冷却性評価技術高度化) 事業 成果報告書」、令和 4 年.⁴⁴

図2.4.32 実機 BWR の SA を対象としたデブリの堆積高さ / デブリの冷却可能堆積高さのヒストグラム

Fig. 2.4.32 Histogram of Debris thickness / Coolable debris thickness for a prototypic BWR severe accident

2.5 放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発

シビアアクシデント時のソースターム評価では、FP の燃料からの放出、原子炉冷却系から格納容器への移行、環境への放出等のそれぞれの移行挙動において広範囲の物理化学現象が関わってくる。しかしこれらは複合的に影響し、これらの全ての過程において FP を含む化学反応が重畳し、ソースターム評価に対して不確実さを与える。例えば燃料からの発生過程、FP を含む燃料のリロケーション、金属-水反応のような発熱反応のような熱源、FP の形態 (ガス状、エアロゾル状、親水性等)、格納容器内での除去メカニズム (重力沈降、泳動、化学沈着等)、緩和設備の効果 (スプレー、プールスクラビング等) 等である。このような広範囲のスケールにまたがる現象の不確実さを低減させるには、国内外機関との協力による実験や情報交換を実施し、個々ないし重畳する複数の物理現象を取り扱った知見の蓄積、すなわちデータベース構築と、データベースを活用した解析モデルの開発及び妥当性確認を相互に実施することが重要である。

ソースターム評価に関連する種々の実験が国際協力プロジェクトにおける実験及び安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」(平成 27 年度～

令和元年度)における研究項目「ソースターム実験」の一環として実施されており、これらの実験で得られたデータ及び知見を取り入れ、ソースターム評価モデルを開発している。ただし、これらの実験には個別効果実験も含まれており、実規模スケールの評価において適用する場合には、プラントシステム内の幾何形状や熱流動条件等の影響を考慮する必要がある。最終的に、本評価モデルは、MELCOR等のISAに組み込むことによって、様々な事故シナリオの下で必要とされる信頼性に合致したソースターム評価を行うことを目標として開発することが重要である。

2.5.1 知見の調査及び主要な課題の抽出

シビアアクシデント時におけるソースタームは、シビアアクシデント時の影響評価、レベル2・3確率論的リスク評価、緊急時防護対策の検討等において不可欠な情報である。ソースタームは原子炉冷却系内や格納容器内における炉心溶融進展及びFPの移行挙動に影響されるため、その評価においては、事故の進展を総合的に解析できる解析コードを用いる場合が多い。ISAでは、FPの多様な移行挙動が考慮される。これらの現象の多くはFPの化学形態に依存し得るが、現在のISAのほとんどは化学形態を固定して解析を行う。通常、ソースターム評価上重要なFPは、主要な移行経路内においてエアロゾル状の形態を取るヨウ化セシウムCsIや水酸化セシウムCsOHが仮定される(2022年時点ではモリブデン酸セシウムCs₂MoO₄も主要な化学種とされる)。

フランスで実施されたPHEBUS-FP計画の炉内実験及びその解析において、上記と異なる化学形態のヨウ素及びセシウム化合物が原子炉冷却系内で形成され得ることが示された¹⁴⁹。特に炭化ホウ素B₄Cのような制御材が炉心に含まれる場合には、有意な割合のガス状ヨウ素が原子炉冷却系から模擬格納容器に移行するという結果が得られている。また、1F事故後のモニタリングでは、エアロゾル状のヨウ素と合わせて、有意な量のガス状ヨウ素が観測されている^{150,151}。ガス状ヨウ素化合物は、原子炉冷却系内で直接生成される場合やS/C等の液相内における放射線場の化学反応により生成される場合が考えられる。JAEAはISAとしてTHALES2/KICHE^{152,153}を整備しているが、これを用いた1F3号機のシビアアクシデント解析では、一旦S/Cの液相内に負イオンとして溶解したヨウ素が、液相内の化学反応により揮発性の高い分子状ヨウ素I₂やCH₃Iのような有機ヨウ素となり、格納容器ベントの作動に伴う気液間の物質伝達を通じてガス状ヨウ素の形で格納容器外に移行し得ることが示唆された¹⁵⁴。

原子炉冷却系内におけるFPの化学形態は、個々の化合物が有する物性(密度、蒸気圧等)に寄与し直接的にソースタームに影響を及ぼし得る。また、それらが液相内に溶解した場合には、pHの変化をもたらしてガス状ヨウ素の生成を著しく増大させる可能性がある。しかしながら、原子炉冷却系内で想定される熱水力や化学的条件下におけるFP化学に関する技術的知見は十分に整備されていない。つまり、モデル未実装によって生じる不

確実さを一部含むと考えられる。なお本不確実さは、ソースターム評価に係る重要度ランキング法により抽出された重要な現象の内の1つである¹⁵⁵。

以上の観点と1F事故の知見を踏まえて、本安全研究プロジェクトでは、規制判断に活用できる技術的知見を取得するとともに、SA時ソースターム評価手法の高度化を目的として、原子炉冷却系内におけるFP（主にヨウ素及びセシウム）に係る化学モデルの構築及び、それらモデルを用いたソースターム解析を実施した。

2.5.2 研究の進め方

化学モデルについては原子力分野に限らず産業・学術分野で多くの知見が蓄積されており、一般に化学平衡論もしくは化学反応速度論により対象とする化学変化を予測することが可能である。化学平衡論は、自発的な化学反応が十分に進行した際の平衡状態（系のギブズ自由エネルギーが最も安定）となる一意な化学組成を計算するものである。化学反応速度論は、各化学反応経路とその速度を考慮し、化学平衡状態に至るまでの時々刻々変化する化学組成を計算するものである。これら二つの手法の中で化学平衡論は、自発的な化学反応が十分に進行したとする化学平衡仮定が成立する範囲では、計算に必要な化学種の熱力学データベースも豊富で特に汎用性が高い手法である。

既往研究に基づきこれらの二つの手法をシビアアクシデント時ソースターム評価の適応を検討した。まず化学平衡論の課題としては、化学平衡仮定の妥当性とその計算コストが考えられる。実際に、シビアアクシデント条件を模擬したPHEBUS-FP実験に係る解析的な研究では、一部の化学条件のガス状ヨウ素化学種変化について反応速度論適応の必要性を示しており¹⁵⁶、化学平衡仮定の不適であることを示唆している。特に、BWRで使用されるB₄C制御棒に含まれるホウ素はガス状ヨウ素の生成を著しく増大させる可能性があるため¹⁴⁹、その検証が必要である。また化学平衡論は、与えられた元素組成で系のギブズ自由エネルギーが最小となる化学種組成を探索する制約付き最適化問題であり、その他FP挙動モデルと比べて大きな計算コストである。一方で化学反応速度論は、その必要性が提案されているが、計算に必要な化学反応データベースがI-O-H系¹⁵⁶と限られており、実機評価への適応が困難である。くわえて、化学平衡論と同様に、そのデータベースの検証や計算コスト（大規模常微分方程式）に対する課題が挙げられる。したがって、上記の状況を鑑み、汎用性が高く比較的データベースが豊富な化学平衡論を主としてソースターム評価の高度化を進めるものとした。

研究計画を図2.5.1に示す。化学平衡仮定の妥当性を評価するため、国際協力プロジェクトにおける実験及び安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」（平成27年度～令和元年度）の研究項目「ソースターム実験」で取得・拡充した実験データによる検証を実施した。また、同手法の計算コスト削減検討として、代替統計モデルの構築を進めた。これら研究で得られた知見をISAに反映し、実機ソースターム解析を実施した。また、化学反応速度論についてもFP化学種に係るデータベース調査や評価

ツールの検討を進めた。実施体制について、原子力規制庁は国際的な実施状況や取得する情報の分類を行い、実施計画を策定した。また本安全研究プロジェクトは、JAEA への委託事業にて実施し、その成果をまとめたものである。

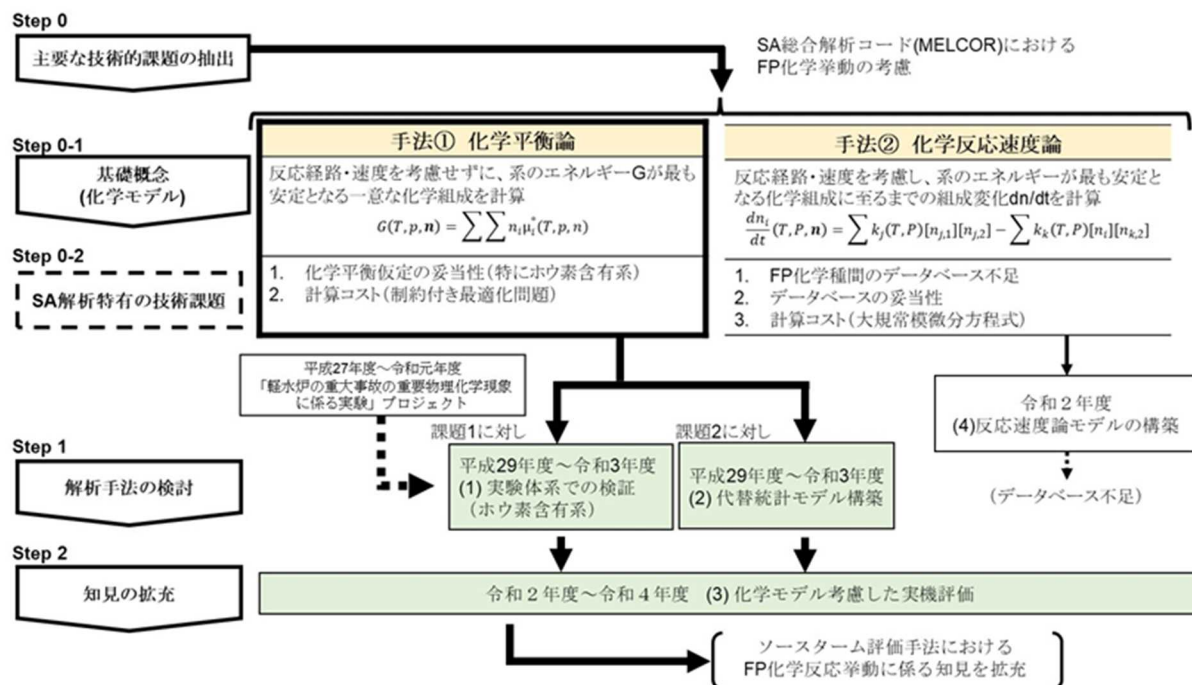


図2.5.1 ソースターム評価でのFP化学挙動に係る研究計画

Fig. 2.5.1 Research plan for chemical behavior of FP on source term evaluation

2.5.3 FP化学挙動を考慮したソースターム評価

(1) 化学平衡論に基づく化学モデルの妥当性評価

FP化学挙動は、化学反応に伴い物性（密度、蒸気圧等）が変化するためその移行挙動に大きな影響を及ぼすため重要である。本項では、化学モデルの一つである化学平衡論化学モデルの妥当性評価を、化学平衡仮定に基づく化学反応モデルを有する一次元移流コードである VICTORIA¹⁵⁷を用いて実施した。VICTORIA コードは、MELCOR を補完する詳細コードとして SNL が開発したコードであり、IRSN の Ag-In-Cd 制御材を用いた PHEBUS-FP 実験の結果を用いてその化学反応モデルの妥当性がすでに確認されている¹⁵⁷。

しかし、B₄C 存在下での化学反応モデルの妥当性確認は未実施であることから、ホウ素影響に着目したフランス原子力・代替エネルギー庁（CEA）のFP放出・移行再現実験装置 VERDON を用いた VERDON 実験及び JAEA の TeRRa 実験を対象とした解析により同モデルの妥当性確認を実施した^{158,159,160,161}。ここで、VERDON 実験データは同実験に係る国際協力プロジェクトへの参加を通して入手したものである。また、JAEA の実験は VERDON 実験データを補完するために実施したものである。これらの一連の実験は安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」（平成27年度～令和元年度）

の一環として実施したものである(図2.5.2)。妥当性検証で対象とした実験の選定基準は、実験装置に温度勾配管(TGT)を有しており凝縮温度の違いを利用した簡易的な化学形態の分離が行われており、各温度領域での元素分布等の化学分析データが取得されていることとした。また、FP化学挙動は雰囲気条件に大きく依存するため、雰囲気条件の異なる複数の実験を対象としている。水蒸気雰囲気及び空気雰囲気での実燃料を使用した総合的なFP化学挙動実験としてVERDON-2及びVERDON-5を、速度論的な考慮の必要が示唆されているヨウ素に着目した水蒸気雰囲気及び水素雰囲気での個別効果実験としてTeRRaを用いた実験を選定した。各実験の概要について、以下に示す。

① VERDON-2 及び VERDON-5 実験^{162,163,164}

VERDON-2 及び VERDON-5 実験は、照射済み燃料から放出されるFPの化学形態を同定するとともに、燃料から放出された後の経路における移行挙動を明らかにすることを目的として実施された。実験装置は、燃料熔融温度まで加熱可能な高周波誘導加熱炉、973～423 Kで線形的な温度勾配を付けた複数系統のTGT、エアロゾル及びガス捕集・測定部で構成される。VERDONの実験体系は、複数系統の温度勾配管を、各実験条件(シーケンス)で切り替えられることが特徴的である。そしてそれぞれの温度勾配管でのFPの分布を比較することで、各実験条件におけるFPの物理挙動に与える影響を推定することが可能となる。これまでに、温度勾配管を有する移行挙動データ取得用構成の同装置によるホウ素を含む条件のVERDON-5実験をCEA、IRSN、フランス電力公社及びENGIE社の多機関と共同で実施し、ホウ素存在下での燃料から放出される各FPの移行挙動に係るデータを取得した。また、ホウ素を含まないだけで実験条件がVERDON-5実験と類似する既往実験VERDON-2と比較することで、FP移行挙動に対するホウ素の影響を推定している。

加熱実験に供した燃料試料は、VERDON-2実験で燃焼度60 GWd/tの被覆管付きMOX燃料、VERDON-5実験で燃焼度70 GWd/tのUO₂燃料であり、燃料内に短半減期のFPを生成させるために、加熱実験直前に短期間の再照射を実施した。高周波誘導加熱炉に設置した燃料から放出されたFPガスは、キャリアガスに混合されて移行し、温度勾配管の入口直前で2系統に分岐し、常時2系統の温度勾配管へと流れ込む。温度勾配管は4本設置し、各phaseで2本ずつFPが流入するよう、切り替えて使用した。phase-1～phase-3の水蒸気条件において系統1及び系統2、phase-4の空気条件では系統2及び系統3を使用した。なお、VERDON-2及びVERDON-5の実験過程における相違点は、phase-2の水蒸気条件におけるホウ素蒸気の有無である。なお、ホウ素蒸気はホウ酸溶液を蒸発させて生成させている。

② TeRRa 実験^{158,159,160,161}

TeRRa実験は、シビアアクシデント時の原子炉冷却系までの温度範囲を再現したTeRRa実験装置を用いて実施されたものである。本装置は、試料を蒸発させる加熱炉と放出され

た FP 等を捕集する TGT 等から構成される。試料の加熱は、高周波誘導加熱もしくは電気抵抗炉により行い、最高温度はそれぞれ 2500 K 及び 1273 K である。加熱炉の下流に接続された温度勾配管は、1000 K（上流）～400 K（下流）の間で線形的に温度分布が付けられており、充填された SS304 製のサンプリング管（内径 39.4 mm × 100 mm : 13 本）により FP の沈着物を捕集できる。この温度勾配管の他、温度勾配管の出口に配置されている SS 製焼結金属フィルタ（公称ろ過精度：1 μm）、ポリテトラフルオロエチレンメンブレンフィルタ（0.3 μm）によりエアロゾル状の試料を捕集する。また、これらの下流側に設置されたガス捕集瓶中の水酸化ナトリウム及びチオ硫酸ナトリウム溶液（0.2 mol/L NaOH + 0.02 mol/L Na₂S₂O₃）によりガス状の試料を捕集することが可能である。本実験では、放出時の主たるヨウ素の化学形態として考えられている CsI と B₄C の酸化により生成する B₂O₃ の粉末を出発物質としている。FP 放出移行挙動実験後、沈着物等を対象に化学分析、X 線回折、ラマン分光計測等を実施することで、化合物の化学形態や結晶構造等に関する基礎データを取得している。データ取得の雰囲気条件は、水蒸気雰囲気中の CsI 蒸気種と酸化ホウ素蒸気種の高温化学反応である。

また本妥当性評価では、各実験で得られた熱水力条件と FP の放出（蒸発）速度を境界条件とした VICTORIA コードによる解析を実施し、化学反応に伴う温度勾配管当での FP 分布の変化を実験結果と比較することにより検討した。対象とした FP は、ソースターム評価において特に注目される FP 元素であるセシウム及びヨウ素である。妥当性評価の指標として、温度勾配管での沈着量の傾向についての実験値と解析値の相関関係を用いた。なお、本妥当性評価の結果には、エアロゾル挙動等の化学モデル以外のモデルからの不確かさが含まれていることに注意されたい。

VERDON-2 実験の解析例として、セシウムの VERDON 装置内分布を図 2.5.3 に示す。ここで、VERDON-2 実験はホウ素を含まない条件の実験であり、温度勾配管 1 は水蒸気雰囲気中の化学挙動を、温度勾配管 2 では酸素条件のセシウム化学挙動による分布を反映するものである。図 2.5.3 の通り、化学平衡論に基づく化学モデルでは、実験で予測されるセシウムの沈着開始位置と沈着極大ピークを比較的良好に再現し、化学平衡論の有効性が示された。温度勾配管におけるセシウム分布相関は、温度勾配管 1 及び 2 ともに正の相関（R² 値 0.48、0.38）を持った。VICTORIA 解析の結果によると 848 K の温度勾配管では Cs₂MoO₄ の化学形態によるものであり、652 K では CsOH に由来するピークであることが予想された（図 2.5.4）。一方で、ヨウ素は、温度勾配管 1 において正の相関（R² 値 0.37）を示したものの、酸素混入に伴う再蒸発量を過大評価したため、相関係数 R² 値<0.01）が大きく低下した。これは、酸素混入に伴うヨウ素の再蒸発挙動について、化学平衡仮定の予測精度が低いことを示している。

ホウ素を含む条件である VERDON-5 実験でも、VERDON-2 実験と同様に、セシウム元素分布について概ね再現し、正の相関 R² 値～0.14 を得た（VERDON-5 実験データは国際協力プロジェクトの協定によりデータ未公開）。しかしホウ素の影響として CsBO₂ が生成

され、VERDON-2 に比べて高温領域でのセシウムの沈着量が増加した。また、ヨウ素についても VERDON-2 同様に酸素を含む条件で、予測精度が大きく低下した¹⁶¹。

図 2.5.5 に TeRRa 実験における温度勾配管内のヨウ素沈着分布及び温度 400 K 以下の領域に到達したヨウ素化学種の物理状態（エアロゾル状・ガス状）別の割合を示す。温度勾配管内の FP 沈着分布は、化学種固有の沸点や飽和蒸気圧を反映して、移行化学種に応じた特性を示す。凝縮性の移行化学種については実験で得られた沈着ピーク位置を解析により再現できた（ R^2 値 0.96）が、ホウ素ありの条件でガス状ヨウ素が増加した実験結果については過小評価することが確認された¹⁶⁰。これは、実験では高温領域で CsBO_2 に伴って生成したガス状ヨウ素が下流に移行する際に緩やかにエアロゾル状の CsI へと変化したのに対し、化学平衡過程の解析ではガス状ヨウ素のエアロゾル化は瞬時に発生したと取り扱ったためである。

以上より、化学平衡論に基づく化学モデルは、セシウム化学種について比較的良好にその化学挙動を予測できる見通しを得た。一方で、ヨウ素化学種はガス状ヨウ素を生成するような現象においてその精度が著しく低い。そのため、化学反応速度論の適応や継続した検証が必要であると考えられる。

(2) 化学平衡論に基づく化学モデルに関する代替統計モデルの開発

化学モデルの ISA への直接的な実装は計算負荷の増大をもたらすことが懸念されるため、不確実さ解析や確率論的リスク評価といった膨大なケース数の解析への適用を考慮した場合に非現実的である。そこで、計算負荷の小さい代替統計モデルを構築についても検討を進めた。この方法では、化学平衡仮定の化学モデルを用いて広範囲の温度、元素組成条件に対する化学平衡組成を計算してデータベース化し、これに基づく代替統計モデルを構築して ISA に導入することにより、計算負荷の増大を抑えつつ化学平衡計算機能を追加できる。VICTORIA コード等の化学平衡モデルを直接 ISA に実装する場合よりも計算精度は低下するが、膨大な解析ケース数を必要とする不確実さ解析や確率論的リスク評価を、化学挙動を考慮して実施できるメリットは大きい。これまで、計算精度確保と計算負荷抑制のバランスの観点から Dirichlet 過程を用いたノンパラメトリック・ベイズ法及び K 近傍法による線形回帰モデルを選定し、開発した代替統計モデルを THALES2 コードに導入して検証を行った。各統計手法で構築される線形回帰モデルについて以下で説明する。

① Dirichlet 過程を用いたノンパラメトリック・ベイズ法

代替統計モデルとは、従属変数（出力： y ）と独立変数（入力： x ）の間の定量的な関係（ $y = f(x)$ ）を統計的手法によって推計するモデルである。本代替統計モデルでは、ノンパラメトリック・ベイズ法を適用している。ノンパラメトリック・ベイズ法は、ベイズ統計の新しい統計モデルであり、「利用できるデータの複雑さに応じてモデル自体の複雑さも自動的に学習する」ことのできる統計モデルである¹⁶⁶。さらに、本統計モデルは回帰モ

デルのような自由度を事前に設定する必要がなく、ベイズ更新を用いた最適なモデルの推定が可能である。ノンパラメトリック・ベイズ法の最も基本となる統計モデルとして、ディリクレ過程 (Dirichlet process) が挙げられる。

ディリクレ過程を説明する前に、ガウス混合回帰モデルから説明する。データ y を生成するガウス混合回帰モデルは次式で表される。

$$p(y|\pi, \mu, \sigma) = \sum_{k=1}^K \pi_k N(y|\mu_k, \sigma_k^2) = \sum_{k=1}^K \pi_k N(y|\beta_{k0} + \beta_k^T \cdot x, \sigma_k^2) \cdots \cdots (2.5.3.1)$$

ここで、 x は入力変数のベクトル、 y は出力変数、 β_{k0} と β_k は各サブモデル(ガウス分布)の回帰係数、 σ_k^2 は各サブモデルの分散である。出力は入力の K 個のガウス回帰モデルを混合比 ($\pi : \pi \sim \text{Dir}(\alpha_1, \alpha_2, \dots, \alpha_K)$) で混合したモデルである。混合比は K 次元のディリクレ分布に従う。ガウス混合回帰モデルの予測性能は必ず混合数 K で制約される。混合数 K を事前に設定する必要がないモデルは、ディリクレ過程無限混合モデルと呼ばれ、最適な混合数 K と回帰係数をベイズ推定で計算する (図 2.5.6)^{167,168}。

$$p(y|\pi, \mu, \sigma) = \sum_{k=1}^{\infty} \pi_k(x) N(y|\mu_k, \sigma_k^2) = \sum_{k=1}^{\infty} \pi_k N(y|\beta_{k0} + \beta_k^T \cdot x, \sigma_k^2) \cdots \cdots (2.5.3.2)$$

ISA の実装では、あらかじめ作成した化学データベース (入力と出力が非線形な関係) にあるデータセットを対象としたディリクレ過程混合モデルを構築し、そのモデルをコード中に実装するものである。つまり、ユーザーは化学データベースについて意識することなく計算が化学挙動を考慮した計算が可能である。

図 2.5.6 では、化学平衡論の化学モデルにより作成した化学データベース (1000 ケース、入力 : Cs、I、Mo、B 元素比、温度、 H_2O/H_2 比、出力 : セシウム及びヨウ素の化学組成 (CsI、I、HI、CsOH、CsBO₂、Cs₂MoO₄)) で作成した代替統計モデルの単体検証結果を示した。参照データベースの温度や元素組成による化学変化に係る定性的な傾向を評価できることを確認した¹⁵⁷。しかしながら、同計算モデルはデータベース中の緩やかな変化を模擬することに強いものの、入力値に対して出力値の変化が急激な場合その予測精度が低い。化学組成変化は、特に温度に対して急激な変化をもつ、そのため Dirichlet 過程を用いたノンパラメトリック・ベイズ法による代替統計モデルの構築では、各温度領域に対して個別のモデルを構築することで予測精度向上させている。一方で、各温度領域の代替統計モデル間では、予測結果が不連続となるため、データ補完方法についての課題が挙げられた。

② K 近傍法

K 近傍法による線形回帰モデルは、予測したい入力パラメータ値の最近傍にある K 個のデータ点を用いて構築される。予測にあたり選定すべきデータ点は、予測したい点からの距離と最適化した重み値を用いて選定される。

具体的には、手順は次の通りである。まず、VICTORIA コード等の化学平衡論に基づく化学モデルにより、元素濃度や温度の境界条件に対応する化学組成にかかるデータベースをあらかじめ作成する。次に、ISA での実行において、同作成したデータベースを参照し、化学組成を評価したい化学条件（元素濃度や温度など）に近いデータをデータベースから 10 個程度抽出する。これら抽出したデータから化学種別に平衡組成濃度を予測する回帰曲線をモデル内で導出し、それを用いて予測する（図 2.5.7）。近傍データの抽出には、複数の入力パラメータ間の距離（Log-Euclidean 距離： $D(X_i, X^*)$ ）を判定に利用している。

$$D(X_i, X^*) = \sqrt{(\log_{10} X_i - \log_{10} X^*)^2 \dots \dots \dots} \quad (2.5.3.3)$$

ここで、予測する入力値 X^* とデータ点 i の入力値 X_i であり、化学条件である元素濃度と小温度に対応する。なお、最近傍の K 個のデータは下記で判断する。

$$D(X_1, X^*) \leq D(X_2, X^*) \leq \dots \leq D(X_K, X^*) \leq \dots \leq D(X_N, X^*) \dots \dots \dots (2.5.3.4)$$

なお、選定された K 個のデータより、データベースの入出力変数の相関などを分析し、精度良くデータ抽出ができるようにモデル構築にも機械学習を使用する。本手法の利点は、類似した化学条件のデータから線形回帰モデルを作成できるため、急激な変化を持つようなデータベースに柔軟に対応することができる点である。

本研究で作成した化学モデルのデータベースは、化学平衡論に基づくものであり、入力パラメータ (X) としてセシウム及びヨウ素の化学組成を決定する上で重要な元素比 (Cs、I、Mo、B)、雰囲気組成 (H_2O/H_2 比)、雰囲気温度を選定し、出力結果 (Y) としてセシウム及びヨウ素の化学組成 (CsI、I、HI、CsOH、CsBO₂、Cs₂MoO₄) を有する。また、広範な SA 条件に対応するデータベース化を行う必要があるため、各入力パラメータを変動させた解析を約 2 万ケース実施し、データベースを構築した。構築したデータベースに対し K 近傍法による線形回帰モデルの予測性能を図 2.5.8 に示す。図 2.5.8 の通り、入力パラメータ（温度及び元素組成）に対する参照データベースの傾向を本モデルにより比較的よく再現できることを確認した¹⁵⁹。

実際に、化学モデルに関する K 近傍法を用いた代替統計モデルを ISA である THALES2/KICHE に導入し、BWR4/Mark-I プラントの全交流電源喪失 (TB) 及び炉心冷却機能喪失 (TQUV) の 2 シーケンスについて、ソースターム評価を行った^{159,160}。その結果、化学モデルに係る代替統計モデルの計算コストの寄与は、熱流動、炉心損傷、エアロゾル挙動等の全ての計算コストに対して 1%未満であり、計算時間の増大なしに化学挙動を考

慮できることを確認した。一方で同計算では、あらかじめ作成した化学データベースの範囲を外れる計算も一部あり、有効な K 個のデータを選定できない領域も見られた。そのため、データベースの拡充やデータベース範囲を超えた場合に、その都度、化学平衡計算を実施しデータベースに追加する等の対応が必要である。

本代替統計モデルを用いて解析した BWR4/Mark-I の TB シーケンス（ドライウェル気相部過圧破損ケース）に関する結果を図 2.5.9 に示す。制御材に含まれるホウ素の影響等により、セシウムが CsBO_2 、 Cs_2MoO_4 等を含む様々な化学形態で格納容器に移行するため（図 2.5.9 (1)）、セシウム化学種が強塩基性の CsOH として移行すると想定される従来解析よりも、格納容器液相の pH は 1 程度低下する（図 2.5.9 (2)）。その結果、液相でのガス状ヨウ素（ I_2 及び有機ヨウ素）のソースターム増加が示唆された（図 2.5.9 (3)）。本結果は「溶解する FP の化学形態によっては溶液の pH を低下させる効果が低下し、そのような液相内では放射線分解に伴うヨウ素放出量は増加する」という既往研究^{168,169}を考慮すると合理的な結果となった。

以上より、代替統計モデルは計算負荷抑制の観点で非常に有効であることが示された。しかしながら、計算精度については各手法に応じて課題があり、ISA では化学モデルに対して要求される計算精度に応じて手法の選定及び改良が必要であると考えられる。

(3) 原子炉冷却系内 FP 化学を考慮した BWR ソースターム解析

軽水炉シビアアクシデント時の原子炉冷却系内の FP の化学的挙動において、 B_4C 制御材を有する BWR プラントでは、ヨウ素及びセシウム化学種として、従来、想定してきた CsI や CsOH とは異なる化学形態で存在する可能性がある。それ故、本研究では、JAEA 内及び国際協力プロジェクトで実施した実験及び解析に基づいた FP 化学形態の予測モデルを構築し、JAEA で開発している THALES2/KICHE に導入するとともに、原子炉冷却系内 FP 化学を考慮した BWR の系統的なソースターム評価を実施し、化学挙動がヨウ素及びセシウム化学種に与える影響を評価した^{171,172}。

系統的なソースターム評価で対象としたプラントは、110 万 kW 級の BWR5/Mark-II 改良型とした。解析対象事故シーケンスは、TB、TQUV、高圧注水・減圧機能喪失（TQUX）、冷却材喪失事故（LOCA）時注水機能喪失（S1QUV）、崩壊熱除去機能喪失（TW）の過圧破損ケース、そして格納容器バイパス事象であるインターフェースシステム LOCA（IS-LOCA）の六つの事故シーケンスを対象とした。なお、本解析では、格納容器スプレイや崩壊熱除去機能などの事故緩和策の復旧は考えていない。

また、FP 移行挙動に関わる解析条件として、燃料からの放出は CORSOR-M モデルを利用した。燃料から放出時において、全てのヨウ素は Cs と結合し CsI となり、残りの Cs は全て CsOH になると仮定した。放出後、化学平衡論により事前取得した化学組成データ及び K 近傍法に基づく代替統計モデルによりその化学種は即座に化学平衡組成に変化する。同 FP 化学モデルは、原子炉冷却系内の全てのボリュームに対して実施している。また、ホ

ヨウ素は、制御棒ブレードの酸化によるホウ素酸化物の生成により供給されるものとした。なお本解析では、気相での化学反応による化学組成変化に着目したため、放射線場での液相化学反応に伴うガス状ヨウ素 I_2 の再放出現象を考慮しないこととした。

ヨウ素及びセシウムのプラント内挙動の解析例として、TB シーケンスを例に説明する。ここで、ヨウ素とセシウムは、共に、高揮発性で燃料から放出されやすく、高温ではガス状、低温ではエアロゾル状で振舞うなど類似の移行挙動を示す傾向がある。

TB シーケンスでは、事故開始後一定期間の間は炉心で発生した蒸気を駆動とする原子炉隔離時冷却系による炉心注水が継続する。その後 8 時間（本解析で仮定した値）で制御用電源である直流電源が枯渇することで炉心への注水が停止し、炉心損傷開始に至る。TB シーケンスは、制御用電源が喪失することで、原子炉は減圧できず、高圧状態で炉心損傷が進展する。また、TB シーケンスは原子炉が高圧状態で炉心損傷に至るため、原子炉冷却系内に浮遊していたヨウ素は RPV 破損時に高圧噴出する。原子炉が低圧状態で RPV が破損する場合、その時点での浮遊 FP の移行が主だが、高圧噴出の際には流動変化が激しくなるため、沈着 FP の一部が再蒸発され格納容器へ移行する。

図 2.5.10 及び図 2.5.11 に、TB シーケンスにおけるセシウム及びヨウ素の化学組成を示す¹⁷²。セシウムは、約 4 割が $CsOH$ 、約 4 割が Cs_2MoO_4 であることが予想された。これにより化学モデルを有さない ISA においても、同化学組成表を用いることで簡易的にセシウムの化学挙動を評価することが可能となる。一方で Cs_2MoO_4 の生成量は、燃料から放出される Mo の量に大きく依存しており、燃料からの FP 放出モデルである CORSOR-M モデルの予測精度に大きく依存することが感度解析より明らかになっている¹⁷²。したがって、セシウムの化学挙動を理解する上で、セシウムと反応性の高いその FP の放出モデルの高度化を並行して進める必要があると考えられる。

またヨウ素については、高温となる原子炉冷却系において、 CsI の熱分解や令和 2 年度から JAEA にて行われている実験の報告書¹⁷²にて予想された Cs_2MoO_4 の生成反応に伴い、ガス状化学種 (HI や I_2) が 1 割程度生成されると予想された。このうち HI は強酸であり、下流に位置するウェットウェル等の液相の pH を低下させることに繋がるため、このガス状ヨウ素の生成は前項で言及した液相からのガス状ヨウ素の生成量にも影響してくと考えられる。しかしながら前節に示した実験の検証において、化学平衡論に基づくヨウ素の化学組成評価は精度が低いことが示されており、ガス状ヨウ素の詳細な挙動評価を行うには化学反応速度論等の化学モデル導入による予測精度の向上が必要不可欠である。

(4) 化学反応速度論を考慮できる化学モデルの構築

化学平衡近似による化学モデルのシビアアクシデント解析への適用について、ヨウ素化学種については近似が成立しないとの報告がある¹⁵⁵。本解析における化学平衡論の妥当性検証でも同様の課題が懸念された。そこで、反応速度を考慮できる化学モデルとして、化学種濃度を変数とした大規模連立常微分方程式から成る支配方程式を解く手法を検討した。

この大規模連立微分方程式は、非常に速い速度の反応を含むため硬い方程式であり、時間幅の詳細度を適宜調整する必要がある。そこで、時間幅制御機能付きの陰的後退差分法の数値ソルバーを用いることとした。化学反応速度論の検証例として、Cantrel らが実施した PHEBUS-FP 実験における速度論的な研究¹⁷³を対象に、同数値ソルバーを有する化学組成計算コード CHEMKEq による解析を実施した¹⁵⁹。

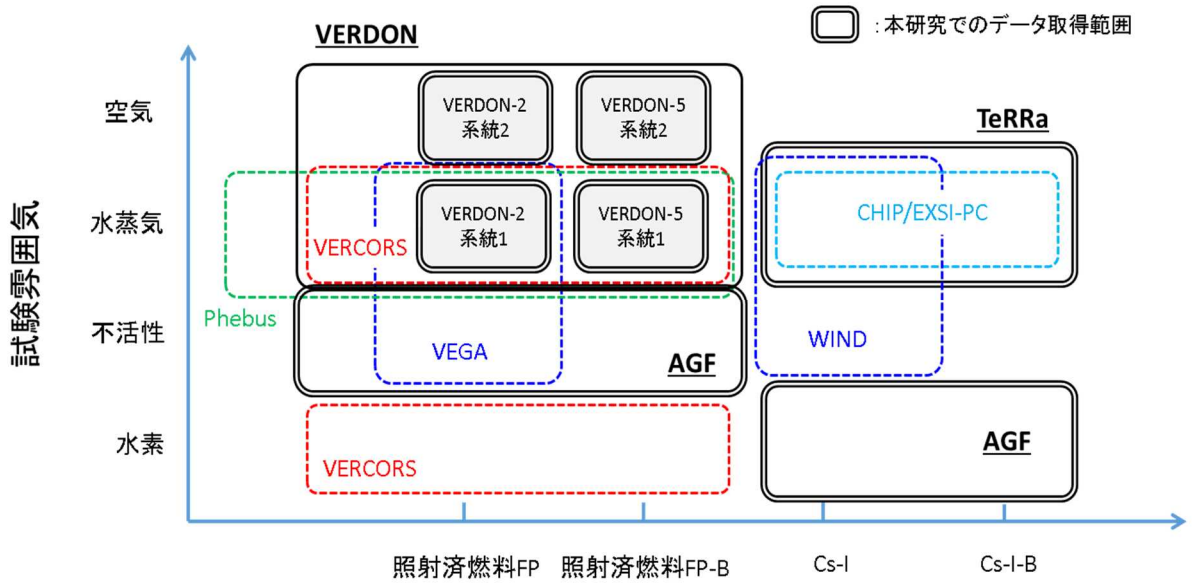
検証解析は、PHEBUS-FP 実験において燃料近傍の高温領域で燃料から放出された FP プルームが PHEBUS-FP 実験装置を移行する中で温度低下し化学組成が徐々に変化するとしたものである。温度は約 10 秒で 1800 K から 900 K までに低下するとしている。図 2.5.12 に検証解析の結果を示す。化学平衡論では優位な生成割合とならない AgI が、反応速度論では低温でも優位に生成した。この結果は Cantrel の論文と同様のものであり、検討した数値解析手法が妥当であることを確認した。

前述の通り、化学反応速度論を実機に適応させる課題として、化学反応速度や経路といったデータベース不足を解決する必要があるが、データベース構築後同手法により即座にその効果を検証可能な状態となった。

(5) まとめ

本研究では、VERDON 実験及び TeRRa 実験を通して得られたデータから、B₄C 環境下にて適応可能な FP の化学形態を考慮した予測モデルを THALES2 に導入し、BWR を対象に妥当性確認を行った。また化学反応速度論を考慮した化学モデルについても構築し、PHEBUS-FP 実験をモデル化し検証解析を実施した。

その結果、化学モデルを有さない MELCOR 等の ISA にてソースターム解析を実施するにあたり、インプットにて入力するセシウム化学種を参照するための化学組成表を取得した。そのため同化学組成表を用いることで簡易的にセシウムの化学挙動を評価することが可能となった。化学反応速度論を考慮した化学モデルについては、ISA への実装はデータベース不足を解決する必要があるが、即座に実機への効果を検証できる状態となった。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 31 年度度原子力施設等防災対策等委託費 (シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化) 事業に関する報告書」、令和 2 年.¹⁶¹

図2.5.2 ホウ素を含んだ条件での FP 化学挙動に係る実験条件

Fig. 2.5.2 Experimental matrix for FP chemical behaviors in the system including boron

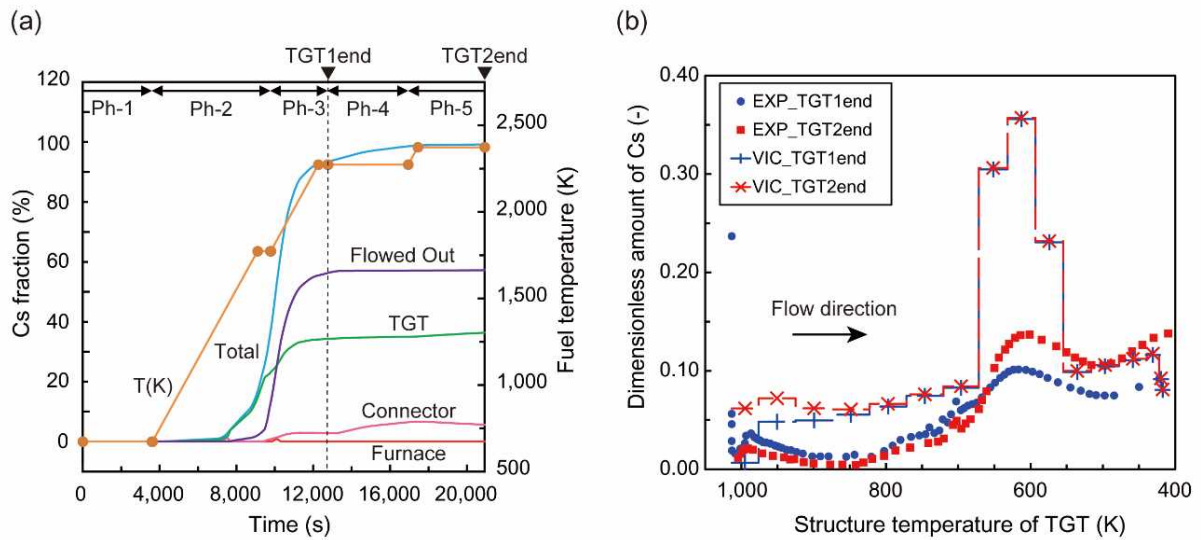
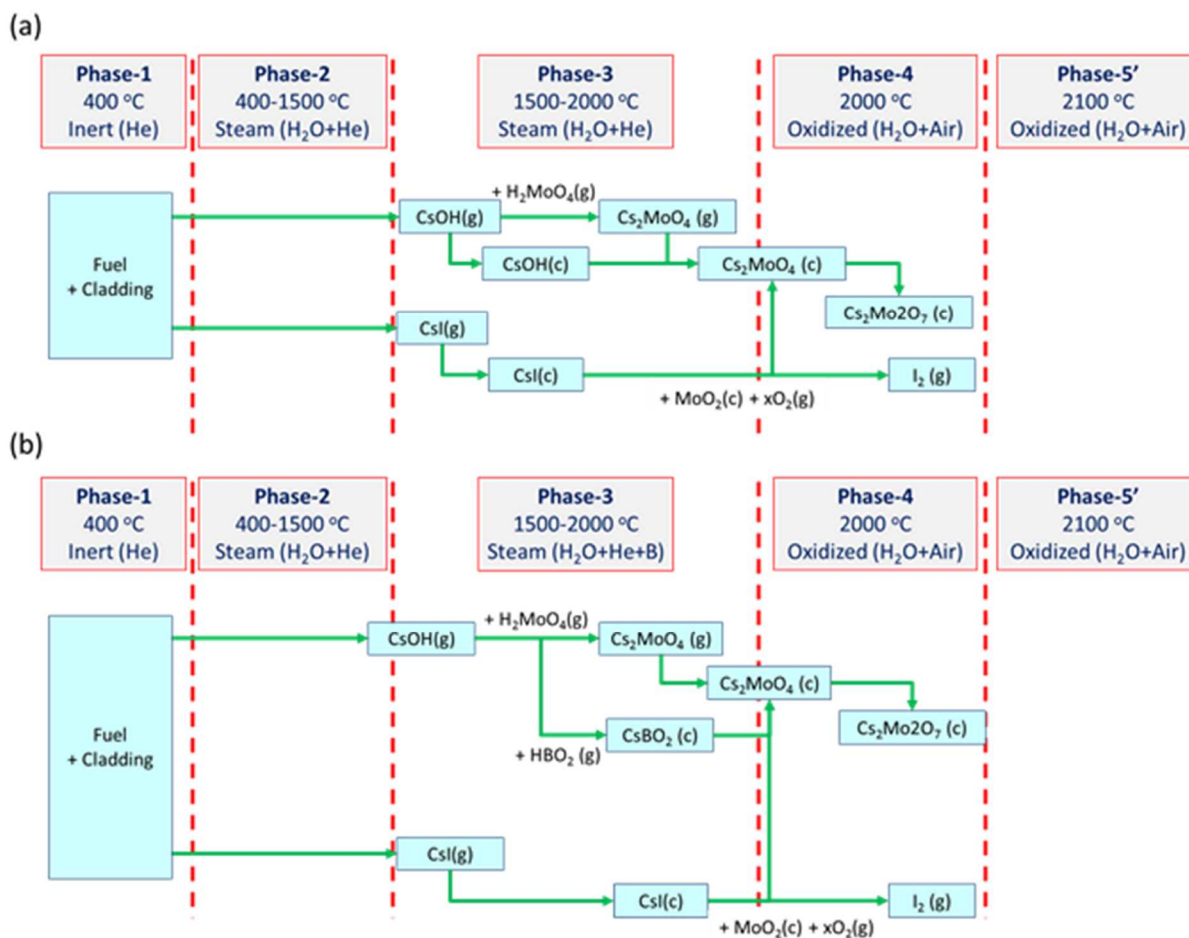


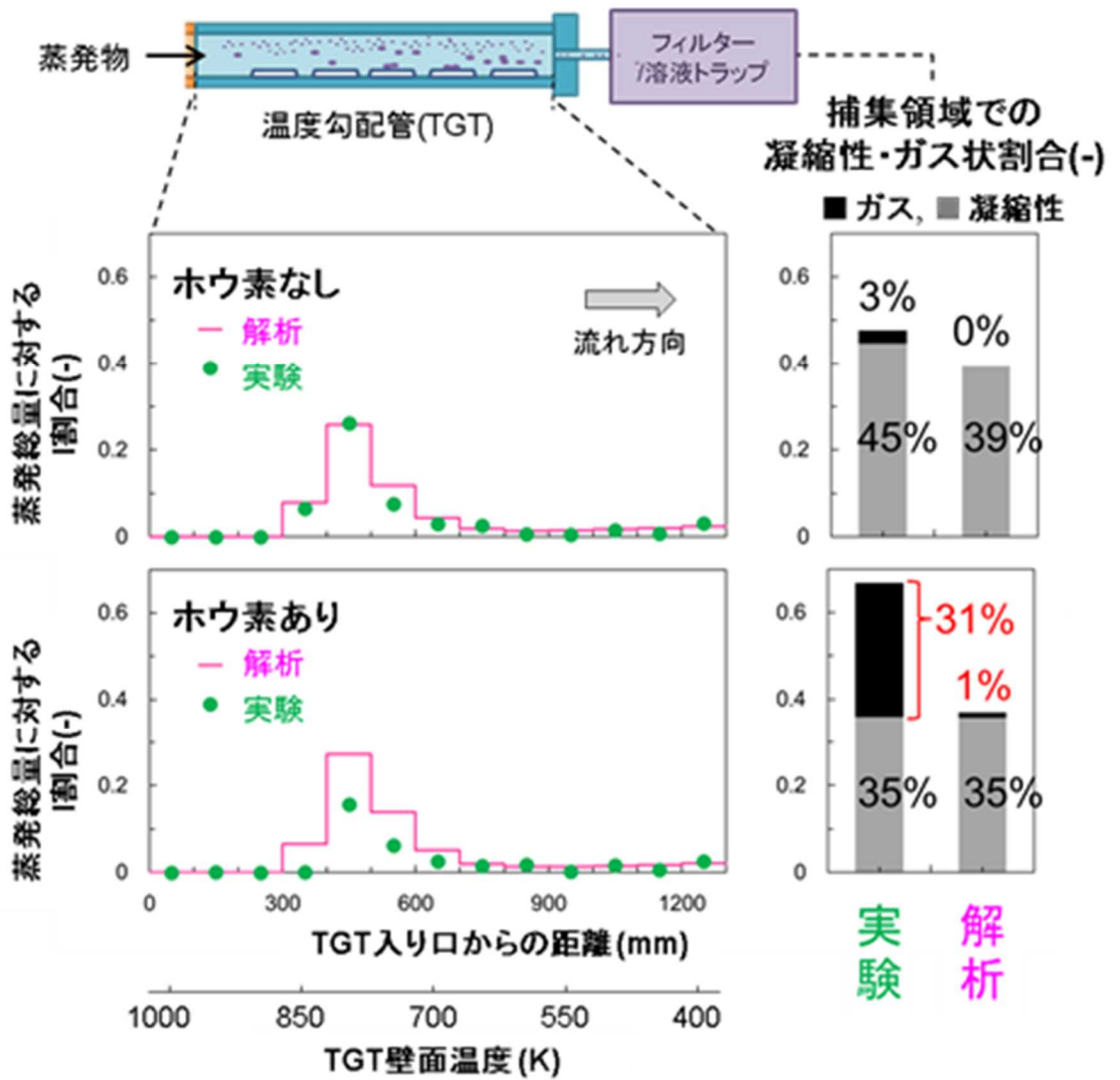
図2.5.3 VICTORIA による VERDON-2実験解析例¹⁶⁵

Fig. 2.5.3 VICTORIA analysis for VERDON-2 experiment



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 31 年度度原子力施設等防災対策等委託費 (シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化) 事業に関する報告書」、令和 2 年.¹⁶¹

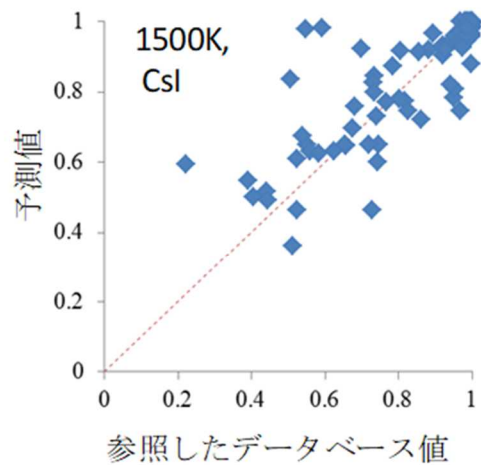
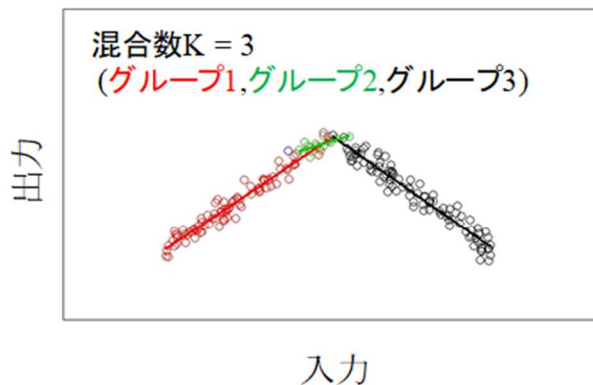
図2.5.4 (a) VERDON-2 及び(b) VERDON-5における Cs 及び I 化学挙動
Fig. 2.5.4 Cs and I chemical behavior in (a) VERDON-2 and (b) VERDON-5



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 30 年度度原子力施設等防災対策等委託費 (シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化) 事業に関する報告書」、平成 31 年.¹⁶⁰

図2.5.5 VICTORIA による JAEA TeRRa 実験解析結果

Fig. 2.5.5 VICTORIA analysis for TeRRa experiment



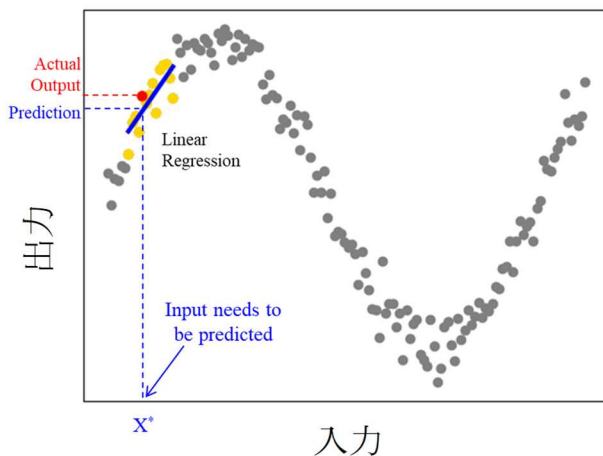
(a) Dirichlet過程による混合数Kの推定

(b) 代替統計モデルの検証

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 28 年度度原子力施設等防災対策等委託費 (シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化) 事業に関する報告書」、平成 29 年.¹⁵⁸

図2.5.6 ノンパラメトリック・ベイズ法による線形回帰モデル

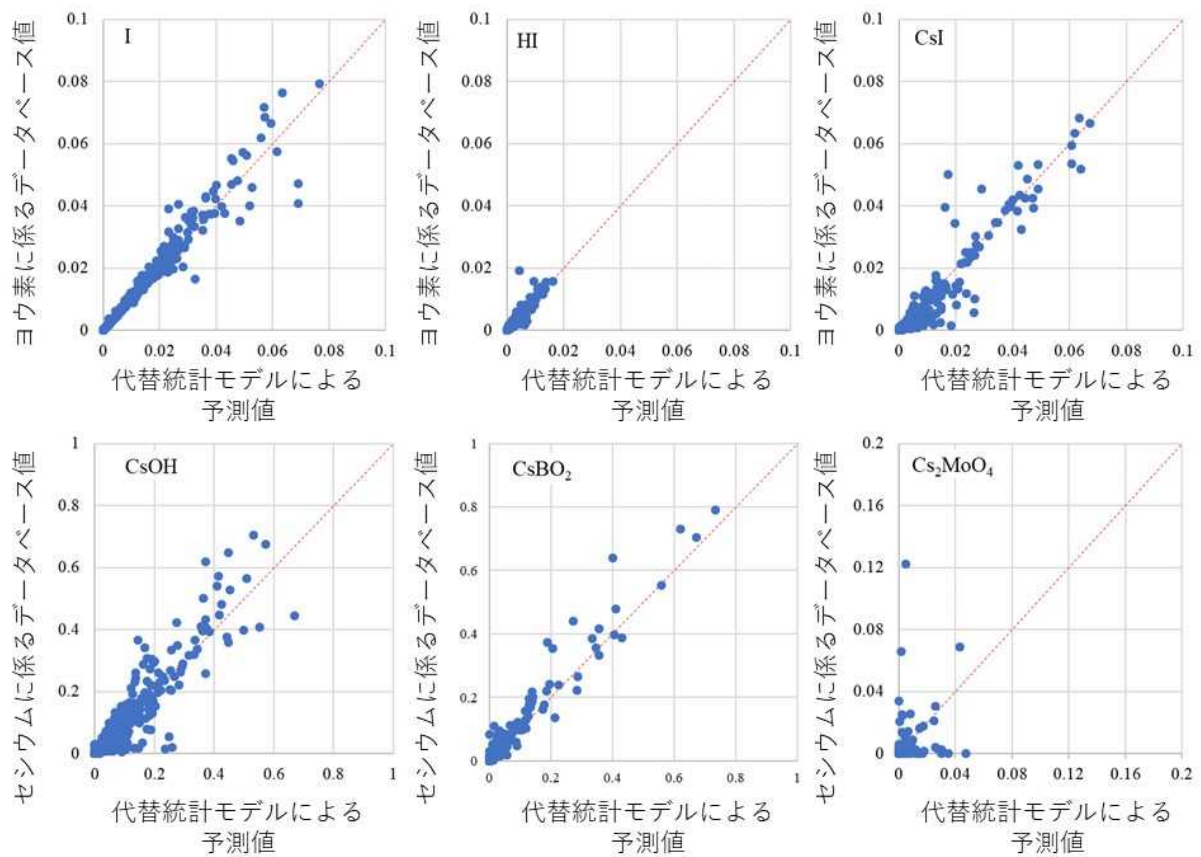
Fig. 2.5.6 Linear regression model based on nonparametric Bayesian methods



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 29 年度度原子力施設等防災対策等委託費 (シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化) 事業に関する報告書」、平成 30 年.¹⁵⁹

図2.5.7 K 近傍法による線形回帰モデル

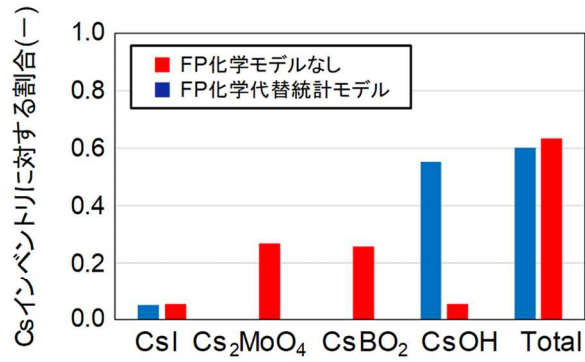
Fig. 2.5.7 Linear regression model based on K-nearest neighbor algorithm



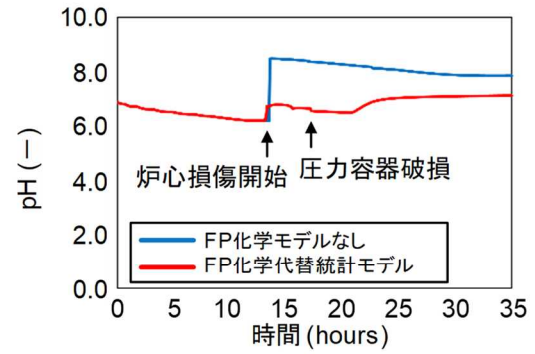
出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 29 年度度原子力施設等防災対策等委託費 (シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化) 事業に関する報告書」、平成 30 年.¹⁵⁹

図2.5.8 K 近傍法に基づく線形回帰モデルによる化学組成評価

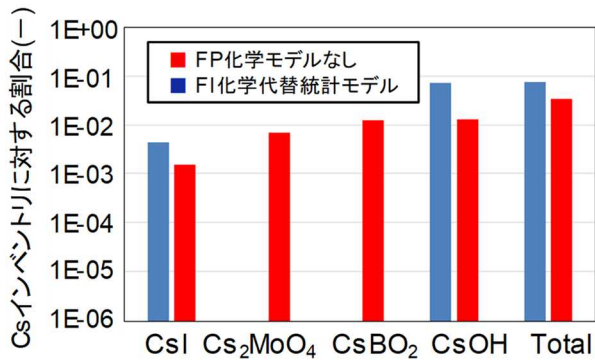
Fig. 2.5.8 Evaluation for chemical composition with linear regression model based on K-nearest neighbor algorithm



(1) 格納容器に移行するCs化学種



(2) 格納容器液相のpH



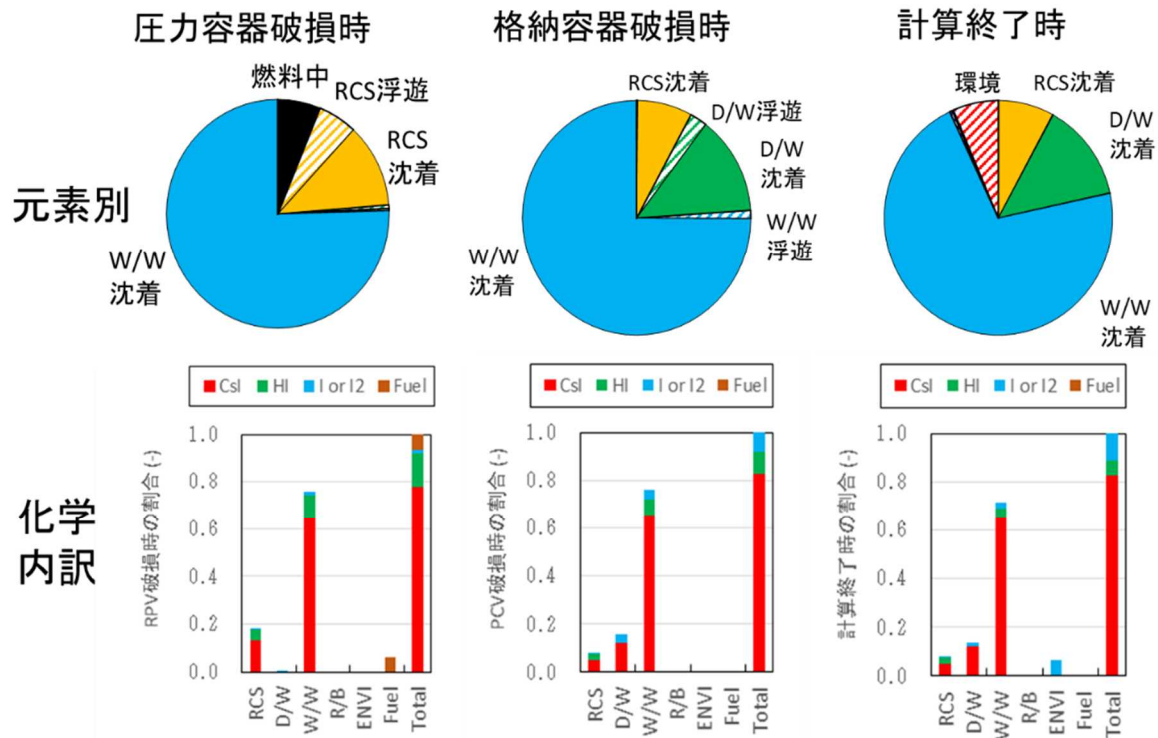
(3) 環境に放出されるCs化学種

注)「FP化学モデルなし」ではセシウムの化学形をCsIとCsOHに固定

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 29 年度度原子力施設等防災対策等委託費 (シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化) 事業に関する報告書」、平成 30 年.¹⁵⁹

図2.5.9 ソースターム解析結果の例 (BWR4/Mark-I 全交流電源喪失時のドライウェル過圧破損ケース)

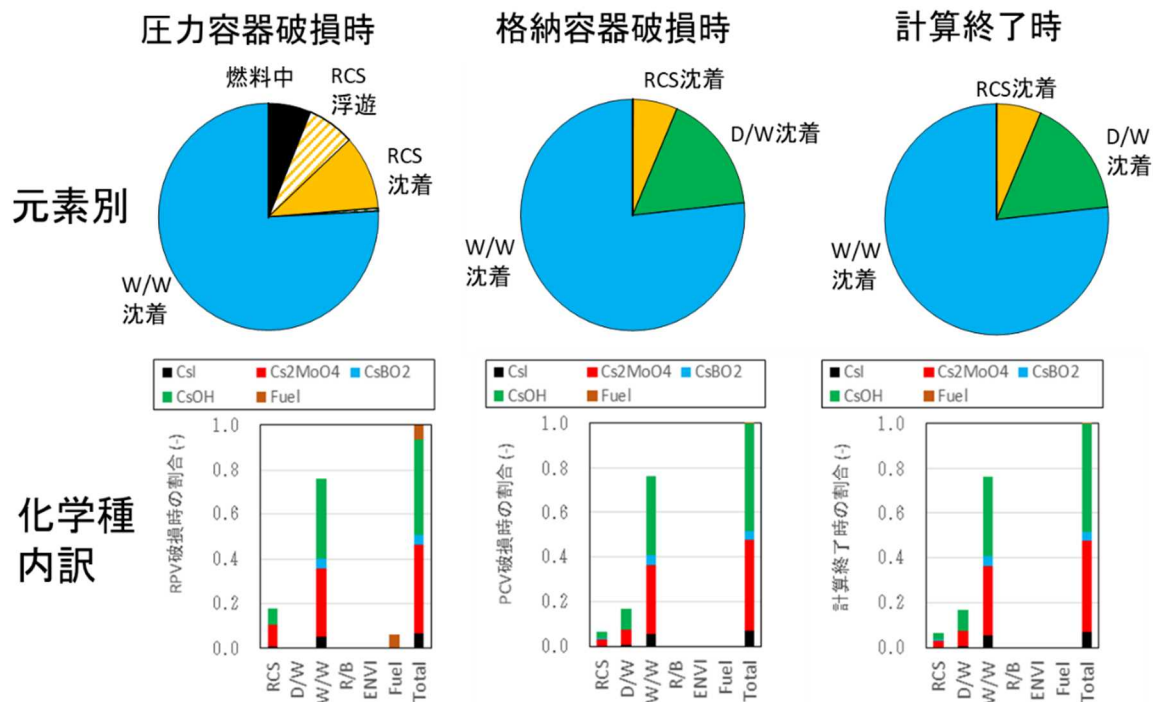
Fig. 2.5.9 Example of source term analysis results; BWR/Mark-I, Station blackout, Drywell overpressure failure.



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和3年度度原子力施設等防災対策等委託費(シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化)事業に関する報告書」、令和4年.¹⁷²

図2.5.10 TBシーケンスでのヨウ素の化学組成

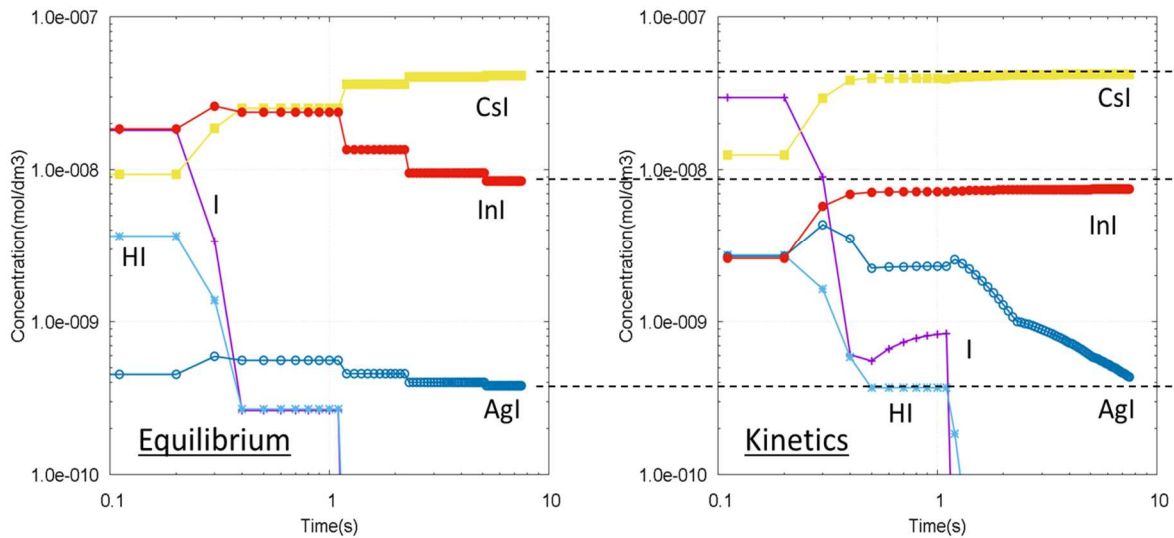
Fig. 2.5.10 Chemical composition for iodine in TB sequence



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和3年度度原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業に関する報告書」、令和4年.¹⁷²

図2.5.11 TBシーケンスでのセシウムの化学組成

Fig. 2.5.11 Chemical composition for cesium in TB sequence



出典) 伊藤裕人、塩津弘之、田中洋一、西原慧径、杉山智之、丸山結、”CHEMKEq：化学平衡論及び反応速度論の部分混合モデルに基づく化学組成評価コード”、JAEA Data/Code2018-012、平成30年.¹⁷⁴

図2.5.12 FP プルームの温度低下に伴う化学組成変化

Fig. 2.5.12 Change in chemical composition of FP plume with temperature decrease

2.5.4 エアロゾルプールスクラビング除去モデルの開発

(1) 既往実験の整理

プールスクラビングによるエアロゾルの除去は、BWR のウェットウェルベントのみならず、PWR のSGTRにおいて隔離に失敗した破断SGの二次側を冠水させる緩和策等、事故シーケンスによってはソースターム評価の不確かさの重要因子になるため、本現象に対する知見を拡充することが重要である。

現在用いられている SPARC-90¹⁷⁵等のプールスクラビングモデルでは、注入口近傍を不安定な気泡塊ゾーン (Unstable globule zone)、気泡塊が小気泡に分裂するゾーン (Globule breakup zone) 及び気泡群が上昇するゾーン (Swarm rise zone) の三つに分類し、各領域において、エアロゾルの①気泡界面との衝突による慣性沈着、②水蒸気が凝縮することにより気泡内で成長する液滴への同伴、③遠心力による気泡界面への慣性沈着、及び④拡散による沈着、上昇気泡内では⑤重力沈降、⑥遠心力による気泡界面への慣性沈着、⑦ブラウン拡散、⑧気泡界面からの蒸発又は凝縮による蒸気流れへの同伴等による除去メカニズムがモデルとして組み込まれている。気泡塊ゾーンにおける気泡の初期体積は、ベント管、クエンチャ及び水平管の三種について Weber 数のべき乗式に基づき与えられている。CsIのような可溶性エアロゾルについては、これらの粒子上に蒸気が凝縮することで成長する液滴の慣性沈着による除去促進を考慮している¹⁷⁵。

スクラビングに関する実験は 1980 年代から 1990 年代を中心に ACE¹⁷⁶、LACE¹⁷⁷、POSEIDON-(II)¹⁷⁸、我が国の BWR 電力共同研究¹⁷⁹ 等が行われている。これら従来の実験では、プール水温が飽和温度近傍までを包絡したものは限られており、かつ減圧沸騰を模擬したものはない。これらの総合効果実験ではモデル改良に必要な解像度での情報が十分に得られているとは言い難い。そのため、安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」（平成 27 年度～令和元年度）及び重大事故時における重要物理化学現象の不確実さ低減に係る実験」（令和 2 年度～令和 7 年度）における研究項目「プールスクラビング実験」の一環として、飽和温度近傍までをカバーする高温プール中の減圧を含む事故時の広範な条件下におけるプールスクラビングの現象理解、及びモデル改良に関する実験データベースを拡充することを目的として、図 2.5.13 に示すような小規模¹⁸⁰、中規模¹⁸¹ 及び大規模¹⁸² の三段階のスケールの実験を系統的に実施している。

これら系統的に実施される実験から得られるデータに基づき、重大事故時に想定されるプール内の熱流動条件を前提として、既存のスクラビングモデルを改良し、新たに考慮すべきメカニズムに対応するモデル開発を実施している。このモデル改良・開発と実験データベースとの関係を図 2.5.13 にまとめる。

(2) 3次元 CFD コードの開発

安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」（平成 27 年度～令和元年度）及び「重大事故時における重要物理化学現象の不確実さ低減に係る実験」（令和 2 年度～令和 7 年度）において実施した単一気泡実験データに基づき単一気泡におけるエアロゾルの物質輸送性能を解析コードを開発した。

① 物質輸送モデル

サブマイクロメートルからマイクロメートル径のエアロゾルの物質移動の評価には、多数の Stk 数に対する物質移動の計算が必要である。計算負荷を考慮し、個々の粒子を解析する代わりに、エアロゾル群を各流体セルからの流入・流出による濃度場として移流させる方法を適用した。気泡からのエアロゾルのエアロゾル輸送を計算するために、Frederix¹⁸³ が提案した気液オイラー型エアロゾルモデルを気液固三相系に統合し、気液固三相系におけるエアロゾルの挙動を扱う。気泡界面からの非物理的な質量フラックスを避けるために、Hayashi and Tomiyama¹⁸⁴ によって提案された二変数法を適用した。本研究において対象とする Stk は 1.0×10^{-3} よりも十分に小さいため、既往知見から小 Stk においては実験結果とよく一致することを示された Manninen's reduced Stokes model を適用することとした。

② 気泡界面におけるエアロゾル移流モデル

エアロゾルの物質移動はエアロゾル粒子のドリフト速度によって駆動されるため、エアロゾル物質移動モデル特有の要因について議論する必要がある。本研究においては、界面

における移流項について、3種類のモデルを用いて解析を実施した。図 2.5.14 に本研究で用いる 3 種類の界面モデルを示す。界面モデルはその取扱いによって、(a) Internal、(b) External、(c) Interpolation/Extrapolation に分類した。ここで、界面における座標を x_Γ 、界面を含むセルの中心座標を x_p 、 x_p を通過する界面に対する法線と最近傍かつ気相側に存在する点を、Balcázar-Arciniega ら¹⁸⁵の手法を用いて計算した点を x_f とする。まず、Internal モデルにおいては、気相側の要素のみを用いて解析を実施することとし、界面速度 $u(x_\Gamma)$ は液相側 ($\phi(x_p) < 0.5$) の条件において $u(x_\Gamma) = u(x_f)$ 、気相側 ($\phi(x_p) \geq 0.5$) の条件においては $u(x_\Gamma) = u(x_p)$ として設定した。External モデルにおいては逆に、液相側の要素のみを用いて解析を実施することとし、界面速度 $u(x_\Gamma)$ は液相側 ($\phi(x_p) < 0.5$) の条件において $u(x_\Gamma) = u(x_p)$ 、気相側 ($\phi(x_p) \geq 0.5$) の条件においては $u(x_\Gamma) = u(x_f)$ として設定した。最後に、Interpolation/Extrapolation モデルにおいては界面セルの値 x_p と気相内の点 x_f を以下の式を用いて補間した。

$$u(x_\Gamma) = \frac{u(x_p)\|x_p-x_\Gamma\|^n + u(x_f)\|x_f-x_\Gamma\|^n}{\|x_f-x_p\|^n} \dots \dots \dots (2.5.4.1)$$

解析結果の一例として、単一気泡内外のエアロゾル濃度場の解析を実施した結果を図 2.5.15 に示す。解析結果の左半分は気泡外のエアロゾル濃度場を、右半分は、気泡内のエアロゾル濃度場をそれぞれ示す。気泡が上昇するにしたがって、気泡内のエアロゾル濃度が低下し、気泡外に流出する一連の過程を解析できることが示された。

③ エアロゾル除去モデル

気泡の界面におけるエアロゾル濃度場の情報から、エアロゾル粒径ごとの物質輸送係数のモデルを開発した。以下に開発したモデルに組み込まれている物質輸送係数の定義式を示す。物質輸送係数 k_d は以下のように求められる。

$$k_d = \sum -j \cdot n|_\Gamma / \sum C_r dA \dots \dots \dots (2.5.4.2)$$

本解析から得られたエアロゾル粒径ごとの物質輸送係数の時間推移を図 2.5.16 (a) に示す。解析結果から、物質輸送係数は気泡が定常に至るまでのごく短い時間で急速に上昇した後に一定の値に収束する。実験結果との比較を実施する上では、エアロゾル粒径ごとの物質移動係数が一定値に収束した値を用いることが望ましいと考えられる。物質輸送解析の結果を基に除染係数 (以下「DF」という。) の解析を実施することとした。仮に、界面におけるエアロゾル濃度 C_Γ が任意の時間における気泡内のエアロゾル濃度 $C(t)$ と等しいと考えると、式 (2.5.4.2) は以下のように変形できる。

$$C(t) = C_0 \exp(-\int Ak_d/V_B dt) \dots \dots \dots (2.5.4.3)$$

ここで、 C_0 は気泡内におけるエアロゾル濃度の初期値、 V_B は気泡体積である。DF はある位置におけるエアロゾル濃度と、初期エアロゾル濃度の比であるため、以下のように表される。

$$DF_i = \frac{c_0}{c(t)} = \exp\left(\int k_d(t)A(t)/V_B dt\right) \cdots \cdots \cdots (2.5.4.4)$$

ここでさらに、 k_d は十分に時間が経過した場所では一定値に収束することから、DFは以下のように表される。

$$DF_i = \exp(\overline{Ak_d/V_B t}) \cdots \cdots \cdots (2.5.4.5)$$

実際に、各粒径においてDFを解析した結果を図2.5.16 (b)に示す。解析結果から、実験結果でも見られたDFの粒径依存性が確認できた。

図2.5.17 (ii)には、GlycerinとCsIエアロゾルの両条件で実験と解析、MELCORを比較した結果を示す。それぞれ解析は実線で、実験結果はプロットで、MELCORの解析結果は鎖線で示されている。解析結果より、MELCORは実験結果を大幅に過小評価する一方で、解析結果についてはエアロゾルの密度差にもかかわらず、実験結果と良好に一致するような結果が得られた。また、Glycerin条件における実験結果は $z = 0.2$ mの付近で特徴的なカーブを描いていることが分かるが、本解析においても同様の傾向が得られた。

以上の解析結果を踏まえ、以降の解析においてはInternal modelを用いて数値解析を実施することとした。DFに対する粒径の影響を示すため、各水位におけるエアロゾルの粒子数分布を実施した。実験では条件ごとに初期エアロゾル数が異なるため、初期エアロゾル数のばらつきの影響を排除するために各水位における無次元エアロゾル数(P^*)を用いて表した。ここで、実験及び解析における P^* の定義をそれぞれ以下に示す。

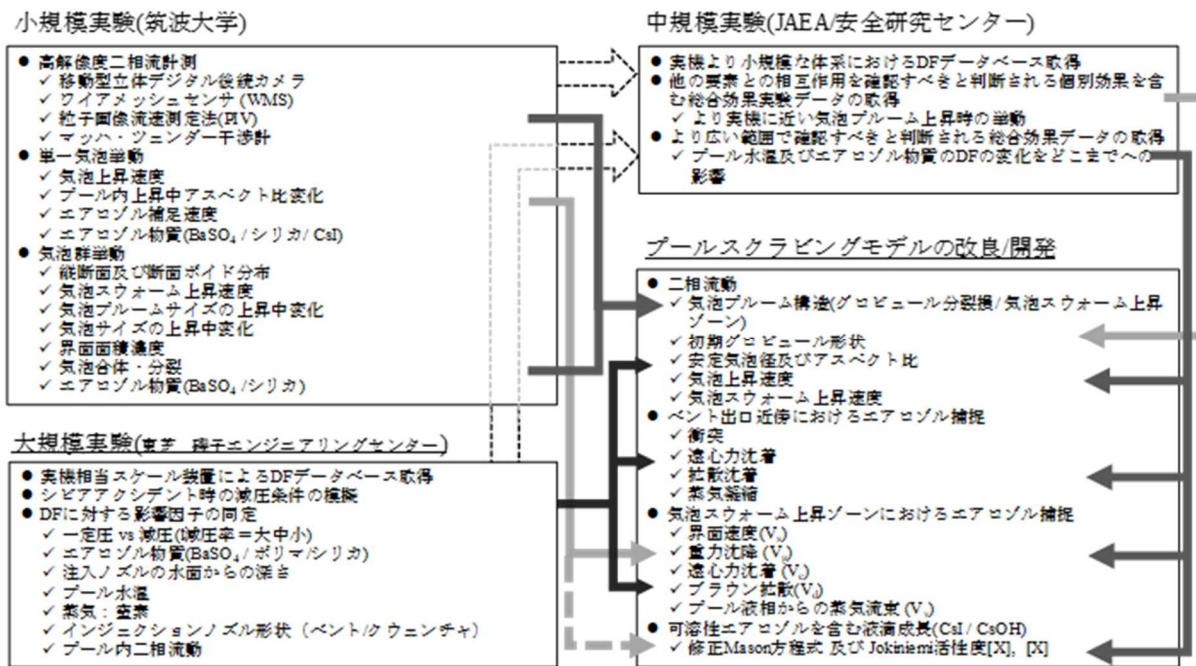
$$P^*(z) = P^0(d_p) \frac{\sum_k N_{z,k}(d_p)}{\sum_k N_{int,k}(d_p)} \cdots \cdots \cdots (2.5.4.6)$$

$$P^*(z) = \frac{P^0(d_p)}{DF_i(z)} \cdots \cdots \cdots (2.5.4.7)$$

重大事故時における重要物理化学現象の不確実さ低減に係る実験（令和2年度から令和7年度）」⁵において実施した実験と、解析結果をそれぞれGlycerinとCsI条件において比較した結果を図2.5.18及び図2.5.19に示す。大径のエアロゾル($d_p > 0.6 \mu\text{m}$)については水中に気泡を投入した直後の低水深でほぼ全量除染される傾向が得られた一方で、小径のエアロゾル($d_p < 0.3 \mu\text{m}$)については高水位でも気泡内に残存する高い粒径依存性が見られた。実験と解析の比較を実施すると、GlycerinとCsIの両方での実験結果とよく一致する傾向が得られた。一連の実験ならびに解析結果より、解析結果が総DFのみならず、その粒径依存性についても良好に再現する傾向が得られた。

(3) まとめ

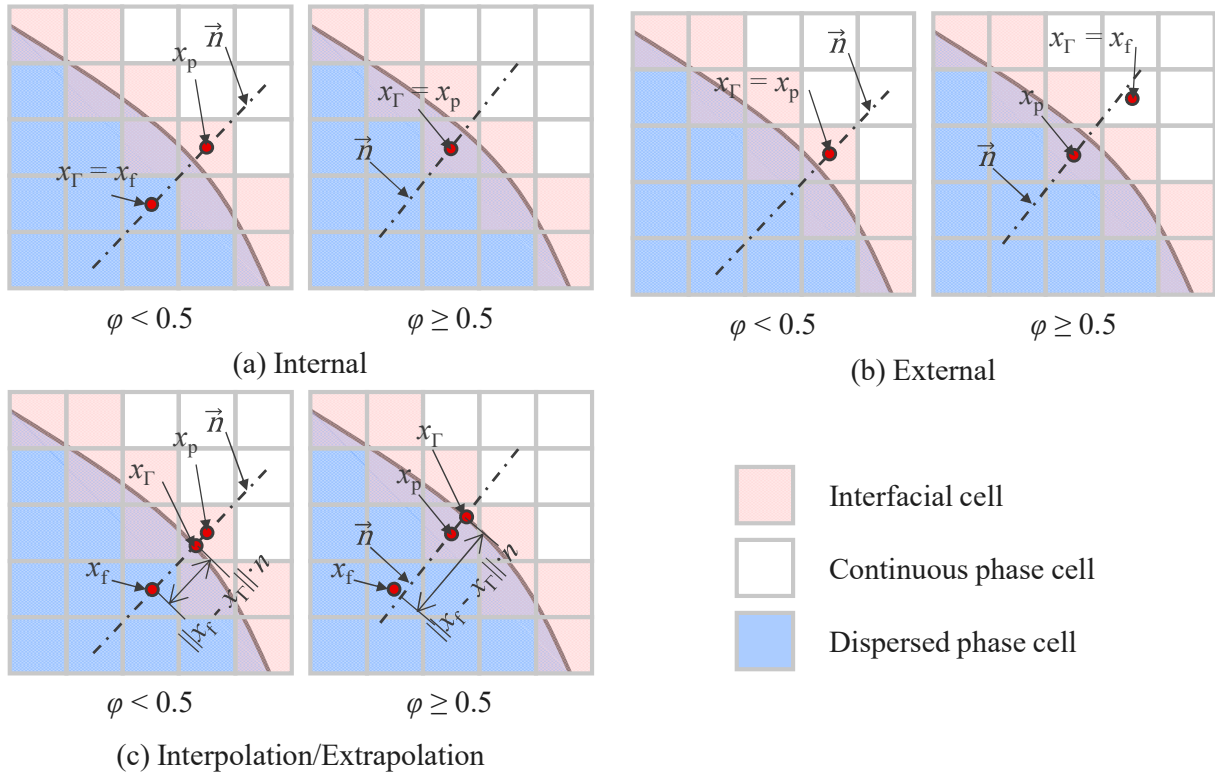
小規模実験にて得られて知見に基づき三次元エアロゾル移行挙動解析コードを開発し、詳細なエアロゾル移行挙動の評価を可能にした。



出典) 秋葉美幸、堀田亮年、阿部豊、孫昊旻、” 粒子状放射性物質のプールスクラビングに関する実験的研究”、日本原子力学会和文誌、19 巻、1 号、pp. 1-15、令和 2 年.¹⁸²

図2.5.13 プールスクラビング実験データとモデル改良の関係

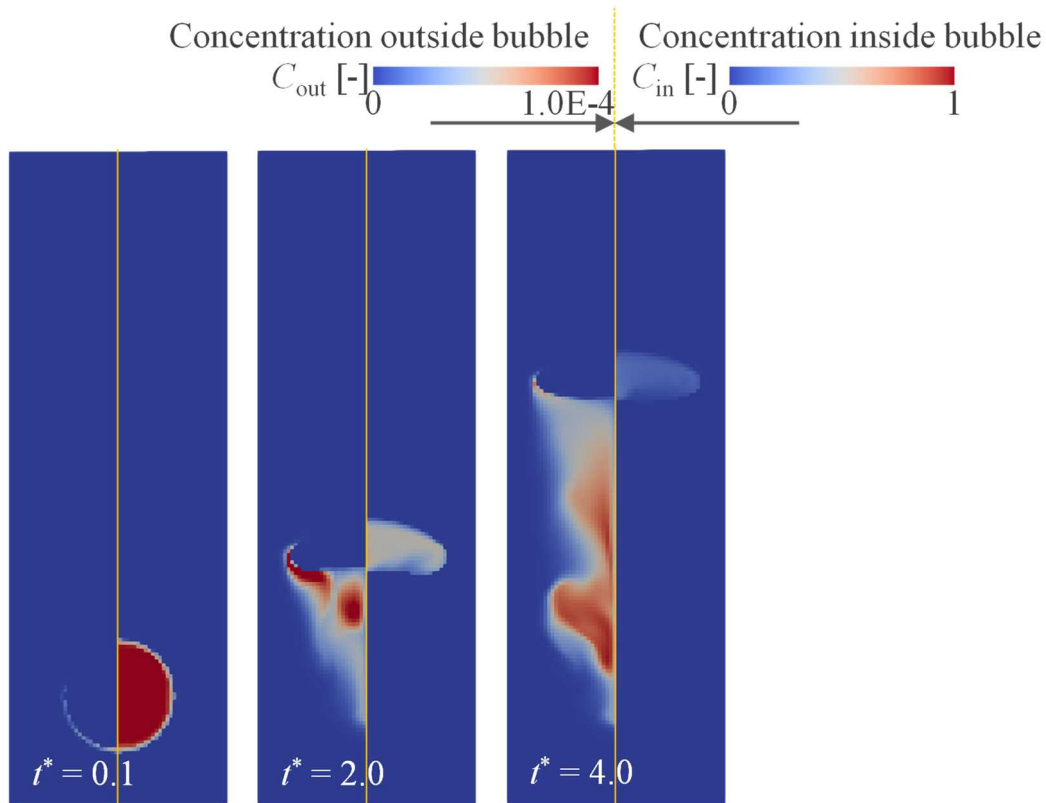
Fig. 2.5.13 Relation of pool scrubbing test data and model improvement of pool scrubbing models



出典) 国立大学法人筑波大学、「令和3年度原子力施設等防災対策等委託費(スクラビング個別効果試験)事業に関する報告書」、令和4年。¹⁸⁶

図2.5.14 本研究で検討した3種類の界面モデル

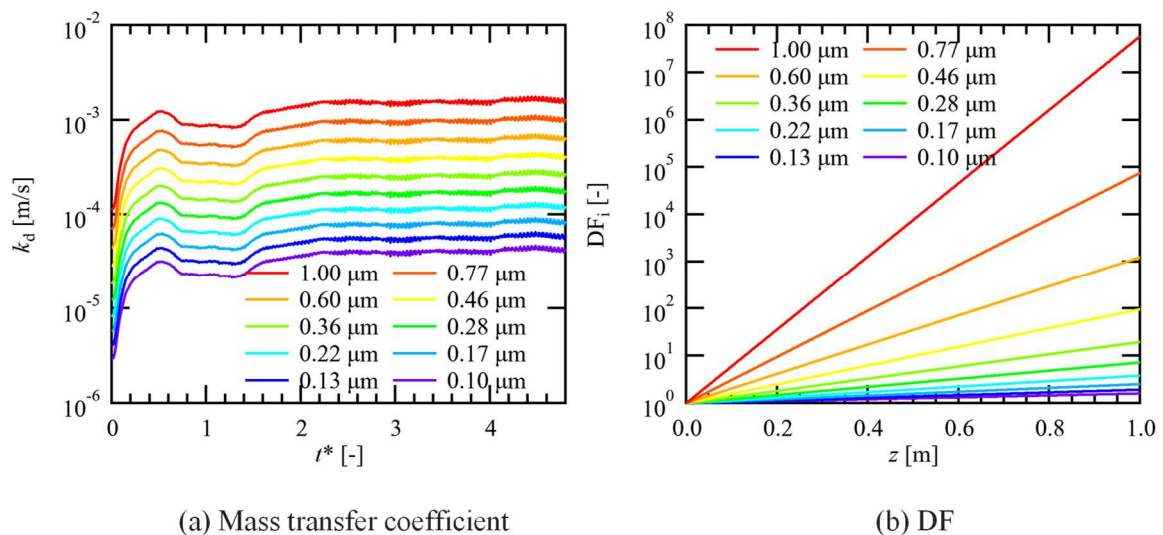
Fig. 2.5.14 Three interface models considered in this study



出典) 国立大学法人筑波大学、「令和3年度原子力施設等防災対策等委託費 (スクラビング個別効果試験) 事業に関する報告書」、令和4年.¹⁸⁶

図2.5.15 気泡内外のエアロゾル濃度場解析結果の一例

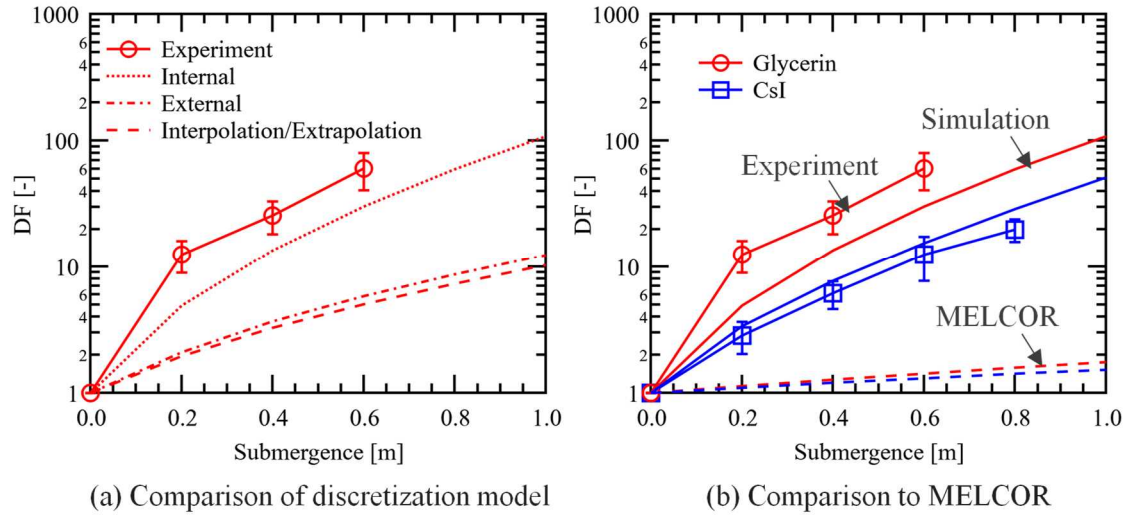
Fig. 2.5.15 Example of aerosol concentration field analysis inside and outside a bubble



出典) 国立大学法人筑波大学、「令和3年度原子力施設等防災対策等委託費 (スクラビング個別効果試験) 事業に関する報告書」、令和4年.¹⁸⁶

図2.5.16 物質輸送解析結果

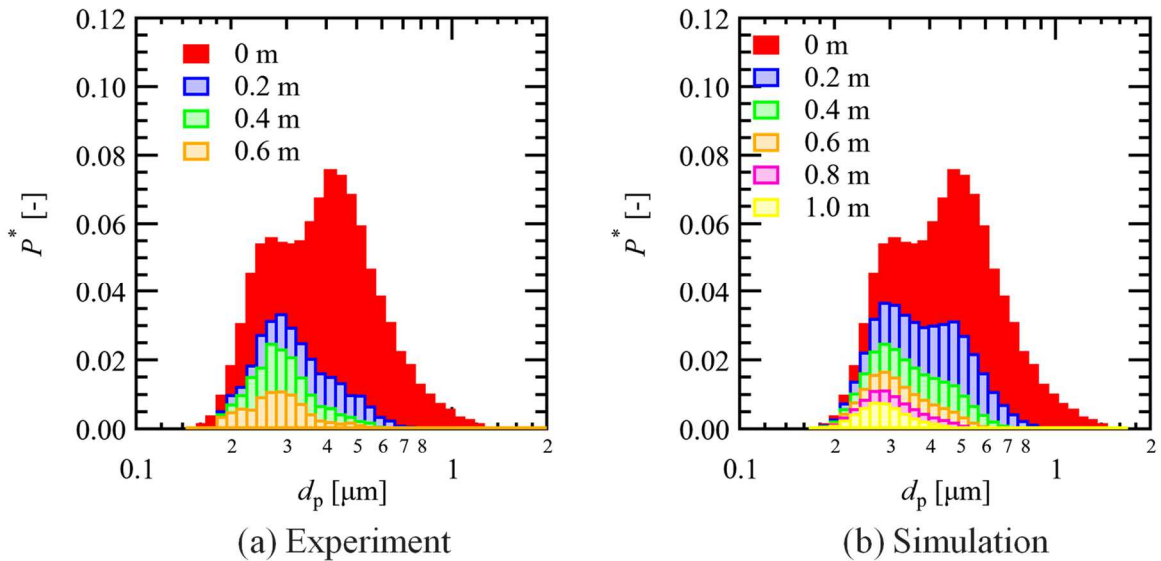
Fig. 2.5.16 Calculated results of material transport analyses



出典) 国立大学法人筑波大学、「令和3年度原子力施設等防災対策等委託費(スクラビング個別効果試験)事業に関する報告書」、令和4年.¹⁸⁶

図2.5.17 DF 実験結果と解析結果の比較

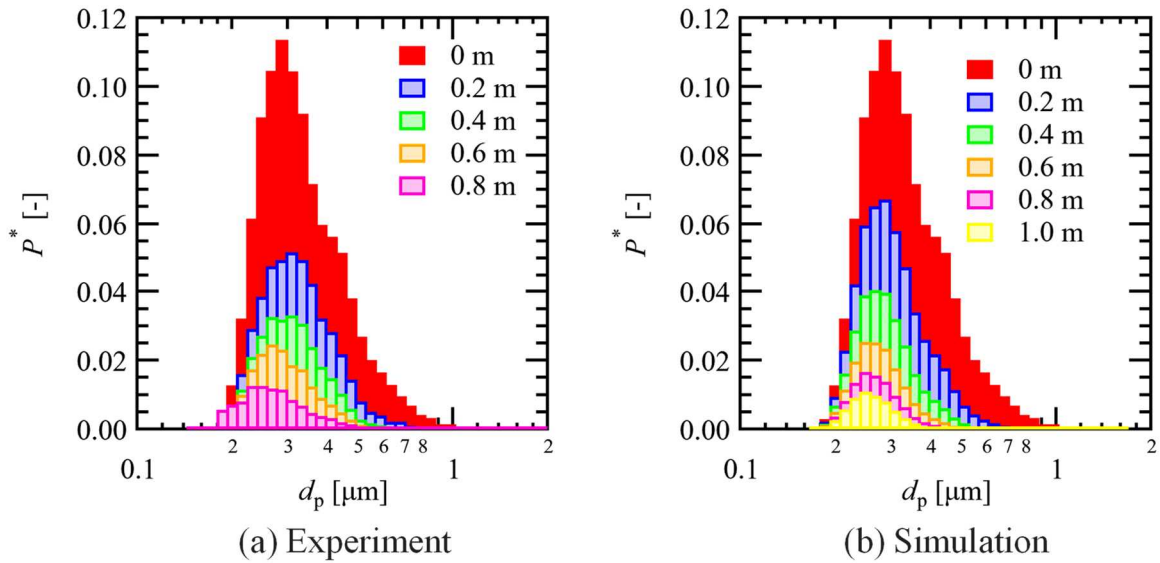
Fig. 2.5.17 Comparison of DF experimental and analytical results



出典) 国立大学法人筑波大学、「令和3年度原子力施設等防災対策等委託費(スクラビング個別効果試験)事業に関する報告書」、令和4年.¹⁸⁶

図2.5.18 Glycerin 条件における粒子数分布の実験結果と解析結果の比較

Fig. 2.5.18 Comparison of experimental and analytical results for particle number distribution under Glycerin conditions



出典) 国立大学法人筑波大学、「令和3年度原子力施設等防災対策等委託費(スクラビング個別効果試験)事業に関する報告書」、令和4年.¹⁸⁶

図2.5.19 CsI条件における粒子数分布の実験結果と解析結果の比較

Fig. 2.5.19 Comparison of experimental and analytical results for particle number distribution under CsI conditions

3. 結論

3.1 成果の要点

原子炉施設で著しい炉心損傷に至った場合の「熔融燃料-冷却材相互作用」、「熔融炉心-コンクリート相互作用」、「キャビティ注水時のデブリ冷却性」及び「放射性物質生成・移行・除去」を評価するため、重大事故現象における国内外専門家による課題抽出結果及び我が国における重大事故対策の動向を踏まえて、解析コードの開発を実施した。

(1) 熔融燃料-冷却材相互作用解析コードの開発

「熔融燃料-冷却材相互作用解析コードの開発」では、3次元熔融ジェット分裂挙動を解析するコードJBREAKを開発した。DEFOR-A実験に基づく妥当性確認を実施し、高温条件におけるジェット分裂、液滴生成、液滴固化及び液滴集積といった一連の挙動を扱えることを確認した。プール水中の高温熔融物落下実験解析に必要な機能を組み込んだ。円筒座標系二次元FCI解析コードJASMINEの改良では、熔融ジェット分裂で生じる粒子の粒子径分布に実験データの再現性に優れたRosin-Rammler分布を与える機能を整備した。水蒸気爆発実験を対象とした解析を実施し、水蒸気爆発により発生した冷却水の機械的エネルギー量の時間変化を算出し、実験の再現性を確認した。

(2) 熔融炉心-コンクリート相互作用解析コードの開発

「溶融炉心-コンクリート相互作用解析コードの開発」では、三次元非対称コンクリート侵食挙動を解析するコードとして CORCAAB を開発し、実機の MCCI 発生時に想定される様々な非対称コンクリート侵食フロント追跡のためのアルゴリズムの機能を確認し、さらに MCCI 解析に必要な基本的モデルを組み込んだ。CCI2 実験に基づく CORCAAB の妥当性確認を実施し MCCI 挙動を再現することを確認した。

(3) キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発

「キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発」では、複雑なデブリベッド形成過程を考慮した冷却性評価手法の確立を目的として、デブリベッド形成と冷却に関連する重要現象を 5 領域に分類し、「決定論的アプローチに基づくデブリ冷却性評価手法開発」及び「確率論的アプローチによるデブリ冷却性評価手法開発」を実施した。

① 「決定論的アプローチに基づくデブリ冷却性評価手法開発」では、THERMOS を構成するデブリベッドの二相伝熱流動を扱う DPCOOL、溶融物拡がりを行う MSPREAD、デブリベッド内の物質相互作用を行う REMELT 及びこれらのインターフェイスを開発した。また、公開文献から選定した実験及び安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」(平成 27 年度～令和元年度)の「燃料デブリ形成過程個別現象実験」の一環として KTH において行われた模擬溶融物を用いた実験に基づく妥当性確認を実施した。併せて、実機のデブリベッド挙動を解析するために MELCOR から THERMOS へデブリ条件を受け渡すインターフェイスプログラム MELTHER の開発及び実機にて想定される現象のモデル化を実施することで実機解析手法を確立した。最終的に確立した手法を用いて代表的な BWR3 Mark-I の解析を行い、実機条件における複雑なデブリベッド形成挙動の評価を可能にした。

② 「確率論的アプローチによるデブリ冷却性評価手法開発」では、2 次元 FCI 解析コード JASMINE に格納容器内デブリ冷却成功確率の評価に必要な機能を整備した。具体的には溶融物粒子の集積挙動及び溶融物床面拡がり挙動のモデルを追加し、KTH において行われた模擬溶融物を用いた実験を対象とした解析を実施して妥当性確認した。これを用いたデブリ冷却性評価手法として、シビアアクシデント解析コードと JASMINE を組み合わせた評価手法を構築し、実機の仮想的な事故を対象としたデブリの冷却性評価を行った。

(4) 放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発

「放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発」については、「化学挙動を考慮したソースターム評価手法の開発」及び「エアロゾルスクラビング除去モデルの開発」について実施した。

① 「化学挙動を考慮したソースターム評価手法の開発」については、詳細な化学反応速度及び化学平衡組成のモデル化について検討し、化学平衡組成については代替統計モデ

ルを ISA 解析コード THALES2 に導入し、BWR プラントを対象として事故解析を実施した。

- ② 「エアロゾルスクラビング除去モデルの開発」では、安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」（平成 27 年度～令和元年度）における研究項目「プールスクラビング実験」として実施している小規模実験にて得られた知見に基づき三次元エアロゾル移行挙動解析コードを開発し、詳細なエアロゾル移行挙動の評価を可能にした。

3.2 目的の達成状況

本研究は、2017 年年度（平成 29 年度）から 2022 年度（令和 4 年度）までの六年間の実施工程に基づき進めており、令和 4 年度終了時点で、以下の通り予定していた項目について計画どおりに進んでいる。

(1) 溶融燃料－冷却材相互作用解析コードの開発

「溶融燃料－冷却材相互作用解析コードの開発」では、三次元溶融ジェット分裂挙動解析コード JBREAK を開発し、三次元詳細ジェット及び液滴挙動を扱う事を可能にした。R-Z 体系溶融燃料－冷却材相互作用解析コード JASMINE の溶融ジェット分裂モデルを改良し、水蒸気爆発を良好に再現できた。これにより、当初の目的を達成した。

(2) 溶融炉心 - コンクリート相互作用解析コードの開発

「溶融炉心 - コンクリート相互作用解析コードの開発」では、三次元溶融炉心 - コンクリート相互作用解析コード CORCAAB を開発し、三次元の MCCI を詳細に解析可能とした。また、溶融デブリ内の対流熱伝達モデルの開発を行い、MCCI に関する不確かさの低減を図ることができた。これにより、当初の目的を達成した。

(3) キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発

「キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発」では「決定論的アプローチに基づくデブリ冷却性評価手法開発」及び「確率論的アプローチによるデブリ冷却性評価手法開発」に取り組んだ。これらについては、以下に記載のように当初の目的を達成した。

- ① 「決定論的アプローチに基づくデブリ冷却性評価手法開発」については、モジュール型コードシステム THERMOS を開発しており、そこに含まれる JBREAK、DPCOOL、MSPREAD 及び REMELT という 4 コードを開発した。また、これらの複数コード間のカップリング解析を行う場合を想定してコード間インターフェイスを開発した。これにより、THERMOS によって実機 BWR の詳細デブリ挙動を解析することが可能となった。

- ② 「確率論的アプローチによるデブリ冷却性評価手法開発」については、国立研究開発法

人日本原子力研究開発機構（JAEA）への委託事業により円筒座標系溶融燃料—冷却材相互作用解析コード JASMINE について、床面上での溶融物粒子の粘着による集積デブリ形成及び溶融物の拡がり挙動のモデルを追加することにより格納容器内デブリ冷却成功確率の評価を可能とした。

(4) 放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発

「放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発」では、「化学反応を考慮したソースターム評価手法の開発」と「エアロゾルスクラビング除去モデルの開発」の二分野について取り組んだ。これらについては、以下に記載のように当初の目的を達成した。

- ① 化学反応を考慮したソースターム評価手法の開発では、JAEA への委託事業により重大事故総合解析コード THALES2 に詳細な化学反応速度及び化学平衡組成モデルを導入し、BWR プラント事故解析時における FP 生成挙動を高度化した。これにより MELCOR 等の ISA コードにて、放射性物質の化学形態を考慮してソースターム評価することが可能となった。
- ② エアロゾルスクラビング除去モデルの開発では、国立大学法人筑波大学への委託事業により安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」（平成 27 年度～令和元年度）で実施した「プールスクラビング実験」として実施している小規模実験から得られた知見に基づき解析コードを開発した。

3.3 成果の公表等

3.3.1 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表

(1) NRA 技術報告

- ① なし

(2) 論文（査読付）

- ① A. Hotta, M. Akiba, Y. Doi and A. Morita, “Development of debris bed cooling evaluation code, DPCOOL, based on heating porous media submerged in two-phase pool”, J. Nucl. Sci. Technol. 56(1), 2019.
- ② 秋葉美幸、堀田亮年、阿部豊、孫昊旻、“粒子状放射性物質のプールスクラビングに関する実験的研究”、日本原子力学会和文論文集、J18-042、2020.
- ③ 堀田亮年、森田彰伸、梶本光廣、丸山結、“JASMINE Version 3 による溶融燃料—冷却材相互作用 SERENA2 実験解析”、日本原子力学会和文誌、2017 年 6 月 27 日
- ④ A Hotta, H Hadachi, W Kikuchi, M Shimizu, “Development of a horizontal two-dimensional melt spread analysis code, THERMOS-MSPREAD Part-2: Special models and validations based on dry spreading experiments using molten oxide mixtures and prototype corium”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 387, 111598, 2022.

- ⑤ A Hotta, H Hadachi, W Kikuchi, M Shimizu, “Development of a horizontal two-dimensional melt spread analysis code, THERMOS-MSPREAD Part-1: Spreading models, numerical solution methods and verifications“, Nuclear Engineering and Design Vol. 386, 111523, 2022
- ⑥ A. Morita, A. Hotta, N. Yamazaki, “Algorithms of three-dimensional concrete ablation front tracking (CAFT) and crust growth”, Annals of Nuclear Energy, Vol. 158, 108297, 2021.
- ⑦ A. Hotta, M. Akiba, A. Konovalenko, W. Villanueva, S. Bechta, T. Matsumoto, T. Sugiyama M. Buck, “Experimental and Analytical Investigation of Formation and Cooling Phenomena”, Journal of Nuclear. Science and Technology, Vol. 57(4), 2020., 2019.
- ⑧ S. M. Hoseyni, A. Konovalenko, S. Thakre, W. Villanueva, A. Komlev, S. Bechta, P. Sköld, M. Akiba, A. Hotta, “Metallic melt infiltration in preheated debris bed and the effect of solidification”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 379, 111229, 2021.
- ⑨ W. Villanueva, S. M. Hoseyni, S. Bechta , A. Hotta, “ Experimental investigation of melt infiltration and solidification in a pre-heated particle bed” Physics of Fluids Vol.34, 123326,2022
- ⑩ W. Kikuchi and A. Hotta, ”Analysis of Multi-phase / Multi-material Debris Bed Formation based on Coupling System of MELCOR2 and THERMOS-JBREAK/MSPREAD”起案中

(3) 国際会議のプロシーディング (査読付)

- ① W. Kikuchi, A. Hotta, “Extension of molten jet breakup evaluation code JBREAK by improving droplet agglomeration model and validation based on DEFOR-A test” Extended Abstract of OECD/NEA Specialist Workshop on Reactor and containment cooling systems - long term management and reliability (RCCS2021), ON-LINE, RCCS 2021 1230, 18th-20st, Oct., 2021.
- ② A. Hotta, W. Kikuchi, “Extension of Debris Bed Cooling Evaluation Code DPCOOL for Evaluating Uncertainties in Long-term Debris Coolability”, Extended Abstract of OECD/NEA Specialist Workshop on Reactor and containment cooling systems - long term management and reliability (RCCS2021), ON-LINE, RCCS 2021 1240, 18th - 20st, Oct., 2021

(4) 表彰・受賞

- ① 森田彰伸「多次元溶融炉心-コンクリート相互作用解析手法の開発」日本原子力学会 2019 年秋の大会、第 32 回日本原子力学会熱流動部会奨励賞
- ② 菊池航「JBREAK における溶融デブリ堆積及び集積モデル開発」日本原子力学会 2021 年秋の大会、第 35 回日本原子力学会熱流動部会優秀講演賞

3.3.2 委託先による公表

- (1) 論文 (査読付)

- ① T. Matsumoto, R. Kawabe, Y. Iwasawa, T. Sugiyama, Y. Maruyama, “Improvement of JASMINE code for Ex-Vessel Molten Core Coolability in BWR”, Annals of Nuclear Energy, Vol. 178, 109348, 2022.
- ② H. Shiotsu, H. Ito, T. Sugiyama, Y. Maruyama, “Numerical analysis for FP speciation in VERDON-2 experiment: Chemical re-vaporization of iodine in air ingress condition”, Annals of Nuclear Energy, Vol. 163, 108587, 2021.
- ③ Y. Abe, K. Fujiwara, S. Saito, T. Yuasa, A. Kaneko, “Bubble dynamics with aerosol during pool scrubbing”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 337, pp. 96-107, 2018.
- ④ K. Fujiwara, K. Yoshida, A. Kaneko, Y. Abe, "Experimental and numerical investigations of aerosol transportation phenomena from single bubbles", International Journal of Heat and Mass Transfer, Vol. 195, 123160, 2022.

(2) 国際会議のプロシーディング (査読付)

- ① T. Matsumoto, R. Kawabe, T. Sugiyama, Y. Maruyama, “IMPROVEMENT OF EX-VESSEL MOLTEN CORE BEHAVIOR MODELS FOR THE JASMINE CODE”, Proceedings of 10th Japan-Korea Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS-10), 27th - 30th, Nov, 2016, Kyoto, Japan, N10P1143, 2016.
- ② T. Matsumoto, Y. Iwasawa, K. Ajima, T. Sugiyama, “The Analyses for Ex-Vessel Debris Coolability of BWR”, Proceedings of Asian Symposium on Risk Assessment and Management 2020 (ASRAM2020), Online Virtual Conference, 30, Nov. - 2, Dec.18, 2020 ASRAM2020-1025, 2020.
- ③ T. Matsumoto, Y. Iwasawa, T. Sugiyama, “Development of Evaluation Framework for Ex-Vessel Core Coolability”, Extended Abstract of OECD/NEA Specialist Workshop on Reactor and containment cooling systems - long term management and reliability (RCCS2021), ONLINE, 18th - 20st, Oct., 2021, RCCS 2021 1260, 2021
- ④ H. Shiotsu, H. Ito, J. Ishikawa, T. Sugiyama, Y. Maruyama, "Analysis of transport behaviors of cesium and iodine in VERDON-2 experiment for chemical model validation", Proceedings of 11th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS-11), 2018.
- ⑤ H. Shiotsu, H. Ito, J. Ishikawa, T. Sugiyama, Y. Maruyama, "Analysis of transport behaviors of cesium and iodine in VERDON-2 experiment for chemical model validation", Proceedings of 11th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS-11), 2018.
- ⑥ J. Ishikawa, H. Shiotsu, T. Sugiyama, Y. Maruyama, “Source term analysis considering B₄C/Steel interaction and oxidation during severe accidents”, Proceedings of 25th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-25) (CD-ROM), 2017.

(3) その他

① なし

3.4 成果の活用等

有効性評価におけるガイドでは、炉心損傷、FCI、MCCI、キャビティにおけるデブリ冷却性等について、非均質性及び非平衡性の扱いを詳細に記載していない⁹。また、BWRにおいてMCCIの緩和策として用いられる、コンクリート以外の材料から構成されるコリウムシールド等の有効性評価についての考え方については、これらのガイドにおいてはコンクリート侵食評価の仮定において包絡的に言及されている。ガイドは、現象範囲及び評価条件の細部については包括的な記載に留めており、その時点の最新知見や導入予定の対策を適切に考慮すべき原則を有している。本研究を進めることによって得られた新知見により、ガイドが基づく評価モデルの妥当性や不確実さに関する議論に知見を提供すると共に、必要に応じてガイドの記載の拡充に資する。

3.4.1 有効性評価への活用

審査においては、評価に使用されるプラント挙動解析モデル、またMCCI、FCI（圧カスパイク）等については、組み込まれたモデルが実験等の最新知見に照らして、どのような不確実さを含んでいるかについて確認している。キャビティ内への局所的なデブリ堆積とその冷却性等、過去の実験的知見に基づく評価がこれらを代表あるいは包絡することを確認している。こうした検討の過程において本研究で得られた、デブリベッド形成及び冷却性に関するメカニズム、熔融燃料と構造材の物質相互作用に関する知見の整理結果が活用されている。

3.4.2 安全性向上評価等への活用

本研究では、重大事故進展において重要な現象について、モデル開発のための実験的知見を系統的に整理している。特に、安全性向上評価では、安全設備やその復旧等において、有効性評価とは異なるその時点における状態を考慮した評価が必要となる。これは、格納容器機能に対する負荷に関連したモデル化についても同様である。そのため、本研究で得られたFCI、原子炉圧力容器外でのデブリベッド形成及び冷却、放射性物質移行挙動及びプールスクラビングに係る現象分析とモデル化等の成果は、論文等により公開された最新知見として、必要な場合には安全性向上評価等において考慮されるものである。

3.4.3 審査書案に対する科学的・技術的意見への回答

審査書案に対する科学的・技術的意見への回答では、本研究で得られた、デブリベッド形成及び冷却性に関するメカニズム、溶融燃料と構造材の物質相互作用に関する知見の整理結果が活用されている。

3.5 今後の課題等

東京電力福島第一原子力発電所の現地調査結果等に基づく事故分析結果を踏まえた溶融炉心挙動評価において、本研究で開発した複数の解析コードを活用していく。

参考文献一覧

- 1 西村健、小城烈、「安全研究成果報告書 軽水炉の重大事故に関わる知見の整備」、原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、2018年11月。
- 2 P. Piluso, M. Adorni, S. Basu, A. Hotta, G. Azarian, K.H. Bang, S. Basu, M. Buck, P. Dejardin, E. D. Malmazet, W. Frid, S. W. Hong, P. Kudinov, M. Leskovar, R. Meignen, T. Nitheanandan, , “Status report on ex-vessel steam explosion”, NEA/CSNI/R(2017)15, OECD/NEA/CSNI, March 2018.
- 3 M. Farmer, M. Cranga, S. Basu, J. Foit, D. Vola, F. Robledo, C. Spengler, K. Atkhen, A. Fargette, M. Fisher, A. Hotta, C. Journeau, C. Marchetto, A. Morita, E. Moiseenko, F. Polidoro, Q. Zhou, “State-of-the-art report on molten corium concrete interaction and ex-vessel molten core coolability”, NEA/CSNI/R(2016)15, pp.48, 2017.
- 4 秋葉 美幸、堀田 亮年、西村 健、森田 彰伸、”安全研究成果報告書 軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験”、原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、令和2年年6月。
- 5 金子 順一、平等 雅巳、菊池 航、堀田 亮年、秋葉 美幸、阿部 豊、「安全研究成果報告書 重大事故時における重要物理化学現象の不確実さ低減に係る実験」、原子力規制庁長官官房技術基盤グループ。
- 6 L. Humphries, B. Beeny, F. Gelbard, D. Louie, J. Phillips, “MELCOR Computer Code Manual, Vol. 2: Reference Manual”, SAND2017-0876 O, Jan. 2017 .
- 7 R. O. Gauntt, R. K. Cole, C. M. Erickson, R. G. Gido, R. D. Gasser, S. B. Rodriguez, M. F. Young, MELCOR Computer Code Manuals Primer and User’s Guide Version 1.8.5, NUREG/CR-6119, Vol. 1, Rev. 2, SAND2000-2417/1, 2000.
- 8 R. O. Gauntt, R. K. Cole, C. M. Erickson, R. G. Gido, R. D. Gasser, S. B. Rodriguez, M. F. Young, MELCOR Computer Code Manuals Reference Manuals Version 1.8.5, NUREG/CR-6119, Vol. 2, Rev. 2, SAND2000-2417/1, 2000.
- 9 原子力規制委員会、” 実用発電用原子炉に関わる炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド” 、原子力規制委員会、平成 25 年 6 月 19 日。
- 10 K. Moriyama, Y. Maruyama, H. Nakamura, “Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User’s Guide”, JAEA-Data/Code 2008-014, Japan Atomic Energy Agency, July 2008.
- 11 Division of Nuclear Power Safety, “Investigation of Cooling Phenomena of High Temperature Molten Core, Phase-4 Report on Test Series: Remelting of Multi-Component Debris (REMCOD) Debris Bed or mation (DEFOR) Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading (PULiMS)“, 2018.
- 12 Division of Nuclear Power Safety, “Investigation of Cooling Phenomena of High Temperature

- Molten Core Phase-5: Modification of the Facilities and Third Test Series of Separate Effect Studies “, 2019.
- 13 菊池航、堀田亮年、” JBREAK における溶融デブリ堆積及び集積モデル開発”、2G11、日本原子力学会 2021 年秋の大会、令和 3 年.
 - 14 菊池航、”原子炉キャビティにおける溶融燃料冷却性詳細評価のためのコードの開発”、令和 4 年度原子力規制庁技術基盤グループ—原子力機構安全研究・防災支援部門合同研究成果報告会、令和 4 年.
 - 15 堀田亮年、森田彰伸、梶本光廣、丸山結、” JASMINE Version 3 による溶融燃料—冷却材相互作用 SERENA2 実験解析”、日本原子力学会和文誌、16 巻、3 号、pp.139-152、平成 29 年.
 - 16 Tokyo Electric Power Company Holdings, Incorporated, “Progress of Unit 3 PCV internal investigation, (Preliminary report of July 19 investigation)”, July 19 2017.
 - 17 Tokyo Electric Power Company Holdings, Incorporated, “Progress of Unit 3 PCV internal investigation, (Preliminary report of July 21 investigation)”, July 21 2017.
 - 18 Tokyo Electric Power Company Holdings, Incorporated, “Progress of Unit 3 PCV internal investigation, (Preliminary report of July 22 investigation)”, July 22 2017.
 - 19 W. Kikuchi, A. Hotta, Extension of molten jet breakup evaluation code JBREAK by improving droplet agglomeration model and validation based on DEFOR-A test, Levice, Slovakia, RCCS-2021, September 6-8, 2021.
 - 20 A. Hotta, M. Akiba, A. Konovalenko, W. Villanueva, S. Bechta, T. Matsumoto, T. Sugiyama, M. Buck, “Experimental and Analytical Investigation of Formation and Cooling Phenomena”, Journal of Nuclear Science and Technology, 2019.
 - 21 K. Yokoi, Efficient implementation of THINC scheme: A simple and practical smoothed VOF algorithm, Journal of Computational Physics, Vol.226, pp.1985-2002, 2007.
 - 22 A. Hotta, M. Akiba, Y. Doi and A. Morita, “Development of debris bed cooling evaluation code, DPCOOL, based on heating porous media submerged in two-phase pool”, Journal of Nuclear Science and Technology Vol.56(1), 2019.
 - 23 A. Hotta, W. Kikuchi, Extension of Debris Bed Cooling Evaluation Code DPCOOL for Evaluating Uncertainties in Long-term Debris Coolability, September 6-8, 2021. Levice, Slovakia, RCCS-2021, September 6-8, 2021.
 - 24 堀田亮年、秋葉美幸、森田彰伸、「MSPREAD コードによる溶融デブリの非等方的拡がりモデル化と ECOKATS 実験解析」、日本原子力学会 2019 秋の大会、令和元年.
 - 25 A. Hotta, H. Hadachi, W. Kikuchi, M. Shimizu, "Development of a horizontal two-dimensional melt spread analysis code, THERMOS-MSPREAD Part-2: Special models and validations based on dry spreading experiments using molten oxide mixtures and prototype corium", Nuclear Engineering and Design, Vol.387, 111598, February 2022.

- 26 A. Hotta, H. Hadachi, W. Kikuchi, M. Shimizu, "Development of a horizontal two-dimensional melt spread analysis code, THERMOS-MSPREAD Part-1: Spreading models, numerical solution methods and verifications", Nuclear Engineering and Design, Vol.386, 111523, January 2022.
- 27 R. Mignen, S. Picci, J. Lamome, "Modeling of fuel-coolant interaction with the multiphase flow code MC3D", MFIP, 2011.
- 28 A. Amsden, P. O'Rourke, T. Butler, "KIVA-II: A computer program for chemically reactive flows with sprays", LA-11560-MS, Los Alamos National Laboratory, 1989.
- 29 J. Beale, R. Reitz, "Modeling spray atomization with the Kelvin-Helmholtz Rayleigh-Taylor hybrid model, atomization and sprays", Engine Research Center University of Wisconsin-Madison 9, pp.623-650, 1999.
- 30 Saito, M., Sato, K., Imahori, S., "Experimental study on penetration behaviors of water jet into Freon-11 and liquid nitrogen", In: ANL Proceedings: National Heat Transfer Conference, pp. 173–183, 1988.
- 31 Reitz, R. D. "Modeling atomization processes in high, spray pressure vaporizing sprays", Atomization and Spray Technology, Vol.3, pp.309-337, 1987.
- 32 Rosin P, Rammler E, "The laws governing the fineness of powdered coal", Journal of the Institute of Fuel, Vol.7, pp.29-36, 1933.
- 33 M. Kiyofumi, M. Yu, U. Tsutomu, N. Hideo, "Coarse break-up of a stream of oxide and steel melt in a water pool", JAERI-Reseach 2005-017, 2005.
- 34 Yakush, S., Kudinov, P., Dinh, T.-N., "Multiscale simulation of selforganization phenomena in the formation and Coolability of corium debris bed", NUREG-13 Kanazawa Japan, N13P1143, 2009.
- 35 Nuclear Regulatory Commission, "RELAP5 / MOD3 Code manual, Volume IV: Models and correlations", NUREG/CR-5535, 1995.
- 36 Kudinov P, Davydov M, "Development and validation of conservative-mechanistic and best estimate approaches to quantifying mass fractions of agglomerated debris", Nuclear Engineering and Design, Vol.262, pp.452-461, 2013.
- 37 P. Kudinov, A. Karbojian, CT. Tran, W. Villanueva, "Agglomeration and size distribution of debris in DEFOR-A experiments with Bi₂O₃–WO₃ corium simulant melt", Nuclear Engineering and Design, Vol.263, pp.284-295, 2013.
- 38 S. Yakush, P. Kudinov, T. Dinh, "Multiscale simulation of selforganization phenomena in the formation and coolability of corium debris bed", NUREG-13 N13P1143, Kanazawa Japan, 2009.
- 39 S.W Hong, J. H. Kim, B. T. Min, S. H. Hong, K. S. Ha, TROI TS-4 test data report, OECD/SERENA-2010-TR07 ,2010.
- 40 G. Taylor, "The dispersion of jets of metals of low melting point in water, Batchelor GK, editor",

- The scientific papers of Sir Geoffrey Ingram Taylor; 3 Aerodynamics and the mechanics of projectiles and explosions; Cambridge: Cambridge University Pres, 1963.
- 41 D. Magallon, I. Huhtiniemi, “Energetic event in fuel-coolant interaction test FARO L-33,” Proceeding. 9th Int. Conf. on Nuclear Engineering (ICONE-9) , Paper No.264, Nice Acropolis, France, 2001.
 - 42 P. Rosin P and E. Rammler, The laws governing the fineness of powdered coal, Journal of the Institute of Fuel , Vol.7, pp. 29-36, 1933.
 - 43 T. Matsumoto, R. Kawabe, T. Sugiyama and Y. Maruyama, Improvement of ex-vessel molten core behavior models for the JAMSINE code, Proc. NTHAS10. Kyoto Japan, November 2016.
 - 44 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“令和 3 年度原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時格納容器内容融炉心冷却性評価技術高度化）事業成果報告書”、令和 4 年.
 - 45 M. Farmer, S. Lomperski, D. Kilsdonk, R. Aeschlimann, S. Basu, “OECD MCCI Project Final report”, Nuclear Engineering Division, Argonne National Laboratory, OECD/MCCI-2005-TR06, February 28, 2006.
 - 46 M. Farmer, S. Lomperski, D. Kilsdonk, R. Aeschlimann, S. Basu, “2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests:CCI-2 Test Data Report-Thermalhydraulic Results”, Nuclear Engineering Division, Argonne National Laboratory, OECD/MCCI-2004-TR05, October 15, 2004.
 - 47 M. Cranga, C. Spengler, K. Atkhen, A. Fargette, M. Fischer, J. Foit, R. Gencheva, E. Guyez, J.F. Haquet, C. Journeau, B. Michel, C. Mun, P. Piluso, T. Sevon, B. Spindler, “Towards an European consensus on possible causes of MCCI ablation anisotropy in an oxidic pool”, Proc. ERMSAR-2013 Avignon, France, Oct. 2-4, 2013.
 - 48 森田彰伸、堀田亮年、“多次元溶融炉心 - コンクリート相互作用解析手法の開発”、日本原子力学会 2019 秋の大会、令和元年.
 - 49 Morita A, Hotta A, Yamazaki N, “Algorithms of three-dimensional concrete ablation front tracking (CAFT) and crust growth”, Annals of Nuclear Energy, Vol. 158, 108297, 2021.
 - 50 M. T. Farmer, J. J. Sienicki, B. W. Spencer, “CORQUENCH: A model for gas spargingenhanced, melt-water, film boiling heat transfer”, ANS winter meeting on the thermal hydraulics of severe accidents, Washington, D.C. USA, November 11-15 , 1990.
 - 51 H. J. Ivey, D. J. Morris, “Critical Heat Flux of Saturation and Subcooled Pool Boiling in Water at Atmospheric Pressure,” Proceedings 3rd International Heat Transfer Conference 3, pp.129-142, 1966.
 - 52 R. E. Henry, “A Correlation for the Minimum Wall Superheat in Film Boiling,” Transactions of the American Nuclear Society., Vol.15, pp.420 ,1972.
 - 53 P.J. Berenson, “Film-Boiling Heat Transfer from a Horizontal Surface,” International Journal

- of Heat and Mass Transfer, Vol.83, pp.351, 1961.
- 54 D. Gueyffier, J. Li, A. Nadim, R. Scardovelli, S. Zaleski, Volume-of-fluid interface tracking with smoothed surface stress methods for three-dimensional flows, *Journal of Computational Physics* 152, pp. 423–456, 1999.
- 55 M. Schmidt, M. Worner, G. Grotzbach, Direkte numerische, “Simulation der Konvektion in einer Fluidschicht mit interner Wärmequelle”, FZKA 5916, August 1997.
- 56 M. Ramacciotti, C. Journeau, F. Sudreau, G. Cognet, "Viscosity models for corium melts", *Nuclear Engineering and Design*, Vol.204, pp.377-389, 2001.
- 57 M. Bottin, M. Amizic, E. Guyez, J.-M. Seiler, G. Ratel, M. Samaille, J.-F. Haquet, J.-C. Bonnard, "Molten Corium–Concrete Interaction: Investigation of convective heat transfer in a pool with gas sparging", *Annals of Nuclear Energy*, Vol.93, pp.35-42, 2016.
- 58 T. Takamasa, A. Tomiyama, “Three-Dimensional Gas-Liquid Two-Phase Bubbly Flow in a C-Shaped, Tube”, Ninth International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-9), San Francisco, CA, 1999.
- 59 M. T. Farmer, S. Lomperski, D. J. Kilsdonk, and R. W. Aeschlimann, “OECD MCCI Project 2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests: Final Report”, Nuclear Engineering Division, Argonne National Laboratory, OECD/MCCI-2005-TR05, October 15, 2006.
- 60 OECD/NEA/CSNI, “Long-Term Management and Actions for a Severe Accident in a Nuclear Power Plant”, to be published.
- 61 福島第一原子力発電所 1号機原子炉格納容器内部調査（水中 ROV-A2）の実施状況（5月19日の作業状況）、
<https://photo.tepco.co.jp/date/2022/202205-j/220523-01j.html>(2023年2月12日確認)
- 62 Modular Accident Analysis Program (MAAP) Version 4 (EPRI owned and licensed computer software), Fauske & Associates,
<https://www.fauske.com/nuclear/maap-modular-accidentanalysis-program>(2023年2月12日確認).
- 63 N. Bixler, R. Gauntt, J. Jones, “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Volume 1: Peach Bottom Integrated Analysis”, Sandia National Laboratories. NUREG/CR-7110, Vol.1, Revision 1, May 2013.
- 64 堀田亮年、秋葉美幸、大川剛、”安全研究成果報告 軽水炉の国産シビアアクシデント解析コードの開発”、原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、平成30年。
- 65 D. Magallon, I. Huhtiniemi, “Corium melt quenching tests at low pressure and subcooled water in FARO”, *Nuclear Engineering and Design*, Vol.204, pp.369-376, 2001.
- 66 M. Kato, H. Nagasaka, “COTELS fuel coolant interaction tests under ex-vessel conditions”, JAERI-Conf 2000-015, 2000.
- 67 B. Eppinger, G. Fieg, H. Massier, W. Schütz, U. Stegmaier, G. Stern, “Simulationsexperimente

- zum Ausbreitungsverhalten von Kernschmelzen: KATS-8 bis KATS-17”, Forschungszentrum Karlsruhe GmbH Technik und Umwelt, FZKA 6589, März 2001.
- 68 H. Alsmeyer, T. Cron, J. Foit, Messemer G, S. Schmidt-Stiefel, W. Haefner, H. Kriscio, “Test report of the melt spreading tests ECOKATS-V1 and ECOKATS-1”, Forschungszentrum Karlsruhe GmbH Technik und Umwelt, FZKA 7064 SAM-ECOSTAR-D15., November 2004.
- 69 J. Foit, “Large-scale ECOKATS experiments: Spreading of oxide melt on ceramic and concrete surfaces”, Nuclear Engineering and Design, Vol.236, pp.2567-2573, 2006.
- 70 C. Journeau, J. Haquet, B. Spindler, C. Spengler, J. Foit, “The VULCANO VE-U7 Corium spreading benchmark”, Progress in Nuclear Energy, Vol.48(3), 2006.
- 71 P. Kulkarni, M. Rashid, R. Kulenovic, A. Nayak, “Experimental investigation of coolability behaviour of irregularly shaped particulate debris bed”, Nuclear Engineering and Design, Vol.240(10), pp.3067-3077, 2010.
- 72 M. Rashid, R. Kulenovic, E. Laurien, A. Nayak, xperimental results on the coolability of a debris bed with multidimensional cooling effects, Nuclear Engineering and Design, Vol.241(11), pp.4357-4543, 2011.
- 73 M. Rashid, R. Kulenovic, E. Laurien, Experimental results on the coolability of a debris bed with down comer configurations, Nuclear Engineering and Design, Vol.249, pp. 104-110, 2012.
- 74 E. Takasuo, V. Taivassalo, T. Kinnunen, T. Lehtikuusi, “Coolability analyses of heap-shaped debris bed. Finland”, VTT Technical Research Centre of Finland, NKS-343, January 2015.
- 75 J. Gabor, E. Sowa, L. Baker, J. Cassulo, “Studies and experiments on heat removal from fuel debris in sodium”, Proceeding, ANS Fast Reactor Safety Mtg, Beverly Hills, USA, pp. 823-844, Apr. 1974.
- 76 S. Basso, A. Konovalenko, P. Kudinov, “Effectiveness of the debris def self-leveling under severe accident conditions”, Annals of Nuclear Energy Vol.95, pp. 75-85, 2016.
- 77 E. Takasuo, V. Taivassalo, T. Kinnunen, T. Lehtikuusi, “Coolability Analyses of Heap-shaped Debris Bed”, Finland: VTT Technical Research Centre of Finland, Jan. (NKS-343), 2015.
- 78 S. Basso, A. Konovalenko, P. Kudinov, “Empirical closures for particulate debris bed spreading induced by gas-liquid flow”, Nuclear Engineering and Design, Vol.297, pp.19-25, 2016.
- 79 S. Basso, A. Konovalenko, S. Yakush, P. Kudinov, “The effect of self-leveling on debris bed coolability under severe accident conditions”, Nuclear Engineering and Design, Vol.305, pp.246-259, 2016.
- 80 S. Cheng, H. Yamano, T. Suzuki, Y. Tobita, Y. Nakamura, B. Zhang, T. Matsumoto, K. Morita, “Characteristics of self-leveling behavior of debris beds in a series of experiments”, Nuclear Engineering and Technology, Vol.45(3), pp.323-334, 2013.
- 81 K. Morita, T. Matsumoto, S. Nishi, T. Nishikido, S. Cheng, H. Tagami, T. Suzuki , Y. Tobita , “A new empirical model for self-leveling behavior of cylindrical particle beds”, Journal of

- Nuclear Science and Technology, Vol.53(5), pp.713-725, 2016.
- 82 R. Gasser, R. Gauntt, S. Bourcier, R. Schmidt, “Late-phase melt progression experiment: MP-2. Results and analysis”, Sandia National Laboratory; NUREG/CR-6167, May 1997.
- 83 D. Tsuikov, V. Strizhov, S. Bechta, V. Zagriazkin, N. Kiselev, “Main results of the MASCA1 and 2 projects”. Integrated application Report, NEA/CSNI/R(2007)15, 2007.
- 84 F. Serre, J. Crestia, U. Bieder F. Fichot, “Phebus FPT4: test description and pretest calculations”, Proceeding. SARJ-97, Yokohama Japan, pp. 274-278, Oct. 1998.
- 85 W. Kikuchi, A. Hotta, “Extension of molten jet breakup evaluation code JBREAK by improving droplet agglomeration model and validation based on DEFOR-A test”, September 6-8, 2021, Levice, Slovakia, RCCS-2021, 2021.
- 86 A. Hotta, W. Kikuchi, “Extension of Debris Bed Cooling Evaluation Code DPCOOL for Evaluating Uncertainties in Long-term Debris Coolability”, September 6-8, 2021, Levice, Slovakia, RCCS-2021, 2021
- 87 IRSN, “Research programmes. The PHEBUS FP programme”,
<https://www.irsn.fr/EN/Research/Research-organisation/Research-programmes/PHEBUS-PF/Pages/Severe-accident-research-programme-PHEBUS-FP-3455.aspx>.(2023年2月12日確認)
- 88 T.Y. Chu, M.M. Pilch, J.H. Bentz, J.S. Ludwigsen, W-Y Lu and L.L. Humphries, “Lower head failure experiments and analyses”, Sandia National Laboratory. NUREG/CR-5582., Feb. 1999.
- 89 L. Humphries, T. Chu, J. Bentz, R. Simpson, C. Hanks, W. Lu, B. Antoun, C. Robino, J. Puskar, P. Mongabure, “OECD Lower head failure project. Final report”, Sandia National Laboratory. NEA/CSNI/R(2002)27, 2002.
- 90 A. Theerthan, A. Karbojian, B. Sehgal , “FOREVER experiments on thermal and mechanical behavior of reactor pressure vessel during a severe accident. The EC-FOREVER-1 test”, Proceeding. SMIRT-16, Washington DC, USA, Aug. 2001.
- 91 S. Brosi, G. Duijvestijn, H. Hirschmann, B. Jäckel, K. Nakada, J.A. Patorski, R. Rösel, H.P. Seifert, Ph. Tipping, “CORVIS. Investigation of light water reactor lower head failure modes”, Nuclear Engineering and Design, Vol.168, pp.77-104, 1997.
- 92 R. Park, K. Kang, J. Kim, K. Lee, “Experimental and analytical studies on the penetration integrity of the reactor vessel under external vessel cooling”, Nuclear Technology Vol.145, pp.102-114, 2004.
- 93 C. Torregrosa, W. Villanueva, C. Tran, P. Kudinov , “Coupled 3D Thermo-mechanical analysis of a Nordic BWR vessel failure and timing”, Proceeding, NURETH15, Pisa Italy, May 2013.
- 94 B. Launder, D. Spalding, “The numerical computing of turbulent flows”, computational methods for the solution of scientific and engineering, Vol.3, pp.269-289, 1974.
- 95 V. Tung, V. Dhir, “A hydrodynamic model for two-phase flow through porous media”,

- International Journal of Multiphase Flow, Vol.14(1), pp.47-65, 1988.
- 96 W. Schmidt , “Influence of multidimensionality and interfacial friction on the coolability of fragmented corium. Doctoral Thesis. Germany: Institut für Kernenergetik und Energiesysteme”, IKE 2-149, ISSN-0173-6892, 2004.
- 97 福岡俊道、野村昌孝、山田章博、”異材界面における接触熱抵抗の評価”、日本機械学会誌論文集 A 編, 76 巻 763 号、 pp.344-350、平成 22 年.
- 98 S.E Yakush, A. Konovalenko, S. Basso, P. Kudinov, “Effect of Particle Spreading on Coolability of Ex-Vessel Debris Bed”, NURETH-16, Chicago, U.S.A , pp.1210-1222, , 2015.
- 99 J.P. Zhang, N. Epstein, J.R. Grace, “Minimum Fluidization Velocities for Gas-liquid-solid Three-phase Systems”, Powder Technology, Vol.100, pp.113-118, 1998.
- 100 M. Rashid, R. Kulenovic, E. Laurien, A.K. Nayak, “Experimental results on the coolability of a debris bed with multidimensional cooling effects”, Nuclear Engineering and Design, Vol.241(11), pp. 4537–4543, 2011.
- 101 B. Spindler, J. Veteau, “The simulation of melt spreading with THEMA code Part 2: Assessment against spreading experiments”, Nuclear Engineering and Design, Vol.236, pp.425-441, 2006.
- 102 B. Spindler, J. Veteau, “The simulation of melt spreading with THEMA code Part 1: Model, assessment strategy and assessment against analytical and numerical solutions”, Nuclear Engineering and Design, Vol.236, pp.415-424, 2006.
- 103 M. Ishii, N. Zuber, “Drag coefficient and relative velocity in bubbly, droplet or particulate flows”, AIChE Journal, Vol.25(5), pp.843-854, 1979.
- 104 M. Ramacciotti, C. Journeau, F. Sudreau, G. Cognet, “Viscosity models for corium melts”, Nuclear Engineering and Design, Vol.204, pp.377-389, 2001.
- 105 S. Stedman, J. Evans, J. Woodthorp, “Rheology of composite ceramic injection moulding suspensions”, Journal of Materials Science Vol.25(3), pp.1833-1841, 1990.
- 106 B.Spindler, J.M.Veteau, “The simulation of melt spreading with THEMA code Part 1: Model, assessment strategy and assessment against analytical and numerical solutions”, Nuclear engineering and design, Vol.236, pp.415-424, 2006.
- 107 M. T. Farmer, “Phenomenological modeling of the melt eruption cooling mechanism during molten corium concrete interaction (MCCI)”, Proceedings of ICAPP '06, Paper 6165, 2006.
- 108 P. Blasius, “Das Aehnlichkeitsgesetz bei Reibungsvorgängen in Flüssigkeiten”, Forschungsheft Vol.131, pp.1-41, 1913.
- 109 S. Churchill, “Friction Factor Equations Spans All Fluid-Flow Regimes”, Chemical Engineering Journal Vol.84, pp.91-92, 1977.
- 110 C. Colebrook, C. White, “Experiments with Fluid Friction in Roughened Pipes”, Proceedings of the Royal Society of London. Series A, Mathematical and Physical Sciences, Vol.161 (906), pp.367–381, Aug. 1937.

- 111 S. Kutateladze, I. Malenkov, "Boiling and bubbling heat transfer under the conditions of free and forced convection", Proceeding. 6th Int. Heat Transfer Conf. Tronto Canada, 1978.
- 112 V. Konsetov, "Heat transfer during bubbling of gas through liquid", International Journal of Heat and Mass Transfer, Vol.9, pp.1103-1108, 1965.
- 113 J. Veteau, B. Spindler, G. Daum, "Modelling of two-phase friction from isothermal spreading experiments with gas fed from the bottom and application to spreading accompanied by solidification", Proceeding. NURETH-10. Seoul, Korea, Oct. 2003.
- 114 J. Veteau, B. Spindler, "Benchmark calculations for the ECOKATS spreading experiment with THEMA code", Note CEA/SETEX/LTEM/03-350, SAM-ECOSTAR-D19, 2003.
- 115 R. J. Lipinski, "A model for boiling and dryout in particle beds", Sandia Labs Report SAND82-0765 (NUREG/CR-2646), June 1982.
- 116 S. E. Yakush, P. Kudinov, T.N. Dinh, "Multiscale simulations of self-organization phenomena in the formation and coolability of corium debris bed", NURETH-13, 2009.
- 117 W. Kikuchi, A. Hotta, "Analysis of Multi-phase / Multi-material Debris Bed Formation based on Coupling System of MELCOR2 and THERMOS-JBREAK/MSPREAD, in preparation.
- 118 KATS-12 "1-dim Ausbreitung mit hoher Volumenrate (schneller Schmelzenauslaß) auf Crdierit, trocken",
<http://bibliothek.fzk.de/zb/berichte/FZKA6589Kapitel/FZKA6589KATS-12.pdf>(2023 年 2 月 12 日 確認)
- 119 C. Journeau, J. -F. Haquet, B. Spindler, C. Spengler, J. Foit, "The VULCANO VE-U7 Corium spreading benchmark", Progress in Nuclear Energy 48, 215-234, 2006.
- 120 J.J. Foit, A. Vesper, "Similarity solutions for nonisothermal spreading. KATS experiments and CORFLOW results", 7th International Conference on Nuclear Engineering, , ICONE7036, Tokyo, Japan, 19–23 April 1999.
- 121 J. Bonnet, S. Rouge, J. Seiler, "Large scale experiments for core melt retention: BALI: corium pool thermal hydraulics, SULTAN: boiling under natural convection", NEA Workshop on Large Molten Pool Heat Transfer Paris France, pp. 503-512, Mar. 1994,.
- 122 O. Kymäläinen, H. Tuomisto, O. Hongisto, T. Theofanous, "Heat flux distribution from a volumetrically heated pool with high Rayleigh number", Nuclear Engineering and Design, Vol.149, pp.401-408, 1994.
- 123 T. Theofanous, M. Maguire, S. Angelini, T. Salmassi, "The first results from the ACOPO experiment", Nuclear Engineering and Design, Vol.169, pp. 49-57, 1997.
- 124 V. Asmolov, A. Behbahani, G. Hache, H. Nakamura, B. Sehgal, V. Strizhov, K. Trambauer, H. Tuomisto, C. Vitanza, "CSNI/NEA RASPLAV Seminar 2000: Summary and Conclusions", NEA/CSNI/R(2000)23, Munich, Germany, Nov. 2000.
- 125 S. Hagen, P. Hofmann, V. Noack, L. Sepold, G. Schanz, G. Schumacher, "Comparison of the

- quench experiments CORA-12, CORA-13, CORA-17”, Forschungszentrum Karlsruhe, FZKA 5679, Aug. 1996.
- 126 M. Buck, “Modelling of the late phase of core degradation in light water reactors”, Doctoral Thesis. Germany; Institut für Kernenergetik und Energiesysteme. IKE 2-172., Nov. 2007.
- 127 M. Buck, “Collaboration on Ex-Vessel Debris Modelling - Phase 2”, Institut für Kernenergetik und Energiesysteme. IKE 2-153 ISSN-0173-6892., Feb. 2019.
- 128 The SCDAP/RELAP-3D© Code Development Team, “SCDAP/RELAP5-3D© Code Manual”, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory. INEEL/EXT-02/00589., May 2003.
- 129 P. Chatelard, J. Fleurot, O. Marchand, P. Draï, “Assessment of ICARE/CATHARE V1 Severe Accident Code”, 14th International Conference on Nuclear Engineering ICONE14-89307 Florida, USA, pp.145-154, 2006.
- 130 J. Besteke, K. Trambauer, “Status of ATHLET-CD development shown by the LOFT-FP-2 analysis as an example”, Heat and Mass Transfer in Severe Reactor Accidents. Cesme, Turkey, May 1995.
- 131 M. Buck, "Description of modeling approaches for debris bed re-melting in the COCOMO-3D code", Collaboration on Ex-Vessel Debris Modelling (NRA-IKE), January 2019.
- 132 M. Darwish, F. Moukalled, B. Sekar, "A Unified Formulation of the Segregated Class of Algorithms for Multi-Fluid Flow at All-Speeds", Numerical Heat Transfer, Part B: Fundamentals, Vol.40 (2), pp.99-137, 2010.
- 133 S. Ergun, “Fluid flow through packed columns” Chemical engineering progress, Vol. 48, No. 2, 1952.
- 134 Division of Nuclear Power Safety, “Investigation of Cooling Phenomena of High Temperature Molten Core, Extended Phase Report on Identification of important phenomena related to cooling phenomenon of high temperature melting core and expansion of the validation database “, pp.148-203, 2021.
- 135 W. Kikuchi, A. Hotta, “Application of an Ex-vessel Debris Behavior Analysis System, THERMOS to TEPCO Fukushima Daiichi NPS Accident”, OECD/NEA/ARC-F Meeting, December 14-16, 2020.
- 136 W. A. Lambertson, M. H. Mueller, “Uranium Oxide Phase Equilibrium Systems: III, UO₂-ZrO₂,” Journal of the American Ceramic Society, Vol.36, pp.365, 1953.
- 137 M. F. Roche, L. Leibowitz, J. K. Fink, L. Baker, Jr., “Solidus and Liquidus Temperatures of Core-Concrete Mixtures,” NUREG/CR-6032, 1993.
- 138 M. T. Farmer, B. W. Spencer, R. W. Aeschlimann, “Liquidus/Solidus and Zr Solubility Measurements for PWR and BWR Core Melt Compositions,” OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, November 15-18, 1999.
- 139 G. Nazare, G. Ondracek, G., B. Shulz, “Properties of Light Water Reactor Core Melts”, Nuclear

- Technology, Vol.32, pp.239-246, 1977.
- 140 D. Magallon, H.Hohmann, “Experimental investigation of 150-kg-scale corium melt jet quenching in water,” Nuclear Engineering and Design, Vol.177, pp.321-337, 1997.
- 141 OECD NEA, “Report on Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal (FFRD)”, NEA/CSNI/R(2016)16, 2016.
- 142 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、”平成 28 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策費等委託費（シビアアクシデント時格納容器内容融炉心冷却性評価技術高度化）事業”、平成 29 年.
- 143 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、”平成 29 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策費等委託費（シビアアクシデント時格納容器内容融炉心冷却性評価技術高度化）事業”、平成 30 年.
- 144 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、”平成 30 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策費等委託費（シビアアクシデント時格納容器内容融炉心冷却性評価技術高度化）事業”、平成 31 年.
- 145 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、”平成 27 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策費等委託費（シビアアクシデント時格納容器内容融炉心冷却性評価技術高度化）事業”、平成 28 年.
- 146 T. Matsumoto, Y. Iwasawa, K. Ajima, T. Sugiyama, “Proceedings of Asian Symposium on Risk Assessment and Management 2020 (ASRAM2020)”, ASRAM2020-1025, Online Virtual Conference, 30, Nov. - 2, Dec.18, 2020.
- 147 T. Matsumoto, R. Kawabe, Y. Iwasawa, T. Sugiyama, Y. Maruyama, “Improvement of JASMINE code for ex-vessel molten core coolability in BWR”, Annals of Nuclear Energy, Vol.178, 2022.
- 148 T. Matsumoto, Y. Iwasawa, T. Sugiyama, “Development of Evaluation Framework for Ex-Vessel Core Coolability”, Proceeding, OECD/NEA Specialist Workshop on Reactor core and containment cooling systems – long term management and reliability (RCCS-2021), Paper No.1260, 2021(ON LINE).
- 149 N. Girault, C. Fiche, A.Bujan, J.Dienstbier, “Towards a Better Understanding of Iodine Chemistry in RCS of Nuclear Reactors,” Nuclear Engineering and Design, Vol.239, pp.1162–1170, 2009.
- 150 古田定昭、住谷秀一、渡辺均、中野政尚、今泉謙二、竹安正則、中田陽、藤田博喜、水谷朋子、森澤正人、國分祐司、河野恭彦、永岡美佳、横山裕也、外間智規、磯崎徳重、根本正史、檜山佳典、小沼利光、加藤千明、倉知保、“福島第一原子力発電所事故に係る特別環境放射線モニタリング結果－中間報告（空間線量率，空气中放射性物質濃度，降下じん中放射性物質濃度）－”、日本原子力研究開発機構、JAEA-Review 2011-035、平成 23 年.

- 151 T. Ohkura, T. OISHI, M. TAKI, Y. SHIBANUMA, M. KIKUCHI, H. AKINO, Y. KIKUTA, M. KAWASAKI, J. SAEGUSA, M. TSUTSUMI, H. OGOSE, S. TAMURA, T. SAWAHATA, “Emergency Monitoring of Environmental Radiation and Atmospheric Radionuclides at Nuclear Science Research Institute, JAEA Following the Accident of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant,” Japan Atomic Energy Agency, JAEA-Data/Code 2012-010, May, 2012.
- 152 M. Kajimoto, “Development of THALES-2, A computer code for coupled thermal-hydraulics and FP transport analyses for severe accident at LWRs and its application to analysis of FP revaporization phenomena”, Proc. Int. Top. Mtg. on Safety of Thermal Reactors, Portland, USA, pp.584-592, Jul. 1991.
- 153 K. Moriyama, Y. Maruyama, H. Nakamura, “Kiche: A Simulation Tool for Kinetics of Iodine Chemistry in the Containment of Light Water Reactors under Severe Accident Conditions,” Japan Atomic Energy Agency, JAEA-Data/Code 2010-034, March, 2011.
- 154 J. Ishikawa, K. Kawaguchi, Y. Maruyama, “Analysis for Iodine Release from Unit 3 of Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant with Consideration of Water Phase Iodine Chemistry”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.52, pp.308-314, 2015.
- 155 S. Suehiro, J. Sugimoto, A. Hidaka, H. Okada, S. Mizokami, K. Okamoto, “Development of the source term PIRT based on finding during Fukushima Daiichi NPPs accident,” Nuclear Engineering and Design, Vol.286, pp.163–174, 2015.
- 156 B.Xerri, S.Canneaux, F.Louis, J.Trincal, F.Cousin, M.Badawi, L.Cantrel, “Ab initio calculation and iodine kinetic modeling in the reactor coolant system of a pressurized water reactor in case of severe nuclear accident”, Computational and Theoretical Chemistry Vol.990, pp.194-208, 2012.
- 157 N. Bixler, C. Erickson, “VICTORIA-92 Pretest Analysis of PHEBUS FPT0,” Sandia National Laboratories, SAND93-2275, Jan. 1994.
- 158 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、”平成 28 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策費等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業”、平成 29 年。
- 159 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、”平成 29 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策費等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業”、平成 30 年。
- 160 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、”平成 30 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策費等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業”、平成 31 年。
- 161 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、”平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策費等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業”、令和 2 年。

- 162 A. Gallais-During, J. Bonnin, P.-P. Malgouyres, S. Morin, S. Bernard, B. Gleizes, Y. Pontillon, E. Hanus, G. Ducrosa, “Performance and first results of fission product release and transport provided by the VERDON facility,” *Nuclear Engineering and Design*, Vol.277, pp.117-123, 2014.
- 163 A. Gallais-During, S. Bernard, B. Gleizes, Y. Pontillon, J. Bonnin, P.-P. Malgouyres, S. Morin, E. Hanus, G. Ducros, “Overview of the VERDON-ISTP Program and main insights from the VERDON-2 air ingress test,” *Annals of Nuclear Energy*, Vol.101, pp.109-117, March 2017.
- 164 F. Audubert, S. Bernard, M. Ledieu, Y. Pontillon, “VERDON-2 and VERDON-5 TGTM analysis Report n°1”, NT DEC/SA3E/LAMIR/NT/2018-001, CEA.
- 165 H. Shiotsu, I. Hiroto, S. Tomoyuki, M. Yu, “Numerical analysis for FP speciation in VERDON-2 experiment: Chemical re-vaporization of iodine in air ingress condition,” *Annals of Nuclear Energy*, Vol.163, 108587, 2021.
- 166 S.J. Gershman, D.M. Blei, “A tutorial on Bayesian nonparametric models”, *Journal of Mathematical Psychology*, Vol.56, pp.1-12, 2012.
- 167 J.E. Griffin, M.F.J. Steel, “Order-based dependent Dirichlet processes”, *Journal of the American Statistical Association*, Vol.101(473), pp.179-194, 2012.
- 168 S.N. MacEachern, “Dependent nonparametric processes”, In: *ASA proceedings of the section on Bayesian statistical science*, Virginia, U.S., 1999.
- 169 B. Clément, L. Cantrel, G. Ducros, F. Funke, L. Herranz, A. Rydl, G. Weber, C. Wren, “State of the Art Report on Iodine Chemistry”, NEA/CSNI/R(2007)1, 2007.
- 170 H. Shiotsu, J. Ishikawa, T. Sugiyama, Y. Maruyama, “Influence of chemical speciation in reactor cooling system on pH of suppression pool during BWR severe accident”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol.55, pp.363-373, Nov 2018.
- 171 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“令和2年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策費等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業”、令和3年。
- 172 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策費等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業”、令和4年。
- 173 L. Cantrel, E. Krausmann, “Reaction Kinetics of a Fission-Product Mixture in a Steam-Hydrogen Carrier Gas in the Phebus Primary Circuit”, *Nuclear Technology*, Vol.144, pp.1-15, 2003.
- 174 伊藤裕人、塩津弘之、田中洋一、西原慧径、杉山智之、丸山結、”CHEMKEq：化学平衡論及び反応速度論の部分混合モデルに基づく化学組成評価コード”、*JAEA Data/Code2018-012*、平成30年。
- 175 P. Owczarski, K. Burk, “SPARC-90: A code for calculating fission product capture in suppression

- pools”, Pacific Northwest Laboratory. NUREG/CR-5765, Oct. 1991.
- 176 J. McCormack, D. Dickinson and R. Allemann, “Experimental results of ACE vent filtration, Pool scrubber tests AA1-AA4 and DOP1-DOP5”, ACE-TR-A1, Jan. 1989.
- 177 M. Marcos Crespo, F. Gomez Moreno, I. Melches Serrano, M. Martin Espigares, J. Lopez Jimenez, “LACE-España experimental programme on the retention of aerosols in submerged beds”, CIEMAT ITN/ST-08/DP-93, 1993.
- 178 A. Dehbi, D. Suckow, S. Guentay, “Aerosol retention in low-subcooling pools under realistic accident conditions”, Nuclear Engineering and Design, Vol.203, pp. 229-241, 2001.
- 179 J. Hakii, I. Kaneko, M. Fukasawa, M. Yamashita and M. Matsumoto, “Experimental Study on Aerosol Removal Efficiency for Pool Scrubbing under High Temperature Steam Atmosphere”, Nuclear Regulatory Commission. NUREG/CP-0116, Feb. 1990.
- 180 Y. Abe, K. Fujiwara, S. Saito, T. Yuasa, A. Kaneko, “Bubble dynamics with aerosol during pool scrubbing”, Nuclear Engineering and Design, Vol.337, pp. 96-107, 2018.
- 181 H. Sun, Y. Shibamoto, Y. Okagaki, T. Yonomoto, “Experimental investigation of decontamination factor dependence on aerosol concentration in pool scrubbing”, Science and Technology of Nuclear Installations, (to be published).
- 182 秋葉美幸、堀田亮年、阿部豊、孫昊旻、”粒子状放射性物質のプールのスクラビングに関する実験的研究”、日本原子力学会和文誌、19 卷、1 号、pp. 1-15、令和 2 年。
- 183 E. M. A. Frederix, A. K. Kuczaj, M. Nordlund, A. E. P. Veldman, B. J. Geurts, “Eulerian modeling of inertial and diffusional aerosol deposition in bent pipes,” Computers and Fluids, vol. 159, pp.217–231, 2017.
- 184 K. Hayashi, A. Tomiyama, “Interface Tracking Simulation of Mass Transfer from a Dissolving Bubble,” , Computational and Theoretical Chemistry, Vol.3(4), pp.247–261, 2011.
- 185 N. Balcázar-Arciniega, O. Antepara, J. Rigola, A. Oliva, “A level-set model for mass transfer in bubbly flows,” International Journal of Heat and Mass Transfer, Vol. 138, pp.335–356, 2019.
- 186 国立大学法人筑波大学、”令和 3 年度原子力施設等防災対策等委託費（スクラビング個別効果試験）事業に関する報告書”、令和 4 年。

執筆者一覧

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ シビアアクシデント研究部門
菊池 航 技術研究調査官
平等雅己 技術研究調査官
栃尾 大輔 主任技術研究調査官
堀田 亮年 技術参与
阿部 豊 主任技術戦略専門職