

## 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

Development of Analysis Methodologies for the Containment  
Failure and Probabilistic Assessment of Risks Associated with Sever  
Accident of LWR

西村 健 市川 竜平 堀田 亮年 小城 烈  
星野 光保 川口 秀雄 新添 多聞 林田 芳久

Takeshi NISHIMURA, Ryohei ICHIKAWA, Akitoshi HOTTA, Retsu KOJO,  
Mitsuyasu HOSHINO, Hideo KAWAGUCHI, Tamon NIISOE, and Yoshihisa  
HAYASHIDA

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

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

西村 健 市川 竜平 堀田 亮年 小城 烈

星野 光保 川口 秀雄 新添 多聞 林田 芳久

### 要 旨

軽水炉の安全性を確認するために実施される格納容器破損防止等に係る解析では、事故の影響が及ぶ広範な領域における幅広い事故シナリオに対して決定論的評価及び確率論的評価の両面から格納容器機能喪失、ソースターム、環境影響等のリスクを評価することが重要である。これらに対する評価手法はこれまでも国内外の研究活動を通じて醸成されてきているが、継続的な安全性の向上のためには絶えず最新の知見を反映した評価手法を取り入れ続けることが重要である。

また既存の評価手法に対する技術的な成熟度についても継続的に確認を行うことが必要である。

本安全研究プロジェクトは、格納容器機能喪失に至るような事故の進展、格納容器への負荷となる直接的な要因及びそれらが生じる頻度とともに、環境へのソースターム及び環境影響並びに被ばく影響を評価するための最新知見を取入れた手法を整備すること、また既存の解析コードを改良する等して評価手法の高度化を目指すことを目的に、平成 29 年度から令和 4 年度までの 6 カ年計画で実施している。

本技術報告は平成 30 年度までに実施した研究成果を中間的にとりまとめたものである。本安全研究プロジェクトで実施する研究概要、研究の進捗、これまでに得られた成果、今後の計画等の概要を以下にまとめる。

## (1) 格納容器破損防止対策評価手法の整備

### ① 総合現象解析手法の整備

格納容器機能喪失に伴い環境に放出されるソースタームを評価するために、総合現象解析コード MELCOR による事故進展解析を実施している。今後、解析対象とする事故シナリオの拡大とソースターム評価を進める計画である。

経済協力開発機構原子力機関原子力施設安全委員会(OECD/NEA/CSNI)が取りまとめた使用済燃料プール(以下「SFP」という。)の重要現象ランキングテーブル(以下「PIRT」という。)で示されたように、SFP特有の現象として、空気-蒸気混合雰囲気下での被覆管酸化反応モデルの不十分さが指摘されている。今後、上記PIRTにおいて併せて指摘されているスプレイ冷却モデルの高度化等を検討する計画である。

### ② 個別現象解析コードによる評価手法の整備

水素燃焼、メルトスプレッド/熔融炉心-コンクリート相互作用の重畳現象及び静的・動的負荷に対する格納容器閉じ込め機能に関する詳細解析手法及び不確かさの低減のためのモデル整備を進めている。今後、集中定数コードによる局所温度の評価手法の検討、熔融燃料-冷却材相互作用との組み合わせによりパラメータ相互の関係性について合理的な仮定を組み込む検討等を通じて手法の確立を進めていくとともに、東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)での水素爆発の事故分析等への活用を進める予定である。

また、個別現象に関する OECD/NEA/CSNI が主催する実験等に参加し、実験データ等成果の取得を進めている。今後、引き続き国際的にコンセンサスの得られた最新知見の取得を行う予定である。

## (2) 確率論的リスク評価に関連する評価手法の整備

安全研究プロジェクト「規制へのPRAの活用のための手法開発及び適用に関する研究」で進められているレベル1確率論的リスク評価(以下PRAという。)に関する安全研究成果に基づき、レベル1PRA/レベル2PRAの一貫解析で使用する格納容器イベントツリーの検討等を進めている。

レベル3PRAにおけるリスク指標として、セシウム-137の地表面濃度及び実効線量を用いることの妥当性について検討した。また、原子力災害対策指針において空間線量率で定義される運用上の介入レベルに基づく防護措置モデルを模擬できるように、確率論的環境影響評価コードを改良した。

今後、レベル1PRAで扱われるすべての事故シーケンスに対する解析を行うとともに、レベル3PRA手法におけるリスク指標を評価するための不確かさ解析に係る分析手法の検討等を実施し、技術的知見をとりまとめる予定である。

### (3) 環境影響評価手法の整備

1Fの事故では、1号機から3号機までが炉心損傷し、大量の放射性物質が環境に放出され、大気中及び海洋に拡散した。このため、敷地境界近傍等の計測値及び数値解析を組み合わせた放射性物質の環境への放出量を解析する評価手法を整備している。また、緊急時対策所等の居住性に係る被ばく評価の精度向上のため、直接線及びスカイシャインによる被ばく評価の不確かさ等について知見の取得を進めている。

今後は、検討している海洋拡散モデルのインターフェイスをソースターム評価に適したものに変更するとともに、陸上動態モデルとの結合を行う予定である。

また、遮蔽解析手法については、点減衰核法、Sn法及びモンテカルロ法を用いた遮蔽解析により得られる解析結果の妥当性確認に資する知見を蓄積する予定である。

Development of Analysis Methods for the Containment Failure and Probabilistic Assessment of Risks Associated with the Sever Accidents of Light Water Reactor

Takeshi NISHIMURA, Ryohei ICHIKAWA, Akitoshi HOTTA, Retsu KOJO,  
Mitsuyasu HOSHINO, Hideo KAWAGUCHI, Tamon NIISOE, and Yoshihisa HAYASHIDA  
Division of Research for Severe Accident

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

Abstract

The safety assessment for mitigation measures to containment failure of a light water reactor needs both deterministic and probabilistic assessment to take consideration a wide range of severe accident scenarios, which is affected by the diversity of accident progression. This is important to assess the risk in terms of containment failure, source term release and environmental impact. Although analysis methodologies for those risks have been fostered through various research projects in last decades, reflecting the state of the art knowledge into the methods is still necessary to gain continuous safety improvement. Besides, continuously review for the technical maturity of existing analysis methods is highly required to maintain certain regulatory safety levels.

Based on those backgrounds, this safety research project aims to develop assessment methods incorporated the state of the art knowledge in order to assess the accident progression leading to the containment failure, straightforward loads on the containment failure and its frequencies, source term and environmental impact as well as the radiation dose evaluations, and to upgrade analysis methodologies by improvement of existing analysis codes. The project is to be carried out with a six-year program from FY 2017 to FY 2022.

This report intermediately summarizes the research results conducted in FY 2017 to 2018.



(1) Development of the assessment method for the prevention measure to containment failure

① Integrated phenomena analysis method

In order to evaluate the source term release to the environment after the containment failure, accident progression analysis is conducted using the integrated severe accident analysis code MELCOR. We plan to increase in number of accident scenario to be analyzed and the source term evaluation in the future.

As shown in the Phenomena Identification Ranking Table (PIRT) for the spent fuel pool (SFP) issued by the Committee on the Safety of Nuclear Installations / Nuclear Energy Agency / Organization for Economic cooperation and Development (OECD/NEA/CSNI), insufficiency of the cladding oxidation reaction model under air-steam mixed atmosphere condition is pointed out as a specific phenomenon of SFP. It is planned to consider upgrading a spray cooling model, which is pointed out in the above PIRT.

② Dedicated phenomena analysis method

A detailed analysis methods, which is for hydrogen combustion, superposition of melt spread / melting core-concrete interaction, and static and dynamic loads impact for containment function, and a model for reducing uncertainty are being developed.

It is going to establish methods by investigating an analysis method for localized thermal effect using the Lamped Parameter code, developing an analysis method that incorporates reasonable assumptions about relationship between parameters by combining Fuel Coolant Interaction, and apply to analyze accident occurred at TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants (1F) in the future.

In relation to the individual phenomena described above, we obtained experimental data and other results by participating to international research program organized by the OECD/NEA/CSNI. It plans to continue acquiring the latest findings that have gained consensus internationally.

(2) Development of the assessment method linking to probabilistic risk assessment

Based on results of safety research project on Level 1 probabilistic risk assessment (PRA), modifications on containment event trees are prepared by taking consideration of using in integrated assessment between Level 1 PRA and Level 2 PRA.

Validity of using ground surface concentration of cesium-137 and effective dose as risk indicators in Level 3 PRA was examined. In addition, the probabilistic environmental impact assessment code has been improved to be able to simulate a protective action model based on the Operational Intervention Levels defined by the spatial dose rate in the Nuclear Emergency Response Guidelines.

All accident sequences covered by Level 1 PRA are to be analyzed, and the analysis method for uncertainty analysis is to be investigated to evaluate the risk indicator in the Level 3 PRA method. Finally, formulate the technical knowledge.

### (3) Development of the environmental impact assessment

In the accidents at 1F, Unit 1 to Unit 3 were faced the core degradations, and a large amount of radioactive material was released to the environment and diffused into the atmosphere and the ocean. An evaluation method for analyzing the amount of radioactive material released into the environment by combining measured values and numerical analysis in the vicinity of the site boundary, etc. is in place. In addition, in order to improve the accuracy of exposure assessment related to the habitability of emergency countermeasures, etc., we are acquiring knowledge on the uncertainty of exposure assessment using direct lines and skyshine.

It is planned to modify interface of the ocean diffusion model to facilitate source term assessment, and to integrate a land surface transfer model into the modeling framework.

Furthermore, we plan to accumulate knowledge that contributes to the validation of the analysis results obtained by shielding analysis using the point-kernel method, the Sn method and the Monte Carlo method.

## 目 次

1. はじめに .....	1
1. 1 背景 .....	1
1. 2 目的及び概要 .....	1
2. 本論.....	7
2. 1 格納容器破損防止対策評価手法の整備 .....	7
2. 1. 1 総合現象解析コードによる評価手法の整備 .....	7
(1) 事故進展解析とソースターム評価手法の高度化 .....	7
(2) 使用済燃料プールでの事故進展解析 .....	10
2. 1. 2 個別現象解析コードによる評価手法の整備 .....	17
(1) 格納容器破損モード（水素燃焼） .....	17
(2) 格納容器破損モード（メルトスプレッド/溶融炉心-コンクリート 相互作用の重畳現象） .....	36
(4) OECD/NEA/CSNI 主催の実験、解析及び調査プロジェクトからの情報 収集.....	48
2. 2 確率論的リスク評価に関連する評価技術の整備 .....	50
(1) レベル 2PRA 手法の整備 .....	50
(2) レベル 3PRA 手法の整備 .....	58
2. 3 環境影響評価手法の整備 .....	64
(1) 放射性物質の環境拡散評価手法の整備 .....	64
(2) 遮蔽解析に係る技術的知見の整備 .....	85
3. ま と め .....	88
3. 1 成果の要点 .....	88
3. 2 目的の達成状況 .....	91
3. 3 成果の活用等 .....	92
参考文献一覧 .....	93
執筆者一覧 .....	99

## 表 目 次

表 2.1	主な実験解析条件 .....	13
表 2.2	SFP での事故進展解析の条件 .....	13
表 2.3	解析条件 .....	42
表 2.4	国際プロジェクト等の参加により得られた主な知見 .....	48
表 2.5	C-PDS の定義 .....	53
表 2.6	C-PDS と P-CET の分岐確率の関係 .....	54
表 2.7	大気拡散モデル WRF-Chem の主な仕様 .....	70
表 2.8	ROMS の主な仕様 .....	71
表 2.9	本研究で検討した入力データツール群による作成データ ....	72

## 目 次

図 1.1	安全研究プロジェクトの研究計画	4
図 1.2	安全研究プロジェクトの対象範囲	6
図 2.1	BWR5 Mark-II型 TQUV シーケンス 放射性物質の環境放出割合	9
図 2.2	PWR 代表 3 ループ AE- $\delta$ シーケンス 放射性物質の環境放出割合	9
図 2.3	実験体系の概要	14
図 2.4	実験解析の結果	14
図 2.5	燃料の配置パターンを考慮した輻射ネットワークのモデル化のイメージ	15
図 2.6	解析結果(化学反応熱及び崩壊熱)	15
図 2.7	解析結果(被覆管の最高温度)	16
図 2.8	事故進展解析結果に対するクラスタリング処理結果の例	20
図 2.9	DP モデルによる機器のモデル化方針	21
図 2.10	DP モデルによる 3 ループ PWR に対する解析結果例(水素濃度分布)	22
図 2.11	CIGMA(左)と VIMES(右)の実験装置概略図	27
図 2.12	CIGMA 実験 SB-AJ-03(左)および VIMES 実験(右)での初期ヘリウム濃度の鉛直分布	27
図 2.13	VIMES 実験の解析メッシュ	28
図 2.14	VIMES 実験での噴流衝突領域での流れ場比較	28
図 2.15	ヘリウム濃度の時系列変化の比較	28
図 2.16	CIGMA の解析メッシュ	29
図 2.17	鉛直方向流速コンター	29
図 2.18	ヘリウム濃度の時系列変化の比較	29
図 2.19	OpenFOAM コードによる ENACCEF-2 火炎加速実験に対する解析結果	32
図 2.20	1F4 R/B の解析モデル	33
図 2.21	水素濃度分布の解析結果の例	34
図 2.22	燃焼解析結果の例(4階東側の区画で着火したケース)	35
図 2.23	MELCOR における溶融デブリ拡がりモデルの設定法	39
図 2.24	OECD/NEA-CCI-3 実験解析の結果	40
図 2.25	解析体系モデルの概観	43
図 2.26	温度誘因破断の想定箇所	43

図 2.27	解析結果 .....	44
図 2.28	代表 BWR ペデスタル部の AUTODYN によるモデル化 .....	47
図 2.29	代表 BWR ペデスタル部のペデスタル剪断応力解析例 .....	47
図 2.30	S-CET (System-Containment Event Tree) の例 .....	55
図 2.31	P-CET (Phenomenologic-Containment Event Tree) の例 .....	56
図 2.32	炉心損傷シーケンスに対する条件付き格納容器機能喪失確率の 寄与割合 .....	57
図 2.33	中心線地表面濃度 (AE、セシウム-137、平均値) .....	61
図 2.34	中心線実効線量 (AE、平均値) .....	61
図 2.35	空間線量率の時間変化と OIL 設定値の関係 .....	62
図 2.36	MACCS2 で避難の設定に必要なパラメータ及び OIL 避難に係 るパラメータ .....	62
図 2.37	実効線量 (AE- $\delta$ 、平均値) .....	63
図 2.38	WRF-Chem による大気拡散計算の概念図 .....	73
図 2.39	試解析の計算領域 .....	73
図 2.40	セシウム 137 の大気中濃度 ( $\text{Bq m}^{-3}$ ) 及び空間線量率 ( $\text{iSv h}^{-1}$ ) の 観測値と計算値との比較 .....	74
図 2.41	空間線量率 ( $\text{iSv h}^{-1}$ ) の分布の観測値 (左上) と計算値 (右上) との比較 .....	75
図 2.42	ROMS による海洋拡散計算の概念図 .....	76
図 2.43	ROMS による試解析の計算領域 .....	77
図 2.44	放出開始から 5 日後の海面における溶存態の濃度分布 ( $\text{Bq m}^{-3}$ ) .....	78
図 2.45	図 2.44 の黒点における溶存態海面濃度 ( $\text{Bq m}^{-3}$ ) の時間変化	78
図 2.46	図 2.45 と同じ位置の水深約 50 m における濃度 ( $\text{Bq m}^{-3}$ ) の時間 変化 .....	79
図 2.47	大気拡散モデルと結合した海洋拡散モデルの概念図 .....	79
図 2.48	WRF-Chem (青線) から ROMS (赤線) への座標変換の模式図	80
図 2.49	大気からの沈着由来のソース ( $\text{Bq m}^{-2} \text{h}^{-1}$ ) .....	81
図 2.50	放出開始から 1 か月後の海面におけるトレーサ .....	82
図 2.51	4 月 11 日 0 時と 5 月 1 日 0 時の北緯 33 度における懸濁態濃度 ( $\text{Bq m}^{-3}$ ) の鉛直断面 .....	83
図 2.52	Domain1 及び Domain2 におけるトレーサの総放射能の推移 ( $\text{Bq}$ ) .....	83
図 2.53	拡散計算結果にスケールファクタを適用することによるソース タームの変更手法の概念図 .....	84

図 2.54	分布型流出モデルの概念図 .....	84
図 2.55	MCNPによる敷地境界線量計算におけるヒストリー数に伴う線量 評価値の推移 .....	87
図 2.56	MCNPによる敷地境界線量計算におけるヒストリー数に伴う線量 評価値の統計誤差の推移 .....	87

## 略 語 表

AICC	Adiabatic Isocholic Complete Combustion	断熱等容完全燃焼
BAF	Bottom of Active Fuel	有効燃料底部
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型軽水炉
CET	Containment Event Tree	格納容器イベントツリー
CFD	Computational Fluid Dynamics	数値流体力学
CIGMA	Containment InteGral Measurement Apparatus	大型格納容器実験装置
CSNI	Committee on the Safety of Nuclear Installations	原子力施設安全委員会
FCI	Fuel-Coolant Interaction	溶融燃料-冷却材相互作用
ISP	International Standard Problem	国際標準問題
JAEA	Japan Atomic Energy Agency	国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
KIT	Karlsruhe Institute of Technology	カールスルーエ工科大学
LES	Large Eddy Simulation	大渦シミュレーション
LP	Lumped Parameter	集中定数
LTSBO	Long-Term Station Black Out	長期間の所内電源喪失
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
NRC	Nuclear Regulation Commission	米国原子力規制委員会
NUPEC	Nuclear Power Engineering Corporation	(財)原子力発電技術機構
OECD	Organization for Economic Co-operation and Development	経済協力開発機構



PAR	Passive Autocatalytic Recombiner	静的触媒式再結合装置
PAZ	Precautionary Action Zone	予防的防護措置準備区域
PIRT	Phenomena Identification Ranking Table	重要現象ランキングテー ブル
PIV	Particle Image Velocimetry	粒子画像流速測定法
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型軽水炉
RANS	Reynolds Averaged Navier Stokes 又は Reynolds Averaged Numerical Simulation	レイノルズ平均数値解析
SBO	Station Black Out	所内電源喪失
SFP	Spent Fuel Pool	使用済燃料プール
SNL	Sandia National Laboratory	サンディア国立研究所
SOARCA	State-of-the-art Reactor Consequence Analysis	最新知見を反映した原子 炉における環境影響評価
STSBO	Short-Term Station Black Out	短期間の所内電源喪失
VIMES	VIvisualization and MEasurement on Stratification behavior	小型密度成層挙動可視化 実験装置

## 1. はじめに

### 1. 1 背景

軽水炉の安全性を確認するために実施される格納容器破損防止等に係る解析では、事故の影響が及ぶ広範な領域における幅広い事故シナリオに対して決定論的評価及び確率論的評価の両面から格納容器機能喪失、ソースターム、環境影響等のリスクを評価することが重要である。これらに対する評価手法はこれまでも国内外の研究活動を通じて醸成されてきているが、継続的な安全性の向上のためには絶えず最新の知見を反映した評価手法を取り入れることが重要である。

また既存の評価手法に対する技術的な成熟度についても継続的に確認を行うことが評価結果の信頼性の維持向上の観点で重要であり、評価手法自体が有する評価の不確かさも含めて、手法の高度化を継続することもまた必要であると考えられる。

### 1. 2 目的及び概要

本安全研究プロジェクトでは、格納容器機能喪失に至るような事故の進展、格納容器への負荷となる直接的な要因及びそれらが発生する頻度とともに、環境へのソースターム及び環境影響並びに原子力発電所内の作業従事者及び周辺公衆の被ばく影響を評価するための最新知見を取入れた手法を整備すること、また既存の解析コードを改良する等して評価手法の高度化を目指すことを目的に、決定論的手法及び確率論的手法の両面で解析手法を整備する。本安全研究の研究計画を図 1.1 に示し、図 1.2 に本研究プロジェクトが対象とする範囲を示す。以下、各項目の研究概要を述べる。

なお、本安全研究プロジェクトは平成 29 年度から令和 4 年度までの 6 カ年で実施するものであり、平成 30 年度までは、計画どおり進んでいる。本中間報告は主に平成 29 年度及び平成 30 年度に実施した研究成果をまとめたものである。

#### (1) 格納容器破損防止対策評価手法の整備

軽水炉の重大事故に関する解析評価では、プラント全体を考慮し、幅広いスケールに及ぶ多数の物理化学現象の相互作用を扱う総合現象解析コード (Integral Code) を用いるアプローチにより、炉心損傷後の事故進展及びその結果としての格納容器負荷を評価する。また、格納容器破損につながる負荷の要因となる特定の複雑な物理化学現象については、空間及び時間的に高い解像度を有する個別現象解析コード (Dedicated Code) を用いるアプローチにより評価する。そこで、重大事故解析を実施するために、上記 2 種類のアプローチを併用した解析手法の整備を進める。

また、これらに関連する国際協力実験等への参加を通じて、国際的にコンセンサスの得られた実験データ並びに解析コード及びその用法に関する最新の知見を取得する。具体的には以下の安全研究を進めている。

### ①総合現象解析コードによる評価手法の整備

米国サンディア国立研究所が開発を行っている総合現象解析コード MELCOR により国内 PWR 及び BWR を対象とした事故進展解析を実施し、ソースタームの類型化を行う手法を整備する。また、使用済燃料プール（以下「SFP」という。）の重大事故時に想定される特有の現象や事故進展に着目した MELCOR による事故進展解析手法を整備する。

### ②個別現象解析コードによる評価手法の整備

格納容器等の水素分布に影響する広範な事故シナリオを包絡する解析評価を実施するために、シナリオクラスタリングを活用した代表事故シーケンスの抽出手法、GOTHIC 分布定数モデルを活用した実機解析モデルの作成手法等を整備する。また、火炎加速現象に着目した解析手法を整備する。

安全研究プロジェクト「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」で開発中の解析コードを活用して既往の MCCI 実験解析を行い、MELCOR で動作している MCCI の解析モジュールのモデルパラメータの設定を最適化するための知見を取得する。

格納容器雰囲気及び構造の温度分布を考慮した負荷評価を実施するため、数値流体力学による温度分布評価手法を整備する。

沸騰水型軽水炉ペDESTALでの溶融物接触に伴う構造物変形に関する評価手法の検討を進める。

また、経済協力開発機構原子力機関原子力施設安全委員会（以下「OECD/NEA/CSNI」という。）が主催する軽水炉の重大事故に関する個別現象の実験等に参加し、実験データ等の成果を取得する。

## (2) 確率論的リスク評価に関連する評価手法の整備

平成 25 年に改正された「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」<sup>(参1)</sup>により、事業者に対する「安全性の向上のための評価」の実施が規定され、個別プラントのリスクプロファイルを明確化するために、レベル 2 までの確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）が実施されている。将来的な安全性向上評価等のガイド<sup>(参2)</sup>の改定等による安全性に係る評価の高度化、新検査制度の的確な運用等に資するため、レベル 2PRA に関連する評価手法の整備を進める。

また、東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）事故後の国際的な動向を踏まえて、確率論に立脚した評価手法の整備が求められている。今後の PRA の成熟状況に応じて、将来的な実用発電用原子炉施設での立地特性を踏まえたサイト外のリスク評価を実施するために、レベル 3PRA 手法を活用したリスク評価に向けた検討を進める。

### (3) 環境影響評価手法の整備

#### ①放射性物質の環境拡散評価手法の整備

1F 事故では、1号機から3号機までが炉心損傷し、大量の放射性物質が環境に放出され、大気中及び海洋に拡散した。このため、敷地境界近傍等の計測値及び数値解析を組み合わせた放射性物質の環境への放出量評価を目的として、大気拡散モデル WRF-Chem 及び海洋拡散モデル ROMS から成る統合的評価手法の検討を行う。

#### ②遮蔽解析に係る技術的知見の整備

緊急時対策所等の居住性に係る被ばく評価の精度向上のため、直接線及びスカイシャインによる被ばく評価の不確かさ等について知見を得るために、モンテカルロ法計算コード MCNP を用いて、加圧水型軽水炉の格納容器等を線源とするスカイシャイン計算について、分散低減法で用いられるパラメータの感度解析を行う。

また、統計的手法であるモンテカルロ法による解析結果の妥当性を判断するため、計算経過における解析結果及び相対誤差等の統計指標の変化について検討する。

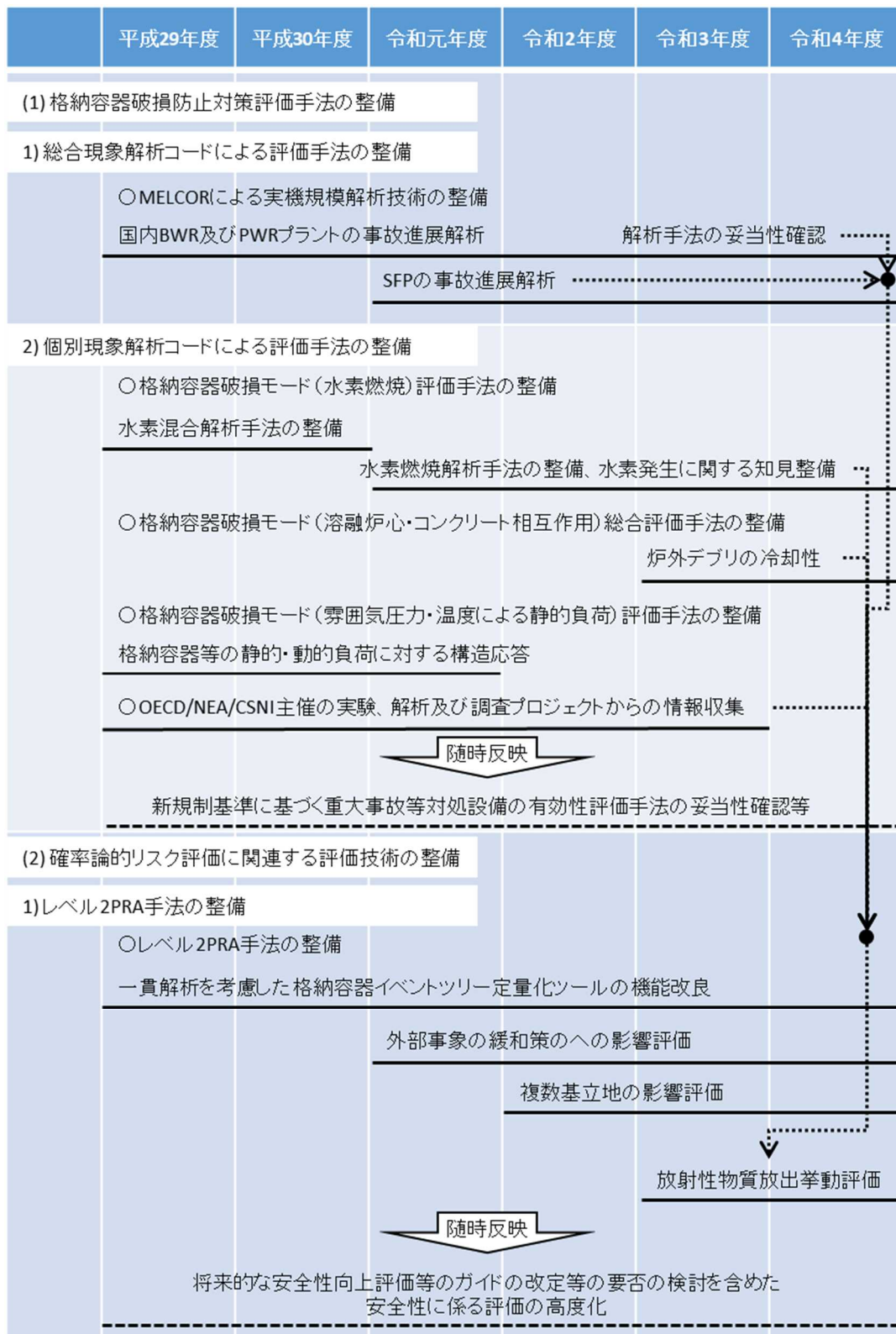


図 1.1 安全研究プロジェクトの研究計画

Fig. 1.1 Time schedule of the safety research project

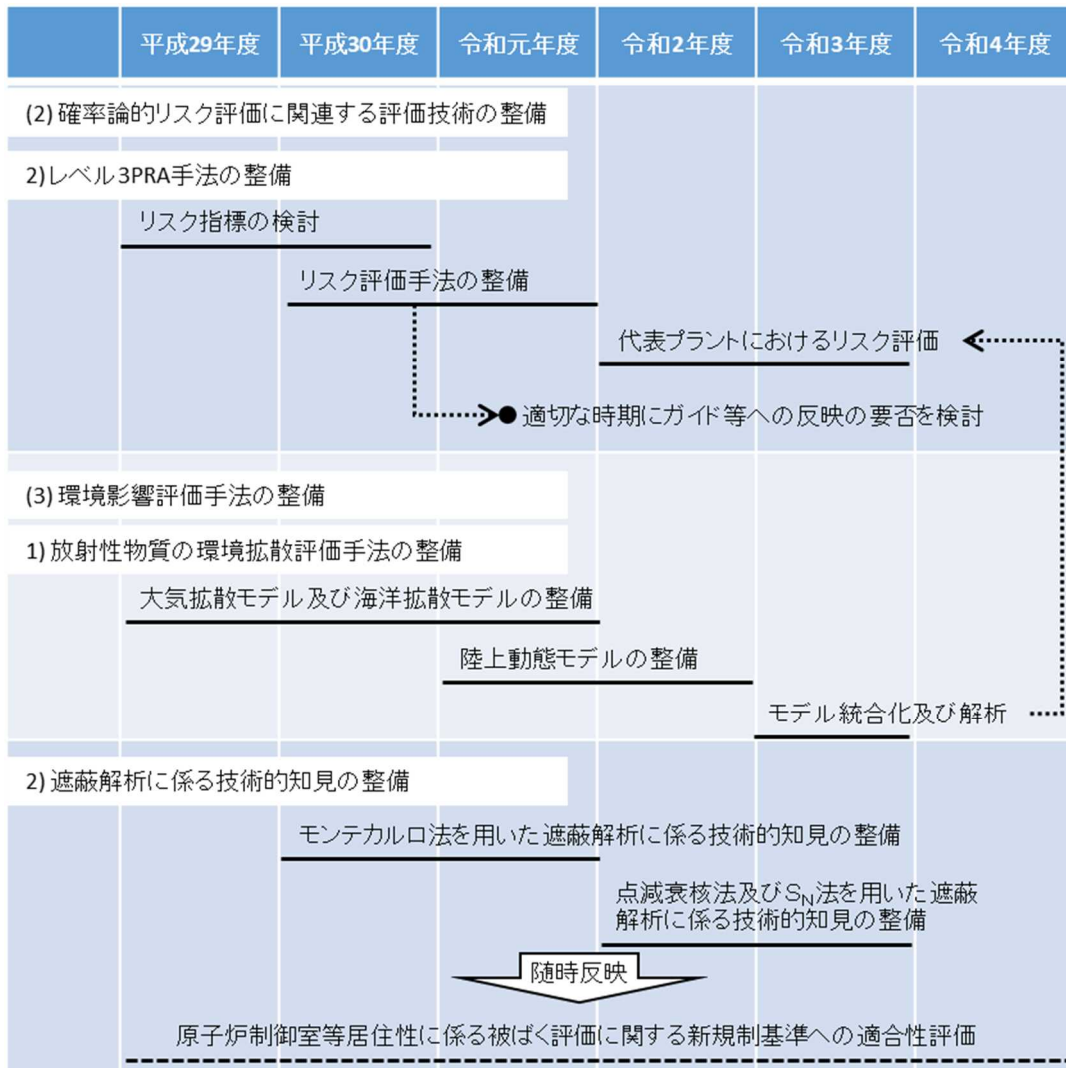


図 1.1 安全研究プロジェクトの研究計画

Fig. 1.1 Time schedule of the safety research project

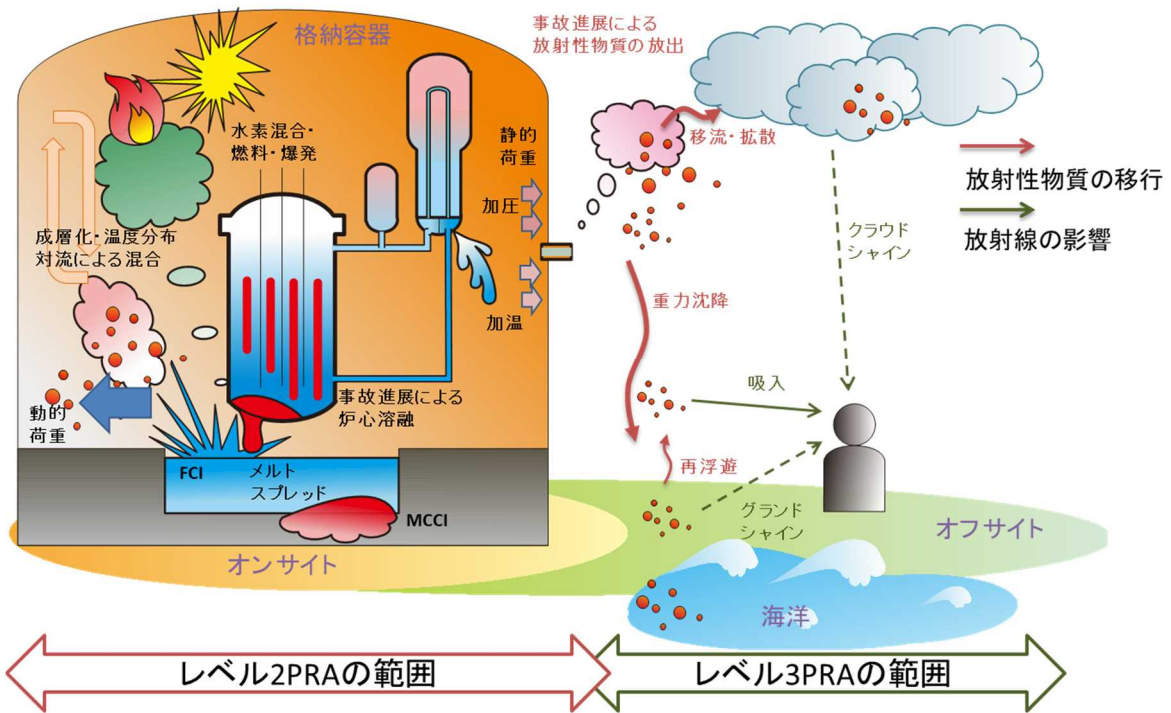


図 1.2 安全研究プロジェクトの対象範囲

Fig. 1.2 Scope of the research project

## 2. 本論

### 2. 1 格納容器破損防止対策評価手法の整備

#### 2. 1. 1 総合現象解析コードによる評価手法の整備

##### (1) 事故進展解析とソースターム評価手法の高度化

#### ① 研究概要

米国 NRC (Nuclear Regulatory Commission: 米国原子力規制委員会) は、SOARCA (State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses: 最新知見を反映した原子炉における環境影響評価) プロジェクトの中で、米国 BWR 及び PWR の 2 つのパイロットプラントを対象にして重大事故時の放射線による健康への影響評価を進めている<sup>(参 3,4)</sup>。従来の決定論的な評価モデルに基づき、複数の不確実さパラメータをランダムサンプリングして入力データとして与え、ソースタームの不確実さ解析を実施し、回帰分析手法によって重要な不確実さパラメータのランク付けを行っている。1F 事故で SBO (Station BlackOut: 所内電源喪失) が注目されたこと、他シーケンスと比較した起因事象発生頻度の大きさ、重要物理現象の説明性等の観点から、対象シーケンスには STSBO (Short-Term Station BlackOut: 短期間の所内電源喪失) 及び LTSBO (Long-Term Station BlackOut: 長期間の所内電源喪失) が選定されている。

このような背景の中で、本研究では最新知見を取り入れた MELCOR モデルの整備を進めている。特に SOARCA プロジェクトの動向に注目しつつ、その他の最新知見も参考にして物理モデルのパラメータや、事故シーケンスに関する不確実さに起因する解析結果の不確実さを考慮可能な解析手法を検討している。対象シーケンスは SOARCA のように SBO のみに限定せず、予防的防護措置範囲 (以下「PAZ」という。) 検討時に対象とした AM 策の有無を含めた複数シーケンス<sup>(参 5,6)</sup>を選定している。このように整備した MELCOR モデル、選定した対象シーケンスを用いて、MELCOR の最新バージョン<sup>(参 7)</sup>により国内 BWR 及び PWR の代表プラントの事故進展解析及びソースターム解析を実施する。

#### ② 実施内容

##### a. MELCOR コードのバージョンの差の確認

MELCOR コードの旧バージョン (1.8.5) と最新バージョン (2.1) の主要なモデルの差は、炉心溶融進展時の溶融プールの模擬、下部ヘッド形状の詳細度、原子炉容器内の支持及び非支持構造物の模擬等である。これらのモデルの使用によって、炉心溶融進展、特に下部ヘッド破損のタイミングが遅れる傾向にあることを確認した。

##### b. ノーディング変更等のモデル高度化

各プラントモデルについて以下のノーディング変更等を行い、MELCOR の最新バージョンで解析結果の妥当性を確認した。



BWR5 Mark-II 改良型については、SOARCA のノーディングを参考にして、主蒸気配管の細分化、炉心及び下部プレナムの分割数の変更、炉内及び炉心上部構造物の設定、逃がし安全弁の故障モデル及びクリーブ破損モデルを追加した。主要な結果として、トランジェント+給水喪失+高圧注入失敗+低圧注入失敗（以下「TQUV」という。）シーケンスにおける放射性物質の環境放出割合を図 2.1 に示す。

PWR 代表 3 ループについては、SOARCA のノーディングを参考にして、RCP シール LOCA モデルの設定、炉心及び上部プレナム領域モデルの設定、蒸気発生器 1・2 次系領域モデルの設定、格納容器の分割方法の変更、炉心下部構造物モデルの変更、安全弁及び逃がし弁の開固着モデルの変更、クリーブ破損モデルの追加等を行った。また、過渡事象の進展中にリスクとなる場合がある温度誘因の蒸気発生器伝熱管破損、LOCA 等を適切に取り扱うために、1 次系内の蒸気流と液流れの対向流現象を模擬するためのノーディングの変更も検討している。主要な結果として、大 LOCA+ECCS 注入失敗+過圧破損（以下「AE- $\delta$ 」という。）シーケンスにおける放射性物質の環境放出割合を図 2.2 に示す。

PWR 代表 4 ループについては、PAZ 検討時の MELCOR でのノーディングを参考にして計算のロバスト性能を向上することを目的としてモデル全般を改良中である。

#### c. MCCI の設定

MCCI によるコンクリート侵食については、OECD/NEA MCCI プロジェクトにおける CCI-3 試験<sup>(参8)</sup>の検証解析に基づき MELCOR の MCCI モデルパラメータを調整し、試験結果を包絡できるようにした。

#### d. ツールの整備

不確実さ解析における大量ケースの解析実施を想定して、MELCOR の解析から後処理までの一連の操作を自動化するためのツール整備を行った。本ツールは Windows 及び並列計算機環境ともに対応しており、不確実さ解析での入力パラメータのランダムサンプリング結果を入力デッキに反映する機能や、ユーザが指定した主要事象発生時刻一覧及び結果図を後処理で作成する機能がある。このような機能追加/改良によって、結果の分析が著しく効率化した。

### ③ 今後の研究計画

平成 30 年度までに実施した国内 BWR 及び PWR プラントに対する事故進展解析の結果に加えて、ソースターム及び放出タイミングに着目した不確かさパラメータを選定して事故進展解析を実施する。このように拡充する事故進展解析結果等に基づき、レベル 2PRA のための放出カテゴリの整理及びソースターム評価を実施する。また、整備した解析手法は 1F 事故分析等にも活用する予定である。

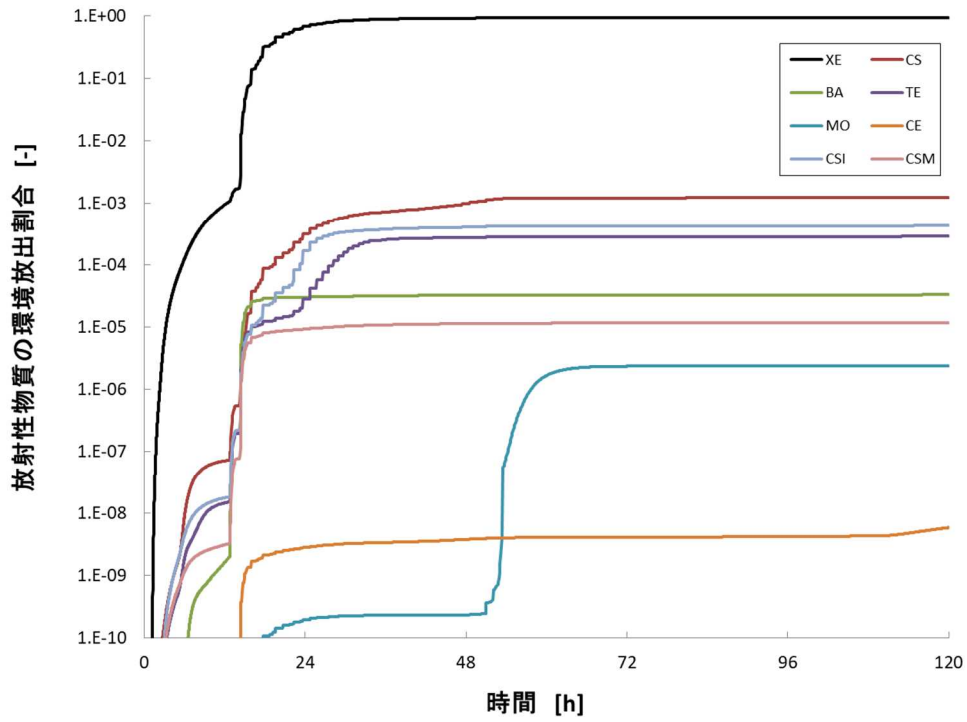


図 2.1 BWR5 Mark-II 型 TQUV シーケンス 放射性物質の環境放出割合  
 Fig. 2.1 BWR5 Mark-II fission products release rate to the environment (TQUV)

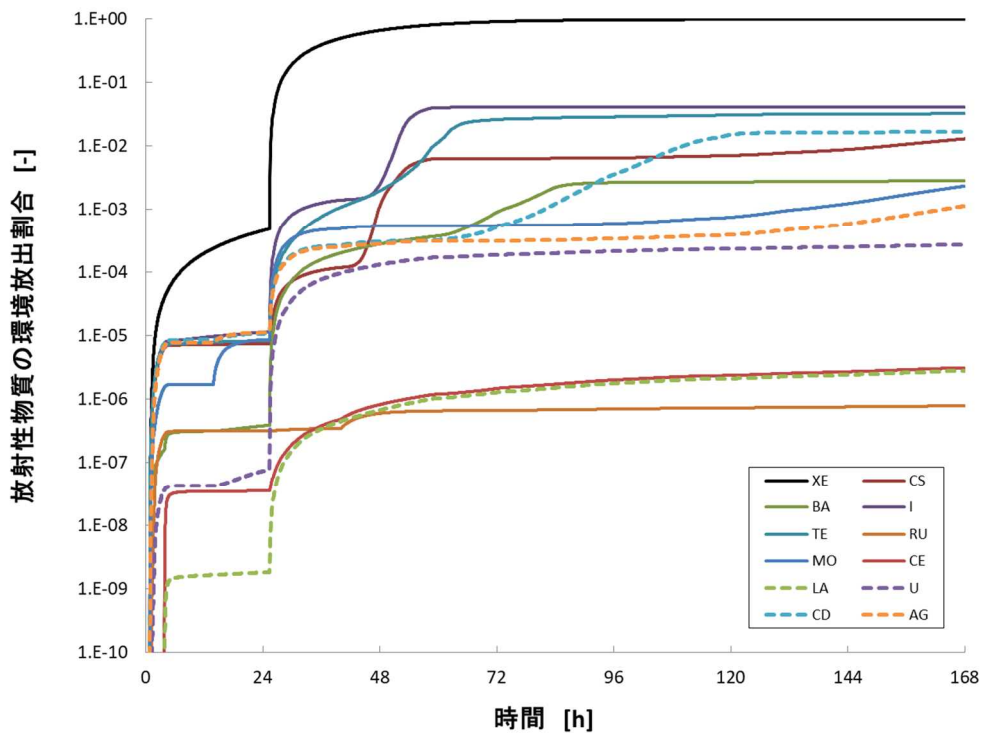


図 2.2 PWR 代表 3 ループ AE- $\delta$  シーケンス 放射性物質の環境放出割合  
 Fig. 2.2 3Loop PWR fission products release rate to the environment (AE- $\delta$ )

## (2) 使用済燃料プールでの事故進展解析

### ① 研究概要

使用済燃料プール（以下「SFP」という。）では、燃料集合体のインベントリ（集合体数、放射性物質等）、冷却材のインベントリが原子炉内と異なることから、事故進展の様態が原子炉内の重大事故時とは異なる。

燃料集合体が露出するような事故では、原子炉内では蒸気と被覆管の酸化反応が支配的であるのに対して、SFPでは使用済燃料が建屋内に存在する空気に曝されることにより、空気中の酸素と被覆管の酸化反応が発生する。このため OECD/NEA の SFP に関する重要現象ランキングテーブル（以下「PIRT」という。）<sup>(参9)</sup>では、空気-蒸気混合雰囲気条件下での燃料被覆管の酸化反応が、蒸気単成分のそれと比較して挙動が異なることや、空気中に含まれる窒素が酸化反応に及ぼす影響を考慮した酸化反応モデルを検討することが研究課題として挙げられている。

本研究<sup>(参10)</sup>では MELCOR に実装されている酸化モデルを対象に、空気-蒸気混合気環境下における酸化挙動、燃料露出後の熱伝達挙動等に着目した実験解析を通じた解析モデルの検討を行っている。これらの検討結果を反映し、代表的な BWR プラントの SFP における事故進展解析を実施し、酸化挙動の違いによる事故進展への影響を分析している。

### ② 実施内容

#### a. 空気-蒸気条件下の被覆管酸化挙動解析

空気-蒸気条件下の被覆管酸化挙動は、蒸気による酸化と酸素による酸化の進展挙動が異なることから、SFP での重大事故において燃料の損傷挙動に大きく影響する重要現象である。MELCOR における被覆管の酸化モデル<sup>(参11)</sup>は、酸化物の質量変化をアレニウス型の相関式（以下「アレニウス式」という。）でモデル化される。このように記述されるモデルは、蒸気または酸素いずれかによる単成分条件下での燃料被覆管酸化反応に対してアレニウス式の係数の組合せが定義され適用されるものであり、SFP で問題となるような空気と蒸気が混在するような条件に対する係数は定義されていない。

そこで、本研究ではドイツ KIT (Karlsruhe Institute of Technology: カールスルーエ工科大学) で実施された空気-蒸気条件下における酸化試験<sup>(参12)</sup>を対象として実験解析を行い、実験で観測された幅広い温度、酸素割合での酸化反応を包絡するようにアレニウス式の係数をフィッティングした酸化反応速度を求めた。

実験解析の体系を図 2.3、主要な解析条件を表 2.1 に示す。また、解析結果を図 2.4 に示す。図中破線で示す本解析結果は、低酸素濃度下及び高酸素濃度下それぞれでの被覆管酸化速度に沿った挙動を示す結果が得られた。

しかし、実験で観測されている空気割合 50%と 90%の酸化反応速度の違いが、本解析結果では再現できていない。その要因は、適用した解析モデルが、酸素による酸化反応を他の反応よりも優先して計算することによる。これは、蒸気による酸化反応によって生じた

水素が、系内に空気として存在する酸素と再結合し蒸気に還元されることで、水素及び酸素の収支が見かけ上では蒸気による酸化反応ではなく、空気による酸化反応と同等となることによる。なお、実験では空気中に存在する窒素によって被覆管上の酸化被膜の崩壊が事故の進展速度に対して早まる傾向が認められるなど空気環境下特有の反応が確認されている<sup>(参12)</sup>。これらの複雑な酸化反応による被覆管酸化挙動については、引き続き分析を続ける。

#### b. BWR 実機を想定した SFP での事故進展の感度解析

SFP における重大事故のうち LOCA の場合には、漏洩の発生の位置によって事故進展の挙動が異なる場合がある。具体的には、BWR の燃料集合体にはチャンネルボックスが設置されており、SFP 底部で漏洩が発生する場合は、自然対流によって集合体下部から空気及び蒸気が継続的に供給されることから、これらによる酸化反応が顕著となると考えられる。一方で、有効燃料底部（以下「BAF」という。）高さ付近で漏洩が発生する場合には BAF 付近に液面が形成されることから自然対流による冷却が阻害されると考えられる。

このようなシナリオの違いを分析するため、国内の代表的な BWR プラントの使用済燃料プール実機を対象に、SFP 底部または BAF 高さ付近で漏洩が発生する場合をそれぞれ想定して解析を行い、事故進展の挙動の傾向を確認した。また、緩和策として底部での漏洩の場合にスプレイ冷却を実施した場合に、その後の事故進展に与える影響について解析的に検討を行った。表 2.2 に主要な解析条件を示す。本解析では SFP が原子炉側から切り離されることで相対的に冷却材の保有量が少なくなるスクラム後約 10 日に LOCA が発生することを想定した。SFP に含有される運転サイクルや冷却サイクルの異なる燃料の崩壊熱及び放射性物質のインベントリは核分裂生成物評価コード ORIGEN<sup>(参13)</sup> を用いて計算した。

解析結果によれば、LOCA によって燃料集合体が露出した後には燃料集合体間の熱伝達形態として輻射が支配的になる。輻射熱伝達は高温の燃料と低温の燃料の表面温度の温度差及び隣接する燃料と接する面積をパラメータとして熱伝達モデルが構成されているために、燃料集合体の燃料配置のパターンによって事故進展が大きく変化する。そこで、そのような燃料配置のパターンが解析結果に及ぼす影響を把握するために図 2.5 に示すように SFP 内の燃料集合体の配置をネットワーク化することで、燃料配置のパターンによる輻射熱伝達の違いを考慮した。

図 2.6 に代表例として高発熱の燃料が隣り合わない配置における酸化反応による発熱量の解析結果を示す。漏洩を仮定する高さの違いによって、燃料温度の挙動が大きく異なる結果となった。BAF 高さ付近での漏洩の場合には、SFP 下部に残存する水位によって燃料集合体間の流路が閉塞され、燃料集合体間のチムニー効果による自然対流が建屋雰囲気を引き込むことによる酸素供給量が低下するために、酸化反応による発熱が小さくなったものと考えられる。このため、燃料集合体の温度上昇は事象開始約 15 時間後には、底

部での漏洩を仮定した場合に見られる酸化反応による発熱は、BAF 高さでの漏えいを仮定した場合には有意に観測されず、図 2.7 に示すようにその後の被覆管温度の上昇幅に違いが生じた。

すなわち、BAF 高さ付近での漏洩の場合には、底部での漏洩の場合より遅れて被覆管温度が上昇するものの再び被覆管温度が低下し、その後は SFP 底部での漏洩に比べて低い温度で推移する結果となった。

### ③ 今後の研究計画

本研究では、原子炉から全燃料集合体の輸送が完了すると見込まれるスクラム後約 10 日という崩壊熱の高い条件での解析を実施しその挙動の傾向を確認した。

今後は、この知見をもとに崩壊熱を低くした場合に同様の挙動が事故進展を支配する領域の境界を探るとともに、自然対流による事故進展、燃料集合体の配置の異なる条件での解析結果を拡充する。

また、SFP-PIRT で課題としてあげられた各課題のうち、特にスプレイ冷却のモデルの高度化を進める。

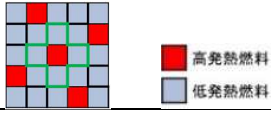
表 2.1 主な実験解析条件

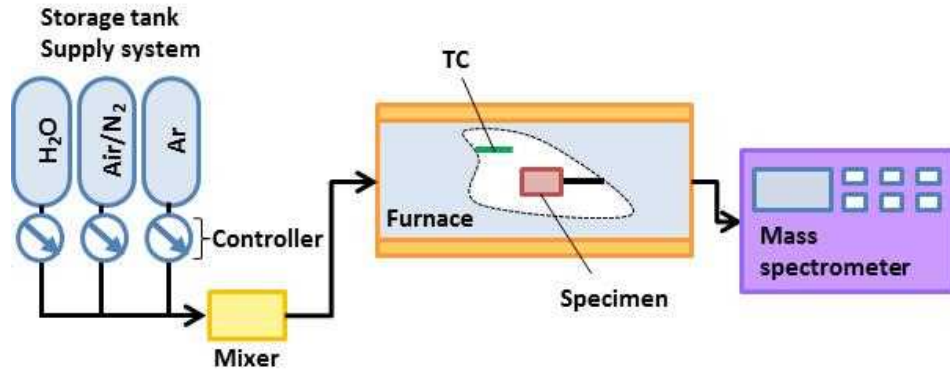
Table 2.1 Major analytical conditions for experimental analysis

主要項目	実験解析条件
初期 Zr 質量	$2.9 \times 10^{-3}$ kg
初期酸化被膜厚さ	15 $\mu$ m 相当
加熱時間	1 時間
混合ガス	蒸気、空気、窒素、アルゴン
加熱炉体系	32 mm(半径) 600 mm(長さ)

表 2.2 SFP での事故進展解析の条件

Table 2.2 Analytical conditions for accident progression analysis on SFP

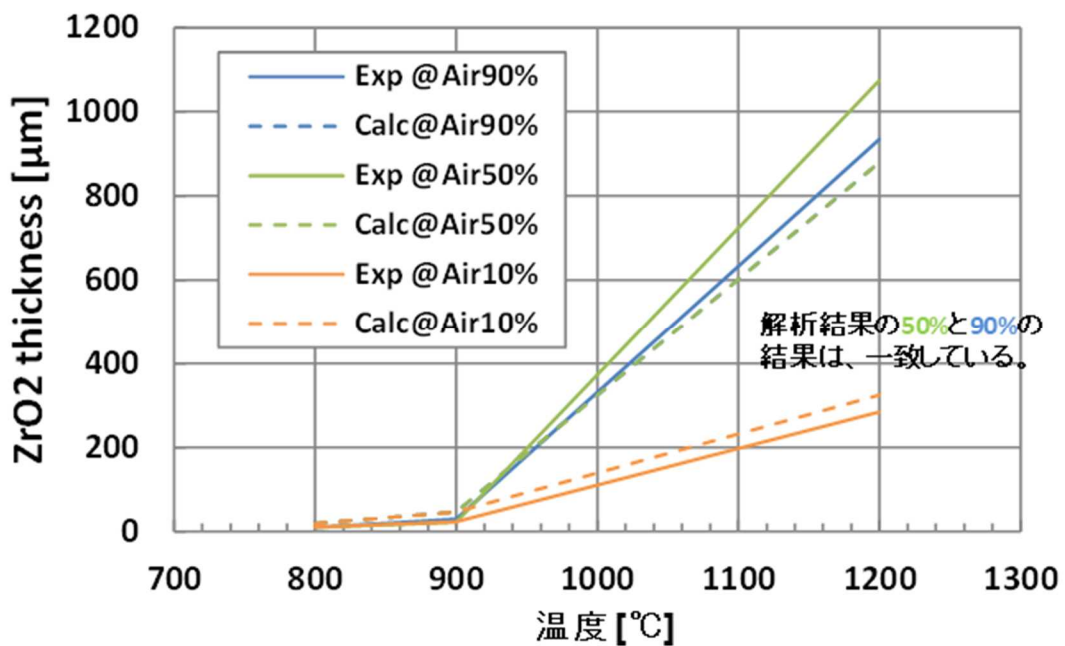
項目	解析条件
熱出力	10.7 kW/ 集合体 (最大) 約 3.3 MW (合計)
燃料集合体数	約 2,500 体
事故シナリオ	LOCA (0.01 m <sup>2</sup> )
燃料配置	分散配置 (高発熱 : 低発熱 = 1 : 4) 
解析コード	MELCOR 2.1
酸化モデル	PSI モデル



出典) 小城烈、堀田亮年「使用済燃料プールにおける冷却機能喪失事故及び冷却材喪失事故に関する解析 - 空気-蒸気混合気環境下における酸化モデルを用いた事故進展解析 -」日本原子力学会 2019 年春の年会、茨城大学、3 月 20 日～22 日、2I17 (2019). (参<sup>10</sup>)

図 2.3 実験体系の概要

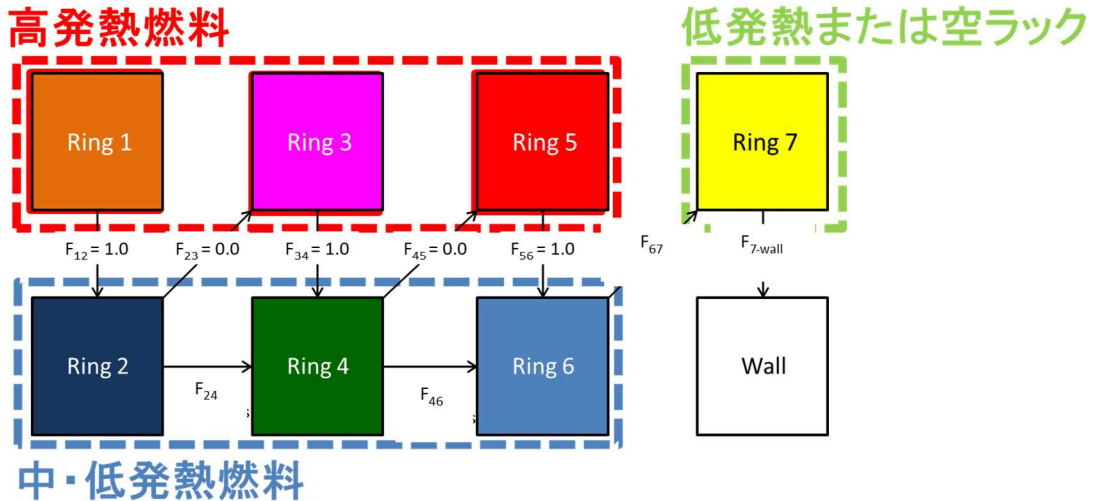
Fig. 2.3 Schematic view of the experiment



出典) 小城烈、堀田亮年「使用済燃料プールにおける冷却機能喪失事故及び冷却材喪失事故に関する解析 - 空気-蒸気混合気環境下における酸化モデルを用いた事故進展解析 -」日本原子力学会 2019 年春の年会、茨城大学、3 月 20 日～22 日、2I17 (2019). (参<sup>10</sup>)

図 2.4 実験解析の結果

Fig. 2.4 Results of experimental analyses



出典) 小城烈、堀田亮年「使用済燃料プールにおける冷却機能喪失事故及び冷却材喪失事故に関する解析 - 空気-蒸気混合気環境下における酸化モデルを用いた事故進展解析 -」日本原子力学会 2019 年春の年会、茨城大学、3 月 20 日～22 日、2I17 (2019). (参<sup>10</sup>)

図 2.5 燃料の配置パターンを考慮した輻射ネットワークのモデル化のイメージ  
 Fig. 2.5 Image of network modeling for radiation heat transfer considering fuel loading patterns

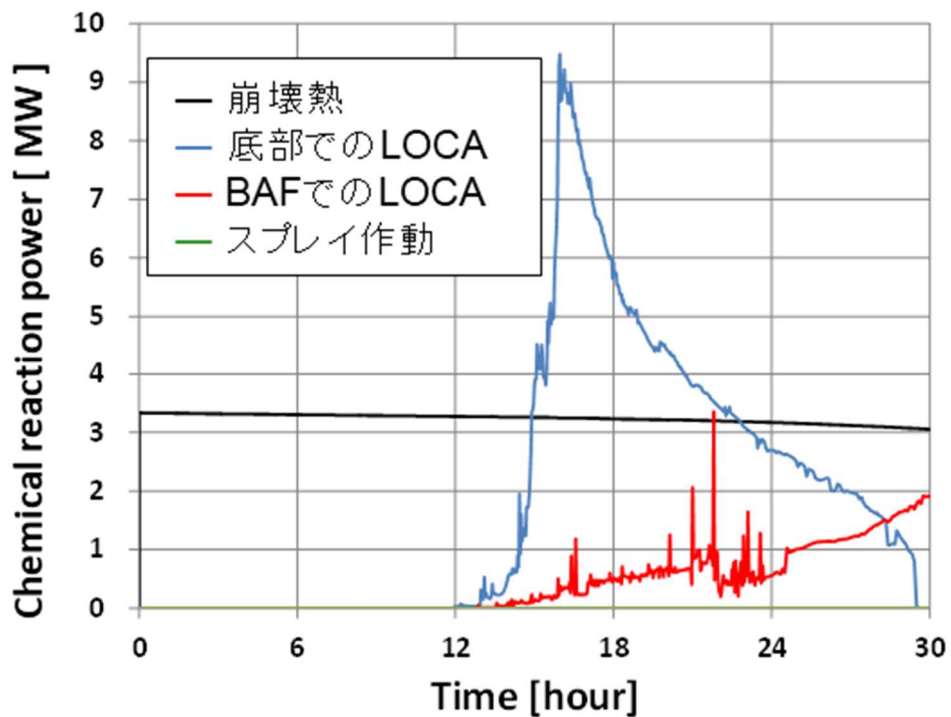


図 2.6 解析結果(化学反応熱及び崩壊熱)

Fig. 2.6 Results of chemical reaction heat and decay heat



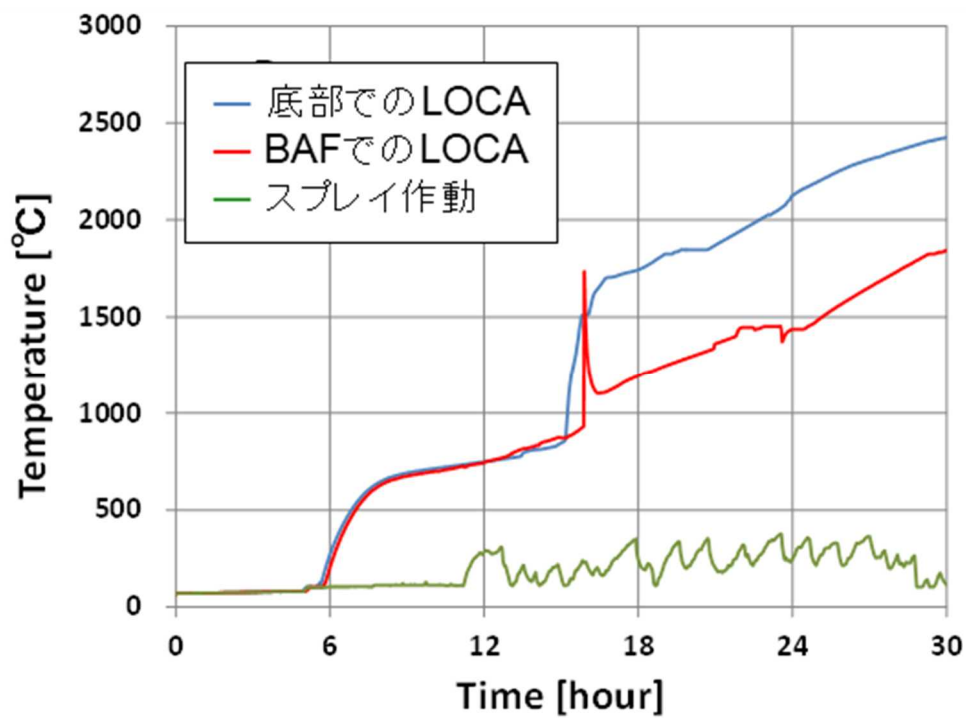


図 2.7 解析結果(被覆管の最高温度)

Fig. 2.7 results of temperature on the cradding surface

## 2. 1. 2 個別現象解析コードによる評価手法の整備

### (1) 格納容器破損モード（水素燃焼）

本研究で扱う格納容器破損モード（水素燃焼）に関する評価手法は大きく3つのパートから成り、事故シーケンスの特徴を踏まえて重大事故時の格納容器内に放出される水素量等を評価すること（水素発生条件評価部）、空間の局所性を考慮した水素濃度分布を評価すること（水素混合評価部）、並びに分布した水素濃度に対して着火した場合の火炎伝播及び構造への影響等を評価することに適した評価手法を整備することを主要な研究分野として位置付けている<sup>(参14)</sup>。以下、それぞれの研究分野に関する進捗を述べる。

#### ① 水素混合

##### a. 実機格納容器に対する水素濃度分布評価手法<sup>(参15)</sup>

###### (a) 研究概要

重大事故の際に、格納容器内に水素濃度がどのように分布するかは、炉心損傷に至る事故がどのように進展したかに影響を受けることを考慮することが重要である。これは、格納容器へ放出される水素の総量、単位時間あたりの放出割合、格納容器へ放出された後の混ざりやすさ、水素対策による濃度制御などの、水素に関する解析の評価条件である。このため本研究では主に次の二つの柱を立てて、実機格納容器に対する水素濃度分布評価体系を構築することを進めている。

- 事故のシナリオを概ね包絡する代表事故シーケンスの合理的な選定手法（水素発生条件評価部）
- 格納容器の内部構造の形状の影響を考慮した濃度分布評価手法（水素混合評価部）

水素発生条件評価部は MELCOR 等による事故進展解析の結果を類型化したデータ、水素今晩評価部は詳細な格納容器熱流動解析コード GOTHIC（以下「GOTHIC」という。）<sup>(参16)</sup>の三次元詳細解析体系によって整備する。

###### (b) 実施内容

##### ア. 水素発生条件評価部による代表事故シーケンスの選定手法

本研究では、2.1.1で述べたように MELCOR 解析の自動化ツールなどを活用して事故進展を解析した結果から、水素発生量等の主要なパラメータの情報を得る。得られた事故進展解析結果は、シナリオクラスタリング（以下「クラスタリング」という。）を活用した類型化処理を施す。クラスタリングを持ち込む利点は、格納容器への水素放出等の任意のトレンドに対して、その類似性を解析して共通性のあるデータを関連付けることができる点にある。本研究では、代表的なクラスタリング手法の中から K-means 法を選択した。K-means 法を選ぶ利点は、クラスタリングの入力となる事故進展の時系列データに基づき、

類似性のあるグループの 5%、95%信頼度値、平均値等の統計的な処理が施された時系列データを出力することができる点にある。

図 2.8 に実際に MELCOR の事故進展解析で得られた炉心での水素発生量にクラスタリングを施した結果の例を示す。クラスタリング処理する MELCOR の解析結果は、代表的な 3 ループ PWR モデルに対する 100 ケース分の事故進展解析結果を用いた。クラスタリングした結果は、図 2.8 に示す事例では大破断 LOCA、小破断 LOCA 及び過渡事象の起因事象、事故進展中の ECCS 注水の有無などの違いによってそれぞれ異なるクラスター（クラスタリングによって類型化されるグループ）に分類された。

このようにして準備される事故進展の情報に基づき、GOTHIC の分布定数モデル（以下「DP モデル」という。）によって空間の局所性に配慮した水素濃度分布評価（以下「GOTHIC 解析」という。）<sup>(参16)</sup> を行う。

#### イ. 水素混合評価部による格納容器構造を踏まえた水素濃度分布評価手法

過年度に終了した安全研究プロジェクト（以下「前研究」という。）<sup>(参18)</sup> で報告したように、格納容器等での水素濃度分布の評価には、空間濃度の分布を求めるという特性上から数値流体力学（以下「CFD」という。）等の三次元詳細解析の適用が望まれる。

実際に実機体系で CFD を適用する場合には、巨大かつ複雑な空間に対して解析メッシュを用意することの困難さ、CFD での相変化等に関連する物理モデルの不十分さ等の課題がある。こういったことから、前研究から DP モデルを適用した三次元熱流動解析の手法を検討<sup>(参16)</sup> しており、NUPEC（旧財団法人原子力発電技術機構）が実施した水素混合挙動実験などに対する妥当性確認解析を実施してきた。本研究では、実機解析を行うための準備として、複雑な内部構造をモデル化する手段を検討している。

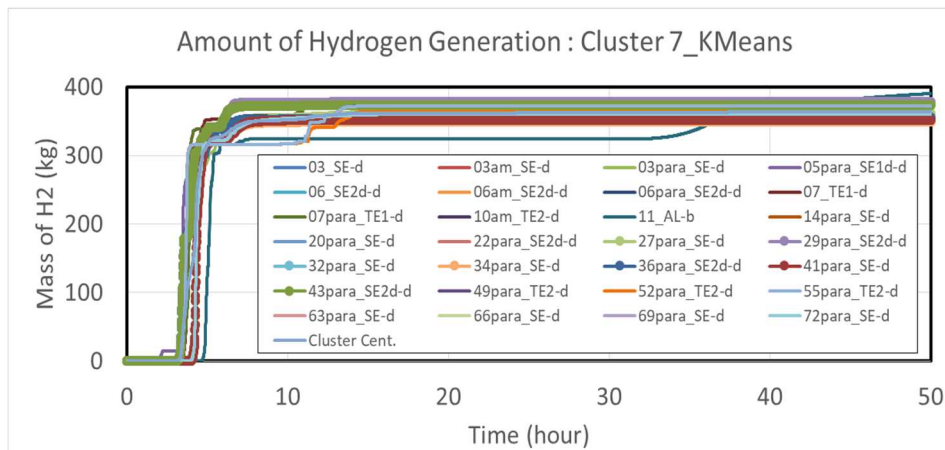
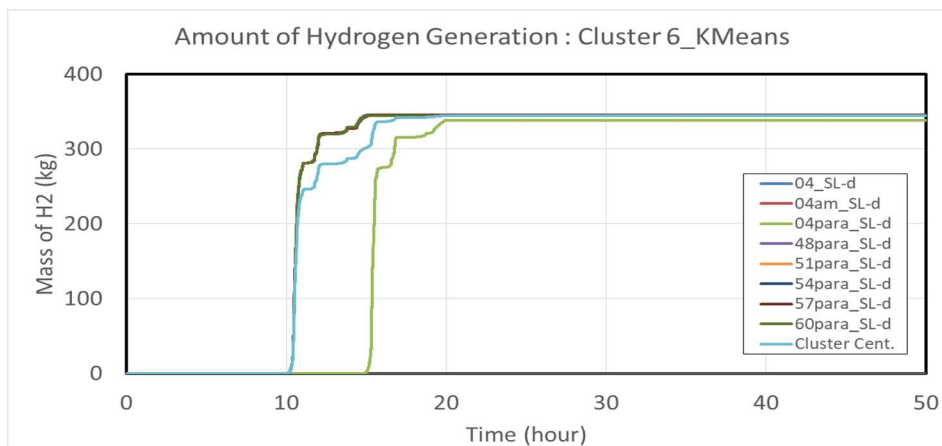
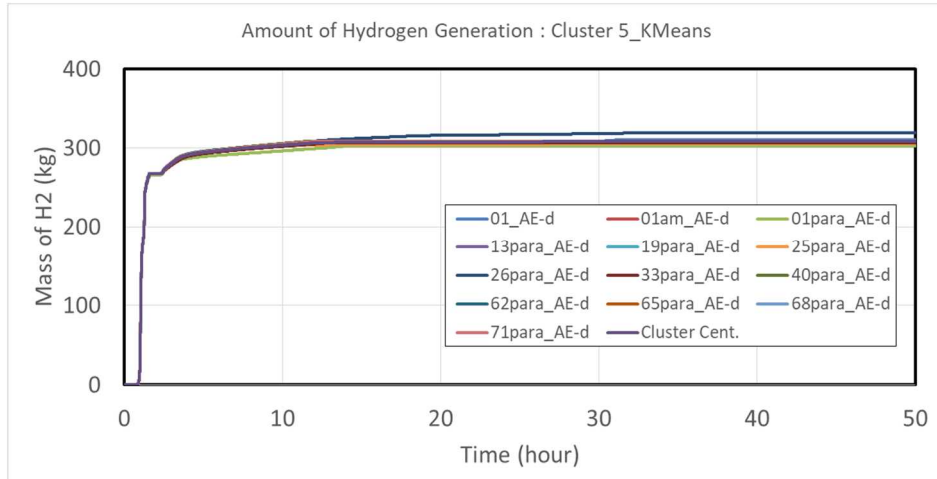
DP モデルは三次元直交座標系で離散化され、構造物は解析メッシュの空孔率や壁面透過率（以下「ブロックージ」という。）を設定することにより表現される。ブロックージは、矩形、円筒形、円環形等の抽象化された形状を組合せることにより、内部構造物などを設定する。ここでは、PWR の区画化された格納容器内部構造を模擬することを考慮し、一般的な形式の CAD データを読み込んで DP モデルのブロックージとして設定するためのコンバータツールを検討した。CAD で作成する形状データは、格納容器の外壁等を除く内部構造のみとして、直交座標系に沿うように適宜簡略化する必要がある。図 2.9 に主な形状を DP モデルでモデル化するための方針を示す。このようにして作成した形状データは、GOTHIC で認識可能な矩形、円筒形、円環形等の形状毎に分解してブロックージを設定するためのマクロファイルを出力する。

図 2.10 に上記手順によりモデル化した実機体系に対する参考解析結果を示す。解析体系は、代表的な 3 ループ PWR の形状をモデル化した。解析条件には、前項においてクラスタリング処理して取得したホットレグでの大破断 LOCA が支配的なクラスターから取得した炉内での水素発生量の時系列データを与えた。なお、触媒式水素再結合装置や電気式水

素燃焼装置などの水素緩和策は考慮していない。蒸気発生器室内のホットレグで放出された水素は、SG 室の区画構造に従ってプルーム状にドームへ分布する挙動が得られた。図 2.10 は、得られた瞬時の結果を汎用ソフトウェアで可視化し、DP モデルのブロックage 設定用のために作成した CAD データをコンター図に重ねて描画した。

(c) 今後の研究計画

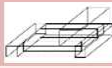
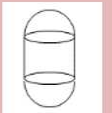

これまでに、本手法を構成する基本的な考え方及び関連するツールの整備が進んだ。今後、MELCOR の解析データベースの拡充の進捗に応じて、水素発生条件評価のシナリオクラストリングの適用性確認と代表事故シーケンス抽出を進めるとともに、水素混合評価部で使用する水素緩和策のモデル化、実機相当の GOTHIC 解析モデルによる水素混合分布評価を進める予定である。



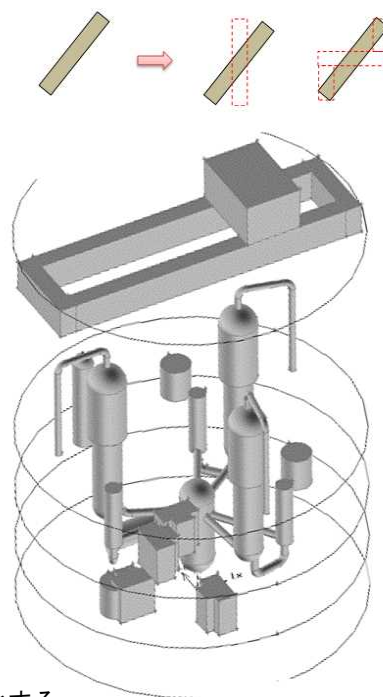
出典) 西村健、堀田亮年、「GOTHIC 分布定数モデルとシナリオクラスタリングを活用した水素分布解析手法に関する研究」、日本原子力学会 2018 春の年会、大阪大学、3 月 26 日～3 月 28 日、3K08(2018)。(参 15)

図 2.8 事故進展解析結果に対するクラスタリング処理結果の例  
 Fig. 2.8 Sample results of clustering process for accident progression analyses data

- 壁のモデル化方針  
BLOCK形状を使用する  
座標軸に対して斜めの壁は座標軸に平行な直方体で近似、  
または座標軸に平行な直方体を用いたクランク形状で模擬する
- 機器のモデル化方針

名称	使用する形状	モデル化イメージ
ポーラークレーン	BLOCK	
再循環ユニット		
原子炉容器	CAP, CYLINDER	
加圧器		
蒸気発生器		
加圧器逃がしタンク		
蓄圧タンク	CYLINDER, TORUS	
1次系配管		
主蒸気管		

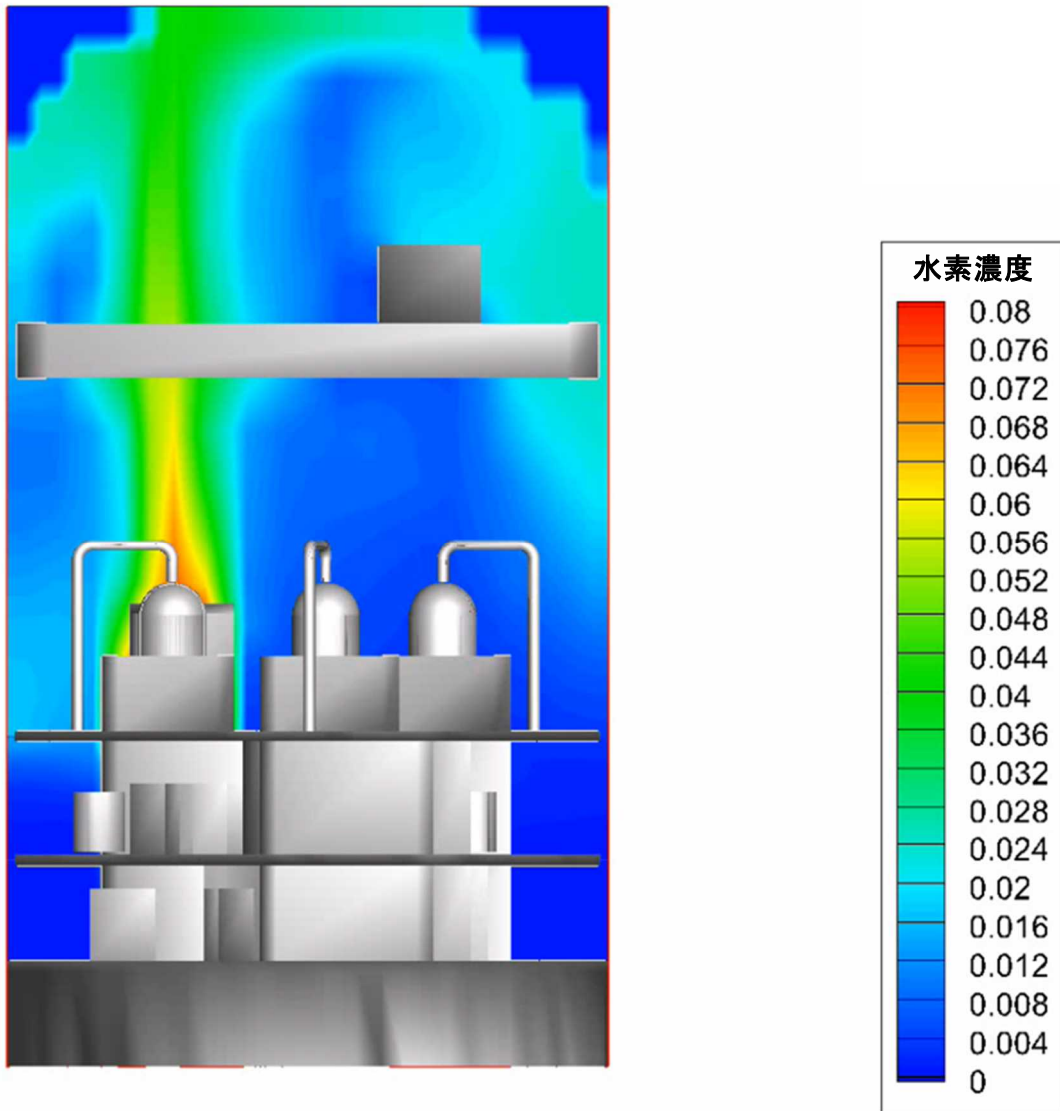
- その他  
通路はGOTHICのFLOW PATHでモデル化する  
原子炉キャビティの側面隙間は細長い直方体Volumeでモデル化する



出典) 西村健、堀田亮年、「GOTHIC 分布定数モデルとシナリオクラス  
タリングを活用した水素分布解析手法に関する研究」、日本原子力学会  
2018 春の年会、大阪大学、3 月 26 日～3 月 28 日、3K08(2018)。(参<sup>15</sup>)

図 2.9 DP モデルによる機器のモデル化方針

Fig. 2.9 Strategies for geometrical modeling of equipment for DP model



出典) 西村健、堀田亮年、「GOTHIC 分布定数モデルとシナリオクラス  
タリングを活用した水素分布解析手法に関する研究」、日本原子力学会  
2018 春の年会、大阪大学、3 月 26 日～3 月 28 日、3K08(2018). (参<sup>15</sup>)

図 2.10 DP モデルによる 3 ループ PWR に対する解析結果例 (水素濃度分布)

Fig. 2.10 Contour of hydrogen concentration calculated by DP model

## b. 重大事故時格納容器熱流動実験に関する実験解析

### (a) 研究概要

本研究は、数値流体力学の水素混合解析等への適用を検討することを目的に、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）に委託し、安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」では大型格納容器実験装置（以下「CIGMA」という。）を使った重大事故時の格納容器熱流動に関する実験（以下「CIGMA 実験」という。）等のデータ<sup>(参19)</sup>を取得し、本プロジェクトでは取得した実験データを活用した実験解析を実施している。

CIGMA 実験では、重大事故時の格納容器熱流動において重要と考えられる、水素リスク、格納容器過温破損、放射性物質移行等に強く影響する熱流動現象を対象とし、事故の緩和対策の有効性を評価する手法の高度化を目指して実験的知見の拡充を進めている。

ここでは CIGMA 実験等で取得した鉛直噴流による密度成層浸食挙動及び格納容器外面冷却時のガス挙動に対する CFD 解析<sup>(参20)</sup>の概要について述べる。

### (b) 実施内容

本研究では、CIGMA 及び小型密度成層挙動可視化実験装置<sup>(参21)</sup>（以下「VIMES」という。）で実施した、鉛直噴流による密度成層浸食崩壊実験（以下「VIMES 実験」という。）を対象として CFD 解析を実施している。

密度成層浸食崩壊は、格納容器等の上部に成層化した密度の軽いヘリウムが噴流などの外乱によって混合する現象であり、支配的な浮力、乱流等の格納容器熱流動において重要な挙動を詳細分析するために、これまでにスイス Paul Scherrer Institut が所有する PANDA 装置などで広く実験が実施され、CFD のベンチマーク問題としても取り扱われている<sup>(参44)</sup>。CIGMA 実験では、空間の数十点からなる濃度データ、粒子画像流速測定法（以下「PIV」という。）等の CFD グレードと言われる計測手法を取り入れた実験装置を整備しており、実験測定手法の妥当性を確認するために同様の密度成層浸食崩壊実験を実施しデータを取得している。

## ア. CIGMA 実験等の概要

CIGMA 実験に使用する装置は、図 2.11 に示すような直径 2.5 m、高さ 10 m で上下に鏡板を有する円柱形状である。本解析では CIGMA 実験で実施したケースの中から、欧州で注目されてきた類似の実験で観測された現象と同様の、噴流が密度成層へ貫入することにより乱流混合が促進されて急激なヘリウム濃度の変化が見られた SB-AJ-03 を対象とした。SB-AJ-03 は、実験装置下部を開放して大気圧状態を維持して行われたものである。図 2.12 に初期成層の状態を示す。上部に形成した初期成層のヘリウム濃度は約 44% で、成層底部はおよそ実験装置下端から 6.4 m であった。鉛直噴流は、同 5.4 m に噴出口が設



置された直系 0.083 m のノズルから上向きに流量 45 g/s で空気を放出された。ジェット Re 数が 38000、成層とジェット慣性で決まる Froude (Fr) 数が 15 の条件である。

VIMES 実験に関しても、CIGMA 実験と同様に鉛直噴流が密度成層へ貫入することにより激しい乱流混合が確認できた条件を解析対象として選択した。本実験では、70%のヘリウムと 30%の空気からなる混合ガスによって、図 2.12 に示すような初期成層を形成された実験である。その後、実験装置下部から鉛直上向きに挿入した直径 3 cm のノズルから流速 5.1 m/s で空気が放出された。ジェット Reynolds (Re) 数が 10000、成層とジェット慣性で決まる Fr 数が 2.0 の条件である。いずれの実験も、PIV による流れ場の可視化計測、質量分析計によるガス濃度計測によって取得されたデータがある。

#### イ. 解析モデルの検討

本研究では、CIGMA 実験で取得したデータに対する CFD 解析を通じて、浮力と乱流の両者に支配されるような物質輸送現象を精度良く予測できる手法を検討している。乱流モデルには、計算コストが低いレイノルズ平均モデル（以下「RANS」という。）の中でも、堅牢性と使用実績に定評のある標準  $k-\varepsilon$  モデルをベースにしている。

一般的に RANS 解析において乱流による物質の輸送現象を表現する単純勾配拡散近似 (Simple Gradient Diffusion Hypothesis) と呼ばれる以下の式のうち、右辺に現れる乱流シュミット数  $Sc_t$  に着目してその評価手法の検討を行っている (参 22)。

$$\langle \rho \rangle \left[ u'_i Y'_k \right] = -D_t \frac{\partial [Y_k]}{\partial x_i} = -\frac{\mu_t}{Sc_t} \frac{\partial [Y_k]}{\partial x_i} \dots \dots \dots (2.1.1)$$

ここで、 $\rho$  は混合ガスの密度、 $u_i$  は  $i$  方向の速度成分、 $Y_k$  はガス種  $k$  の分率を示す。また、山括弧  $\langle \rangle$  はレイノルズ平均、角括弧  $[ ]$  はファールブル密度加重平均を表す。さらに、プライムマーク  $'$  はアンサンブル平均からの変動量を意味する。 $\mu_t$  は、標準  $k-\varepsilon$  モデルでは、乱流エネルギー  $k$  と乱流散逸率  $\varepsilon$  を用いて以下の様に表現する。

$$\mu_t = \langle \rho \rangle C_\mu \frac{k^2}{\varepsilon} \dots \dots \dots (2.1.2)$$

$$C_\mu = 0.09$$

既往の格納容器内密度成層挙動に関する研究 (参 23) では、標準  $k-\varepsilon$  モデルを適用して解析を実施した場合に、実験データと比べて成層浸食が早く進む傾向にあった。(2.1.1) 式のように乱れ成分は空間ガス種  $k$  の分率の平均に対する空間勾配に比例する形で記述され、 $Sc_t$  は  $\mu_t$  とともにその比例係数を成している。ここで、上述の既往解析事例等では  $Sc_t$  を 1

前後の固定値として与えられる場合が多いが、(2.1.2)式で記述される $\mu_t$ のように $Sc_t$ も本質的には変数であり、これを固定値とする場合には物理的な不整合が生じている可能性があると考えられる。そこで、本解析では密度成層中での物質輸送に対して多くの研究成果を残している海洋工学の研究<sup>(参24)</sup>を参考に、場の状態に従って動的に $Sc_t$ を変化させる以下のモデルを採用した。

$$Sc_t = Sc_{to} \exp\left(-\frac{Ri_g}{Sc_{to} C_1}\right) + \frac{Ri_g}{C_2} \dots \dots \dots (2.1.3)$$

$$C_1 = 1/3$$

$$C_2 = 1/4$$

上式で表れる $Ri_g$ は勾配リチャードソン数であり、密度成層の安定度、すなわち浮力の影響度を表す無次元数である。そのため、解析条件や計算の過程で決定される熱流動条件に応じて $Sc_t$ を動的に変化させるモデル（以下「ダイナミック $Sc_t$ モデル」という。）であり、密度成層の安定度が増すにつれ乱流シュミット $Sc_t$ が大きく（乱流拡散係数が小さく）なることを示している。このことは、格納容器熱流動を解析する場合に、様々な事故シーケンスの条件に応じて変化する浮力や乱流の影響を包絡して評価できる能力があるモデルであると期待される。

#### ウ. 解析モデルの妥当性確認

本解析では上記モデルの妥当性確認として、先ずCIGMAに比べてスケールの小さいVIMESでの実験に対する解析を行った。図2.13に解析メッシュを示す。ノズル出口付近で、噴流の過度な拡がりを抑制するために、メッシュサイズを細かくするように配慮した。全メッシュ数は30万点程度である。

図2.14に噴流開始から60秒後のRANS解析の結果とVIMES実験で得られた速度場の時間平均(t=35~60秒の時間平均)の結果を比較して示す。噴流の拡がりや成層の到達位置に関してわずかな違いが見られるが、RANS解析は噴流が成層の中間部程度まで貫入すること、成層からの跳ね返り流れが上向き流れの左右に現れていることなどを再現できており、その様子はVIMESの実験結果とよく一致する。次に、各高さにおけるヘリウム濃度の時系列変化について、(2.1.3)式の動的に $Sc_t$ を変化させるモデルと比較として $Sc_t$ を一定値とした場合(本解析では0.85に設定)の結果を図2.15に示す。両解析ともに、噴流の成層への貫入による急激なヘリウム濃度の低下が見られ、定性的には実験結果と同様である。しかし、 $Sc_t$ を一定値とした場合では濃度低下が生じる時間が全ての計測点で実験結果よりも早く、密度成層の崩壊は噴流開始から約400秒で完了している。

一方で、ダイナミック  $Sc_t$  モデルを用いた場合、成層侵食の速度は緩やかになり、実験値との整合性が大幅に向上し、全ての計測高さで実験値とよく一致していることが分かる。

また、図 2.16 に CIGMA 実験の SB-AL-03 実験に対する解析メッシュを示す。噴流挙動および噴流と成層の衝突領域での流れを精度良く再現するために、 $z > 5.4$  m でメッシュを細かくした。図 2.17 に CFD 解析で得られた鉛直速度コンターを示す。上向き噴流が容器高さおよそ 8 m まで到達し、初期成層の下部は  $z = 6.4$  に位置しているので、成層内に約 1.6 m 貫入していることになる。さらに、VIMES 実験と同様に上向き流れの両側に、成層からの跳ね返りによる下向き流れが確認でき、成層への貫入が深いために下向き流れが縦方向に大きく伸びていることがわかる。図 2.18 に  $z = 10$  m (CIGMA 試験容器の頂部) でのヘリウム濃度の時間変化を示す。VIMES 実験の解析と同様に、 $Sc_t$  を一定 (本解析では 0.85) とした従来モデルでは、成層侵食速度が過大に評価され、ヘリウム濃度の急激な低下が実験結果よりも早く現れ、約 900 s で成層侵食が完了している。

一方、ダイナミック  $Sc_t$  モデルを用いた解析では、成層侵食速度が低下し CIGMA 実験の結果とよく一致した。以上のように、VIMES 実験および CIGMA 実験に関する解析結果から、本研究で導入したダイナミック  $Sc_t$  モデルは密度成層侵食崩壊に関する解析の高精度化に有用であることが示された。

#### (c) 今後の研究計画

本解析で適用性を確認した流れ場に応じて乱流シュミット数を動的に変化させるモデルについて、CIGMA 実験で実施している外面冷却実験等の他の実験への適用を試み、格納容器熱流動に対するモデルの適用性、妥当性等の確認と必要に応じた改善を引き続き進めていく。

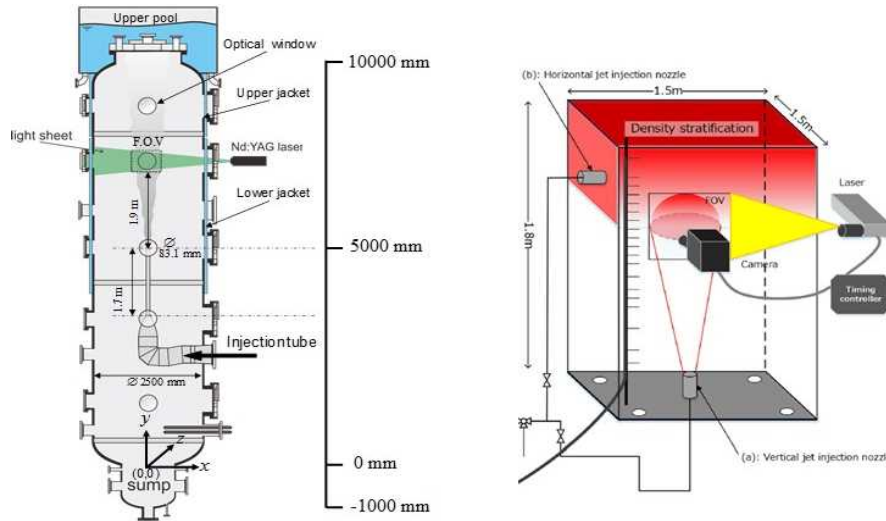
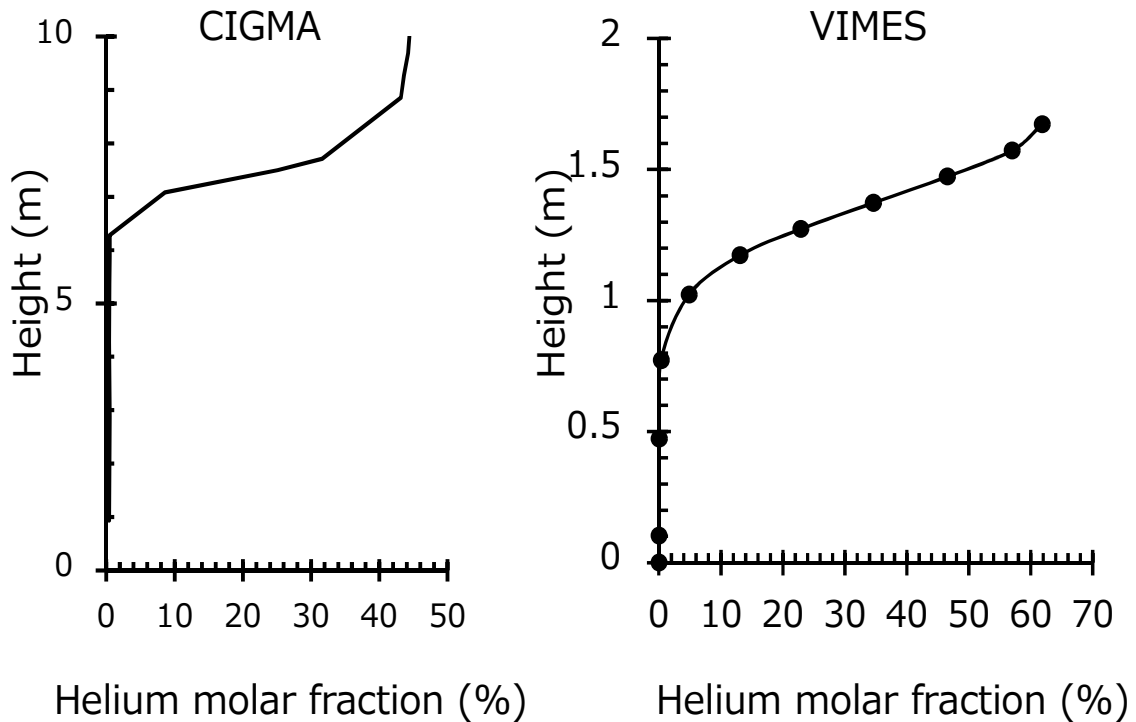


図 2.11 CIGMA (左) と VIMES (右) の実験装置概略図

Fig. 2.11 Schematic views CIGMA(left) and VIMES(right) experimental facility



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等委託費 (軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査) 事業」、平成 30 年 3 月 (参 20)

図 2.12 CIGMA 実験 SB-AJ-03 (左) および VIMES 実験 (右) での初期ヘリウム濃度の鉛直分布

Fig. 2.12 Vertical distributions initial helium concentration at center line CIGMA experiment SV-AJ-03 (left) and VIMES experiment (right)

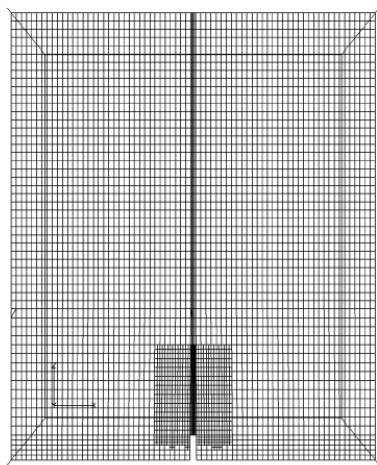
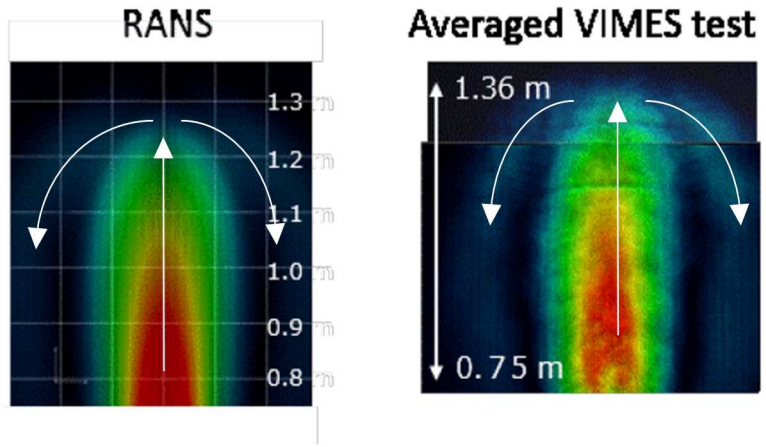


図 2.13 VIMES 実験の解析メッシュ

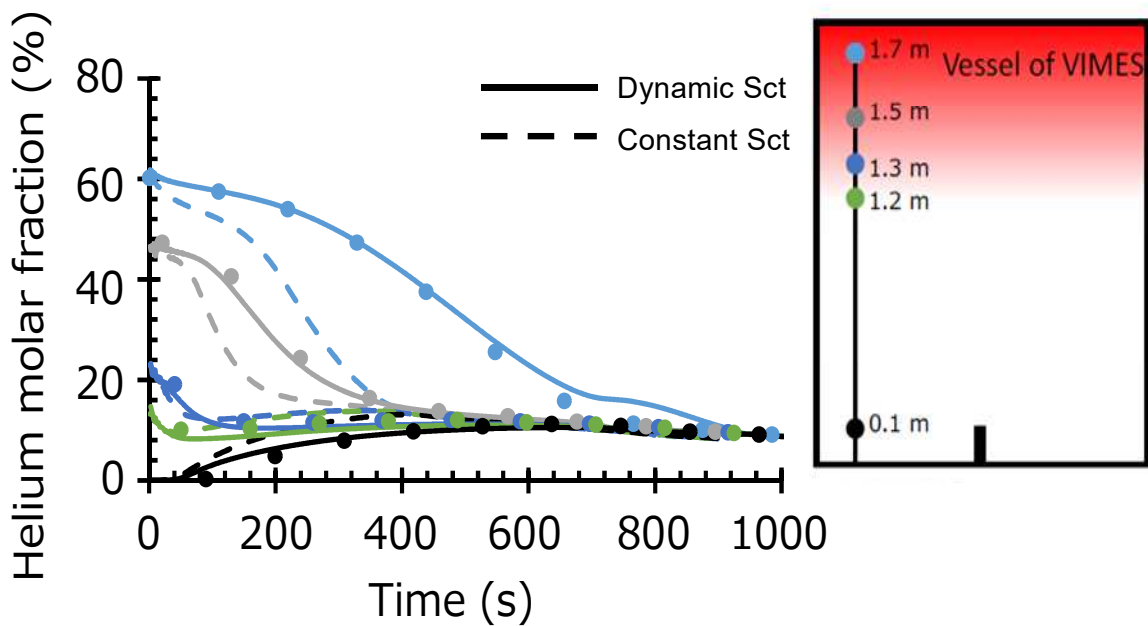
Fig. 2.13 Numerical mesh on VIMES



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等委託費 (軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査) 事業」、平成 30 年 3 月 (参 20)

図 2.14 VIMES 実験での噴流衝突領域での流れ場比較

Fig. 2.14 Comparison of experimental and numerical flow field in VIMES experiment



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等委託費 (軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査) 事業」、平成 30 年 3 月 (参 20)

図 2.15 ヘリウム濃度の時系列変化の比較

Fig. 2.15 Comparison of time history in helium concentrations

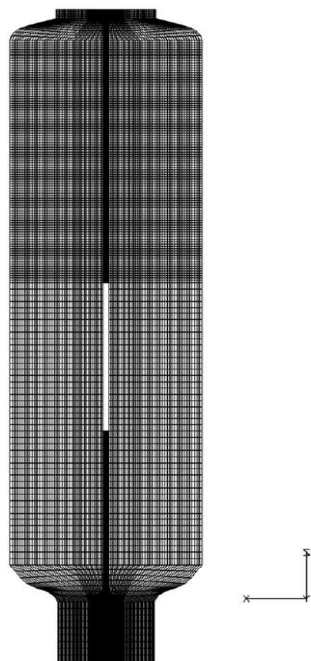
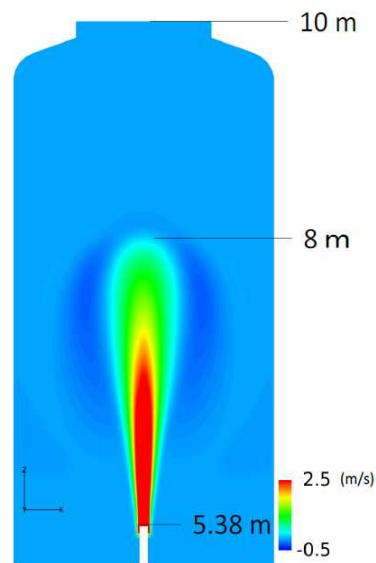
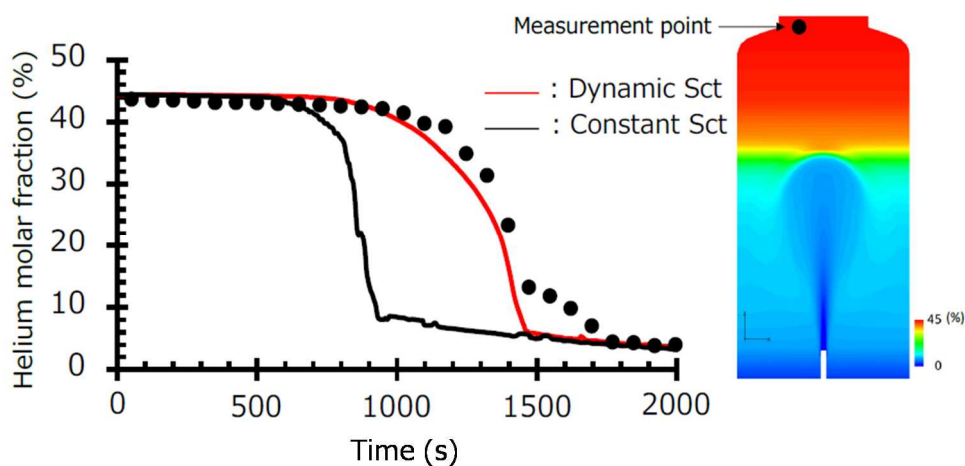


図 2.16 CIGMA の解析メッシュ  
 Fig. 2.16 Numerical mesh on CIGMA



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等委託費 (軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査) 事業」、平成 30 年 3 月 (参 20)  
 図 2.17 鉛直方向流速コンター

Fig. 2.17 Contour of velocity magnitude on vertical direction



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等委託費 (軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査) 事業」、平成 30 年 3 月 (参 20)

図 2.18 ヘリウム濃度の時系列変化の比較

Fig. 2.18 Comparison of time history in helium concentrations

## ② 水素燃焼

### a. 研究概要

格納容器及び原子炉建屋での水素燃焼の影響評価に際しては、可燃限界を超える水素濃度に依存していくつかの燃焼の形態が存在することを考慮し、それにより変化する支配的な負荷を適切に評価することが重要である。

燃焼形態が高速な火炎伝播を伴わない範囲では、簡易的に断熱等積完全燃焼 (AICC) を仮定したエネルギー保存式を評価する手法 (以下「AICC」という。) が適用可能である。一方、AICC は一点近似により大局的な影響を評価するために、水素の局在化や火炎伝播が加速する場合の影響等を考慮することができない。このため、解析コードによる三次元解析手法を整備することにより、水素濃度の分布や局所的な構造影響、火炎の加速の影響等を考慮した評価を実施する手法を確立すること目的として研究を進めている。

### b. 実施内容

#### (a) 火炎加速実験に関する感度解析

OECD/NEA/CSNI がとりまとめた報告書<sup>(参26)</sup>では、原子力発電所に関係する水素燃焼のうち重要となる現象の分類は、爆轟だけでなくその前段の Fast Deflagration も含まれるとされている。

そこで、本研究ではこのような Fast Deflagration に対する詳細解析手法について、適用する乱流モデルや燃焼モデルが解析結果に及ぼす影響を把握することを目的として、汎用 CFD コードである OpenFOAM<sup>(参27)</sup> にこれまでの国内外の研究を通じて提案されている解析モデルを組み込み、その感度を確認している。

解析は最新の火炎加速実験である ENACCEF-2 実験に関するベンチマーク解析<sup>(参28)</sup>を対象とし、火炎の伝播速度、火炎位置の時間変化に着目した解析結果の比較を進めている。ENACCEF-2 は、装置下部に複数枚の円環を具備した円筒管であり、フランスの CNSR/ICARE 研究所が所有する装置である。本解析は OpenFOAM により三次元全体系で解析した。

図 2.19 に乱流モデルとして RANS と LES それぞれを適用した場合の解析結果の比較を示す。これまでに以下の知見を得ている。

- 装置下部で着火した火炎の円環部での加速には、火炎の伝播に先行して初期の燃焼による体積膨張を駆動力とした円環周りでの乱流の発達が発達に関与している。乱流の発達が、燃焼速度モデルにおける乱流燃焼速度の発達に影響するためと考えられる。
- RANS を適用した場合、瞬時的な燃焼に伴う体積膨張とそれによる速度場の変化が鈍い。これにより、乱流の発達が抑制的で乱流燃焼速度の発達も鈍化する傾向にあった。

## (b) 1F 事故で発生した水素爆発の分析<sup>(参 29)</sup>

1F 4号機での水素爆発については、これまでに実施された事故分析等の結果<sup>(参 30、31)</sup>から、3号機で発生した水素が、格納容器ベントの際に排気筒スタックを越流して流入したとする共通理解が得られている。4号機の水素爆発に寄与した水素量については、原子力規制庁が行った推定<sup>(参 31)</sup>では、4号機原子炉建屋(以下「R/B」という。)の4階と5階のみに18.3%の水素濃度が均一に分布し爆轟が生じたことを想定した場合に約480kg程度の水素が必要と試算した。

本研究はFLACSを使った三次元解析を通じて、4号機R/Bでの水素の分布と火炎伝播の傾向を把握することを目的に実施している。図2.20に本研究で用いている解析モデルを示す。解析モデルはこれまでに公表されている資料を参考として、大まかな機器形状や配置をモデル化している。また、水素が排気ダクトを通じて4号機R/B内に拡散したことを考慮するために、4号機R/Bの3階以上に設置されていた排気ダクトをモデル化した。外壁の爆発による破壊を考慮するためにFLACSが具備する圧力開放パネルを設定した。

爆発解析に先立って排気ダクトを通じて水素が流入しどのように4号機R/Bに分布するかの挙動を解析した。図2.21に代表的な解析結果を示す。本解析においては、排気ダクトを通じて4号機R/Bに流入する水素は、500kgの水素が全量流入し終わった後500秒の静定期間をおくことにより、概ね12~14%程度の水素濃度で一様に分布する結果となった。

次いで、このようにして得られた水素濃度の分布に対して、任意の着火点を与えて火炎が伝播する挙動を解析した。図2.22に代表的な解析結果の例として4階東側の区画で着火した場合の結果を示す。4号機のR/B破壊の実態と本解析結果を比較すると、実態は5階壁の特に北側や屋根の梁の一部が残っているなど、本解析の方が厳しい破壊の程度を示す結果となった。この要因として考えられることは、解析上想定した水素量が多かったために爆発によって生じる体積膨張(エネルギー放出)が大きくなったということが考えられる。

## c. 今後の研究計画

火炎加速解析手法については、これまでに把握した関連する物理モデルが有する感度の程度に応じて、本研究で対象としているFast Deflagrationの解析評価に供するそれら物理モデルの選定を検討し、本手法の妥当性、適用性等を確認していく予定である。

1F事故での水素爆発の分析については、今後水素量をさらに減らした条件を引き続き検討するとともに、より実態の条件を踏まえた解析を行う。



Time: 0.020000



(a) 乱流エネルギー

Time: 0.020000



(b) 乱流燃焼速度

Time: 0.020000



(c) 火炎温度

①RANS を適用した場合の解析結果

Time: 0.007500



(a) 乱流エネルギー

Time: 0.007500



(b) 乱流燃焼速度

Time: 0.007500

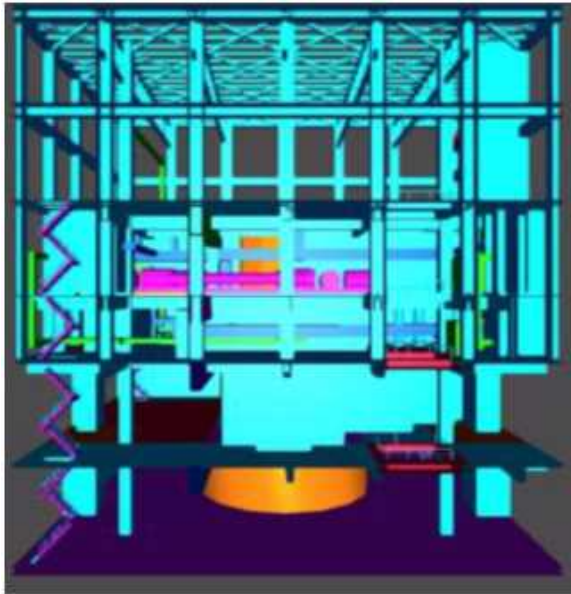


(c) 火炎温度

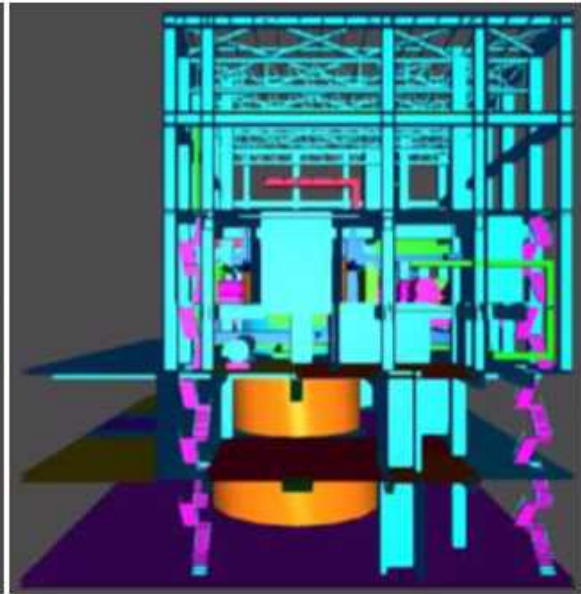
②LES を適用した場合の解析結果

図 2.19 OpenFOAM コードによる ENACCEF-2 火炎加速実験に対する解析結果

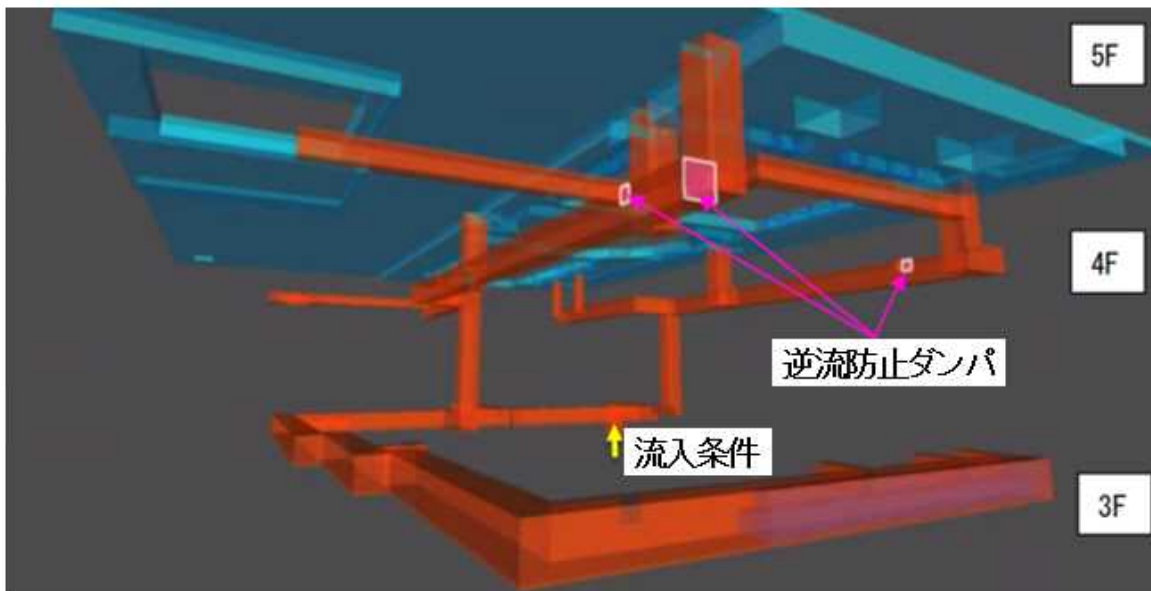
Fig. 2.19 Numerical results on ENACCEF-2 flame acceleration experiment using the OpenFOAM code



西側から見た図



南側から見た図

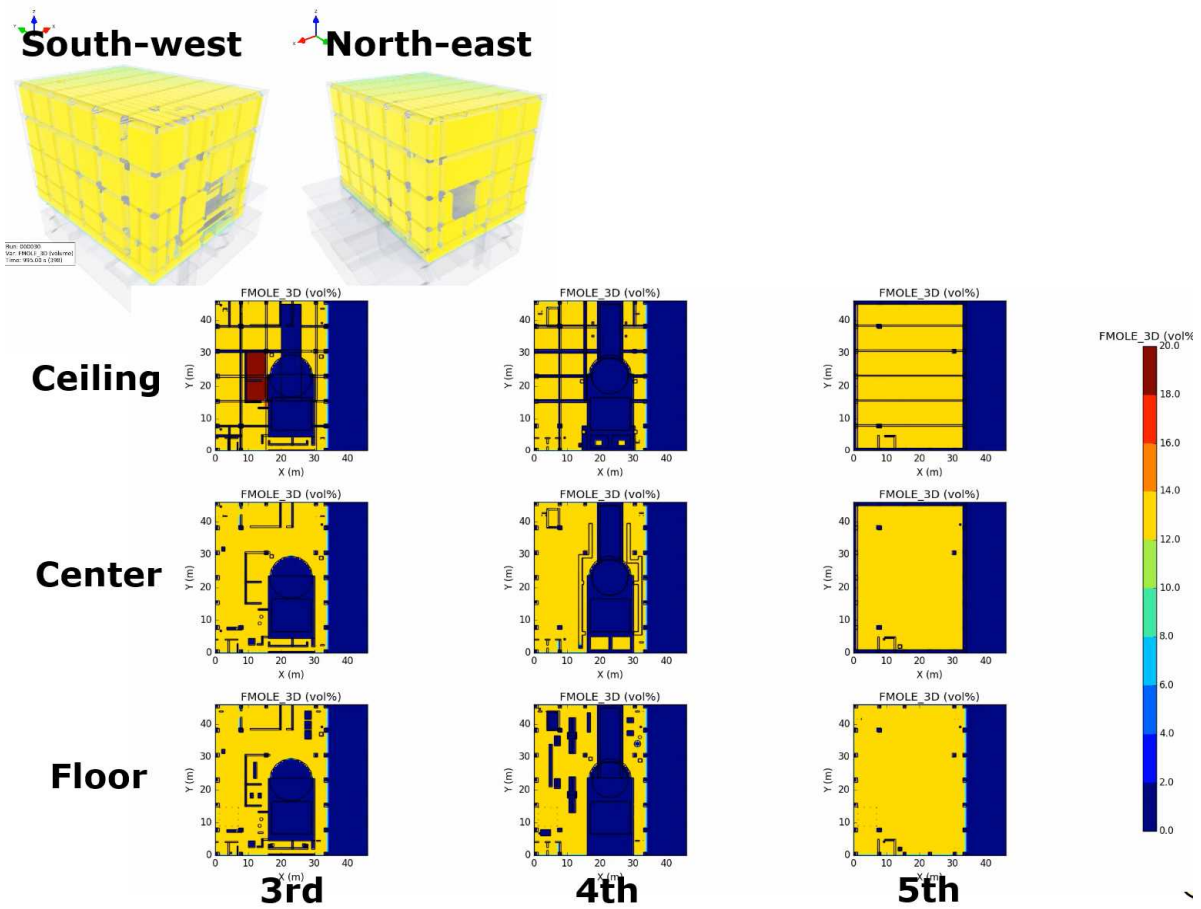


## 排気ダクトモデル

出典) 西村健、堀田亮年、「東京電力福島第一原子力発電所4号機における水素爆発の感度解析」、日本原子力学会2019春の年会、茨城大学、3月20日～3月22日、2I05(2019) (参29)

図 2.20 1F4 R/B の解析モデル

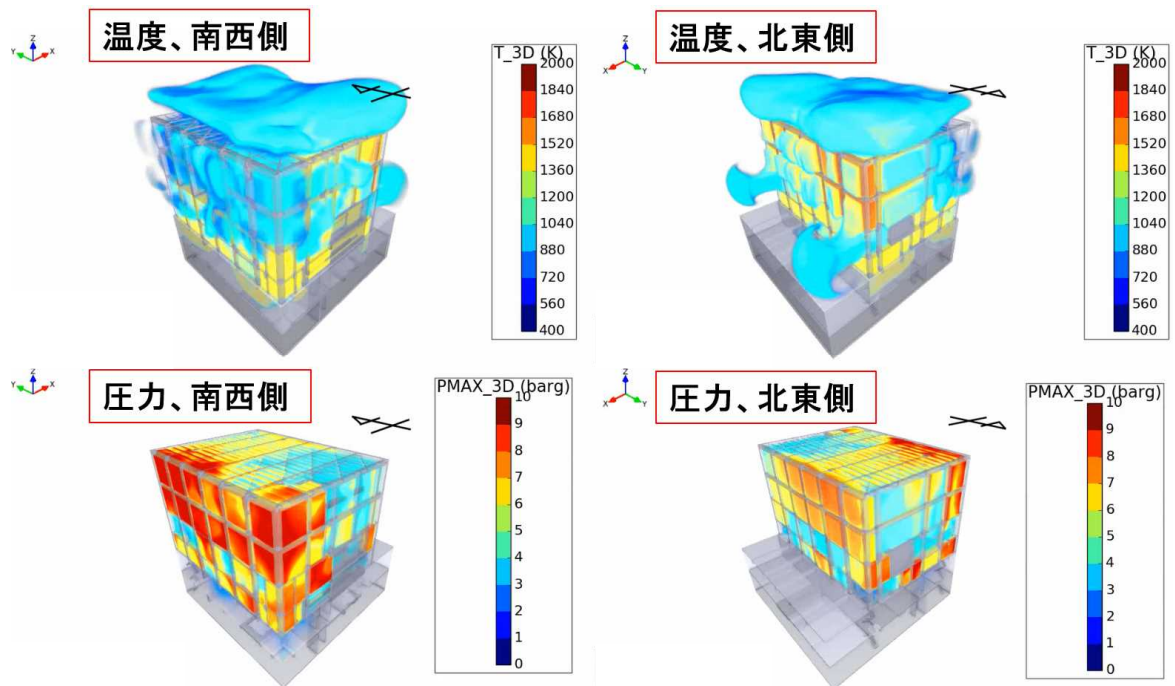
Fig. 2.20 Analytical model for 1F4 R/B



出典) 西村健、堀田亮年、「東京電力福島第一原子力発電所4号機における水素爆発の感度解析」、日本原子力学会2019春の年会、茨城大学、3月20日～3月22日、2I05(2019) (参29)

図 2.21 水素濃度分布の解析結果の例

Fig. 2.21 Example of numerical distribution in hydrogen concentration



出典) 西村健、堀田亮年、「東京電力福島第一原子力発電所4号機における水素爆発の感度解析」、日本原子力学会2019春の年会、茨城大学、3月20日～3月22日、2I05(2019) (参 29)

図 2.22 燃焼解析結果の例 (4階東側の区画で着火したケース)

Fig. 2.22 Example of combustion analysis results (Ignited in East side on 4<sup>th</sup> floor)

(2) 格納容器破損モード(メルトスプレッド/溶融炉心-コンクリート相互作用の重畳現象)

### ① 研究概要

本研究では、コンクリート浸食や格納容器バウンダリ健全性の観点から、溶融デブリの拡がり挙動とコンクリート浸食挙動との重畳による不確実性要素について検討している。キャビティ形状を詳細に考慮できる詳細解析コードにより、特定事故シナリオを対象として、広範囲のパラメータの組合せでの系統的解析を進めた。その結果に基づき MELCOR のキャビティ各ノードにおける“デブリ成長速度”及び“ノード間通過タイミング”のパラメータ依存性を整理し、これに基づき特定事故シナリオに適用可能な制御関数を検討した。また、MECOR による OECD/NEA-CCI-3 実験解析では、実機プラント相当の侵食条件及び侵食期間を適用することを想定して、侵食体積が保守的になるように、かつ実験において観察された異方性侵食傾向が、長期間経過すると継続しないという条件で、側面及び底面熱伝達係数、コンクリート侵食の際のエンタルピ付加項等に関するモデルパラメータを検討した。

### ② 実施内容

#### a. MELCOR における溶融デブリ拡がりの考え方の整理

キャビティに落下した直後の粘性の低い高温溶融デブリの拡がり時定数は MCCI の侵食速度と比べてかなり短い。このため、MELCOR では拡がりを準静的プロセスとみなしている。しかしながら、OECD/NEA-CCI 実験<sup>(参8)</sup>の熱電対に基づく侵食履歴データ等から、2つの現象の重畳によりコンクリート浸食や格納容器バウンダリ健全性について次のような不確実性要素がもたらされると考えられる。

- デブリの拡がりが始まった直後の伝熱面積が小さい時期において、コンクリートが分解温度以上に到達する機会がある。デブリが瞬時に拡がるとすると、クラストが成長し、デブリは急速に冷却してコンクリート侵食が発生しないという非保守的な結果が得られる。
- 溶融デブリ落下が複数回発生する場合、クラストを挟んだ溶融デブリとコンクリートの熱伝達条件の変化によりクラスト厚さが変動し、コンクリート浸食挙動がオンとオフを繰り返す複雑な挙動をする。デブリが瞬時に拡がるとするとこの挙動を適切に表すことができない。

この2つは、準定常とは無関係である。また、現行の MELCOR のノードモデルでは、次のような制約がある。

- サンプ等の床面起伏、床面の熱抵抗等の特性が溶融物拡がり挙動に影響を及ぼし、局所的溶融デブリの除熱特性に大きな影響を及ぼす挙動を適切に表すことができない。
- 非等方的に拡がる溶融デブリの一部が溶融デブリペDESTAL側壁に近接する、又

は一部の BWR Mark I プラントにおいて発生するようなペDESTALからスリットを  
通ってドライウェルへの溶融デブリが進行し格納容器壁面に近接する挙動を適切  
に表すことができない。

キャビティ床面上での溶融デブリ拡がりは、原子炉圧力容器下部ヘッドの破損モー  
ド、溶融デブリ組成・温度、落下速度、落下位置、床面との衝突、溶融ジェット放出、プ  
ール有無、コンクリート形状・温度、キャビティ形状等に依存する。「軽水炉の重大故時  
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に関する研究」では 図  
2.23(a)に示すように溶融ジェットの三次元落下挙動を解析するコード JBREAK 及び床面上  
の溶融デブリ二次元拡がりを解析するコード MSPREAD を開発中であり、個別プラントのキ  
ャビティ形状を詳細に考慮した様々な事故シナリオに対応し、以上の諸条件を直接考慮し  
た溶融デブリ拡がりを解析することができる<sup>(参 33)</sup>。

一方で、MELCOR ではキャビティ床面での MCCI は CAV パッケージにより扱われ、MCCI  
のオリジナルコードである CORCON-Mod3<sup>(参 34)</sup> では、図 2.23(b)に示すように、ノード内  
のデブリ形状が軸対称等方的ではあるものの、有限速度で拡がることを考慮することがで  
きる。さらに、隣接ノード間の溶融デブリ移動タイミングを制御関数により表現すること  
ができる。例えば、床面上の溶融デブリ温度がコンクリート液相線よりも高く、移動先の  
床面に対して一定高さ以上に堆積すると溶融デブリが移動し、コンクリート固相線よりも  
低い場合には移動しない<sup>(参 34)</sup>。

MELCOR バージョン 2 では、溶融デブリ温度に対する粘性係数を用いて拡がり速度を計  
算することができ、Ramacciotti 等<sup>(参 34)</sup> による固相率と粘性の相関モデルも組み込まれ  
ている。

このような MELCOR の溶融デブリ拡がりモデルを利用するためには、溶融デブリ物性、  
溶融デブリ落下速度、相変化、伝熱特性が拡がり挙動に及ぼす影響についての事前知識が  
必要であり、これらを適切に組み合わせてモデルのパラメータを決める必要がある。

また、サンブ等のキャビティ起伏を表すためにノード数を増やし、それぞれの境界面  
に移動判定高さを定義することも考えられるが、そもそもノード・ジャンクションモデル  
によって多次元流動を近似することは特定の流動パターンを仮定することになり、適用範  
囲が制限される。

そこで、本研究では図 2.23 に示すように、特定の事故シナリオについて JBREAK/MSPREAD  
による広範囲のパラメータの系統的解析を行い、これに基づき各ノードにおける“デブリ  
半径成長速度”及び“ノード間通過タイミング”のパラメータ依存性を整理した。こうし  
て当該事故シナリオについて適用可能な MELCOR の制御関数を組み立てることが適切と考  
えられる。

## b. MELCORにおけるMCCIモデルパラメータの検討

OECD/NEA-CCI 実験<sup>(参8)</sup>では、一部の珪質岩系コンクリートにおいて側壁方向の侵食が底面方向のそれよりも顕著であるという異方性侵食挙動が観察された。同様な傾向はCEAが実施したVULCANO 実験<sup>(参35)</sup>においても観察された。

この発生メカニズムについては、側壁方向の耐熱性コンクリート骨材の流下による底面熱抵抗の増加などの要因が提案<sup>(参36)</sup>されている。しかしながら、鉄筋コンクリート製キャビティを用いた実験では異方性侵食が発生しないという報告<sup>(参37)</sup>も存在し、専門家のコンセンサスが得られたメカニズムに関する考え方は現時点では存在しない。

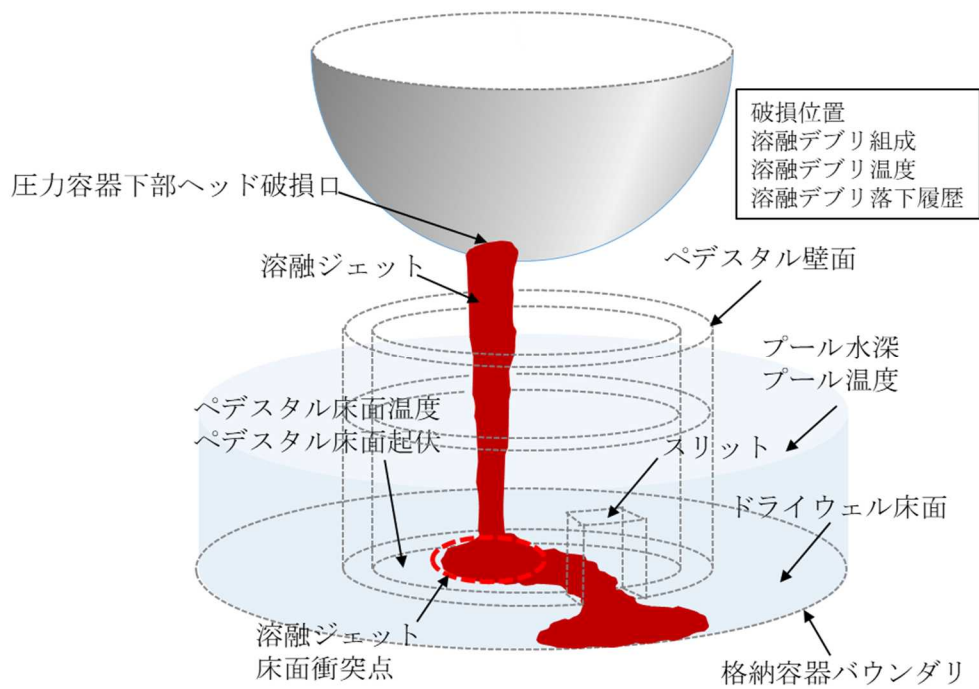
OECD/NEA-CCI 実験のようなプロトタイプのコリウムを用いた実験であっても、その侵食継続時間はキャビティサイズの制約から2~3時間程度であり、実機プラントの解析において、長期間侵食が継続し、キャビティ形状が大きく変化しても異方性侵食が継続するかについては定かではない。実機プラントでは、キャビティに注水することによる溶融デブリの粒子化の促進、溶融デブリを積極的に床面上に拡げる等の対策がなされるため、コンクリート侵食が発生したとしても、その程度はOECD/NEA-CCI 実験において観察された数十センチ程度に納まることが期待される。

ここではCCI-3 実験を対象に、侵食体積が保守的になるように、かつ実験において観察された異方性侵食傾向が、長期間継続しないという仮定に基づき、側面及び底面熱伝達係数、コンクリート侵食エンタルピ付加項等に関するモデルパラメータを検討しMELCOR 解析を実施した。CCI-3 実験の侵食量との比較を図2.24に示す。図2.24(c)におけるCCI-3の侵食体積 $0.1\text{m}^3$ は、文献<sup>(参8)</sup>に記載のコンクリート密度及び観測終了後に測定された侵食されたコンクリート質量より見積もったものである。これに対して、解析結果は $0.3\text{m}^3$ 程度となっている。

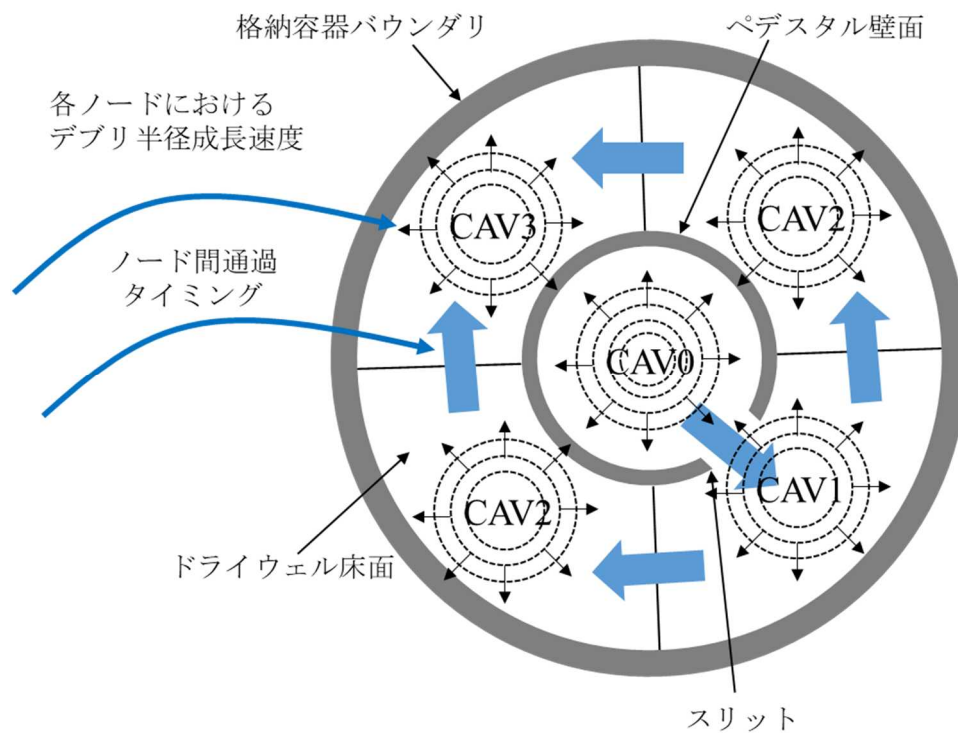
## ③ 今後の研究計画

今後の計画として、上記検討に基づく詳細解析からMELCORのノード・ジャンクションモデルとの対応を制御関数により実現する手法を整備する予定である。





(a) JBREAK/MSPREAD による非対称溶融デブリ拡がり解析

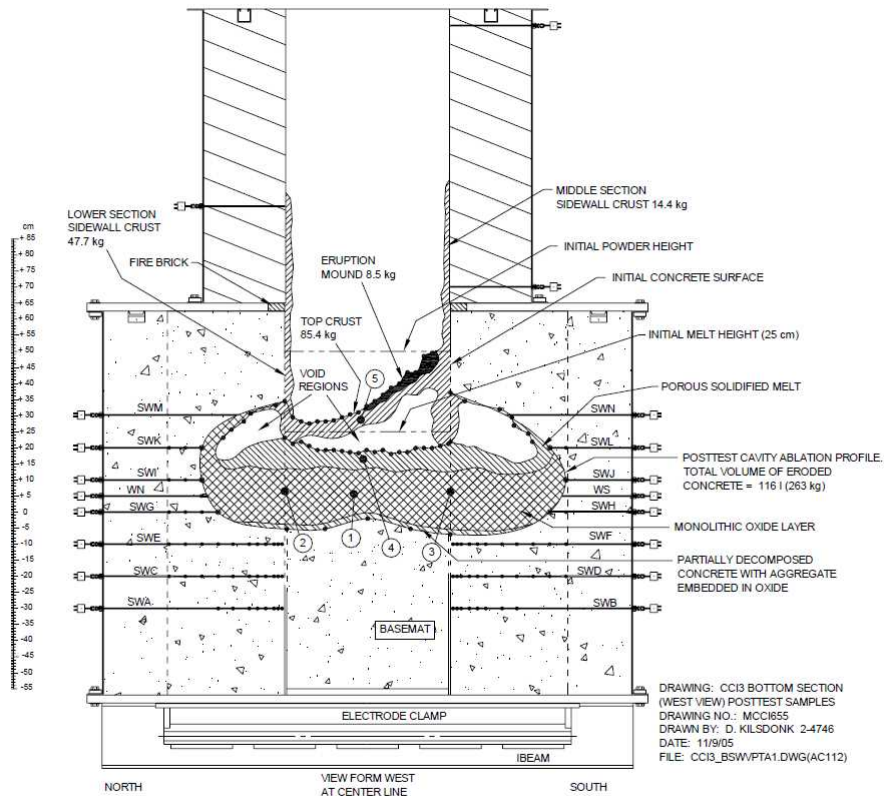


(b) MELCOR-CAV による溶融デブリ拡がり解析

図 2.23 MELCOR における溶融デブリ拡がりモデルの設定法

Fig. 2.23 Modeling approach on melt spreading in MELCOR

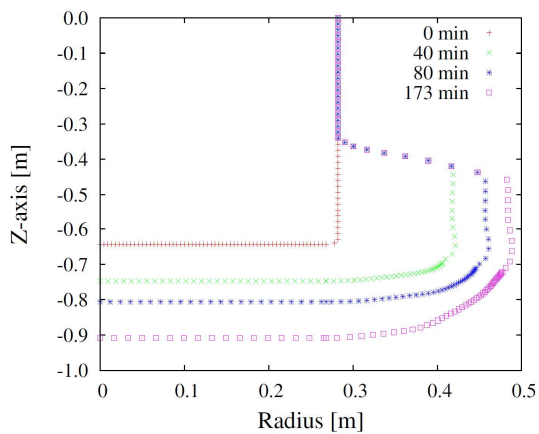




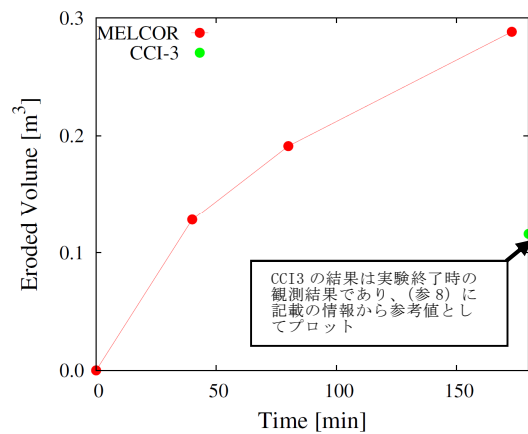
**Figure 3-63. Rendering of CCI-3 Posttest Debris Configuration.**

出典) M. T. Farmer, et al., “OECD MCCI Project 2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests: Final Report”, OECD/MCCI-2005-TR05, February (2006). (参8)

(a) OECD/CCI-3 実験結果



(b) MELCOR 解析結果



(c) 侵食体積の比較

図 2.24 OECD/NEA-CCI-3 実験解析の結果

Fig. 2.24 Results of experimental analysis on OECD/NEA-CCI-3

### (3) 格納容器破損モード（静的・動的負荷）

#### ① 静的荷重に対する評価手法

##### a. 研究概要

格納容器閉じ込め機能の維持に關与する静的負荷について、本研究では主に熱的な影響を端緒とする負荷の評価を検討する。特に、集中定数系解析コードでは本質的に評価することができない格納容器雰囲気及び構造の局所的な温度分布を考慮した負荷評価を実施するために、CFD を活用した詳細解析を通じて得られる知見を活用した集中定数系解析コードによる評価手法の検討を行う。

##### b. 実施内容

事故進展に伴う格納容器への静的荷重の評価には、シナリオの多様性や重大事故が進展している際に発生する可能性がある複数の物理化学現象を考慮する必要がある。これまでのところそのような評価には主に集中定数系の解析コードが用いられている。集中定数系の解析コードによる解析では、格納容器を1つまたは数区画の計算体積としてモデル化して解析が行われており、重大事故時における格納容器の静的な荷重の要因を計算点で平均化された温度及び圧力により評価する。しかしながら、実際の重大事故時の場合には、熱源の位置や漏洩の状態によって、格納容器内に温度分布が形成される可能性があり、集中定数系の解析コードでは扱うことができない。

そこで、そのような格納容器内に温度分布が形成されるような状態を想定した局所温度環境下の負荷を詳細に評価する手法を検討する。具体的には、汎用 CFD 解析コード Fluent<sup>(参 38)</sup> による格納容器内雰囲気及び格納容器バウンダリを形成する構造物それぞれの熱伝導と両者の熱伝達を考慮した解析を実施することにより、格納容器バウンダリの局所温度分布等を評価し影響を把握する。

また、本解析により得られる結果に基づき、MELCOR の事故進展解析において温度分布の局所的な影響を考慮する手法を検討する。以上を踏まえて、ここでは特に格納容器体積が小さな BWR プラントを対象に、格納容器の脆弱部である格納容器トップヘッドのフランジ部に着目した。

Fluent の解析体系概要を図 2.25 に示す。重大事故時の格納容器の温度分布は圧力容器の損傷の時期、状態等の条件に大きく影響を受ける。これまでに重大事故時の圧力バウンダリにおける漏洩の可能性を検討<sup>(参 39)</sup> した際には、格納容器空間に高温の熱源が移動する特徴的なシナリオとして、炉心損傷によって発生する高温蒸気による主蒸気配管の温度誘因破断に注目した。

主蒸気配管破断箇所は図 2.26 に示すとおり、重大事故時に主蒸気配管の温度が高温である主蒸気配管ノズル付近及び主蒸気配管内の流体温度に加えて放射性物質の沈着による加熱が想定される下部曲がり管とした。主要な解析条件を表 2.3 に示す。格納容器機内の温度分布に関する代表的な解析結果を図 2.27 に示す。

漏洩開始から 1,800 分間の解析では、どちらの評価結果も格納容器の脆弱部である格納容器フランジ部の温度は 450 K 以下であった。主蒸気配管下部の曲がり部からの漏洩が発生する場合には、格納容器内の温度分布は比較的一様であるのに対して、主蒸気配管ノズルでの漏洩の場合には、垂直方向に格納容器内の温度分布が形成される結果となった。

c. 今後の研究計画

静的荷重に対する評価手法については、その他のシナリオについても格納容器温度分布評価を実施し、温度分布を考慮すべき重要なシナリオの特定を行う。また、格納容器の脆弱部における温度及び圧力による荷重を評価するために格納容器フランジ部での詳細評価手法を整備する。これらの結果を踏まえて、集中定数系の解析コードを用いた場合における局所温度の評価手法を検討する予定である。

表 2.3 解析条件

Table 2.3 Analysis conditions

解析モデルに関する事項	
乱流モデル	SST k- $\omega$
輻射モデル	Direct Ordinate
メッシュ数	120 × 10 <sup>6</sup>
解析条件に関する事項	
漏えい時刻	200 sec
想定漏えい面積	0.01 m <sup>2</sup>
漏洩流量	60 kg/s
漏洩温度	1000 K
初期条件	320 K, N <sub>2</sub> : 100%
放熱 (原子炉ウエル)	285 kPa
圧力境界 (低圧側)	ベント管
その他熱源 (圧力容器)	0.64W/m <sup>2</sup> /K

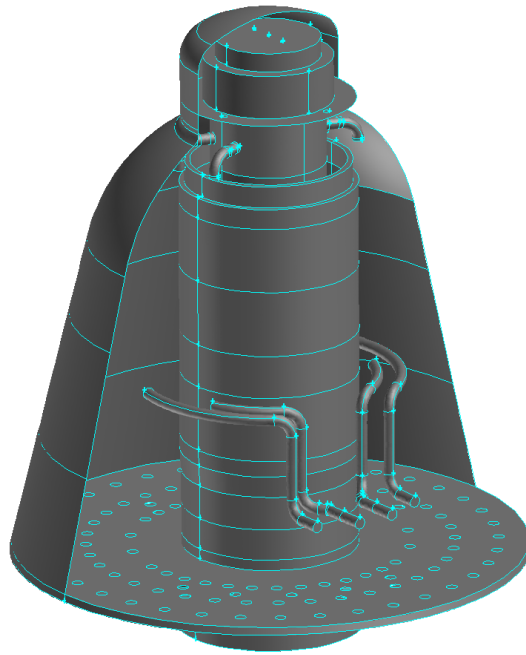


図 2.25 解析体系モデルの概観

Fig. 2.25 Schematic view of analytical model

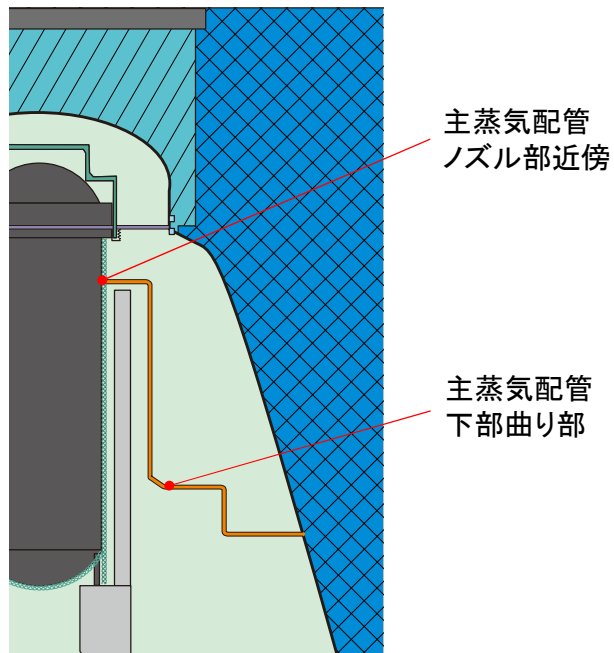
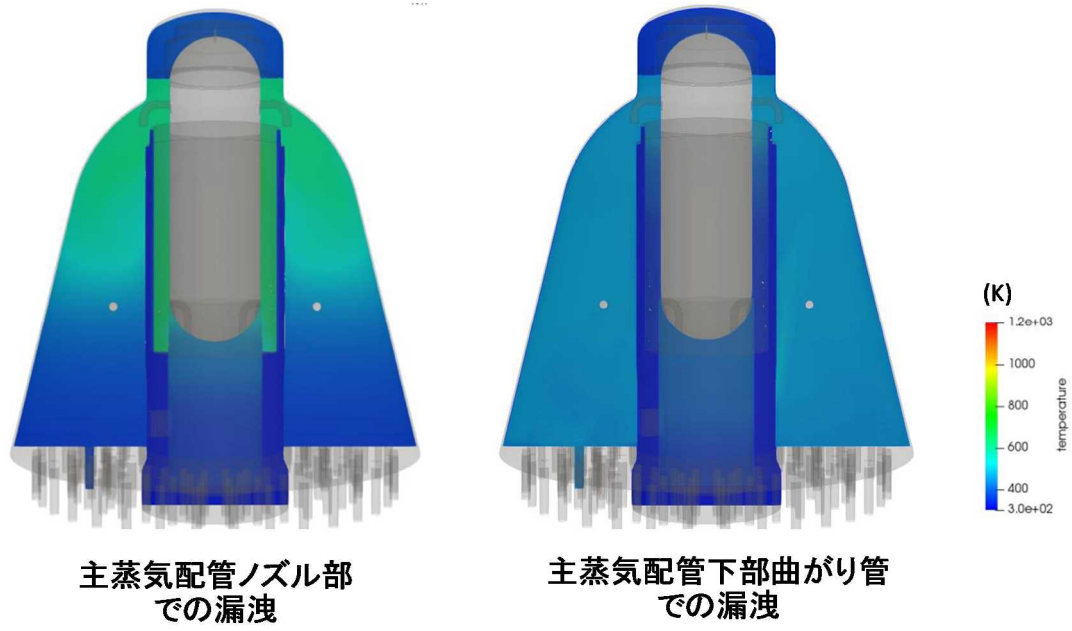


図 2.26 温度誘因破断の想定箇所

Fig. 2.26 Assumed location of thermally induced leak



主蒸気配管ノズル部  
での漏洩

主蒸気配管下部曲がり管  
での漏洩

図 2.27 解析結果

Fig. 2.27 Analyses results

## ② 動的荷重に対する評価手法

### a. 研究概要

代表的な BWR Mark-II 型プラントの仕様にに基づき、陽解法動的応答コードにより鉄筋コンクリート製ペDESTALに対する大変形挙動解析を実施した。同体系において、コンクリート構成則、水位、爆発源分布及び爆発力をパラメータとした感度解析を実施し、ペDESTALに発生する最大ひずみ等への影響を把握すると同時に、評価手法のロバスト性について検討した。

また、既往の国内外の動的負荷に対する格納容器閉じ込め機能の維持に関する実験結果及び解析結果に基づき、特に格納容器機能喪失に係る物理化学現象に伴って発生する動的荷重に対する格納容器機能の維持に関する評価手法を整備する。

### b. 実施内容

重大事故において、原子炉キャビティ（又はペDESTAL）にプールが形成されている状況で圧力容器外に高温の熔融デブリが落下する場合、熔融燃料-冷却材相互作用による水蒸気爆発が発生するためには自発的なトリガーの発生とプール水の急激な相変化に伴う体積膨張により、衝撃波を伴うような圧力波伝播へ発展する必要がある。現在の実験的知見では、実機において自発的なトリガー発生から大規模な水蒸気爆発への発展に関する確率は低いと考えられる。仮に水蒸気爆発による動的荷重が発生した場合の格納容器の機能維持については、格納容器構造部材の強度モデル及び解析モデルの観点から評価の不確かさが比較的大きい。

近年、AUTODYN<sup>(参40)</sup> や LS-DYNA<sup>(参41)</sup> のような高速加重による大変形を扱い得る陽解法動的応答コードのモデル化機能向上や、鉄筋コンクリート構造強度に関するモデルの開発<sup>(参42、43)</sup> によって、実機プラントの格納容器構造を詳細に模擬した実用的解析が可能となりつつある。本研究では、AUTODYNを用いて、代表的な形状を有する BWR-MARK II における鉄筋コンクリート製（以下「RC」という。）ペDESTALを対象として、予めプール水を有する条件にて、水蒸気爆発により発生した圧力源を設定し、コンクリート及び鉄筋が示す動的応答を評価した。解析モデルを図 2.28 に示す。

また、同体系において、コンクリート構成則、水位、爆発源分布及び爆発力をパラメータとした感度解析を実施し、ペDESTALに発生する最大ひずみ等への影響を把握するとともに、評価手法のロバスト性について検討し、以下の知見が得られた。代表的な解析結果を図 2.29 に示す。

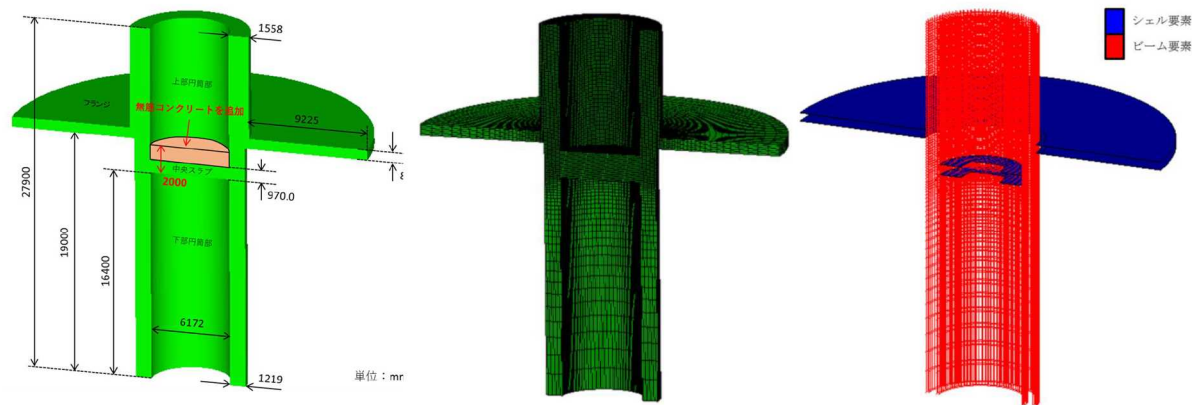
- コンクリート構成則として、CAPROUS モデル<sup>(参42)</sup> と RHT モデル<sup>(参43)</sup> では概ね同等の傾向がみられたが、両モデルには多くのパラメータ設定が必要であり、水蒸気爆発に近い荷重形態のもので、両モデルのパラメータのチューニング及び感度解析を行う必要がある。

- 爆発源分布については、爆発源高さ及びサイズによるペDESTAL変形モードの差異が見られた。

水位については、深いほど、膨張波がプール内にとどまる時間が長くなるため、ペDESTALの変形が大きくなる傾向が見られた。

#### c. 今後の研究計画

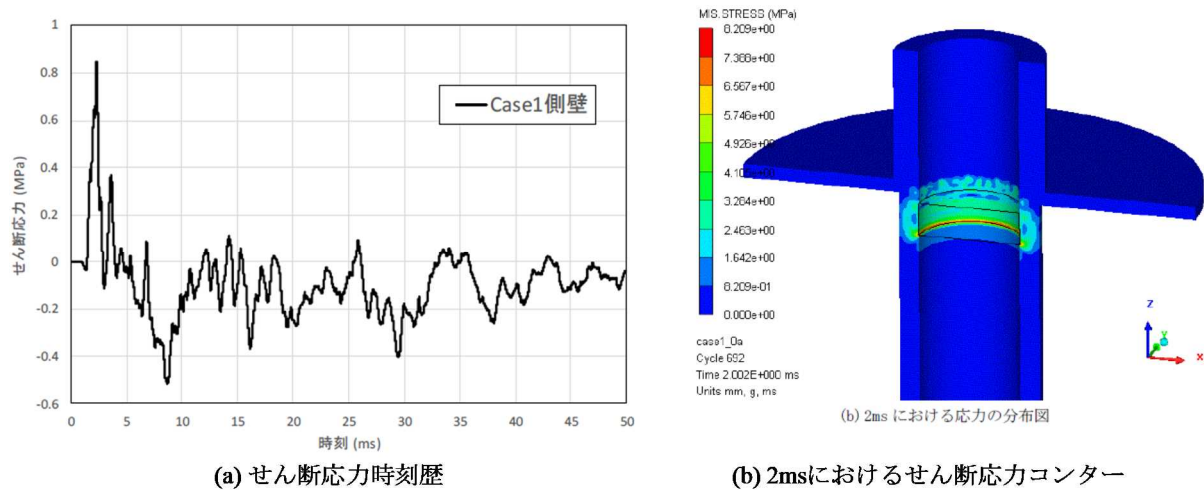
これまでに得られた評価では、水位、爆発源分布及び爆発力を独立に変化させたが、実際には、水蒸気爆発の発生規模と発生位置は事故シナリオの一環として定まるものであり、相互に密接な関係性が存在する。レベル 2PRA における溶融燃料-冷却材相互作用によって格納容器破損に至る確率の評価では、こうしたことを考慮した包括的な評価を行う必要があり、今後は、溶融燃料-冷却材相互作用との組み合わせにより、パラメータ相互の関係性について合理的な仮定を組み込んだ評価手法へと発展させていく予定である。



(a) プラントペデスタル形状 (b) コンクリート部メッシュ分割 (c) 鉄筋部メッシュ分割

図 2.28 代表 BWR ペデスタル部の AUTODYN によるモデル化

Fig. 2.28 A modeling of pedestal in BWR using AUTODYN



(a) せん断応力時刻歴

(b) 2msにおけるせん断応力コンター

図 2.29 代表 BWR ペデスタル部のペデスタル剪断応力解析例

Fig. 2.29 Example of numerical results in shear stress on the pedestal



(4) OECD/NEA/CSNI 主催の実験、解析及び調査プロジェクトからの情報収集

重大事故時に発生が想定される物理化学現象に関する研究は、多くが国際プロジェクトで実施されている。本研究の一環として、これら国際プロジェクトへの参加により、最新の実験手法に基づくデータ等の実験的知見及び解析手法に関する最新知見の収集を進めている。主要な国際プロジェクトについて、概要と得られた主な知見を表 2.4 にまとめて示す。

表 2.4 国際プロジェクト等の参加により得られた主な知見

Table 2.4 Knowledge gained through participation in international projects

現象	プロジェクト名称	概要・目的・着目点	得られた主な知見
水素燃焼	HYMERES-2 計画 (参 44) - Hydrogen Mitigation Experiments for Reactor Safety Project Phase 2 - (OECD/NEA/CSNI)	原子炉施設の安全評価を実施する解析能力の向上のために、重大事故時の格納容器熱流動に係る現象論的理解を促進することを目的として、格納容器内水素成層化問題及び安全機器の作動を考慮した格納容器内での熱流動現象に着目した実験が進められている。	これまでに、噴流や浮力乱流による密度成層の混合挙動について、グレーディング型の構造物の影響や、過熱蒸気が存在する場合の輻射熱伝達の影響を考慮する場合の重要パラメータ等に関する知見を取得中である。国内での関連実験研究で得られている知見を紹介した。
	THAI-3 計画 (参 45) - Thermal-hydraulics, Hydrogen, Aerosols and Iodine Project Phase 3 - (OECD/NEA/CSNI)	格納容器内の狭隘部における水素燃焼、対向流条件下における PAR の性能、水素燃焼に伴い構造表面等に付着した放射性物質の再放出、格納容器内温度上昇に伴う放射性物質の再放出等に着目した実験及び解析手法の検討を行う。	プール水に溶存する粒子状ヨウ素がスクラビング等の流動に伴って雰囲気中へ再放出される挙動や、壁面等に付着する各種ヨウ素、エアロゾルが水素燃焼に伴って再揮発等して雰囲気に放出される挙動に関する知見を取得した。本プロジェクトで実施している水素燃焼解析のベンチマーク結果を海外専門家と共有した。
放射性物質挙動	BIP-3 計画 (参 46) - Behaviour of Iodine Project Phase 3 - (OECD/NEA/CSNI)	有機ヨウ素を含む放射性ヨウ素の化学的な形態変化及び移行挙動について実験を行う。	格納容器内表面での有機ヨウ素生成挙動及び格納容器表面へのヨウ素の吸脱着挙動に関する新知見を得た。
	STEM-2 計画 (参 47) - Source Term Evaluation and Mitigation Project - (OECD/NEA/CSNI)	重大事故時の酸化雰囲気におけるルテニウムの燃料からの放出・移行挙動及び放射線環境下でのガス状ヨウ素の安定性の確認を目的とした実験を行う。	Ru の質量輸送の実験を通じて、RuO <sub>2</sub> と RuO <sub>4</sub> の高温での振る舞いに関する知見を得た。

<p>プラント挙動</p> <p>1F事故分析</p>	<p>ARC-F 計画 (参 48)</p> <p>- Analysis of information from Reactor buildings and Containment vessels of Fukushima Daiichi nuclear power station - (OECD/NEA/CSNI)</p>	<p>本プロジェクトは、1F の原子炉建屋及び格納容器内部のデータ及び情報を収集、管理するとともに、1F 事故シナリオ及び放射性物質の移行及び拡散に関する解析の精緻化を行う。本プロジェクトへの参加により、1F 事故に関する国際的にコンセンサスの得られた最新知見を取得する。</p>	<p>プロジェクトが開始されて間もないため知見は今後取得することとなるが、得られた最新知見は重大事故時の燃料溶融、下部ヘッド破損、炉外でのデブリ拡がり、溶融炉心-コンクリート相互作用等の解析技術及びモデルの向上、解析の妥当性確認に供するための実験データベースとして活用されることが期待される。</p>
	<p>PreADES 計画 (参 49)</p> <p>- Preparatory study on Analysis of fuel Debris - (OECD/NEA/CSNI)</p>	<p>本プロジェクトは、国内外の実験、過去の事故等から得られた知見を集約し、将来デブリを取り出した際にデブリの特性を評価するための予備検討を行う。本プロジェクトへの参加により、デブリ取り出しに関する国際的にコンセンサスの得られた最新知見を取得する。</p>	

## 2. 2 確率論的リスク評価に関連する評価技術の整備

### (1) レベル 2PRA 手法の整備

#### a. 研究概要

本研究では、安全研究プロジェクト「規制への PRA の活用のための手法開発及び適用に関する研究」（以下「レベル 1PRA プロジェクト」という。）<sup>(参 50)</sup>での検討に引き続き、レベル 1PRA により炉心損傷頻度等を評価した後のレベル 2PRA の格納容器機能喪失頻度等を評価するための手法について検討を進めている。

特に、レベル 1PRA で扱う炉心損傷までのイベントツリーとレベル 2PRA に適用する炉心損傷後の格納容器イベントツリー（以下「CET」という。）を連結するために、接続する CET の形態を検討するとともに、格納容器機能喪失に対する機器の重要度評価を行う場合の手段について検討を進めている。

また、これらの評価手法により CET 等を定量化するための評価ツールの整備を併せて進めている。以下これら取り組みの概要を述べる。

#### b. 実施内容

##### (a) レベル 1PRA/レベル 2PRA 一貫解析で用いる CET の形態に関する検討

これまでに国内で実施されている格納容器機能喪失頻度評価で用いられる CET は、格納容器破損防止対策として設置されている各種緩和システムのシステム非信頼度を記述するためのヘディングと、重大事故の進展に伴って発生する可能性のある物理化学現象（以下「SA 現象」という。）の発生確率を記述するためのヘディングが混在して構成されている。この構成は、緩和システムと SA 現象の関係が見通しやすく、緩和システム機能の喪失が影響する SA 現象との従属性を考慮することが容易であることに利点があり、レベル 1PRA で用いるイベントツリーに直接接続する。

この場合の課題は、すべての事故シーケンスを起因事象から格納容器機能喪失まで展開することであり、その数は数百万シーケンスのオーダーとなる場合がある。これは、格納容器機能喪失頻度等を計算に要する時間が長くなるだけでなく、計算コードによってはデータ量のオーバーフロー等によって解析が破綻しやすくなる問題を引き起こす。このような問題を避けるために、本研究ではレベル 1PRA プロジェクトと連携してブリッジツリーの導入を検討することとした。

ブリッジツリーの導入に際して、本研究では従来使われている CET を、システム非信頼度を評価する CET（以下「S-CET」という。）と SA 現象の発生を評価する CET（以下「P-CET」という。）に分離することによって、S-CET をブリッジツリーと同等の役割を果たすようにした。これらの CET の分離は、頂上事象となるヘディングがフォルトツリーによって評価されるものか、ROAAM 法や事故進展解析の結果等から確率を評価するものかの違いに依って分離の判断を行う。図 2.30 及び図 2.31 に分離した S-CET と P-CET の例をそれぞれ示す。CET を S-CET と P-CET に分離することにより、緩和システムの作動成否と SA

現象の関連の見通しが悪くなるが、その関係性を維持するために S-CET の終状態として格納容器破損を防止するための緩和システムの状態に対するプラント損傷状態（以下「C-PDS」という。）を導入する。これまでのプラント損傷状態は炉心損傷時点で定義されるものとして扱われてきたため、本研究での C-PDS はそれらとの差別化のために表 2.5 のように新たに分類要素を、起因事象、一次系圧力バウンダリの圧力状態、燃料取扱用水タンクの水の持込状態、格納容器除熱機能の状態及び水素対策の状態の 5 種で分類することとした。これらは、P-CET の分岐要素である物理化学現象の発生確率が変化する可能性があるものを抽出している。P-CET の分岐とこれら PDS の関係を表 2.6 に示す。

このようにして分離し、整理した CET の定量化には以下のような利点がある。S-CET はシステム非信頼度をフォルトツリーによって評価するヘディングのみで構成されるため、レベル 1PRA で用いるイベントツリーとの親和性が良い。炉心損傷防止と格納容器破損防止の両面で用いられる緩和システムの従属性などもブール代数処理によって容易に考慮することができ、S-CET までの事故シーケンスの数はそれほど増大しない。P-CET を構成するヘディングは基本的に唯一つの基事象で表現されるため、C-PDS ごとに展開される P-CET の終状態の確率を予め計算して係数行列化しておけば、S-CET までの計算結果にかけ合わせるだけで格納容器機能喪失頻度や放出カテゴリの評価が可能となり、大幅な計算時間の短縮につながると期待される。

分離前後の CET による計算結果の違いを確認するために、レベル 1PRA により評価されたある炉心損傷事故シーケンスに対して、条件付きの格納容器機能喪失確率を評価し、放出カテゴリとして整理した場合の寄与割合を比較した。図 2.32 にその結果を示す。概ね同様の寄与割合で放出カテゴリが評価されることを確認した。わずかにみられる結果の違いの主要因は、分離後 CET の結果に含まれる「SEINO-EPSILON」が分離前 CET の結果では明示的に表れていないことにある。ここで SEINO は、表 2.5 の C-PDS にあるとおり小破断 LOCA(S)で ECCS 注入失敗(E)、低圧シーケンス(I)、デブリ冷却失敗+格納容器除熱成功(N)、水素制御系健全(0)である。また、EPSILON は格納容器破損モードのうち格納容器ベースマット侵食( $\epsilon$ )を表す。

「SEINO-EPSILON」に相当する寄与割合は、分離前 CET の結果では「その他」として分類した。これは、分離前 CET のヘディング構成として、ベースマット溶融の分岐の後に自然対流冷却による格納容器除熱を考慮しているため、C-PDS の 4 文字目の格納容器除熱の成否を定義することができなかったことによる。

#### (b) 格納容器機能喪失に関する機器の重要度評価

上述したように、レベル 1PRA のイベントツリー及び S-CET を評価することによって、起因事象から格納容器破損防止対策までに対応する機器の組合せのみによる事故シーケンスのミニマルカットセット（以下「MCS」という。）を生成する。ここでは、この MCS を用いて格納容器機能喪失に対して重要となる機器を評価する手段を検討した。格納容器機能

喪失に直接または間接的に寄与する機器の重要度は、格納容器破損防止対策に限らず評価することが可能であり、潜在的に格納容器機能の維持に影響する機器を特定することもできる。これまでのところ、起因事象のうち大 LOCA 及び小 LOCA を対象として一貫解析を実施した結果に基づき、格納容器機能喪失に関する機器の重要度のパイロット評価を実施している。大 LOCA を起因とした事故進展の場合に、炉心損傷防止のために作動する安全系の機能を喪失することが格納容器機能喪失に対しても大きく影響する可能性があることが示唆される結果となった。また、大小 LOCA いずれの場合にも格納容器隔離失敗に関する機器の重要度が上位に現れる傾向であった。

#### (c) レベル 1.5PRA のための評価ツールの整備

これまでに述べた評価手法は、特に P-CET を係数行列化して掛け合わせるなど既存の汎用 PRA コードでは取り扱うことができない。そのため、本研究ではこれまでに旧原子力安全基盤機構等で開発されてきた地震 PRA 解析コード（以下「S1 コード」という。）<sup>(参 51)</sup> を改良して、新たにそれら評価手法を扱う機能を追加することとした。これまでに、米国アイダホ国立研究所で開発された SAPHIRE コード<sup>(参 52)</sup> により作成したミニマルカットセットデータの入力機能、P-CET を係数行列として S-CET の評価結果に掛け合わせる機能、格納容器機能喪失に対する機器重要度等を評価する機能を実装済みであり、機能確認としてパイロット計算を進めている。

本評価ツールの利点は、従来 S1 コードが地震 PRA のために開発されてきた経緯があることから、格納容器破損防止対策等の地震損傷に関する基事象を各種フォルトツリーにモデル化するだけで簡易的に地震レベル 2PRA の定量化ができることにある。また、定量化に用いる数値解法についても、今後の国内外の研究動向の成熟度に応じて最適評価手法を適用することや、地震レベル 2PRA で課題として考えられている余震影響のような汎用 PRA コードでは取り扱うことができない非線形的な事象の評価機能も、技術の成熟度に応じて実装することができることも利点である。

#### c. 今後の研究計画

これまでに、レベル 1PRA プロジェクトの成果を踏まえて、レベル 1PRA/レベル 2PRA 一貫解析で使用する CET 等の検討を進めてきた。起因事象として小 LOCA 等を選定しパイロット的な計算を通じて、概ねレベル 1PRA/レベル 2PRA 一貫解析に適用する手法の見通しが立ったものと考えられる。

今後として、定量化計算の範囲を想定されるすべての起因事象の範囲に拡大して適用することにより、本手法により生じる誤差や予期せぬ不具合等の等の有無の確認を進めるとともにその成立性を確認し、一連の適用する PRA モデルの分岐確率等のより一層の精緻化のための ROAM 法による評価の見直し、緩和システムのフォルトツリー等モデルの確

認、CET のヘディングの構成要素とその順番の適切性について、MELCOR による事故進展解析の結果も活用して、検討を進めていく予定である。

表 2.5 C-PDS の定義  
Table 2.5 Definition of C-PDS

	1 文字目	2 文字目	3 文字目	4 文字目	5 文字目
識別子	起因事象	ECCS 状態	一次系圧力	格納容器熱流動	水素制御系
A	大 LOCA				
B	CV 隔離失敗				
G	SGTR				
P	先行破損				
S	小 LOCA				
T	過渡事象				
V	ISLOCA				
E		ECCS 注入失敗			
L		ECCS 再循環失敗			
H			高圧シーケンス		
I			低圧シーケンス		
C				デブリ冷却成功 + 格納容器除熱成功	
D				デブリ冷却失敗 + 格納容器除熱失敗	
N				デブリ冷却注水失敗 + 格納容器除熱成功	
W				デブリ冷却注水成功 + 格納容器除熱失敗	
0					健全
1					早期喪失
2					後期喪失

表 2.6 C-PDS と P-CET の分岐確率の関係

Table 2.6 Relationship between C-PDS and branch probabilities in P-CET

項目	設定方法	シーケンス等識別条件	設定の考え方
1 TILOCA TISGTR	事象進展解析	***H**	TILOCA PDS3文字目がHIについて分岐を考える
			TISGTR TILOCAの分岐を考慮した上でTILOCAに至らなかった場合
			なし TILOCA、TISGTRに至らなかった場合
		***I**	分岐なし
2 水素燃焼 (原子炉容器破損前)	ROAAM法	****0 or ****2 ****1	水素濃度制御系健全 または 水素濃度制御系後期喪失 水素濃度制御系早期喪失
3 炉内デブリ落下	工学的判断	全PDS	
4 炉内水蒸気爆発	ROAAM法	3が上分岐 3が下分岐	P-CETの構造上、炉内デブリ落下成功の場合には常に分岐
5 HPME/DCH	ROAAM法	***H**かつ1が「なし」に分岐 ***I**	高圧シーケンス 低圧シーケンス
6 水素燃焼 (原子炉容器破損時)	ROAAM法	****0 or ****2 ****1	水素濃度制御系健全 または 水素濃度制御系後期喪失 水素濃度制御系早期喪失
7 炉外デブリ落下	工学的判断	***H**かつ1が「なし」に分岐 ***I**	***H**かつTILOCA、TISGTRに至らなかった場合には、低圧
8 炉外水蒸気爆発	ROAAM法	***W*かつ7が下分岐	キャビティ注水成功+自然対流冷却失敗
		***C*かつ7が下分岐	キャビティ注水成功+自然対流冷却成功
		上記PDSかつ7が上分岐	7で分散落下する場合
		***D* ***N*	キャビティ注水失敗+自然対流冷却失敗 キャビティ注水失敗+自然対流冷却成功
9 ベースマツト溶融	ROAAM法	***D* or ***N*かつ7が上分岐	キャビティ注水失敗し、7で分散落下する場合
		***D* or ***N*かつ7が下分岐	キャビティ注水失敗し、7で集合落下する場合
		***W* or ***C*かつ7が上分岐	キャビティ注水成功し、7で分散落下する場合
		***W* or ***C*かつ7が下分岐	キャビティ注水成功し、7で集合落下する場合
10 水素燃焼 (原子炉容器破損後後期)	ROAAM法	****0 ****1 or ****2	水素濃度制御系健全 水素濃度制御系早期喪失及び水素濃度制御系後期喪失
11 過圧破損	工学的判断	***D*	キャビティ注水失敗+自然対流冷却失敗
		***N*	キャビティ注水失敗+自然対流冷却成功
		***W*	キャビティ注水成功+自然対流冷却失敗
		***C*	キャビティ注水成功+自然対流冷却成功
12 過温破損	工学的判断	***D*かつ7が上分岐	キャビティ注水失敗+自然対流冷却失敗かつ7で分散落下
		***D*かつ7が下分岐	キャビティ注水失敗+自然対流冷却失敗かつ7で集合落下
		***N*かつ7が上分岐	キャビティ注水失敗+自然対流冷却成功かつ7で分散落下
		***N*かつ7が下分岐	キャビティ注水失敗+自然対流冷却成功かつ7で集合落下
		***W*かつ7が上分岐	キャビティ注水成功+自然対流冷却失敗かつ7で分散落下
		***W*かつ7が下分岐	キャビティ注水成功+自然対流冷却失敗かつ7で集合落下
***C*	キャビティ注水成功+自然対流冷却成功		





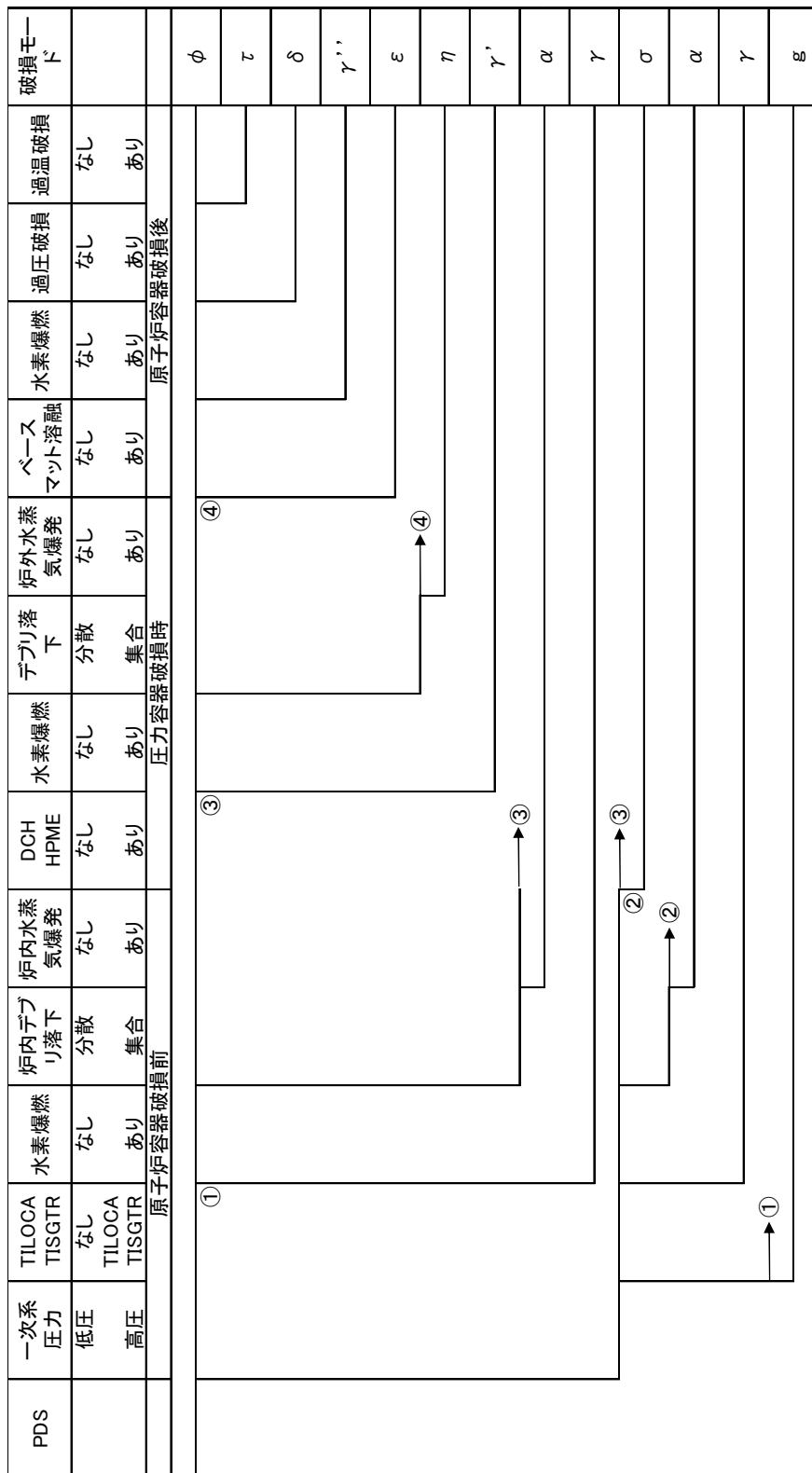
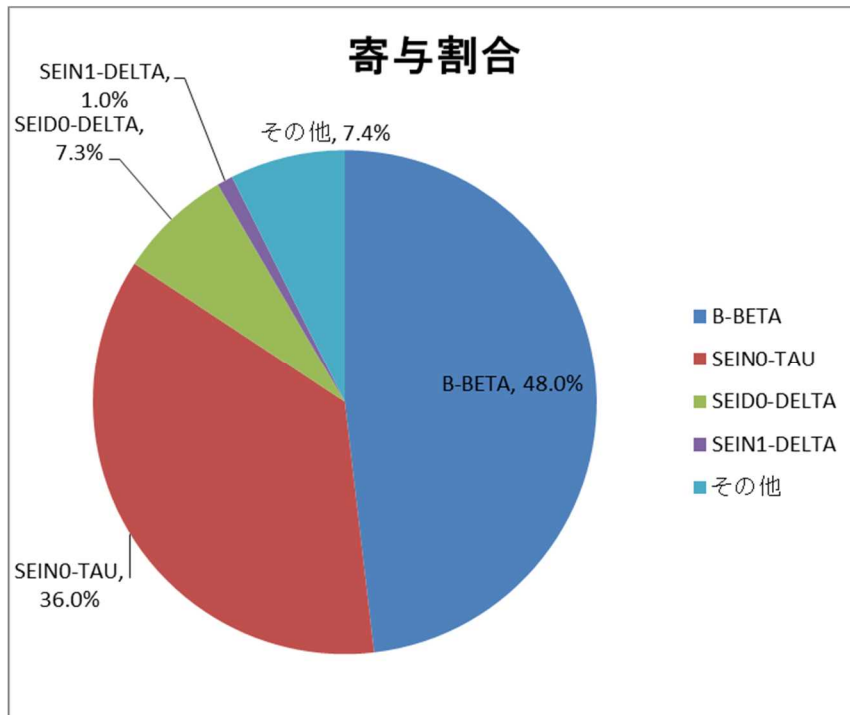
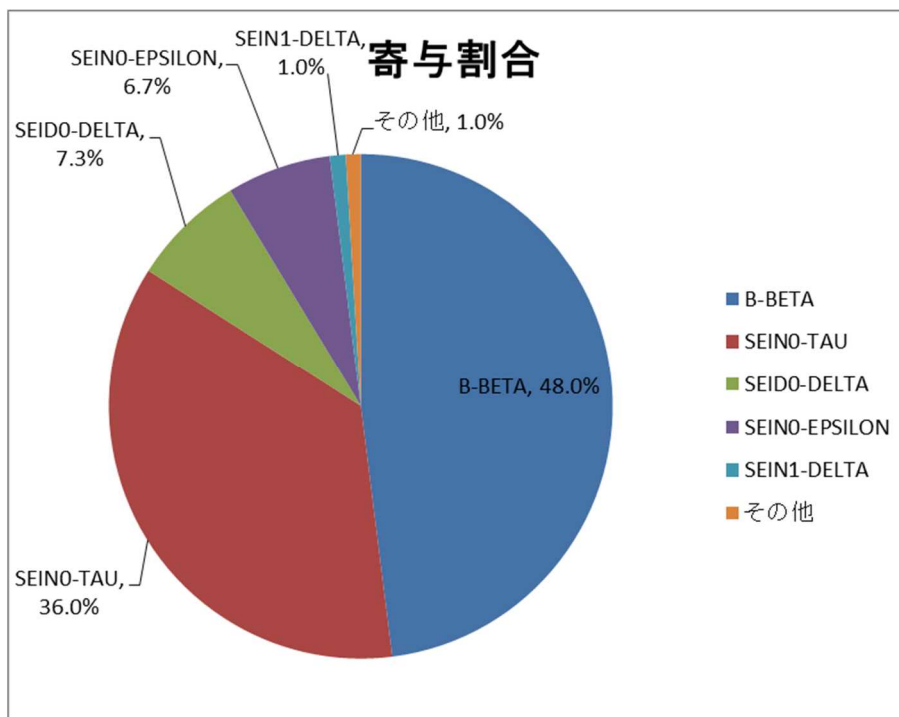


図 2.31 P-CET(Phenomenologic-Containment Event Tree)の例

Fig. 2.31 Example of P-CET(Phenomenologic-Containment Event Tree)



(a) 分離前 CET による計算例



(b) 分離後 CET による計算例

図 2.32 炉心損傷シーケンスに対する条件付き格納容器機能喪失確率の寄与割合  
 Fig. 2.32 Attributable rate of conditional containment failure probability  
 belonging to a core damage sequence

## (2) レベル 3PRA 手法の整備

### ① 研究概要

重大事故等対処設備を考慮したレベル 1PRA からレベル 3 PRA までの結果から、濃度、線量等のリスクの指標を検討するとともに、リスク指標を評価するためのレベル 3PRA 手法を検討する。また、代表プラントのリスク評価を行い、防護措置の効果等に係る技術的知見を蓄積する。

### ② 実施内容

1F 事故の教訓を踏まえ、緊急事態における原子力施設周辺の住民等に対する放射線の重篤な確定的影響を回避し又は最小化するため及び確率的影響のリスクを低減するための防護措置を確実なものとするを目的に、原子力災害対策指針<sup>(参 53)</sup>（以下「災対指針」という。）は制定された。災対指針では、従来の防災対策を重点的に充実すべき地域の範囲（Emergency Planning Zone: EPZ）に代わり、新たに、PAZ 及び緊急時防護対策を準備する区域（Urgent Protective action Planning Zone: UPZ（以下「UPZ」という。））の概念が導入されるとともに、防護措置として、PAZ 圏内（原子力施設からおおむね半径 5 km を目安とする）では全面緊急事態に至った時点で原則として即時避難を実施すること、UPZ 圏内（原子力施設からおおむね半径 30 km を目安とする）では原則として屋内退避を実施し、原子力施設の状況に応じて段階的に避難を行うこと等が示された。

本プロジェクトでは、災対指針に示される段階的な避難を考慮した計算ができるように、米国サンディア国立研究所が開発した確率論的環境影響評価コード MACCS2<sup>(参 54)</sup>（以下「MACCS2」という。）を改良し（以下「MACCS2-NRA」という。）、PWR を対象に、重大事故等対処設備を考慮したソースターム解析結果を用いた試解析を行い、レベル 3PRA におけるリスク指標を検討した。

長期にわたり環境に影響を与える観点を考慮し、地表面に沈着すること、半減期が長いこと及び事故時の放出量が多いことから、セシウム-137 の地表面濃度をリスク指標の代表として用いることの妥当性について検討した。図 2.33 に、事故シナリオの試解析結果の一つである大破断 LOCA 時の早期炉心損傷（以下「AE」という。）におけるセシウム-137 の距離別平均中心線地表面濃度について、重大事故等対処設備を考慮した場合（以下「AM 有り」という。）、重大事故等対処設備を考慮しない場合（以下「AM 無し」という。）別に示す。重大事故等対処設備の考慮により放射性物質の大気中への放出が抑制されるため、地表面に沈着するセシウム-137 の濃度が低下する。大破断 LOCA 時の後期炉心損傷（以下「AL」という。）、小破断 LOCA 時の早期炉心損傷（以下「SE」という。）及び後期炉心損傷（以下「SL」という。）においても試解析を実施し、同様の傾向を確認した。

線量に係るリスク指標として、実効線量を代表として用いることの妥当性について検討した。図 2.34 に、AE の試解析結果の一つである距離別平均中心線実効線量について、AM 有り、AM 無し別に示す。本検討においては、被ばく経路について、プルーム中の放射性物

質の吸入による内部被ばく、プルーム中の放射性物質による外部被ばく（クラウドシャイン）、地表面に沈着した放射性物質による外部被ばく（グランドシャイン）及び地表面から再浮遊した放射性物質の吸入による内部被ばくを考慮した。また、避難等の防護措置を考慮していない。重大事故等対処設備により放射性物質の大気中への放出が抑制されるため、実効線量が低下する。AL、SE 及び SL においても試解析を実施し、同様の傾向を確認した。また、被ばく線量として、実効線量以外に、甲状腺線量及び赤色骨髄線量について検討し、実効線量が被ばく線量について他の被ばく線量と同様の傾向を示すことを確認した。

災対指針ではさらに、原子力施設の状況に応じた段階的な避難において、防護措置の実施を判断する基準として、空間線量率や環境試料中の放射性物質の濃度等の原則計測可能な値で表される運用上の介入レベル（Operational Intervention Level: OIL（以下「OIL」という。））が設定されている。

改良前の MACCS2-NRA では、PAZ 圏内及び UPZ 圏内の段階的避難は模擬できたものの、空間線量率を基準とした OIL の発令を起点とする避難（以下「OIL 避難」という。）を模擬できなかった。そのため本プロジェクトでは、OIL1（地上 1 m で計測した場合の空間線量率 500  $\mu$ Sv/h）による緊急防護措置及び OIL2（同線量率 20  $\mu$ Sv/h）による早期防護措置を模擬し、これらの OIL の空間線量率レベルに達した場合に、健常者並びに防護措置の実施に特に配慮が必要な高齢者や傷病者等（以下「要配慮者」という。）の防護措置実施を模擬できるよう、MACCS2-NRA の避難モデルを改良した。

改良したモデルについて、空間線量率の時間変化と OIL 基準の関係を図 2.35 に示す。地表面濃度及び時間積算空気中濃度の計算結果から、グランドシャイン及びクラウドシャインの合計による空間線量率を算出する。算出した空間線量率が OIL 基準に到達する時刻について、放出位置からの同心円距離間隔毎に算出する。OIL 基準に到達する時刻に、OIL 発令後の避難遅れ時間を加算して、避難開始時刻を算出する。MACCS2 で設定が必要となる避難開始までの防護措置に係るパラメータのタイムライン及び改良したモデルで計算を可能とした OIL 避難に係るパラメータのタイムラインを図 2.36 に示す。事故発生から避難開始までの時間はモデルに依存しないため、それぞれのパラメータの合計は一致する。ここで、警告時刻（OALARM）は事故進展解析の結果から、屋内退避遅れ時間（DLTSHL）及び OIL 発令後の避難遅れ時間（DLTOIL）は施設敷地緊急事態等発令後及び OIL 発令後からの一定時間後として入力による設定から、あらかじめ入力により設定する。OIL 発令までの時間（ $T_{OIL}$ ）が解析で使用する気象ごとに異なるため、避難遅れ時間（DLTEVA）を(2.2.1)式により、解析で使用する気象ごとに計算する。

$$DLTEVA = T_{OIL} + DLTOIL - OALARM - DLTSHL \quad \dots \dots \dots (2.2.1)$$

改良した MACCS2-NRA を用いて試解析を実施し、OIL 避難モデル導入前後の解析結果を比較した。改良したモデルの妥当性確認のため、防護措置に係る設定以外は同条件とした。図 2.37 に、AE 時の格納容器過圧破損（以下「AE- $\delta$ 」という。）の試解析結果の一つである距離別平均実効線量について、従来の防護措置モデル、OIL 避難モデル別に示す。PAZ 圏内においては、施設敷地緊急事態の発令を起点とした避難としているため、従来の防護措置モデル及び OIL 避難モデルの試解析結果間に差は無い。また、UPZ 圏外においては、本解析では避難を設定していないため、試解析結果間に差は無い。

一方で、UPZ 圏内においては、従来の防護措置モデルと比較し、OIL 避難モデルでは、実効線量が増加した。解析条件として、従来の防護措置モデルでは、プルーム放出終了の 5 時間後に避難を開始することとしていたが、OIL 避難では、OIL1 発令の 5 時間後に避難を開始することとした。いずれのモデルもプルーム通過後の避難を模擬しているが、OIL 避難ではプルームが到着するまでの時間だけ屋内退避を継続する時間が増加した結果と考えられる。

なお、本試解析では、要配慮者の防護措置を考慮していないため、今後の作業においては、健常者及び要配慮者それぞれのリスク指標についても、検討することとする。

そのほか、本プロジェクトにおいては、レベル 3PRA に用いるサイトデータについて、人口分布データ、経済データ、農作物関連データ等を最新の統計情報<sup>(参 55、56、57)</sup>等に基づき更新した。

### ③ 今後の研究計画

平成 30 年度までに、レベル 3PRA におけるリスク指標として、セシウム-137 の地表面濃度及び実効線量を濃度及び線量の代表として用いることの妥当性について検討した。また、災対指針における OIL に基づく防護措置モデルを模擬できるように、MACCS2-NRA を改良した。令和元年度においては、レベル 3PRA 手法におけるリスク指標を評価するための不確かさ解析に係る分析手法を検討している。令和 2 年度以降においては、令和元年度までに整理したレベル 3PRA 手法に基づいた代表プラントにおけるリスク評価を行い、令和 3 年度までに、技術的知見をとりまとめる。

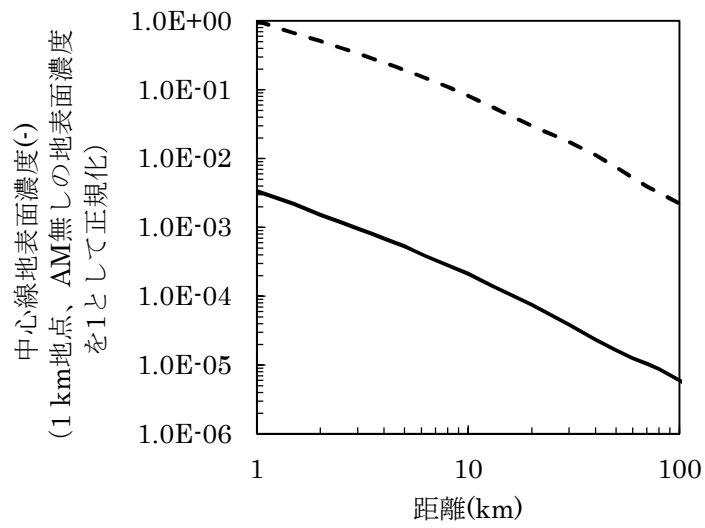


図 2.33 中心線地表面濃度 (AE、セシウム-137、平均値)  
(破線：AM無し、実線： AM有り)

Fig. 2.33 Centerline ground concentration (AE, Caesium-137, Mean)

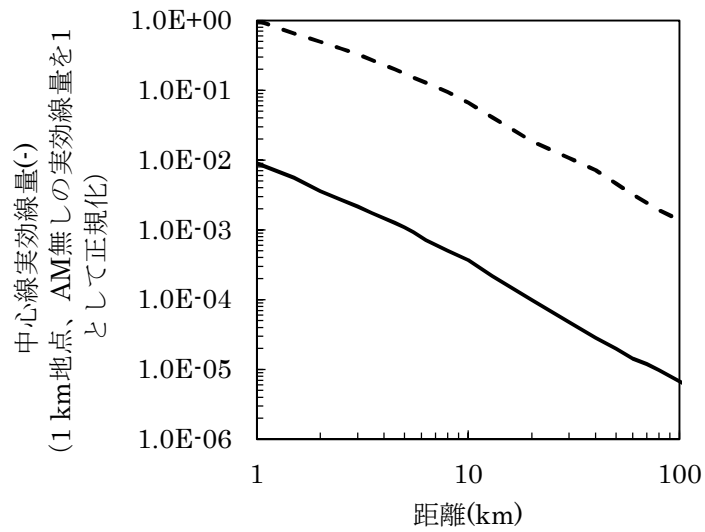


図 2.34 中心線実効線量 (AE、平均値)  
(破線：AM無し、実線：AM有り)

Fig. 2.34 Centerline effective dose (AE, Mean)

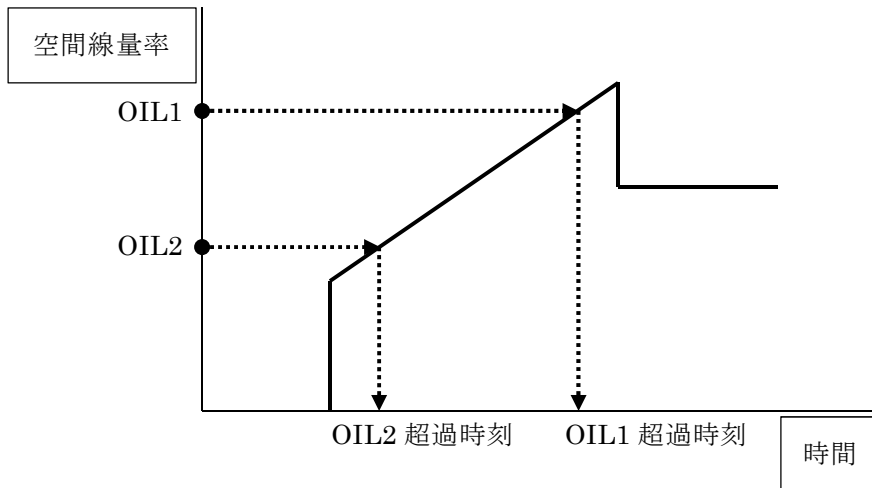


図 2.35 空間線量率の時間変化と OIL 設定値の関係

Fig. 2.35 Relationship between air dose rate and OIL values

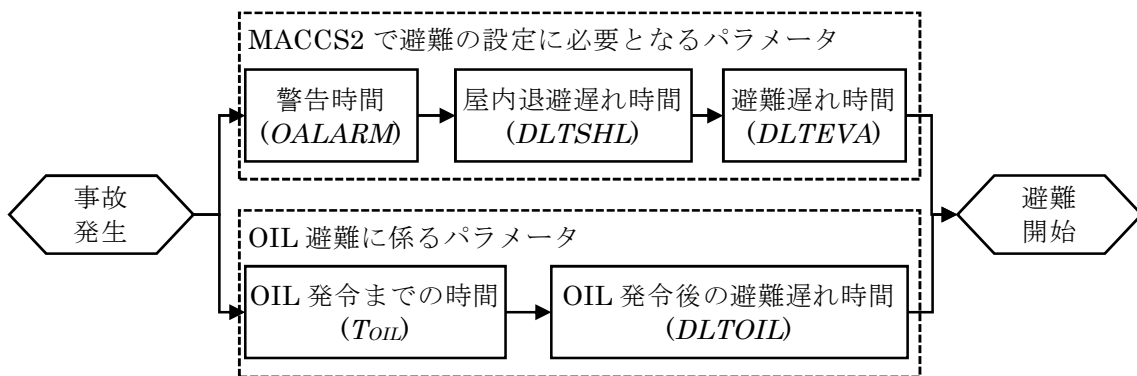


図 2.36 MACCS2 で避難の設定に必要となるパラメータ及び OIL 避難に係るパラメータ

Fig. 2.36 Parameters required to set the evacuation model in MACCS2 and parameters related to OIL evacuation

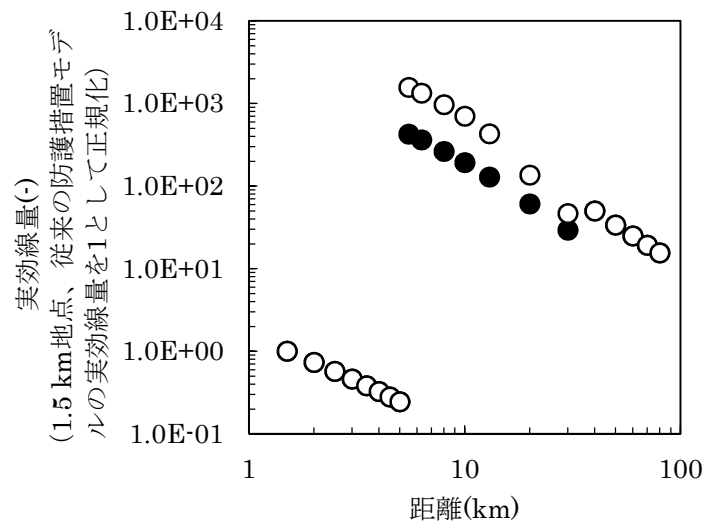


図 2.37 実効線量 (AE- $\delta$ 、平均値)  
 (● : 従来の防護措置モデル、○ : OIL 避難モデル)

Fig. 2.37 Effective dose (AE- $\delta$ , Mean)

(● : Conventional protective measures model, ○ : OIL evacuation model)



## 2. 3 環境影響評価手法の整備

### (1) 放射性物質の環境拡散評価手法の整備

#### ① 研究概要

1F 事故では、1 号機から 3 号機までが炉心損傷し、大量の放射性物質が環境に放出され、大気中及び海洋に拡散した。ソースターム評価の精度向上のために、地形影響等を考慮した大気拡散モデル、海洋拡散モデル及び陸上動態モデルを統合した詳細な環境拡散評価手法を検討する。

#### ② 実施内容

##### a. 大気拡散モデル

##### (a) モデルの整備

本研究では、現実の気象場における 3 次元大気拡散過程を再現できるモデルとして、公開モデル WRF-Chem (Weather Research and Forecasting/Chemistry<sup>(参 58)</sup> Ver. 3.8 を基にモデルの検討を行った。

WRF-Chem は、米国の大気研究センターや国立気象局を中心に開発された非静力学メソスケール気象モデル WRF (<https://www.mmm.ucar.edu/weather-research-and-forecasting-model>) に、米国海洋大気庁が中心となってオイラー形式のトレーサ輸送モデルを組み込んだ大気拡散モデルである。開発当初からソースコードが公開され、問題点の修正や機能拡張を行いながら毎年アップデートが行われており、気象学を中心に利用が多い。図 2.38 は WRF-Chem による大気拡散計算の概念図である。現実の地形データと、気象データから作成した気象場の初期値及び境界値、さらにトレーサの放出強度を入力する。WRF-Chem は計算領域の各グリッドにおける気象変数をタイムステップごとに計算し、計算された気象場の情報をそのまま拡散計算に利用する。

従来のように気象計算と大気拡散計算で別々のモデルを用いる場合 (RAMS/HYPACT 等)、気象モデルで計算した気象データをストレージに記録しておき、それを読み込んで拡散モデルを駆動する。このような場合、ストレージ容量の制約を受けるために、気象モデルで計算されたすべての情報を利用することはできない。利用できるパラメータは制限され、また毎時データといったように時間的に間引く必要がある。さらに、通常は全く同一の座標を使用することはできないため、空間的に内挿することになる。これに対して、WRF-Chem では拡散計算と同一のモデルフレームで気象計算を行うため、すべてのタイムステップ、すべての座標における、すべてのパラメータを大気拡散計算に利用することができる。

本研究で検討した WRF-Chem の主な仕様を表 2.7 に示す。WRF-Chem では物理過程を表現するスキームとして複数のオプションの中から選択できるようになっているが、本研究では大気拡散モデルとしての性能を優先させた仕様とした (表中備考欄の\*印)。トレーサとして、希ガス、水溶性ガス、粒子の性状を表現できるものとし、物理的半減期による消滅

も考慮できるようにした。また、複数の計算領域をネスティングにより結合することができ、MPI (Message Passing Interface) のよる分散メモリ型並列計算に対応している。

#### (b) 試解析によるモデルの確認

検討した大気拡散モデル WRF-Chem を用いた試解析として、1F 事故を対象としてセシウム 137 の拡散シミュレーションを行い、モデルの確認を行った。計算領域を図 2.39 に示す。東日本全体を覆う Domain1 及び 1F 周辺を対象とする Domain2 を設定し、2-way ネスティングにより結合した。即ち、Domain1 により Domain2 の境界値を作成し、Domain2 の計算結果から Domain1 に絶えずフィードバックを返す。Domain1 及び Domain2 の水平解像度はそれぞれ 9 km 及び 3 km である。鉛直構造として地表から 50 hPa までを 40 層に分解した。最下層の厚みはおよそ 70 m である。初期値及び Domain1 の境界値は気象庁の MSM 解析値を基に作成した。対象期間は日本標準時で 2011 年 3 月 11 日 16 時から 4 月 1 日 9 時までである。

1F から大気へのセシウム 137 放出強度は、2011 年 3 月に測定された大気中濃度の時間平均値<sup>(参 59)</sup> 及び空間線量率の第 5 次航空機観測結果<sup>(参 60)</sup> と、それに対応するモデル値の組み合わせに対して、統計的最適化手法<sup>(参 61)</sup> を適用することにより推定した値を用いた。空間線量率のモデル値は、積算沈着量に変換係数 (IAEA-TECDOC-1162;  $2.1 \times 10^{-6}$  iSv h<sup>-1</sup>/Bq m<sup>-2</sup>) を適用して算出した。

最適化した放出強度を用いたモデル値と観測値とを比較した結果を図 2.40 に示す。大気中濃度では使用したデータの 59.5%、空間線量率では 60.4%が factor2 の誤差に収まった。また、相関係数はそれぞれ 0.91 及び 0.90 となり、モデル値は観測値を概ね良く再現できていると言える。図 2.41 は空間線量率の分布の比較である。1F から北西方向及び福島市と郡山市を結ぶ中通りの空間線量率が高いという、観測値に見られる特徴が再現されている。ただし、郡山市南西方向の山間部で概ね過小評価となっている。JAEA の解析でも同様の傾向が見られていたが<sup>(参 62)</sup>、霧水の森林表面での沈着を考慮することで過小評価が改善されたことが報告されている<sup>(参 63)</sup>。WRF-Chem でもこの沈着過程を考慮することで改善される可能性がある。

以上の結果から、本研究で検討した大気拡散モデル WRF-Chem は大気拡散解析コードとして概ね良好な性能を備えていると考えてよい。

### b. 海洋拡散モデル

#### (a) モデルの整備

本研究では、現実の海洋流速場における 3 次元海洋拡散過程を再現できるモデルとして、公開モデル ROMS (Regional Ocean Modeling System)<sup>(参 64)</sup> Ver. 3.6 を基に検討した。ROMS は UCLA、コロラド州立大学、ラトガース大学等により開発が進められ、WRF-Chem 同

様ソースコードが公開されており (<http://www.myroms.org>)、海洋の力学、地質学、生物学等に広く活用されている。

図 2.42 に ROMS による計算手法の概念図を示す。図 2.38 の WRF-Chem の場合と同様であるが、気象データの代わりに海洋データを基に作成した海洋状態場の初期値及び境界値を入力する。さらに、気象データから作成した海面における強制場（風応力、熱、放射）データを入力する。それによりタイムステップごとの海洋状態場を計算して拡散計算に使用して、トレーサの海水中濃度と海底における沈着量を計算する。

表 2.8 に検討した ROMS の主な仕様を示す。複数のオプションから選択できるスキームについては、WRF-Chem 同様、拡散モデルとしての性能優先の仕様とした。ROMS は標準で溶存態及び懸濁態をトレーサとする拡散計算機能を備えているが、物理的半減期による消滅も考慮できるようにするとともに、海面を漂うフロートにも対応できるようにした。また、標準では粒子の沈着速度は定数を与えるようになっていたが、粒子の性状を反映できるようにした。さらに、WRF-Chem 同様、ネスティングによる複数の計算領域の結合が可能であり、MPI による並列計算にも対応している。

ROMS は WRF-Chem とは異なり、入力データ作成用のツールが用意されていないため、これを作成する必要がある。本研究では共通のインターフェイスにより、ROMS による拡散計算に必要な入力データ（表 2.9）を作成するツール群を開発した。作成された入力データは、ROMS 標準の形式に準拠している。

#### (b) 試解析によるモデルの確認

検討した海洋拡散モデル ROMS を用いて、太平洋に面する 1 グリッドを放出点とした試解析を行い、モデルを確認した。太平洋沖黒潮流域を覆う Domain1 と沿岸部を覆う Domain2 の二つの計算領域を設定し、2-way ネストにより結合した（図 2.43）。Domain1 及び Domain2 の水平解像度はそれぞれ 21 km と 7 km である。鉛直構造として、海底から水面までを 30 層に分割した。海洋状態場の初期値、境界値は HYCOM GOFS 3.0 Global analysisGLBu0.08 データセット (<https://www.hycom.org/dataserver/gofs-3pt0/analysis>) から作成し、海面における強制場は気象庁 55 年長期再解析 (<https://jra.kishou.go.jp/JRA-55/>) から作成した。計算期間は 2014 年 4 月 1 日 0 時から 4 月 6 日 0 時までである。放出強度は  $1000 \text{ Bq s}^{-1}$  で一定とした。

図 2.44 は放出開始 5 日後（4 月 6 日 0 時）の海面における溶存態の濃度である。太平洋岸で放出されたトレーサは黒潮外縁部の反流に乗って南西に流れている。さらに計算を進めれば黒潮本流に乗って東進するはずであるが、5 日間の時間積分ではそこまでは至らなかった。図 2.44 の黒点における海水面濃度の時間変化を、放射性減衰（半減期 8 日）のあり、なしで比較した（図 2.45）。海水の流速場の状況により濃度の減少も見られるが、トレーサの放出に伴って基本的には濃度は増加している。放射性減衰を考慮すると当然濃度は減衰する。両者の濃度差は設定した半減期と矛盾のないものとなった。次に、同

じ位置の水深約 50 m において、溶存態と粒子の濃度の比較を行った (図 2.46)。濃度の時間変化は流速場の状況の変化によるものであるが、粒子の濃度は溶存態より大きくなっており、重力による沈降が働いていることがわかる。以上の結果から、本研究で検討した海洋拡散モデル ROMS はトレーサの性状及び物理的半減期を反映できていると考えてよい。

### c. 大気拡散モデルと海洋拡散モデルの結合

#### (a) 大気からのソースデータ作成ツールの整備

海洋への放射性物質の流入経路には、放出減から海洋への直接放出のほかに、放出源から大気へ放出されて大気中を拡散した後、海面に沈着する経路がある。図 2.47 のように、本研究では WRF-Chem により計算した大気からの沈着量を ROMS のソースとして入力することにより、大気拡散モデルと海洋拡散モデルを結合して、大気からの沈着成分の海洋拡散を計算できるようにした。

ROMS では本来は大気を通じたトレーサの流入経路は考慮されていないが、海面に降り注ぐ降水が海水中塩分濃度の負のソースとなるように強制場を設定できるようになっている。このインターフェイスを利用すれば、ROMS 標準の強制場ファイルの形式で海面における面的なソースを与えることができる。WRF-Chem が出力する大気からのトレーサ沈着量データは、各モデルグリッドにおける 1 時間ごとの沈着量であり、そのファイルには時刻と座標の情報が含まれる。そこで、座標情報から適切な座標変換を行い、適切な時刻の強制場として ROMS に与えるように、ソースデータ作成ツールを作成した。

図 2.48 は WRF-Chem から ROMS への座標変換を表した図である。座標変換は可能な限り全体の放射能を保存するように行い、またネスティングを考慮して WRF-Chem の高解像度ネストの情報を優先する。

ROMS の格子  $(I, J)$  に対し、その 4 頂点で構成される四辺形と、読み込んだ領域番号に対応する WRF-Chem の格子  $(i_n, j_n)$  の重なり部分の面積  $S_{i_n, j_n, I, J}$  ( $\text{m}^2$ ) を算出する。当該格子のトレーサのフラックスを  $\phi_{i_n, j_n}$  ( $\text{Bq m}^{-2} \text{h}^{-1}$ ) とすると、ROMS の格子  $(I, J)$  が WRF-Chem の格子  $(i_n, j_n)$  から受け取るべきフラックス  $\phi_{I, J}$  ( $\text{Bq m}^{-2} \text{h}^{-1}$ ) は

$$\phi_{I, J} = \frac{\sum_{(i_n, j_n) \in (I, J)} S_{i_n, j_n, I, J} \cdot \phi_{i_n, j_n}}{\sum_{(i_n, j_n) \in (I, J)} S_{i_n, j_n, I, J}} \quad \dots \dots \dots (2.3.1)$$

となる。なお、上記の総和において、領域番号  $n$  の格子  $(i_n, j_n)$  がさらに下位のネストを持つならば、この総和からは除外する (図 2.48 の左上部分)。全ネストに対して処理が行われれば、最上位ネストの領域を重複なくすべてカバーすることとなる。

## (b) 試解析によるモデルの確認

図 2.43 と同じ領域を対象に試解析を行い、統合したモデルを確認した。積分期間は 2014 年 4 月 1 日 0 時から 5 月 1 日 0 時である。ソースから大気への放出は一定とし、WRF-Chem で計算した 1 時間ごとの沈着量は最初の 10 日間のみ ROMS に与える。ただし、大気由来のトレーサの海洋拡散の様子を確認するために、ここでは放出源から海洋への直接放出は考慮しない。

WRF-Chem の計算領域は ROMS の計算領域とほぼ重なるように、低解像度広域ネスト (nest1) と高解像度狭域ネスト (nest2) を設定した。例として、4 月 5 日 0 時から 1 時まで ROMS に与える大気からの沈着由来のソースの分布を図 2.49 に示す。WRF-Chem の nest2 から変換した値を nest1 から変換した値にはめ込んで ROMS に与えるが、特に破綻することなく ROMS の座標に変換できていることがわかる。

トレーサとして、壊変を考慮する場合と考慮しない場合の溶存態、及び壊変を考慮しない懸濁態とフロートの 4 種について計算を行った。積分開始から 1 か月後の 5 月 1 日 0 時の海面におけるトレーサの濃度を図 2.50 に示す。特に数値不安定等生じることなく、計算を終了している。大気からの放出終了から 20 日経過しているため、重力沈降を受ける懸濁態は海水表面にとどまるフロートより濃度が大きく減少している。溶存態の濃度は懸濁態とフロートの間にあり、壊変による減衰の効果が表れている。図 2.51 は 4 月 11 日 0 時 (大気由来のソースの放出終了時刻) 及び 5 月 1 日 0 時の北緯 33 度における懸濁態濃度の鉛直断面である。大気からのトレーサの供給が止まってからの 20 日間、重力により沈降していく様子が見て取れる。

図 2.52 は計算領域内のトレーサの総放射能の推移である。大気からの沈着によるソースが与えられる 10 日間に総量が増加していくが、大気からの供給が止まった後の 20 日間は、壊変を考慮しない場合はほんのわずかにしか減少していない。海水の流速は風速より小さいため、計算領域外への流出量は大気拡散の場合よりもはるかに緩やかである。懸濁態の海底への沈着量は着実に増加していくが、全体の量から見れば、ごくわずかであることがわかる。

以上の結果から、大気拡散モデル WRF-Chem と海洋拡散モデル ROMS を結合することにより、大気からの沈着により海洋に流入するトレーサの海洋拡散を計算できていると考えてよい。

## ③ 今後の研究計画

### a. 海洋拡散モデルの整備

平成 30 年度までに検討してきた海洋拡散モデルでは、あらかじめ設定したソースタームを与えるため、ソースタームを変更する場合はその都度拡散計算をやり直す必要があった。そこで、令和元年度以降は、拡散計算をやり直すことなく、ソースタームの変更をトレーサの海水中濃度及び沈着量の計算結果に反映させることができるようにする。

まず、単位放出を一定の時間間隔で分割し、それぞれの成分を別種のトレーサとして拡散計算を実施し、計算結果を記録しておく（図 2.53）。この図に示された例の場合、拡散計算を行うべきトレーサは  $M$  種である。拡散計算後、各トレーサの計算結果に対して、拡散計算においてモデルに与えた放出強度から任意のソースタームへの変換倍率となるスケールファクタを適用して線形に結合する。評価時刻  $t$  におけるソース 1 由来成分  $m$  の濃度を  $c_m^o$ 、スケールファクタを  $S_m^o$ 、ソース 2 由来成分  $n$  の濃度を  $c_n^a$ 、スケールファクタを  $S_n^a$  とすると、濃度  $C$  は

$$C = \sum_{m=1}^M c_m^o \times S_m^o + \sum_{n=1}^N c_n^a \times S_n^a \quad \dots \dots \dots (2.3.2)$$

として計算される。この手法により、スケールファクタ  $S_m^o$  及び  $S_n^a$  を適切に設定することで拡散計算後にソースタームの変更を海水中濃度の計算値に反映できる。また、沈着量も同様に計算される。

この手法を実装するための、ソースコードとインターフェイスの検討を行う。なお、大気拡散モデルについては、この機能は実装済みである。

#### b. 陸上動態モデルとの結合

令和 2 年度以降、大気拡散—海洋拡散結合モデルに陸上動態モデルを結合する。陸上動態モデルは既往研究で広く利用されているコンパートメントモデルを使用する。ただし、トレーサの河川による海洋への流出を評価するために、降水の分布から表面流量、河川流量、浮遊土壌の発生量と輸送量を評価する分布型流出モデル（図 2.54）を活用する。

表 2.7 大気拡散モデル WRF-Chem の主な仕様

Table 2.7 Basic specification of the atmospheric dispersion model WRF-Chem.

	仕様	備考
基礎方程式	非静力学圧縮系	
水平座標	直角格子座標系	
鉛直座標	$\sigma$ 座標系	
空間離散化	Arakawa C グリッド	
時間積分法	時間分割 3 次 Runge-Kutta 法	
移流項解法	モノトニック移流法 (水平 5 次精度、鉛直 3 次精度)	*
水平混合過程	Smagorinsky 1 次クロージャーモデル	*
大気境界層及び地表モデル	Mellor-Yamada-Janjic 法	*
雲微物理過程	Purdue-Lin 法	*
放射過程	RRTMG モデル	*
陸面過程	Noah モデル	*
積雲パラメタリゼーション	Grell 3D 法	*
トレーサ	オイラー形式 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 希ガス</li> <li>・ 水溶性ガス</li> <li>・ 粒子</li> </ul>	

備考欄の (\*) は複数のオプションの中から選択したことを表す。

表 2.8 ROMS の主な仕様

Table 2.8 Basic specification of ROMS.

	仕様	備考
基礎方程式	プリミティブ方程式系 (静水圧近似、ブジネスク近似、運動方程式は、Reynolds-averaged Navier-Stokes 方程式)	
水平座標	境界適合直交曲線座標系	
鉛直座標	$\sigma$ 座標系 (鉛直ストレッチ地形追従座標)	
空間離散化	Arakawa C グリッド	
時間積分法	順圧-傾圧モード分離解法 (Split-explicit 法)	
粘性項、拡散項解法 (鉛直成分)	Semi-implicit Crank-Nicholson 法	
移流項解法	UTOPIA 法	*
水平混合過程	Smagorinsky モデル	*
鉛直混合過程	乱流クロージャーモデル (K-profile parametrization method)	*
大気-海面境界	風応力 (バルク式) 熱フラックス交換、放射フラックス交換	*
海底剪断応力	Drag-coefficient method	*
トレーサ	オイラー形式 ・ 溶存態 ・ 懸濁態 ・ フロート	

備考欄の (\*) は複数のオプションの中から選択したことを表す。



表 2.9 本研究で検討した入力データツール群による作成データ

Table 2.9 Input to ROMS produced using a set of tools developed in this study.

作成データ	元データ
計算グリッド、ネスト情報	海底地形データ
海洋状態場の初期値・境界値	海洋データ
海面における強制場（風応力、熱、放射）	気象データ
海洋への放出強度	放出点の座標（放出強度は任意に設定）

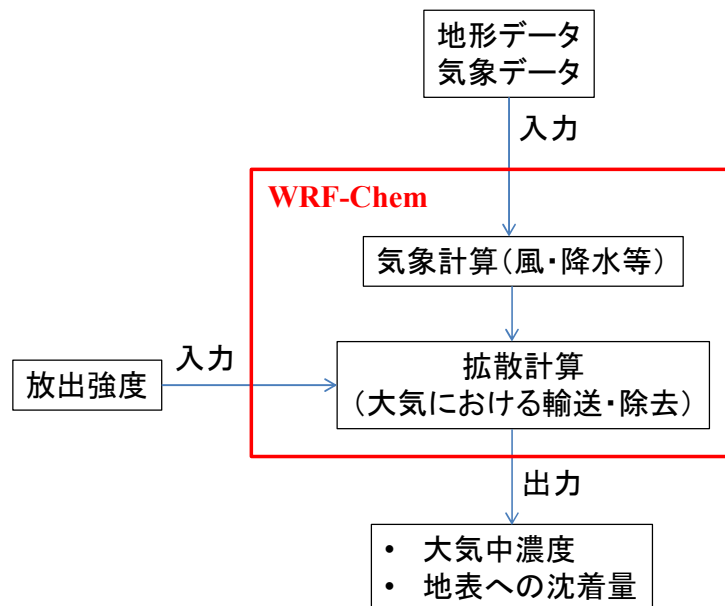


図 2.38 WRF-Chem による大気拡散計算の概念図

Fig. 2.38 A schematic representation of calculation of atmospheric dispersion using WRF-Chem.

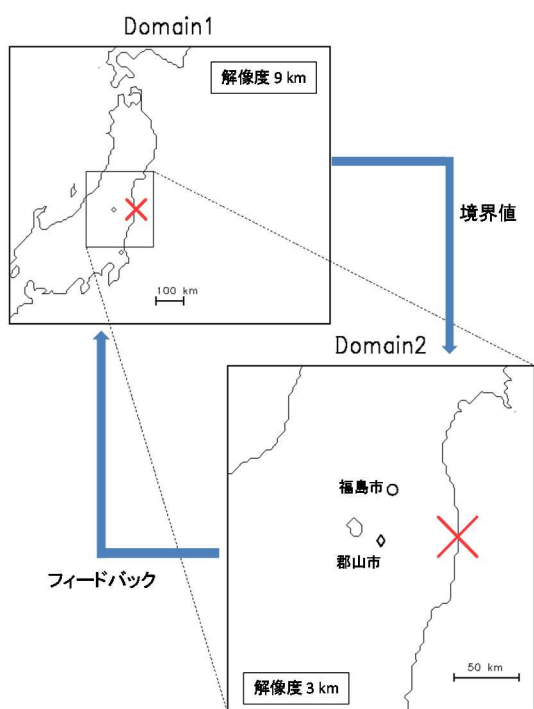


図 2.39 試解析の計算領域  
(赤い×は 1F の位置を表す)

Fig. 2.39 The target domains of trial analysis. The red cross indicates the location of 1F.

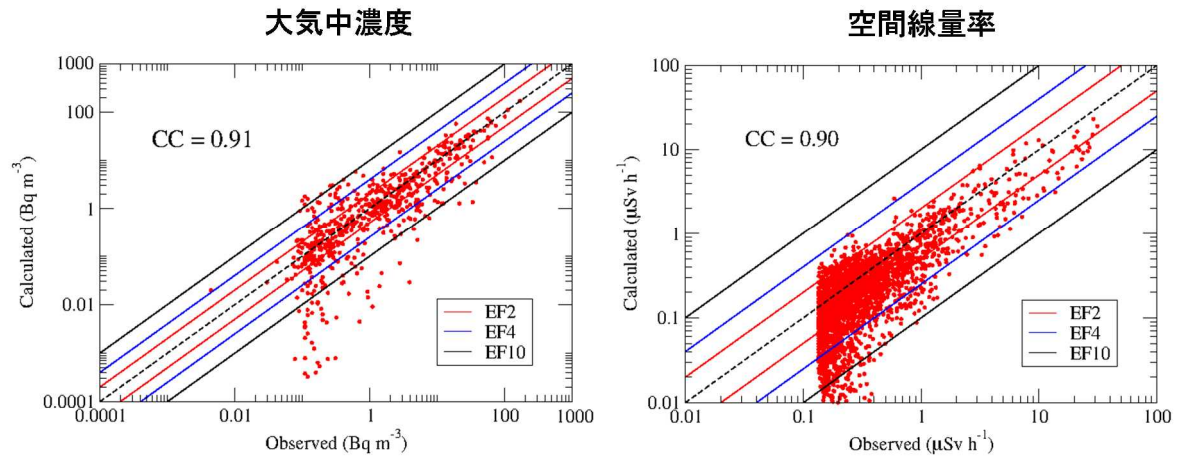


図 2.40 セシウム 137 の大気中濃度 ( $\text{Bq m}^{-3}$ ) 及び空間線量率 ( $\mu\text{Sv h}^{-1}$ ) の観測値と計算値との比較

(相関係数 (CC) の値を図中に示す。赤、青、黒の実線はそれぞれ factor2、4、10 の誤差 (EF2、EF4、EF10) を表す。)

Fig. 2.40 Comparison between observations and calculations of atmospheric concentration of  $^{137}\text{Cs}$  ( $\text{Bq m}^{-3}$ ) and air dose rate ( $\mu\text{Sv h}^{-1}$ ). The correlation coefficient (CC) values are shown in the figure. The red, blue, and black lines represent error factor (EF) 2, 4, and 10, respectively.

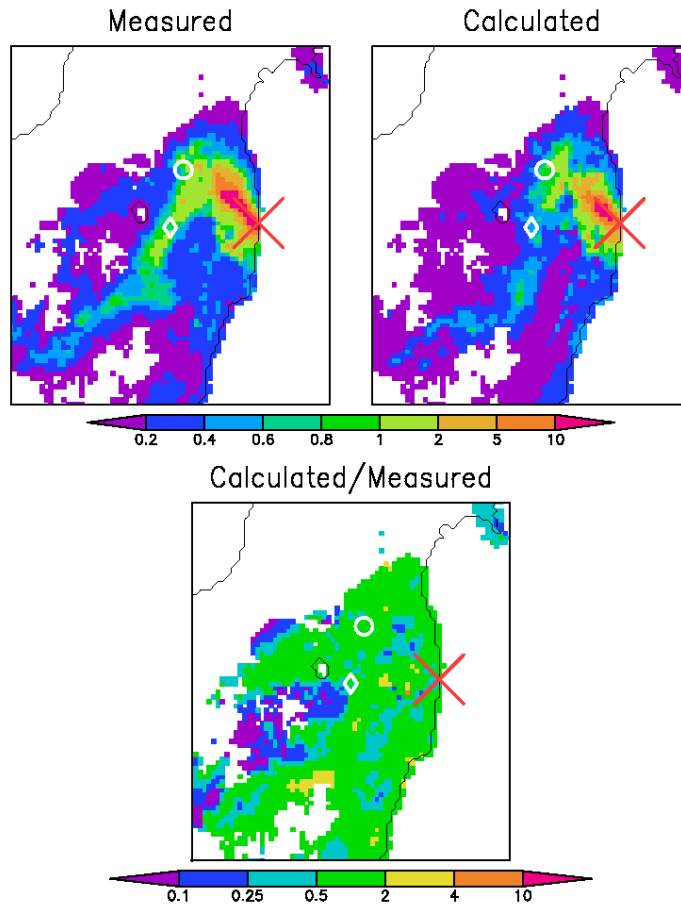


図 2.41 空間線量率( $\text{iSv h}^{-1}$ )の分布の観測値 (左上) と計算値 (右上) との比較 (計算値／観測値の比が 0.5～2 なら誤差が factor2 以下となる (下図の緑色部分)。○及び◇はそれぞれ福島市と郡山市の位置を表す。)

Fig. 2.41 Comparison between observations and calculations of distribution of air dose rate. Calculated value/observed values between 0.5 and 2 (green area in the lower figure) represent EF less than 2. ○ and ◇ indicate the geographical location of Fukushima city and Koriyama city, respectively.

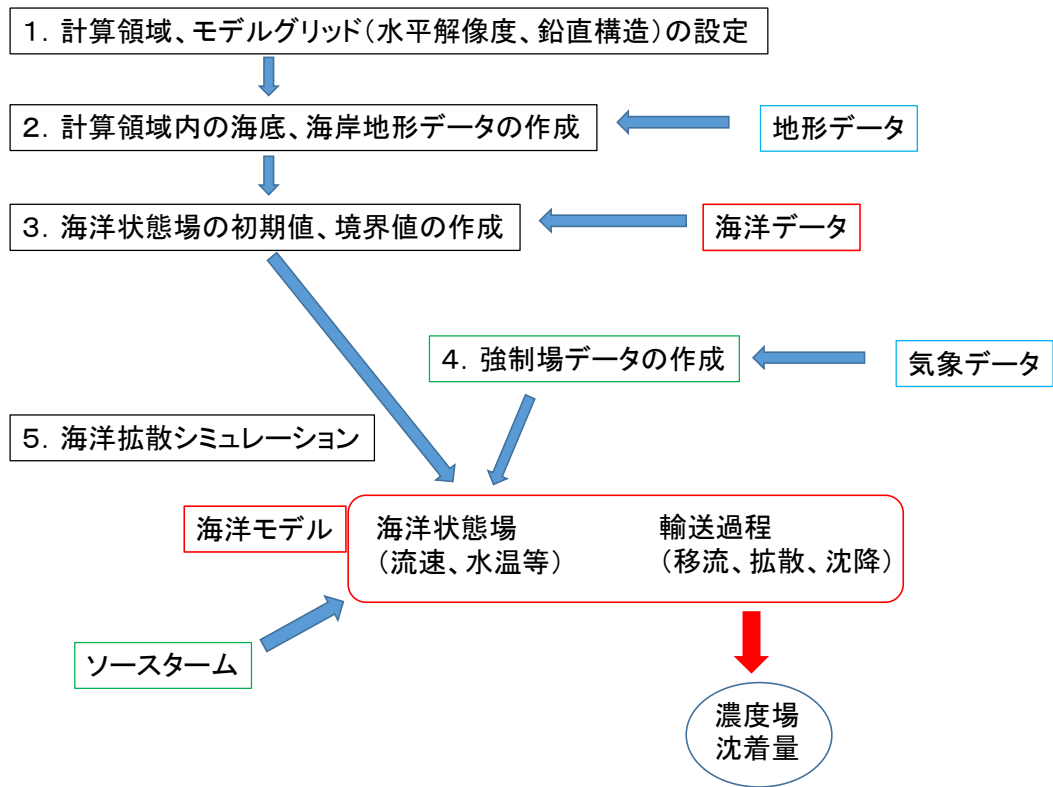


図 2.42 ROMS による海洋拡散計算の概念図

Fig. 2.42 A schematic representation of calculation of oceanic dispersion using ROMS.

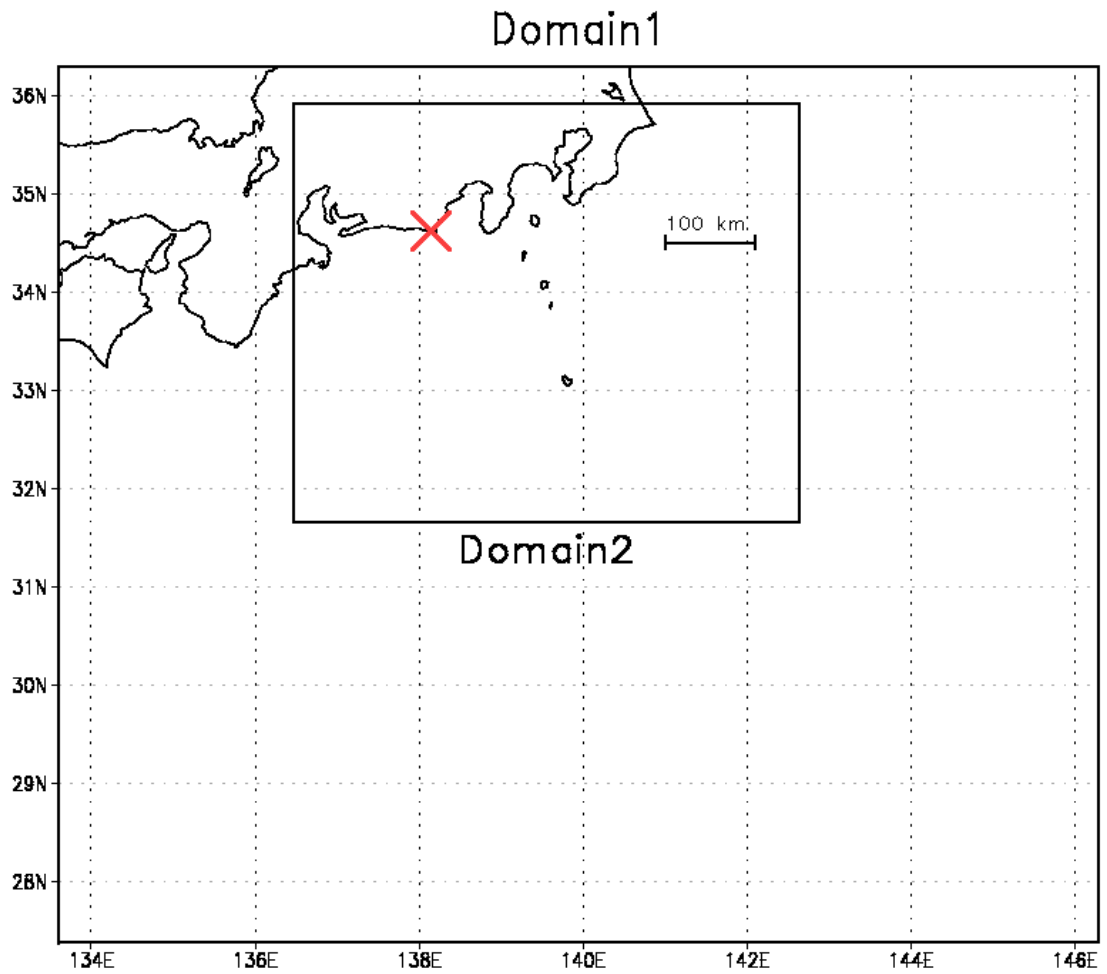


図 2.43 ROMS による試解析の計算領域  
(赤い×は放出点を表す。)

Fig. 2.43 The target domains of trial analysis using ROMS. The red cross indicates the location of the source.

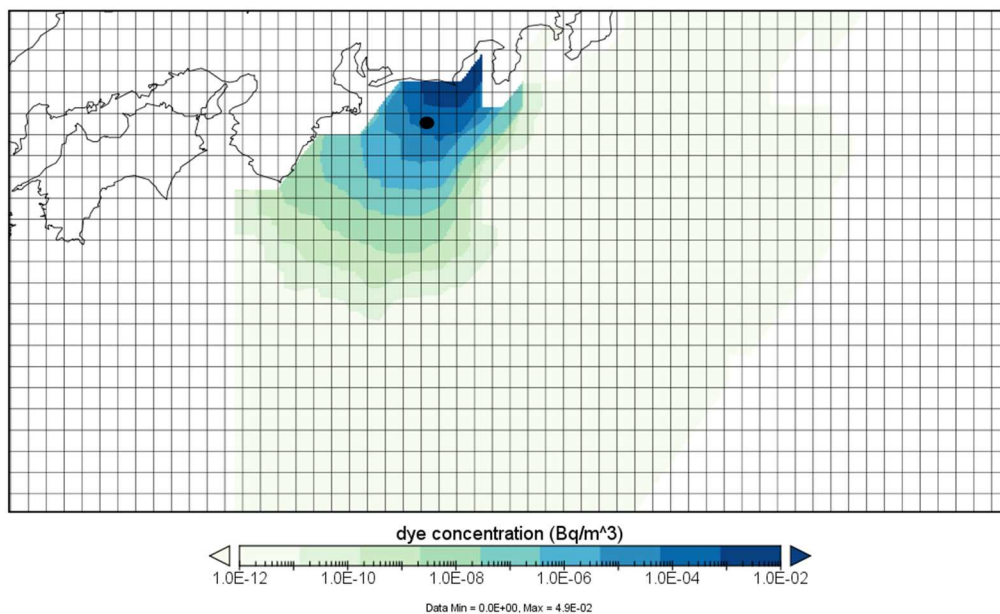


図 2.44 放出開始から 5 日後の海面における溶存態の濃度分布 ( $\text{Bq m}^{-3}$ )

Fig 2.44 Concentration of dissolved tracer ( $\text{Bq m}^{-3}$ ) in the surface layer 5 days after the release started.

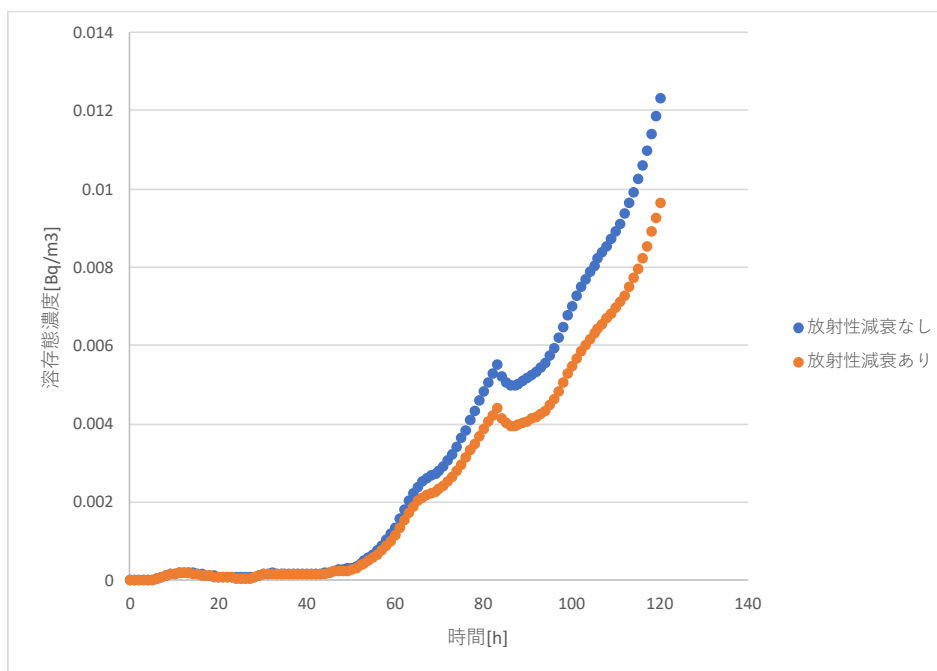


図 2.45 図 2.44 の黒点における溶存態海面濃度 ( $\text{Bq m}^{-3}$ ) の時間変化 (放射性減衰のあり、なしで比較した。)

Fig. 2.45 Time series of surface concentration of dissolved tracer ( $\text{Bq m}^{-3}$ ) at a location indicated by the black dot in Fig. 2.44, which are compared considering radioactive decay or not.

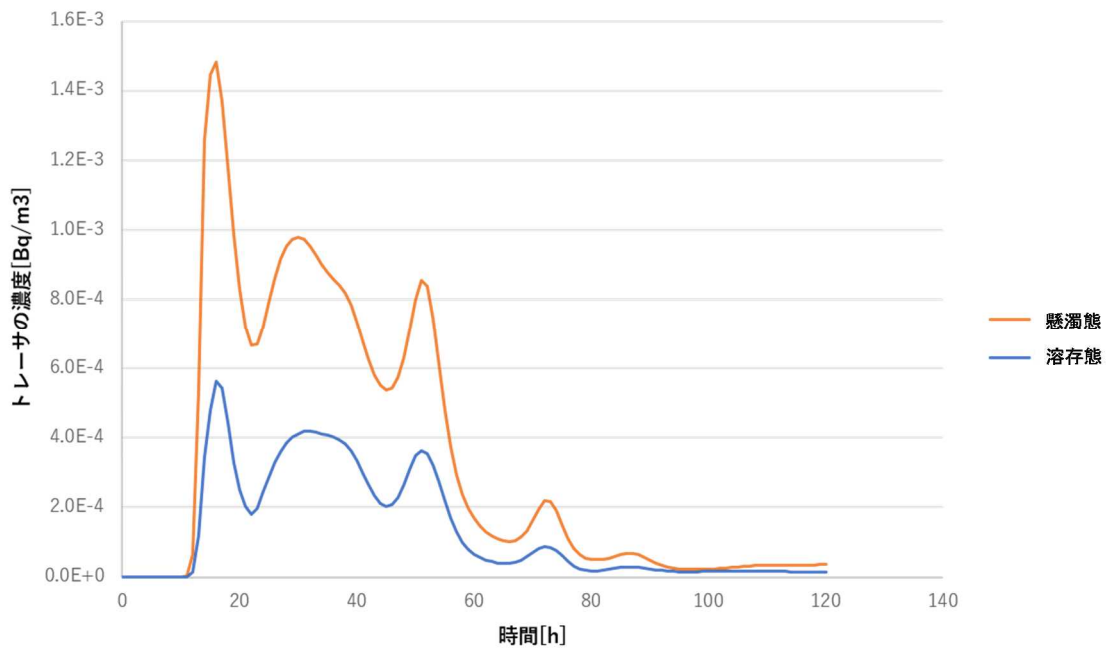


図 2.46 図 2.45 と同じ位置の水深約 50 m における濃度 ( $\text{Bq m}^{-3}$ ) の時間変化  
(溶存態と懸濁態で比較した。)

Fig. 2.46 Time series of concentration ( $\text{Bq m}^{-3}$ ) at a depth of about 50m at the same location as Fig. 2.45, which are compared between dissolved tracer and particle.

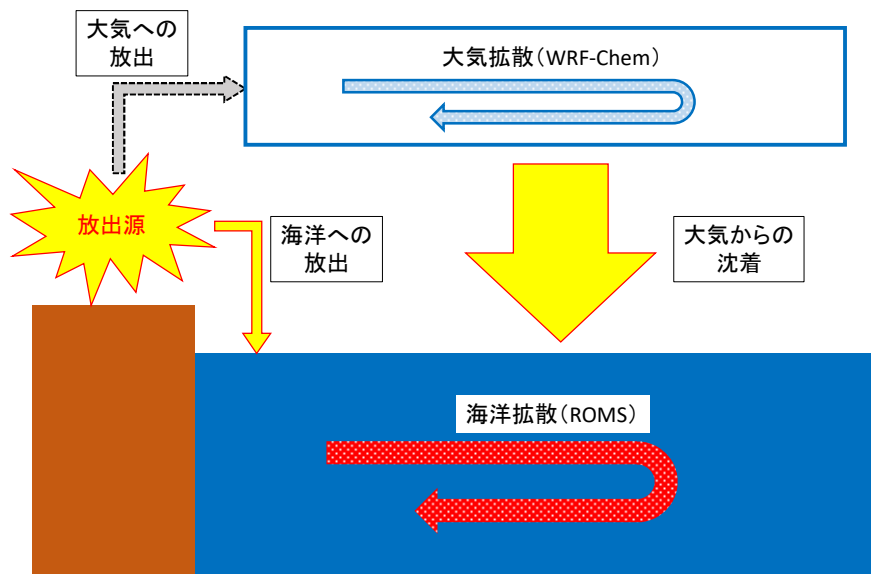


図 2.47 大気拡散モデルと結合した海洋拡散モデルの概念図

Fig. 2.47 A schematic representation of an ocean dispersion model in conjunction with an atmospheric dispersion model.



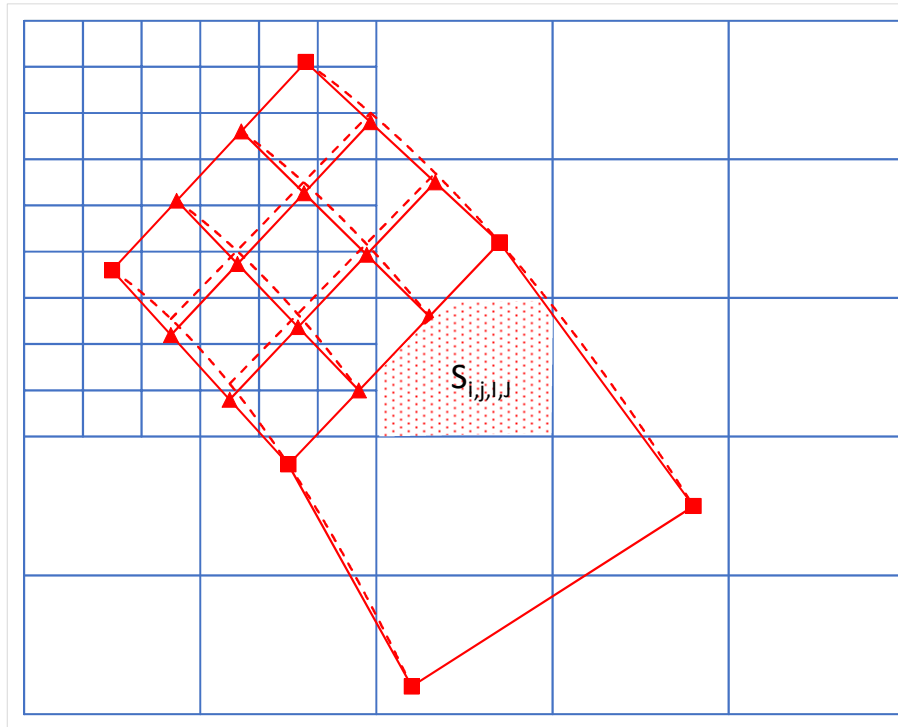


図 2.48 WRF-Chem (青線) から ROMS (赤線) への座標変換の模式図

Fig. 2.48 A schematic representation of coordinate transformation from WRF-Chem (blue lines) to ROMS (red lines).

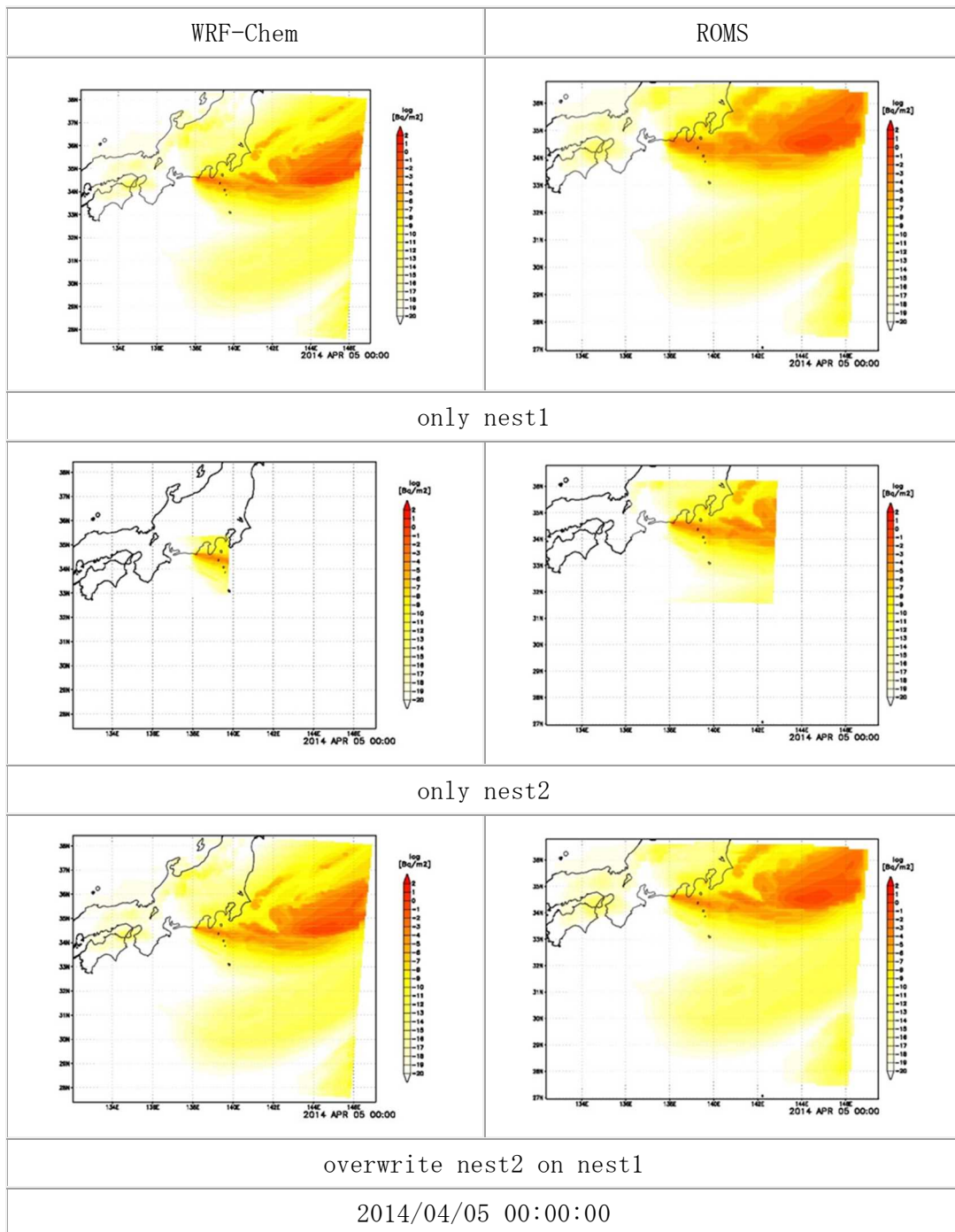


図 2.49 大気からの沈着由来のソース ( $\text{Bq m}^{-2} \text{h}^{-1}$ )

(WRF-Chem による元の分布 (左) と座標変換後の ROMS に与える分布 (右)。WRF-Chem の低解像度広域ネスト (nest1、上図) と高解像度狭域ネスト (nest2、中図) による沈着量それぞれに対して座標変換を行い、重ね合わせて ROMS に与える (下図)。

Fig. 2.49 Distributions of sources deposited from the Atmosphere ( $\text{Bq m}^{-2} \text{h}^{-1}$ ). Input fluxes to ROMS (right figures) were derived from output fluxes of WRF-Chem (left figures). The fluxes derived from the nest2, which has high-resolved limited area, were laid over those derived from the nest1, which has low-resolved extensive area.

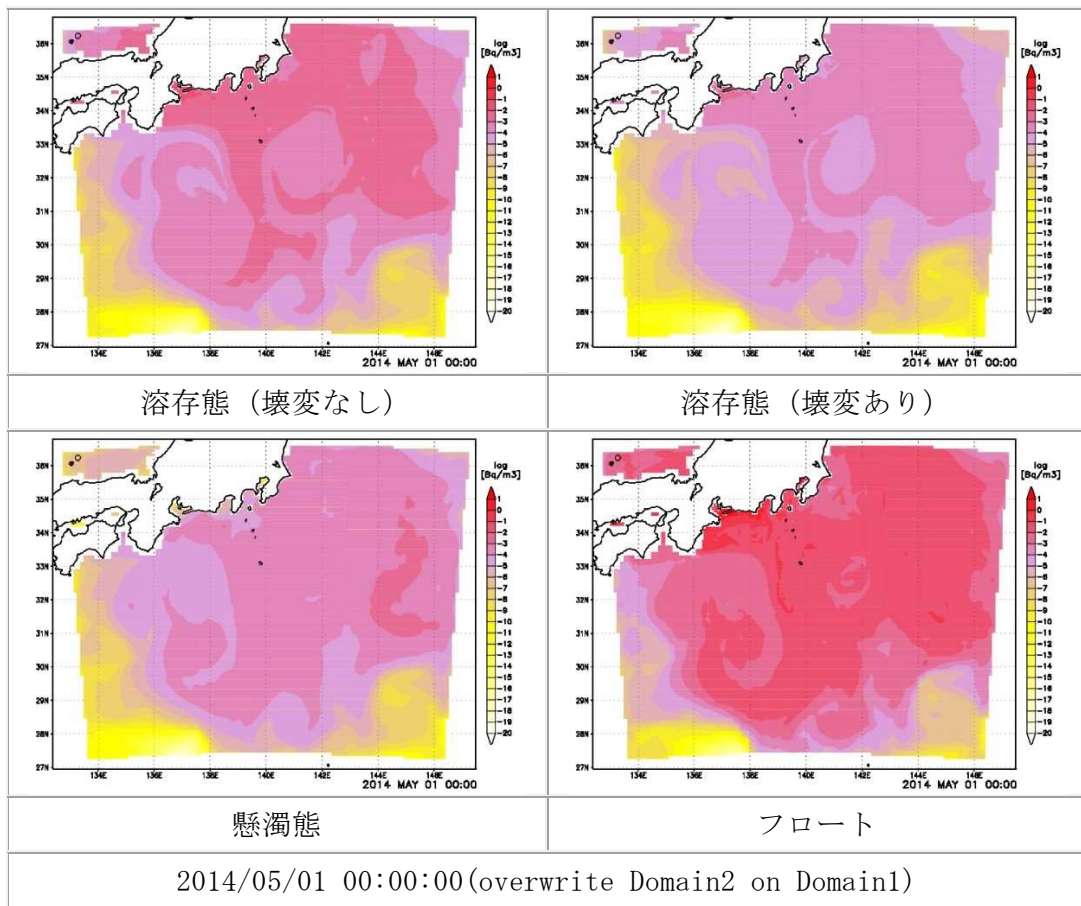


図 2.50 放出開始から 1 か月後の海面におけるトレーサ  
 (溶存態 (壊変なし、上段左)、溶存態 (壊変あり、上段右)、懸濁態 (下段左)、フロート  
 (下段右)) の大気からの沈着由来成分の濃度 ( $\text{Bq m}^{-3}$ )

Fig. 2.50 Concentrations ( $\text{Bq m}^{-3}$ ) of four types of tracer deposited from the Atmosphere (upper left; dissolved with decay, upper right; dissolved without decay, lower left; particle, lower right; float) at the surface layer 1 month after the release started.

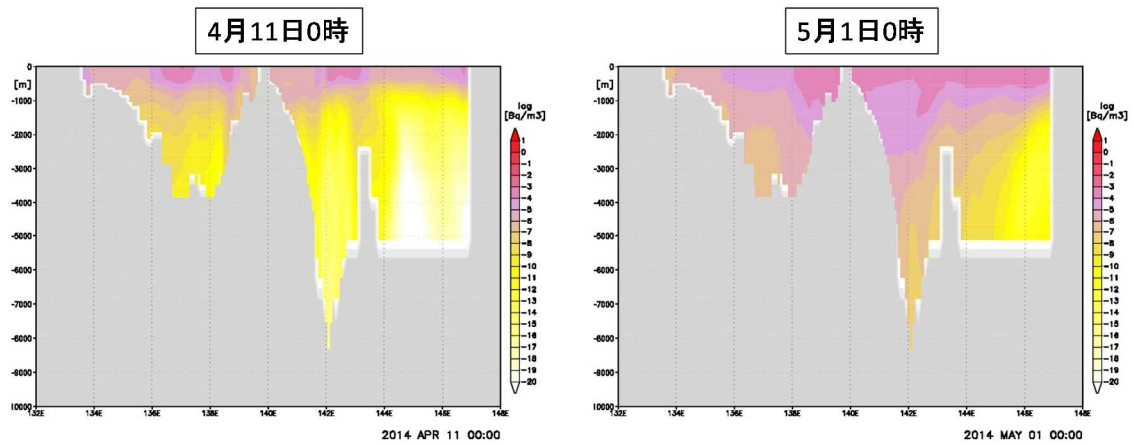


図 2.51 4月11日0時と5月1日0時の北緯33度における懸濁態濃度( $\text{Bq m}^{-3}$ )の鉛直断面  
 Fig. 2.51 Cross sections of particle concentration ( $\text{Bq m}^{-3}$ ) at  $33^\circ \text{N}$  on April 11 and May 1.

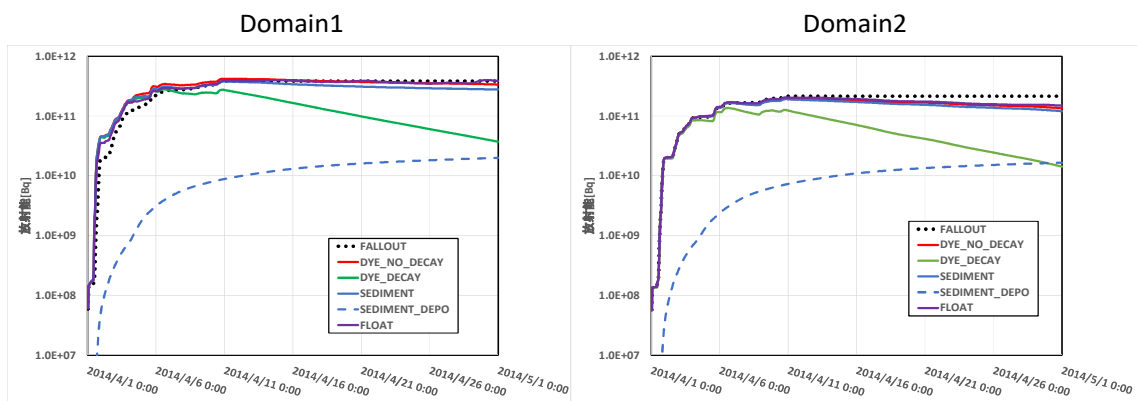


図 2.52 Domain1 及び Domain2 におけるトレーサの総放射能の推移(Bq)  
 (破線は粒子の海底沈着量。緑線は壊変ありの溶存態。)  
 Fig. 2.52 Time series of total radioactivity (Bq) in Domain1 and Domain2. The dashed lines and green lines represent deposited particle on the bottom and dissolved tracer with radioactive decay.

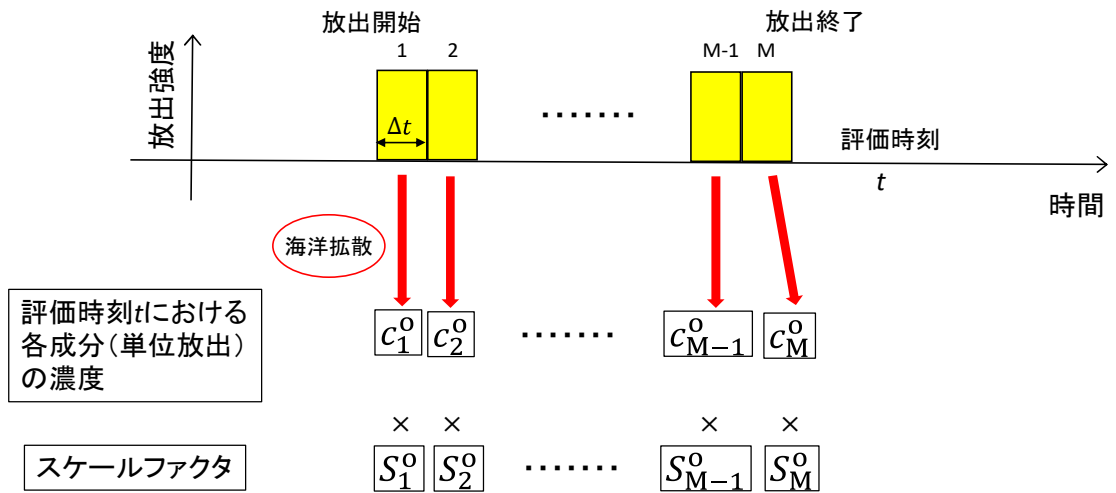
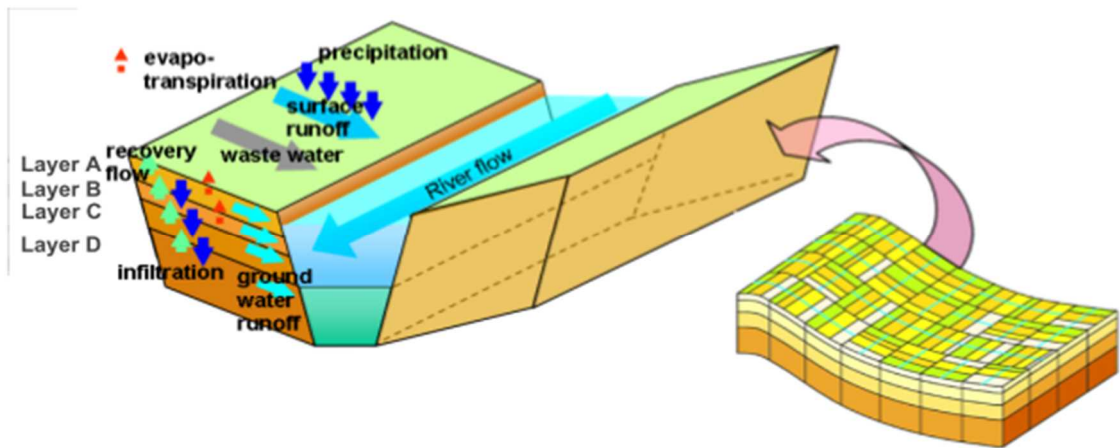


図 2.53 拡散計算結果にスケールファクタを適用することによるソースタームの変更手法の概念図

Fig. 2.53 Schematic representation of a source-term modification method applying scale factors to dispersion model results.



出典) A. F. Shchepetkin and J. C. McWilliams, The regional oceanic model system (ROMS): a split-explicit, free-surface, topography-following-coordinate oceanic model, Ocean Modelling, Vol. 9, pp.347-404, 2005. (参64)

図 2.54 分布型流出モデルの概念図

Fig. 2.54 A schematic representation of distributed runoff model

## (2) 遮蔽解析に係る技術的知見の整備

### ① 研究概要

点減衰核法、SN法及びモンテカルロ法を用いて原子力発電所を対象とした解析を行い、原子炉建屋、放射性雲等からの直接線及びスカイシャイン線に対する建屋等による遮蔽評価の妥当性確認に資する技術的知見をとりまとめる。

### ② 実施内容

近年遮蔽解析によく用いられるモンテカルロ法では、統計精度の向上のため、種々の分散低減法が用いられる。

本研究では、モンテカルロ法計算コードMCNP<sup>(参66)</sup>を用いて、ベンチマーク解析のためのスカイシャイン実験体系並びにPWRの格納容器及び使用済燃料プールを対象に、分散低減法で用いられるパラメータの感度解析を行った。

考慮したパラメータは、セル・インポートランス法（セル（空間）ごとの重要度に応じた粒子の分散低減法）におけるセル分割幅、ウェイトウィンドウ法（セル（空間）だけでなく粒子のエネルギーの重要度も考慮した分散低減法）におけるセル分割幅及びエネルギー分割数、ウェイトウィンドウ作成時のターゲット位置等である。感度解析における主な解析条件としては、セル幅の変更（線量率が1/2になる幅、1/4になる幅、1/10になる幅）、エネルギー分割数の変更（1群、3群、9群）及びウェイトウィンドウ作成時のターゲット位置の変更（評価点距離400 mに対して400 m及び200 m）等である。感度解析の結果、それぞれのケースで計算効率に違いはあるものの、十分な統計精度を得れば解析結果は良く一致し、パラメータの違いに対する解析結果の影響は大きくないことを確認した。

また、解析値の評価方法が異なる、サーフェイクロッシングエスティメータ（F2タリー；指定した面を通過する粒子により面上の平均フラックスを求める評価法）、トラックレングスエスティメータ（F4タリー；指定した領域を通過する粒子の飛程長から領域内平均フラックスを求める評価法）及びネクストイベントエスティメータ（F5タリー；線源又は各衝突点から評価点へ放出又は散乱される期待値から評価点のフラックスを求める評価法）についても、同一評価点では誤差範囲内で一致することを確認した。なお、計算上で設定した仮想的な検出器（エスティメータとも言う）をMCNPではタリーと称している。

その上で、統計的手法であるモンテカルロ法による解析結果の妥当性を判断するため、計算経過における解析結果及び相対誤差等の統計指標の変化について検討した。プール水がない状態のPWRの使用済燃料プールを線源とした敷地境界線量をMCNPコードで解析した場合の、ヒストリー数（追跡粒子数）の増加に伴う評価値及びその相対誤差の変化を、それぞれ図 2.55 及び図 2.56 に示す。線量は、F2タリー、F4タリー及びF5タリーで評価した。図 2.55 に見られるように、ヒストリー数が増加するとともに、F2、F4及び

F5 タリーの計算結果がよく一致しているのが分かる。MCNP では計算結果の妥当性判断の目安が示されており、図 2.56 に破線及び一点鎖線で示したように、F2 及び F4 タリーについては相対誤差 10%、F5 タリーについては 5%である。図 2.56 に見られるように、約  $3 \times 10^7$  ヒストリー以上で F2、F4 及び F5 タリーともに相対誤差の判断基準を満たしている。約  $3 \times 10^7$  ヒストリーの際の F2、F4 及び F5 タリーの相対誤差は、それぞれ 8.9%、9.4%及び 3.1%であり、図 2.55 に示した、約  $3 \times 10^7$  ヒストリーにおける F2、F4 及び F5 タリーによる評価値は統計誤差の範囲内で一致しているが、やや差異が見られる。ヒストリー数が  $1.5 \times 10^8$  以上になると F2、F4 及び F5 タリーによる評価値はより良く一致するようになる。

このように、単に統計指標の判断基準のみにより評価値の妥当性を判断するよりも、統計量の推移や異なるエスティメータによる評価値の一致を確認することが、解析結果の妥当性を判断するために有効であると考えられる。

### ③ 今後の研究計画

平成 30 年度までに、モンテカルロ法コード MCNP を用いた遮蔽解析について、原子炉施設の試解析等を通じて分散低減法の使用法及び解析結果の妥当性の確認方法についての検討を行った。

令和元年度以降は、モンテカルロ法を用いた遮蔽解析により得られる解析結果とそれに関連する統計情報をより詳細に分析することにより、解析結果の妥当性確認に資する知見を蓄積する。また、点減衰核法及び Sn 法について、最新知見を考慮して原子炉施設の遮蔽評価に対する妥当性確認に資する検討を行う。

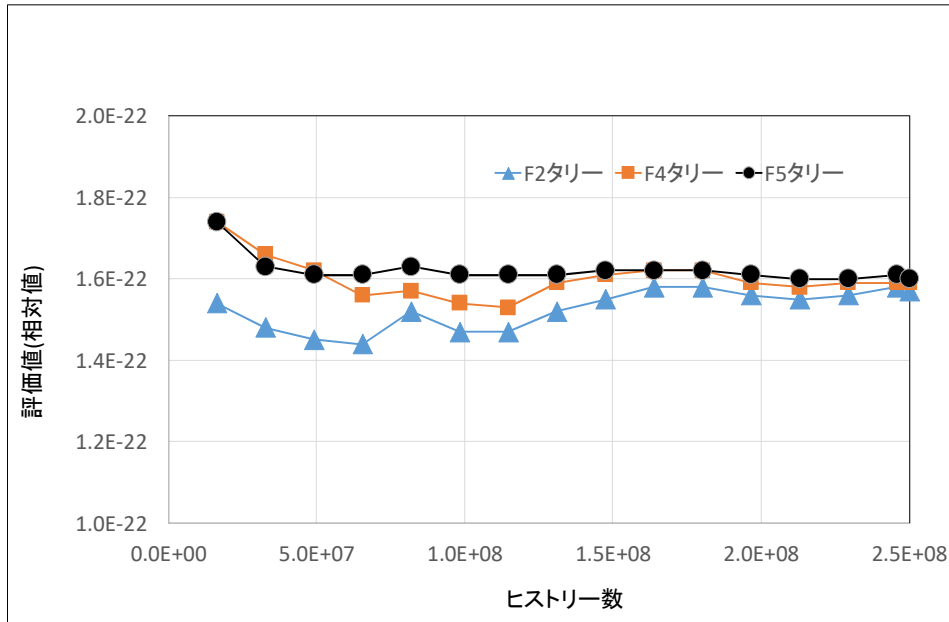


図 2.55 MCNP による敷地境界線量計算におけるヒストリー数に伴う線量評価値の推移  
 Fig. 2.55 Change of the evaluated dose with the number of particle histories in the site boundary dose calculation by MCNP

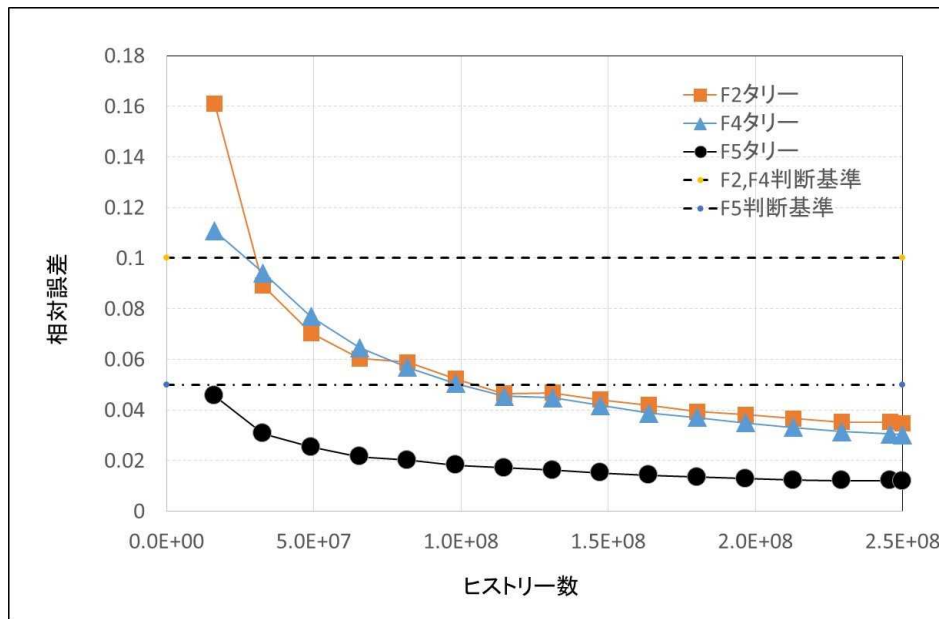


図 2.56 MCNP による敷地境界線量計算におけるヒストリー数に伴う線量評価値の統計誤差の推移

Fig. 2.56 Change of the statistical error in the evaluated dose with the number of particle histories in the site boundary dose calculation by MCNP



### 3. まとめ

#### 3. 1 成果の要点

##### (1) 格納容器破損防止対策評価手法の整備

###### ① 総合現象解析手法の整備

格納容器機能喪失に伴い環境に放出されるソースタームを評価するために、MELCOR によって国内 PWR 及び BWR を対象とした事故進展解析を実施し、ソースタームの類型化を行うために必要な MELCOR モデル、解析の自動化ツール等の整備を進めた。これまでに MELCOR の最新バージョンと旧バージョンの間での主要なモデルの違いを確認したほか、新たに米国 SOARCA プロジェクトの成果を取入れたノーディング等の入力デッキの改良を進めた。今後は、国内 BWR 及び PWR プラントに対する事故進展解析の結果に基づき、PRA のための放出カテゴリの割り付け及びソースターム評価を実施する。また、不確かさパラメータを選定してソースターム及び放出タイミングの不確かさ解析を実施するとともに、1F 事故分析等にも整備した解析手法を活用する予定である。

また、SFP の重大事故時に想定される特有の現象として、OECD/NEA/CSNI の SFP-PIRT で示された、空気-蒸気混合雰囲気下での被覆管酸化反応モデルを検討した。実験解析を通じて空気-蒸気混合雰囲気による被覆管酸化を包絡する反応モデルのパラメータの整理を進めた。さらに、実機 SFP を想定した事故進展解析により、プール水の漏えい位置の違いによる冷却挙動を確認した。今後は、崩壊熱を低くした場合の事故進展を支配する現象を探るとともに、自然対流による事故進展、燃料集合体の配置の異なる条件での解析結果を拡充する。また、SFP-PIRT で課題としてあげられた各課題のうち、特にスプレイ冷却のモデルの高度化を進める。

###### ② 個別現象解析コードによる評価手法の整備

水素燃焼について、格納容器内の水素分布に影響する広範な事故シナリオを概ね包絡する解析評価を実施するために、シナリオクラスタリングを活用した代表事故シーケンスの抽出、GOTHIC 分布定数モデルを活用した実機解析のためのモデル作成手法、詳細な CFD モデル等の整備を進めた。また、火炎加速現象に着目した解析手法の整備を進めた。今後、MELCOR の解析データベースの拡充の進捗に応じて、シナリオクラスタリングの適用性確認と代表事故シーケンス抽出を進めるとともに、水素緩和策のモデル化、実機相当の評価を進める予定である。また、検討した CFD モデルを CIGMA 実験で実施している外面冷却実験等の他の実験への適用を試み、格納容器熱流動に対するモデルの適用性、妥当性等の確認と必要に応じた改善を引き続き進めていく。さらに、水素燃焼解析手法は、火炎加速解析手法の妥当性、適用性等を確認し、1F 事故での水素爆発の分析を継続する。

メルトスプレッド/溶融炉心-コンクリート相互作用の重畳現象については、別プロジェクトで開発中の解析コードを活用して既往の MCCI 実験の解析を行い、MELCOR で動作している MCCI の解析モジュールのためのモデルパラメータの設定を最適化するための知見

の取得と、本解析を通じた MCCI の現象論的な考察を進めた。今後の計画として、上記検討に基づく詳細解析から MELCOR のノード・ジャンクションモデルとの対応を制御関数により実現する手法を整備する予定である。

静的・動的負荷に対する評価手法については、格納容器雰囲気及び構造の温度分布を考慮した負荷評価を実施するため、数値流体力学による温度分布評価を進めた。これまでに、主蒸気管破断時に格納容器へ噴出する過熱蒸気によって格納容器バウンダリが加熱される挙動の傾向について確認を進めた。また、沸騰水型軽水炉ペデスタルでの水蒸気爆発について検討し、コンクリート構成則等が発生する最大ひずみ等へ与える影響を把握するとともに、評価手法のロバスト性について確認を進めた。今後、静的負荷に対する評価手法については、その他のシナリオについても格納容器温度分布評価を実施し、温度分布を考慮すべき重要なシナリオの特定を行う。また、格納容器の脆弱部における温度及び圧力による荷重を評価するために格納容器フランジ部での詳細評価手法を整備する。これらの結果を踏まえて、集中定数系の解析コードを用いた場合における局所温度の評価手法を検討する予定である。動的負荷に対する評価手法については、熔融燃料-冷却材相互作用との組み合わせにより、パラメータ相互の関係性について合理的な仮定を組み込んだ評価手法へと発展させていく予定である。

これら上述の個別現象等に関連して、OECD/NEA/CSNI が主催する実験等の国際共同研究プロジェクトに参加し、実験データ等成果の取得を進めた。これまでに、水素燃焼、放射性物質挙動及び 1F 事故分析に関するプロジェクトに参加し、実験的知見及び解析的知見の両方の知見取得を進めた。

## (2) 確率論的リスク評価に関連する評価手法の整備

### ① レベル 2 確率論的リスク評価手法

レベル 1 PRA に関する安全研究成果に基づき、レベル 1PRA/レベル 2PRA の一貫解析で使用する緩和系の信頼度と物理化学現象を分離した CET を検討し、格納容器イベントツリーの定量化の検討等を進めた。これまでに、パイロット解析による分離した CET の適用性の確認、評価に用いる解析コードの改良等を進めた。今後は、定量化計算の範囲を想定されるすべての起因事象の範囲に拡大して適用し、本手法により生じる誤差や予期せぬ不具合等の有無の確認を進めるとともにその成立性を確認し、一連の適用する PRA モデルの分岐確率等のより一層の精緻化のための ROAAM 法による評価の見直し、緩和システムのフォルトツリー等モデルの確認、CET のヘディングの構成要素とその順番の適切性について、MELCOR による事故進展解析の結果も活用して、検討を進めていく予定である。

### ② レベル 3 確率論的リスク評価手法

平成 30 年度までに、レベル 3PRA におけるリスク指標として、セシウム-137 の地表面濃度及び実効線量を濃度及び線量の代表として用いることを検討した。また、災対指針に

における OIL に基づく防護措置モデルを模擬できるように、確率論的環境影響評価コードを改良した。今後は、整理したレベル 3PRA 手法に基づいた代表プラントにおけるリスク評価を行い、リスク指標の評価に係る技術的知見をとりまとめる。

### (3) 環境影響評価手法の整備

#### ① 放射性物質の環境拡散評価手法の整備

環境中に放出された放射性物質の拡散評価を目的として、大気拡散モデル WRF-Chem 及び海洋拡散モデル ROMS から成る統合的評価手法の検討を行った。WRF-Chem、ROMS とともに最新知見を盛り込んだオープンソースのシミュレーションモデルであり、3次元気象場/海洋場とそれによるトレーサの拡散を同時に計算する。これにより、空間的内挿等を行うことなく、計算により得られる物理量のすべてを拡散計算に使用できる。

WRF-Chem の試解析として、1F 事故後の  $^{137}\text{Cs}$  の大気中濃度と積算沈着量による空間線量率を WRF-Chem により計算した。計算結果を観測データと比較したところ、データの半数以上で観測データとの誤差が factor2 以下であり、0.9 を超える相関係数が得られており、再現性は概ね良好であった。

海洋への直接放出と大気から海面への沈着という 2 つの流入経路の内、後者を WRF-Chem により計算することにより、WRF-Chem と ROMS とを結合した。ROMS による計算結果によると、これら 2 つの経路からのトレーサの挙動は概ね良好であった。

今後は ROMS のインターフェイスをソースターム評価に適したものに変更する。また、陸上動態モデルとの結合を行う。陸上動態モデルは河川による海洋への流出を考慮できるよう、分布型流出モデルを活用する予定である。

#### ② 遮蔽解析に係る技術的知見の整備

モンテカルロ法計算コード MCNP を用いて、PWR の格納容器等を線源とするスカイシャイン計算について、分散低減法で用いられるパラメータの感度解析を行った。感度解析の結果、それぞれのケースで計算効率に違いはあるものの、十分な統計精度を得れば解析結果は良く一致することを確認した。また、解析値の評価方法が異なるエスティメータについても、十分な統計精度を得れば解析結果は一致することを確認した。

統計的手法であるモンテカルロ法による解析結果の妥当性を判断するため、計算経過における解析結果及び相対誤差等の統計指標の変化について検討した。その結果、モンテカルロ計算においては、単に評価値の統計誤差のみにより結果の妥当性を判断するよりも、ヒストリー数（追跡粒子数）の増加に伴う評価値及び統計指標の推移、並びに異なるエスティメータによる評価値の一致を確認することが、解析結果の妥当性を判断するために有効であるとの見通しが得られた。

### 3. 2 目的の達成状況

#### (1) 格納容器破損防止対策評価手法の整備

##### ① 総合現象解析手法の整備

格納容器機能喪失に伴い環境に放出されるソースタームを評価するために MELCOR により国内 PWR 及び BWR を対象とした事故進展解析の実施等、目的に対して順調に進捗している。

SFP の重大事故時に想定される特有の現象として、空気-蒸気混合雰囲気下での被覆管酸化反応モデルに着目した検討等を進め、目的に対して順調に進捗している。

##### ② 個別現象解析コードによる評価手法の整備

水素燃焼、メルトスプレッド/溶融炉心-コンクリート相互作用の重畳現象及び静的・動的負荷に対する評価手法について、数値流体力学による詳細評価手法の整備を進め、目的に対して順調に進捗している。

また、これら個別現象等に関連して、OECD/NEA/CSNI が主催する実験等の国際共同研究プロジェクトに参加し、目的に対して順調に実験データ等成果の取得を進めている。

#### (2) 確率論的リスク評価に関連する評価手法の整備

##### ① レベル 2 確率論的リスク評価手法

別プロジェクトとして進められているレベル 1 確率論的リスク評価に関する安全研究成果に基づき、レベル 1-2 確率論的リスク評価一貫解析で使用する格納容器イベントツリーの検討等を進め、目的に対して順調に進捗している。

##### ② レベル 3 確率論的リスク評価手法

レベル 3PRA におけるリスク指標として、セシウム-137 の地表面濃度及び実効線量を濃度及び線量の代表として用いることの妥当性について検討する等したことにより、目的に対して順調に進捗している。

#### (3) 環境影響評価手法の整備

##### ① 放射性物質の環境拡散評価手法の整備

環境中に放出された放射性物質の拡散評価を目的として、大気拡散モデル WRF-Chem 及び海洋拡散モデル ROMS から成る統合的評価手法の検討を行った。これにより、目的に対して適用可能な拡散計算手法の整備が進み、目的に対して順調に進捗している。

##### ② 遮蔽解析に係る技術的知見の整備

PWR の格納容器等を線源とするスカイシャイン計算について、分散低減法で用いられるパラメータの感度解析を行う等して、目的に対して順調に進捗している。

### 3. 3 成果の活用等

平成 30 年度までに実施した安全研究で得られた成果の主な活用先を以下に示す。

平成 29 年度は、主に安全性向上の継続的な改善に向けた取組みの議論を進める際に、安全研究によって得られた知見に基づき実用発電用原子炉設置事業者に対する事実確認等の議論が実施された。代表的な事例としては、実用発電用原子炉の安全性向上評価の継続的な改善に係る会合において、レベル 2PRA での格納容器破損モード（水素燃焼）に関する発生確率の不確かさの取り扱いについての議論があった。

平成 30 年度は、主に実用発電用原子炉の新規制基準に対する適合性審査における実用発電用原子炉設置事業者に対する事実確認等の根拠として安全研究によって得られた成果が活用されたとともに、「原子力規制検査における個別事項の安全重要度評価プロセスのガイド」案の作成等に活用された。代表的な例としては、東北電力女川原子力発電所 2 号炉の新規制基準適合性審査における、MELCOR による事故進展解析の知見を踏まえた代替再循環、格納容器スプレイ等の運用についての議論がある。また、原子力規制検査での個別事項の安全重要度評価プロセスにおける、レベル 2PRA の重要度評価手法の検討で蓄積した知見を踏まえたガイド試運用版付属書 7 の案を取りまとめた。

## 参考文献一覧

- 参 1. 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」
- 参 2. 原子力規制委員会、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」
- 参 3. P. Mattice, et al., “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project, Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the Peach Bottom Atomic Power Station “, NUREG/CR-7155, May (2016).
- 参 4. K. Ross, et al., “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project, Uncertainty Analysis of the Unmitigated Short-Term Station Blackout of the Surry Power Station “, DRAFT REPORT.
- 参 5. 独立行政法人原子力安全基盤機構、「予防的防護措置範囲検討のためのレベル 2PSA の解析 (PWR)」、10 原シ報-0011、JNES/NSAG10-0011、2012 年
- 参 6. 独立行政法人原子力安全基盤機構、「予防的防護措置範囲検討のためのレベル 2PSA の解析 (BWR)」、10 原シ報-0010、JNES/NSAG10-0010、2014 年
- 参 7. L.L. Humphries, et al., “MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 2, Reference Manual” , SAND2017-08760, Sandia National Laboratories, January (2017).
- 参 8. M.T. Farmer, et al., “OECD MCCI Project 2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests: Final Report” , OECD/MCCI-2005-TR05, February (2006).
- 参 9. OECD/NEA/CSNI, “Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) on Spent Fuel Pools under Loss-of-Cooling and Loss-of-Coolant Accident Conditions WGFS Report” , NEA/CSNI/R(2017)18, June (2017).
- 参 10. 小城烈、堀田亮年「使用済燃料プールにおける冷却機能喪失事故及び冷却材喪失事故に関する解析 - 空気-蒸気混合気環境下における酸化モデルを用いた事故進展解析 - 」日本原子力学会 2019 年春の年会、茨城大学、3 月 20 日～22 日、2I17 (2019).
- 参 11. R.O. Gauntt et al., “MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 1: Primer and Users’ Guide, Version 2.1.6840” , SAND2015-6691 R, Sandia National Laboratories, August (2015).
- 参 12. M. Steinbruck, U. Stegmaier, T. Ziegler, “Prototypical Experiments on Air Oxidation of Zircaloy-4 at High Temperatures” , Report FZKA 7257, Forschungszentrum Karlsruhe, (2007).

- 参 13. Bradley, T “Scale: A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design” , ORNL/TM-2005/39, Oak Ridge National Laboratory, (2011).
- 参 14. T. Nishimura, H. Hoshi, A. Hotta, “Current Research and Development Activities on Fission Products and Hydrogen Risk after the Accident at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station” , Nuclear Engineering and Technology 47, 1-10, (2015).
- 参 15. 西村健、堀田亮年、「GOTHIC 分布定数モデルとシナリオクラスタリングを活用した水素分布解析手法に関する研究」、日本原子力学会 2018 春の年会、大阪大学、3 月 26 日～3 月 28 日、3K08(2018).
- 参 16. EPRI, “GOTHIC Thermal Hydraulics Analysis Package, Version 8.1(QA)” , EPRI, Palo Alto, CA, USA (2014).
- 参 17. 西村健、堀田亮年、「分布定数モデルに基づく GOTHIC による NUPEC M-7-1 試験解析」、日本原子力学会 2016 春の年会、東北大学、3 月 26 日～3 月 28 日、1C14(2016).
- 参 18. 西村健、小城烈、「安全研究成果報告、軽水炉の重大事故に係る知見の整備」、RREP-2018-2002、原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、平成 30 年 11 月
- 参 19. M. Ishigaki, S. Abe, Y. Sibamoto, T. Yonomoto, “Experiments on collapse of density stratification by outer surface cooling of containment vessel; CC-PL-12 and CC-PL-24 experiments at CIGMA” , Proc. of 12 th international Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulic, Operation and Safety (NUTHOS-12), 11 pages, October (2018).
- 参 20. 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等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業」、平成 30 年 3 月
- 参 21. S. Abe, M. Ishigaki, Y. Sibamoto, T. Yonomoto, T., “Experimental and numerical study on density stratification erosion phenomena with a vertical buoyant jet in a small vessel” , Nuclear Engineering and Design 303, 203-213, (2016).
- 参 22. S. Abe, E. Studer, M. Ishigaki, Y. Sibamoto, T. Yonomoto, “Stratification breakup by a diffuse jet: The MISTRA HM1-1 and 1-1bis experiments and their CFD analysis” , Nuclear Engineering and Design 331, 162-175, (2018).

- 参 23. L. Ishay, U. Bieder, G. Ziskind, A. Rashkovan, “Turbulent jet erosion of a stably stratified gas layer in a nuclear reactor test containment”, Nuclear Engineering and Design 292, 133-148, (2015).
- 参 24. A. Z. Elliott, K. S. Venayagamoorthy, “Evaluation of turbulent Prandtl (Schmidt) number parameterizations for stably stratified environmental flows”, Dynamics of Atmospheres and Oceans 51, 137-150, (2011).
- 参 25. GEXCON FLACS, <https://www.gexcon.com/products-services/FLACS-Software/22/en>, 2019年7月30日アクセス
- 参 26. OECD/NEA/CSNI, “Flame Acceleration and Deflagration-to-Detonation Transition in Nuclear Safety”, NEA/CSNI/R(2000)7, August (2000)
- 参 27. OpenFOAM, <https://www.openfoam.com/>, 2019年7月30日アクセス
- 参 28. A. Bentaib, et al., ” ETOSON-MITHYGENE benchmark on simulations of upward flame propagation experiment in the ENACCEF2 experimental facility”, Proc. of 12th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-12), Qingdao, China, October (2018)
- 参 29. 西村健、堀田亮年、「東京電力福島第一原子力発電所4号機における水素爆発の感度解析」、日本原子力学会2019春の年会、茨城大学、3月20日～3月22日、2I05(2019)
- 参 30. 東京電力福島第一原子力発電所における事故調査・検証委員会、「最終報告」、平成24年7月23日
- 参 31. 原子力規制委員会、「東京電力福島第一原子力発電所事故分析 中間報告書」、NREP-0001、平成26年10月8日。
- 参 32. OECD/NEA/CSNI, “ISP-49 on Hydrogen Combustion”, NEA/CSNI/R(2011)9, January (2012).
- 参 33. A. Hotta, M. Akiba, A. Konovalenko, T. Matsumoto and et al., “Experimental and Analytical Investigation of Formation and Cooling Phenomena”, Journal of Nuclear Science and Technology (to be published).
- 参 34. K. Ross, J. Phillips, R. Gauntt and K. Wagner, “MELCOR Best Practice as Applied in the State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project”, NUREG/CR-7008, August (2014).



- 参 35. C. Journeau, J. Haquet, B. Spindler, C. Spengler and J. Foit, “The VULCANO VE-U7 Corium spreading benchmark,” *Progress in Nuclear Energy* 48(3), (2006).
- 参 36. C. Journeau, J. Haquet, P. Piluso and J. Bonnet, “Differences between Silica and Limestone Concrete that may Affect Their Interaction with Corium”, *Proceedings of ICAPP08-8059*, June (2008).
- 参 37. J. Foit, T. Cron and B. Fluhrer, “Interaction of a Metal and Oxide Melt with Reinforced Concrete in MOCKA Experiments”, *NUREG15-539*, May (2013).
- 参 38. ANSYS FLUENT, <https://www.ansys.com/ja-jp/products/fluids/ansys-fluent>, 2019年9月24日アクセス
- 参 39. 中村均、菊池正明、小澤正義ら、「安全研究成果報告（中間）案）重大事故時の格納容器の終局的耐力評価に関する研究」、原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、平成31年4月。
- 参 40. AUTODYN Documentation,  
[https://www.sharcnet.ca/Software/Ansys/16.2.3/en-us/help/ai\\_sinfo/adyn\\_intro.html](https://www.sharcnet.ca/Software/Ansys/16.2.3/en-us/help/ai_sinfo/adyn_intro.html), 2019年7月30日アクセス
- 参 41. LS-DYNA R11, “LS-DYA Keyword User’s Manual Volume I”, Livermore Software Technology Corporation, October (2018).
- 参 42. 伊東雅晴、別府万寿博、片山雅英、「非線形動的コンクリート構成則 CAPROUSの開発と高速衝突解析への応用」、土木学会、第10回構造物の衝撃問題に関するシンポジウム論文集、2010年12月。
- 参 43. W. Riedel, “10 Years RHT: A review of concrete modeling and hydrocode applications”, 2009.
- 参 44. HYMERES-2 OECD/NEA/CSNI, “NEA Hydrogen Mitigation Experiments for Reactor Safety Project Phase 2 (HYMERES-2)”, <https://www.oecd-nea.org/jointproj/hymeres2.html>, 2019年7月30日アクセス
- 参 45. THAI-3 OECD/NEA/CSNI, “NEA Thermal-hydraulics, Hydrogen, Aerosols and Iodine Project Phase 3 (THAI-3)”,  
<https://www.oecdnea.org/jointproj/thai3.html>, 2019年7月30日アクセス
- 参 46. BIP-3 OECD/NEA/CSNI, “NEA Behaviour of Iodine Project Phase 3 (BIP-3)”, <https://www.oecd-nea.org/jointproj/bip-3.html>, 2019年7月30日アクセス
- 参 47. STEM-2 OECD/NEA/CSNI, “NEA Source Term Evaluation and Mitigation Project Phase 2 (STEM-2)”, <https://www.oecd->

- nea.org/jointproj/stem2.html, 2019年7月30日アクセス
- 参 48. 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、  
<https://www.jaea.go.jp/02/press2018/p19012401/>、2019年7月30日アクセス
- 参 49. PreADES OECD/NEA/CSNI, “NEA Preparatory Study on Analysis of Fuel Debris (PreADES) Project”, <https://www.oecd-nea.org/jointproj/preades.html>, 2019年7月30日アクセス
- 参 50. 下崎敬明、伊東智道、濱口義兼、出井千善、久保光太郎、「安全研究成果報告 (中間)、規制へのPRAの活用のための手法開発及び適用に関する研究」、原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、平成31年4月。
- 参 51. 独立行政法人原子力安全基盤機構、「地震に係る確率論的安全評価手法の改良 =BWRの事故シーケンスの試解析=、JNES/SAE08-006、平成20年8月
- 参 52. SAPHIRE, <https://saphire.inl.gov/>, 2019年7月30日アクセス
- 参 53. 原子力規制委員会、「原子力災害対策指針」、平成24年10月31日制定、平成30年10月1日一部改正
- 参 54. H-N Jow, J. L. Sprung, J. A. Rollstin, L. T. Ritchie and D. I. Chanin, “MELCOR Accident Consequence Code System (MACCS), Model description,” NUREG/CR-4691, Vol. 2, 1990.
- 参 54. 総務省、「平成22年国勢調査」
- 参 55. 農林水産省、「平成28年作物統計」
- 参 56. 農林水産省、「平成28年生産農業所得統計」
- 参 57. 総務省、「平成28年度 固定資産の価格等の概要調書」
- 参 58. G.A. Grell et al., “Fully coupled “online” chemistry within the WRF model”, Atmospheric Environment, Vol. 39, Issue 37, pp.6957-6975, 2005.
- 参 59. Y. Oura et al., “A database of hourly atmospheric concentrations of radiocesium ( $^{134}\text{Cs}$  and  $^{137}\text{Cs}$ ) in suspended particulate matter collected in March 2011 at 99 air pollution monitoring stations in eastern Japan”, Journal of Nuclear and Radiochemical Sciences, Vol. 15, Issue 2, pp.1-12, 2015.
- 参 60. 原子力規制庁, 第5次航空機モニタリング及び福島第一原子力発電所から80km圏外の航空機モニタリング, 2012;  
[https://radioactivity.nsr.go.jp/ja/contents/7000/6289/24/203\\_0928.pdf](https://radioactivity.nsr.go.jp/ja/contents/7000/6289/24/203_0928.pdf).

- 参 61. D. Menemenlis et al., Using Green's functions to calibrate an ocean general circulation model, *Monthly Weather Review*, Vol. 133, pp.1224-1240, 2005.
- 参 62. H. Terada et al., Atmospheric discharge and dispersion of radionuclides during the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident. Part II: verification of the source term and analysis of regional-scale atmospheric dispersion, *Journal of Environmental Radioactivity*, Vol. 112, pp.141-154, 2012.
- 参 63. G. Katata et al., Detailed source term estimation of the atmospheric release for the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident by coupling simulations of an atmospheric dispersion model with an improved deposition scheme and oceanic dispersion model, *Atmospheric Chemistry and Physics*, Vol. 15, pp.1029-1070, 2015.
- 参 64. A. F. Shchepetkin and J. C. McWilliams, The regional oceanic model system (ROMS): a split-explicit, free-surface, topography-following-coordinate oceanic model, *Ocean Modelling*, Vol. 9, pp.347-404, 2005.
- 参 65. T. Hamaguchi et al., Fundamental study of macro-scaled sediment yield/transport modeling based on distributed runoff model, *Annals of Disaster Prevention Research Institute*, Vol. 55A, pp.501-510, 2012.
- 参 66. X-5 Monte Carlo Team, MCNP-A General N-Particle Transport Code, Version 5. Volume I: Overview and Theory, LA-UR-03-1987, 2005.

## 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

西村 健	技術研究調査官
市川 竜平	技術研究調査官
堀田 亮年	主任技術研究調査官
小城 烈	技術研究調査官
星野 光保	技術研究調査官
川口 秀雄	技術研究調査官
新添 多聞	技術研究調査官
林田 芳久	技術参与