

RREP-2018-2001

## 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

Development of Domestic Severe Accident Analysis Codes

堀田 亮年<sup>1</sup> 秋葉 美幸<sup>1</sup> 大川剛<sup>2</sup>

Akitoshi Hotta<sup>1</sup>, Miyuki Akiba<sup>1</sup> and Tsuyoshi Okawa<sup>2</sup>

<sup>1</sup>シビアアクシデント研究部門

Division of Research for Severe Accident

<sup>2</sup>システム安全研究部門

Division of Research for System Safety

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)

平成 30 年 11 月  
November 2018

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

<sup>1</sup>シビアアクシデント研究部門

<sup>2</sup>システム安全研究部門

堀田 亮年<sup>1</sup> 秋葉 美幸<sup>1</sup> 大川剛<sup>2</sup>

## 要 旨

重大事故対策による事故進展の緩和効果を評価するには、事故の進展に伴い発生する物理化学現象をモデル化した解析コードを用いて、種々の事故シーケンスに対応した初期条件及び境界条件を用いて事故進展を予測することが重要である。物理化学現象をモデル化する上で大きな不確実さを伴う過程として、以下の3つが挙げられる。

- (1) 原子炉压力容器内の炉心損傷及び溶融の進展
- (2) 原子炉压力容器外への溶融デブリの落下後のデブリベッドの形成及び冷却性
- (3) 放射性物質の移行及び放出

これらの過程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に基づき妥当性を確認した解析コードを用いて、実プラント解析を行う際の不確実さを低減するためには、解析コードの改良と妥当性確認実験を相補的に推進する必要がある。

本研究では、上記の(1)～(3)における不確実さの主要因となる特定の物理化学現象に関して、既往の実験的知見及び実施中の実験から得られると期待される知見を考慮し、現状で利用可能な計算資源にて実現可能なレベルにおいて、空間及び時間解像度を向上したモデルを組み込んだ解析コードを開発する。これを MELCOR のような総合シビアアクシデント解析コードと併用することにより、実プラント解析における不確実さを低減させ、デブリベッド形成、冷却性及び放射性物質の移行及び放出に関する解析コードの予測性能の向上を目的としている。

これまでに、国内外専門家による議論を通じて整理された重要物理化学現象に関するランキングテーブル及び集積された知見並びに我が国において新規に導入された重大事故等対策の特性を踏まえて、安全評価の観点から上述の(1)～(3)それぞれについて、有用性が高い解析コードの開発を実施した。

「(1)原子炉圧力容器内の炉心損傷及び溶融の進展」については、核動特性、多相(気液)・多成分(溶融デブリ)系熱流動及び燃料棒熱・機械挙動を考慮した解析コードを開発し、実験結果との比較を通じてその妥当性を確認し、さらに実機適用性について確認した。

「(2)原子炉圧力容器外への溶融デブリの落下後のデブリベッドの形成及び冷却性」については、詳細なデブリベッド形成過程を考慮した冷却特性の評価を目的として、関連する重要現象を5領域に分類し、安全評価において相補的に適用することを念頭において高解像度の決定論的アプローチ及び確率論的アプローチに基づく解析コードの開発を並行して進め、溶融ジェット分裂、プール水中デブリ冷却及びメルトスプレッドについて、既往実験データに基づく妥当性確認を実施した。

「(3)放射性物質の移行及び放出」については、ホウ素が共存する場合のヨウ素及びセシウムの化学形態、格納容器圧力抑制室プール水 pH、分子状ヨウ素や有機ヨウ素の生成等、放射性物質の移行挙動に影響を及ぼすメカニズムをより適切に考慮するため、総合シビアアクシデント解析コードと化学反応モデルの結合による評価手法の高度化を進めた。

## Development of Domestic Severe Accident Analysis Codes

Akitoshi Hotta<sup>1</sup>, Miyuki Akiba<sup>1</sup> and Tsuyoshi Okawa<sup>2</sup><sup>1</sup> Division of Research for Severe Accident<sup>2</sup> Division of Research for System Safety

Regulatory Standard and Research Department,

Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

## Abstract

In evaluating the efficacy of countermeasures against severe accidents to mitigate accident progression, it is necessary to apply analysis codes implemented with models for physicochemical phenomena that may lead to a severe accident and to simulate accident progression based on the initial and boundary conditions of a wide spectrum of scenarios. The following three processes are recognized as including major uncertainties in developing modeling relevant to physicochemical phenomena:

- (1) In-vessel core degradation and relocation
- (2) Ex-vessel release of molten debris and formation and coolability of debris bed
- (3) Migration and release of radioactive materials

In order to reduce the uncertainty in scaling up to actual plant conditions when applying analysis codes that were validated based on separate effect tests and integral effect tests focusing on important phenomena belonging to the abovementioned processes, it is necessary to promote improvement of analysis codes and enhancement of the validation test matrix in a complementary manner.

In this research, findings from past tests as well as those expected to be obtained from ongoing tests for specific physicochemical phenomena which cause a major part of the uncertainties in the above three processes were taken into account, and analysis codes that incorporate models with enhanced spatial and temporal resolutions at levels realizable with today's available computational resources were developed. By using these codes along with integrated severe accident analysis code like MELCOR, it is aimed to reduce

uncertainties in predictions of actual plant behaviors concerning the formation and cooling of debris beds and migration and release of radioactive materials.

With regard to the above three processes, based on ranking tables and state-of-the-art knowledge on important phenomena that were developed based on discussions by domestic and foreign experts as well as the characteristics of newly implemented countermeasures against severe accidents in Japan, development of useful analysis codes from the viewpoint of safety evaluation was carried out.

In terms of "In-vessel core degradation and relocation," integrated analysis code comprising neutron kinetics, multi-phase and multi-component fluid dynamics and fuel rod thermal-mechanical behaviors was developed, its validity was confirmed through simulations of test results and then its applicability to actual plant simulations was also confirmed.

In terms of "Ex-vessel release of molten debris and formation and cooling of debris bed," relevant phenomena were classified into five groups with the aim of evaluating cooling behaviors considering detailed debris bed formation processes. Analysis codes based on a high-resolution deterministic approach and a stochastic approach were developed in parallel, keeping in mind their complementary application in safety evaluation. Code validations were carried out based on existent test data for melt jet break-up, debris cooling in pool water and melt spreading.

In terms of "Migration and release of radioactive materials," improvement of the coupling method for the integrated severe accident code and the chemical reaction model was carried out with the aim of realizing better incorporation of those mechanisms that contribute to migration behaviors of radioactive materials such as the chemical form of iodine and cesium coexisting with boron, pH change of the pressure suppression chamber pool water, production of molecular iodine and organic iodine, etc.

## 目 次

1. はじめに .....	1
2. 実施内容 .....	3
2.1 解析コードが対象とする物理化学現象 .....	3
2.2 原子炉圧力容器内の炉心損傷及び溶融の進展解析コード .....	5
2.3 原子炉圧力容器外への溶融デブリの落下後のデブリベッドの形成及び冷却性解析 コード .....	8
(1) 関連する重要現象の同定 .....	8
(2) 解析モデル化のアプローチ検討 .....	11
(3) 妥当性確認実験として適用可能な実験の調査 .....	14
(4) 解析コード開発の成果 .....	16
2.4 放射性物質の移行及び放出解析コード .....	32
3. まとめ .....	34
参考文献 .....	37
執筆者 .....	45

## 表 目 次

表 2.1	モデル化対象現象と実施内容	4
表 2.2	原子炉圧力容器外デブリベッド形成及び冷却過程における重要現象のグループ化及び解析モデル化のアプローチ選定 <sup>(参 27)</sup>	13
表 2.3	原子炉圧力容器外デブリベッド形成及び冷却過程における解析コードの妥当性確認のための実験マトリクス	15

## 目 次

図 2.1 炉心損傷・溶融進展に関する詳細モデル化 <sup>(参 23)</sup> .....	7
図 2.2 原子炉压力容器体系による 1/4 セクタ炉心損傷解析体系 <sup>(参 25)</sup> .....	7
図 2.3 原子炉压力容器外デブリベッド冷却に係る重要現象 <sup>(参 27)</sup> .....	10
図 2.4 原子炉压力容器外デブリベッド形成及び冷却過程における重要現象抽出 (参 27) .....	10
図 2.5 原子炉压力容器外デブリベッド形成及び冷却性に関する決定論的解析コ ード体系 <sup>(参 50)</sup> .....	16
図 2.6 DPCOOL における堆積層中二相流の運動方程式 <sup>(参 27)</sup> .....	19
図 2.7 DEBRIS 実験設備におけるトップフラiddiing / ボトムフラiddiing グ実験データに基づく DPCOOL の妥当性確認 <sup>(参 27)</sup> .....	19
図 2.8 MSPREAD における浅水モデルによる運動量保存式 <sup>(参 59)</sup> .....	22
図 2.9 KATS-12 実験結果に基づく MSPREAD の妥当性確認 <sup>(参 59, 64)</sup> .....	22
図 2.10 確率論的アプローチに基づく溶融デブリ-コンクリート相互作用評価の 概念 <sup>(参 76)</sup> .....	27
図 2.11 JASMINE-version3 による溶融ジェットブレイクアップ時の液滴軌跡解 析例 <sup>(参 78)</sup> .....	27
図 2.12 DOFER-A5 に関するアグロメレーション質量割合に関する JASMINE- version3 と実測の比較 <sup>(参 78)</sup> .....	28
図 2.13 JASMINE-version3 に組み込んだアグロメレーションモデルの概念 <sup>(参 79)</sup> .....	28
図 2.14 DOFER-A5 に関するアグロメレーション質量割合に関する改良 JASMINE- version3 と実測の比較 <sup>(参 79)</sup> .....	29
図 2.15 JASMINE-version3 に組み込まれた上下面クラスト成長を考慮したメル トスプレッドモデル概念 <sup>(参 80)</sup> .....	31
図 2.16 上下面クラスト形成に関する改良 JASMINE-version3 による計算結果の 例 <sup>(参 78)</sup> .....	31
図 2.17 JASMINE-version3 に組み込まれた床内熱伝導モデル概念 <sup>(参 81)</sup> .....	31
図 2.18 THALES2/KICHE における放射性物質放出モデル及び取扱い化学種グルー プの拡張 <sup>(参 83)</sup> .....	33
図 2.19 VICTORIA 及び統計理論に基づく代替モデルによる主要化学物質放出割 合の比較 <sup>(参 85)</sup> .....	33

## 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
CEA	Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives	原子力・代替エネルギー庁
CSARP	Cooperative Severe Accident Research Program	シビアアクシデントにおける協力研究プログラム
CSNI	Committee On The Safety Of Nuclear Installation	原子力施設安全委員会
DCH	Direct containment heating	格納容器雰囲気直接加熱
FCI	Fuel-coolant interaction	溶融燃料-冷却材相互作用
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
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
JRC	Joint Research Centre Of European Commission	欧州共同体協力研究センター
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 core - 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
PWR	Pressurized water reactor	加圧水型炉
ROAAM	Risk-Oriented accident analysis methodology	リスク指向アクシデント解析法
SARNET	Severe Accident Research Network Of Excellence	シビアアクシデント先端研究に関するネットワーク
SARRP	Severe Accident Risk Reduction Program	シビアアクシデントによるリスク低減プログラム

SNL	Sandia National Laboratory	サンディア国立研究所
TMI-2	Three Mile Island Unit-2	スリーマイルアイランド2号機
USNRC	US-Nuclear Regulatory Commission	米国原子力規制委員会
VTT	Teknologian Tutkimuskeskus VTT (Valtion Teknillinen Tutkimuskeskus)	フィンランド技術研究センター



## 1. はじめに

MELCOR<sup>(参1)</sup>や MAAP<sup>(参2)</sup>に代表される総合シビアアクシデント解析コード（以下「総合SA解析コード」という。）では、プラントの広い範囲に及ぶ物理化学現象を扱うモデルが組み込まれており、これによって炉心損傷、格納容器損傷、放射性物質の長時間の放出といった事故進展を解析する。一方で、計算過程において、物質及び熱力学変数等の状態量の局所分布を空間・時間で平均化して取り扱う等の種々の仮定により、不確実さを多く含む。

実プラントの重大事故時では、格納容器機能喪失を防止又はその影響を緩和するため、炉心及び格納容器内への冷却水注入、格納容器の減圧等の対策が講じられる。代表的な重大事故シナリオでは、溶融した燃料は周囲の構造材を巻き込みながら原子炉圧力容器内の炉心領域から下部ヘッド領域に移動し、原子炉圧力容器底部を貫通した後には格納容器内のキャビティ（BWRにおいてはペデスタル）に落下する。その間、冷却水やコンクリートとの相互作用等、格納容器の健全性に影響を及ぼすような現象を経て、燃料内に内蔵していた放射性物質が原子炉圧力容器内及び格納容器内に放出され、プラントの各所に移動しながら、スプレイ液滴との衝突、重力沈降、壁面への付着、プールスクラビング等により除去され、一部は環境へと放出される。このような重大事故の過程を、本研究では以下の3つの過程に分けて捉えている。

- 原子炉圧力容器内の炉心損傷及び溶融の進展
- 原子炉圧力容器外への溶融デブリの落下後のデブリベッド形成及び冷却性
- 放射性物質の移行及び放出

上記過程に含まれる主要な物理化学現象を実規模スケールの実験で再現することは技術的に困難であるため、縮小された体系に基づき、個々の現象に着目した個別効果実験及び複数現象の相互作用を含む総合効果実験を系統的に実施し、これらの実験に基づき妥当性を確認した解析コードにより、実プラント解析を行う必要がある。実プラント解析に伴う仮定は実機解析における不確実さの主要な要因となるが、その大きさは解析コードに組み込まれたモデルの予測性能、数値解法、入力条件等のみで決定されず、妥当性確認のための実験マトリクス（個別効果実験及び総合効果実験の組合せ）がモデル化された現象をどの程度適切に捉えているかにも依存する。このように、重大事故の予測における不確実さの低減という観点からは、解析コードの改良と妥当性確認実験マトリクスは相補的な関係にある。

本研究では、上述の3過程において解析上の不確実さの要因となる物理化学現象に対して、既往の実験的知見及び実施中の実験から得られると期待される知見を考慮し、現状の計算資源にて実現可能なレベルにおいて、空間及び時間解像度を向上したモデルを組み込んだ解析コードを開発する。本研究において開発した解析コードを総合SA

解析コードと併用することにより、実プラント解析における不確かさ要因を低減し、デブリベッド形成・冷却性及び放射性物質の移行・放出に関する解析コードの予測性能を向上することが本研究の目的である。

なお、本研究は、平成24年度から平成28年度にかけて実施したものである。

## 2. 実施内容

### 2.1 解析コードが対象とする物理化学現象

表 2.1 には、前記 3 過程に関して解析コード開発の対象とする重要現象を挙げ、これらに関する開発の着眼点及び本研究における実施内容をまとめている。

炉心損傷・溶融進展からキャビティ内でのデブリ形成、さらに放射性物質の環境放出に至る過程では、多数の物質が内含される広範囲の空間・時間スケールに及ぶ物理化学現象が相互作用を及ぼし合う。こうした大規模な問題に対するシミュレーションモデルを開発するに際しては、根底にある個別現象への分解に基づく還元論的なアプローチと、扱う対象を階層化された個別現象群として体系的に捉える全体論的アプローチを併用し、さらにモデル化のための物理化学的メカニズムや実験的知見をこの体系に対応づける必要がある。

シビアアクシデントに関するこうしたアプローチの前例として、欧州におけるシビアアクシデント先端研究に関するネットワーク SARNET の専門家が提案したシビアアクシデントに関する重要現象ランキングテーブル<sup>(参<sup>3)</sup>)</sup>、日本原子力学会が東京電力福島第一原子力発電所事故の直後にとりまとめたソースターム<sup>1</sup>に関する重要現象テーブル<sup>(参<sup>4)</sup>)</sup>等が参考となる。こうした重要現象に関する整理結果は、広い専門家間の議論を集約した上で公表され、シビアアクシデントに関する研究の方向性を検討するために広く利用され、今後のシビアアクシデント研究の進展により新たな知見が集積されることによってアップデートされていくことが期待される。本研究における解析コード開発の方向性を判断する上でも念頭に置くべきものである。

本研究では、デブリ形成過程を「原子炉圧力容器内の炉心損傷及び溶融の進展」及び「原子炉圧力容器外への溶融デブリの落下後のデブリベッドの形成及び冷却性」の 2 つの過程に分類し、現段階で得られる技術的知見に基づき現象を分析し、詳細化すべき過程を同定した上で解析コードが備えるべき機能を検討した。また、放射性物質の環境放出に影響を及ぼす因子は多岐に及ぶが、ここでは上述の前例に倣って、燃料からの放射性物質放出、放出時の放射性物質化学形、化学的安定性及び環境放出までの移行過程に分類し、既往実験データ及び新規実験から得られるデータに基づくモデルの改良を行った。

---

<sup>1</sup> シビアアクシデントの結果、環境中に放出される放射性物質の種類、量及び放出履歴等

表 2.1 モデル化対象現象と実施内容

Table 2.1 Focusing phenomena in analytical models and outputs

章	物理化学現象	開発の着眼点	実施内容
	原子炉压力容器内の炉心損傷及び溶融の進展		
2.2	核動特性、多相・多成分系熱流動、燃料熱機械挙動、制御	事故分析に適用すると共に、BWR 原子炉压力容器内における溶融コリウムの生成及び移行を評価することにより、溶融デブリの性状、分布等の分析に用いる。	評価システムを開発し、CORA <sup>(参5)</sup> 等実験結果との比較を通じてその有用性を確認し、核動特性モデルを結合した実機適用性について確認した。
2.3	原子炉压力容器外への溶融デブリ落下後のデブリベッドの形成及び冷却性決定論的アプローチ		
2.3 (4)①	a	高温溶融ジェットのパール内の分裂に伴うデブリベッド形成	原子炉压力容器底部貫通により、溶融デブリがプール水を蓄えたキャビティに落下する際の、詳細なデブリベッド形成過程を考慮した上で冷却性を評価することにより、コンクリート侵食量及び侵食形状を評価する。
	b	プール内に冠水したデブリベッド内二相流動を伴う伝熱	
	c	キャビティ床面上の溶融物拡がり（メルトスプレッド）挙動	
	d	デブリベッド内の固化相-溶融相の相互作用	
	e	非対称キャビティコンクリート侵食	
2.3 (4)②	確率論的アプローチ		
	a	高温溶融ジェットのパール内の分裂に伴うデブリベッド形成	現象の空間解像度を維持した中解像度モデルにより、広範なパラメータに対する感度解析を可能とする。
b	キャビティ床面上のメルトスプレッド挙動		
2.4	放射性物質の移行及び放出		
	発生機構、分子状ヨウ素、有機ヨウ素、ホウ素によるヨウ素、セシウム化学形態、影響、格納容器圧力抑制室プール水 pH 変化等	放射性物質の移行挙動に多大な影響を及ぼす化学形に関するモデルの高度化を実現する。	THALES2 <sup>(参11)</sup> /KICHE <sup>(参12)</sup> による評価手法の高度化を進め、実機条件評価への有用性を確認した。

## 2.2 原子炉圧力容器内の炉心損傷及び溶融の進展解析コード

炉心損傷が発生しその範囲が拡大していく過程では、酸化物と金属の共晶反応、炉心領域等での溶融プールの形成、炉内の溶融デブリのリロケーション等において多くの物理化学現象が競合する。現在、我が国の軽水炉安全評価等に広く用いられている総合 SA 解析コードである MAAP<sup>(参 2)</sup>は米国産業界により開発され、PWR である TMI-2 における事故後の炉心溶融事故に対する原子炉圧力容器内調査結果<sup>(参 13)</sup>、及び IDCOR<sup>(参 14)</sup>等のプロジェクトから得られた現象分析に基づき基礎的概念が構築されている。米国原子力規制委員会 (USNRC) の MELCOR は、同様の経緯により NRC が推進した SARRP プログラムの中で開発された総合 SA 解析コード STCP<sup>(参 15)</sup>の成果を継承し、米国サンディア国立研究所 (SNL) が開発を開始し、CSARP<sup>(参 16)</sup>等の国際的な協力の枠組みの中で改良が続けられている。

PWR の燃料集合体はオープンチャンネル構造であり、制御棒は炉心の上方より燃料集合体内に挿入されるため炉心構成は比較的均一と考えることができる。一方で、BWR においては、各燃料集合体がチャンネルボックスによりインチャンネル領域とバイパス領域に区分され、バイパス領域には炉心下方より十字型の制御ブレードが挿入され、さらに炉内核計装管が配置されているため、炉心構成は比較的均質となっている。さらに BWR の炉心下方には制御棒案内管等が多数存在し、炉心下方における原子炉圧力容器流路形状が複雑となっている。BWR における炉心損傷及び溶融進展に係る実験的知見は米国 SNL<sup>(参 17, 18)</sup>及び独国 KIT<sup>(参 5, 19)</sup>における炉心溶融実験において得られている。

また、BWR における炉心損傷及び溶融進展に関するモデルについては、東京電力福島第一原子力発電所事故分析に関する OECD/NEA/CSNI が主催する国際協力プロジェクト<sup>(参 20)</sup>において、MELCOR、MAAP 及び ASTEC<sup>(参 21)</sup>等、プロジェクト参加組織において用いられている総合 SA 解析コードに組み込まれたモデルによる予測に関する検討が行われた。その過程において、これらの主要な総合 SA 解析コード間において、炉心損傷から溶融デブリが原子炉圧力容器下部に到達するまでのモデルを比較し、モデルの相違及び実現象とのギャップを抽出する作業が進められており、原子炉圧力容器内炉心損傷及び溶融の進展解析においてコード間のモデル化の考え方の相違についても言及されている。<sup>(参 22)</sup>例えば、原子炉圧力容器内の低温部分での溶融炉心固化による溶融プールの形成や、このプール領域への水蒸気透過性は、炉心外へ流出する水蒸気過熱度や水素生成量に影響を及ぼすだけでなく、原子炉圧力容器底部の貫通までの時間や、格納容器内へ放出される溶融デブリの特性にも影響を与えることが考えられる。溶融プールの生成には、酸化物と金属の共晶反応を含む多成分の相互作用、固化堆積層内での溶融相の流動特性、固化堆積層の再溶融、溶融相の固化等の基本プロセスに関係しているが、既存の総合 SA 解析コードでは、モデル化の考え方に差異がある。

こうした背景により、溶融デブリの酸化物、構造材、制御材等の組成の非均一性、性状、炉内分布を解析し、高い空間及び時間解像度において炉心損傷及び溶融進展に

関する情報を提供できる解析コードを開発することとした。解析コード体系を図 2.1 に示す。<sup>(参 23)</sup>ここでは、重大事故時の原子炉压力容器内重要現象（炉心部損傷及びリロケーション、炉心支持板破損、原子炉压力容器底部貫通等）で想定される以下の事象を想定し、熱流動、核特性及び燃料特性を解析するモジュール、そしてこれらを制御するモジュールから構成されるコード体系を開発した。

- ① 水位低下による燃料被覆管温度上昇、酸化及び脆化
- ② 制御棒崩落
- ③ 燃料棒及び燃料集合体の溶融
- ④ 溶融デブリの集合体下部への流下
- ⑤ デブリベッド形成及び溶融デブリの炉心支持板への流出
- ⑥ 核特性-熱水力-燃料挙動解析

開発した解析コードを用いて、単位燃料集合体幾何形状に基づき熱流動-燃料棒熱機械挙動-核特性計算モジュールのカップリング及び各計算モジュールの解析機能の検証を実施した。

さらに被覆管温度上昇及び水素発生量については、SNL の DF-4 核加熱による燃料溶融試験<sup>(参 17)</sup>及び KIT の QUENCH-06 炉外試験<sup>(参 19)</sup>により、燃料バンドル中の模擬溶融炉心の軸方向及び径方向移行挙動については、KIT の CORA-18 炉外試験<sup>(参 5)</sup>により解析コードの妥当性を確認した。また、炉心支持板近傍の溶融物移行挙動は、SNL の XR-2 炉外試験<sup>(参 18)</sup>により解析コードの妥当性を確認した。さらに原子炉压力容器下部における模擬溶融炉心の微粒子化挙動は、FARO L-19 及び KROTOS K-37<sup>(参 24)</sup>により解析コードの妥当性を確認した。上記の妥当性確認を通じて、炉心損傷及び溶融進展モデルが BWR の原子炉压力容器内の炉心損傷事象について解析能力を有することを確認した。また、上記のモデル改良を行い、定量的な予測性能向上を図った。

さらに最終段階として、図 2.2 に示すように原子炉压力容器体系による 1/4 セクタ炉心損傷解析体系を用いて、初期水位、崩壊熱、半径方向出力分布及び被覆管酸化膜厚さを変化させた評価を行った。<sup>(参 25)</sup>仮想的な厳しい条件下での炉心初期状態と炉心損傷事象推移の関係が定量的に得られ、今後の実機適用性に向けた解析能力について確認した。

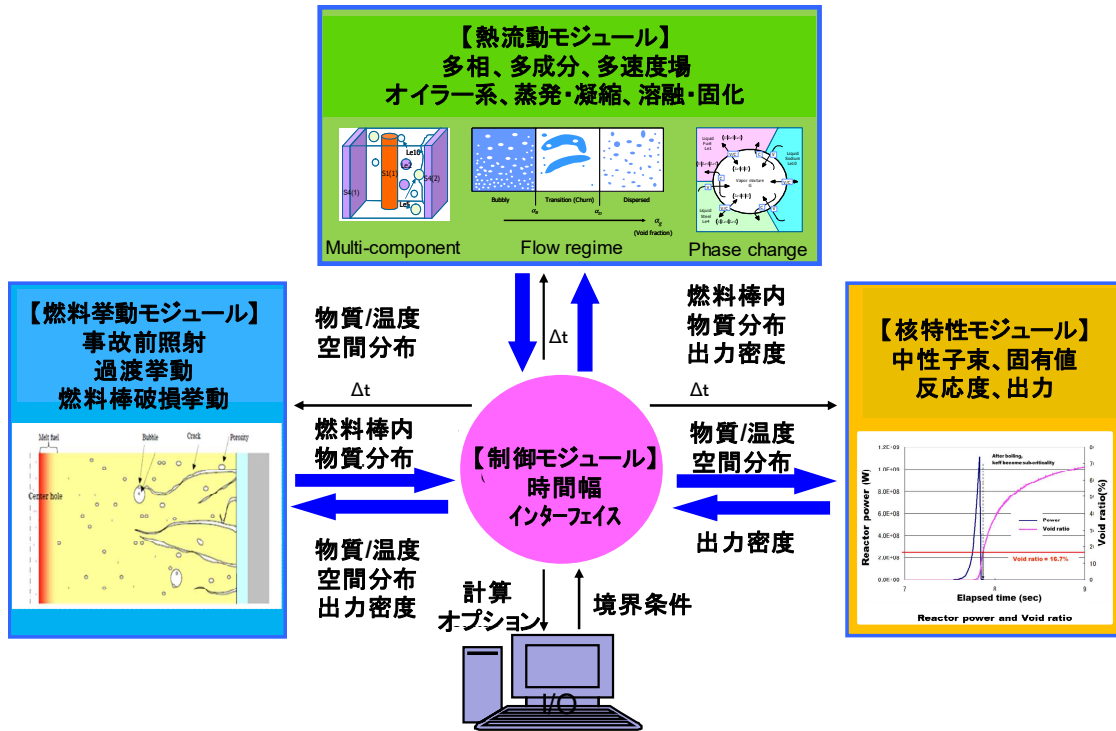


図 2.1 炉心損傷・溶融進展に関する詳細モデル化(参 23)

Fig.2.1 Detailed modeling of core degradation and relocation phenomena

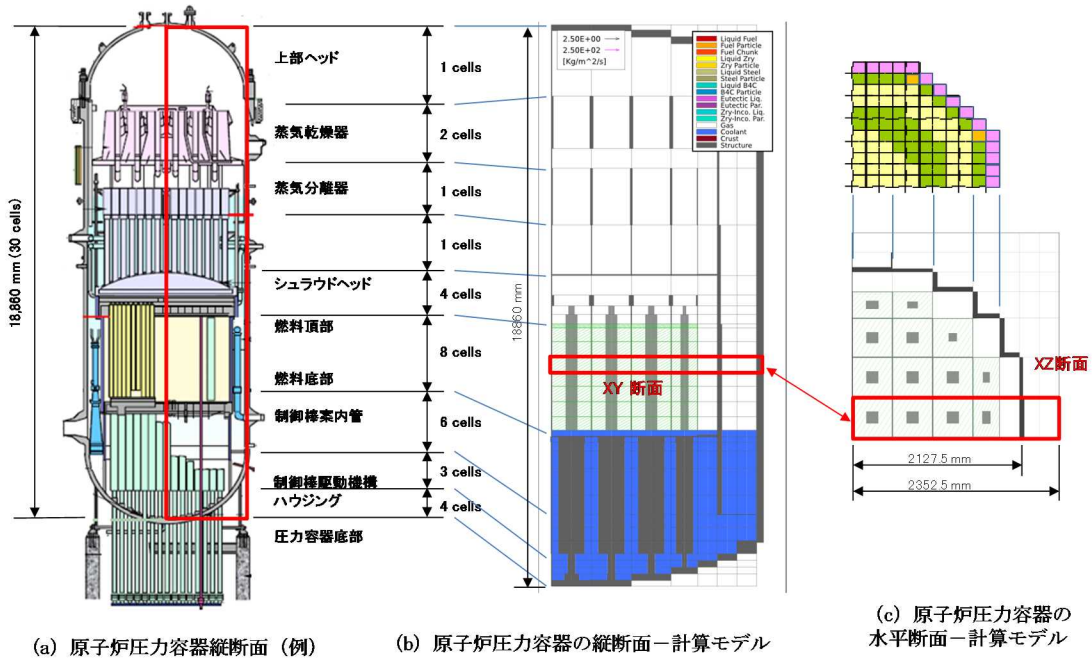


図 2.2 原子炉压力容器体系による 1/4 セクタ炉心損傷解析体系(参 25)

Fig.2.2 Core damage analytical model based on 1/4 sector-core system

## 2.3 原子炉圧力容器外への溶融デブリの落下後のデブリベッドの形成及び冷却性解析コード

### (1) 関連する重要現象の同定

炉心の著しい損傷が発生した後に原子炉圧力容器下部が貫通し、キャビティに溶融デブリが落下しデブリベッドが形成される状況において格納容器機能喪失を防止するためには、溶融デブリがキャビティ内で安定的に冷却される必要がある。その実現の方法は原子炉設計によって異なり、大別すると原子炉圧力容器外又は原子炉圧力容器内でデブリを冷却し安定に保持する方法がある。<sup>(参 26)</sup> 原子炉圧力容器内での冷却では、原子炉圧力容器下部が貫通して溶融デブリが流出する以前にキャビティに注水しプールを形成し、溶融デブリをプール内で粒子化して伝熱面積を大きくすることによって安定冷却可能なデブリベッド形態を実現する。

安定冷却が達成される条件として、高い崩壊熱を伴う溶融デブリによるコンクリート侵食、すなわち MCCI によって格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融デブリが適切に冷却され、格納容器内の圧力及び温度の上昇が抑制されていることが必要である。プール水中への溶融デブリ落下後のデブリベッド形成及び冷却材への伝熱によって崩壊熱を十分に除去する冷却性には図 2.3 に示す複数の現象が係わっている。<sup>(参 27)</sup> 溶融ジェット径が大きい場合には、溶融デブリの一部は液滴化せずに溶融物の塊としてキャビティ床面に達し、メルトスプレッドにより床面上を拡がるが、溶融ジェット径が小さい場合には、溶融デブリのほぼ全量が液滴化し、それらが除熱され固化し、崩壊熱により発生する蒸気の攪拌力によるセルフレベルリングにより平坦化され、除熱効率がよくなると考えられる。<sup>(参 28)</sup> デブリベッドは、一般的には溶融デブリの上を粒子デブリが覆う構造になると考えられ、溶融デブリのメルトスプレッド<sup>(参 10)</sup>及び粒子デブリのセルフレベルリングによって伝熱面積が大きくなること、さらに粒子デブリ堆積層へ冷却水が十分に浸透することにより冷却が促進されると期待される。

粒子デブリ堆積層の高さが増すと、その上に溶融デブリ、高温の燃料ペレット、金属酸化物、さらに低融点の未酸化金属が落下する。溶融物が堆積層内に流入し流路を閉塞することによって粒子デブリが再溶融することも考えられる。固体相中の溶融相の流動性又は貫通深さは、溶融相の密度及び表面張力、固体相の粒子径、そして固体相と溶融相の組み合わせによって決まる接触角により支配される。<sup>(参 29)</sup> また、TMI-2 の下部炉心領域に見られたように、粒子デブリ堆積層内に透水性の低いクラストのような層が形成されると<sup>(参 13)</sup>、溶融デブリの移動が妨げられ、かつ周囲から水蒸気が流入しにくくなるため、内部に溶融プールが形成される可能性がある。冷却水供給が更に不足して内部温度が上昇し、周囲を囲むクラストが部分的に溶融すれば、そこから溶融デブリが様々な方向に拡がることになる。その他、粒子デブリのサンブ等の窪みへの堆積、キャビティ周辺部への落下による側壁等を含む非対称キャビティの侵食<sup>(参</sup>

30)、集積デブリ（以下「アグロメレーションデブリ」という。）の透水性<sup>(参9)</sup>等の現象についても考慮する必要がある。

原子炉圧力容器外のデブリベッド冷却の成否に係る現象を、Kudinov 等が考えたイベントツリ的アプローチ<sup>(参31)</sup>に倣って整理した結果を図 2.4 に示す。ここには、高压溶融物放出による DCH 及び FCI が含まれるが、これらについては重大事故対策によりその発生を防止又は影響を緩和すべき現象であり、本研究で注目しているプール水中のデブリ冷却との直接的関係性は薄いと考えられる。そこで、本研究では、原子炉圧力容器下部が損傷し溶融デブリが放出されるタイミング以降を対象とし、キャビティ内にはプールが形成されていることを前提とし、デブリベッドが形成され冷却される諸過程に対する解析コードを開発する。原子炉圧力容器外からの高温溶融デブリ放出後の典型的な諸過程では、プール中では溶融ジェットの一部又は全てが液滴に分裂し、固化した液滴は粒子デブリとなり、固相率が小さな液滴同士が固着して空隙率の低いアグロメレーションデブリとなり、そしてプール中で分裂しきれない溶融ジェットが溶融デブリとして床面に到達する。その後は床面上で溶融デブリはメルトスプレッド、粒子デブリはセルフレベルングにより拡がる。<sup>(参27)</sup>

総合 SA 解析コードでは、重大事故対策の有効性及び緊急時計画の立案の観点から、多くの事故シナリオに対する事故進展を短時間で解析することが重要であり、このような不確実さが大きなデブリベッドの形成や冷却過程を詳細に扱うのではなく、組成及び形状を平均化や集中定数化により単純化し、形成過程において多数の仮定を置くことによってモデル化するアプローチが採用されることも多い。<sup>(参1,2)</sup>

平成29年2月より、東京電力福島第一原子力発電所1号機から3号機のペDESTアル内のロボットによる調査結果が公表された。<sup>(参32,33,34)</sup>今後の調査の進展により、デブリベッド形態、組成、構造材・制御材の分布、溶融デブリ落下箇所等について新たな知見が得られることが期待される。このような現実的なデブリベッド形態と冷却の評価に関する知見を総合 SA 解析コードのモデル改良に反映していくことが重要である。そのためにはより高い空間及び時間解像度にて現象を分析できる解析コードを開発し、そこから得られる知見を総合 SA 解析コードにフィードバックするという方向性が考えられる。



## (2) 解析モデル化のアプローチ検討

前述 2.1 及び(1)で抽出された重要現象は、高温溶融物流動、冷却材や構造物との相互作用、相変化及び化学変化等を含み、空間及び時間的なスケールが広範囲に及んでいる。これを解析コード体系として実現するには、空間及び時間的に相関の高い現象群をグループ化し、ここからモジュール化された解析コード体系を設計することが合理的である。このような方針に従って、個々の現象を表 2.2 に示す 5 領域の現象群に分類した。

現在利用可能な計算資源に基づく限り、高解像度モデルによる数値解析のみによりプラントの広い領域を解くことは困難である。そのため、総合 SA 解析コードにより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るという両アプローチの相補的適用が実用的な評価手法と考えている。このような高解像度モデルによる解析は、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ことになる。一方で、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した中解像度モデルを並行して開発することにより、より多く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が可能となる。このようなモデルを組み込んだ解析コードには、以下のような活用法が考えられる。

- 高解像度モデルによる解析において考慮すべきパラメータを定量的に検討すること
- レベル 2 確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）における格納容器イベントツリの SA 現象に係る分岐確率評価法を高度化すること

特に格納容器イベントツリにおける FCI、MCCI 等の分岐確率評価においては、ROAAM<sup>(参 35)</sup>法と呼ばれる手法により、実験的知見、解析モデル、専門家判断等を統合した評価が行われるが、最新の知見を適切に反映するためには、ここに用いられる解析モデルの高度化が重要である。以上のように、時間及び空間的な離散化レベルを一種類に固定するのではなく、高解像度の決定論的アプローチと中解像度の確率論的アプローチを併用することが、安全評価手法の高度化の観点から望ましいと判断した。

さらに数値解法の観点から両手法における留意点をまとめた。高解像度の決定論的アプローチは、主として大規模計算に基づく現象の最適評価を指向するものであり、空間的には数万を超えるメッシュ体系を適用し、時間ステップについても時間スケールの幅が広い場合には、変化が早い現象と遅い現象の混在から数値的スティフネス<sup>1)</sup>の

---

<sup>1)</sup> 数値解法において緩やかな変化と急激な変化が混在し、急激な変化を解くために計算体系全体としてのタイムステップが細くなり、解析の進みが遅くなること。

問題に配慮した効率的アルゴリズムの開発が重要となる。他方、中解像度の確率論的アプローチは、主としてモデルパラメータ等の不確実さを考慮した多数の感度解析により現象の幅を予測することを指向するものであり、より少数のメッシュ体系を適用するが、時間ステップについては適用するメッシュ幅に応じて高解像度モデルと類似の数値的スティフネス等の課題がある。

そこで、表 2.2 に示したとおり、高温溶融ジェットのパール内の分裂に伴うデブリベッド形成関連現象及びキャビティ床面上のメルトスプレッド関連現象については中解像度の確率論的アプローチを併用することとした。この過程については後述の 2.3 (4) ②に記載するように JAEA が開発を進めた。これらの現象群は、FCI、MCCI 及び粒子堆積層の冷却に先行し、FCI のきっかけとなるトリガリングが発生すると仮定した場合には、FCI による機械エネルギー変換効率に大きな影響を及ぼし、MCCI においてはコンクリート壁への伝熱量及びデブリベッドの冷却性の解析において重要な伝熱面積に影響を及ぼすことが考えられる。格納容器機能喪失に結びつくような表 2.2 の②、④及び⑤の主要現象に対応しては高解像度の解析コードによる解析を実施し、この際に境界条件の不確実さを中解像度の解析コードによって評価するという補完的適用が考えられる。また、レベル 2 PRA において、これらの主要現象に関する分岐確率を評価する ROAAM 法等の手法の中で中解像度モデルを適用する。

表 2.2 原子炉圧力容器外デブリベッド形成及び冷却過程における重要現象のグループ化及び解析モデル化のアプローチ選定<sup>(※27)</sup>

Table 2.2 Grouping and assignment of numerical approaches of important phenomena involved in ex-vessel debris bed formation and cooling behaviors

No.	個別現象	決定論的 アプローチ	確率論的 アプローチ
① 高温熔融ジェットのパール内の分裂に伴うデブリベッド形成関連現象			
a	熔融ジェット分裂	○	○
b	熔融液滴集積	○	○
c	粒子状デブリ浮遊及び堆積	○	○
d	熔融デブリ着床	○	○
② パール内に冠水したデブリベッド内二相流動を伴う伝熱現象関連現象			
a	プール-発熱粒子堆積層-熔融デブリ体系二相伝熱流動	○	-
b	粒子のセルフベリング	○	-
c	蒸気流及び乱流中の微小粒子の浮遊拡散	○	-
③ キャビティ床面上のメルトスプレッド挙動関連現象			
a	熔融物のヘッドにより駆動される拡がり	○	○
b	熔融デブリの上面及び下面における熱伝達	○	○
c	熔融デブリの上面及び下面におけるクラスト形成	○	○
d	熔融物内固化による粘性変化	○	○
④ デブリベッド内の固化相-熔融相の相互作用関連現象			
a	高温固相（酸化物）粒子堆積層内での低温熔融層（金属）の流動	○	-
b	粒子堆積層内の流路閉塞による高温固相の再熔融	○	-
c	温度勾配によるクラスト形成及び熔融プール形成	○	-
⑤ 熔融デブリ-コンクリート相互作用			
a	側面等を含む非対称キャビティ内での侵食	○	-

### (3) 妥当性確認実験として適用可能な実験の調査

ここでは、表 2.2 にまとめた領域ごとの現象に対して、解析コードの妥当性確認に適用可能な実験的知見を国内外の文献類に基づき整理した。妥当性確認という観点からの適用可否の判断基準は、表 2.2 の現象の寄与を他の現象から実験技術の観点から十分に分離して計測できていること、それを定量的に同定可能な実験体系及び計測となっていること、解析コードの離散化レベルに適合するような解像度においてデータが得られていること、さらに計測データの不確かさについて判断できる情報が与えられることとした。このような実験的知見の整理の結果、表 2.3 においてハッチングで示した 3 現象について、以下の観点からデータ拡充の必要があることを明らかにし、併せてデータ拡充方法を取りまとめた。

#### ① 溶融デブリのメルトスプレッド（ウェット床面上）

高温溶融物を用いた実験技術の困難性があることから、これまでに取得されたデータ数が少なく、既往設備 PULiMS<sup>(参 10)</sup>を用いて系統的にデータを拡充した。

#### ② 溶融ジェット分裂挙動及び粒子デブリの集積

既往の溶融ジェット分裂実験は、溶融ジェット径が小さい領域に集中している。既存設備 DEFOR-A<sup>(参 9)</sup>を用いて可能な範囲で溶融ジェット径を拡大し、アグロメレーションデブリの生成に関するモデル開発のための系統的データベースを作成した。

#### ③ 固化相-溶融相の相互作用関連現象

炉心内及び原子炉圧力容器下部ヘッド内へのリロケーション及び再溶融に関する実験を調査した。プロトタイプ燃料を用いた個別効果実験として、Melt Progression 実験 (SNL)<sup>(参 36, 37)</sup>、RASPLAV<sup>(参 38)</sup>、MASCA (OECD/NEA/CSNI)<sup>(参 39)</sup>等が妥当性確認に適用できる。また、積分実験と位置付けられる CORA (KIT)<sup>(参 40)</sup>では、プロトタイプ燃料を用いた PWR 及び BWR の燃料バンドルにおいて、被覆管酸化と温度上昇、水素発生、UO<sub>2</sub>、ZrO<sub>2</sub> の金属ジルコニウムによる溶解反応、溶融相による流路閉塞等に関するデータが得られている。これらは、今回焦点を当てた再溶融に関連する現象に対する定量的データを与えると期待される。実験から実機へのスケーリングのための系統的データを得るため、熱電対及び可視化計測による溶融物流動観測が可能な新たな設備 REMCOD<sup>(参 41)</sup>を製作し、固相-溶融相間の相互作用に係るパラメータを系統的に変化させた条件にて、再溶融等に関するモデル開発のための基礎となる系統的データベースを作成した。

表 2.3 原子炉压力容器外デブリベッド形成及び冷却過程における解析コードの妥当性確認のための実験マトリクス

Table 2.3 Test database for validating analytical codes of ex-vessel debris bed formation and cooling behaviors

No.	重要現象	実験設備（実施組織）
1	溶融デブリのメルトスプレッド（ドライ床上）	KATS <sup>(参7)</sup> , ECOKATS(共に KIT) <sup>(参42)</sup> , VULCANO(CEA) <sup>(参43)</sup>
2	溶融デブリのメルトスプレッド（ウェット床上）	PULiMS(KTH) <sup>(参10)</sup>
3	発熱する粒子デブリのセルフレベルリング	PDS-C(KTH) <sup>(参44)</sup>
4	プール-発熱粒子デブリ体系の二相伝熱流動	DEBRIS(IKE) <sup>(参6)</sup> , COOLOCE(VTT) <sup>(参45)</sup>
5	溶融ジェット分裂挙動、粒子デブリの集積	FARO(JRC) <sup>(参46)</sup> , ALPHA(JAERI) <sup>(参47)</sup> , DEFOR-A(KTH) <sup>(参48)</sup>
6	再溶融：固相-溶融相間の相互作用、デブリベッド上への溶融デブリ落下、粒子デブリ内の流路閉塞	Melt Progression(SNL) <sup>(参36, 37)</sup> , RASPLAV <sup>(参38)</sup> , MASCA <sup>(参39)</sup> （共に Kurchatov Institute）, CORA(KIT) <sup>(参40)</sup> , REMCOD(KTH) <sup>(参41)</sup>
7	非対称キャビティでのコンクリート侵食	CCI(ANL) <sup>(参49)</sup>

#### (4) 解析コード開発の成果

##### ① 決定論的アプローチ

格納容器内キャビティにおけるデブリ冷却評価体系として、図 2.5 に示す複数モジュールから構成される THERMOS (Transient HEat Removal of MOlten Substances) と呼ぶ解析コードシステムの開発を進めることとした。<sup>(参 50)</sup> これらのモジュールを単独に用いた解析を可能としながら、最終的には統合解析を指向してモジュール間インターフェイス構造を統一した。THERMOS の開発はキャビティにおけるデブリ冷却性、すなわち発熱体からの除熱分布を評価することを目的としている。また、図 2.3 に示した実機体系における非対称コンクリート侵食を評価することを目的として、THERMOS により評価された熱流束分布を入力し、非対称体系における溶融炉心-コンクリート相互作用を評価する解析コード CORCAAB を並行して開発することとした。以下では、本研究における各モジュール及び解析コードの開発状況について述べる。

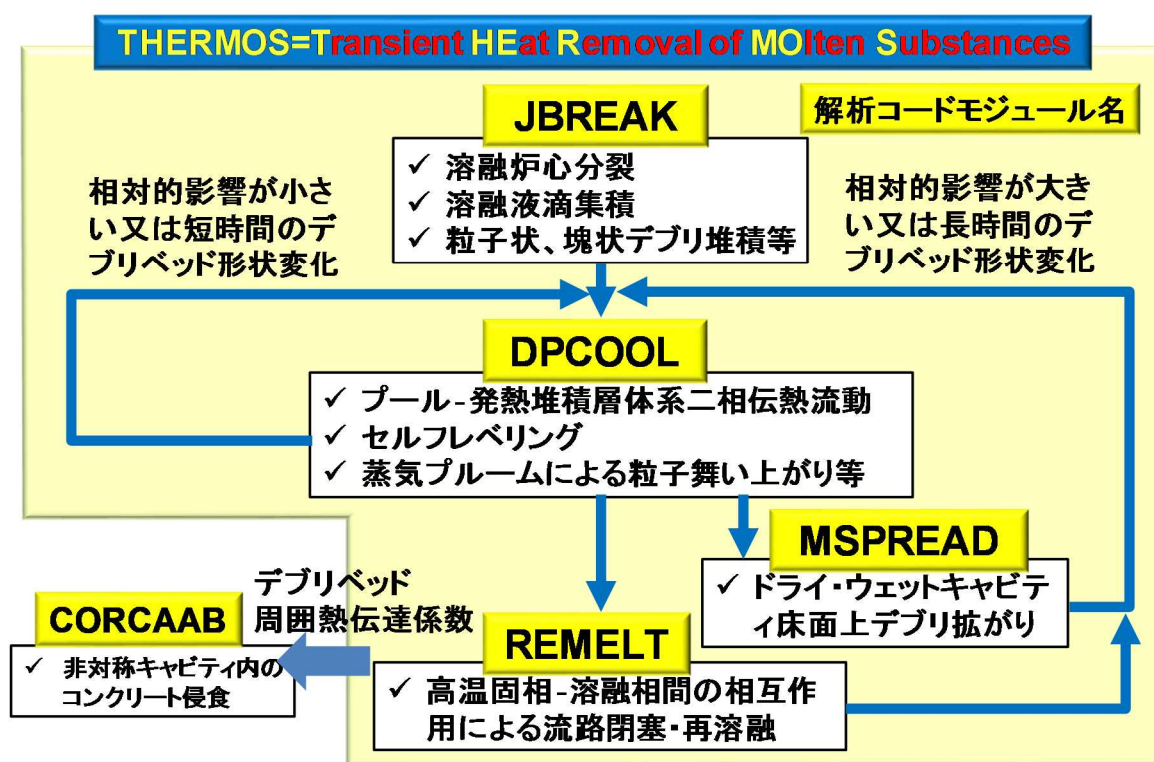


図 2.5 原子炉压力容器外デブリベッド形成及び冷却性に関する決定論的解析コード体系<sup>(参 50)</sup>

Fig. 2.5 High resolution deterministic analytical code system of ex-vessel debris formation and cooling

##### a. 高温溶融ジェット分裂に関する解析コード(JBREAK)

高温溶融ジェット分裂に関するモデル化の知見を文献調査等により整理し、コードの仕様を検討した。本モジュールは溶融物分裂(液滴発生)、溶融液滴の集積、粒子デブリ堆積及び溶融デブリ堆積を扱う解析コードの基本設計を行った。原子炉圧力容

器下部破損によって流出する溶融デブリは、空中を落下した後プール内で分裂し液滴化する。流出時の速度が大きい場合には空中での粒子化が発生することも考慮すべきであることから、ここで双方に適用可能な解析コードを開発することとし、MC3D<sup>(参51)</sup>等既往解析コードに関する文献をベースに、溶融デブリ流出速度、溶融ジェットと周囲流体（雰囲気及び水）の保存則、溶融ジェット-周囲流体の熱伝達、溶融ジェット-周囲流体の摩擦、界面追跡法、溶融ジェットからの液滴発生等についてコードの機能を検討し、必要に応じて複数のモデル化候補を整理した。

特に、溶融炉心流出速度は、原子炉圧力容器下部の貫通位置、内外圧差、原子炉圧力容器下部ヘッドにおける酸化物及び金属の成層化を考慮できるものとし、界面追跡法については3次元デカルト座標において非対称性を考慮するものとした。また、液滴発生メカニズムとしては、溶融ジェットと周囲流体の界面における不安定性として、側面のKelvin-Helmholtz型及び先端のRayleigh-Taylor型のモデル<sup>(参47)</sup>に着目し、前者のメカニズムの方が支配的であると考えた。Kelvin-Helmholtz型についてはMC3Dに組み込まれているモデル及び両メカニズムのハイブリッドモデルを組み込むこととした。<sup>(参51)</sup>

また、発生した液滴群のプール水中の移動軌跡の評価を本モジュールで行うことを検討し、そのために以下に述べるDPCOOLにより評価される液相の乱流場とのインターフェイスについて検討することとした。

#### b. プール内に冠水したデブリベッド内二相流動を伴う伝熱に関する解析コード (DPCOOL)<sup>(参27)</sup>

本モジュールについては詳細設計を実施すると共にコード開発を進めた。デブリベッドの形成プロセス及びデブリベッド再溶融後の形状変化プロセスは他のモジュールが受け持つものとし、DPCOOLは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ものとした。流体場は3次元二流体モデルにより表現し、各相の質量、運動量及びエネルギーの3種の保存式を各相について解く。プールについてはNavier-Stokes式を適用し、堆積層についてはここから時間依存項及びせん断応力項を無視し、粒子堆積項の摩擦等を考慮した式を適用した。プール液相については粒子デブリの気泡プルームや乱流速度場による運動を扱うために標準k-εモデルを組み込んだ。両領域の保存式は空隙率を変数とする内挿関数により結合し、プールから堆積層へと移行するにつれてせん断応力の効果が連続的に消滅するようにした。

プール内の界面摩擦については、気泡流からスラグ流以上の範囲に対応可能なモデルを適用した。堆積層中の体積透水率 (Permeability) 及び表面透過率

(Passability) については、図 2.6に示すようにErgunによる単相モデルをTung & Dhirが二相流に拡張したモデルを適用し<sup>(参52)</sup>、流動様式に関するSchmidt補正モデルを考慮した<sup>(参53)</sup>。堆積層から流体への伝熱はRanz-Marshall<sup>(参54)</sup>による熱伝達係数によ

る評価の他に熱流束一定条件を考慮する。気液界面での両相への熱分配ではYakush等の方法に基づき、Ranz-Marshallモデルをベースとしボイド率及びポロシティを幾何パラメータとした熱伝達係数により扱う。<sup>(参55)</sup> 離散化は3次元デカルト座標系かつスタガードメッシュを採用し、対流項は1次風上法により離散化する。入口・出口境界条件は圧力及び速度を指定し、壁面はSlip条件とする。圧力方程式解法にはIPSA法<sup>(参56)</sup>を適用する。本手法では、圧力の補正項を求める方程式を体積率の和が1であることから導出した。

コードの妥当性確認として、Chu 等が実施した空気-水系の非発熱の多孔質体実験<sup>(参57)</sup>及びIKEのDEBRIS実験において実施された誘導加熱かつ均一ポロシティデブリベッドにおけるトップフラッディング及びボトムフラッディング実験<sup>(参58)</sup>との比較を実施した。図 2.7(a)にはDEBRIS実験装置、図 2.7(b)及び図 2.7(c)にはトップフラッディング及びボトムフラッディング条件下での実験結果と、それぞれの条件下におけるDPC00Lによる計算結果を示す。トップフラッディング条件下での実験では、当初、蒸気の発生に伴い、水頭損失が減少することで圧力勾配が小さくなり、その後、蒸気見かけ流速 $J_g$ が大きくなるにつれて気相-堆積層間の抗力が支配的となり圧力勾配が大きくなる現象が報告されている。

図 2.7(b)に示すDPC00Lの計算結果では $J_g < 0.1$  m/sの領域でほぼ実験結果と一致しており、それ以降の $J_g$ では、実験結果より大きな値を示すが定性的に実験結果を再現している。図 2.7(c)に示すボトムフラッディング条件下での実験では、水頭損失の減少によって圧力勾配が小さくなり、 $J_g$ 及び系下部からの水流入速度 $J_{10}$ の増加に伴い、二相流-堆積層間の抗力が支配的になり、圧力勾配が大きくなる様子が報告されている。DPC00Lの計算結果は、圧力勾配の傾きは実験結果と一致しているが、全体的に実験結果を過小評価する傾向がみられた。その理由としては、二相流と堆積層との間に作用する摩擦係数が影響していると考えられ、今後実験条件のばらつき等について調査し、モデルの予測性能についての検討を進める予定である。なお、図 2.7(c)中には $J_{10}=2.8$ 及び $7.1$  mm/sの条件下での計算結果を示している。

# 堆積層二相流基礎方程式

## □ Tung & Dhirによる多孔質体内二相流動モデル

単相に関するErgun方程式を二相流に拡張 Tung & Dhir, Int. J. Multiphase Flow, Vol.14, No.1, pp. 47-65(1998).  
 ポーラスメディア中では時間依存項及びせん断応力項(渦)を無視。

$$\alpha_k \frac{\partial P}{\partial x} = \epsilon \alpha_k \rho_k g_x - \epsilon \alpha_k \left[ \frac{\mu_k}{K K_{rk}} \epsilon \alpha_k + \frac{\rho_k}{\eta \eta_{rk}} (\epsilon \alpha_k)^2 |\vec{u}_k| \right] u_k - (X_1 + X_2 |\vec{j}_r|) \epsilon (u_k - u_{k'})$$

**Permeability Passability**

$\kappa$ =l: 液相, =g: 気相	$\epsilon$ ポロシティ	$\mu_k$ 各相粘性係数	$X_1 / X_2$ 流動様式依存因子
$\alpha_k$ 各相体積割合	$\rho_k$ 各相密度	$u_k$ 各相速度	$\vec{j}_r$ $\epsilon(\vec{u}_g - \vec{u}_l)$

## □ 二相流動様式モデル

W. Schmidt, IKE 2-149(2004).

Schmidtによる改良を反映

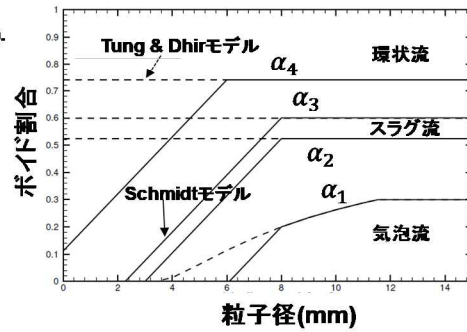
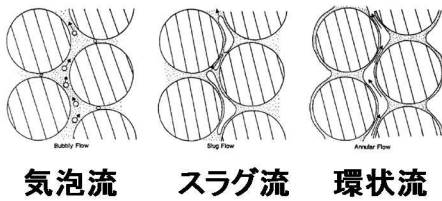


図 2.6 DPCOOL における堆積層中二相流の運動方程式 (参 27)

Fig.2.6 Momentum equation of two-phase flow in debris bed of DPCOOL

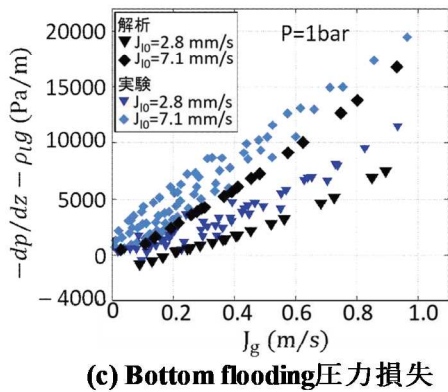
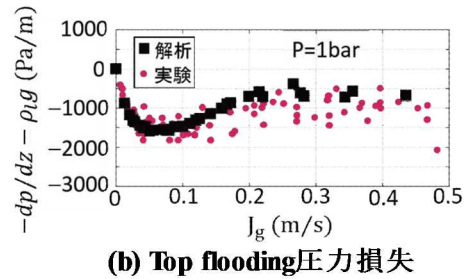
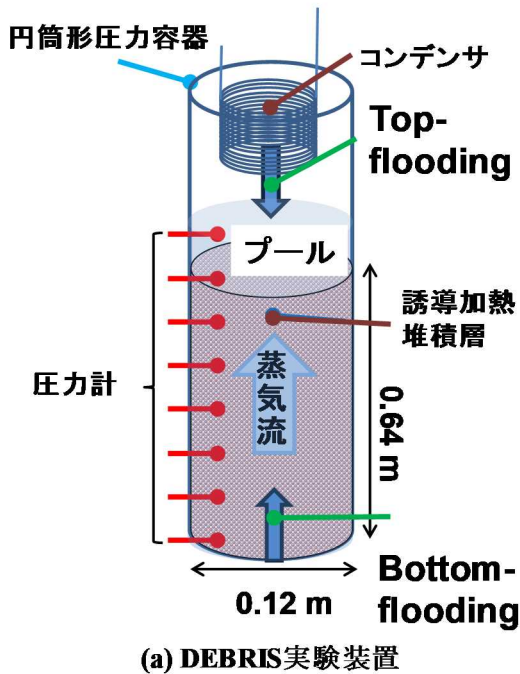


図 2.7 DEBRIS 実験設備におけるトップフラッディング / ボトムフラッディング実験データに基づく DPCOOL の妥当性確認 (参 27)

Fig.2.7 Validation of DPCOOL based on top flooding / bottom flooding data of DEBRIS test results

c. キャビティ床面上のメルトスプレッド挙動に関する解析コード(MSPREAD)<sup>(参 59)</sup>

本モジュールについては詳細設計を実施すると共にコード開発を進めた。当初の計画では、キャビティ床面上の非対称メルトスプレッドを扱うため、3次元Navier-Stokes方程式及びVOF (Volume of fraction)法に基づく熱流動解析法を適用したが、試計算段階において計算機負荷が想定以上に大きくなる可能性があることが判明した。本現象では、水平方向のスケールに対して鉛直方向のスケールが小さいことから、図 2.8に示すように上部及び底部のクラスト成長を考慮し、高さ方向メッシュ分割を行わずヘッドによる駆動力を精度よく扱うことができる2次元浅水方程式を採用する方法が有効であると判断し、3次元方程式をオプションとして残すこととした。

キャビティ床面に落下し、冷却が進むにつれて固相率を増しながら拡がり、最終的に停止するまでの熔融炉心の挙動を浅水方程式と2次元エネルギー方程式、クラスト形成を表す1次元熱伝導方程式及び界面でのエネルギー収支により表現した。本モデル化においては、図 2.8に示すように、コンクリート、底部クラスト、熔融デブリ及び上部クラストの4層から構成される体系を考慮し、その上部に周囲流体として空気又は冷却水の存在を想定した。熔融デブリとクラストの間の界面では局所的熱平衡状態が成立すると仮定し、界面における熔融デブリとクラストの温度はそれぞれ液相線温度と固相線温度と仮定した。

運動量保存則は、2次元浅水方程式の生成項に、相変化、クラストとの摩擦及びヘッドを追加したものをを用いた。x方向及びy方向の運動量保存則は図 2.8の式により表される。浅水方程式に適合するエネルギー保存則は、3次元Navier-Stokes方程式に対するエネルギー保存則を厚さ方向に積分することにより求めた。このとき、せん断応力による仕事の影響は微小であるとして無視した。

上部クラスト及び底部クラストの成長においては、熔融デブリとの界面における底面クラストの比エンタルピー、熔融デブリとの界面から底面クラストへの伝熱量及び床面との間の伝熱量を考慮した。

熔融デブリが冷却されると流動性が低下し、固相率が流動限界固相率を超えると流動が停止することを表現するために、粘性係数の温度依存モデルとしてRamacciottiモデル<sup>(参60)</sup>とStedmanモデル<sup>(参61)</sup>のいずれかを選択可能とした。熔融デブリとの間の摩擦モデルには層流と乱流で異なるモデルを実装し、乱流については複数モデルを選択可能とした。

異なる物質間で熱量の移動を計算する場合には、各物質の伝熱面温度を一方の物質から伝熱面に入る熱流束と、伝熱面からもう一方の物質に出ていく熱流束が等しくなるように決定し、この熱流束で移動する熱量の大きさを表す。各物質には熱伝達係数(又は熱伝導の場合は温度に対する比例係数)を一定値とするモデルを組み込んでいる。本研究終了時点では、コンクリートの熱流束モデルに関しては、コンクリート内熱伝導計算を導入していないため簡易な温度比例モデルを与えている。

熔融デブリの保存式の差分化においては、粘性項を全て陰的に扱うために非圧縮性流体のためのSIMPLEC法<sup>(参62)</sup>を適用した。各基礎式の差分化は、時間微分に1次精度前進差分法、移流項はAUSM<sup>+</sup>-up法<sup>(参63)</sup>、非移流項は2次精度中心差分法を用いている。上部及び底部クラストの保存式の差分化では、現時点において流動は考慮していないため空間微分を含む項は存在しない。時間微分に1次精度前進差分法を適用している。

MSPREADに関する検証としては、ダム決壊問題における参照解及びVOF法との比較、粘性係数の温度依存モデルによる先端位置の流動停止挙動確認及び温度一定の壁面により静止流体を冷却した場合のクラスト成長に関する参照解との比較を実施した。予備的な妥当性確認として、KITが実施したKATS-12<sup>(参64)</sup>実験に対する解析を実施した。図 2.9に示すKATS-12 は、熔融酸化物をセラミック床面上に放出したものであり、使用した物質、放出条件及び実験装置形状を同図に示す。現段階では、MSPREADではコンクリート内熱伝導を考慮できないため、上部及び底部クラストモデルをオフにした。その上で、粘性はRamacciottiモデル等、同図に示すモデルを適用した。図 2.9 (c)に示すように、MSPREADは実験結果に対して拡がり速度を過大評価することが分かる。同図には、異なる粘性モデルを用いたCEAのTHEME<sup>(参65, 66)</sup>コードによる予測結果も示している。過大評価の原因として、熔融酸化物の冷却過程におけるクラスト形成による影響を無視したことが挙げられる。

浅水モデルに基づく運動量保存式

$$\frac{\partial(H_p u_p)}{\partial t} + \frac{\partial(H_p u_p^2 + (1/2)gH_p^2)}{\partial x} + \frac{\partial(H_p u_p v_p)}{\partial y} = \frac{1}{\rho_p} \frac{\partial}{\partial x} \left[ \mu_p \frac{\partial(H_p u_p)}{\partial x} \right] + \frac{1}{\rho_p} \frac{\partial}{\partial y} \left[ \mu_p \frac{\partial(H_p u_p)}{\partial y} \right] + \frac{S_p^u}{\rho_p}$$

$$S_p^u = -H_p \frac{\partial p_a}{\partial x} - \rho_p g H_p \frac{\partial z_0}{\partial x} - \rho_{\text{crt}} g H_p \frac{\partial H_{\text{crt}}}{\partial x} - \frac{1}{2} \rho_p K_{\text{crb}} v_p \sqrt{u_p^2 + v_p^2} - \frac{1}{2} \rho_p K_{\text{crt}} (u_p - u_{\text{crt}}) \sqrt{(u_p - u_{\text{crt}})^2 + (v_p - v_{\text{crt}})^2}$$

$$\frac{\partial(H_p v_p)}{\partial t} + \frac{\partial(H_p u_p v_p)}{\partial x} + \frac{\partial(H_p v_p^2 + (1/2)gH_p^2)}{\partial y} = \frac{1}{\rho_p} \frac{\partial}{\partial x} \left[ \mu_p \frac{\partial(H_p v_p)}{\partial x} \right] + \frac{1}{\rho_p} \frac{\partial}{\partial y} \left[ \mu_p \frac{\partial(H_p v_p)}{\partial y} \right] + \frac{S_p^v}{\rho_p}$$

$$S_p^v = -H_p \frac{\partial p_a}{\partial y} - \rho_p g H_p \frac{\partial z_0}{\partial y} - \rho_{\text{crt}} g H_p \frac{\partial H_{\text{crt}}}{\partial y} - \frac{1}{2} \rho_p K_{\text{crb}} v_p \sqrt{u_p^2 + v_p^2} - \frac{1}{2} \rho_p K_{\text{crt}} (v_p - v_{\text{crt}}) \sqrt{(u_p - u_{\text{crt}})^2 + (v_p - v_{\text{crt}})^2}$$

粘性係数モデル: 温度及び固相率依存  
 Stedman又はRamachottiを選択可能  
 溶融炉心-クラスト間摩擦  
 層流: Stokes, 乱流: Blasius, Churchill, Colebrook-White及び Manningを選択可能

- H : 溶融物厚さ(m)
- u, v : X,Y方向速度(m/s)
- ρ : 密度(kg/m<sup>3</sup>)
- μ : 粘性係数(Pa·s)
- p<sub>a</sub> : 圧力(Pa)
- z<sub>0</sub> : 床面高さ(m)
- K<sub>crt</sub> : 溶融物-上部クラスト間摩擦係数
- K<sub>crb</sub> : 溶融物-下部クラスト間摩擦係数

添え字: p, crt及びcrbは溶融デブリ、上部クラスト及び下部クラストを意味する。

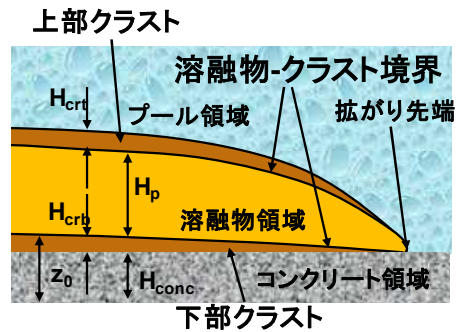
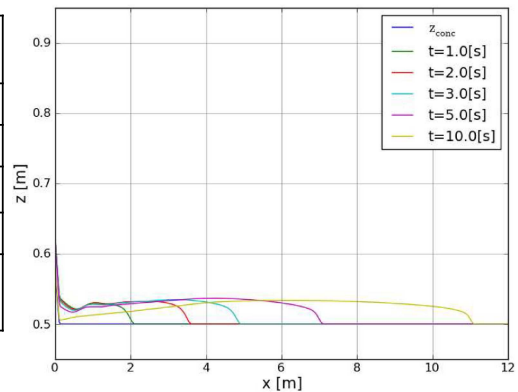


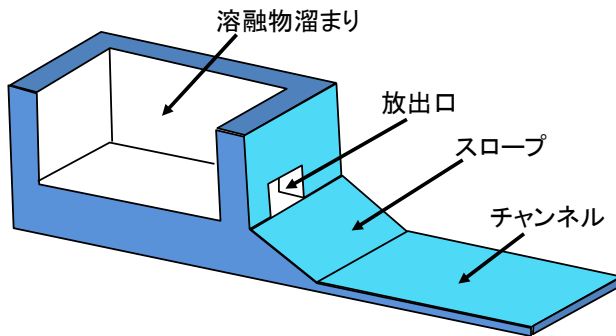
図 2.8 MSPREAD における浅水モデルによる運動量保存式 (参 59)

Fig. 2.8 Shallow water momentum equation model implemented in MSPREAD

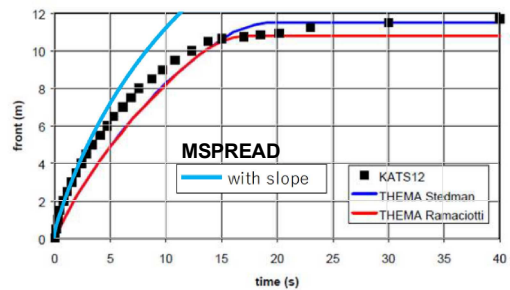
酸化溶融物組成	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , SiO <sub>2</sub> , FeO, MgO, その他 (=83.0:8.5:6.0:1.5:1.0)
溶融物温度	2303K (液相線+105K)
基盤組成	コーディエライトセラミックス
基盤温度	298K
雰囲気	空気、298K、1気圧
溶融物流入	時間 0(s) から 10.4(s) において、体積流量を 12.752 (L/s) から 0(L/s) に線形に減少



(b) MSPREAD 拡がり 断面図



(a) KATS-12 実験装置



(c) MSPREAD と実測及びTHEMA の比較

図 2.9 KATS-12 実験結果に基づく MSPREAD の妥当性確認 (参 59, 64)

Fig. 2.9 Validation of MSPREAD based on KATS-12 test results

#### d. デブリベッド内の固化相-溶融相の相互作用に関する解析コード(REMELT)

本モジュールについては、解析コードの基本設計のベースとするため、共通現象を含む炉心溶融・リロケーションモデルの先行研究を調査した。ここでは、IKEのBuck等が開発した解析コードMESOCO<sup>(参67)</sup>に着目した。本解析コードは、ATHLET-CDのモジュールとして組み込まれている。<sup>(参68)</sup>

炉心損傷過程における相変化は、基本的に $UO_2$ -Zr-ZrO<sub>2</sub>の3元系に基づき評価することができるが、ZrO<sub>2</sub>と $UO_2$ のZrによる溶解速度の差が大きいことから、これらを $UO_2$ -Zr又はZrO<sub>2</sub>-Zrの擬似2元系に分離して扱い得る。また、重大事故においては、例えば酸化物固体層内では溶融ジルカロイの流れが速い速度にて貫通するように、熱的平衡状態を前提としたモデルでは相変化や共晶反応を扱えないことを考慮する必要がある。 $UO_2$ とZrO<sub>2</sub>が接触する場合に、共晶反応による溶融及びZrO<sub>2</sub>並びに $UO_2$ の溶融を擬似2元系として扱う方法を考える。

$UO_2$ 、 $UO_2$ -ZrO<sub>2</sub>、U-Zr-O、ZrO<sub>2</sub>、Zr、Fe等の複数組成を含む固相及び溶融相から構成される損傷炉心内の保存式は、擬似連続相モデル、すなわち、各成分は互いに連続相として共存し、各保存式は全成分の平均的な挙動を表すものとして定式化する。この平均化の扱いに付随して計算メッシュ内の各成分間界面において局所的に交換される保存量に関する構成方程式を与えなければならない。ICARE<sup>(参69)</sup>を調査した結果、このようなアプローチが詳細SA解析コードにおいても採用されていることが分かった。

#### e. 溶融炉心-コンクリート相互作用に関する解析コード(CORCAAB)

本解析コードについては、文献調査等によりコードの仕様を検討した。本解析コードはTHERMOSとは独立の解析コードとして開発する計画であるが、THERMOSとの緊密なインターフェイスを維持することにより有用性を高めることを念頭においたコード設計とすることとしている。本研究では、解析コードの基本設計を行った。

ここでは、原子力規制庁長官官房技術基盤グループが開発した簡易3次元MCCI解析コードSOCCR-3D<sup>(参70)</sup>、2次元MCCI解析コードCOCO<sup>(参71)</sup>及び既往MCCI解析コードのモデル間の比較<sup>(参30)</sup>に基づき、非対称体系のコンクリート侵食を実用的な解析時間において評価することが可能な解析コードとして備えるべき基本機能表を作成した。離散化及び数値アルゴリズムの実装はx-y-z体系又は直角に交差する複数平面から構成されるノッチ体系とし、キャビティ内デブリ境界条件、崩壊熱、侵食速度、側面・底面・上面クラスト成長及び上面クラストを通じての冷却水浸透等に関するモデルを組み込むこととした。

#### f. 物性値ライブラリに関する解析コード(MAPLIB)

水及び水蒸気の物性値ライブラリと共に、本解析コードで扱う広範囲の溶融デブリ、構造物及びコンクリートに関する物性値ライブラリを作成するものとし、必要な数式等について整理した。対象とする物性値の種類としては、比エンタルピ、溶融デブリの液相線-固相線及び固相率、溶融デブリの熱伝導率、溶融デブリの粘性係数、溶融デブリの密度、表面張力及び放射率、コンクリート成分、密度、放射率及び熱伝導率等とする。

溶融デブリの液相線-固相線図は完全酸化状態の $UO_2-ZrO_2$ 系に関するLamberston-Mueller相図<sup>(参72)</sup>に基づき、これにコンクリート含有による液相線-固相線図の変化を考慮した。これを、任意組成の溶融デブリに拡張するために、 $UO_2-ZrO_2$ とコンクリートの個別の液相線及び固相線による補正法を用いた。ジルカロイ等が未酸化の場合の液相線-固相線図に対する効果は、Chevalier 等<sup>(参73, 74)</sup>及びFarmer等<sup>(参75)</sup>によるデータに基づき補正した。溶融デブリの固相率については複数の評価方法が考えられる。例えば、酸化物及び金属について固相率を求め、これを体積平均することが考えられる。この時、酸化物の固相率は、液相線、固相線との距離に基づく内挿法等を選択可能とする。金属については、液相線及び固相線との距離に基づく内挿法に基づく。

酸化物及び金属の液相の粘性係数は文献に基づく公式に基づき求めた。このベース値に、上記で求めた固相率を考慮し、部分固化する状態における実効的な粘性係数をRamacciottiモデル<sup>(参60)</sup>又はStedmanモデル<sup>(参61)</sup>に基づき求めた。

物性値は空間的及び時間的に複雑に変化することから、モデル化においては、物性値の非均一性及び非定常性に起因する不確実さについて今後の開発において考慮する。

## ② 確率論的アプローチ

確率論的モデルの開発では、2次元 r-z 軸対称 FCI 解析コード JASMINE-version3<sup>(参 8)</sup>の改良を JAEA に委託した。これを用いた MCCI 評価に関する確率論的アプローチの概念を図 2.10 に示す。<sup>(参 76)</sup>中解像度であることに起因するパラメータ感度における不確実さについては、表 2.3 にまとめられた実験を中心として、広範囲の実験データに基づく妥当性確認により把握した。ここでは、格納容器床面に堆積する溶融デブリのうち MCCI に寄与するものの質量 (Mc 及び Ma) 及び床面での拡がり面積 (As) を評価し、解析条件の不確実さを考慮した多数の解析により MCCI に至らない確率 (すなわち、冷却成功確率) を定量化し、最終的に溶融デブリ冷却成功確率と水深の関係を得た。具体的アプローチとしては、溶融物ジェットが分裂した後の集積挙動に関するモデル及び溶融状態で床面の到達した後の拡がり挙動に関するモデルを組み込み、既往実験及び KTH において新たに実施した実験に基づきその妥当性を確認した。

### a. 高温溶融ジェットのプール内の分裂に伴うデブリベッド形成に関する解析コード

溶融デブリが水中に落下すると、両者の流体力学的相互作用により溶融物の液滴化を伴うブレイクアップが生じる。生成される液滴粒子の粒径分布として、実験データをよく再現できる Rosin-Rammler 分布<sup>(参 77)</sup>を採用し、この分布に従って粒子を生成できる機能を追加した。

ブレイクアップにより生じる液滴粒子は、水中を落下する間に冷却され表面から徐々に固化していくが、床面に到達するまでに固化しきらない場合には、近接する液滴粒子が互いに結合し、ポロシティの小さなアグロメレーションデブリとなることが知られている。アグロメレーションデブリの生成割合は、デブリベッドの冷却性の観点から重要であることから、これを評価するため、KTH の DEFOR-A 実験の解析を通じて JASMINE-version3 にアグロメレーション発生モデルを追加した。

KTH において実施されたブレイクアップ実験 DEFOR-A1 から A9 では、異なるプール水のサブクール条件に対して、溶融物粒子の空間分布や落下時の軌跡に違いが生じており、JASMINE-version3 により予測された液滴粒子軌跡を図 2.11 に示す。<sup>(参 78)</sup>オリジナルの JASMINE-version3 はアグロメレーションモデルを有していないが、床面に到達した溶融物粒子のうち液体粒子が占める割合を水深の関数として評価したところ、図 2.12 に示すように、いくつかの DEFOR-A 実験で計測されたアグロメレーション割合と明確な相関を示すことを確認した。<sup>(参 78)</sup>そこで、床面又は溶融物プールの上面クラストの上に落下した液滴粒子について、図 2.13 に概念的に示す落下点近傍の液滴粒子との接触状態や粒子温度からアグロメレーションの発生を判定するモデルを組み込んだ。本モデルを KTH の DEFOR-A 実験の解析に適用した結果、図 2.14 に比較するように実験で計測されたアグロメレーション割合の傾向を概ね再現できたが、条

件によっては実験結果の再現性が不十分であったことから、アグロメレーション発生の判定基準等についてさらなる検討を進める計画である。<sup>(参 79)</sup>

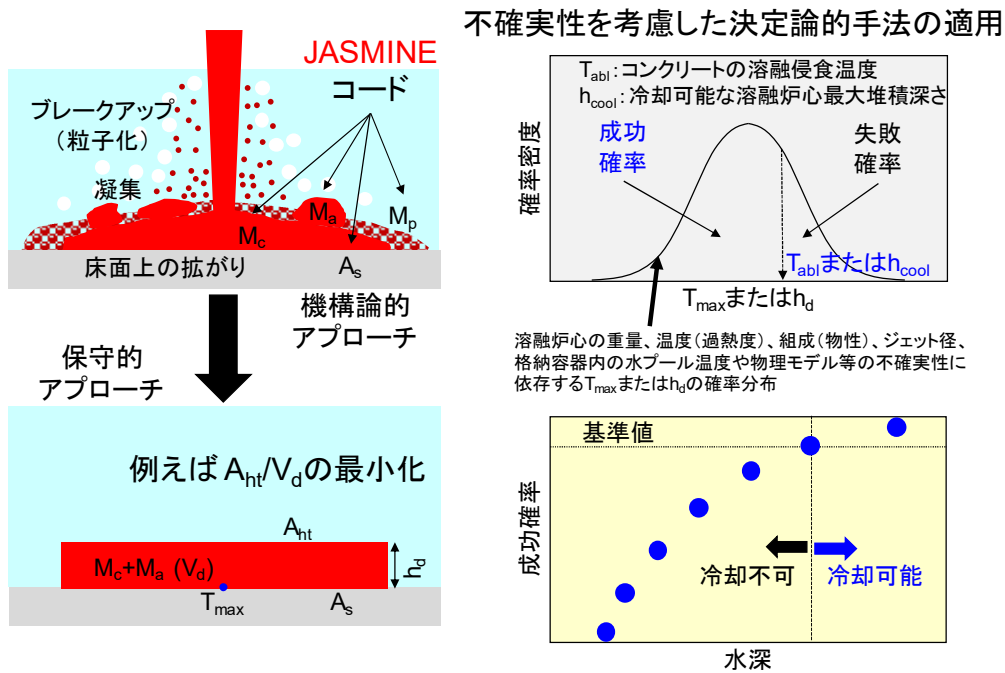


図 2.10 確率論的アプローチに基づく溶融デブリ-コンクリート相互作用評価の概念 (参 76)

Fig.2.10 Concept of molten core - concrete interaction based on medium resolution probabilistic approach

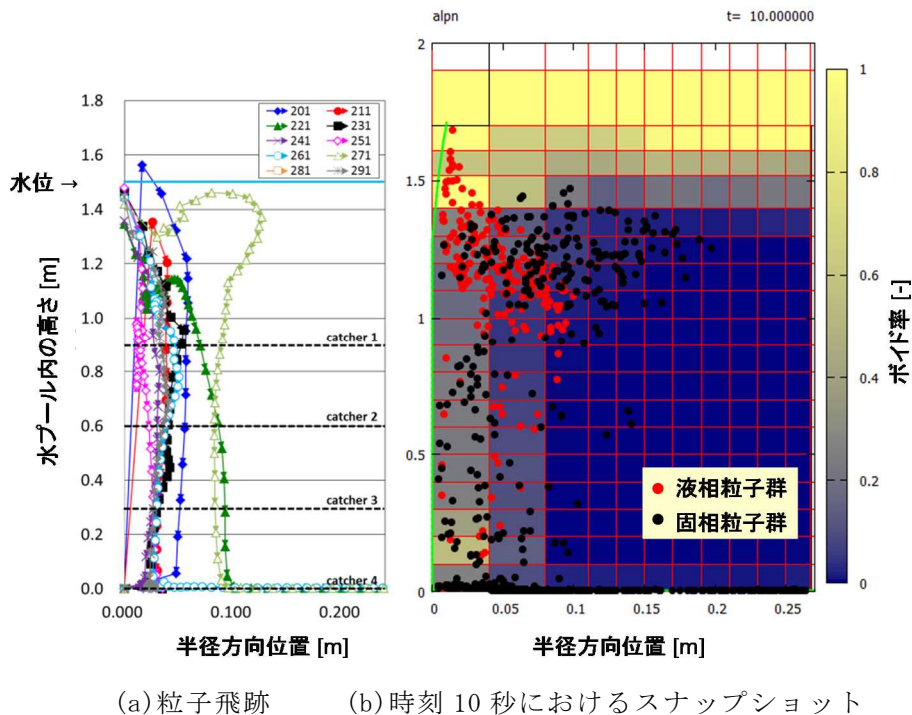


図 2.11 JASMINE-version3 による溶融ジェットブレイクアップ時の液滴軌跡解析例 (参 78)

Fig.2.11 Prediction of droplet trajectories under molten jet break-up by JASMINE-version3

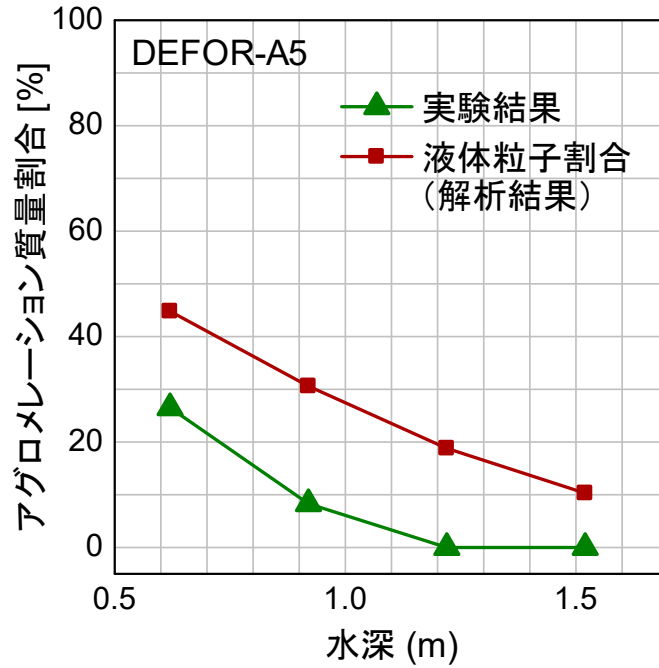


図 2.12 DOFER-A5 に関するアグロメレーション質量割合に関する JASMINE-version3 と実測の比較<sup>(参 78)</sup>

Fig. 2.12 Comparison of JASMINE-version3 and measured data on agglomeration mass fraction in DEFOR-A5

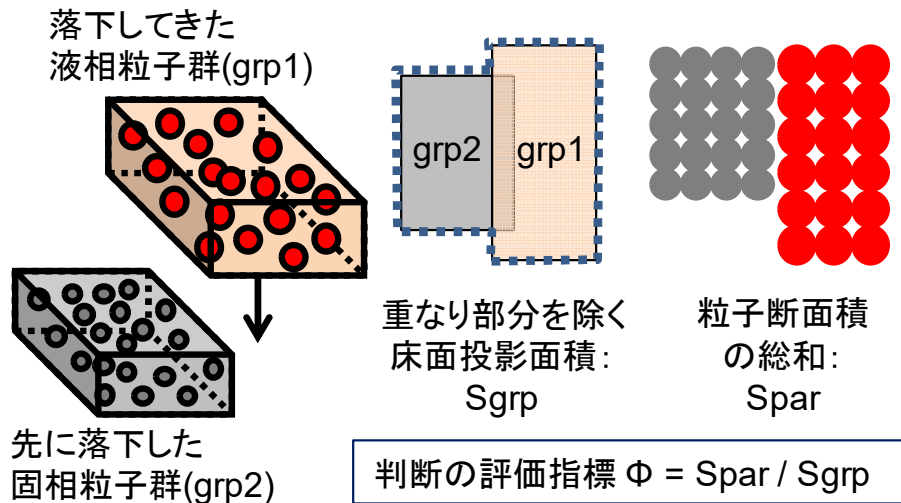


図 2.13 JASMINE-version3 に組み込んだアグロメレーションモデルの概念<sup>(参 79)</sup>

Fig. 2.13 Concept of agglomeration model implemented in JASMINE-verison3

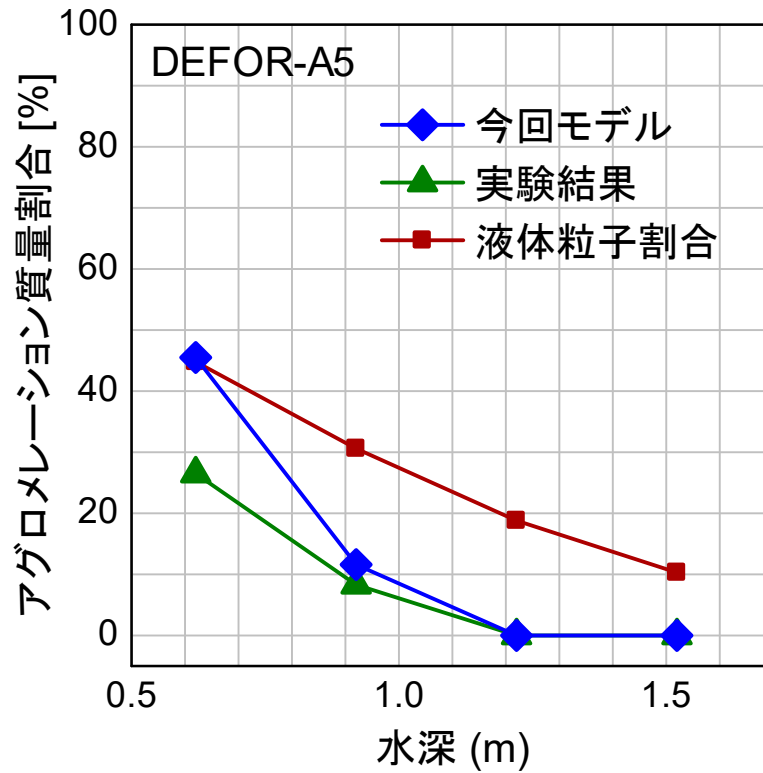


図 2.14 DEFOR-A5 に関するアグロメレーション質量割合に関する改良 JASMINE-version3 と実測の比較<sup>(参 79)</sup>

Fig.2.14 Comparison of Improved JASMINE-version3 and measured data on agglomeration mass fraction in DEFOR-A5

b. キャビティ床面上のメルトスプレッド挙動に関する解析コード

溶融デブリが格納容器床面上で広範囲に拡がり、冷却水との接触面積が大きくなると冷却が促進され、MCCI 抑制の観点からは有利である。床上拡がり面積を適切に評価するため、JASMINE-version3 の溶融物プール計算モデルを改良し、上下面のクラスト成長を考慮するようにして水中での溶融物伝熱流動の解析の精度を向上させた。図 2.15 に新たに組み込まれたメルトスプレッドモデルの概略を示す。<sup>(参 80)</sup>

改良した JASMINE-version3 を、KTH において実施された水中メルトスプレッド実験 PULiMS-E1、E4 及び E6 の解析に適用したところ、図 2.16 に示すように、冷却された溶融物の上面及び下面にクラストが形成され、拡がりが停止する挙動が再現された。しかしながら、JASMINE-version3 による拡がり面積の計算値は、実験値の 1.65 倍から 2.35 倍となり、過大評価となることが示された。<sup>(参 78)</sup>

そこで、メルトスプレッドモデルに以下の改良を加えた。まず、図 2.17 に示すように、溶融物と床の接触点温度を正確に評価するため、床内熱伝導の解析機能を追加した。さらに床又は溶融物から発生したガスによる溶融物中ボイドの浮力を考慮した。<sup>(参 81)</sup>

上記のように更に改良した JASMINE-version3 を KTH において実施された PULiMS 実験の解析に適用したところ、床面への伝熱量が減り実験結果と同様に底クラストが表面クラストよりも薄くなり、また、溶融部先端の進展速度が実験結果と概ね一致した。一方、溶融物に侵入したボイドが拡がりに及ぼす影響は見られず、溶融物の拡がりは依然として過大評価となった。また、水温上昇を過小評価しており、溶融物からプール水への熱伝達モデル改良の必要性が示された。

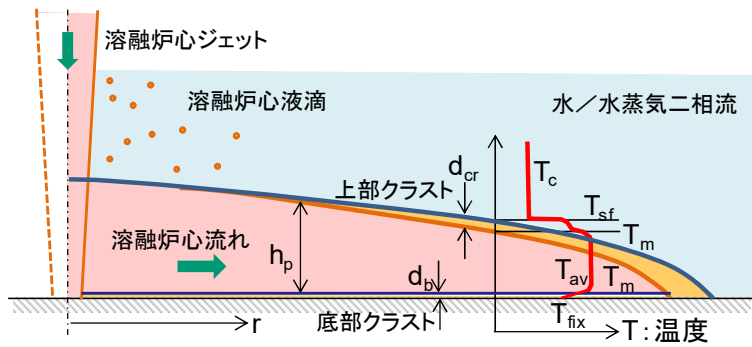


図 2.15 JASMINE-version3 に組み込まれた上下面クラスト成長を考慮したメルトスプレッドモデル概念<sup>(参 80)</sup>

Fig.2.15 Concept of melt-spread model with upper and lower crust growth implemented in JASMINE-version3

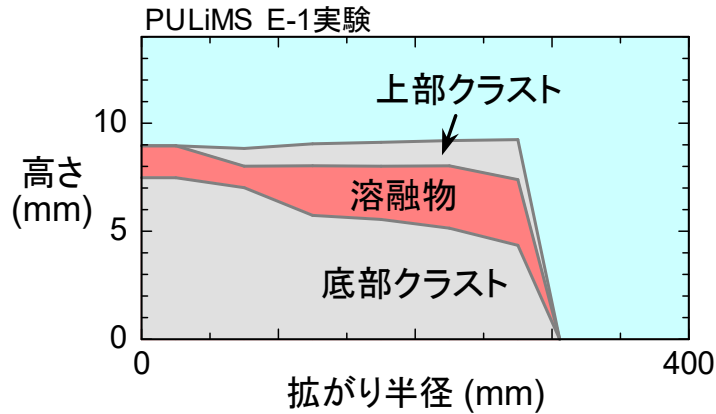


図 2.16 上下面クラスト形成に関する改良 JASMINE-version3 による計算結果の例<sup>(参 78)</sup>

Fig.2.16 An example of calculation result for upper and lower crust formation by Improved JASMINE-version3

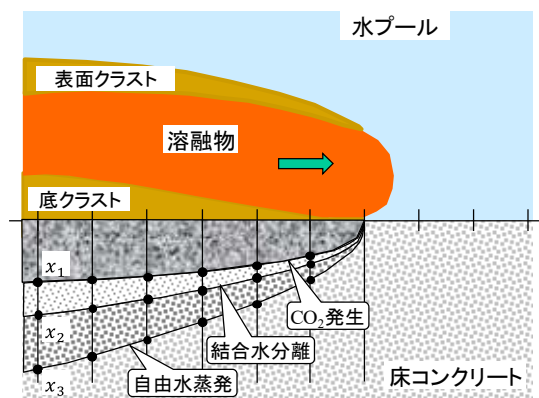


図 2.17 JASMINE-version3 に組み込まれた床内熱伝導モデル概念<sup>(参 81)</sup>

Fig.2.17 Concept of floor heat conduction model implemented in JASMINE-version3

## 2.4 放射性物質の移行及び放出解析コード

PRA では、発生し得る事故の発生頻度とその影響の積をリスクとしていることから、ソースターム評価の精度を向上することは、主要な事故シーケンスを適切に抽出する観点から重要である。放射性物質の環境放出に影響を及ぼし得る因子は多岐に及ぶが、ここでは、燃料からの放射性物質放出、放出時の放射性物質化学形・化学的安定性及び環境放出までの移行過程に分類し、既往実験データ及び新規実験から得られるデータに基づくモデルの改良を JAEA に委託した。

具体的アプローチとして、BWR 制御材に含まれるホウ素がヨウ素及びセシウム of 化学形に及ぼす影響や、その結果として生ずる格納容器圧力抑制室プール水の pH 変化、分子状ヨウ素及び有機ヨウ素の生成等の影響を詳細に扱うため、JAEA が開発を進めている THALES2 コード<sup>(参 11)</sup>とヨウ素化学計算コード KICHE<sup>(参 12)</sup>の連携 (THALES2/KICHE)による評価手法の高度化を行った。

具体的には、放射性物質放出モデルの拡張のため、雰囲気条件 (還元性、不活性及び酸化性) を考慮できる最新の放射性物質 (Cs) 放出モデルである CORSOR-MR<sup>(参 82)</sup>を導入した。また、原子炉冷却系内における Cs 化学及び I 化学のモデル化に柔軟に対応するため、従来から考慮していた CsI、CsOH 等に加え、HI、Cs<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub> 及び CsBO<sub>2</sub> を取り扱い可能な化学種に追加した。

このように改良したコードを適用して BWR プラントに対する試解析を実施した。解析対象はマーク I 型格納容器を備えた熱出力約 2400MW の BWR4 とし、TQUV (高圧・低圧注水機能喪失) により格納容器過圧破損に至るシーケンスを想定した。図 2.18(a) に示すように CORSOR-MR モデルを使用した場合、同モデルのベースである CORSOR-M モデルと比べて Cs の放出が緩やかとなり、放出が長く継続する結果を得た。これに起因して原子炉冷却系内における Mo/Cs 比が増大し Cs 化学等に影響を及ぼす可能性が示唆された。また、Cs の化学形を CsOH、CsBO<sub>2</sub> あるいは Cs<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub> とした場合、個々の物性、特に蒸気圧特性の違いにより図 2.18(b) に示すように原子炉冷却系内における Cs 沈着量に 2 倍程度の差異が生じることが示された。<sup>(参 83)</sup>

また、計算速度を損なうことのないように統計理論に基づく代替モデルによる熱化学平衡計算機能を THALES2 コードに導入した。熱化学平衡計算では、ヨウ素、セシウム等の元素濃度、雰囲気組成及び雰囲気温度といった入力パラメータに対して、計 6 種類の放射性物質化学種の平衡組成を計算しており、既往の格納容器内化学反応・放射性物質移行解析コード VICTORIA コード<sup>(参 84)</sup>を用いて作成したデータベースに基づき、ノンパラメトリック・ベイズ法を用いた機械学習により統計理論に基づく代替モデルを開発した。図 2.19(a)、(b) 及び (c) に示すように、ヨウ素、ヨウ化水素及びヨウ化セシウムの格納容器内の放出量について、統計理論に基づく代替モデルにより VICTORIA と同等の結果を得ることを確認した。さらに格納容器内のヨウ素化学計算に

において原子炉冷却系内の放射性物質化学で取扱うべき化学種を考慮するため、THALES2 コードの格納容器内ヨウ素化学計算モジュール KICHE のデータベースで扱う化学反応を拡張した。改良された THALES2/KICHE を用い、上記と同様の炉型及び事故シーケンスを想定した解析を実施し、放射性物質化学計算機能の追加による計算時間の増大が十分小さいことを確認した。(参 85)

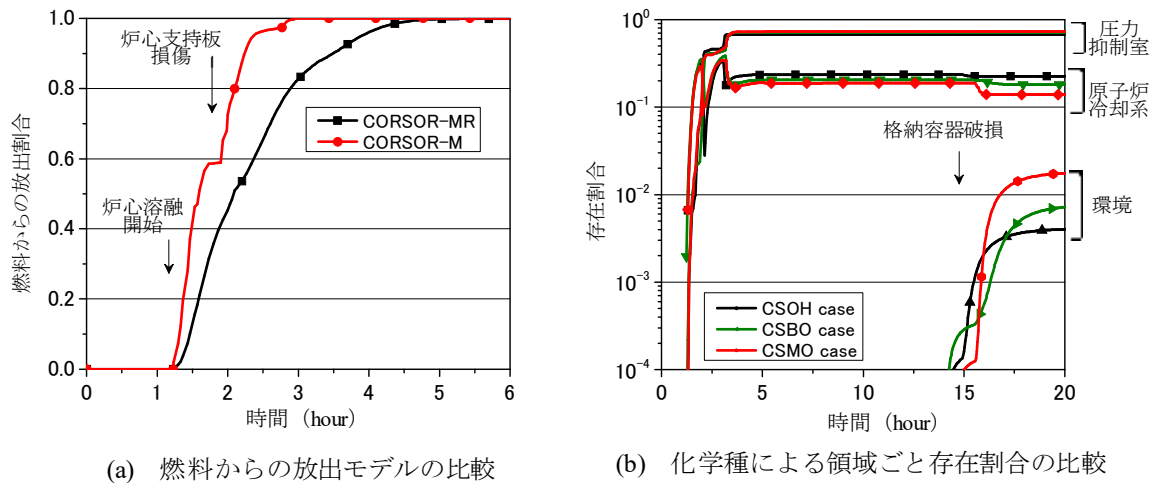


図 2.18 THALES2/KICHE における放射性物質放出モデル及び取扱い化学種グループの拡張 (参 83)

Fig. 2.18 Implementation of fission products release models and additional chemical species in THALES2/KICHE

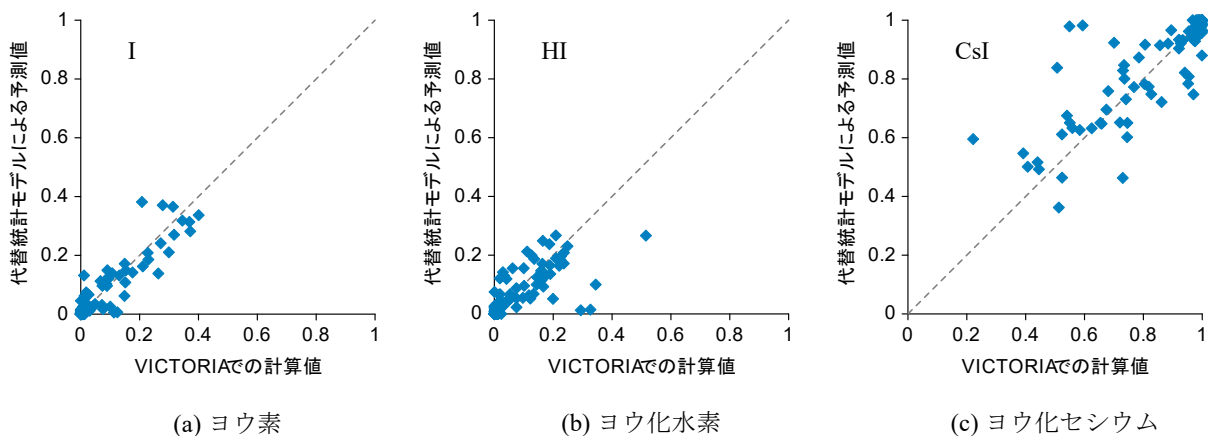


図 2.19 VICTORIA 及び統計理論に基づく代替モデルによる主要化学物質放出割合の比較 (参 85)

Fig. 2.19 Comparison of major chemical species release fraction between VICTORIA and surrogate model

### 3. まとめ

#### (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「原子炉圧力容器内炉心損傷・溶融進展」、「原子炉圧力容器外溶融デブリ落下後のデブリベッドの形成及び冷却性」及び「放射性物質の移行及び放出」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た。「原子炉圧力容器内炉心損傷・溶融進展」については、核動特性、多相・多成分系熱流動、燃料熱機械挙動を制御する解析コードを開発し、実験結果との比較を通じてその有用性を確認し、核動特性モデルを結合した実機適用性について確認した。「原子炉圧力容器外溶融デブリ落下後のデブリベッドの形成及び冷却性」については、現実的デブリベッド形成過程を考慮した冷却性評価手法確立を目的として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及び確率論的アプローチによる解析コードの開発を進め、溶融ジェット分裂、プール水中デブリ冷却及びメルトスプレッドについて解析コードを開発し、実験データに基づく妥当性確認を実施した。

「放射性物質の移行及び放出」については、ホウ素共存時のヨウ素及びセシウムの化学形態、格納容器圧力抑制室プール水 pH 変化、分子状ヨウ素や有機ヨウ素の生成等、放射性物質の移行挙動に影響を及ぼす現象を解析するため、THALSE2/KICHE による評価手法の高度化を進め、実機条件での解析を通じてその有用性を確認した。

#### (2) 目的の達成状況

##### ① 原子炉圧力容器内の炉心損傷及び溶融の進展コード開発

原子炉圧力容器内炉心損傷・溶融進展モデルの検討・開発では、数値モデル化のために現象分析を行った。さらに、定式化及び離散化を経て解析コードの開発を進めた。実験データに基づきその妥当性確認及び実機解析を行う等、解析コードの有用性を確認した。

##### ② 原子炉圧力容器外への溶融デブリの落下後のデブリベッドの形成及び冷却性コード開発

関連する現象を5領域に分類し、高解像度の決定論的アプローチ及び中解像度の確率論的アプローチを併用して解析コード開発を進めた。「溶融ジェット分裂」、「プール内に冠水したデブリベッド内二相流動」及び「メルトスプレッド」において、解析コードの妥当性を実験データに基づき確認した。

##### ③ 放射性物質の移行及び放出解析コード開発

燃料からの放射性物質放出、セシウム化学形態の追加及び統計理論に基づく代替モデルによる熱化学平衡計算機能を追加し、THALES2 コードとヨウ素化学計算コード

KICHE の連携 (THALSE2/KICHE) による評価手法の高度化を行い、既存解析コード及び実機解析を通じて有用性を確認した。

### (3) 成果の活用等

#### ① 原子炉圧力容器内の炉心損傷及び溶融の進展コード開発

炉心損傷から、リロケーション、原子炉圧力容器下部破損に至る過程の評価手法の高度化により、後述するデブリベッド形成への境界条件の評価精度が高まる。これにより、以降に派生する DCH、FCI、MCCI 等、格納容器機能喪失に関わる現象における初期・境界条件の不確かさについて合理的な議論が可能となり、レベル 2PRA の分岐確率の評価の合理化に繋がることが期待される。

#### ② 原子炉圧力容器外への溶融デブリの落下後のデブリベッドの形成及び冷却性コード開発

原子炉圧力容器外のデブリ冷却に関する知見の調査を通じて得られた知見は、FCI 及び MCCI に関する最新知見として審査の技術支援に活用された。特に、水蒸気爆発におけるプール水深効果及び粒子状デブリのポロシティ、セルフレベリング等によるコンクリート侵食等への影響等の検討の審査の技術支援に活用した。

#### ③ 放射性物質の移行及び放出解析コード開発

ソースターム評価の不確かさを定量化することは益々重要となっており、セシウム、ヨウ素、ルテニウム等の化学的挙動に関する知見は継続的に蓄積されている。THALSE2/KICHE が高度化され、ソースターム評価の信頼性が向上することにより、重要なシーケンスを適切に抽出する際の信頼性が高まることは、将来的な安全性向上に資することが期待される。

### (4) 今後の課題等

原子炉圧力容器内の炉心損傷及び溶融進展モデル検討については、原子炉圧力容器内の構造物の詳細な幾何形状解析モデルを作成するとともに、最新の実験を対象とした妥当性確認を進めることが重要である。また、多様な条件下での本モデルの有効性を確認する必要がある。

原子炉圧力容器外への溶融デブリの落下後のデブリベッドの形成及び冷却性モデル検討については、決定論的アプローチ及び確率論的アプローチについて、今後は実機解析のための機能を拡充していくと共に、より広い実験に対して妥当性確認を進めることが必要である。また、基本設計が終了した解析コードの開発を進めることが必要である。

シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化については、THALES2/KICHE の改良を進めると共に、ソースターム評価において影響の大きなヨウ素化学等の詳細な化学反応についてのモデル高度化を進め、ここから得られた知見を MELCOR によるソースターム評価に活用する道筋を確立する必要がある。

本報告書の当初において述べたように、シビアアクシデント研究分野においては実規模スケールの実験を行うことは技術的に困難である。そのため、縮小体系による実験によって、現象に関するメカニズム、スケール則等に関する知見を得て、それらを数学モデルに変換し解析コードに組み込むことにより実機条件での予測を実現する必要がある。このように、シビアアクシデントにおける詳細解析コード開発は、物理化学現象の根底にあるメカニズムに関する最新知見やモデル化に関するノウハウを集大成する場の一つである。こうして成熟した個々の詳細解析コードは、計算資源が現在よりも格段に発達すれば、プラント全体モデルの一部として組み込まれ、最先端の総合 SA 解析コードへと発展していくことが期待されるものであり、そうした将来像を念頭に開発を継続していくことが望ましい。

## 参 考 文 献

- 参 1. L. Humphries, B. Beeny, F. Gelbard, D. Louie and J. Phillips, “MELCOR Computer Code Manual, Vol. 2: Reference Manual,” SAND2017-0876 0, January (2017).
- 参 2. Modular Accident Analysis Program (MAAP) Version 4 (*EPRi owned and licensed computer software*), Fauske & Associates, LLC (FAI), <https://www.fauske.com/nuclear/maap-modular-accident-analysis-program> (2018).
- 参 3. D. Magallon, A. Mailliat, J.-M. Seiler, K. Atkhen, et al., “European expert network for the reduction of uncertainties in severe accident safety issues (EURSAFE),” Nucl. Eng. Des., 235, 309-346 (2005).
- 参 4. S. Suehiro, J. Sugimoto, A. Hidaka, H. Okada, S. Mizokami and K. Okamoto, “Development of the source term PIRT based on findings during Fukushima Daiichi NPPs accident,” Nucl. Eng. Des., 286, 163-174 (2015).
- 参 5. S. Hagen, P. Hofmann, V Noack, L. Sepold, G. Schanz and G. Schumacher, “Large Bundle BWR Test CORA-18: Test Results,” FZKA 6031. Forschungszentrum Karlsruhe (FZK) (1998).
- 参 6. P. Kulkarni, M. Rashid, R. Kulenovic and A. Nayak, “Experimental investigation of coolability behaviour of irregularly shaped particulate debris bed,” Nucl. Eng. Des., 240, 3067-3077 (2007).
- 参 7. G. Engel, G. Fieg, H. Massier, U. Stegmaier, W. Schütz, ” KATS Experiments to Simulate Corium Spreading in the EPR Core Catcher Concept,” Proceeding of the OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, November 15-18, 1999 Wissenschaftliche Berichte, FZKA-6475 (2000).
- 参 8. K. Moriyama, Y. Maruyama and H. Nakamura, “Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User’ s Guide,” JAEA-Data/Code 2008-014 (2008).
- 参 9. P. Kudinov and M. Davydov, “Development and validation of conservative-mechanistic and best estimate approaches to quantifying mass fractions of agglomerated debris,” Nucl. Eng. Des., 262, 452-461 (2013).
- 参 10. A. Konovalenko, A. Karbojian, and P. Kudinov, “Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading

- and Energetic Melt-coolant Interaction ,” NUTHOS-9, Kaohsiung, Taiwan, September 9-13 (2012).
- 参 11. 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. Topical Meeting on Safety of Thermal Reactors, Portland, USA (1991).
- 参 12. K. Moriyama, Y. Maruyama and H. Nakamura, “KICHE: A simulation Tool for Kinetics of Iodine Chemistry in the Containment of Light Water Reactors under Severe Accident Conditions,” JAEA-Data/Code 2010-034 (2010).
- 参 13. “Ability of current advanced codes to predict core degradation, melt progression and reflooding. Benchmark exercise on an alternative TMI-2 accident scenario,” OECD NEA/CSNI/R(2009)3 (2009).
- 参 14. A. Buhl, J. Carter, M. Fontana and H. Mitchell, “The IDCOR Program, Severe Accident Issues, Individual Plant Examination, and Source Term Developments,” Paper presented at the Atomic Industrial Forum Conference on New Directions in Licensing, Dallas, Texas, May 19-22 (1985).
- 参 15. J. Gieseke, P. Cybulskis, H. Jordan and K. Lee, “The Source Term Code Package,” Proceedings of a Symposium on Source Term Evaluation for Accident Conditions, 675-685, Columbus, OHIO, 1 November (1886).
- 参 16. Cooperative Severe Accident Research Program (CSARP), NUREG/BR-0524 (2015).
- 参 17. R. Gauntt, R. Gasser and L. Ott, “The DF-4 Fuel Damage Experiment in ACRR with a BWR Control Blade and Channel Box,” NUREG/CR-4671, SAND86-1443 (1989)
- 参 18. R. Gauntt and L. Hamphrie, “Final Results of the XR2-1 BWR Metallic Melt Relocation Experiment,” NUREG/CR-6527, SAND97-1039 (1997).
- 参 19. W. Hering, Ch. Homann, J.-S. Lamy, A. Miassoedov, G. Schanz, L. Sepold and M. Steinbruck, “Comparison and Interpretation Report of the OECD International Standard Program No. 45 Exercise

- (QUENCH-06),” FZKA 6722. Forschungszentrum Karlsruhe (FZK) (2002).
- 参 20. M. Pellegrini, K. Dolganov, L. Herranz, S. Sleza, H. Bonneville, M. Sonnenkalb, F. Nagase, et al., “Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (BSAF Project) ,” NEA/CSNI/R(2015)18 (2015).
- 参 21. J. P. van Dorsselaere, C. Seropian, P. Chatelard, F. Jacq, J. Fleurot, P. Giordano, N. Reinke, B. Schwinges, H. J. Allelein and W. Luther, “The ASTEC Integral Code for Severe Accident Simulation,” Nucl. Tech., 165, 239-307 (2009).
- 参 22. D. Luxat, D. Kalanich, J. Hanophy, R. Gauntt and R. Wachowiak, “MAAP-MELCOR Crosswalk Phase 1 Study,” Nucl. Tech., 196, 684-697 (2017).
- 参 23. T. Okawa and T. Nakajima, “Multifunction Model Features and Current Status for BWR Core Degradation,” ICAPP 2016, San Francisco, CA, USA (2016).
- 参 24. OECD/NEA Group of Experts, “In-Vessel Core Degradation Code Validation Matrix Update 1996-1999,” Nuclear Safety NEA/CSNI/R(2000)21 (2000).
- 参 25. T. Okawa, S. Shiba and T. Nakajima, “Physical model features and validation status of three-dimensional simulation for BWR in-vessel core degradation,” Ann. Nucl. Energy., 105, 168-183 (2017).
- 参 26. Advanced nuclear reactor safety issues and research needs, Workshop proceedings, Paris, France, 18-20 February (2002).
- 参 27. A. Hotta, M. Akiba, Y. Doi and A. Morita, “Development of Debris Bed Cooling Evaluation Code, DPC00L, based on Heating Porous Media Submerged in Two-Phase Pool,” submitted to J Nucl. Sci. Technol. (2018).
- 参 28. S. Basso, A. Konovalenko and P. Kudinov, “Empirical closures for particulate debris bed spreading induced by gas-liquid flow,” Nucl. Eng. Des., 297, 19-25 (2016).
- 参 29. N. Fukami, R. Wakamatsu, N. Shinozaki and K. Wasai, “Wettability between Porous MgAl<sub>2</sub>O<sub>4</sub> Substrates and Molten Iron,” J. Japan Inst. Met. Mater, 74, 10, 650-655 (2010).

- 参 30. F. Robledo, M. Farmer et al., “State-of-the-Art Report on Molten Corium Concrete Interaction and Ex-Vessel Molten Core Coolability,” Nuclear Safety and Regulation, NEA/CSNI/R(2016)15 (2016).
- 参 31. P. Kudinov, S. Galushin, S. Yakush, W. Villanueva, V. Phung, D. Grishchenko and Nam Dinh, “A framework for assessment of severe accident management effectiveness in Nordic BWR plants,” PSAM 12, June, Honolulu, Hawaii (2014).
- 参 32. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., “Progress of Unit 3 PCV internal investigation, (Preliminary report of July 19 investigation),” July 19 (2017).
- 参 33. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., “Progress of Unit 3 PCV internal investigation, (Preliminary report of July 21 investigation),” July 21 (2017).
- 参 34. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., “Progress of Unit 3 PCV internal investigation, (Preliminary report of July 22 investigation),” July 22 (2017).
- 参 35. T. Theofanous, “In-Vessel Retention As a Severe Accident Management Strategy,” Proc., OECD/NEA/CSNI Workshop on In-Vessel Core Debris Retention and Coolability, Garching, Germany, March (1998).
- 参 36. R. Gasser, R. Gauntt and S. Bourcier, “Late phase melt progression experiment MP-1: Results and analysis,” NUREG/CR-5874, SAND92-0804 (1992).
- 参 37. R. Gasser, R. Gauntt and S. Bourcier, “Late-phase melt progression experiment: MP-2; results and analysis,” NUREG/CR-6167, SAND93-3931, May (1997).
- 参 38. V. Asmolov, N. Ponomarev-Stepnoy, V. Strizhov and B. Sehgal, “Challenges left in the area of in-vessel melt retention,” Nucl. Eng. Des., 209, 87-96 (2001).
- 参 39. D. Tsurikov, V. Strizhov, S. Bechta, V. Zagriazkin and N. Kiselev, “Main Results of the MASCA1 and 2 Results,” Integrated Report, <https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2007/csni-r2007-15.pdf> (2007).
- 参 40. S. Hagen, W. Hering, S. Sepold and P. Hofmann, G. Schanz, K. Vogel and F. Nagase, “Results of tests CORA-2, CORA-3, CORA-5, CORA-12,” CORA Workshop, Karlsruhe, September (1988).

- 参 41. “キャビティ内デブリベッド形成及び冷却性に関する実験と解析コードの開発,” 第2回「研究報告会」, 平成29年3月24日. 原子力規制庁. 長官官房技術基盤グループ. 安全技術管理官 (シビアアクシデント担当) (2017).
- 参 42. 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 43. C. Journeau, J. Haquet, B. Spindler, C. Spengler and J. Foit, “The VULCANO VE-U7 Corium spreading benchmark,” Prog. Nucl. Energ., 48, 215-234 (2006).
- 参 44. S. Basso, A. Konovalenko and P. Kudinov, “Empirical closures for particulate debris bed spreading induced by gas-liquid flow,” Nucl. Eng. Des., 297, 19-25 (2016).
- 参 45. E. Takasuo, V. Taivassalo, T. Kinnunen and T. Lehtikuusi, “Coolability analyses of heap-shaped debris bed,” NKS-343 (2015).
- 参 46. D. Magallon and I. Huhtiniemi, “Corium melt quenching tests at low pressure and subcooled water in FARO,” Nucl. Eng. Des., 204, 369-376 (2001).
- 参 47. K. Moriyama et al., “Coarse break-up of a stream of oxide and steel melt in a water pool,” JAERI-Research 2005-017 (2005).
- 参 48. P. Kudinov, A. Karbojian, C.-T. Tran and W. Villanueva, “Agglomeration and size distribution of debris in DEFOR-A experiments with  $\text{Bi}_2\text{O}_3\text{-WO}_3$  corium simulant melt,” Nucl. Eng. Des., 263, 284-295 (2013).
- 参 49. M. Farmer, S. Lomperski, D. Kilsdonk and R. Aeschlimann, “OECD MCCI Project, Final report,” OECD/MCCI-2005-TR06 (2006).
- 参 50. 堀田亮年、土井悠生、秋葉美幸、” デブリベッド冷却性解析コード THERMOS-DPCOOLの開発(1)理論及び検証,” 日本原子力学会2017春の年会、東海大学、3月27日～3月29日、2K07 (2018).
- 参 51. R. Meignen, S. Picchi, and J. Lamome, “Modelling of fuel-coolant interaction with the multiphase flow code MC3D,” MFIP, 09/21-23 (2011).
- 参 52. V. Tung and V. Dhir, “A hydrodynamic model for two-phase flow through porous media,” Int. J. Multiphas. Flow., 14(1), 47-65 (1988).

- 参 53. W. Schmidt, "Influence of Multidimensionality and Interfacial Friction on the Coolability of Fragmented Corium," IKE 2-149 (2004).
- 参 54. W. Ranz and W. Marshall, "Evaporation from drops," Chem. Eng. Prog., 48, 141-146 (1952).
- 参 55. S. Yakush, P. Kudinov, W. Villanueva, and S. Basso, "In-Vessel Debris Bed Coolability and its Influence on the Vessel Failure," NURETH15, NURETH15-464, Pisa, Italy, May 2013 (2013).
- 参 56. D. Spalding, "Mathematical Method in Nuclear-Reactor Thermal Hydraulics," Am. Nucl. Soc. Meeting on Nucl.-Reactor Thermal Hydraulics, Saratoga NY USA (1980).
- 参 57. W. Chu, V. Dhir and J. Marshall, "Study of pressure drop, void fraction and relative permeabilities of two phase flow through porous media," In Heat Transfer Seattle, 79, AIChE Symposium series, 224-235 (1983).
- 参 58. M. Rashid, Y. Chen, R. Kulenovic and E. Laurien, "Experiments on the Coolability of a Volumetrically Heated Particle Bed with Irregularly Shaped Particles," NUTHOS7, Seoul, Korea, October 5-9 (2008).
- 参 59. 堀田亮年, 秋葉美幸, 土井悠生, "多次元溶融物拡がり挙動解析コード MSPREADの開発," 日本原子力学会2018春の年会, 大阪大学, 3月26日~3月28日、3J12 (2018).
- 参 60. M. Ramacciotti, C. Journeau, F. Sudreau and G. Cognet, "Viscosity models for corium melts," Nucl. Eng. Des., 204, 377-389 (2001).
- 参 61. S. Stedman, J. Evans and J. Woodthorpe, "Rheology of composite ceramic injection moulding suspensions," J. Mater. Sci., 25, 1833-1841 (1990).
- 参 62. S. Patankar, "Numerical Heat Transfer and Fluid Flow," Taylor & Francis, ISBN 978-0-89116-522-4 (1980).
- 参 63. M. Liou, "A sequel to AUSM, Part II: AUSM<sup>+</sup>-up for all speeds," J. of Comp. Physics, 214, 137-170 (2006).
- 参 64. B. Spindler and J.M. 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, 415-424 (2006).

- 参 65. B. Spindler and J.M. Veteau, “The simulation of melt spreading with THEMA code Part 2: Assessment against spreading experiments,” Nucl. Eng. Des., 236, 425-441 (2006).
- 参 66. B. Spindler and J.-M. Veteau, “Simulation of spreading with solidification: Assessment synthesis of THEMA code,” CEA-R-6053, Technical Report Rapport CEA-R-6053, CEA Center de Grenoble (2004).
- 参 67. M. Buck, “Modelling of the Late Phase of Core Degradation in Light Water Reactors,” IKE 2 - 153 (2007).
- 参 68. “Scientific Codes Developed and Used at GRS,” Volume 1, Reactor Safety (2011).
- 参 69. “Computer code system ICARE/CATHARE, DETAILED SIMULATION OF SEVERE ACCIDENTS,” <http://www.irsn.fr/EN/Research/Scientific-tools/Computer-codes/Pages/Computer-code-system-ICARE-CATHARE-2820.aspx>.
- 参 70. 堀田亮年, 星陽崇, 西村健, 小城烈, 森田彰伸, ”平成28年度 事後評価調査票 軽水炉の重大事故に係る知見の整備,” 平成30年1月 (2018).
- 参 71. 川部隆平, “溶融燃料によるコンクリートの侵食深さの解析,” 原子力安全基盤機構, 平成24年7月23日 (2012).
- 参 72. W. Lamberston and M. Mueller, “Uranium oxide phase equilibrium systems: III,  $UO_2-ZrO_2$ ,” J. Am. Ceram. Soc., 36, 365 (1953).
- 参 73. Y. Chevalier et al., “Progress in the thermodynamic modeling of the O-U-Zr ternary system,” CALPHAD, 28, 15 (2004).
- 参 74. Y. Chevalier et al., “Presentation of the OXY5-GEMINI2, code,” Advanced containment experiments (ACE), Technical advisory committee meeting, EPRI headquarters, Palo Alto, CA, November 4-8 (1991).
- 参 75. M. Farmer, B. Spencer and R. 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).
- 参 76. 松本俊慶, “格納容器内溶融炉心冷却性評価手法の高度化に向けた JASMINEコードの改良”, 平成28年度安全研究センター報告会, 東京, 2016年11月22日 (2016).
- 参 77. P. A. Vesilind, “The Rosin-Rammler Particle Size Distribution”, Resource Recovery and Conservation, 5, Issue 3, 275-277 (1980).

- 参 78. T. Matsumoto, et al., “Improvement of Ex-vessel Molten Core Behavior Models for the JASMINE Code”, NTHAS10, Kyoto, Japan, November 27-30, 2016, paper N10P1143 (2016).
- 参 79. 松本俊慶, 他, “格納容器内先行注水による溶融炉心冷却挙動に関する研究 (2) JASMINE コードにおける溶融炉心床上拡がりモデルの改良と解析”, 日本原子力学会2017秋の大会, 北海道大学, 9月13日～9月15日, 2B04 (2017).
- 参 80. 川部隆平, 他, “格納容器内先行注水による溶融炉心冷却挙動に関する研究 (3) JASMINE コードにおける溶融炉心床上拡がり挙動モデルの改良”, 日本原子力学会2016秋の大会, 久留米シティプラザ, 9月7日～9月9日, 2E17 (2016).
- 参 81. 川部隆平, 他, “格納容器内先行注水による溶融炉心冷却挙動に関する研究 (2) JASMINE コードにおける溶融炉心床上拡がりモデルの改良と解析”, 日本原子力学会2017秋の大会, 北海道大学, 9月13日～9月15日, 2B05 (2017).
- 参 82. S. Miwa, et al., “Research Program for the Evaluation of Fission Product and Actinide Release Behaviour, Focusing on Their Chemical Forms”, Energy Procedia 71, 168-181 (2015).
- 参 83. 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28年3月 (2016).
- 参 84. N. E. Bixler, VICTORIA 2.0: A Mechanistic Model for Radionuclide Behavior in a Nuclear Reactor Coolant System Under Severe Accident Conditions, NUREG/CR-6131, SAND93-2301 (1998).
- 参 85. 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3月 (2017).

「軽水炉の国産シビアアクシデント解析コードの開発」の執筆者

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 統括技術研究調査官

秋葉 美幸 主任技術研究調査官

システム安全研究部門

大川 剛 主任技術研究調査官