

安全研究成果報告（中間）（案）

(案)

安全研究成果報告(中間)

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
Physicochemical Phenomena including Large Uncertainties
under Severe Accident of LWR

堀田 亮年 秋葉 美幸 森田 彰伸 菊池 航

Akitoshi HOTTA, Miyuki AKIBA, Akinobu MORITA, and Wataru KIKUCHI

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)

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・成果を中間的にとりまとめたものであり、最終的な成果報告書は、別途、プロジェクト終了後にとりまとめることとしています。

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。

本レポート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
不確実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

堀田 亮年 秋葉 美幸 森田 彰伸 菊池 航

要 旨

本研究では、軽水炉プラントにおける重大事故分析の観点から、現在の解析コードによる予測において不確実さが大きな以下の4領域に着目した。

- ① 熔融燃料 - 冷却材相互作用
- ② 熔融炉心 - コンクリート相互作用
- ③ キャビティ注水時のデブリ冷却性
- ④ プラントシステム内での放射性物質生成・移行・除去

これらの4領域に含まれる主要な物理化学現象に着目した個別効果実験及び総合効果実験が国内外において進められている。こうした知見を反映し、さらに本研究の中で国内外専門家との協力を通じて、各領域における個別現象に関する研究課題の抽出を行い、これらの課題を解決するために必要な解析コードの開発を平成29年度より令和4年度までの6年間において実施している。

本報告書は平成29年度より平成30年度までの2年間において得られた成果をまとめた中間報告書である。本研究においては、現在までに、以下の通り予定していた成果が得られている。

- (1) 「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 の開発を進め、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の改良を進めた。
- (2) 「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 の開発を進めており、溶融炉心-コンクリート/プール間の熱伝達モデルを組み込み、三次元コンクリート侵食フロント追跡アルゴリズムが、実機において想定されるキャビティ形状を扱い得ることの確認のための試解析を実施した。
- (3) 「キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発」では決定論的アプローチと確率論的アプローチの二種の解析コード開発を進めている。
 - (a) 決定論的アプローチでは、THERMOS というモジュール型コードシステムを開発中である。具体的には、そこに含まれるモジュールとして、JBREAK、DPCOOL、MSPREAD 及び REMELT という 4 コードを開発中であり、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の整備を進めた。
 - (b) 確率論的アプローチでは、R-Z 体系溶融燃料－冷却材相互作用解析コード JASMINE に、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に必要な機能の整備を進めた。
 - (c) また、解析コードに組み込んだ主要モデルが対応している現象含み、妥当性確認に適したデータが得られていることを判断基準として公開文献等から実験を選定した。そして、これらの実験に安全研究「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 年度から令和元年度）」の一環として KTH において行っている模擬溶融物を用いた一連の実験を加えた妥当性確認マトリックスを整備した。
- (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。前者においては、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シビアアクシデント総合解析コード THALES2 に導入し、BWR プラント事故解析を実施した。後者においては、「軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」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、中規模及び大規模とした三段階のスケールの実験から得られる知見に基づきプールスクラビング解析コードの改良方針をまとめた。

Development of Simulation Codes for
Physicochemical Phenomena including Large Uncertainties
under Severe Accident of LWR

Akitoshi HOTTA, Miyuki AKIBA, Akinobu MORITA, and Wataru KIKUCHI
Division of Research for Severe Accident

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

Abstract

In this research, from the viewpoint of severe accident analysis in the actual LWR plant, the following four areas are focused as having large prediction uncertainties in by the current analysis codes.

- ① Fuel-coolant interaction
- ② Molten corium-concrete interaction
- ③ Debris cooling under cavity water injection
- ④ Generation, migration and removal of radioactive material in the plant system

Separate effect and integral effect tests focusing on the important physicochemical phenomena included in these four areas have been underway both in Japan and abroad. Taking account of findings obtained from these tests, also with the cooperation of domestic and foreign experts in these research fields, extraction of research subjects was carried out. Based on this, development of analysis codes necessary to solve these subjects was launched for six years from 2017 to 2022. This report is an interim report that summarizes results obtained in the two years from 2017 to 2020. As summarized below, up to the present we have achieved the planned goals:

- (1) In "Development of analysis codes for the fuel-coolant interaction", The three-dimensional molten jet breakup behavior analysis code JBREAK is being developed and the R-Z fuel-coolant interaction code JASMINE is being implemented with the molten jet breakup model.
- (2) In "Development of an analysis code for the molten corium-concrete

interaction”, the three-dimensional molten corium-concrete interaction analysis code CORCAAB is being developed with implemented with the heat transfer models between the molten corium-concrete and pool, and carrying out trial analyses in order to check that the three-dimensional concrete ablation front tracking algorithm can deal with cavity geometries postulated in actual plants.

(3) In “Development of analysis codes for the debris cooling under cavity water injection”, analysis codes are being developed based on two approaches: deterministic and probabilistic ones.

(a) In the deterministic approach, a modular code system called THERMOS is being developed. Specifically, as the modules included there, four codes, JBREAK, DPCOOL, MSPREAD and REMELT, are being developed and the inter-code interfaces are prepared with postulating coupling analysis of different codes.

(b) In the probabilistic approach, the R-Z fuel-coolant interaction analysis code JASMINE is being implemented with those models, generation of agglomerated debris by droplet bonding and melt spreading on a floor, that are necessary for evaluating the probability of success of debris cooling in the cavity.

(c) From open literatures, etc., the tests were selected according to the judgment whether they include phenomena corresponding to important models implemented in the these codes and are suitable for validation of these models. Then a series of tests using simulant materials being conducted at KTH as a part of “Tests concerning important physicochemical phenomena of severe accident of LWR (from FY2015 to FY2019)” were combined with above-mentioned tests to develop the validation matrix.

(4) In “Development of analysis code for radioactive material generation / migration / removal”, the work has been focused in two fields: “Development of source term evaluation method considering chemical reactions” and “Development of aerosol scrubbing removal model”. In the former, modeling methodologies of the chemical kinetics and the chemical equilibrium compositions were studied. The statistical surrogate model for the chemical equilibrium compositions were implemented in the integral severe accident code THALES2. A sample calculation was carried out based on accident scenarios in the BWR plant. In the latter, the concept of improving the pool

scrubbing model was summarized based on the findings obtained from the three-stage scale tests: small, medium, and large scale which were conducted as "Tests concerning important physicochemical phenomena of severe accident of LWR" .

目次

1.	序論	1
1.1	背景	1
1.2	目的	2
1.3	全体工程	2
2.	本論	4
2.1	溶融燃料 - 冷却材相互作用解析コードの開発	4
2.1.1	JBREAK の開発	4
(1)	溶融物放出	5
(2)	液滴発生及びランダムウォークに基づく落下軌跡追跡	5
(3)	周囲流体との相互作用	6
(4)	今後の開発予定	7
2.1.2	JASMINE の改良	8
(1)	溶融ジェット分裂と液滴粒子モデル	8
(2)	Rosin-Rammler 分布の組み込み	9
2.2	溶融炉心 - コンクリート相互作用解析コードの開発	11
(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	11
(2)	コンクリート侵食モデルの組み込み	12
(3)	今後の開発予定	13
2.3	キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発	13
2.3.1	重要現象同定とモデル化の方針	14
(1)	原子炉圧力容器下部ヘッド破損に関する実験的知見	16
(2)	原子炉圧力容器下部ヘッド破損に関する評価技術	17
2.3.2	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	18
(1)	DPCOOL の開発	20
①	デブリ内温度分布	20
②	熱伝達係数	21
③	セルフレベリング	23
④	今後の開発予定	24
(2)	MSPREAD の開発	24
①	プール中の拡がり挙動に影響を及ぼす諸モデルの追加	25
②	非等方拡がり挙動 (Stop & Flow モデル)	27
③	JBREAK とのインターフェイス	28
④	今後の開発予定	30
(3)	JBREAK の開発	30

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.....	31
②	DPCOOL のプール領域流れ場とのインターフェイス	31
③	今後の開発予定.....	32
(4)	REMELT の開発.....	33
①	物質相互作用に関する重要現象と実験データベース.....	33
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.....	33
③	物質相互作用モデル化例.....	33
④	今後の開発予定.....	33
(5)	妥当性確認実施状況	34
2.3.3	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.....	36
(1)	粒子デブリ集積判定モデルの導入.....	37
(2)	溶融物床上拡がりモデルの導入及び改良	38
2.4	放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発	40
2.4.1	プラント内放射性物質移行解析コードの開発.....	41
(1)	VICTORIA 2.0 の化学モデルの妥当性確認	41
(2)	化学反応速度を考慮できるモデルの開発	42
(3)	化学平衡組成に関する代替統計モデルの開発.....	42
(4)	原子炉冷却系内 FP 化学を考慮した BWR ソースターム解析.....	43
2.4.2	エアロゾルプールスクラビング除去モデルの開発.....	48
3.	結論.....	50
3.1	成果の要点	50
3.2	目的（目標）の達成状況	51
3.3	成果の活用等	52
3.3.1	基準・ガイドへの反映	52
3.3.2	有効性評価への活用	52
3.3.3	安全性向上評価等への活用	52
3.3.4	審査書案に対する科学的・技術的意見への回答.....	53
3.3.5	東京電力福島第一原子力発電所事故分析.....	53
3.4	今後の課題	53
	参考文献一覧.....	54
	執筆者一覧.....	61

表目次

表 2.1.1	JASMINE コードにおける溶融ジェット分裂液滴サンプリング手順 ..	10
表 2.3.1	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	16
表 2.3.2	デブリベッド構成要素間の熱伝達係数	21
表 2.3.3	THERMOS 各モジュールの妥当性確認計画	35

図目次

図 1.3.1	研究の作業工程	3
図 2.1.1	JBREAK における液滴発生モデル概念	6
図 2.1.2	DEFOR-A 実験シリーズに基づく JBREAK 妥当性確認計画	8
図 2.1.3	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	9
図 2.1.4	ALPHA 実験及び DEFOR-A 実験で得られた液滴径分布	10
図 2.2.1	CORCAAB における三次元コンクリート侵食アルゴリズム	12
図 2.2.2	CORCAAB による二箇所サンプルを有するキャビティ侵食解析例	13
図 2.3.1	原子炉圧力容器下部ヘッドからの溶融デブリ放出に始まるデブリベッド安定冷却成功・失敗に係る重要現象の抽出	15
図 2.3.2	デブリベッド形成及び冷却性評価コード THERMOS の構成	19
図 2.3.3	デブリベッドを構成する発熱体と非発熱体間の熱伝達	22
図 2.3.4	中央ダウンカメラ付き発熱デブリベッドに関する解析例	22
図 2.3.5	DPCOOL による三次元体系によるセルフレベリング解析例	24
図 2.3.6	MSPREAD によるサンプルシンクモデル解析例	26
図 2.3.7	MSPREAD における Stop & Flow モデル概念	27
図 2.3.8	ECOKATS-1 (左) 及び MSPREAD と CORFLOW の比較 (右)	28
図 2.3.9	溶融ジェット床衝突を扱うための JBREAK-MSPREAD カップリング	30
図 2.3.10	JBREAK-DPCOOL カップリングによるデブリベッド形成解析例	32
図 2.3.11	溶融炉心冷却成功確率の評価手法の概念図	37
図 2.3.12	粒子デブリ集積の判定方法	38
図 2.3.13	集積質量割合に関する DEFOR-A (A23-A26) 実験結果と解析結果の比較	39
図 2.3.14	改良 JASMINE による PULiMS-E13 解析例	40
図 2.4.1	VICTORIA による JAEA TeRRa 実験解析例	44
図 2.4.2	ノンパラメトリック・ベイズ法による線形回帰モデル	45
図 2.4.3	K 近傍法による線形回帰モデル	46
図 2.4.4	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)	47
図 2.4.5	プールスクラビング実験データとモデル改良の関係	49

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
CSNI	: Committee on The Safety of Nuclear Installation	原子力施設安全委員会
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 Karlsruhe 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
IVMR	: In-vessel melt retention	原子炉圧力容器内溶融デブリ保持
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	: Organization for Economic Co-operation and Development	経済協力開発機構

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
SERENA	: Steam Explosion Resolution for Nuclear Applications Project	OECD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 rapture	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
TMI-2	: Three Mile Island Unit-2	スリーマイルアイランド2号 機

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「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 年度から令和 4 年度）」における研究「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。

重大事故に対する安全性向上活動において、解析コードによる予測を有効に活用するためには、格納容器機能に及ぼす可能性のある影響、これらに対する格納容器機能喪失に繋がるような負荷に対する緩和策の視点から重要であり、かつ既存解析コードによる評価の不確実さが大きい以下の 3 領域において、現象理解及びモデル化に関する最新知見を整理し、これらを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努力を継続することが重要である。

まず、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用（以下、文章中では FCI）解析及び熔融炉心-コンクリート相互作用（以下、文章中では MCCI）については、長期間に渡る国際協力実験等^(参1, 2)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重要である。

次いで、原子炉圧力容器内外のデブリベッド冷却性については、原子炉圧力容器内熔融デブリ保持（IVMR）、原子炉圧力容器外からの熔融デブリ冷却（ERVIC）及び原子炉圧力容器外熔融デブリ保持（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ている安全研究「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 年度から令和元年度）」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、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、これらを解決するための実験を海外機関と協力して実施している。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重要である。

そして、粒子（エアロゾル）状又はガス状の放射性物質の化学反応を含む発生、除去及び移行プロセスについては、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、上記の「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 年度から令和元年度）」では、「プールの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ている。これらの実験から得られる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 等の総合重大事故解析（ISA）解析コードに反映することは、ソースターム評価における精度を向上する観点から重要である。

1.2 目的

FCI、MCCI、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・除去挙動の四領域を対象とし、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 全体工程

本研究の実施期間は平成 29 年度より令和 4 年度までの 6 年間である。各実施項目の作業工程を図 1.3.1 にまとめる。同図において、以下の項目は、JAEA 安全研究センターへの委託事業として実施している。

- 図 1.3.1 (1) の b 「JASMINE の改良」
- 図 1.3.1 (3) の c 「確率論的アプローチによるデブリ冷却性評価手法開発」
- 図 1.3.1 (4) の a 「プラント内放射性物質移行解析コードの開発」

ここでは、コード開発を以下の 4 プロセスに分解して進めている。

- 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)

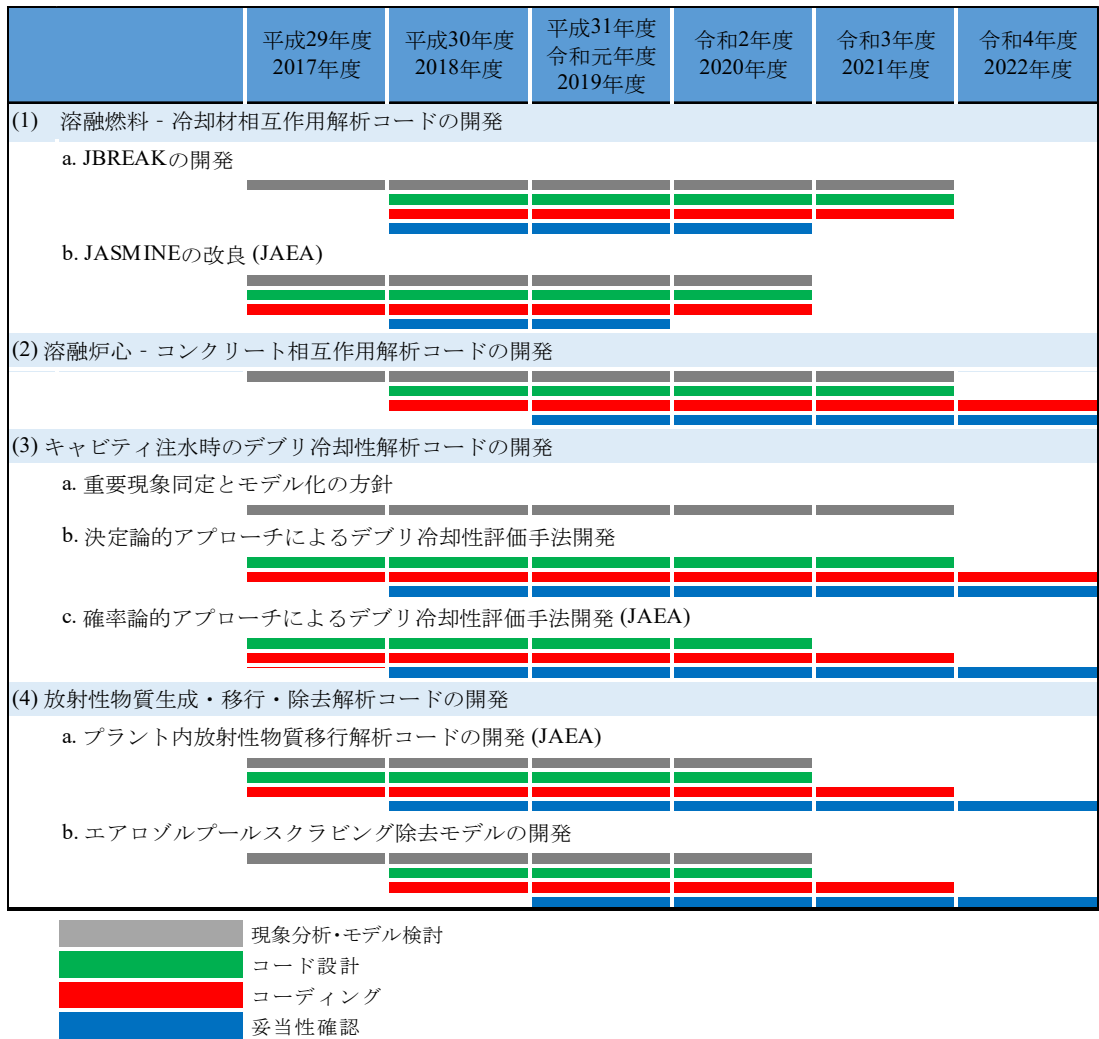


図 1.3.1 研究の作業工程

Fig.1.3.1 Overall schedule of the research program

2. 本論

2.1 熔融燃料 - 冷却材相互作用解析コードの開発

FCIについては、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^(参3)。一方で、BWRにおいては、ペDESTALが原子炉圧力容器支持機能を有しており、ペDESTAL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、原子炉圧力容器が破損する前に注水によりペDESTALにプールが形成され、そこに熔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JASMINE^(参4)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 (Steam Explosion Resolution for Nuclear Applications 2) 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^(参1)。本研究に先行し原子力規制庁が実施した安全研究「軽水炉の重大事故に関わる知見の整備 (平成26年度から平成28年度)」^(参5)において、SERENA2実験に基づき重要な不確実さ要因 (熔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^(参6)、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「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年度から令和元年度)」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、KTHのDEFOR-A設備を用いた模擬熔融物による実験を実施している。この実験では、熔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^(参7)。東京電力福島第一発電所事故では、原子炉圧力容器底部からの熔融炉心落下の状況を示す調査結果^(参8, 9, 10)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。本研究では、三次元FCI解析コードの開発に向けて熔融ジェット分裂を扱う解析コードJBREAK (Jet Break) の開発、並びにR-Z体系に基づくFCI解析コードJASMINEの機能拡張を実施している。

2.1.1 JBREAKの開発

JBREAKは、三次元体系において熔融物及び周囲冷却水の保存則を解いており、熔融物と冷却水の界面追跡にはVOF (Volume of Fluid) 法の一つであるTHINC/WLIC (Tangent of Hyperbola for Interface Capturing / Weighted Linear Interface Calculation) 法^(参11)を適用している。これらの手法により、原子炉圧力容器からの熔融デブリ放出、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熔融ジェットの分裂挙動等を解く解析コードである。JBREAKは、本研究期間においてコーディングの段階にある。本コードは、

単独で用いることができるほか、2.3において述べるキャビティ内デブリ冷却性解析コード THERMOS (Transient HEat Removal of MOlten Substances)^(参12) のモジュールの一つでもあり、他のモジュールである DPCOOL (Debris - Pool Cooling)^(参13) 及び MSPREAD (Melt Spread)^(参14) 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2.3において記述する。以下の2.1.1 (1) から (3) までには、本研究期間において開発された主なモデルについて述べる。

(1) 溶融物放出

炉心が損傷し、構造材や制御材と共に原子炉压力容器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る。これにより、下部ヘッドの損傷位置及び損傷形態は影響を受ける。中心軸近傍二発生する貫通口からは、下方へ向かって溶融デブリが放出されると考えられる。下部ヘッド内部での金属層の成層化により熱流束ピーク位置が中心位置からずれ、周辺貫通口部に応力が集中する等の原因により中心からずれた位置に破損口が発生する場合には、斜め横方向法に向かって溶融デブリが放出される場合がある。本解析コードでは、このように様々な非対称放出挙動を扱うことができる。溶融デブリの流出速度は、速度テーブル又は原子炉压力容器内外の圧力差テーブルに応じて計算することができる。

(2) 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、JASMINE^(参4)、MC3D^(参15)、KIVA^(参16)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する。

溶融ジェットからの液滴発生モデル概念を図 2.1.1 (a)～(d)に示す。本コードでは、液滴は溶融ジェット側面のみから発生し、予め仮定された粒径分布にて一定数が蓄積されたと判断された時点で液滴群が径方向に放出されると仮定する。溶融ジェット側面は、鉛直軸に対して傾きを有することを前提として、ジェットの位置による液滴発生率は、溶融ジェット - 周囲冷却材の界面角度に応じて Kelvin-Helmholtz 型、Rayleigh-Taylor 型、及びこれらをジェット分裂長予測値に対する溶融ジェット内の位置により使い分けるハイブリッドモデル^(参17)に基づき計算する。

発生した液滴のプール内落下軌跡は、後述するプール内発熱多孔質冷却を扱うコード DPCOOL によって求めたプール領域の速度場に基づき Lagrange 的に求めるが、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^(参 18)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。落下軌跡の計算においては、液滴-周囲流体間の摩擦及び界面熱伝達による冷却のような熱移動を考慮し、固化した粒子デブリが床面上に到達した際に、デブリベッドの中に組み込まれていく堆積ロジックをモデル化し、DPCOOL 及び MSPREAD にデータとして引き継いでいる。

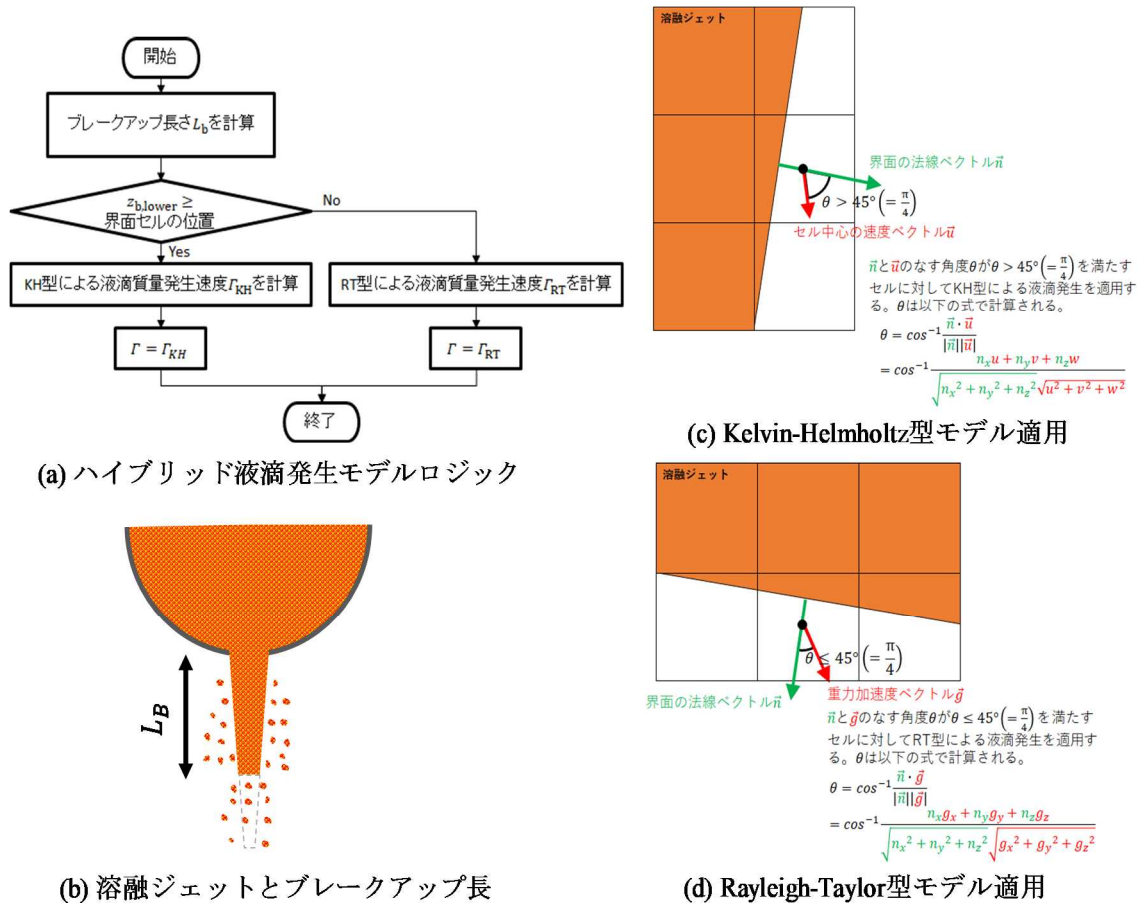


図 2.1.1 JBREAK における液滴発生モデル概念

Fig. 2.1.1 Concept of droplet entrainment models in JBREAK

(3) 周囲流体との相互作用

本コードでは、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-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^(参 15)を適用することとした。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^(参 13)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。本コードでは RELAP5 に実装されている熱伝達相関式^(参19)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^(参4)を適用した。

(4) 今後の開発予定

DEFOR-A 実験解析では、プールの三箇所に設置されたデブリキャッチャを模擬するため、落下途中における障害物への着床とその場所における堆積を扱うモデルを組み込んでいる。こうしたカップリング解析によって得られた DEFOR-A 実験の試解析例を図 2.1.2 (a) に示す。計画されている DEFOR-A に対する JBREAK 妥当性解析の流れを図 2.1.2 (b) に示す。

まず、ジェット本体から発生する液滴群の粒径ごとの個数分布の測定結果に基づき、粒子径が予め決められた分布を有するとしてモデル化する予定である。次いで、液滴の落下軌跡については、可能な範囲において可視化画像及びプール内温度履歴の測定値との比較を行う。液滴からの溶融デブリの集積粒子生成については、これらの実験解析結果に基づいてモデルを開発する予定である。

また、集積デブリ生成モデルについて参考となる考え方を調査し、モデル化の方針を立てている。Kudinov 等は、集積が固化率の低い液滴同士が付着することにより発生することに着目し、集積質量 m_{aggl} が低固化率 (例えば表面の 10%未滴が固化した) 液滴質量 m_{liq} に比例する経験的モデルを提案した^(参20)。一方で、溶融物過熱度の高い実験ケースを含めてこの理論に基づき表現するならば、この比例係数は一定ではなく、実験データによってしか同定できないような非線形性を有することになる。実験では、溶融ジェット本体から発生したと考えられる比較的大きな溶融物破片が上部キャッチャと干渉する様子が観察され、溶融物過熱度が高いほど、そのような傾向が顕著となる可能性がある。また、プールの真上から直接視野に入らないキャッチャ背後への液滴の回り込み等、複雑な流動場において観察される振舞いも見られた。

JBREAK により、こうした挙動を模擬することができれば、キャッチャ上に堆積したデブリベッドの中で、粒子デブリが溶融物破片や低固化率液滴に付着することで発生する集積デブリ化等、これまでの簡易モデルでは扱えなかった集積デブリの生成メカニズムを考慮することができ、広範囲の溶融デブリ過熱度の影響について合理的な現象解釈が可能になると期待される。

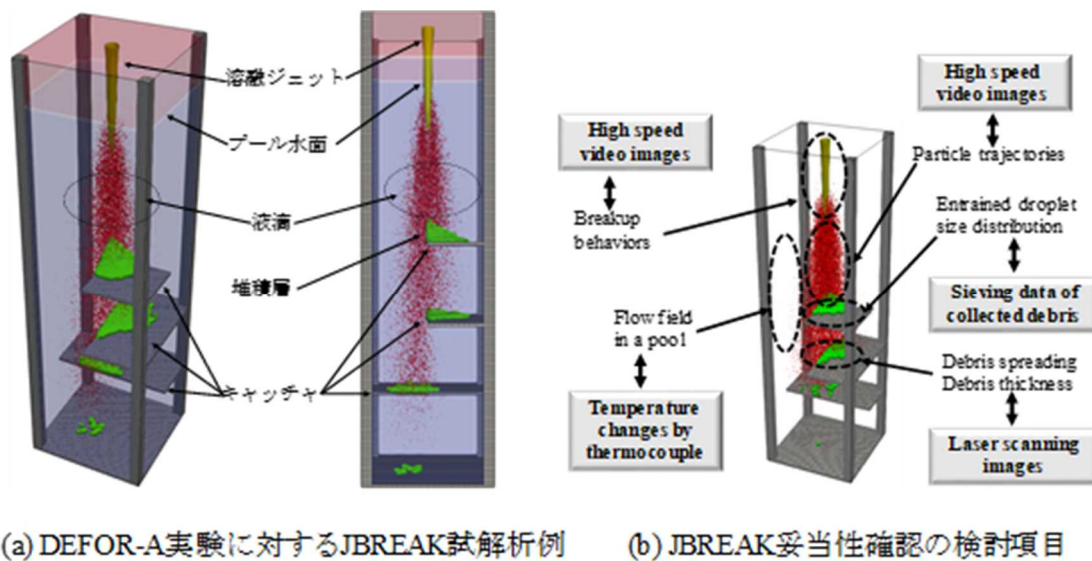


図 2.1.2 DEFOR-A 実験シリーズに基づく JBREAK 妥当性確認計画

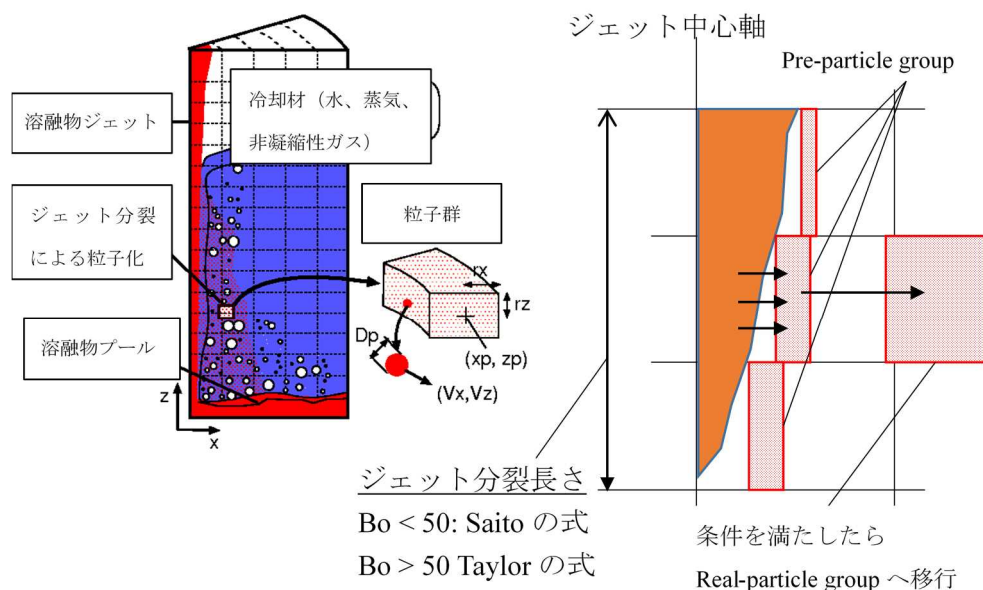
Fig. 2.1.2 Plan of validating JBREAK based on DEFOR-A test series

2.1.2 JASMINE の改良

JASMINE (JAeri Simulator for Multiphase Interaction and Explosion) 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旧 JAERI (現在の JAEA) において開発された FCI 解析コードである^(参4)。数値モデルは、図 2.1.3 に示すように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) に大別され定式化されている。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。この研究では、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する。図 2.1.3 のように、Saito の式^(参21) 又は Taylor の式^(参22) により計算されるジェットの分裂長の深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いう仮定に基づき、液滴発生率を計算する。発生した液滴は最初バッファ領域 (pre-group) に蓄積させ、粒子数やグループの座標、時間等の条件を満たすと real-group として扱い、水との相互作用計算を開始する。熔融ジェットから発生する液滴を個々に扱うことは計算負荷の観点で難しいため、同じ特性 (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。



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. (参4)

図 2.1.3 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. 2.1.3 Melt and jet breakup models in the JASMINE code

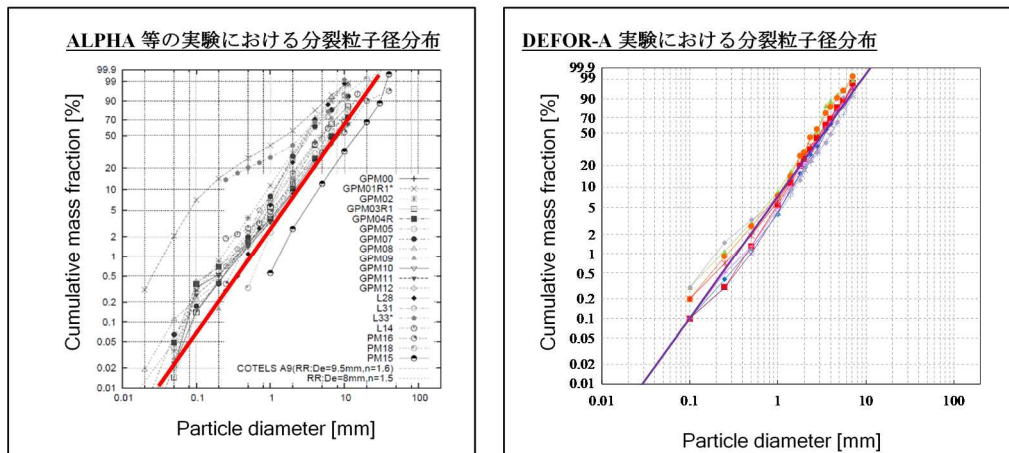
(2) Rosin-Rammler 分布の組み込み

粒子群の代表粒子径は、溶融粒子が冷却材と接触する総面積及び熱移行量計算に使用する。そのため、溶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 初期バージョンでは一様粒径を仮定していたが、その後、JNES が対数正規分布モデルを導入した。今回、図 2.1.4 に示すように、ALPHA 実験^(参23) や DEFOR-A 実験^(参7) といった高温溶融物の水中落下実験で得られた粒子径分布の再現性に優れた Rosin-Rammler 分布^(参24) を導入することとし、表 2.1.1 にまとめるように、溶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ており、この DEFOR-A 実験に対する適用性の検討を実施した。本モデルに基づく実験解析を 2.3.3 (1) の DEFOR-A 実験における粒子デブリ集積判定モデル開発に活用するため、粒子デブリ集積判定とのインターフェイスを整備した。

表 2.1.1 JASMINE コードにおける溶融ジェット分裂液滴サンプリング手順

Table 2.1.1 Procedure of jet breakup droplet sampling in the JASMINE code

No.	モンテカルロ法によって計算する方法（対数正規分布、または Rosin-Rammler 分布）
1	次の入力データを与える ・正規分布：乱数のシード値、粒子の平均直径と標準偏差 ・Rosin-Rammler 分布：absolute size constant、distribution constant
2	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（対数正規分布または Rosin-Rammler 分布） 累積分布の逆関数を用いて一様乱数を変換
3	pre-group から real-group に開放される、メルト総質量を計算
4	代表液滴径の質量を計算
5	メルト総質量/代表粒子径質量を、代表液滴径の粒子数とする
6	液滴は生成位置とタイミング毎に、1つの液滴群が生成される



Rosin-Rammler 分布の累積分布関数

$$F = 1 - \exp \left\{ - \left(\frac{D_p}{D_e} \right)^n \right\}$$

D_p : 粒子直径

F : 粒子直径が D_p 以下の粒子の累積質量割合

D_e : absolute size constant

n : distribution constant

— 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, Nov. 2016. (参 85)

図 2.1.4 ALPHA 実験及び DEFOR-A 実験で得られた液滴径分布

Fig. 2.1.4 Droplet diameter distributions obtained in the ALPHA and DEFOR-A experiments

2.2 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、ANL において二酸化ウランを主体するプロトタイプ溶融デブリを用いた MCCI 実験が実施された^(参 25)。本実験シリーズでは、0.5 m×0.5 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と呼ばれる効果^(参 2)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。

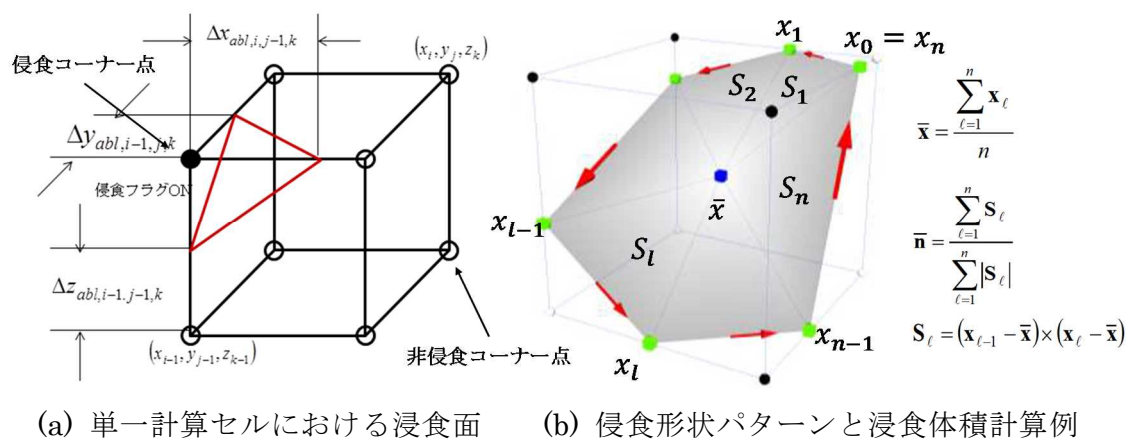
実機プラントでは、キャビティ断面積が大きく、こうした上面クラストが成長したとしても、それ自身の重量や上面を覆う冷却水による水圧荷重等により崩壊するか、少なくとも多数の亀裂が発生することによって、冷却水が溶融デブリに到達することから除熱が進むことが期待されている。クラストのアンカリング効果は、キャビティの幾何形状に依存することから、実験体系に基づいてそのメカニズムを定量的に説明し、実機プラントに外挿して評価するためには、キャビティ形状変換において不確実さを伴わないモデルを用いることが望ましい。

こうした背景から、三次元解析 MCCI コード CORCAAB (CORium - Concrete Anisotropic Ablation) の開発を進めており^(参 26)、以下に本研究期間における実施内容を述べる。

(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 2.2.1 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^(参27)に基づき追跡する。本理論では、図 2.2.1 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_l, x_{l-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。



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 秋の大会 富山大学、Sep. 2019. ^(参26)

図 2.2.1 CORCAAB における三次元コンクリート侵食アルゴリズム

Fig. 2.2.1 Three-dimensional concrete ablation algorithm in CORCAAB

(2) コンクリート侵食モデルの組み込み

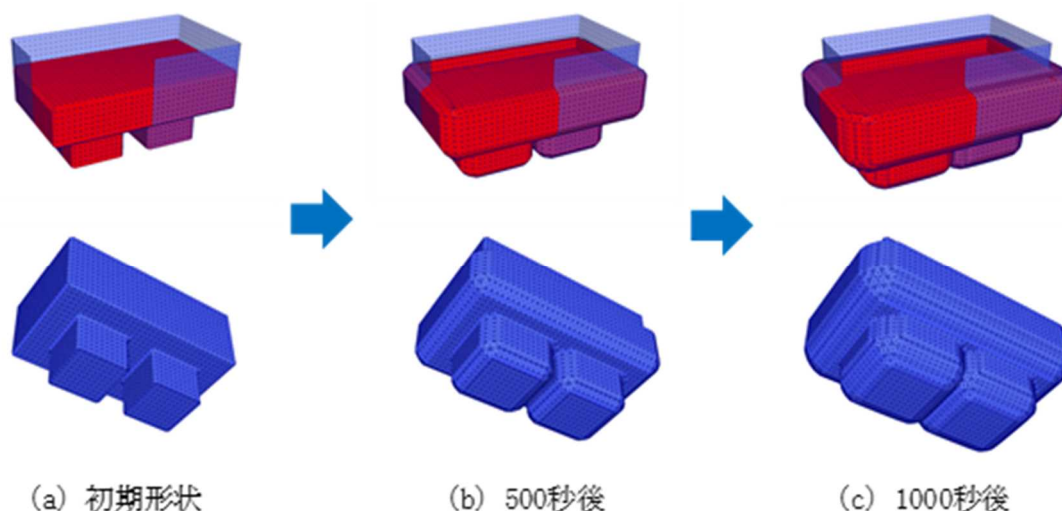
侵食アルゴリズムの機能を確認するため、三次元侵食アルゴリズムに、クラスト成長モデル、溶融デブリ-クラスト熱伝達モデル、溶融デブリ/クラスト-コンクリート熱伝達モデル等を組み込み、実機プラントのキャビティにおいて想定される複数の非対称侵食体系に対する試解析を実施し、数値アルゴリズムとしてのロバスト性を確認した。

図 2.2.2 (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溝が拡大し、やがて二つのキャビティ空間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。その他、ドレイン管内溶融デブリ、キャビティ周辺や機器近傍の入隅部及び出隅部に堆積した溶融デブリの侵食挙動を解析し、侵食アルゴリズムが適切に機能していることを確認した。

(3) 今後の開発予定

今後は、上面クラストにおける輻射熱伝達（ドライ条件の場合）及び沸騰熱伝達（ウェット条件の場合）の他、上面クラストにおける冷却水浸透を考慮した熱伝達モデル、コンクリートスラグ層の熱伝達モデル、上面クラストの壁面アンカリングモデル等、本解析コードの所期の目的である縮小実験体系から実機プラント体系への幾何形状スケールアップ性能を実現するために必要な機能を追加する予定である。

なお、コードの妥当性確認では、OECD/NEA/CSNI MCCI 実験結果の内、等方的侵食が観察された CCI-2（石灰岩系コンクリート）、非等方侵食が観察された CCI-3（珪質岩系コンクリート）及び非対称侵食ケース等の結果に基づき確認することを検討しており、すでに一部の試解析を開始している。



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 秋の大会 富山大学、Sep. 2019. (参 26)

図 2.2.2 CORCAAB による二箇所サンプを有するキャビティ侵食解析例

Fig. 2.2.2 Cavity ablation with two sumps by CORCAAB

2.3 キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発

MCCI 緩和策の一つである“キャビティ（BWR ではペDESTAL）注水”では、原子炉圧力容器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、数多くの現象が係っている。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、ベースマット貫通やペデスタル支持機能など、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、MAAP^(参28)やMELCOR^(参29)等のISA解析コードでは、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ことが多い。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実さが、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^(参30)。

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が、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。

こうした課題を有するISA解析コード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^(参12)。

2.3.1 重要現象同定とモデル化の方針

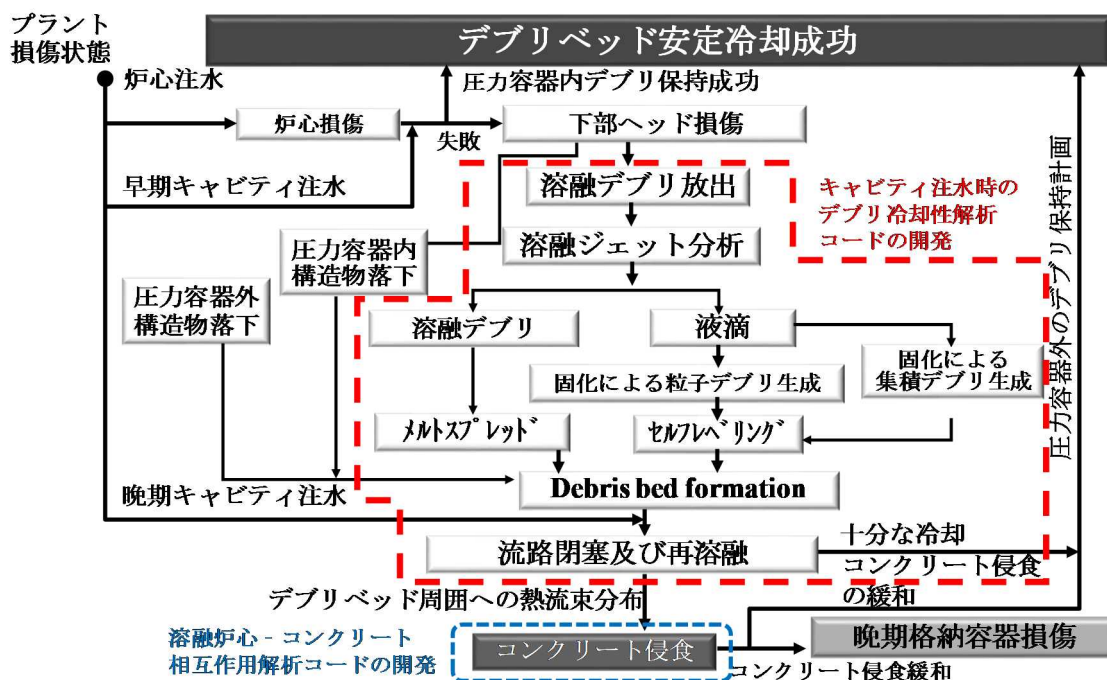
コード開発に先立って、既に終了した原子力規制庁の安全研究「軽水炉の国産シビアアクシデント解析コードの開発（平成26年度から平成28年度）」における研究項目「解析コードが対象とする物理化学現象」の調査結果をベースとて、本研究期間において実施した文献調査、及び本分野における海外専門家との議論を通じて得た新知見を統合して研究課題を再度整理した。

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拡がる。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、熔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 2.3.1 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. 原子炉圧力容器下部ヘッド破損
- b. 熔融ジェットのパール中での液滴化、液滴の固化・集積及び粒子デブリの堆積
- c. パール中での熔融デブリ拡がり
- 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（粒子層への熔融相浸透/酸化物、金属等の物質相互作用）



出典) 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、Nov. 2018. (参 31)

図 2.3.1 原子炉圧力容器下部ヘッドからの熔融デブリ放出に始まるデブリベッド安定冷却成功・失敗に係る重要現象の抽出

Fig. 2.3.1 Extraction of important phenomena related to success and failure of debris bed stable cooling starting from molten debris discharge from reactor pressure vessel lower head

また、表 2.3.1 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「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 年度から令和元年度）」における研究項目「燃料デブリ形成過程個別現象実験」から得られる予定のデータについてまとめている（参³¹）。

表 2.3.1 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 2.3.1 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: 熔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 (参 ³²), COTELS (参 ³³), JAEA (参 ²³)	DEFOR-A (参 ^{7, 12})
II: パール中での熔融デブリ拡がり		
熔融ジェットの床面衝突、熔融デブリ温度過渡変化、上下面クラスト成長、熔融デブリ-クラスト-床/パール・雰囲気熱伝達、非等方的拡がり等	KATS (参 ³⁴), ECOKATS (参 ³⁵), VULCANO-VE-U7 (参 ³⁶)	PULiMS (参 ^{7, 12})
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、粒子層ポロシティ等	DEBRIS (参 ^{37, 38, 39}), COOLOCE (参 ⁴⁰)	Yet to be planned
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 (参 ⁴¹), PDS (参 ^{42, 43, 44}), JAEA (参 ^{45, 46})	
V: デブリベッド内の形態変化（粒子層への熔融相浸透/ 酸化物、金属等の物質相互作用）		
熔融金属の粒子表面での接触角、粒子層ポロシティ、粒子層温度分布、物質相互作用（共晶等）	MP-2 (参 ⁴⁷), MASCA (参 ⁴⁸), PHEBUS-FP (参 ^{49, 50})	REMCOD1/2/3 (参 ^{7, 12})

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（参¹²）。このうち、原子炉压力容器下部ヘッド破損についてのまとめを以下に記載する。

(1) 原子炉压力容器下部ヘッド破損に関する実験的知見

下部ヘッドは、厚い鋼シェルに加えて、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。「a. 原子炉压力容器下部ヘッド破損」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原子炉圧力容器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。

SNL が実施した PWR 下部ヘッドに関する Lower Head Failure (以下、LHF) テストでは、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^(参 51)。本実験は、OECD の Lower Head Failure (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^(参 52)。これらの実験では、下部ヘッドシェルのクリーブ破損では、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魚口 (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 (circumferential tearing) 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^(参 51)。

一方で、KTH が実施した欧州 Failure Of Reactor Vessel Retention (EC-FOREVER) プロジェクトでは、1/10 縮小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℃ の $\text{CaO}:\text{B}_2\text{O}_3=7:3$ の混合酸化物を用い、溶融物温度を 1300℃ 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^(参 53)。

個別効果実験としては、溶融ジェットインピンジメントに関するスイス PSI において実施された CORVIS (Corium Reactor Vessel Interaction) 実験がある^(参 54)。貫通部設計に特化した実験としては、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^(参 55)。

(2) 原子炉圧力容器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、FEM 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。

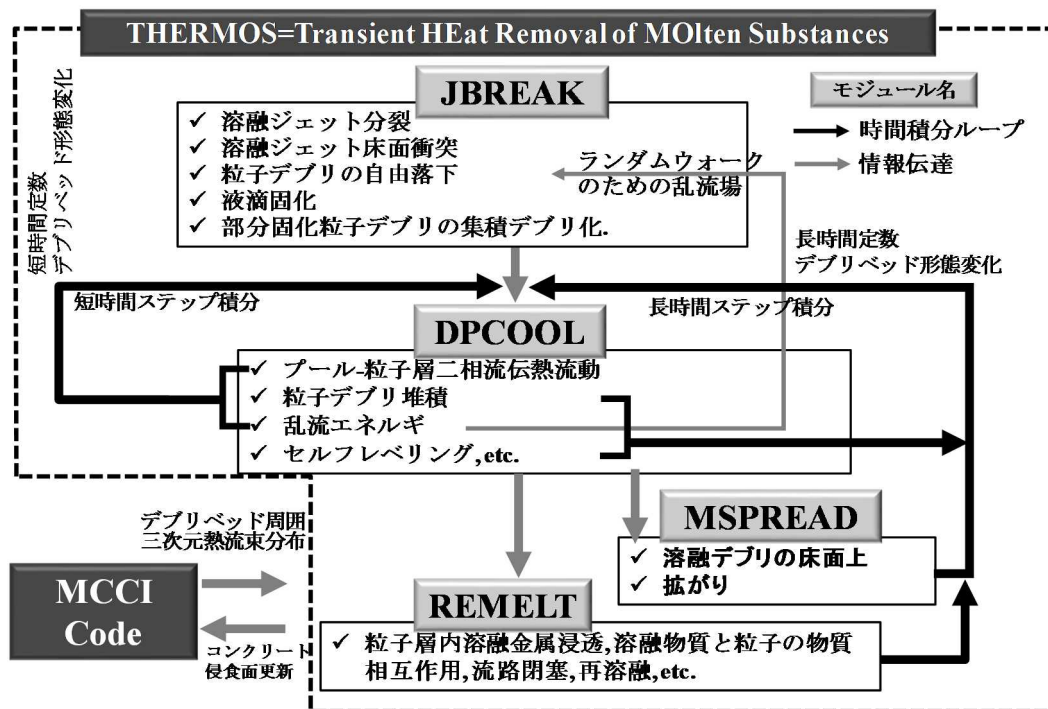
北欧型 BWR については、溶融プール内対流熱伝達とベッセル本体シェル内の熱伝導を考慮した汎用 CFD コードと FEM コードの結合解析に基づく、下部ヘッド全体から個々の貫通部までの異なるレベルの離散化モデルを統合した評価方法が KTH によって開発された^(参 56)。このアプローチでは複雑な幾何形状における伝熱流動 - 熱応力解析が可能であり、原理的にはこの方法を日本の軽水炉に適用することが可能であると判断された。

以上の原子炉圧力容器下部ヘッド破損に関するまとめの結果、上述の 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。

本研究に先行し実施した安全研究「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 年度から平成 28 年度）」では、ISA 解析コード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、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（決定論的アプローチ）と、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、境界条件の不確かさを考慮した評価を可能とする方法（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。本研究においても、基本的にその開発方針を継続することとした。

2.3.2 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

以上の 2.3.1 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 2.3.2 に示す 4 モジュール、JBREAK、DPCOOL、MSPREAD、REMELT (Reactor Element & MEtal Liquid Transient) 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。



出典) 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.

(参 13)

図 2.3.2 デブリベッド形成及び冷却性評価コード THERMOS の構成

Fig. 2.3.2 Structure of debris bed morphology and cooling code

THERMOS

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。

- a. 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。
- b. 各モジュールが共通に必要な経験的モデル（例：熱伝達係数、物性値等）については、これらが必要な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。

以下に THERMOS の各モジュールの開発状況をまとめる。

(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^(参57)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^(参58)、その後 Schmidt が改良した発熱多孔質体二相流方程式^(参59)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 (Permeability) と境界透過率 (Passability) 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、溶融デブリ及び塊状デブリ（ケーキ状デブリ）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 数の閾値に基づき判定し、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、閾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、内部にポロシティが存在するものの、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

粒子同士及び粒子 - 二相流間の熱伝達については、先行研究において少数の熱伝達係数モデルを組み込み済みであったが、上記のような種々の構成要素間の熱伝達係数として、表 2.3.2 及び図 2.3.3 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^(参 60)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。

表 2.3.2 デブリベッド構成要素間の熱伝達係数

Table 2.3.2 Heat transfer coefficients between entities in debris bed

#	伝達経路	三次元セル同士の伝熱か？	管壁での伝熱か？	コンクリート壁との伝熱か？
1	溶融炉心からクラストへ (クラストあり)	○	×	×
2	溶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	○	×	×

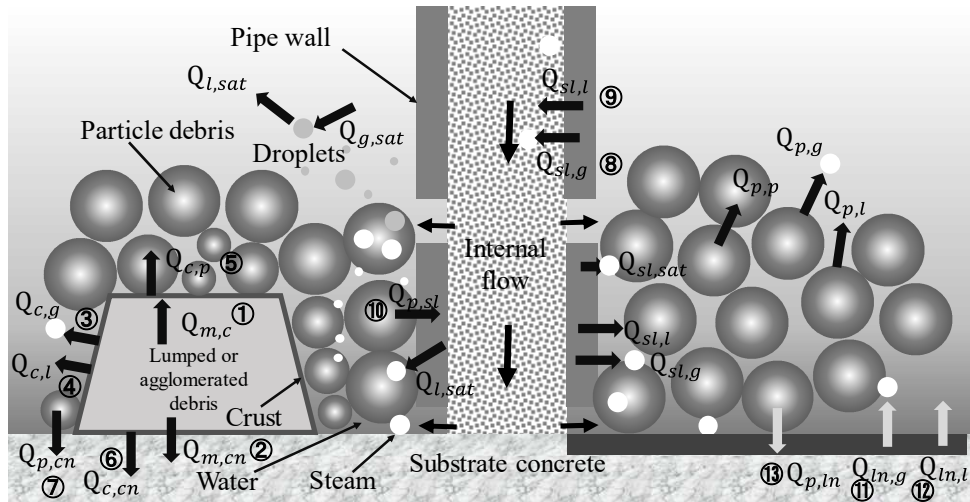


図 2.3.3 デブリベッドを構成する発熱体と非発熱体間の熱伝達

Fig. 2.3.3 Heat transfer between heating and non-heating entities in debris bed

熱伝達係数モデルは、各々について単体検証及び DPCOOL への組み込み検証を実施し、一部については特定のデブリベッド体系での妥当性確認を行っている。図 2.3.4 には、IKE が実施した DEBRIS 実験での、発熱粒子層中心に下降管を設けたダウンカマ体系^(参 39)をベースとして、ダウンカマ配管の材料としてテフロン（断熱）又はステンレス（軸対称熱伝導）を仮定した場合の解析結果を比較した。

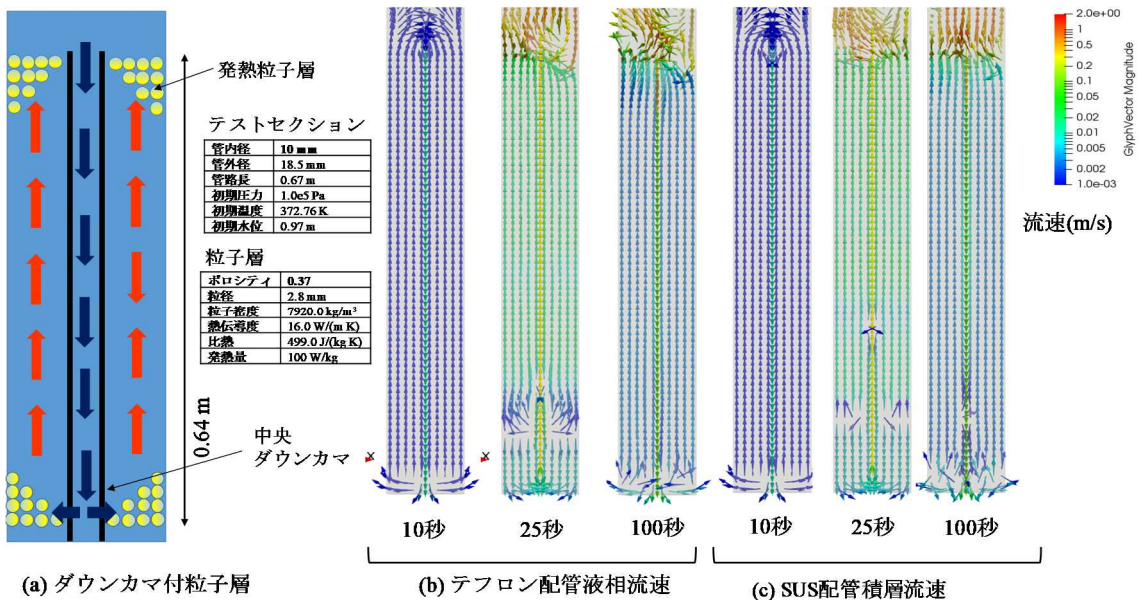


図 2.3.4 中央ダウンカマ付き発熱デブリベッドに関する解析例

Fig. 2.3.4 Analytical results of heating debris bed with center downcomer

この体系では、1) 粒子層内温度が上昇する。2) 粒子層上方で沸騰が始まる。3) 沸騰領域が下方へ拡がり粒子層の最下端に到達する。4) 水蒸気の体積増加に伴い液相が上方に押し出される。5) 粒子層から押し出される液相が無くなると管路の上方から下方に水が流れるようになる。5) 細かい変動はあるものの安定した状態に落ち着くという遷移を示すが、このような流動変動現象に対する配管を介したダウンカマ内外の熱伝達の影響の有無を観察することができた。

③ セルフレベリング

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^(参 43)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^(参 42, 43, 44)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 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、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 から 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、DPC00L への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。

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 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^(参 43)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 DPC00L 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^(参 43)の式に従い求めこれを境界条件として与えた。

裾野部分の勾配の一致がやや悪いが、文献^(参 43)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、DPC00L 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 今後の開発予定

今後、実機デブリベッドの複雑なデブリベッド構成に対する試解析を通じて組み込まれたモデルを組み合わせた DPCOOL の総合的な検証を実施していく予定である。さらに、JBREAK、MSPREAD 及びコーディングを開始した REMELT とのインターフェイスを構築し、デブリベッド形成から安定冷却に至る様々なシナリオに対する解析機能を拡充していく予定である。

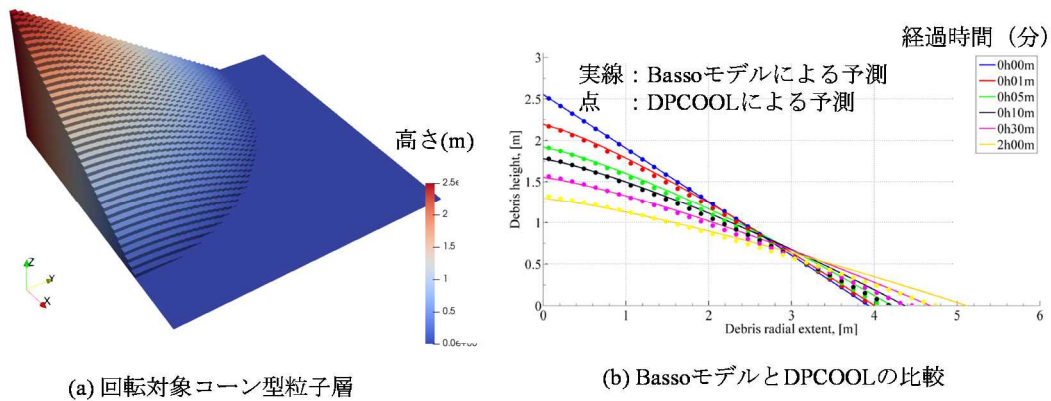


図 2.3.5 DPCOOL による三次元体系によるセルフレベルリング解析例

Fig. 2.3.5 Analytical results of three-dimensional self-leveling by DPCOOL

(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解析コード MSPREAD は、運動量保存を、THEMA^(参 61, 62)等の先行するメルトスプレッド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。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が増加すると考え、粘性係数の固相率依存性を Ramacciotti^(参 63)、Stedman^(参 64)又は Ishii and Zuber^(参 65)が提案したモデルに基づき与える。

本研究期間においては、今後実施する予定である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。

① 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レイノルズ数の関数^(参 66, 67, 68)として表され、レイノルズ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-プール水間の单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、溶融物また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单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。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。分解ガスが下部クラストを通過させるか否かはユーザーが選択できる。

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

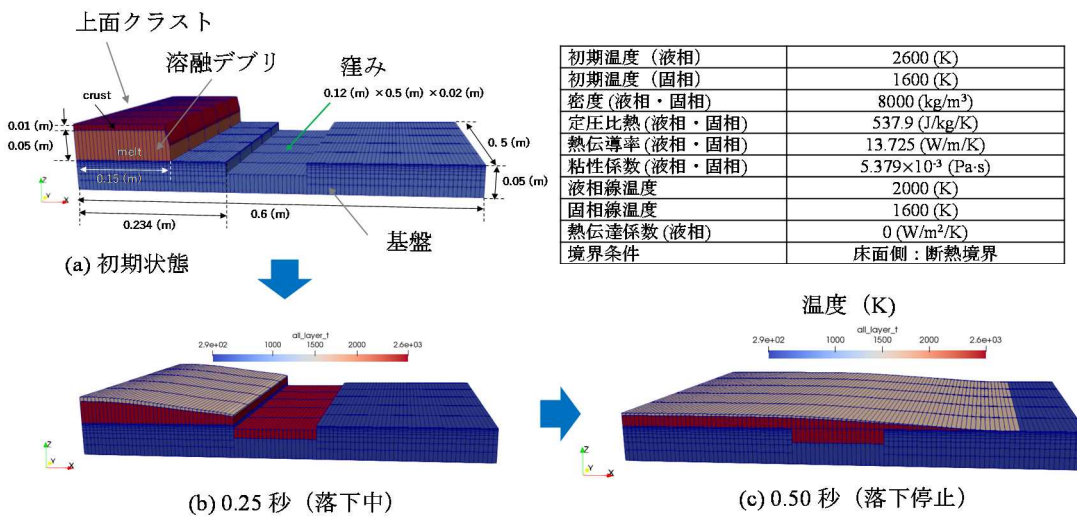
本コードでは、厚さ方向平均温度を使用しており、先端部以外の温度分布は変化が小さいこと、溶融物先端部の温度を平均化すると Ramacciotti モデル^(参 63)等の凝固粘性モデルを使用している都合上、溶融物の流動停止を適切に扱えない等の問題が想定されるため、コンクリート分解ガスの溶融物攪拌がもたらす温度分布変化は、Kutateladze-Malenkov^(参 69)又は Konsetov^(参 70)等のモデルに基づき各セルごとに考慮する。

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、THEMA における手法^(参 71)を参考として单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 S 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 2.3.6 に示す。



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 秋の大会 富山大学、Sep. 2019. (参¹⁴)

図 2.3.6 MSPREAD によるサンプシンクモデル解析例

Fig. 2.3.6 Sample of sump sink model analysis by MSPREAD

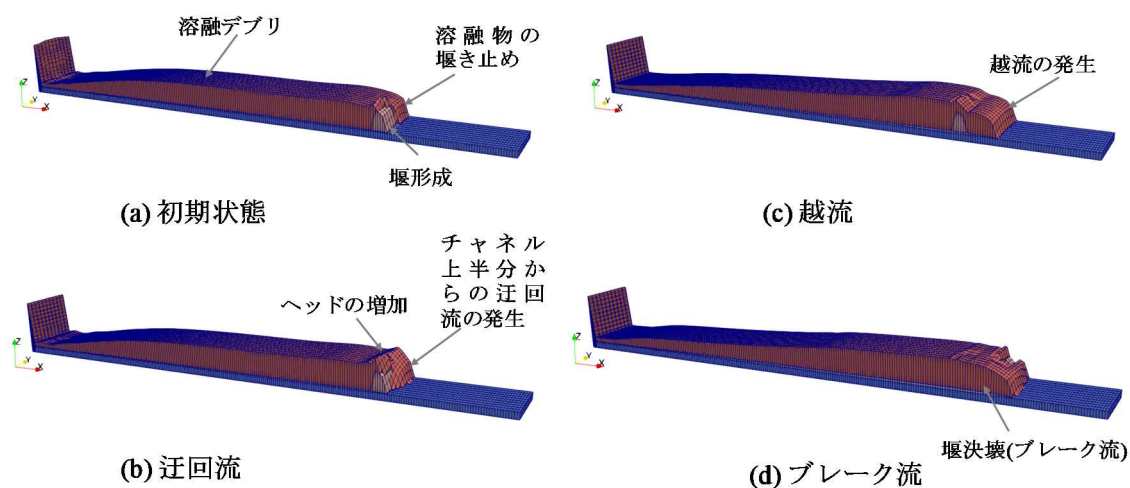
f. コンクリート熱伝導

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。

② 非等方拡がり挙動 (Stop & Flow モデル)

床形状、熔融物の物性分布、床面熱特性分布等は局所の熔融物流動特性に影響を与え、それが熔融物の局所的な相変化等を発生させることによって、広範囲の熔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、床面と熔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^(参 72)。

旧 FZK が実施した ECOKATS-1 実験では、矩形コンクリート床面上にアルミナ、酸化鉄等から成る模擬熔融物を放出し、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^(参 35)。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熔融物と共に移動するクラストが浮遊し(これをフローティングクラストという)、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 (Stop) し、その部分から幾つかの形態により非等方拡がり (Flow) 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 2.3.7 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 Stop & Flow モデルを開発した。



出典) 堀田亮年、秋葉美幸、森田彰伸、「MSPREAD コードによる熔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 秋の大会 富山大学、Sep. 2019.^(参 14)

図 2.3.7 MSPREAD における Stop & Flow モデル概念

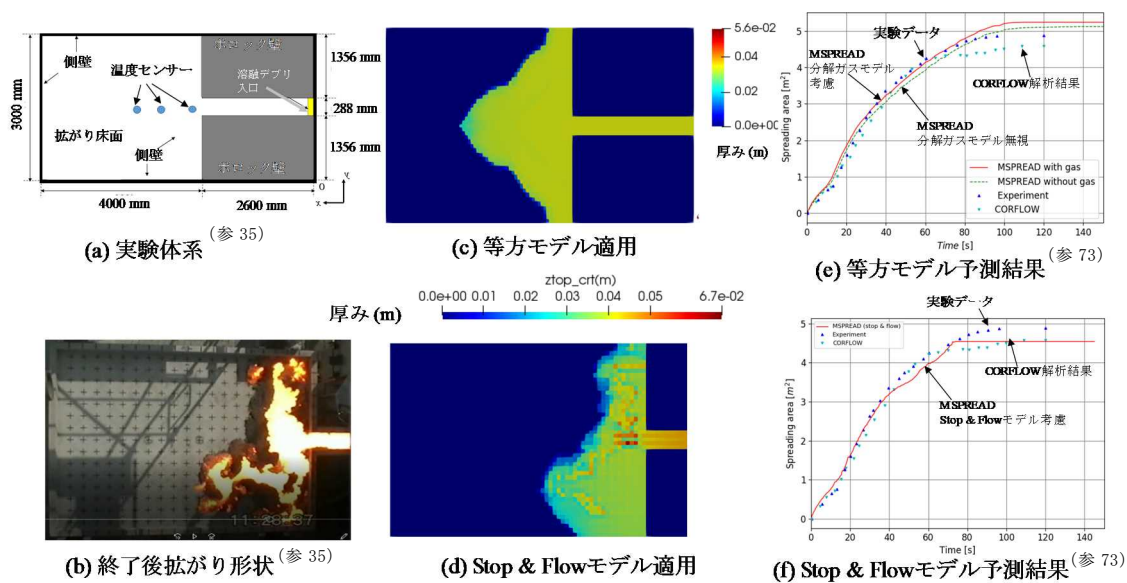
Fig. 2.3.7 Concept of Stop & Flow models implemented in MSPREAD

- 迂回流では、熔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、熔融物がこれを迂回して流れる。(図 2.3.7 (b))
- 越流では、形成された堰を乗り越える現象を意味する。熔融物先端に堰が形成され、熔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熔融物の運動量が大い場合には、堰を乗り越えて熔融物が流れる。(図 2.3.7 (c))

c. ブレーク流では、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 2.3.7 (d))

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ー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ー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^(参 35)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との比較を図 2.3.8 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^(参 73)とよい一致を示した。



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 秋の大会 富山大学、Sep. 2019. (参 14)

図 2.3.8 ECOKATS-1 (左) 及び MSPREAD と CORFLOW の比較 (右)

Fig. 2.3.8 Snapshots of ECOKATS-1 (left) and comparison of MSPREAD and CORFLOW (right)

③ JBREAK とのインターフェイス

JBREAK 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、両モジュールを同じ時間積分ループの中で同時に実行

する方法と、各々独立に実行し外部ファイルを通して JBREAK から MSPREAD へ情報を受け渡す方法が考えられる。現在までに、後者の方法によりインターフェイス情報を受け渡す機能を組み込んだ。

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。

生成項を計算するためには、JBREAK から受け渡されたデータから質量流束 \dot{m}_{jet} 、水平方向速度 u_{jet} 及び v_{jet} 、溶融ジェットの比エンタルピ h_{jet} 及び質量分率 $\chi_{jet,k}$ を与える必要がある。先ず、溶融ジェットの質量流束を計算するために、溶融ジェットの落下質量を定義する。図 2.3.9 に JBREAK の計算格子と溶融ジェットの落下質量の関係を示す。同図(a)のように JBREAK の最下部のセル厚さが溶融物厚さよりも十分大きくなるように設定し、かつそのセル上面に水平面を設置する。この水平面を通過する溶融物の質量を溶融ジェットの床面への落下量と定義し落下質量流量を求める。

水平方向速度 u_{jet} 及び v_{jet} は、JBREAK の最下部セルの中心における x 方向速度及び y 方向速度を与える。溶融ジェットの比エンタルピ h_{jet} は、JBREAK 側で計算されたセル中心温度 T_{jet} から物性値ライブラリを用いて計算する。溶融ジェット成分は、現行の JBREAK では溶融物成分の時間変化を考慮していないことから一定値として与える。さらに、JBREAK と MSPREAD の原点と格子間隔は一般的には異なるため、JBREAK の格子で計算された諸流動変数を MSPREAD の格子に対応するように変換する。以上のインターフェイスを用いた JBREAK と MSPREAD の試結合解析例を図 2.3.9 (b)～(e)に示す。

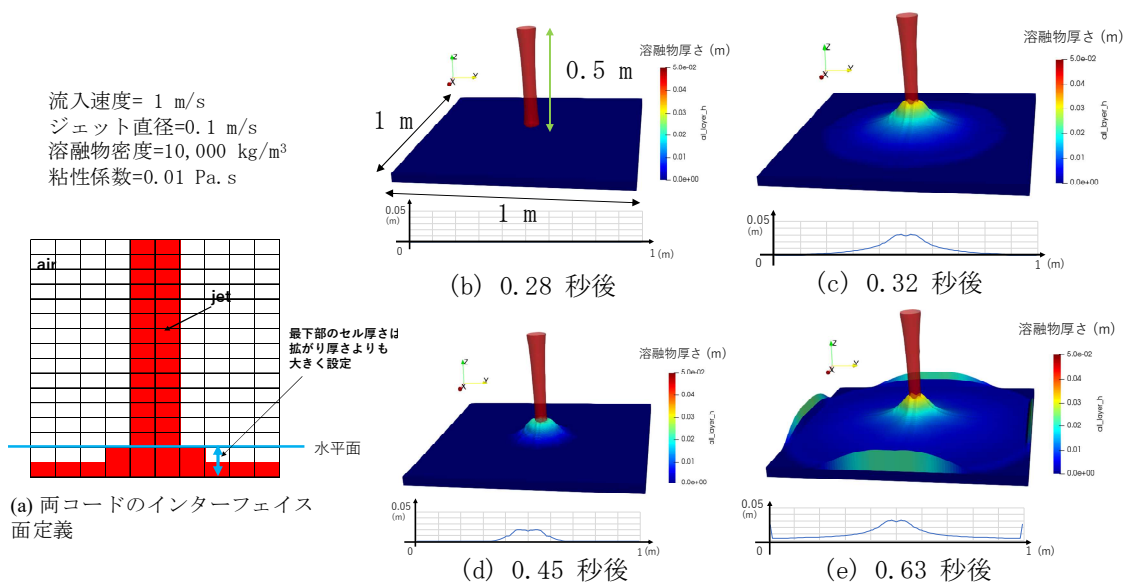


図 2.3.9 溶融ジェット床衝突を扱うための JBREAK-MSPREAD カップリング

Fig. 2.3.9 Coupling of JBREAK-MSPREAD to simulate molten jet impinging on cavity floor

④ 今後の開発予定

今後、プール内の溶融デブリ拡がり解析のために必要なモデルを組み込み、PULiMS 実験に基づく系統的な妥当性確認へ適用することを予定している。冷却水に接する溶融デブリ上面における沸騰熱伝達モードはモデルとして組み込み済みである。一方、PULiMS 実験において観察された上面クラストの起伏成長^(参7)によってもたらされる伝熱面積増大に関するモデルを開発中である。さらに、その他のプール内冷却に関連するモデルの開発を平行して行う予定である。

(3) JBREAK の開発

JBREAK は、「2.1 溶融燃料 - 冷却材相互作用解析コードの開発」において開発している解析コードであり、同時に、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、原子炉圧力容器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 2.1 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、2.3.2 (2) ③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、

- a. 堆積層を構成する粒子デブリの個数
- b. 堆積層の表面積
- c. 堆積層の占有比率（ポロシティ）

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、表面積及びポロシティを更新する。

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-Tooth 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、ポロシティ、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 における以下のモデル

- a. 溶融ジェット噴出モデル
- b. 溶融ジェット分裂モデル
- c. 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 2.3.10 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。

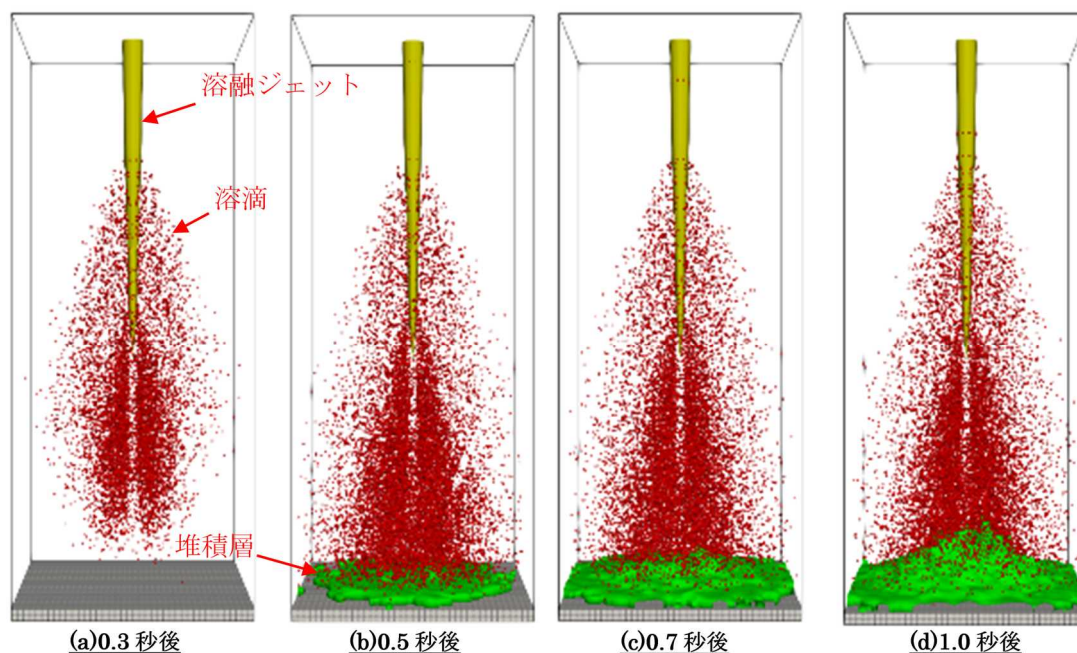


図 2.3.10 JBREAK-DPCOOL カップリングによるデブリベッド形成解析例

Fig. 2.3.10 Sample of debris bed formation by JBREAK-DPCOOL coupling calculation

③ 今後の開発予定

JBREAK のモデル拡充予定については 2.1.1 (4) において述べた。その他、本コードは、THERMOS の中で、キャビティにおける溶融デブリ放出という最上流の現象を扱っており、DPCOOL 及び MSPREAD に対するインターフェイスについては、今後実施する妥当性確認

の内容に応じて拡充する予定である。

(4) REMELT の開発

REMELT がモデル化の対象とする高温酸化物 - 熔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) 炉心熔融物内の物質相互作用に関する重要現象と 関連する実験データベース、2) 既往コードにおけるモデリングアプローチ、及び3) 物質相互作用モデル化例についてまとめるとともに、物質間相互作用の保存式及び構成方程式の定式化に必要な情報を整理した。

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、炉心熔融物のリロケーションと再熔融/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 金属熔融物の生成」、「酸化ジルコニウム ZrO_2 と燃料 UO_2 の接触による酸化物熔融物の生成」及び「金属熔融物と酸化物熔融物の成層化」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 (BALI^(参74)、COPO^(参75)、ACOPO^(参76)、RASPLAV^(参77) 及び MASCA^(参48)) 及び総合効果実験 (Sandia MP^(参47)、PHEBUS^(参50) 及び CORA^(参78)) を調査し、熔融物のリロケーション及び再熔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^(参79) についてまとめた。さらに、Zr/ UO_2 /Zr O_2 の 3 元系を Zr/ UO_2 の 2 元系と Zr O_2 / UO_2 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^(参80) をまとめた。既往コードの具体例として、SCDAP/RELAP5^(参81)、 ICARE/CATHARE^(参82) 及び ATHLET-CD^(参83) の 3 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 物質相互作用モデル化例

上記の既往コードにおける保存式及び構成方程式の定式化の具体例をまとめた。ただし、以上に整理した具体例は複数の文献から集めた情報に依っているため、単一モジュール開発に当たっては、保存式及び構成方程式の完備性を確認する必要がある。

④ 今後の開発予定

コード開発の第一段階として、物質相互作用を含まない低融点金属の固体粒子層への浸透流を扱う範囲にてプロトタイプコードの開発を進める。

この体系では、熔融金属と粒子表面の接触角に支配される毛細管力、静水頭及び熔融金属-粒子層摩擦力のバランスに従って熔融金属の浸透流が支配される。さらに、粒子層の上

部入口の温度は融点以上とし、粒子層中央に向けて融点以下に温度を低下させる。溶融状態の金属を上部から注入すると、金属が粒子層内部において固化クラストとなり、その上に溶融プールが形成される。その後、粒子層温度を上昇させクラストを再溶融させると、溜まっていた溶融プールが粒子層から流出する。

本プロトタイプコードを、安全研究「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 年度から令和元年度）」における研究項目「燃料デブリ形成過程個別現象実験」の一環として KTH において実施している REMCOD-1/2/3^(参 7) 実験シリーズの模擬解析に適用し、モデル妥当性を確認していく予定である。その後、より複雑な物質相互作用モデルを組み込み、流動と物質相互作用のカップリング解析が可能な段階にまで機能拡張する予定である。

(5) 妥当性確認実施状況

THERMOS の各モジュールの妥当性確認は、既に 2.3.1 に示した重要現象に注目し段階的に実施している。実験データベースは、公開文献から引用できる実験及び安全研究「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 年度から令和元年度）」における研究項目「燃料デブリ形成過程個別現象実験」において実施された実験から構成されている。現時点における妥当性確認のための実験データベースと比較項目を表 2.3.3 にまとめている。

表 2.3.3 THERMOS 各モジュールの妥当性確認計画

Table 2.3.3 A validation plan of module in THERMOS (ハッチングは既に実施済)

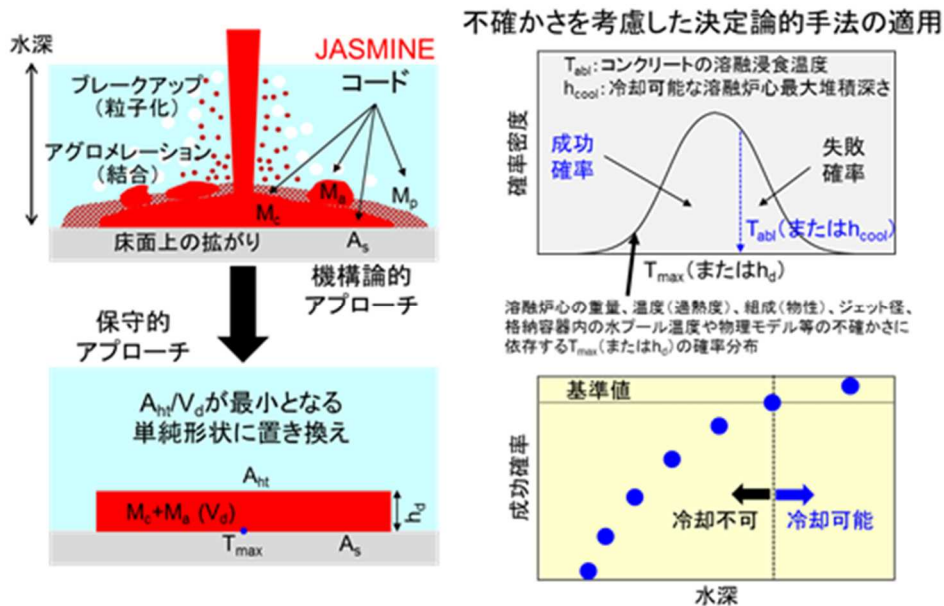
モジュール	実験データ	物質/形状	主な注目点
JBREAK	DEFOR-A (参7)	Bi ₂ O ₃ -WO ₃ 熔融状態	ブレイクアップ長 粒子径分布 集積デブリ割合 キャッチャ堆積形状 粒子落下飛跡
DPCOOL	DEBRIS-Top Flood (参37)	SS, Al ₂ O ₃ 球/不規則	圧損 ドライアウト
	DEBRIS-Bottom Flood (参37)	SS, Al ₂ O ₃ 球/不規則	圧損
	DEBRIS-Downcomer (参39)	SS, Al ₂ O ₃ 球/不規則	圧損 構造(配管)が共存する デブリベッド内流動
	PDS-C (参42, 44)	SS 球/円柱	セルフレベリング
	COOLOCE-13 (参40)	ZrO ₂ / SiO ₂ 球	温度分布 ドライアウト
MSPREAD	KATS-12 (参34)	Al ₂ O ₃ , SiO ₂ , FeO, MgO 等 熔融状態 基盤: セラミック	ドライ床面 基盤材料影響 熱電対応答 拡がり形状
	VULCANO-VE-U7 (参36)	UO ₂ -ZrO ₂ -FeO-SiO ₂ - CaO-Al ₂ O ₃ -Fe 熔融状態 基盤: 珪質岩系コンク リート	ドライ床面 基盤材料影響 熱電対応答 拡がり形状
	ECOKATS-1 (参35)	Al ₂ O ₃ , FeO, CaO, SiO ₂ , 等 熔融状態 基盤: 珪質岩系コンク リート	ドライ床面 熱電対応答 二次元拡がり形状
	PULiMS (参7)	Bi ₂ O ₃ -WO ₃ 熔融状態 基盤: SS	ウェット床面 熱電対応答 二次元的拡がり形状 上面クラスト起伏
	ROSAU (参84)	UO ₂ -ZrO ₂ 熔融状態 基盤: コンクリート等	ウェット床面 基盤材料影響 熱電対応答 二次元的拡がり形状 上面クラスト起伏
	REMELT	REMCOD-1/2/3 (参7)	低融点金属: 錫、錫+ ビスマス 粒子層: SS, Al ₂ O ₃ , Glass, ZrSiO ₄ , Cu 球/円柱/不規則

2.3.3 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によるベースマット貫通を回避できる確率）を評価するため、初期条件や境界条件の不確かさを考慮した溶融炉心の堆積状態に関する多数の感度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て来た^(参 85)。図 2.3.11 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溶融炉心は、溶融ジェット分裂で生成された溶融物粒子が固化した粒子状デブリ、床面で広がった溶融物が固化したケーキ状デブリ、さらに、部分的に固化した溶融液滴同士が床面で粘着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、重量当たりの伝熱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溶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。

さらに、様々な不確かさを考慮して溶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。



出典) 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. (参 99)

図 2.3.11 溶融炉心冷却成功確率の評価手法の概念図

Fig. 2.3.11 Concept of probabilistic evaluation of molten core coolability

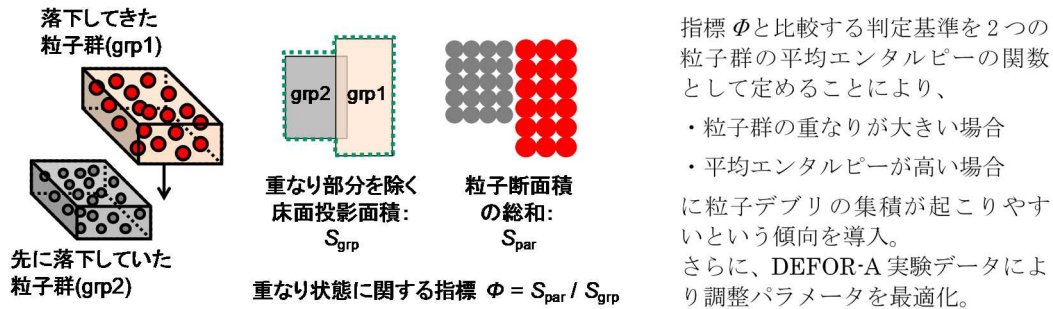
上記手法における溶融炉心の堆積状態の評価には FCI 解析コード JASMINE を用いる計画である。同コードは元来 FCI を解析するために開発されたため、溶融炉心の水中落下時の挙動評価に必要な機能を追加した。

モデルの検証においては、KTH で実施された溶融物ジェット分裂及び集積挙動を対象とした DEFOR-A 実験、溶融物の床面上での拡がり挙動を対象とした PULiMS 実験のデータを利用した。

(1) 粒子デブリ集積判定モデルの導入

水中落時の溶融ジェット分裂により生成された溶融物粒子の一部は、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概念を図 2.3.12 に示す。このモデルでは、粒子群の位置や大きさで決まる粒子群同士の重なり状態を表す指標を導入し、これを判定基準と比較することで集積発生を機構論的に判定する (参 86, 87)。

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。当初は判定基準を定数としたが、粒子群の保有エンタルピーの関数とすることで、図 2.3.13 に示すように同一の調整パラメータセットで多くの実験結果をよく再現することを確認した^(参 88)。



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」、2019年^(参 88)

図 2.3.12 粒子デブリ集積の判定方法

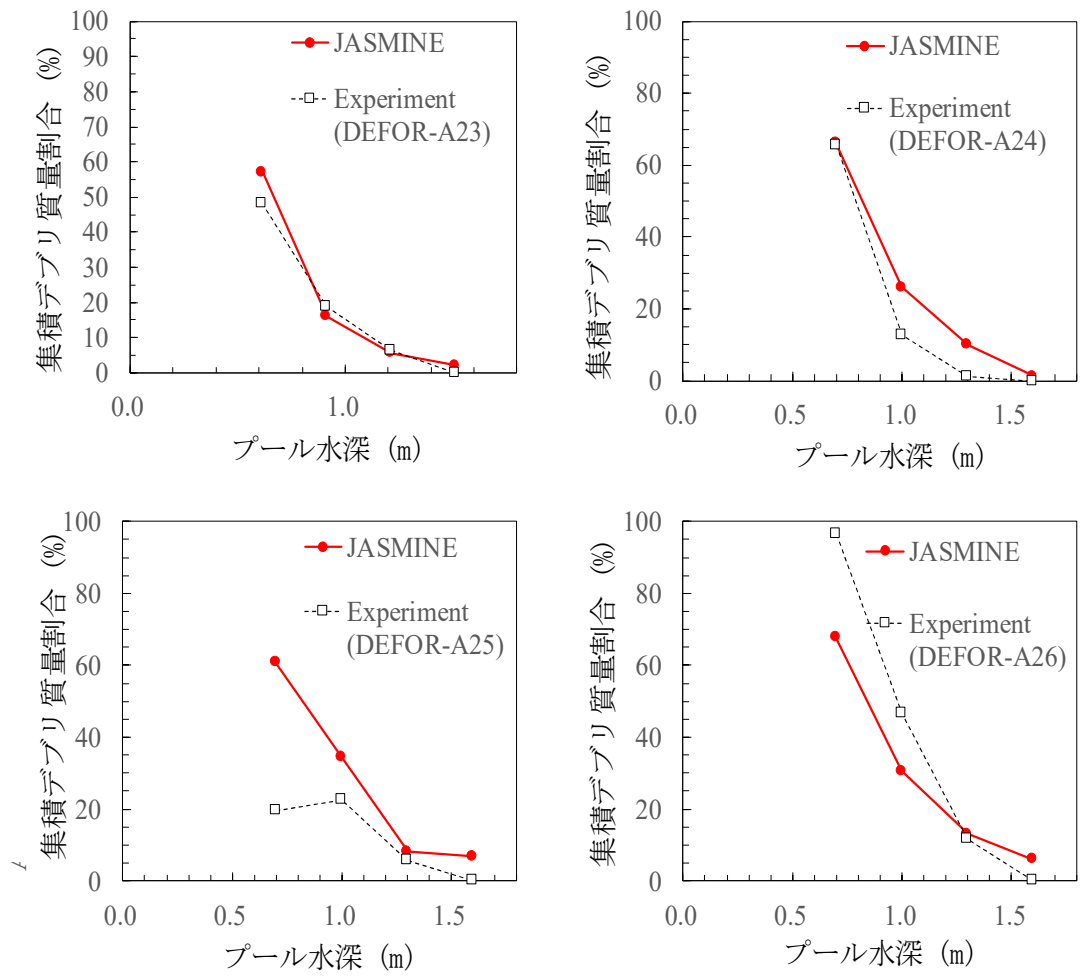
Fig. 2.3.12 Judgment of agglomeration occurrence

(2) 溶融物床上拡がりモデルの導入及び改良

床面上での溶融物拡がり面積を予測するためのモデルの JASMINE コードへの導入及び改良を行った。溶融物拡がり挙動を、軸対称体系に対して定式化された浅水方程式により扱った^(参 89)。

冷却による拡がり停止時刻を正確に評価するため、溶融物から水プールへの熱伝達量の評価が重要である。溶融物の上面と下面に生成されるクラスト(固化層)の厚さを評価するモデルを組み込み、クラストと溶融部境界は対流熱伝達、クラスト内部は熱伝導及びクラスト内浸水、クラストと水側境界は輻射及び沸騰熱伝達による熱伝達を仮定した。さらに、溶融物拡がり先端部にもクラスト生成モデルを適用し、先端クラストの見かけの引張強度と拡がり駆動力とのバランスにより拡がりの停止を判断することとした。また、拡がりに影響を及ぼし得る現象として、床面の熱伝導、コンクリート床材の分解による発生気泡に作用する浮力等を考慮できるようにした。

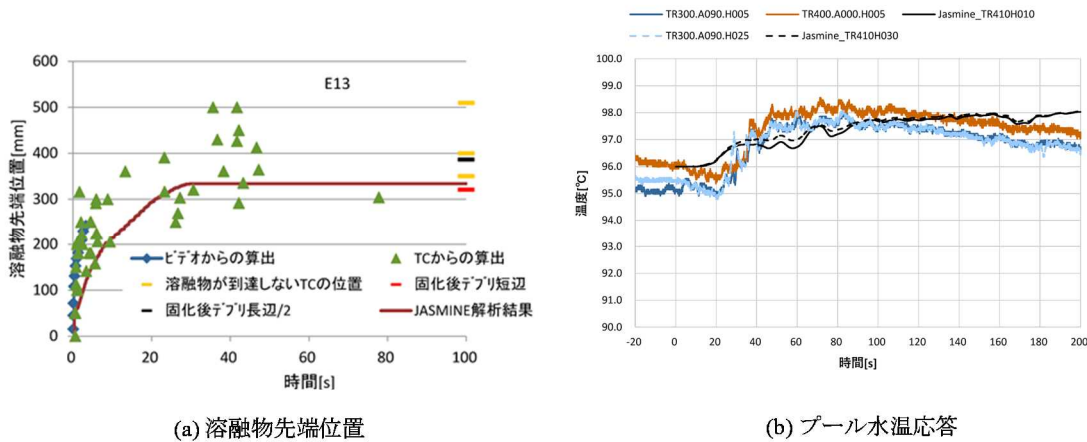
PULiMS 実験結果との比較及びパラメータ調整により、図 2.3.14 に示すように最終的な拡がり面積を再現することに加えて、拡がりや水温上昇の時間変化をよく再現できることを確認した。



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熔融炉心冷却性評価技術高度化) 事業」、2019 年 (参 88)

図 2.3.13 集積質量割合に関する DEFOR-A (A23-A26) 実験結果と解析結果の比較

Fig. 2.3.13 Comparison of agglomeration ratio between DEFOR-A tests and analysis results



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溶融炉心冷却性評価技術高度化）事業」、2019 年^(参 88)

図 2.3.14 改良 JASMINE による PULiMS-E13 解析例

Fig. 2.3.14 Sample analytical results of PULiMS-E13 by modified JASMINE

2.4 放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発

重大事故時のソースターム評価では、放射性物質の燃料からの放出、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いる。不確かさ要因としては、燃料からの発生、放射性物質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、放射性物質の形態（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）等が複合的に影響し、これらの全ての過程において放射性物質を含む化学反応が重畳する。このような広範囲のスケールにまたがる現象の不確かさ低減を実現するには、国内外機関との協力による実験や情報交換へ参加し、データベース構築と解析モデル開発を研究の両輪として継続的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共同実験及び安全研究「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 年度から令和元年度）」における研究項目「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 解析コード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。

2.4.1 プラント内放射性物質移行解析コードの開発

放射性物質の化学挙動はその移行挙動に特に大きな影響を及ぼすため、MELCOR を補完する詳細コードとして SNL が開発した原子炉冷却系内の化学挙動を考慮可能な VICTORIA2.0^(参 90) を用いて化学モデルの妥当性確認及び課題抽出を行い、評価手法の高度化を進めている。VICTORIA において採用された化学モデルは、対象系内での成分間に化学平衡が成り立つことを仮定するもので、化学工学分野等で十分に確立された手法である。ただし、原子炉冷却系内に化学平衡が成立しない、即ち、低い反応速度を有する反応が含まれ、且つ、その反応がソースターム評価上重要な化学種の生成に寄与する場合は化学反応速度の考慮も必要となる。これらの化学平衡論及び反応速度論に基づく化学モデルの ISA 解析コードへの導入は、ソースターム評価結果への効果を確認しつつ段階的に進めることとしている。一方、化学モデルの ISA 解析コードへの直接的な実装は計算負荷の増大をもたらすため、不確実さ解析や確率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することとし、SA 解析コード THALES2^(参 91) をプラットフォームとして構築した化学モデルの検証を実施している。最終的には化学反応速の考慮と計算負荷抑制の両立を目指す。

(1) VICTORIA 2.0 の化学モデルの妥当性確認

VICTORIA 2.0 は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り、仏 IRSN の Ag-In-Cd 制御材を用いた PHEBUS 実験を対象に化学反応モデルの妥当性が確認されている^(参 92)。しかし、B₄C 制御材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仏 CEA の VERDON 実験及び JAEA の個別効果実験 (AGF、TeRRa) を対象とした解析により同コードの妥当性確認を行っている^(参 93, 94, 95)。ここで、VERDON 実験データは同実験の国際プロジェクトへの参加を通して入手したもので、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り、これらの一連の実験は安全研究「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 年度から令和元年度)」の一環として実施している。

図 2.4.1 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 (凝縮性・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^(参95)。

(2) 化学反応速度を考慮できるモデルの開発

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^(参96)。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連立常微分方程式から成る支配方程式を解くモデルを開発し、本モデルに必要となる化学反応経路及びその活性化エネルギーに関するデータベースの整備を進めている。また、化学平衡モデルと反応速度モデルの混合モデルを備えた CHEMKEq コードの開発を開始した^(参97)。

(3) 化学平衡組成に関する代替統計モデルの開発

化学平衡組成データベースに基づく代替統計モデルを用いた簡易化学モデルの開発を進めている。この方法では、化学平衡近似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 SA 解析コード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 解析コード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。以下に、各統計手法で構築される線形回帰モデルについて説明する。

① Dirichlet 過程を用いたノンパラメトリック・ベイズ法

ノンパラメトリック・ベイズ法による線形回帰モデルは、利用するデータの複雑さに応じてモデル自体の複雑さを自動的に学習できる統計モデルであり、K 個のガウス線形回帰モデルとその混合比 π の積の総和として示される。組み合わされるガウス線形回帰モデル数 K の値は、Dirichlet 過程無限混合モデルにより決定される。図 2.4.2 では、本モデルの単体検証により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ている^(参93)。

② K 近傍法

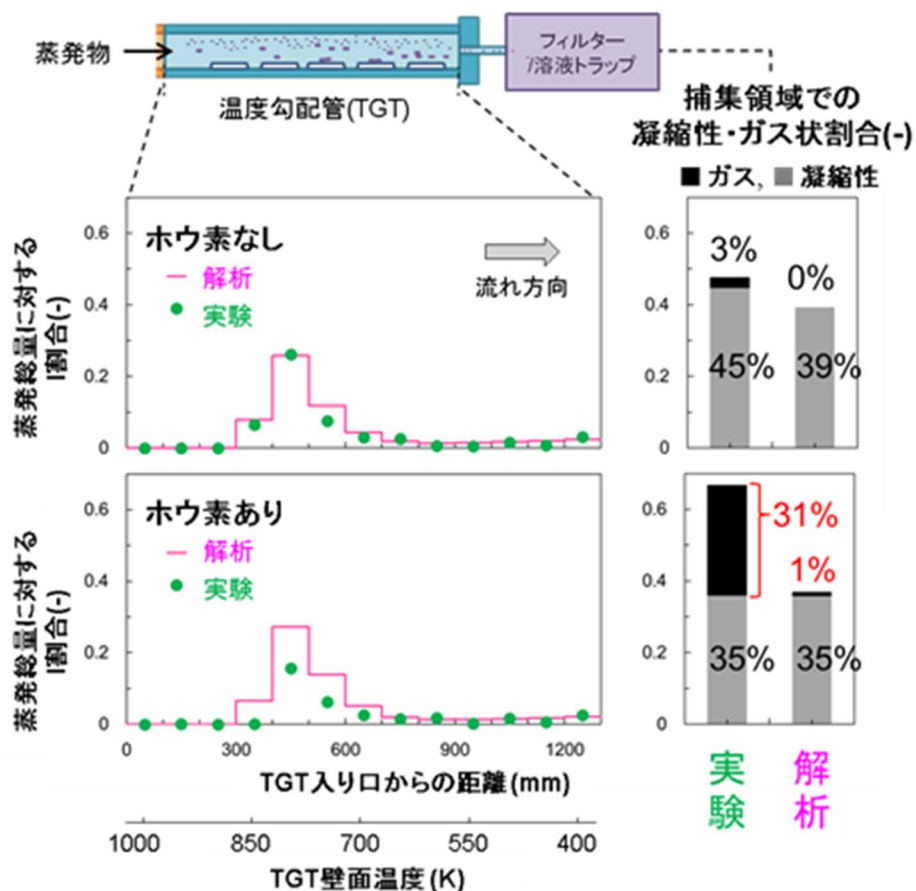
K 近傍法による線形回帰モデルは、予測したい入力パラメータ値の最近傍にある K 個のデータ点を用いて構築される。予測に当たり選定すべきデータ点は、予測したい点からの距離と最適化した重み値を用いて決定する。図 2.4.3 では、入力パラメータ（温度及び元素組成）に対する参照データベースの傾向を本モデルにより再現できることを確認した

(参 94)。

(4) 原子炉冷却系内 FP 化学を考慮した BWR ソースターム解析

K 近傍法を用いた代替統計モデルを導入することで ISA 解析コード THALES2 に原子炉冷却系内の化学計算機能を追加し、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事故 (TQUV) の 2 シーケンスについて、それぞれ、格納容器破損ケースと破損前に格納容器ベントを実施したケースのソースターム (原子炉冷却系から原子炉格納容器への FP 移行量及び環境への FP 放出量) 評価を行った^(参 94, 95)。加えて、BWR5/Mark-II プラントの TB シーケンスについてソースターム評価を行い、プラント型式の違いの影響を確認した。

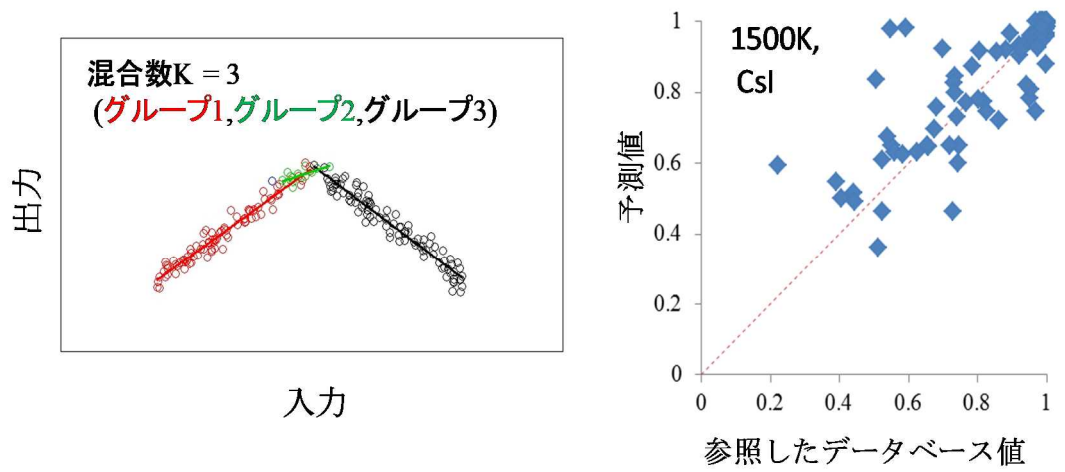
例として図 2.4.4 に BWR4/Mark-I 全交流電源喪失時のドライウエル気相部過圧破損ケースに関する解析結果を示す。制御材に含まれるホウ素の影響等によりセシウムが CsBO_2 、 Cs_2MoO_4 等を含む様々な化学形で格納容器に移行するため (図 2.4.4 (1))、セシウム化学種が強塩基性の CsOH として移行すると想定する従来解析よりも格納容器液相の pH は 1 程度低下する (図 2.4.4 (2))。その結果、液相でのガス状ヨウ素 (I_2 及び有機ヨウ素) のソースタームが増加すると考えられる。一方で、原子炉冷却系内のガス状ヨウ素放生成量については 2.4.1 (1) で述べたように化学平衡計算では十分な精度を得られないため、2.4.1 (2) で示した化学反応速度モデルが必要である。今回の解析では放射性物質の化学挙動に関する化学平衡モデルを導入した THALES2 コードによりソースターム評価を行い、主にセシウム化学種について化学挙動考慮の効果を定量化した (図 2.4.4 (3))。今後実施する化学反応速度モデルの追加により、ヨウ素化学種放出量に対しても評価精度の向上を図り、ISA 解析コードへの化学挙動モデル導入の重要性を定量的に示す。



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」、2019. (参 95)

図 2.4.1 VICTORIA による JAEA TeRRa 実験解析例

Fig. 2.4.1 VICTORIA analysis for TeRRa experiment



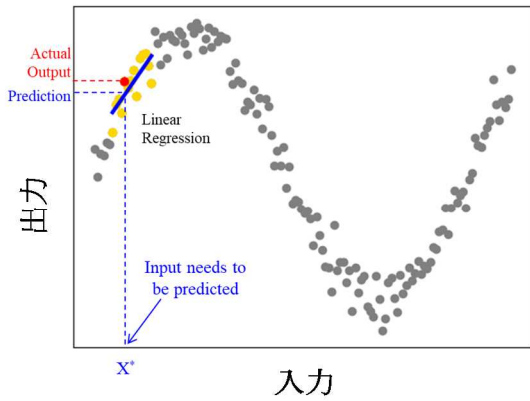
(a) Dirichlet過程による混合数Kの推定

(b) 代替統計モデルの検証

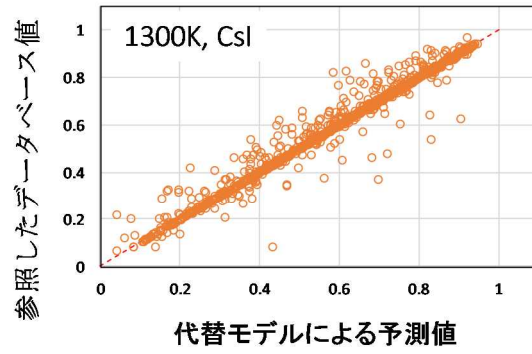
出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 28 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策費等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業」、2017. (参 93)

図 2.4.2 ノンパラメトリック・ベイズ法による線形回帰モデル

Fig. 2.4.2 Linear regression model based on nonparametric Bayesian methods



(a) K近傍法によるデータ選定概念

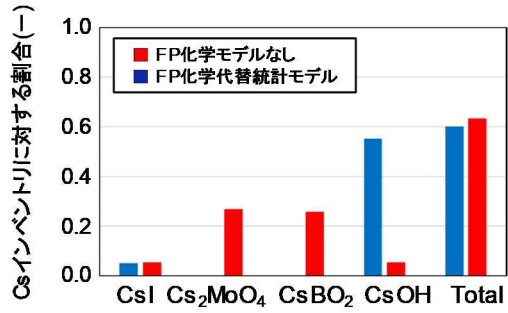


(b) 代替統計モデルの検証

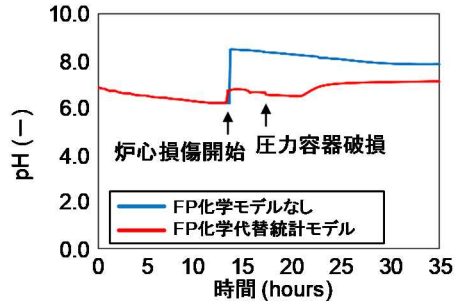
出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 29 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策費等委託費 (シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化) 事業」、2018. (参 94)

図 2.4.3 K 近傍法による線形回帰モデル

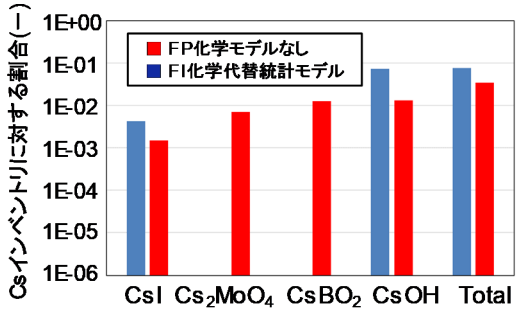
Fig. 2.4.3 Linear regression model based on K-nearest neighbor algorithm



(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 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」、2018. (参 95)

図 2.4.4 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. 2.4.4 Example of source term analysis results; BWR/Mark-I, Station blackout, Drywell overpressure failure.

2.4.2 エアロゾルプールスクラビング除去モデルの開発

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、事故シナリオ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-90 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 3 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。ヨウ化セシウム 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^(参 98)。

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 ACE^(参 99)、LACE^(参 100)、POSEIDON-(II)^(参 101)、我が国の BWR 電力共同研究^(参 102)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「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 年度から令和元年度）」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、並びに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 2.4.5 に示すような小規模^(参 103)、中規模^(参 104)及び大規模^(参 105)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 2.4.5 にまとめる。

小規模実験(筑波大学)

- 高解像度二相流計測
 - ✓ 移動型立体デジタル後続カメラ
 - ✓ ワイアメッシュセンサ (WMS)
 - ✓ 粒子画像流速測定法(PIV)
 - ✓ マッハ・ツェンダー干渉計
- 単一気泡挙動
 - ✓ 気泡上昇速度
 - ✓ プール内上昇中アスペクト比変化
 - ✓ エアロゾル捕足速度
 - ✓ エアロゾル物質(BaSO₄/シリカ/CsI)
- 気泡群挙動
 - ✓ 縦断面及び断面ボイド分布
 - ✓ 気泡スウォーム上昇速度
 - ✓ 気泡ブルームサイズの上昇中変化
 - ✓ 気泡サイズの上昇中変化
 - ✓ 界面面積濃度
 - ✓ 気泡合体・分裂
 - ✓ エアロゾル物質(BaSO₄/シリカ)

中規模実験(JAEA/安全研究センター)

- 実機より小規模な体系におけるDFデータベース取得
- 他の要素との相互作用を確認すべきと判断される個別効果を含む総合効果実験データの取得
 - ✓ より実機に近い気泡ブルーム上昇時の挙動
- より広い範囲で確認すべきと判断される総合効果データの取得
 - ✓ プール水温及びエアロゾル物質のDFの変化をどこまでへの影響

プールのスクラビングモデルの改良/開発

- 二相流動
 - ✓ 気泡ブルーム構造(グロービュール分裂損/気泡スウォーム上昇ゾーン)
 - ✓ 初期グロービュール形状
 - ✓ 安定気泡径及びアスペクト比
 - ✓ 気泡上昇速度
 - ✓ 気泡スウォーム上昇速度
- ベント出口近傍におけるエアロゾル捕捉
 - ✓ 衝突
 - ✓ 遠心力沈着
 - ✓ 拡散沈着
 - ✓ 蒸気凝縮
- 気泡スウォーム上昇ゾーンにおけるエアロゾル捕捉
 - ✓ 界面速度(V_i)
 - ✓ 重力沈降(V_g)
 - ✓ 遠心力沈着(V_c)
 - ✓ ブラウン拡散(V_d)
 - ✓ プール液相からの蒸気流束(V_v)
- 可溶性エアロゾルを含む液滴成長(CsI/CsOH)
 - ✓ 修正Mason方程式及びJokiniemi活性度[X], [X]

大規模実験(東芝 磯子エンジニアリングセンター)

- 実機相当スケール装置によるDFデータベース取得
- シビアアクシデント時の減圧条件の模擬
- DFに対する影響因子の同定
 - ✓ 一定圧 vs 減圧(減圧率=大中小)
 - ✓ エアロゾル物質(BaSO₄/ポリマ/シリカ)
 - ✓ 注入ノズルの水面からの深さ
 - ✓ プール水温
 - ✓ 蒸気:窒素
 - ✓ インジェクションノズル形状(ベント/クウェンチャ)
 - ✓ プール内二相流動

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(査読通過)、2020。(参105)

図 2.4.5 プールのスクラビング実験データとモデル改良の関係

Fig. 2.4.5 Relation of pool scrubbing test data and model improvement of pool scrubbing models

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「溶融燃料 - 冷却材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」、「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「放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発」について、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ている。

(1) 「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を解析するコード JBREAK の開発を進め、プール水中の高温溶融物落下実験解析に必要な機能を組み込んだ。R-Z 体系 FCI 解析コード JASMINE の改良では、溶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。

(2) 「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浸食挙動を解析するコードとして CORCAAB の開発を進め、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。

(3) 「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 領域に分類した。

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、溶融ジェット分裂、プール水中デブリ冷却、メルトスプレッド及びデブリベッド内の再溶融について解析コードを開発し、各コードのカップリング解析を念頭においてコード間インターフェイスの整備を進めた。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、二次元 FCI 解析コード JASMINE に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することで格納容器内デブリ冷却成功確率の評価に必要な機能の整備を進めた。

これらの解析コードの妥当性確認は、公開文献から選定した実験及び安全研究「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 年度から令和元年度）」における研究項目「燃料デブリ形成過程個別現象実験」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から得られるデータベースに基づき進めている。

(4) 「放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発」については、「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」として、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 プラント事故解析を実施した。「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「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 年度から令和元年度）」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、中規模及び大規模とした 3 段階のスケールの実験から得られるデータベースに基づきプールスクラビング解析コードを改良の方針をまとめた。

3.2 目的（目標）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 6 年間の実施工程に基づき進めており、平成 30 年度終了時点で、以下の通り予定していた項目についてほぼ計画どおりに進んでいる。

① FCI 解析コードの開発

- 三次元溶融ジェット分裂挙動解析コード JBREAK の開発を進めている。
- JASMINE コードの溶融ジェット分裂モデルにおいて Rosin-Rammler 液滴径分布モデル扱える機能を追加した。

② MCCI 解析コードの開発

- 三次元 MCCI 解析コード CORCAAB の開発を進めており、溶融炉心-コンクリート/プール間の熱伝達モデルを組み込み、コンクリート浸食の試解析を実施した。

③ キャビティ注水時のデブリ冷却性解析コードの開発

- 三次元発熱多孔質体伝熱解析コード DPCOOL の開発を進めており、実機評価において必要となる構造体との熱伝達を考慮した。
- 多次元溶融物拡がり解析コード MSPREAD の開発を進めており、実機評価において必要となるコンクリート及びプールとの熱伝達を考慮した。
- JASMINE コードにおいて、粒子デブリ集積モデル及び溶融物拡がりモデルの開発を行った。
- デブリベッド中の溶融金属-固化酸化物の相互作用のモデル化に関する知見を調査した。

④ 放射性物質生成・移行・除去解析コードの開発

- 原子力プラントの熱流動及び化学平衡を詳細に扱える VICTORIA2.0 コードをサンディア国立研究所より導入し、熱力データベースの拡充及び検証を実施した。
- 核分裂物質の移行実験国際プロジェクトに参加しデータを入手し、その分析結果に

基づき補完実験を実施した。これらの知見に基づき熱化学平衡計算機能を有するシビアアクシデント時FP挙動解析コードを整備した。

- プールスクラビングについて、実験データベースに基づくコード改良・開発の考え方をまとめた。

3.3 成果の活用等

3.3.1 基準・ガイドへの反映

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^(参³)。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性に関する議論に材料を提供すると共に、必要に応じてガイドの記載を拡充することが考えられる。

3.3.2 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。

3.3.3 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As Isの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、FCI、原子炉压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、必要な場合には安全性向上評価等において新知見として考慮されるように積極的に論文等により公開している。

3.3.4 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。

3.3.5 東京電力福島第一原子力発電所事故分析

令和元年度より、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に、本研究で開発した複数の解析コードを活用していく予定である。

3.4 今後の課題

本研究で開発する解析コードは、ISA 解析コードでは対応できない高い空間・時間解像度及び非平衡性を考慮することを基本目標としている。一方で、個々の解析コードが扱う現象範囲は限られていることから、複数コード間の連携解析を行い、プラント全体挙動を ISA 解析コードにより求め境界条件として与える等、ISA 解析コードとのインターフェイスを確立していくことが重要となる。

また、ここで開発される解析コードを、シナリオごとのプラント挙動とカップリングすることが、最終的にソースターム評価の不確かさの低減の度合いを決定するという考えから、高解像度の解析コードを用いた感度解析により現象の幅を把握し、この結果を MELCOR や THALES2 のような ISA 解析コードに代替モデルとして組み込む方法について検討することが重要と考えている。放射性物質の化学平衡論の K 近傍法による表現、溶融物拡がりや MCCI 重畳の制御ロジック関数による表現は、このような代替モデルの試み例である。このような詳細解析コードと ISA 解析コードとの補完的関係の確立は、本研究成果を実機プラントの安全性向上に活用していくために欠かせない要素であり、ISA 解析コードが対象とする広範囲の現象について適用の可能性を検討していく必要がある。

参考文献一覧

- 参 1. P. Piluso, M. Adorni, S. Basu, A. Hotta et al., “Status report on ex-vessel steam explosion”, NEA/CSNI/R(2017)15, OECD/NEA/CSNI, March 2018.
- 参 2. M. Farmer, M. Cranga, S. Basu, J. Foit, D. Vola et al., State-of-the-art report on molten corium concrete interaction and ex-vessel molten core coolability, NEA/CSNI/R(2016)15, 2017, p. 48.
- 参 3. 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。
- 参 4. 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.
- 参 5. 西村健、小城烈、「安全研究成果報告書 軽水炉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。
- 参 6. 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。
- 参 7. Division of Nuclear Power Safety, “Investigation of cooling phenomena of high temperature molten core Phase-V”, Royal Institute of Technology, Mar. 2019.
- 参 8. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., “Progress of Unit 3 PCV internal investigation, (Preliminary report of July 19 investigation)”, July 19 2017.
- 参 9. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., “Progress of Unit 3 PCV internal investigation, (Preliminary report of July 21 investigation)”, July 21 2017.
- 参 10. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., “Progress of Unit 3 PCV internal investigation, (Preliminary report of July 22 investigation)”, July 22 2017.
- 参 11. K. Yokoi, Efficient implementation of THINC scheme: A simple and practical smoothed VOF algorithm, J. Comput. Phys. 226, 2007, pp. 1985-2002.
- 参 12. A. Hotta, M. Akiba, A. Konovalenko, W. Villanueva, S. Bechta, T. Matsumoto, T. Sugiyama and M. Buck, Experimental and Analytical Investigation of Formation and Cooling Phenomena, J. Nucl. Sci. Technol. (under reviewing), 2019.
- 参 13. 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.
- 参 14. 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 秋の大会 富山大学、Sep. 2019.
- 参 15. R. Mignen, S. Picci and J. Lamome, “Modeling of fuel-coolant interaction with the multiphase flow code MC3D”, MFIP, 2011.

- 参 16. A. Amsden, P. O'Rourke and T. Butler, "KIVA-II: A computer program for chemically reactive flows with sprays", LA-11560-MS, Los Alamos National Laboratory, 1989.
- 参 17. J. Beale and R. Reitz, Modeling spray atomization with the Kelvin-Helmholtz Rayleigh-Taylor hybrid model, atomization and sprays, Engine Research Center University of Wisconsin-Madison 9, 1999, pp. 623-650.
- 参 18. S. Yakush, P. Kudinov and T. Dinh, Multiscale simulation of selforganization phenomena in the formation and coolability of corium debris bed, NUREG-13 N13P1143, Kanazawa Japan, 2009.
- 参 19. V. Ransom et al., "RELAP5 / MOD3 Code manual, Volume IV: Models and correlations", NUREG/CR-5535, 1981.
- 参 20. P. Kudinov, A. Karbojian, CT. Tran and W. Villanueva, Agglomeration and size distribution of debris in DEFOR-A experiments with Bi203-WO3 corium simulant melt, Nucl. Eng. Des. 263, 2013, pp. 284-295.
- 参 21. M. Saito, K. Sato and S. Imahori, "Experimental study on penetration behaviors of water jet into Freon-11 and liquid nitrogen", ANS Proc. Nat. Heat Transfer Conf. 3, 1988.
- 参 22. 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.
- 参 23. K. Moriyama, Y. Maruyama, et al., "Coarse Break-up of a Stream of Oxide and Steel Melt in a Water Pool", Japan Atomic Energy Research Institute, , JAERI-Research-2005-017, August 2005.
- 参 24. P. Rosin P and E. Rammler, The laws governing the fineness of powdered coal, J. Inst. Fuel. 1933; 7, 1933, pp. 29-36.
- 参 25. M. Farmer, S. Lomperski, D. Kilsdonk, R. Aeschlimann and S. Basu, "OECD MCCI Project Final report", Nuclear Engineering Division, Argonne National Laboratory, OECD/MCCI-2005-TR06, February 28, 2006.
- 参 26. 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 秋の大会 富山大学、Sep. 2019.
- 参 27. D. Gueyffier, J. Li, A. Nadim, R. Scardovelli and S. Zaleski, Volume-of-fluid interface tracking with smoothed surface stress methods for three-dimensional flows, Journal of Computational Physics 152, 1999, p. 423-456.
- 参 28. Modular Accident Analysis Program (MAAP) Version 4 (EPRI owned and licensed computer software), Fauske & Associates, <https://www.fauske.com/nuclear/maap-modular-accidentanalysis-program>, 2018.
- 参 29. L. Humphries, B. Beeny, F. Gelbard, D. Louie and J. Phillips, MELCOR Computer Code Manual, Vol. 2: Reference Manual, SAND2017-0876 0, Jan. 2017 .
- 参 30. N. Bixler, R. Gauntt and J. Jones, "State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Volume 1: Peach Bottom Integrated Analysis", Sandia National Laboratories. NUREG/CR-7110, Volume 1, Revision 1, May 2013.

- 参 31. 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、Nov.
2018.
- 参 32. D. Magallon and I. Huhtiniemi, Corium melt quenching tests at low
pressure and subcooled water in FARO, Nucl. Eng. Des., 204, 2001, pp.
369-376.
- 参 33. M. Kato and H. Nagasaka, “COTELS fuel coolant interaction tests under
ex-vessel conditions”, JAERI-Conf 2000-015, 2000.
- 参 34. B. Eppinger, G. Fieg, H. Massier, W. Schütz et al.,
“Simulationsexperimente zum Ausbreitungsverhalten von Kernschmelzen:
KATS-8 bis KATS-17”, Forschungszentrum Karlsruhe GmbH Technik und
Umwelt, FZKA 6589, März 2001.
- 参 35. H. Alsmeyer, T. Cron, J. Foit, Messemer G et al, “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.
- 参 36. C. Journeau, J. Haquet, B. Spindler, C. Spengler and J. Foit, “The
VULCANO VE-U7 Corium spreading benchmark”, Prog. Nucl. Energ. 48(3),
2006.
- 参 37. P. Kulkarni, M. Rashid, R. Kulenovic and A. Nayak, Experimental
investigation of coolability behaviour of irregularly shaped
particulate debris bed. Nucl. Eng. Des. 2010; 240(10): 3067-3077.,
Nucl. Eng. Des.240(10), 2010, pp. 3067-3077.
- 参 38. M. Rashid, R. Kulenovic, E. Laurien and A. Nayak, xperimental results
on the coolability of a debris bed with multidimensional cooling
effects, Nucl. Eng. Des. 241(11), 2011, pp. 4357-4543.
- 参 39. M. Rashid, R. Kulenovic and E. Laurien, Experimental results on the
coolability of a debris bed with down comer configurations, Nucl. Eng.
Des. 249, 2012, pp. 104-110.
- 参 40. E. Takasuo, V. Taivassalo, T. Kinnunen and T. Lehtikuusi, “Coolability
analyses of heap-shaped debris bed. Finland”, VTT Technical Research
Centre of Finland, NKS-343., January 2015.
- 参 41. J. Gabor, E. Sowa, L. Baker and J. Cassulo, Studies and experiments on
heat removal from fuel debris in sodium, Proc. ANS Fast Reactor Safety
Mtg, Beverly Hills, USA., Apr. 1974, pp. 823-844.
- 参 42. S. Basso, A. Konovalenko and P. Kudinov, Effectiveness of the debris
def self-leveling under severe accident conditions, Annals of Nuclear
Energy. 95, 2016, pp. 75-85.
- 参 43. S. Basso, A. Konovalenko and P. Kudinov, Empirical closures for
particulate debris bed spreading induced by gas-liquid flow, Nucl. Eng.
Des. 297, 2016, pp. 19-25.
- 参 44. S. Basso, A. Konovalenko, S. Yakush and P. Kudinov, The effect of self-
leveling on debris bed coolability under severe accident conditions,
Nucl. Eng. Des. 305, 2016, pp. 246-259.
- 参 45. S. Cheng, H. Yamano, T. Suzuki, Y. Tobita et al., Characteristics of
self-leveling behavior of debris beds in a series of experiments, Nucl.
Eng. Technol. 45(3), 2013, pp. 323-334.

- 参 46. K. Morita, T. Matsumoto, S. Nishi, T. Nishikido et al., A new empirical model for self-leveling behavior of cylindrical particle beds, J. Nucl. Sci. Technol. 53(5), 2016, pp. 713-725.
- 参 47. R. Gasser, R. Gauntt, S. Bourcier, R. Schmidt et al., “Late-phase melt progression experiment: MP-2. Results and analysis”, Sandia National Laboratory; NUREG/CR-6167., May 1997.
- 参 48. D. Tsuikov, V. Strizhov, S. Bechta, V. Zagriazkin and N. Kiselev, Main results of the MASCA1 and 2 projects. Integrated application Report, NEA/CSNI/R(2007)15, 2007.
- 参 49. F. Serre, J. Crestia, U. Bieder F. Fichot et al., Phebus FPT4: test description and pretest calculations, Proc. SARJ-97, Oct. 1998 Yokohama Japan, pp. 274-278.
- 参 50. IRSN, “Research programmes. The PHEBUS FP programme”, [オンライン]. Available: <https://www.irsn.fr/EN/Research/Research-organisation/Research-programmes/PHEBUS-PF/Pages/Severe-accident-research-prog>.
- 参 51. T. Chu, M. Pilch, J. Bentz, J. Ludwigsen et al., “Lower head failure experiments and analyses”, Sandia National Laboratory. NUREG/CR-5582., Feb. 1999.
- 参 52. L. Humphries, T. Chu, J. Bentz, R. Simpson et al. , “OECD Lower head failure project. Final report ” , Sandia National Laboratory. NEA/CSNI/R(2002)27., 2002.
- 参 53. A. Theerthan, A. Karbojian and B. Sehgal , “FOREVER experiments on thermal and mechanical behavior of reactor pressure vessel during a severe accident. The EC-FOREVER-1 test” , Proc. SMIRT-16, Aug. 2001 Washington DC, USA.
- 参 54. S. Brosi, G. Duijvestijn, H. Hirschmann, B. Jäckel et al., “CORVIS. Investigation of light water reactor lower head failure modes” , Nucl. Eng. Des. 168, 1997.
- 参 55. R. Park, K. Kang, J. Kim and K. Lee, “Experimental and analytical studies on the penetration integrity of the reactor vessel under external vessel cooling” , Nucl. Technol. 145, 2004.
- 参 56. C. Torregrosa, W. Villanueva, C. Tran and P. Kudinov , “Coupled 3D Thermo-mechanical analysis of a Nordic BWR vessel failure and timing” , Proc. NURETH15, May 2013 Pisa Italy.
- 参 57. B. Launder and D. Spalding, “The numerical computing of turbulent flows” , Comput. Method Appl. M. 3, 1974.
- 参 58. V. Tung and V. Dhir, “A hydrodynamic model for two-phase flow through porous media” , Int. J. Multiph. Flow. 14(1), 1988.
- 参 59. 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.
- 参 60. 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). 76(763). 論文 No.09-0569、2010.

- 参 61. B. Spindler and J. Veteau, The simulation of melt spreading with THEMA code Part 1: Model, assessment strategy and assessment against analytical and numerical solutions, Nucl. Eng. Des. 236, 2006, pp. 415-424.
- 参 62. B. Spindler and J. Veteau, The simulation of melt spreading with THEMA code Part 2: Assessment against spreading experiments, Nucl. Eng. Des. 236, 2006, pp. 425-441.
- 参 63. M. Ramacciotti, C. Journeau, F. Sudreau and G. Cognet, Viscosity models for corium melts, Nucl. Eng. Des. 204, 2001, pp. 377-389.
- 参 64. S. Stedman, J. Evans and J. Woodthorp, Rheology of composite ceramic injection moulding suspensions, J. Mater Sci. 25(3), 1990, pp. 1833-1841.
- 参 65. M. Ishii and N. Zuber, Drag coefficient and relative velocity in bubbly, droplet or particulate flows, AIChE Journal. 25(5), 1979, pp. 843-854.
- 参 66. P. Blasius, Das Aehnlichkeitsgesetz bei Reibungsvorgängen in Flüssigkeiten, Forschungsheft 131, 1913, pp. 1-41.
- 参 67. S. Churchill, Friction Factor Equations Spans All Fluid-Flow Regimes, Chemical Engineering Journal. 84, 1977, pp. 91-92.
- 参 68. C. Colebrook and C. White, Experiments with Fluid Friction in Roughened Pipes, Proceedings of the Royal Society of London. Series A, Mathematical and Physical Sciences. 161 (906), Aug. 1937, p. 367-381.
- 参 69. S. Kutateladze and I. Malenkov, Boiling and bubbling heat transfer under the conditions of free and forced convection, Proc. 6th Int. Heat Transfer Conf. Tronto Canada, 1978.
- 参 70. V. Konsetov, Heat transfer during bubbling of gas through liquid, J. Heat Mass Transfer. 9, 1965, pp. 1103-1108.
- 参 71. J. Veteau, B. Spindler and G. Daum, Modelling of two-phase friction from isothermal spreading experiments with gas fed from the bottom and application to spreading accompanied by solidification, Proc. NURETH-10. Seoul, Korea., Oct. 2003.
- 参 72. J. Veteau and B. Spindler, Benchmark calculations for the ECOKATS spreading experiment with THEMA code, Note CEA/SETEX/LTEM/03-350, SAM-ECOSTAR-D19, 2003.
- 参 73. J. Foit, Large-scale ECOKATS experiments: Spreading of oxide melt on ceramic and concrete surfaces, Nucl. Eng. Des. 236, 2006, pp. 2567-2573.
- 参 74. J. Bonnet, S. Rouge and 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, Mar. 1994, pp. 503-512.
- 参 75. O. Kymäläinen, H. Tuomisto, O. Hongisto and T. Theofanous, Heat flux distribution from a volumetrically heated pool with high Rayleigh number, Nucl. Eng. Des. 149, 1994, pp. 401-408.

- 参 76. T. Theofanous, M. Maguire, S. Angelini and T. Salmassi, The first results from the ACOPO experiment, Nucl. Eng. Des. 169, 1997, pp. 49-57.
- 参 77. V. Asmolov, A. Behbahani, G. Hache, B. Sehgal et al., “CSNI/NEA RASPLAV Seminar 2000”, NEA/CSNI/R(2000)23, Nov. 2000 Munich, Germany.
- 参 78. S. Hagen, P. Hofmann, V. Noack, L. Sepold et al., “Comparison of the quench experiments CORA-12, CORA-13, CORA-17”, Forschungszentrum Karlsruhe, FZKA 5679, Aug. 1996.
- 参 79. 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.
- 参 80. M. Buck, “Collaboration on Ex-Vessel Debris Modelling - Phase 2”, Institut für Kernenergetik und Energiesysteme. IKE 2-153 ISSN-0173-6892., Feb. 2019.
- 参 81. The SCDAP/RELAP-3D[®] Code Development Team, “SCDAP/RELAP5-3D[®] Code Manual”, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory. INEEL/EXT-02/00589., May 2003.
- 参 82. P. Chatelard, J. Fleurot, O. Marchand and P. Drai, Assessment of ICARE/CATHARE V1 Severe Accident Code, 14th International Conference on Nuclear Engineering ICONE14-89307 Florida, USA, pp. 145-154.
- 参 83. J. Bestebe and 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.
- 参 84. OECD NEA, “Expert meeting on OECD / NEA ROSAU project proposal”, Sep. 2018. [オンライン]. Available: <http://r4.ijis.si/20180925-en>.
- 参 85. 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, Nov. 2016.
- 参 86. 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熔融炉心冷却性評価技術高度化）事業」、2017.
- 参 87. 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熔融炉心冷却性評価技術高度化）事業」、2018.
- 参 88. 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熔融炉心冷却性評価技術高度化）事業」、2019.
- 参 89. 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「平成 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格納容器内熔融炉心冷却性評価技術高度化）事業」、2016.
- 参 90. N. Bixler, “VICTORIA2.0, A Mechanical Model for Radionuclide Behavior in a Nuclear Reactor Coolant System under Severe Accident Conditions,” Sandia National Laboratories, NUREG/CR-6131, SAND93-2301R3,, 1998.
- 参 91. 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, Jul. 1991, pp. 584-592.

- 参 92. N. Bixler and C. Erickson, "VICTORIA-92 Pretest Analysis of PHEBUS FPT0," Sandia National Laboratories, SAND93-2275, Jan. 1994.
- 参 93. 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」、2017.
- 参 94. 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」、2018.
- 参 95. 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」、2019.
- 参 96. B. Xerri, et al, Ab initio calculation and iodine kinetic modeling in the reactor coolant system of a pressurized water reactor in case of severe nuclear accident, *Comput. Theor. Chem.* 990, 2012, pp. 194-208.
- 参 97. 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*, 2018.
- 参 98. P. Owczarski and K. Burk, "SPARC-90: A code for calculating fission product capture in suppression pools", Pacific Northwest Laboratory. *NUREG/CR-5765*, Oct. 1991.
- 参 99. 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.
- 参 100. M. Marcos Crespo, F. Gomez Moreno, I. Melches et al., "LACE-España experimental programme on the retention of aerosols in submerged beds", *CIEMAT ITN/ST-08/DP-93*, 1993.
- 参 101. A. Dehbi, D. Suckow and S. Guentay, Aerosol retention in low-subcooling pools under realistic accident conditions, *Nucl. Eng. Des.* 203, 2001, pp. 229-241.
- 参 102. 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.
- 参 103. Y. Abe, K. Fujiwara, S. Saito, T. Yuasa and A. Kaneko, Bubble dynamics with aerosol during pool scrubbing, *Nucl. Eng. Des.* 337, 2018, pp. 96-107.
- 参 104. H. Sun, Y. Shibamoto, Y. Okagaki and T. Yonomoto, Experimental investigation of decontamination factor dependence on aerosol concentration in pool scrubbing, *Sci. and Technol. of Nucl. Ins.* (to be published).
- 参 105. 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（査読通過）*、2020.

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

堀田 亮年 主任技術研究調査官

秋葉 美幸 総括技術研究調査官

森田 彰伸 技術研究調査官

菊池 航 技術研究調査官