

# 安全研究成果報告

## 軽水炉の重大事故に係る知見の整備

Preparation of a Knowledge Base for Severe Accidents

西村 健 小城 烈

Takeshi NISHIMURA and Retsu KOJO

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)

平成 30 年 11 月

November 2018

本報告は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループが行った安全研究プロジェクトの活動内容・成果をとりまとめたものです。

なお、本報告の内容を規制基準、評価ガイド等として審査や検査に活用する場合には、別途原子力規制委員会の判断が行われることとなります。

本レポートの内容に関するご質問は、下記にお問い合わせください。

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

# 軽水炉の重大事故に係る知見の整備

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 小城 烈

## 要 旨

軽水炉の重大事故時に発生が想定される様々な物理化学現象は、解析コードによる評価において時空間的な挙動の相互作用に伴う不確実さのために、保守的評価を行わざるを得ない場合がある。炉心損傷後に放射性物質が環境へ放出されることを抑制するための格納容器に着目すると、物理化学現象の発生に伴って格納容器バウンダリに生じる負荷の評価、格納容器の機能喪失リスクの定量化、放射性物質の挙動解析等の手法の改良及び高度化のために、最新の科学技術的知見を継続的に整備することが重要である。

そのため本研究では以下の重大事故に係る知見を整備することを目的とした。

- 国際プロジェクトへの参加により得られる最新の科学技術的知見
- 重大事故時の物理化学現象に係る解析的知見
- 重大事故時のプラント挙動に係る解析的知見

国際プロジェクトへの参加により得られる最新の科学技術的知見については、主にOECD/NEA/CSNI主催の国際共同研究から知見を収集した。物理化学現象の有する解析上の不確実さ低減に資するために、最新の計測手法に基づく実験的知見から物理化学現象の発生に関する現象論的理解を促進した。また、解析の国際ベンチマークへの参加を通じて最新の解析的知見を収集した。

重大事故時の物理化学現象に係る解析的知見については、特に物理化学現象の発生に関する詳細なメカニズムについて解析上の不確実さが大きいと考えられる「熔融炉心-冷却材相互作用（FCI）」、「熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）」、

「水素による影響」、「放射性物質の移行挙動」等に着目し、国際プロジェクトへの参加を通じて収集した最新の科学技術的知見を踏まえて、解析手法の整備を進めた。また、物理化学現象に関する実験に対して整備した解析手法を適用した解析を実施し、得られた知見をまとめた。

(1) FCI に関しては、水蒸気爆発解析コード JASMINE Version3 による不確実さ解析に設定するパラメータを分類し、ベースライン解析及び保守的設定を行ったバウンディング評価により不確実さの幅の上限値に関する知見を得た。これらの知見を踏まえて、不確実さパラメータを対象とした統計評価を実施し、統計評価によりインパルス等の主要な指標に対するモデルの影響を定量的に把握することを可能とする知見を得た。

(2) MCCI に関しては、国際プロジェクトで観測された非等方的な侵食挙動を踏まえ、三次元 MCCI 解析コード SOCCR-3D による解析手法の整備を進め、予測機能を確認した。

(3) 水素による影響に関しては、ヘリウムを用いた密度成層化、噴流等を含む水素混合現象に関する国際プロジェクトへの参加を通じて取得した実験データに基づき、CFD(Computational Fluid Dynamics)コードによる水素混合評価技術に関する乱流モデルの適用性等の知見をまとめた。また、NUPEC (Nuclear Power Engineering Corporation) が実施した大規模水素燃焼実験に関する実験解析を通じて、解析コードによる水素燃焼評価の気付き事項等をまとめた。

(4) 放射性物質の挙動解析手法は、VICTORIA2.0 の熱力学並行計算のギブス関数に圧力依存項を新たに追加するとともに、ホウ素化合物を考慮できるよう化学種を拡張した。本改良コードの妥当性を VEGA-3 実験に対する解析により確認するとともに、得られた知見をまとめた。

重大事故時のプラント挙動に関する解析的知見については、東京電力福島第一原子力発電所の事象進展について総合重大事故解析コード MELCOR による解析により詳細な事故分析を実施した。MELCOR で解析したソースターム評価結果は、整備した敷地内空間線量評価モデルと組み合わせることにより、事故当時にモニタリングポストで観測された空間線量の時間変動挙動をある程度再現できることを確認した。これらに加えて、事故のベンチマーク解析を目的とした OECD/NEA-BSAF 計画において収集した知見の分析から、1号機から3号機における事故進展、4号機建屋の水素爆発及び敷地内空間線量に関する情報を抽出した。

また、使用済燃料貯蔵プールにおける事故進展に関する評価手法を検討し、解析の結果得られた知見をまとめた。加えて、空気環境下での燃料被覆管酸化燃焼実験を目的とした OECD/NEA-SFP 計画において収集した知見の分析から、使用済燃料貯蔵プールにおける事故進展に関する情報を抽出した。

Preparation of a Knowledge Base for Severe Accidents

Takeshi NISHIMURA and Retsu KOJO

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

Abstract

In a severe accident at a light water reactor, various physico-chemical phenomena are postulated to occur. In an evaluation of those severe accident phenomena using an analysis code, they need to be dealt with conservatively because of uncertainties associated with complex interaction of spatiotemporal behaviors. Focusing on the containment used to suppress the release of fission products into the environment after core damage, state-of-the-art knowledge should be taken into account continuously in order to improve and upgrade analysis methods for the assessment of load on the containment boundary, quantification of the containment failure frequency, fission product release behavior and so on, which accompany the occurrence of severe accident phenomena. This research aims to expand a knowledge base with respect to severe accidents such as;

- State-of-the-art knowledge obtained by participation in international projects
- Analytical findings on physico-chemical phenomena during a severe accident
- Analytical findings on plant behavior during a severe accident

In order to contribute to the reduction of uncertainties in analyses, state-of-the-art knowledge obtained by participation in the cooperative international projects under OECD/NEA/CSNI. Phenomenological understandings of the occurrence of severe accident phenomena was gained from experimental findings based on the latest measurement methods.

In addition to those, in order to develop a technical basis, the latest analytical knowledge was collected through participation in international benchmark analysis projects.

As for analytical findings on physico-chemical phenomena during a severe accident, the authors have focused on Fuel Coolant Interaction (FCI), Molten Core Concrete Interaction (MCCI), the influence of hydrogen, the release of fission products, etc., which are considered large uncertainties with respect to the occurrence mechanism in detail. Analysis methods for such phenomena have been developed based on state-of-the-art knowledge gathered through participation in various international experimental and analytical projects. In addition, the experiments on those were analyzed with the methods, and the findings are summarized.

(1) With regard to FCI, by using steam explosion analysis code JASMINE Version 3, important parameters related to a phenomenon model are classified in order to apply uncertainty analysis, and findings on upper limit of uncertainty range were obtained thorough the baseline and bounding analysis. Based on these findings, statistical evaluations for the uncertainty parameters were carried out, and the findings summarized that statistical evaluation allows to figure out quantitative influences for uncertainties of physical models, which are related to major target parameters such as impulse and so on.

(2) With respect to MCCI, based on an anisotropic erosion behavior observed in an international experimental project, three-dimensional MCCI analysis code SOCCR-3D was developed and its ability to predict erosion behavior was validated.

(3) With regard to the influence of hydrogen, based on experimental data from international projects on hydrogen mixing, including density stratification using helium and jet flow, knowledge on hydrogen mixing evaluation method such as turbulent modeling was gained. In addition, combustion analyses based on NUPEC Large Scale Hydrogen Combustion experiment data, obtained findings for hydrogen combustion assessment using analysis code were summarized.

(4) In the behavior analysis method for radioactive materials, a pressure dependence term was newly added to Gibbs function, which is used in evaluation of thermodynamics equilibrium, of VICTORIA 2.0 and chemical species were extended so that boron compounds are able to be taken into account. This

improved code was validated based on the VEGA-3 experimental data and obtained findings were summarized.

For the analytical findings concerning plant behavior during a severe accident, analyses on the accident at TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station was carried out in detail by using comprehensive severe accident analysis code MELCOR. In addition, the results of a source term analyzed by MELCOR were combined with a developed in-site air dose evaluation model, and it was confirmed that the time-varying behavior of the air dose distribution observed at the monitoring posts in the accident could be reproduced. Also, for analytical findings collected from the OECD/NEA-BSAF project which aimed to perform benchmark analysis on the severe accident at TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, information was extracted on accident progress at Units 1 to 3, the hydrogen explosion at the Unit 4 building, and the in-site air dose rate.

Regarding the spent fuel pool, an evaluation method have been developed for accident progression, and analytical findings obtained through various analyses. From findings collected in the OECD/NEA-SFP project having aimed at an oxidative combustion experiment on fuel cladding under atmospheric environment conditions, information was extracted on the accident evolution in the spent fuel pool.

## 目 次

1. はじめに .....	1
2. 実施内容 .....	3
2.1 国際プロジェクトへの参加により得られる最新の科学技術的知見 ..	3
2.2 重大事故時の物理化学現象に係る解析的知見 .....	5
(1) 溶融炉心-冷却材相互作用 .....	5
(2) 溶融炉心・コンクリート相互作用 .....	11
(3) 水素による影響評価 .....	13
(4) 格納容器熱流動 <sup>(参 38)</sup> .....	24
(5) 放射性物質の移行挙動 <sup>(参 41)</sup> .....	27
2.3 重大事故時のプラント挙動に係る解析的知見 .....	28
(1) 東京電力福島第一原子力発電所 1 号機から 3 号機の事故進展 ...	28
(2) 東京電力福島第一原子力発電所 4 号機建屋の水素爆発 .....	28
(3) 原子力発電所重大事故時敷地内空間線量評価 .....	30
(4) 使用済燃料貯蔵プールにおける事故進展 .....	34
3. ま と め .....	40
参 考 文 献 .....	44

## 表 目 次

表 2.1	国際プロジェクト等の参加により得られた主な知見.....	3
表 2.2	不確実さパラメータの分類 <sup>(参 14)</sup> .....	6
表 2.3	統計評価のための不確実さパラメータ <sup>(参 14)</sup> .....	7

## 目 次

図 1.1	格納容器内で想定される重大事故の物理化学現象	2
図 1.2	重大事故に関する研究概要と国際プロジェクトの関係	2
図 2.1	FCI 解析における注目領域と周辺領域の定義 (参 14)	7
図 2.2	TROI(TS-4)実験の圧力及びインパルス (参 15)	8
図 2.3	統計評価の流れ (参 14)	9
図 2.4	KROTOS (KS-1)実験解析におけるインパルス頻度 (左)及び Q-Q プロット(右) (参 14)	9
図 2.5	TROI(TS-1)実験解析におけるインパルス頻度 (左)及び Q-Q プロット(右) (参 14)	10
図 2.6	CCI-1 実験におけるコンクリート侵食 (参 21)	12
図 2.7	CCI-1 実験における侵食形状 (参 21)	12
図 2.8	ヘリウム成層の混合挙動に関する解析結果 (参 24)	17
図 2.9	ヘリウム濃度、乱流粘性係数及び流線の解析結果 (参 24)	17
図 2.10	OpenFOAM による解析結果 (参 25)	18
図 2.11	ヘリウム濃度垂直方向分布の実験と CFD 解析の結果比較 (参 25)	19
図 2.12	OECD/NEA-HYMERES で実施した解析ベンチマークの解析結果 (参 28)	20
図 2.13	NUPEC 水素混合実験装置の概観図 (参 30)	21
図 2.14	格納容器解析のための解析メッシュ (参 31)	22
図 2.15	格納容器内のヘリウム濃度 (参 31)	22
図 2.16	FLACS コードによる NUPEC 燃焼実験に関する三次元燃焼解析結果 (参 34)	23
図 2.17	CIGMA 実験装置概略図 (参 36)	25
図 2.18	OpenFOAM による CC-PL-04 実験解析結果 (参 38)	26
図 2.19	VEGA-3 実験に対する VICTORIA2.0 の Cs 放出履歴 (参 41)	27
図 2.20	3号機から4号機への越流に関する流況の解析結果 (参 21)	29
図 2.21	敷地内空間線量評価体系の概要 (参 44)	32
図 2.22	モニタリングポストでの検出器応答実測値と予測値の比較 (参 44)	33
図 2.23	SFP の事故進展解析手法の流れ (参 52)	36
図 2.24	単バンドル実験解析結果 (参 52)	36
図 2.25	1×4 短尺バンドル実験解析結果 (参 52)	37

図 2.26	SFP 内の燃料配置を考慮した輻射モデル (参 21) .....	38
図 2.27	SFP に関する空間線量解析結果 (参 52) .....	39

略 語 表

AICC	Adiabatic Isocholic Complete Combustion	断熱等容完全燃焼
ANL	Argonne National Laboratory	アルゴンヌ国立研究所
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型軽水炉
CEA	Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives	フランス原子力・代替エネルギー庁
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	原子力施設委員会
FCI	Fuel-Coolant Interaction	溶融燃料-冷却材相互作用
IAEA	International Atomic Energy Agency	国際原子力機関
JAEA	Japan Atomic Energy Agency	国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
LP	Lumped Parameter	集中定数
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	The Nuclear Regulatory 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
PDF	Probability Density Function	確率密度関数
PSI	Paul Scherrer Institut	ポールシェラー研究所
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
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

## 1. はじめに

軽水炉の重大事故時には、格納容器の機能喪失を引き起こす様々な物理化学現象の発生が想定される。これら物理化学現象の発生要因及び格納容器負荷への影響度は、既往研究により一定程度明らかとなってきた。また、それら研究によって各物理化学現象に対する個別解析手法も並行して整備されており、定量的な評価を可能としている。一方で、物理化学現象が有する時空間的な挙動の相互作用に伴う不確実さは、解析コードによる評価を困難とする場合がある。例えば、熔融燃料と冷却材の相互作用の程度、着火した水素が火炎加速し爆轟に遷移する可能性、熔融デブリによるコンクリートの侵食量等は、これらの現象が有する複雑なプロセス等も相まって解析のみで影響度を評価することは難しい。そのため、これら物理化学現象の解析コードによる評価では、不確実さを考慮した解析を行うために現実より厳しい解析条件を設定した保守的評価にする場合がある。

国際原子力機関（IAEA）が策定する定期安全レビューに関する個別安全指針（SSG-25）<sup>(参1)</sup>において、「妥当性の確認された最新の評価手法等により安全評価結果を確認する」という視点があるように、従来の保守的評価だけでなく最新の評価手法による最適評価も併用することは、種々の影響因子を適切に考慮することから安全性の維持向上につながると思われる。炉心損傷後の放射性物質が環境へ放出されることを抑制する機能を持つ格納容器については、物理化学現象の発生に伴って格納容器バウンダリに生じる負荷の評価、格納容器の機能喪失リスクの定量化等に関する、最新の科学技術的知見を取り入れた手法の改良、高度化等を通じて、格納容器の機能維持を適切に評価するための知見を継続的に整備することが重要である。

このような背景のもと、本研究プロジェクトは図 1.1 に示す物理化学現象に関して、これら物理化学現象並びに重大事故時のプラント挙動に関する解析手法の整備、解析評価の実施等を通じて、重大事故時の格納容器の機能喪失に係る評価の技術基盤となる知見を整備することを目的とした。また、図 1.2 に示す本プロジェクトの研究の全体概要のとおり、これらの物理化学現象に係る研究は、国際的にも多くの国際共同実験、解析コードの適用性に係るベンチマーク等（以下これらをまとめて「国際プロジェクト」という。）が実施されている。そのような国際プロジェクトには、例えば経済協力開発機構/原子力機関/原子力施設委員会（OECD/NEA/CSNI）が主催する国際共同研究があり、これまでに重大事故時に想定される熔融燃料-冷却材相互作用（FCI）<sup>(参2)</sup>、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）<sup>(参3)</sup>、水素燃焼<sup>(参4, 5, 6)</sup>、放射性物質移行挙動<sup>(参7, 8)</sup>、使用済燃料プール（SFP）で発生しうる事象<sup>(参9)</sup>等に関して取組がなされている。本研究では、これら国際プロジェクトから得られる物理化学現象の有する不確実さの低減、解析コードによる安全評価の信頼性の向上等につながる最新の科学技術的知見を収集し、格納容器の機能喪失評価の技術基盤として整備することとした。

なお、本研究は、平成 25 年度から平成 28 年度にかけて実施したものである。

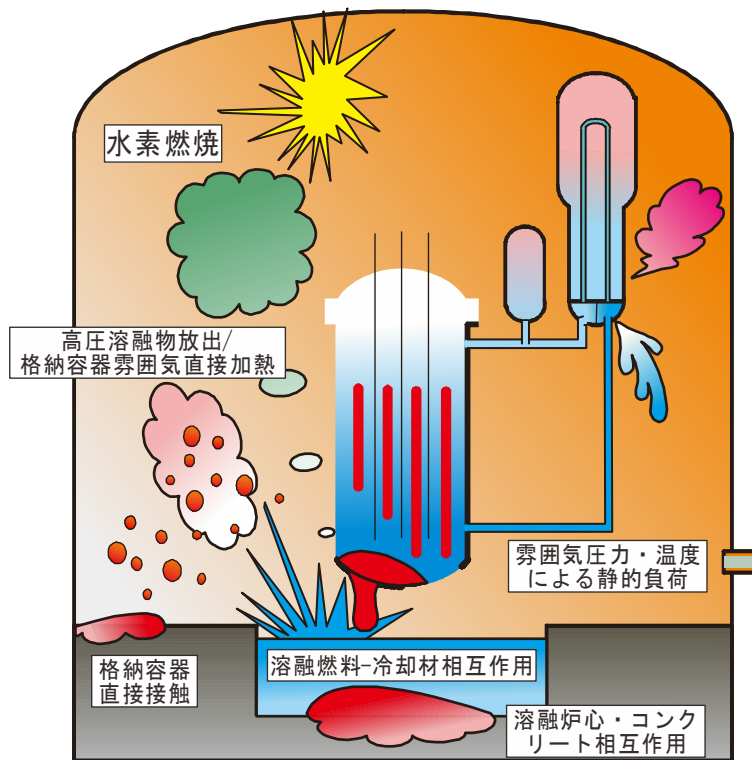


図 1.1 格納容器内で想定される重大事故の物理化学現象  
 Fig.1.1 Severe accident phenomena in the containment

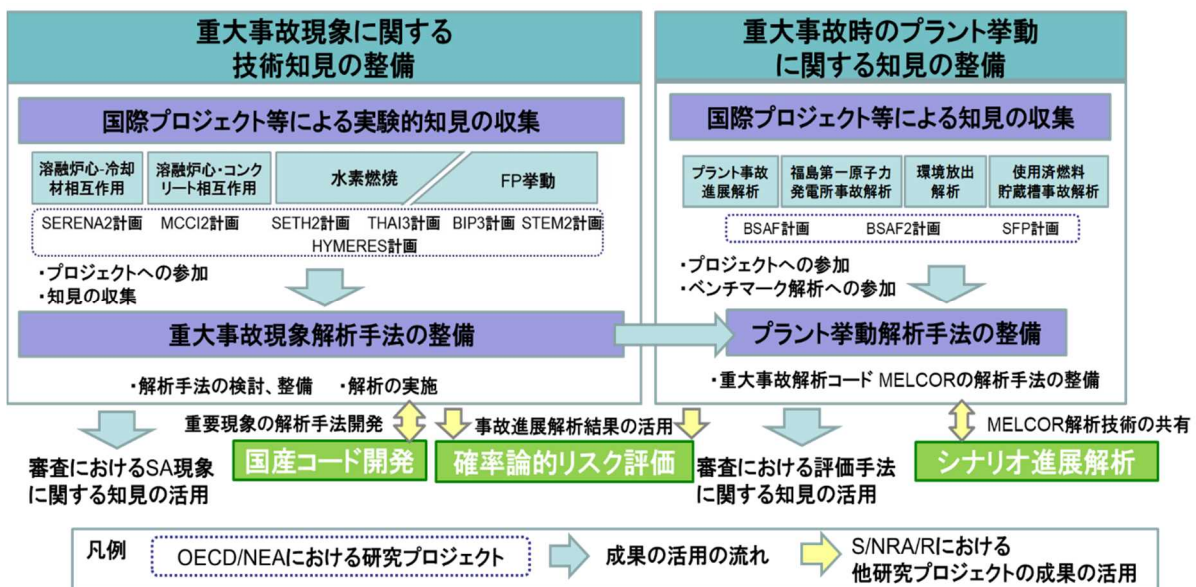


図 1.2 重大事故に関する研究概要と国際プロジェクトの関係  
 Fig.1.2 Outline of research activities and relation of international projects for severe accidents

## 2. 実施内容

### 2.1 国際プロジェクトへの参加により得られる最新の科学技術的知見

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、多くの国際プロジェクトで実施されている。ここでは、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を収集する。主要な国際プロジェクトについて、表 2.1 に概要と得られた主な知見をまとめて示す。

表 2.1 国際プロジェクト等の参加により得られた主な知見 (1/2)

Table 2.1 Knowledge gained through participation in international projects (1/2)

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
FCI	SERENA 計画 <sup>(参2)</sup> - Steam Explosion Resolution for Nuclear Applications Joint Safety Research Project - (OECD/NEA/CSNI)	炉外 FCI に関連する主要な不確かさの定量化を目的とする。特に熔融物の過熱度、初期圧力、熔融物組成、空間幾何形状効果を含む水蒸気爆発への影響に関する実験的知見が拡充された。	実機熔融炉心を模擬したプロトタイプ熔融物の組成による影響、共晶組成による水蒸気爆発への影響、未酸化のジルコニウムと鉄を混入した場合の水素発生による影響、初期ジェット径、熔融物落下挙動の差異を考慮した熔融デブリジェット特性とスケール効果の相互作用等に関する知見を得た。
MCCI	MCCI 2 計画 <sup>(参3)</sup> - Melt Coolability and Concrete Interaction Phase 2 Project - (OECD/NEA/CSNI)	熔融デブリの冷却及び侵食挙動の知見収集と解析コードの高度化を目的とする。コンクリート組成、コンクリート侵食挙動等に関する実験及び解析コードの高度化を目的とした二次元体系での実験が実施された。	コンクリート組成の違いによる侵食挙動、クラスト形成による冷却効果の影響、早期注水による熔融炉心冷却挙動等に関する実験的知見を得た。 MCCI の最新知見を取りまとめた MCCI State of the art report の作成に参加し、海外専門家との議論により国際的な知見を得た。
	CCI 実験 (ANL)	OECD/NEA-MCCI 2 計画の継続案件として、アルゴンヌ国立研究所 (ANL) において、熔融デブリへの早期注水に着目した実験が実施された。	実験データベースの拡張のため CCI 7 実験及び CCI 8 実験に関するデータを入手した。 ANL で実施されている CCI 9 実験に参加し、ドライキャビティに落下した熔融デブリに対して早期注水を行った場合における MCCI 現象に関する知見を拡充した。
水素燃焼	SETH 2 計画 <sup>(参4)</sup> - SESAR Thermal-hydraulics Project Phase 2 - (OECD/NEA/CSNI)	格納容器内に放出される水素の浮力噴流、ブルーム等の基本的現象又はスプレイ、格納容器クーラー、静的触媒式再結合装置 (PAR) 等の安全機器の作動による水素成層の混合メカニズムに着目した実験が実施された。	実験ではヘリウムを水素の代替として、格納容器を模擬した各実験装置内での噴流及びブルームによる気体混合、輸送、成層化等の現象に関して、高い空間解像度での計装により実験データが取得された。本計画に参加し、これらの実験的知見を得た。

表 2.1 国際プロジェクト等の参加により得られた主な知見(2/2)

Table2.1 Knowledge gained through participation in international projects (2/2)

水素燃焼	HYMERES 計画 <sup>(参5)</sup> - Hydrogen Mitigation Experiments for Reactor Safety Project - (OECD/NEA/CSNI)	スプレイ、格納容器クーラー、PAR 等の安全機器が複数の機器が同時に作動した場合における格納容器内の熱流動現象に着目した実験が実施された。水素成層問題に関して実条件を指向した複雑形状に対する実験データベースの拡張が実施された。	同計画内で実施された実験のベンチマーク解析により、過熱蒸気条件下での気体輻射の影響を考慮することが重要であることが示唆された。
	THAI 3 計画 <sup>(参6)</sup> - 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。	PAR 付近で対向流が生じた場合の性能に係る実験的知見を取得した。国内におけるプールのスクラビングによる放射性物質除去効果実験の概略を紹介し、海外専門家との間で知見の共有を行った。
放射性物質挙動	BIP 3 計画 <sup>(参7)</sup> - 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。	実験の実験マトリックス、ヨウ素の分析手法、実験結果の解釈等について海外専門家と議論し、有機ヨウ素の生成、移行挙動等に関する知見を得た。
	STEM2 計画 <sup>(参8)</sup> - 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。	実施する実験の実験マトリックス、酸化ルテニウム及びヨウ素の分析手法、実験結果の解釈等について海外専門家と議論し、酸化ルテニウム移行挙動、ヨウ素酸化物の生成・分解挙動等に関する知見を得た。
SFP	SFP 計画 <sup>(参9)</sup> - Sandia Fuel Project - (OECD/NEA/CSNI)	サンディア国立研究所 (SNL) において加圧水型軽水炉 (PWR) の使用済燃料の模擬体を用いた空気環境下での燃料被覆管酸化燃焼実験を実施した。	モックアップ集合体の被覆管にはジルカロイ-4 が用いられており、空气中酸化挙動のみならずブレイクアウェイと呼ばれる著しい酸化による被覆管燃焼挙動に関する実験的知見が得られた。
プラント挙動	BSAF 計画 <sup>(参10, 11)</sup> - Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Project - (OECD/NEA/CSNI)	東京電力福島第一原子力発電所事故に関する知見の収集を行った。本計画で実施された事故時に測定された各種プラントパラメータ等の分析に基づき、事故進展解析の初期条件、機器の作動状況及び機能喪失に関する仮定等を検討した。また、MELCOR による重大事故時の不均一な温度分布等に関する事故進展解析手法について、最新知見を収集するとともに東京電力福島第一原子力発電所事故に関する専門家間議論より情報収集を行った。	得られた知見は、事故進展解析のための詳細化したプラントモデルの構築に利用した。

## 2.2 重大事故時の物理化学現象に係る解析的知見

### (1) 溶融炉心-冷却材相互作用

FCI の発生に伴う格納容器構造への負荷を評価するために、水蒸気爆発解析コード JASMINE Version 3<sup>(参12)</sup> (以下「JASMINE」という。)が開発されている。JASMINE は旧日本原子力研究所 (現: 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (JAEA)) の事故時格納容器挙動実験 (ALPHA) の知見に基づき Moriyama ら<sup>(参12)</sup> が開発した解析コードであり、Board ら<sup>(参13)</sup> による熱的デトネーション仮定 (4 段階の素過程 (素混合、トリガリング、フラグメンテーション及び伝熱による衝撃波伝播又は膨脹による機械的エネルギー発生) からなる) に基づくモデルが組み込まれている。ここでは、国際プロジェクトへの参加を通じて取得した最新知見を踏まえ、OECD/NEA-SERENA で実施されたプロトタイプ溶融燃料を用いた実験を対象に不確実さ解析を実施した<sup>(参14, 15)</sup>。OECD/NEA-SERENA は炉外水蒸気爆発に関する実験及び解析的検討から成り、2007 年から 2012 年にかけて TROI (Korea Atomic Energy Research Intitute: KAERI) 及び KROTOS (Commissariat a l' Energie Atomique: CEA) という規模の異なる実験装置を用いて実施された<sup>(参2, 15)</sup>。実験解析に先立ち、JASMINE で使用する乱数発生計算法を変更し解析結果のコンパイラ等依存性を小さくする改良をした。

#### ① 不確実さ解析のためのパラメータ分類

JASMINE を用いた不確実さ解析のパラメータ (以下「不確実さパラメータ」という。)を設定するため、構造物への負荷を代表する力積 (インパルス) に影響を及ぼすパラメータを、現象の物理モデルに係る“注目領域”と、装置、方法、計測等の実験条件固有の要素である“周辺領域”に分類する<sup>(参15)</sup>。図 2.1 に分類の概念を示す。注目領域パラメータは、既往実験に対する JASMINE の妥当性確認の実績<sup>(参12)</sup> に、OECD/NEA-SERENA で実施された実験を対象とした解析結果に基づくパラメータを追加して与えた。表 2.2 に分類した不確実さパラメータを示す。周辺領域に属する不確実さパラメータは各実験ケースでの実績値に基づき設定する。例えば、実験で人為的な外部トリガを制御されたタイミングで与えていることを考慮し、外部トリガのタイミングを周辺領域のパラメータとしてケースごとに与えた。また、溶融物のプール流入履歴は、溶融物生成法、落下装置設計、実験方法等の影響を受けるため周辺領域として扱い、パイロメータ温度、熱電対により同定された落下速度、落下途中のジェット形状画像及び回収質量に基づきケースごとに設定した。周辺領域は、実機への適応時にプラントの幾何形状、初期条件、境界条件の違い等について考慮する必要がある。以上の考え方により設定した不確実さパラメータに対してベースライン解析を実施した。図 2.2 に OECD/NEA-SERENA の TROI 実験 (TS-4) 結果及び解析結果<sup>(参15)</sup>を示す。インパルスは実験の測定位置ごとにプール内の構造にかかる圧力応答を時間積分して求めた。実験及び解析の結果を比較すると、実験の圧力履歴及びインパルスの傾向は比較的良く一致した。さらに、細粒化及び圧力伝播に係る不確実さパラメータを保守的に設定したバウンディング評価条件を求め、現実的な不確実さの幅の上限値を得た。

## ② 統計評価による不確かさ解析手法

設定した不確かさパラメータの組み合わせによる不確かさ伝播の評価では、感度解析結果に基づきすべての不確かさパラメータを対象とした統計評価を実施した。統計評価の流れを図 2.3 に示す。同図に示した解析手法を適用して、KROTOS 実験及び TROI 実験の 4 ケースの実験について統計評価を実施した。表 2.3 に示す不確かさパラメータに対して、実験条件における装置誤差、熔融温度に関して液相固相線温度、粗混合に関する過去の検証等を基に、12 種類の不確かさパラメータの変動幅及び確率密度関数 (PDF) を設定し、約 200 個のサンプル入力を作成した。サンプリング処理には、ラテン超方格法 (LHS) を用いた統計評価用サンプリングツール LATINA を整備し、本評価に適用した。

KROTOS 実験の KS-1 実験及び TROI 実験の TS-1 実験について、インパルスの分布及び Q-Q プロットを図 2.4 及び図 2.5 にそれぞれ示す<sup>(参 14)</sup>。統計評価結果の分布は、水蒸気爆発が発生しないケースが低位に集中していることを除き概ね正規分布に従うことが示唆される<sup>(参 14)</sup>。また、統計評価の結果に基づき標準偏差を求め、平均値及び 95×95 信頼値を算出した結果、統計評価によりインパルス等の主要な指標に対するモデルの影響を定量的に把握することを可能とする知見を得た。

表 2.2 不確かさパラメータの分類<sup>(参 14)</sup>  
Table 2.2 Classification of uncertainty parameters

注) 赤：注目領域 青：周辺領域

現象フェイズ	不確かさパラメータ
	幾何形状
全体	初期圧力
	プール水温
	メルト温度
	メルト落下履歴
	メルト物性(熔融温度)
	ジェット径
粗混合	ジェットブレークアップ係数
	エントレイン液滴離脱時径方向速度成分
	粗混合粒子径
	ジェット-冷却水界面摩擦係数
トリガリング	ジェット先端位置
	トリガ位置
	トリガタイミング
	ガス成分
	ガス温度
細粒化	爆発後粒子径
	フラグメンテーション係数
圧力伝播	蒸発に用いられるエネルギー割合

表 2.3 統計評価のための不確かさパラメータ (参<sup>14</sup>)

Table 2.3 Uncertainty parameters for the statistical analysis

不確かさパラメータ	
全体	初期圧力
	プール水温
	メルト温度
	メルト物性(溶融温度)
粗混合	ジェット径
	ジェットブレイクアップ係数
	エントレイン液滴離脱時径方向速度成分
	ジェット-冷却水界面摩擦係数
トリガリング	トリガタイミング
細粒化	爆発後粒子径
	フラグメンテーション係数
圧力伝播	蒸発に用いられるエネルギー割合

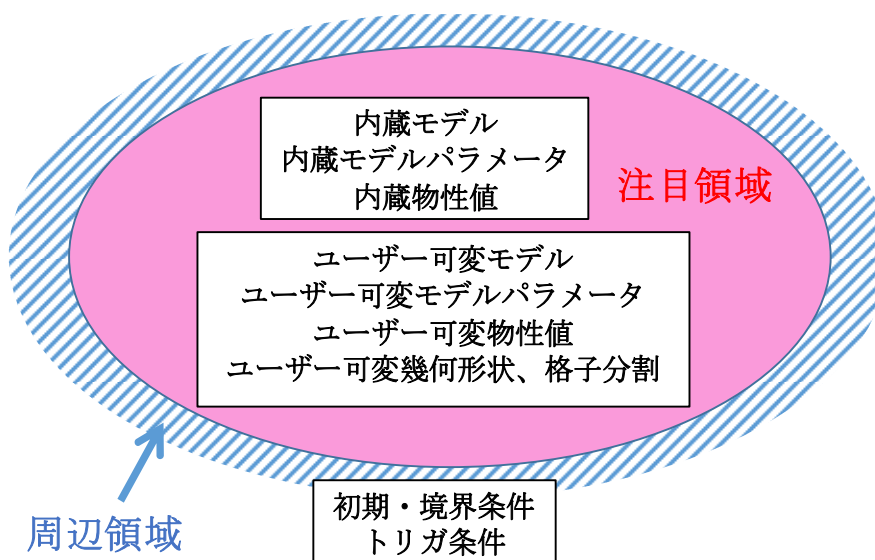
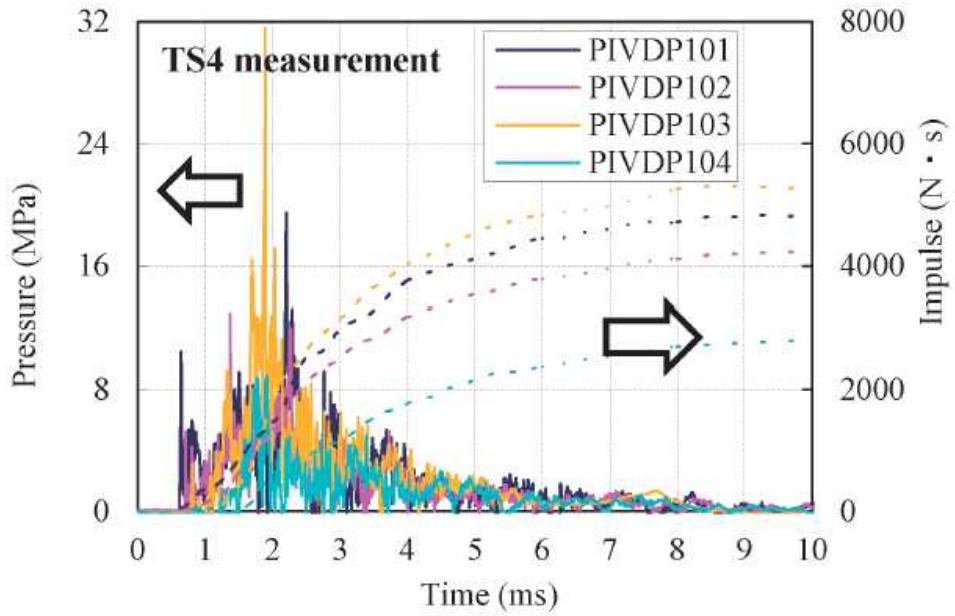
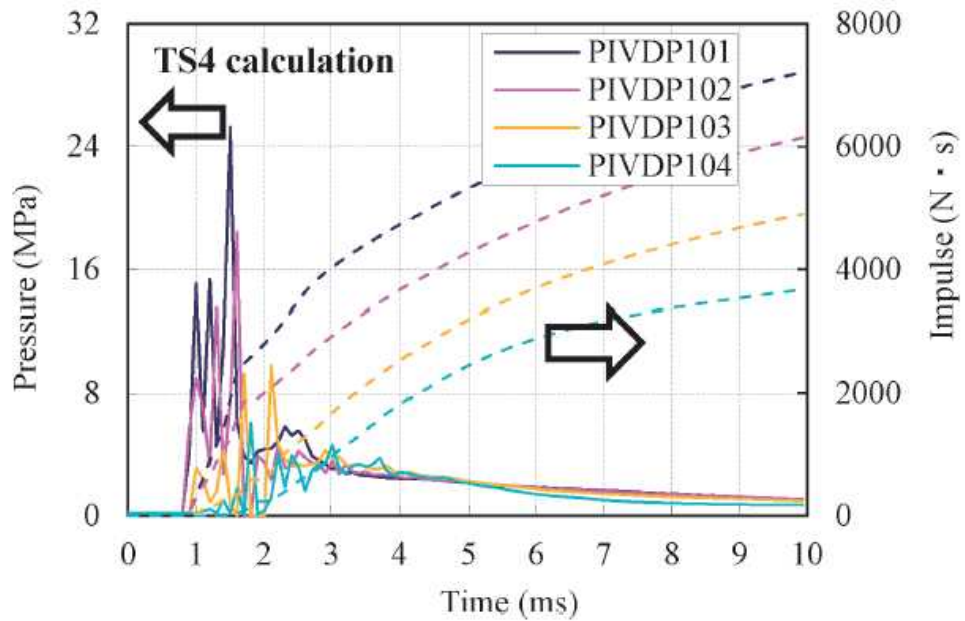


図 2.1 FCI 解析における注目領域と周辺領域の定義 (参<sup>14</sup>)

Fig. 2.1 Definition of focused zone and peripheral zone on FCI simulation



(a) 実験結果  
(a) Experimental data



(b) 解析結果  
(b) Numerical results

図 2.2 TROI (TS-4) 実験の圧力及びインパルス (参 15)  
Fig. 2.2 Dynamic pressure and impulse of TROI experiment (TS-4)

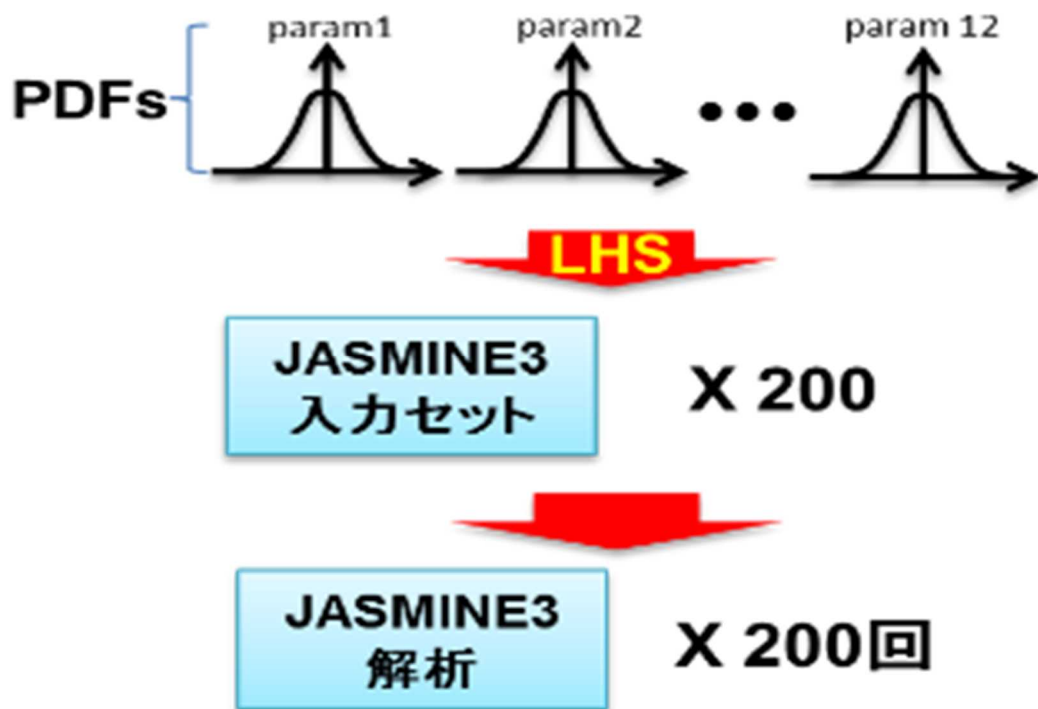


図 2.3 統計評価の流れ (参 14)  
 Fig.2.3 Process flow diagram of the statistical analysis

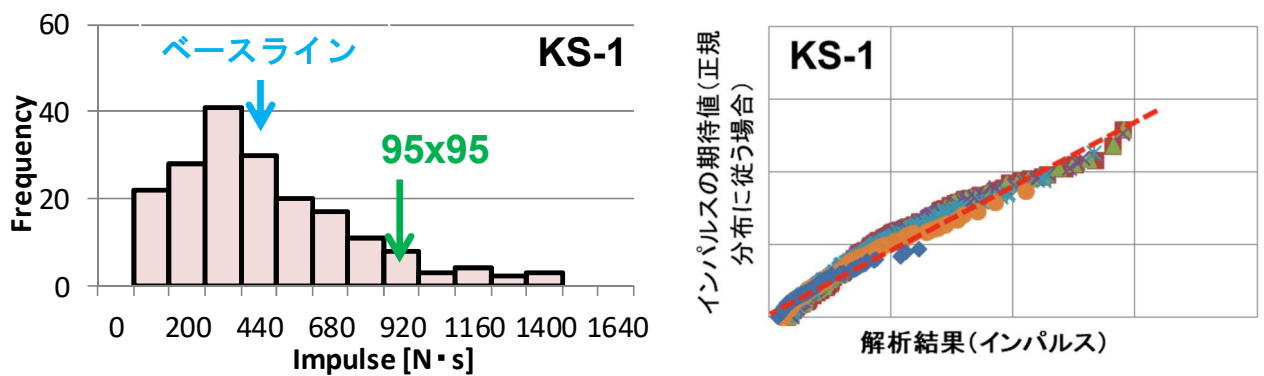


図 2.4 KROTOS (KS-1)実験解析におけるインパルス頻度 (左)及びQ-Qプロット(右) (参 14)  
 Fig.2.4 Frequency of impulse (left) and Q-Q plot(right) in KROTOS test

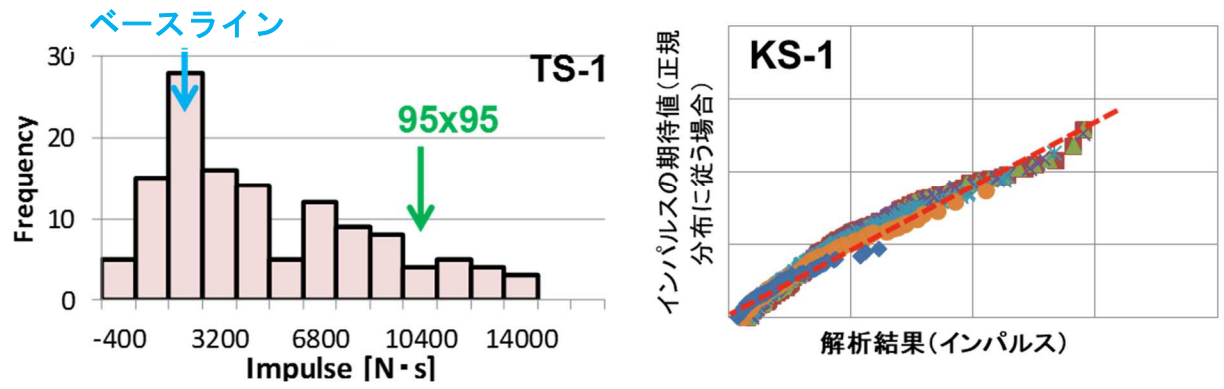


図 2.5 TROI(TS-1)実験解析におけるインパルス頻度 (左)及びQ-Qプロット(右) (参<sup>14</sup>)

Fig.2.5 Frequency of impulse (left) and Q-Q plot(right) in TROI test

## (2) 熔融炉心・コンクリート相互作用

これまでに整備された MCCI 解析手法としては、二次元軸対称体系による COCO<sup>(参16)</sup>、三次元体系による SOCCR-3D<sup>(参17)</sup> 等がある。特に COCO については、旧原子力安全基盤機構において精度向上等の改良及び妥当性の確認が進められた。一方、OECD/NEA-MCCI 計画等で実施されたプロトタイプ熔融燃料による実験では、非対称かつ非等方的な侵食が生じることが観測されている<sup>(参3)</sup>。このような三次元的な侵食現象を二次元の COCO で扱うことには限界があるため、SOCCR-3D に COCO で妥当性が確認されたクラスト形成時の組成分布モデル、ドライアウト熱流束モデル、クラストの消滅モデル等の改良モデル<sup>(参16, 18, 19)</sup> を三次元体系に拡張して組み込んだ。また、MCCI 実験の実験解析及び実規模条件実験解析を通じて改良した SOCCR-3D による解析の再現性等の性能を確認した。

改良した SOCCR-3D を用いた MCCI 実験 (CCI-1)<sup>(参20)</sup> の解析結果を図 2.6 及び図 2.7 に示す。本解析では、初期クラスト (固相) を設定し、側面方向の熱伝達係数を高めに与えた。また、約 3,000 s 時点において CCI-1 実験で観測された北東角付近でのクラストの再熔融を想定した。図 2.6 において確認できるように、改良した SOCCR-3D による床面を基準とした各高さにおける側壁コンクリート侵食深さの解析結果は、北側壁と南側壁で侵食の進展の仕方が異なる実験結果を定性的に再現した。しかし、側壁の侵食が進むと図 2.7 のように北東側底部への侵食が進み、実験とは異なる侵食形状となった。これは、新たな侵食フロントにはクラストが形成されにくく、コンクリート侵食がより早く進むためである。これらの得られた解析的知見を踏まえ、実現象において底部侵食が進まない要因についてはさらなる分析を継続することが必要であり、これに基づきモデルを改良することが必要である。

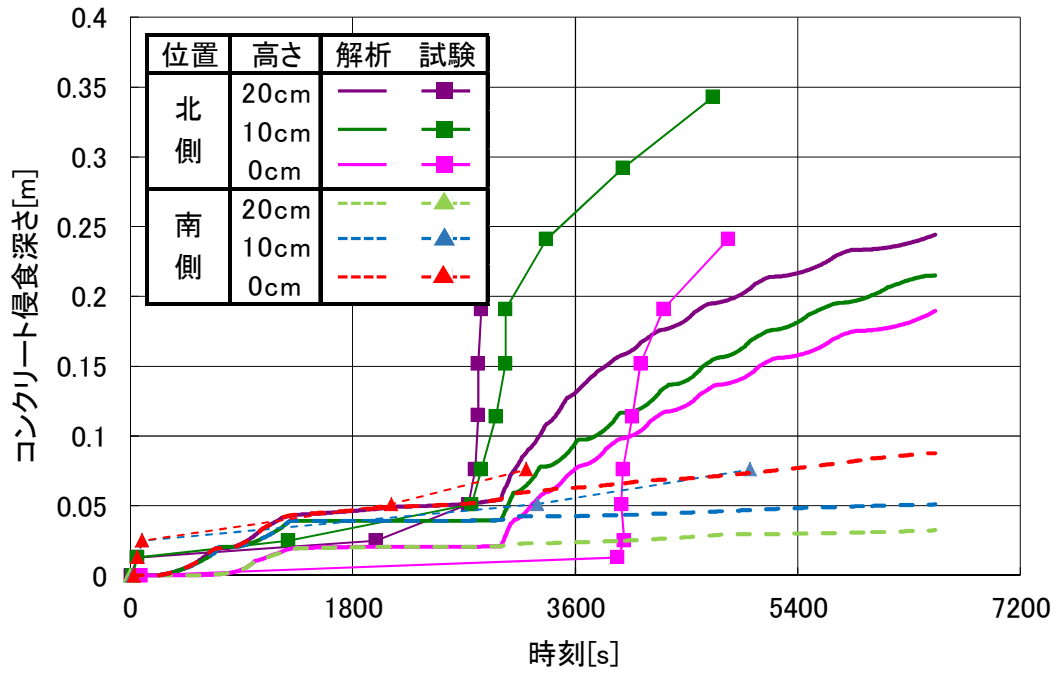


図 2.6 CCI-1 実験におけるコンクリート侵食 (参 21)  
 Fig. 2.6 Concrete ablation in CCI-1 test

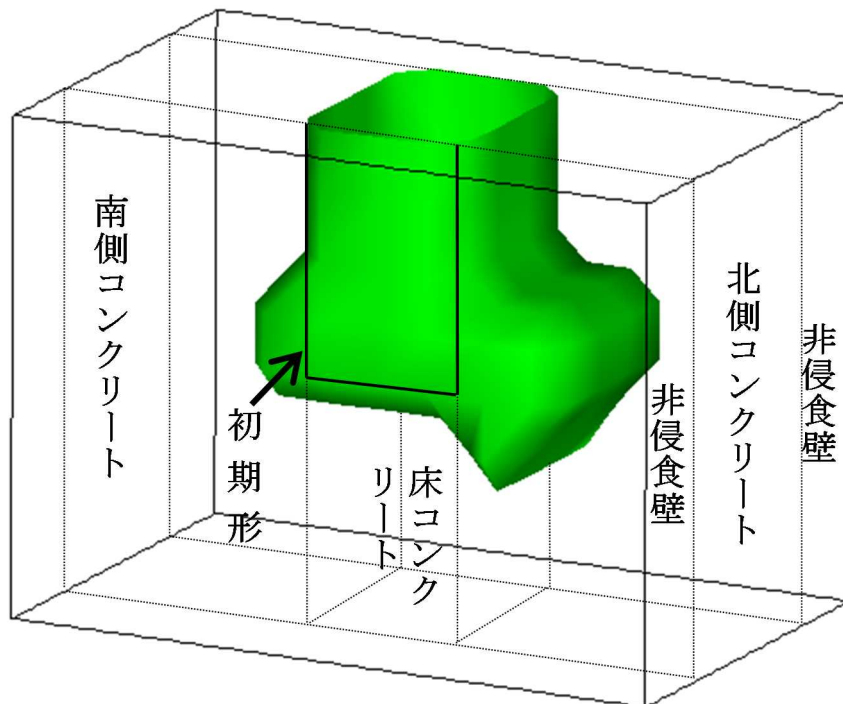


図 2.7 CCI-1 実験における侵食形状 (参 21)  
 Fig. 2.7 Ablation configuration in CCI-1 test

### (3) 水素による影響評価

#### ① 水素混合挙動

##### a. OECD/NEA-PSI CFD Benchmark に関する解析

格納容器のドーム等上部の区画に局所的に高い濃度の水素が溜まる成層化現象（以下「密度成層」という。）に対する CFD (Computational Fluid Dynamics) 解析を通じて、乱流モデルの適用性について知見を整理した。CFD 解析の対象は、OECD/NEA と PSI が実施した CFD ベンチマーク<sup>(参22)</sup>（以下「PSI ベンチマーク」という。）とした。PSI ベンチマークは PSI が所有する PANDA 装置による実験（以下「PANDA 実験」という。）を対象とした解析ベンチマークである。PANDA 実験では、水素を模擬したヘリウムにより形成した密度成層に、下部から空気/ヘリウム混合ジェット（以下「混合ジェット」という。）を注入し、それによって密度成層が崩壊する挙動が計測された。PANDA 装置は、高さ 8 m、内径 4 m の鋼鉄製円筒型圧力容器である。PANDA 実験の初期条件は、常温大気圧の空気を満たした容器上部から 2 m 程度までの領域に体積濃度 37%程度 of ヘリウムが成層化している状態である。また、境界条件は容器下部から 3 m の位置に設置された鉛直上向きのノズルからの混合ジェット及び容器下部から 1 m 程度の位置に設置された圧力逃がし用のファネルがある。

解析には汎用 CFD コード ANSYS FLUENT<sup>®</sup><sup>(参23)</sup>（以下「FLUENT」という。）を使用した。解析メッシュは約 20 万点の六面体とし、最小のメッシュ幅は 0.02 m 程度とした。乱流のモデル化には RANS 手法のうち SST k- $\omega$  モデルを適用し、ここではモデルの定式化に含まれる浮力項の有無が密度成層の混合解析に及ぼす影響を確認した。

図 2.8 に解析結果<sup>(参24)</sup>を示す。点プロットで示す実験で観測されたヘリウム濃度は、時間の経過とともに不連続的に濃度が低下し、密度成層の崩壊は高さ方向に対して段階的に進展することが観測された。破線で示す浮力項を考慮しない場合の解析結果では、実験と比較して早期に体系全体で平衡状態へ推移する結果となった。一方、実線で示す浮力項を考慮した場合は、概ねよく実験結果を再現する結果となった。

図 2.9 に代表的な時刻でのヘリウム濃度、乱流粘性係数及び流線の解析結果を示す。図 2.9 の左側に示す浮力項を考慮しない場合の解析結果では、広範囲にわたり連続的にヘリウム濃度が拡散している傾向がある。浮力項を考慮した場合は明確な不連続面が形成されている。この不連続面は密度成層と混合雰囲気との境界面であり、実験においても不連続面が維持された状態で混合が進むことが観測された。

これらの浮力項の考慮による挙動の差異は、浮力項が低 Reynolds 数領域での乱流拡散を抑制する働きをすることによると考えられる。SST k- $\omega$  モデルを含む標準 k- $\epsilon$  モデルを系譜に持つ RANS モデルの定式化には、散逸率の式で浮力項を考慮する場合に式(1)に示すフィルタ関数が含まれる。

$$C_{3\epsilon} = \tanh \left| \frac{v}{u} \right| \quad (1)$$

ここで、 $v$  は水平方向流速、 $u$  は重力方向流速を示す。このフィルタ関数は、流速成分として水平方向又は重力方向のいずれかが支配的になるかによって浮力の効果を調整する役割を果たし、 $u$  が支配的である場合に非散逸率を抑制する効果として取り込まれているものと解釈できる。これは言い換えれば、乱流（運動）エネルギーの減衰を小さく評価し、流動が維持されることにより混合しやすい状態にある。一方で  $u$  と  $v$  が同程度から  $v$  が支配的な流れでは、非散逸率を抑制する効果が相対的に寄与せず、乱流（運動）エネルギーの減衰が早い。PANDA 実験では、そのような低 Reynolds 数領域となり得る場所は、密度成層の中の比較的安定な領域、空気ジェット的主流から離れた遠方領域等がある。図 2.9 の渦粘性係数の解析結果が示すように、浮力項を考慮しない場合には低 Reynolds 数領域において一定レベルの渦粘性が計算されている。他方、浮力項を考慮する場合には、渦粘性の分布が抑制されており、過大な混合を回避した結果を得たものと解釈することができる。

以上の検討により、密度成層の混合解析に関して RANS モデルを適用する場合に、浮力項を考慮することが重要な因子であることを確認した。

#### b. VIMES 実験に関する解析 <sup>(参 25)</sup>

密度成層の気体混合に関する浮力の影響をさらに詳細に分析することを目的として、原子力規制庁技術基盤グループの安全研究プロジェクト（以下「安全研究プロジェクト」という。）「軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」において JAEA に委託し小規模体系実験を実施している。ここでは本実験に対する CFD 解析の結果について述べる。実験は 1.5 m×1.5 m×1.8 m の試験容器を持つ VIMES 装置を用い、水素を模したヘリウムの密度成層を試験容器上部に形成し、空気ジェットを下部から成層に衝突させた。

解析は OpenFOAM <sup>(参 37)</sup> を用い、浮力の影響を考慮するため、強い加減速領域における乱流生成の過大予測を補正するためのモデル <sup>(参 26)</sup> 及び安定成層内での浮力による乱流粘性係数の減衰効果を考慮するモデル <sup>(参 27)</sup> を新たに実装し、これらモデルの適用性を確認した。図 2.10 に流速分布とヘリウム濃度分布の解析結果 <sup>(参 25)</sup> を示す。空気ジェットと密度成層との相互作用及びそれに伴う下方への跳ね返る流れが再現されており、定性的に VIMES 実験の結果及び既往の PSI ベンチマーク等で報告されている傾向 <sup>(参 22)</sup> を再現した。図 2.11 ではジェット注入から 750 s 後のヘリウム濃度垂直方向分布を VIMES 実験の結果と比較した <sup>(参 25)</sup>。密度成層を含む容器全体に渡って浮力効果を考慮した本モデルは実験結果を定性的によく再現し、密度成層内での浮力による乱流減衰により、混合作用が大きく制限されることを確認した。

#### c. OECD/NEA-HYMERES に関する解析

OECD/NEA-HYMERES <sup>(参 5)</sup> では、PSI ベンチマークに引き続き、PSI の PANDA 装置及び CEA の MISTRA 装置を用いた密度成層の混合に関する実験が実施された。PANDA 装置を用いた実験に対する PSI ベンチマークと OECD/NEA-HYMERES での解析対象の主な違いは、PSI ベン

チマークが空気及びヘリウム二成分気体による実験を対象としたことに対し OECD/NEA-HYMERES では空気、ヘリウム及び過熱蒸気の三成分気体を取り扱った点である。

ここでは、FLUENT を使用し浮力項を考慮した SST  $k-\omega$  モデルを適用して解析した。図 2.12 に OECD/NEA-HYMERES で実施された解析ベンチマークの解析結果<sup>(参 28)</sup>を示す。各参加者の解析結果の比較において、いずれの結果も定性的に実験結果と同様な傾向を再現することができる一方で、解析コードの違いによって解析結果のばらつきが一定の範囲内に収束していないことが指摘された。その要因として、解析に用いるメッシュモデル、乱流モデル、数値解法、境界条件等の解析条件が結果のばらつきに影響を与えている可能性があることが指摘された。

#### d. NUPEC 水素混合実験に関する解析

ここでは、格納容器内等の水素爆発防止対策の有効性評価に電気事業者が使用している格納容器熱流動解析コード GOTHIC<sup>(参 29)</sup> (以下「GOTHIC」という。)により、NUPEC (Nuclear Power Engineering Corporation) が実施した水素混合挙動実験<sup>(参 30)</sup>に関する解析を実施した。2.2.(3)①(a)から(c)に示したように、近年の水素混合挙動に関する解析は CFD を用いた詳細な三次元空間分割の適用が検討されている一方で、CFD を内部構造が複雑な実機体系まで拡張して適用することには計算コストの観点で課題がある。また、CFD の詳細メッシュに対して、適用する壁面凝縮、PAR 等の重要なモデルの多くが、バルク温度、平均水素濃度のような巨視的な変数の関数として表現されることも、CFD の適用においては考慮すべき事項として挙げられる。

GOTHIC では集中定数モデル(LP モデル)を基本としたノード・ジャンクションによる簡便なモデル化の方法に加えて、空間を三次元直交メッシュで CFD 的に離散化し有限差分法で評価する分布定数モデル(DP モデル)も適用可能であり、集中定数モデルに比べれば詳細なモデル化の仕方も選択できる。このような GOTHIC で具備される柔軟なモデル化機能は、上述の巨視的ベースの物理モデルとの親和性もよい。

本解析では、GOTHIC の妥当性確認報告書<sup>(参 29)</sup>等 に示されている NUPEC 解析事例 (以下「先行事例」という。)に対して、空間分割を詳細にした場合の効果について確認することを目的とした。実験装置の概観を図 2.13 に示す。先行事例では、実験装置の各区画に対して空間ノードの離散化に集中定数系を中心とした平均場モデルが適用されている。図 2.14 には、本解析で用いる GOTHIC の解析メッシュを示す。実験装置の各フロアに対して一つのコントロールボリューム (CV) を割り当て、各 CV をサブグリッドで分割した。また、内部構造はサブグリッド界面の透過率及びサブグリッドの空孔率により設定し、壁面濡れ率を考慮した壁面凝縮のモデルを用いた。

図 2.15 に、ヘリウム濃度について、本解析、既往解析及び実験の結果比較<sup>(参 31)</sup>を示す。本解析と実験の結果比較から本解析体系での結果はヘリウム濃度推移を良好に予測できる

ことを確認した。また、既往解析と比較して、特に装置下部のヘリウム放出区画（C-8）において、空間分割を詳細化することでヘリウム濃度の予測精度が向上することを確認した。

## ② 水素燃焼挙動

### a. NUPEC 大規模水素燃焼実験に関する解析

格納容器及び原子炉建屋での水素燃焼の影響評価を実施する場合には、水素濃度が可燃限界を超える場合においては燃焼することを仮定し、それによる動的荷重、熱的負荷等を適切に考慮することが求められる。簡易的には断熱等積完全燃焼（AICC）を仮定したエネルギー保存式を評価する手法<sup>(参 32)</sup>（以下「AICC 手法」という。）があるが、AICC 手法では一点近似により大局的な影響を評価するため水素の局在化等を考慮した評価はできない。このため、解析コードによる水素濃度の分布及び局所的な構造影響を考慮した三次元解析手法を整備することとした。

解析の対象には NUPEC が実施した模擬格納容器燃焼実験<sup>(参 30)</sup>を選定し、燃焼解析コード FLACS<sup>(参 33)</sup>（以下「FLACS」という。）により解析を実施した。解析メッシュは約 40 万、乱流モデルには標準  $k-\epsilon$  を用い、気体の分圧が水素：酸素：窒素=10：19：71 の条件となるように設定した。図 2.16(a)に示す圧力挙動の解析結果<sup>(参 34)</sup>では、実験結果と比較して最大圧力を過大に評価した。また、実験結果では最大圧力に到達後から減圧する傾向が観測されているが、解析ではこの傾向が再現できない。その要因としては、FLACS で動作する燃焼モデルが完全燃焼を前提として計算を行うことによる最大圧力の過大評価と、体系外側が断熱条件であるため体系内に全エネルギーが保持されことによって減圧しないことが考えられる。これらの相違点がある一方で、燃焼により生じる最大圧力までの加圧挙動は、解析結果も実験と同程度の圧力変化量を示した。また、図 2.16(b)のように格納容器内の複雑な構造を伝播する火炎の挙動が定性的に観測された。特にオリフィス形状のような狭い流路近傍では、その前後の燃焼の開始時間のタイミングのずれによりわずかに圧力差が生じ、駆動された流体によって燃焼後の高温ガスの輸送、ジェットが発生による燃焼促進等の現象が誘起される可能性があることが解析結果から示唆された。

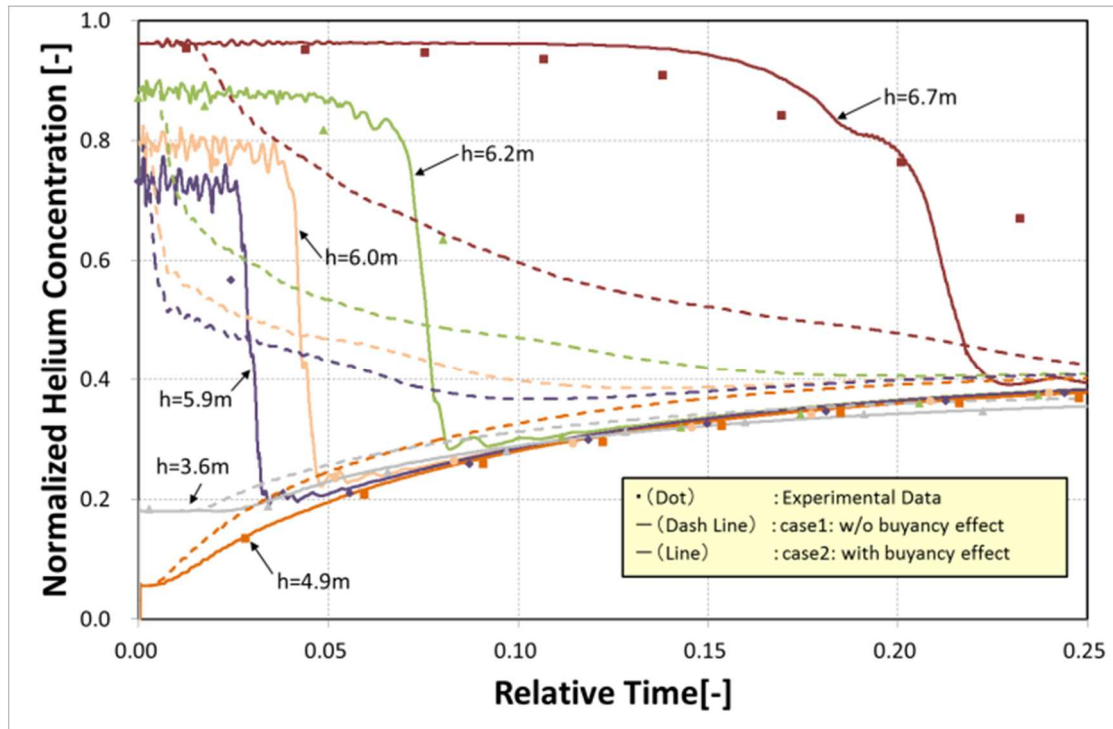


図 2.8 ヘリウム成層の混合挙動に関する解析結果 (参 24)  
 Fig.2.8 Time evolution of Helium mole fraction

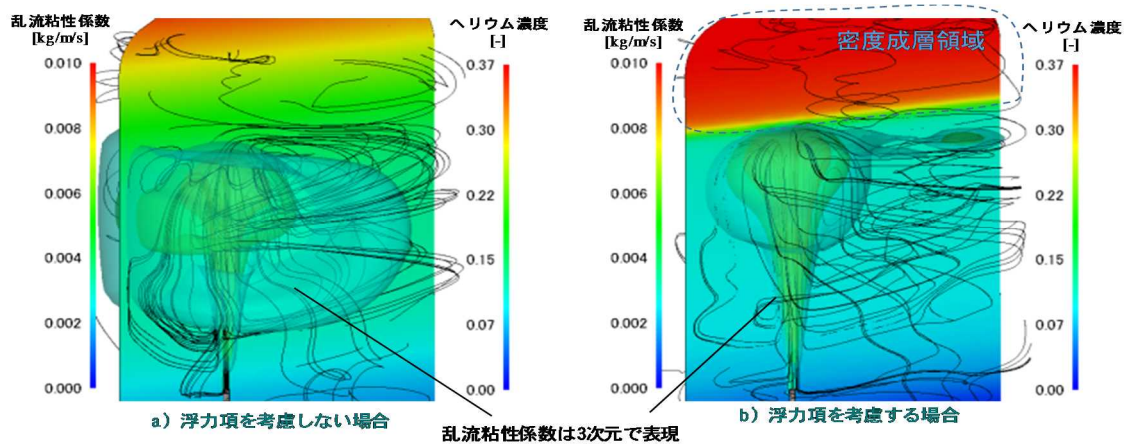


図 2.9 ヘリウム濃度、乱流粘性係数及び流線の解析結果 (参 24)  
 Fig.2.9 Contours of Helium concentration and turbulent viscosity coefficient,  
 and streamline  
 注) ヘリウム濃度：二次元で表示、乱流粘性係数：三次元で表示、流線：実線で表示

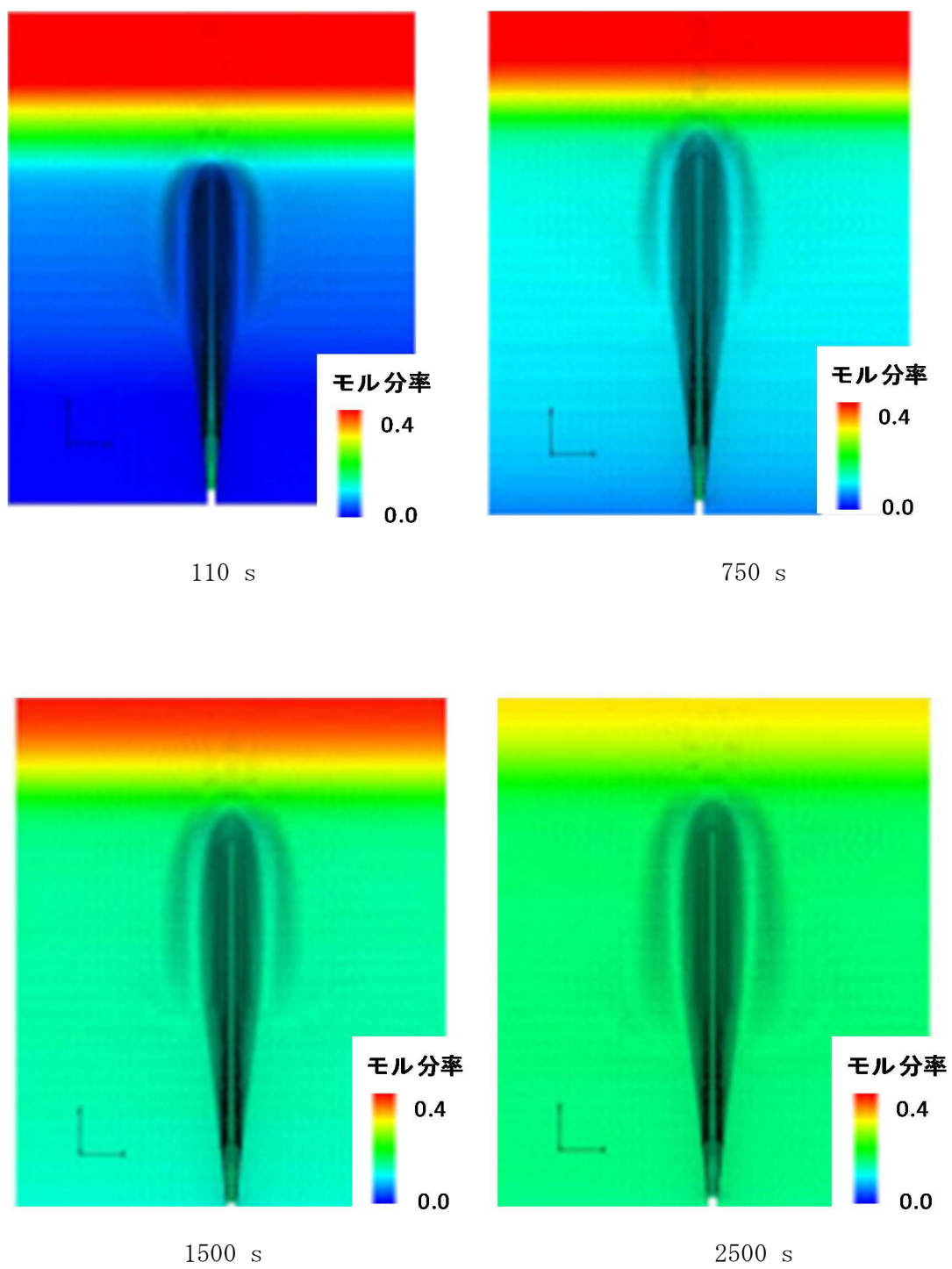


図 2.10 OpenFOAM による解析結果<sup>(参 25)</sup>  
 (ベクトル：流速、カラーコンター：He 濃度)  
 Fig.2.10 Numerical results using OpenFORM  
 (vector: velocity, color contour: Helium concentration)

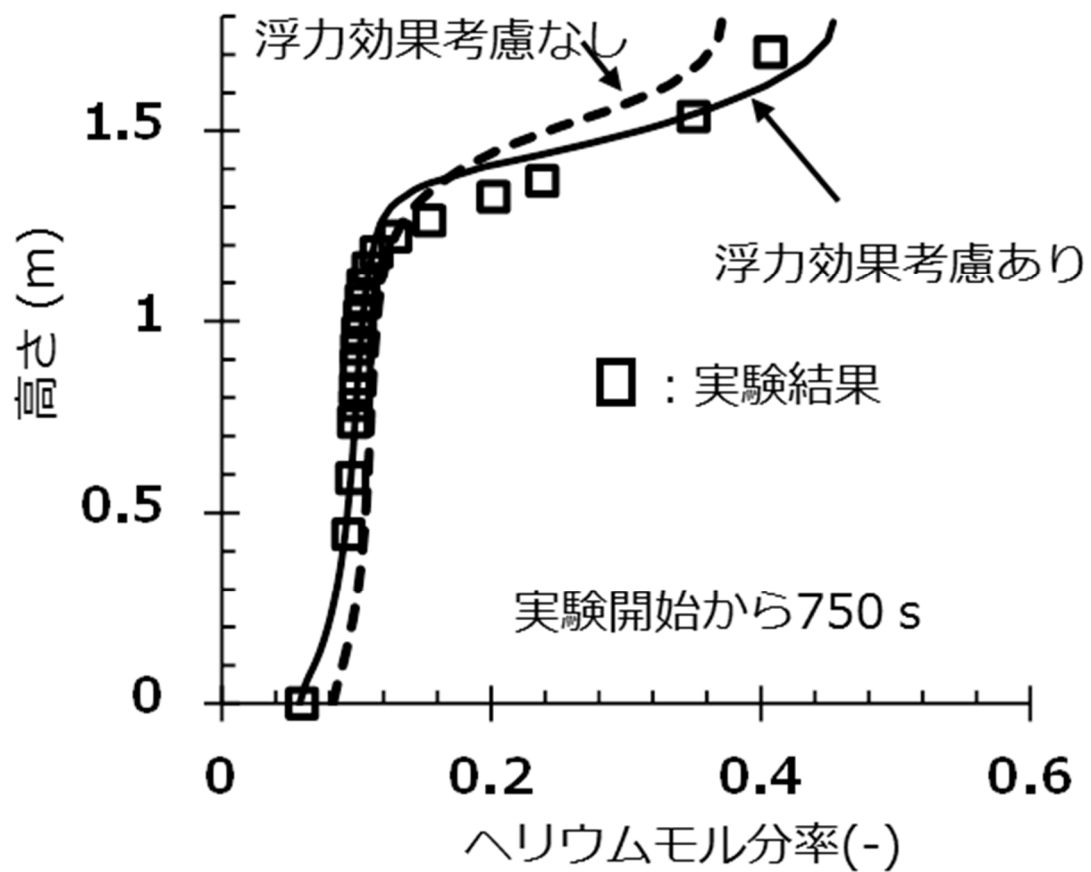
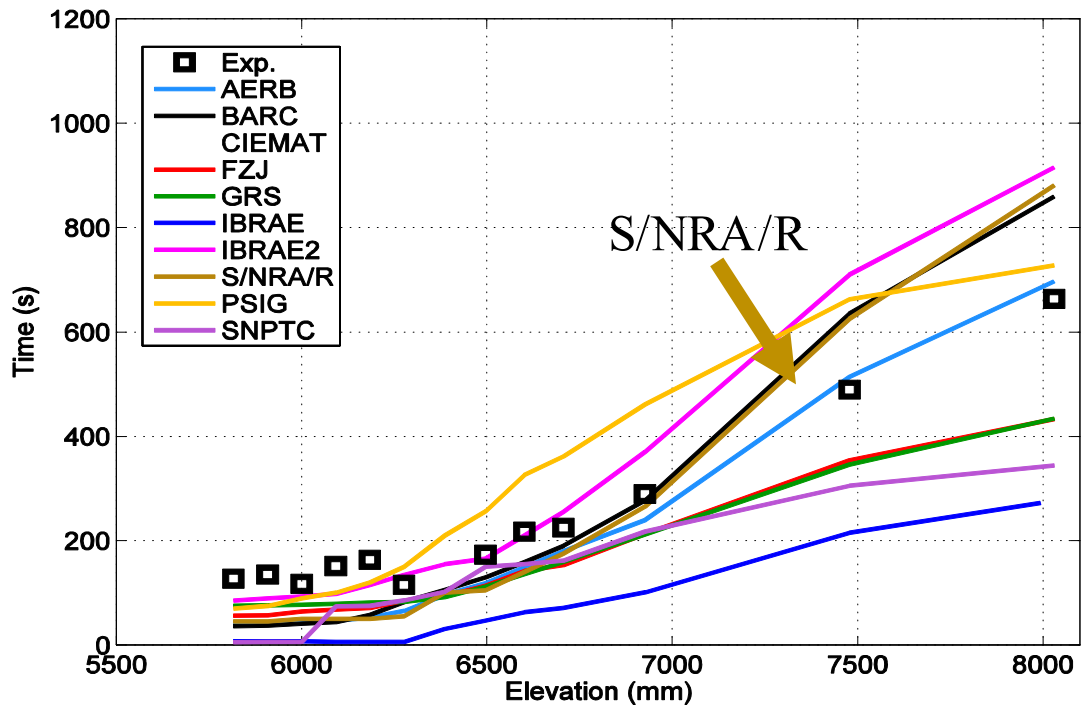
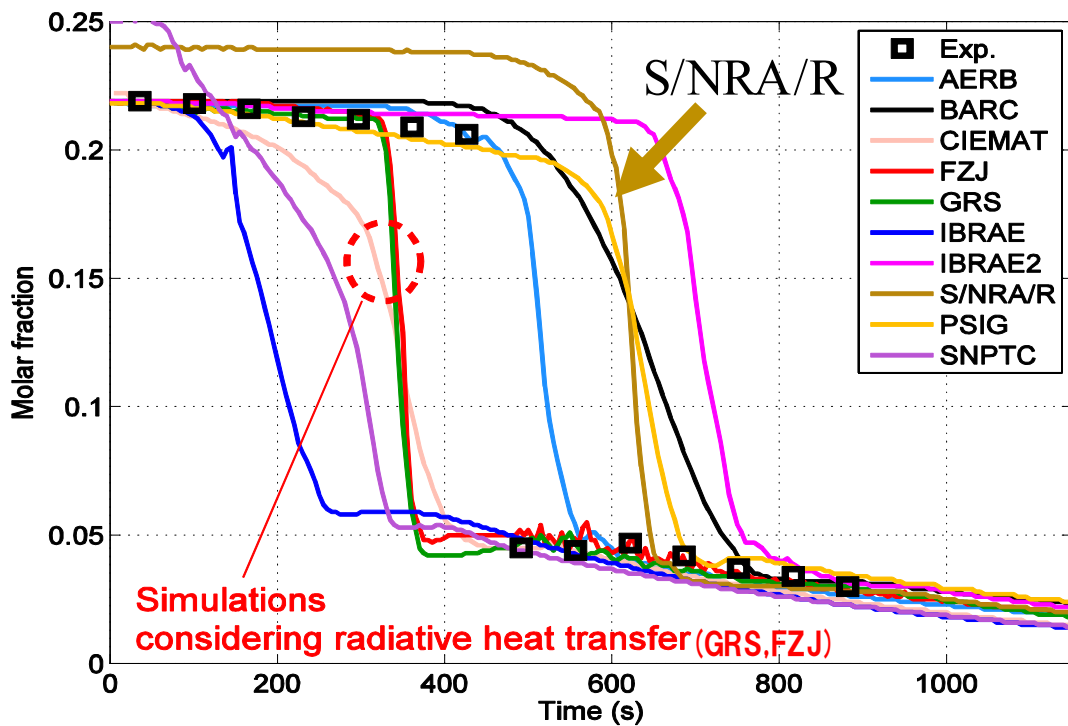


図 2.11 ヘリウム濃度垂直方向分布の実験と CFD 解析の結果比較 (参 25)  
 Fig.2.11 Comparison of results obtained experiment and CFD analyses  
 on Helium concentration in the vertical direction



(a) 密度成層界面の時間変化

(a) Time evolution of a stratified helium layer surface



(b) ヘリウム濃度の時間変化

(b) Time evolution of Helium concentration

図 2.12 OECD/NEA-HYMERES で実施した解析ベンチマークの解析結果 (参 28)  
 Fig.2.12 An example of benchmark analyses of the OECD/NEA -HYMERES

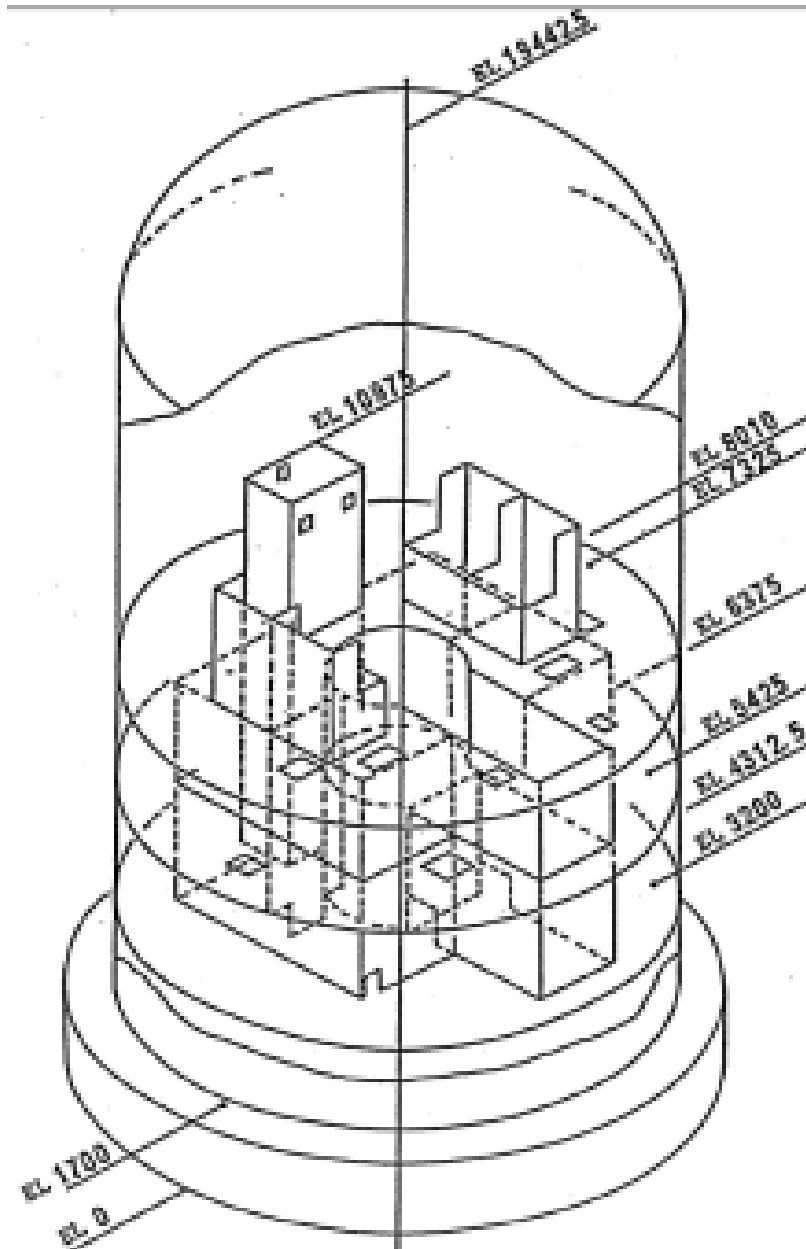


図 2.13 NUPEC 水素混合実験装置の概観図 (参<sup>30</sup>)

Fig.2.13 Schematic View of NUPEC Large Mixing Experiment Apparatus

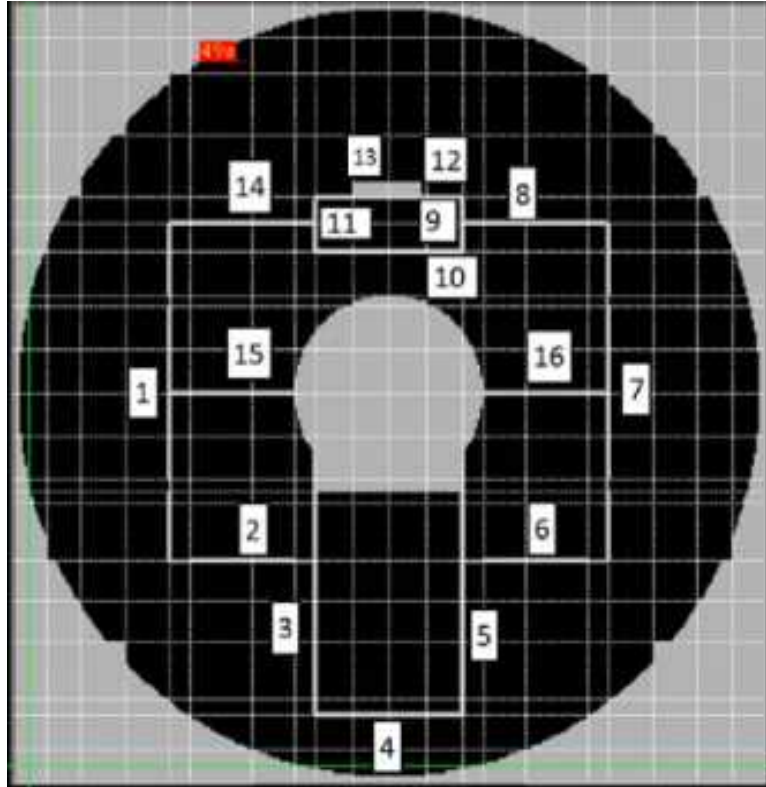


図 2.14 格納容器解析のための解析メッシュ (参 31)

Fig. 2.14 Discretization of containment for GOTHIC simulation

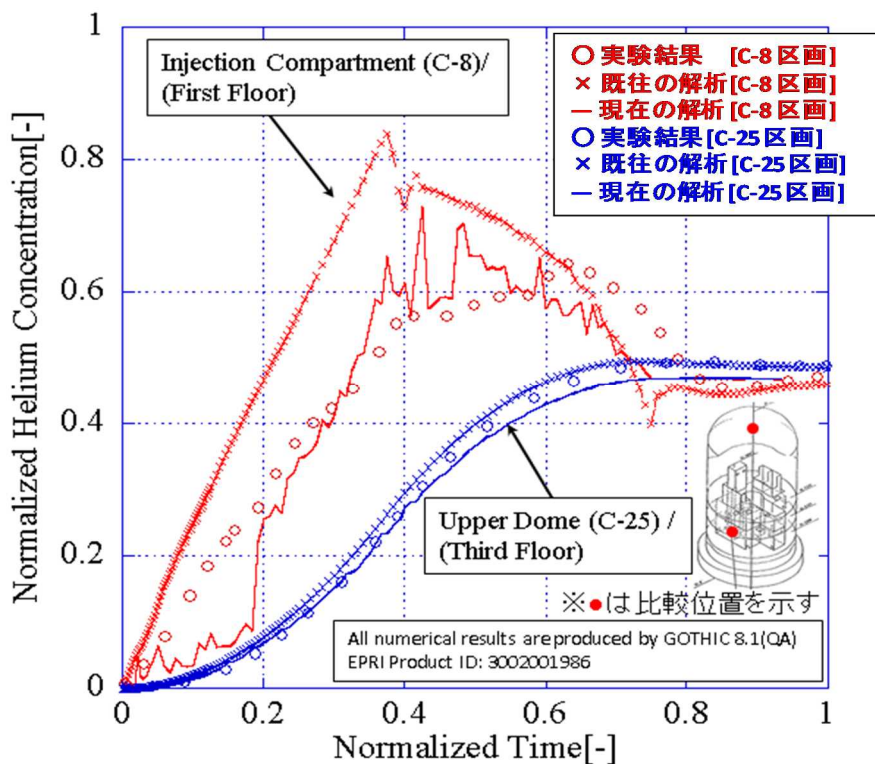
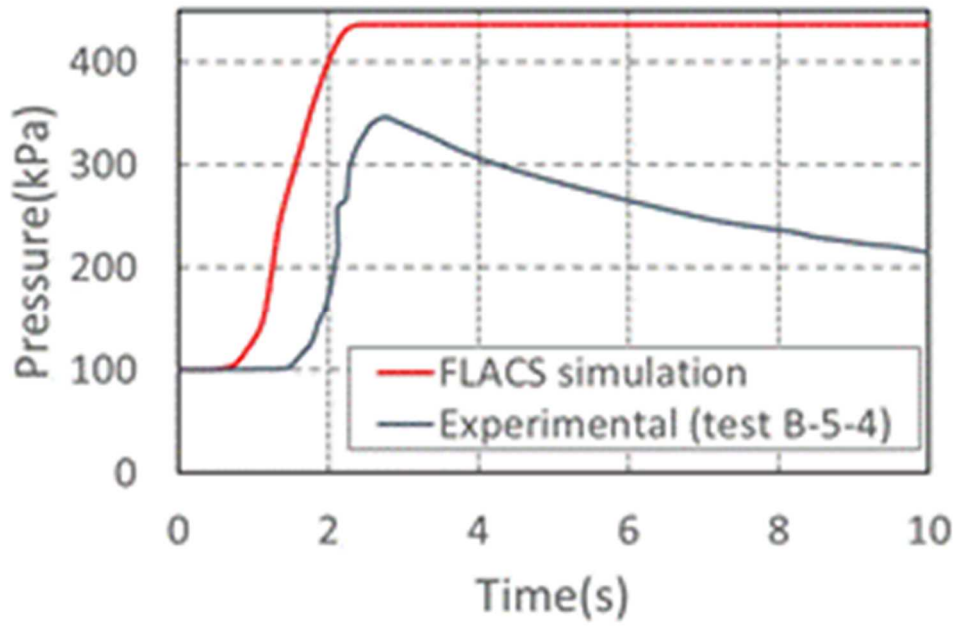
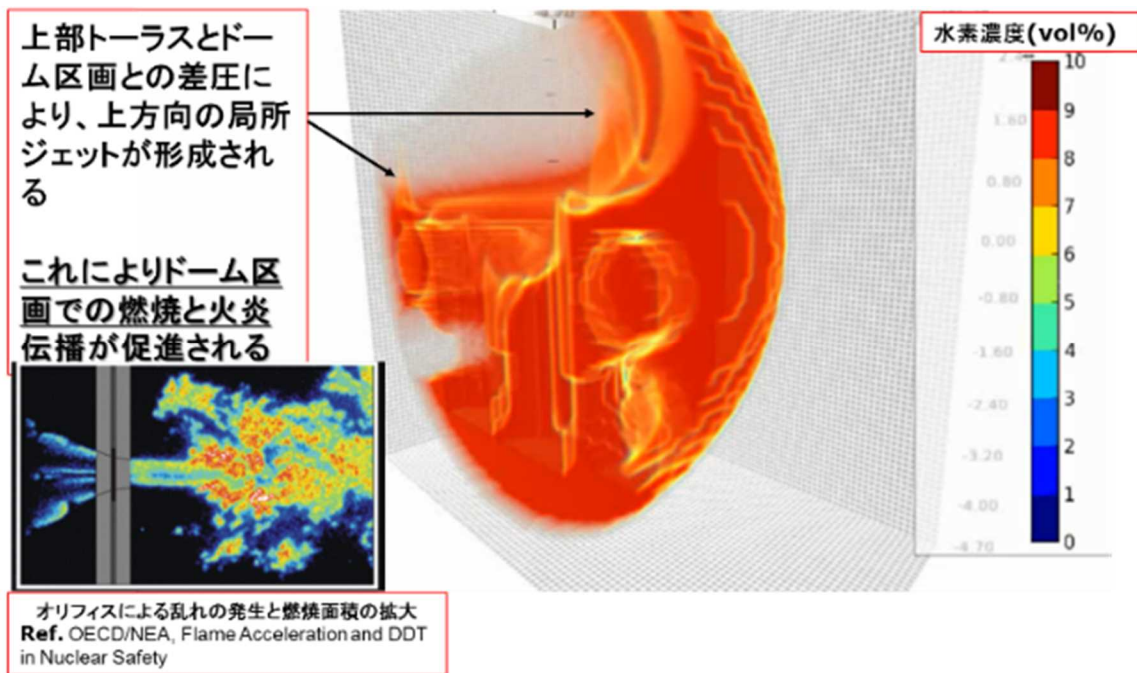


図 2.15 格納容器内のヘリウム濃度 (参 31)

Fig. 2.15 Helium concentration in containment



(a) 圧力挙動  
(a) Pressure transient



(b) 火炎伝播挙動  
(b) Flame propagation

図 2.16 FLACS コードによる NUPEC 燃焼実験に関する三次元燃焼解析結果 (参 34)  
Fig.2.16 Results of three dimensional combustion analysis using FLACS code

#### (4) 格納容器熱流動<sup>(参 38)</sup>

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」において、格納容器過温破損及び水素による影響評価に関する総合実験として、CIGMA を用いた実験（以下「CIGMA 実験」という。）を JAEA に委託し実施している<sup>(参 35, 36)</sup>。CIGMA 実験では、高温雰囲気下の重大事故条件を包絡する実験条件において格納容器大空間の三次元熱流動の計測を実施し、CFD との比較に有効な詳細解像度での実験データを取得している。

ここでは、CIGMA 実験の中から外面冷却実験(CC-PL-04)<sup>(参 36)</sup> について、OpenFOAM による解析を実施した<sup>(参 38)</sup>。支配方程式はガス種の輸送方程式を連立させて解き、蒸気凝縮量を壁への蒸気拡散量から直接評価する手法を採用した。壁面における蒸気凝縮については、OpenFOAM で用意されている流体-固体熱連成の解析が可能なソルバーに、蒸気凝縮量を壁への蒸気拡散量から直接評価する Dehbi らの凝縮モデル<sup>(参 39)</sup> を組み込んだ。外面冷却実験(CC-PL-04) では、CIGMA の試験容器上部に空気と蒸気を成層化させ、加圧した状態を初期条件としている。CIGMA の外側上部には冷却水が注水され、壁越しに冷却する。

解析体系<sup>(参 36)</sup> 及び解析結果<sup>(参 37)</sup> を図 2.17 及び図 2.18 に示す。冷却水注水と共に外側から冷却されている上部空間で自然対流が生じ、冷却が進む。400 s 付近で上部の自然対流が崩れ、下方へと流れが伝播する様子が観測された。実験初期では、蒸気濃度の高い混合ガスが上部に成層化するため上部が軽い安定成層を形成するものの、次第に凝縮と除熱により上部成層ガスと下部蓄積ガスの密度差が減少し、密度が均質化したところで容器全体の自然対流へと遷移する。これらの解析結果を参考にその後の CIGMA 実験の実験条件を策定した。

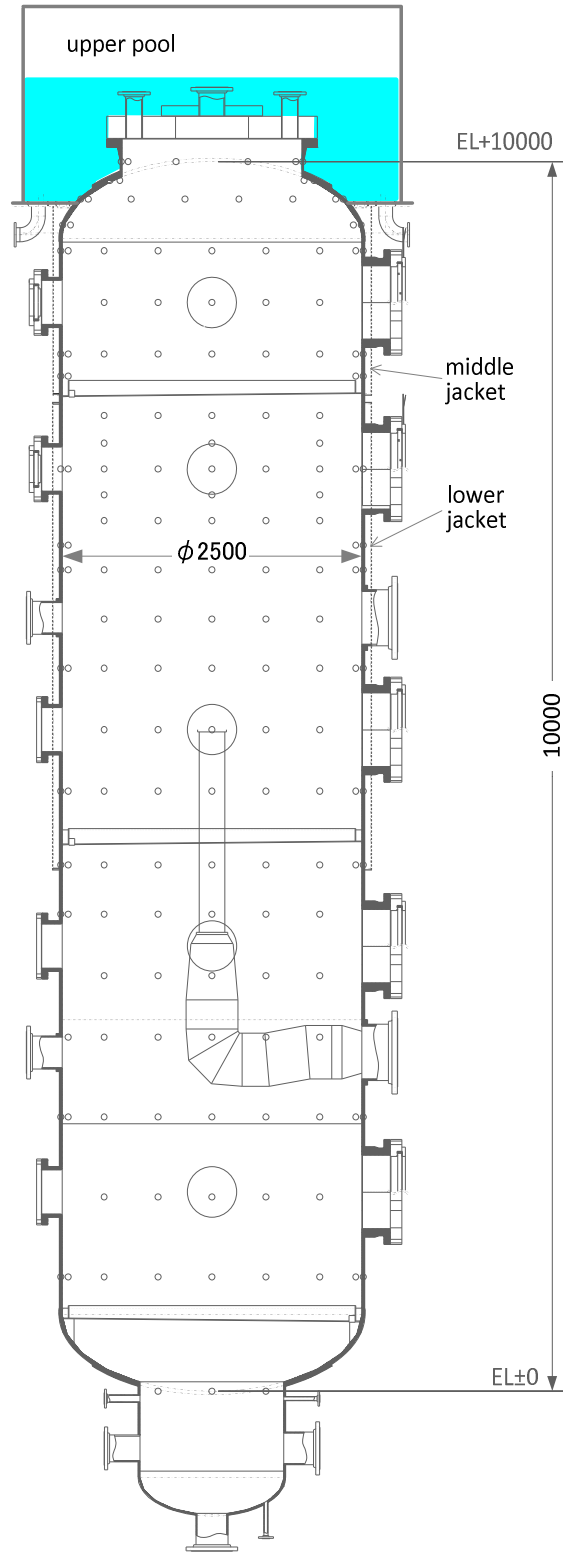
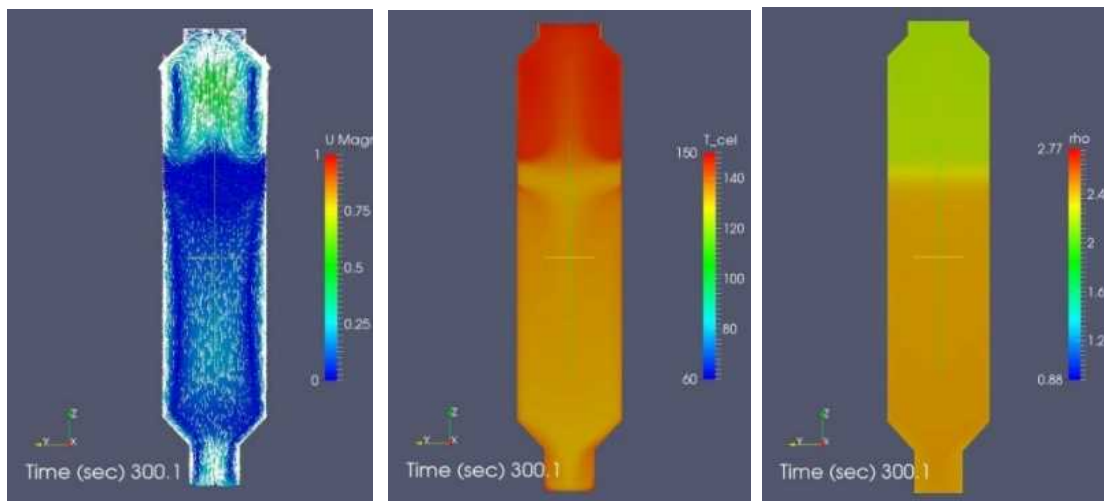


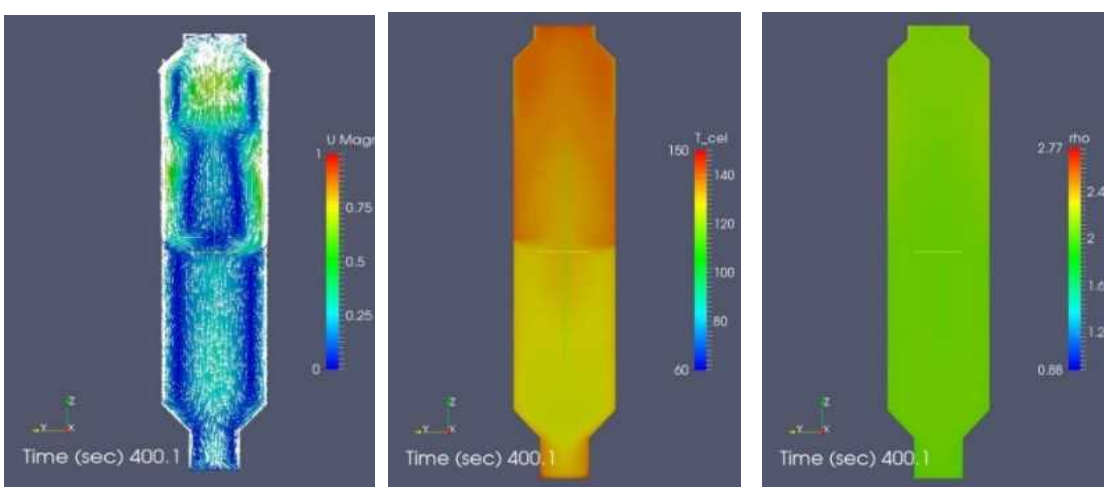
図 2.17 CIGMA 実験装置概略図 (参 36)

Fig.2.17 Schematic view of CIGMA

300  
s



400  
s



流速分布

温度分布

密度分布

図 2.18 OpenFOAM による CC-PL-04 実験解析結果 (参 38)

Fig.2.18 Numerical results for the CC-PL-04 test using OpenFOAM

(5) 放射性物質の移行挙動<sup>(参41)</sup>

重大事故時には燃料集合体内から放出される核分裂生成物が様々な化学形態を形成し、格納容器内へと移行する。この核分裂生成物の化学形態での移行のモデル化は重大事故時の解析において非常に重要である。安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験」において JAEA に委託し実施している、原子炉冷却系内におけるヨウ素及びセシウムの化学挙動に対する炭化ホウ素制御材放射性物質の挙動に関する実験に対して、放射性物質の移行挙動の解析手法の整備を進めた。

原子炉冷却系内における放射性物質化学形を推定するための手法開発に向けて、化学反応データベースの調査・検討に基づき、SNL において開発された熱化学平衡計算機能を有する原子炉冷却系内放射性物質移行挙動解析コード VICTORIA2.0<sup>(参40)</sup> (以下「VICTORIA2.0」という。) による解析手法の整備を行った。具体的には、VICTORIA2.0 で熱力学平衡計算に用いられるギブス関数に、ギブス自由エネルギーに関する圧力依存項を新たに加え、式形を変更した。また、VICTORIA2.0 に組み込まれている化学種が従来 PWR を対象とした化学種を中心としていたことから、沸騰水型軽水炉 (BWR) に特有の炭化ホウ素等の化学種反応に関与する化学種を追加するとともに、熱力学データベースのギブス係数の更新を行った。

改良した VICTORIA2.0 により、放射性物質放出実験 VEGA-3 に対する解析を実施し、実験結果の再現性等の解析性能を確認した。結果を図 2.19 に示す。約 2,200K 以上の高温燃料におけるセシウムの放出傾向を 10%程度過大評価したが、実験結果をおおむね再現できることを確認した。これらの結果から、基礎式中の圧力依存項の効果、ホウ素の放出が及ぼす影響、各化学種に関する熱力学データベースの精度等に関する知見をまとめた。

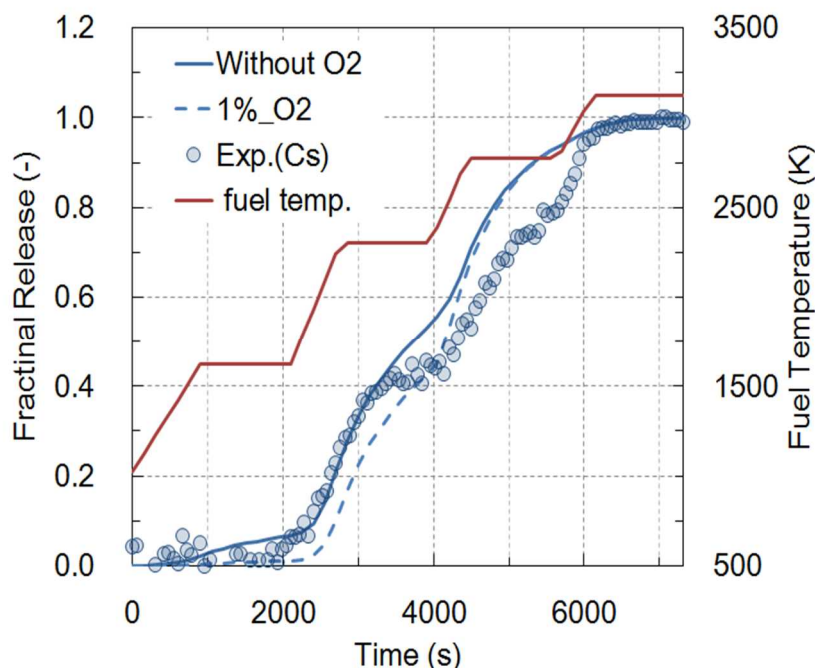


図 2.19 VEGA-3 実験に対する VICTORIA2.0 の Cs 放出履歴<sup>(参41)</sup>  
Fig. 2.19 Cs release history by VICTORIA2.0 code for the VEGA-3 test

## 2.3 重大事故時のプラント挙動に係る解析的知見

### (1) 東京電力福島第一原子力発電所 1 号機から 3 号機の事故進展

ここでは、東京電力福島第一原子力発電所事故の原因及び環境への多量の放射性物質の放出に至った経緯を分析することを目的として、平成 23 年 3 月末までの 1 号機から 3 号機までの事故進展を解析した。原子炉圧力容器及び格納容器の熱水力挙動については解析結果と実測された圧力を比較し、原子炉建屋及び環境への放射性物質の移行挙動を評価した。事故後に国内外の報告書等で指摘された格納容器内の局所的な温度上昇等について検討し、MELCOR を用いた解析により放射性物質の漏えい経路等を解析した<sup>(参 10, 42, 43)</sup>。

特徴的なプラント挙動が測定された期間については感度解析を実施し、実際のプラント内で発生している現象の推定を試みた。1 号機は外部からの注水開始時に炉圧が高かったことから炉心への注水流量は非常に少なかったと推定される。想定する注水流量により炉心損傷の度合いは変化するが、早期に原子炉圧力容器の下部ヘッドが破損する場合は、実測された高い格納容器圧力と概ね一致する解析結果が得られた。2 号機では原子炉圧力容器の減圧後に、3 つの圧力スパイクが観測されている。感度解析の結果からは、これらの圧力スパイクは炉心部での蒸気発生及び金属-水反応で発生する水素による加圧では定量的に再現することができず、熔融炉心の大量落下が生じた可能性が高いと推定される。また、トラス室に浸水した海水によりサブプレッションプールの外面が冷却され、原子炉隔離時冷却系が作動していた間はサブプレッションプールの温度成層化が生じていた可能性が高い。原子炉隔離時冷却系が停止した後は、逃し安全弁が安全弁として繰り返し作動することでサブプレッションプールを攪拌し温度成層化が消失したと推定される。3 号機では高圧注水系が利用されたが、復水タンクに接続されたテストラインで注水されたため、実際に原子炉圧力容器への注水量は不明である。高圧注水系による注水量を変化させた感度解析の結果、格納容器圧力が測定値とおおむね一致する注水量の範囲を同定した。

### (2) 東京電力福島第一原子力発電所 4 号機建屋の水素爆発

4 号機の原子炉建屋における水素爆発の要因について分析を行った。4 号機が水素爆発を起こした要因として、図 2.20 の矢印に示すように排気筒を共有する 3 号機から 4 号機へ、3 号機で発生した水素が越流した可能性が高いことが明らかとなっている。そこで、この排気ダクト内の水素の越流について 3 号機の事象進展解析の結果から水素発生量を推定し、ベントガスの成分及びベント量を考慮して CFD 解析を実施した。特に 3 号機から 4 号機への排気ダクト内の越流の量は、3 号機における水素発生から 4 号機への水素移行、そして爆発を説明する上で重要であることから、解析における主な着目点とした。

ここでの解析では、事故時の外気温度等によって水蒸気の凝縮水や液滴が滞留する可能性を考慮し、ベントガスに大量に含まれる水蒸気が排気ダクト内で完全に凝縮し、液滴となって排気筒への流路を閉塞するという仮定を置いた。解析結果を図 2.20 に示す。上記仮定に基づく解析では、約 42%の水素が 4 号機側に越流する可能性があることを確認した。

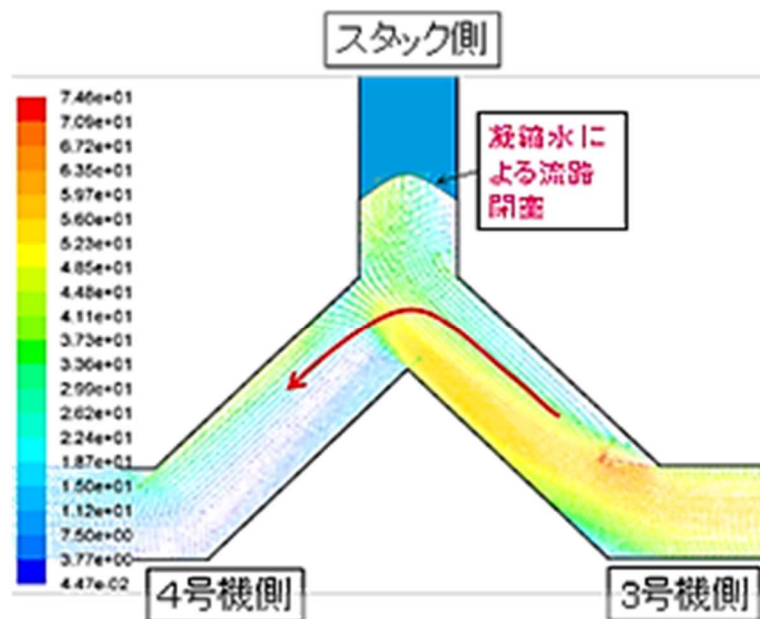


図 2.20 3号機から4号機への越流に関する流況の解析結果 (参 21)

Fig.2.20 Numerical results of flow pattern on spillway from Unit 3 to Unit 4

### (3) 原子力発電所重大事故時敷地内空間線量評価

東京電力福島第一原子力発電所事故では、多くの計測系が津波襲来後の電源喪失により機能喪失し、このことが後の事故進展解析において大きな障害となった。また、排気筒線量計の機能が喪失したことによって、放射性物質の環境への放出タイミング等を直接同定することが困難となった。一方で、敷地内のモニタリングポストでは空間線量の履歴が継続的に得られている。そのため、モニタリングポストの応答とソースタームの定量的関係をモデル化することで、事故の分析においてプラントパラメータとは別の補完情報を与えることになると期待される。モニタリングポスト応答は、気象、放射性物質の拡散・沈着及び発電所敷地内の建物等の表面形状に依存することから、これらの条件を考慮することができる評価体系を構築する必要がある。解析の流れ<sup>(参 44)</sup>を図 2.21 に示す。本評価体系は以下の 3 種の評価モデル群（ブロック）からなる。

#### ① 単位ソース分布ブロック

ここでは、排気筒から環境へ放出される放射性物質の環境中への飛散、移行挙動をラグランジュ的に解くため、一定量の放射性物質群を単一粒子（単位ソース）として取り扱う。敷地内空間における詳細な気流場を、広域については局地気象評価予測システム LOCALS<sup>TM</sup><sup>(参 45)</sup>（以下「LOCALS<sup>TM</sup>」という。）を用いて解析し、狭域については FLUENT を用いて解析した。これに基づき原子炉建屋（高さ 40 m）及び排気筒（高さ 130 m）からの単位ソース放出量に対する各種エアロゾルの飛跡、乾性沈着、湿性沈着等をラグランジュ的に求め、敷地空間内の放射性物質分布を一定時間間隔ごとに求め、単位ソース分布データベースとした。空中と地面の単位ソース分布を時間依存で考慮することにより、クラウドシャイン及びグランドシャインの評価が可能となる。

LOCALS<sup>TM</sup>での解析では、（一財）気象業務支援センターによるメソ数値予測モデル GPV<sup>(参 46)</sup>による結果、地形データ及び植生データを考慮し、60 km 四方を解析対象としたネスティング法によりプラント近傍の気流場を計算した。この解析で得られたプラント近傍の気流場を FLUENT による敷地内解析の境界条件として与えた。FLUENT での解析では、敷地周辺 2 km 四方を解析対象とし、敷地内の主な原子炉建屋形状を簡素化した。乱流モデルには、標準  $k-\epsilon$  モデルを用いた。放射性物質の拡散は、これらの気流場解析の結果に原子炉建屋及び排気筒から発生した多数の粒子について、その軌跡をランダムウォーク法により追跡することにより求めた。放射性物質の沈着プロセスとしては、乾性沈着及び湿性沈着を考慮し、セシウム等の粒子、ヨウ素、希ガスの挙動等を区別してモデル化した。降雨データは事故時の気象庁 AMEDAS データを引用した。これらの解析結果から単位ソース分布データベースを作成した。

## ② ソースタームブロック

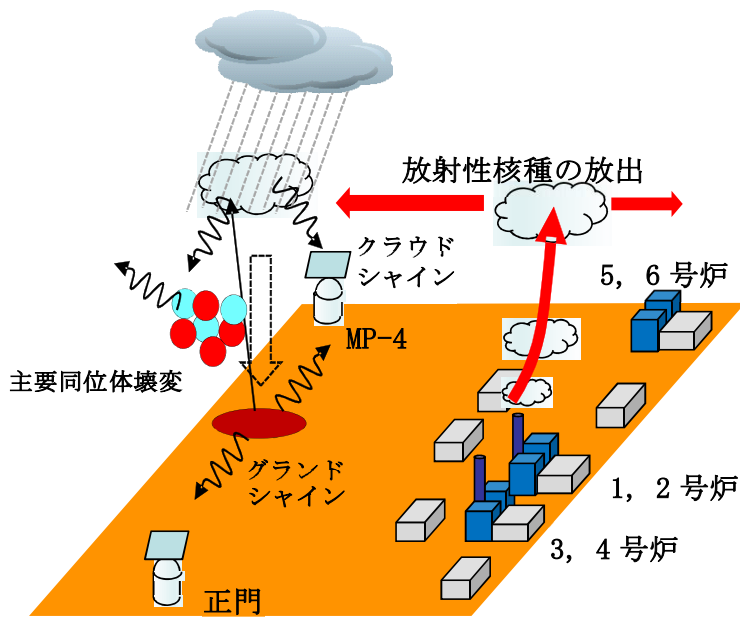
ここでは、MELCOR により事故時の 1 号機から 3 号機までの事故進展を解析し、各号機の原子炉建屋及び共用排気筒からの放射性物質の放出履歴を求めた。2.3 (1) で実施した 1 号機から 3 号機に関する MELCOR による事象進展解析から得られた放射性物質放出履歴に基づき、線量寄与率の大きな 8 核種 ( $^{85}\text{Kr}$ ,  $^{133}\text{Xe}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{132}\text{I}$ ,  $^{133}\text{I}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{136}\text{Cs}$  及び  $^{137}\text{Cs}$ ) について放出履歴を求めた。この際、事故発生から 4 日間のモニタリングポスト応答を評価対象とするため、 $^{85\text{m}}\text{Kr}$ 、 $^{131\text{m}}\text{Te}$ 、 $^{132}\text{Te}$  及び  $^{133}\text{I}$  の崩壊による線源強度の減衰を考慮した。

## ③ 検出器応答ブロック

ここでは、敷地空間点の任意位置に置いた点線源が、あらかじめ仮定される検出器位置（正門及びモニタリングポスト 4（以下「MP4」という。））での応答に及ぼす寄与を、敷地形状を考慮したガンマ線輸送コード DENOVO による解析で求め、これを検出器随伴応答データベースとして保存した。

最後に単位ソース分布ブロック及びソースタームブロックの組み合わせから得られる時間・空間依存ソースターム分布を検出器の応答と掛け合わせ、空間及びガンマ線エネルギーについて積分し時間依存の検出器応答を求めた。

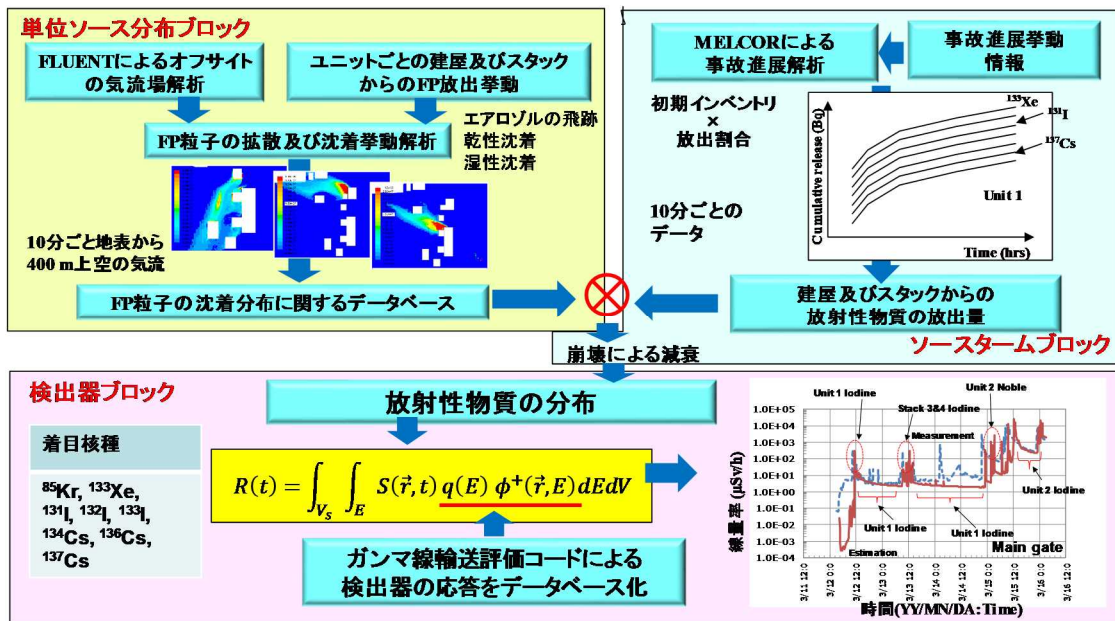
図 2.22 は 1 号機から 3 号機までの MELCOR 解析によるソースタームに、単位ソース分布データベースを組み合わせ、さらに検出器随伴応答を掛け合わせた結果得られた正門及び MP4 における検出器応答について、事故時に測定されていた応答<sup>(参 47)</sup>と比較プロットしたものの<sup>(参 44)</sup>である。結果として、MELCOR による解析は、モニタリングポストの主要な応答ピーク及び減衰特性の傾向をおおむね予測できており、放射性物質の放出タイミングと放出量の評価が適切であることが分かった。一方で、3 月 12 日正午までの正門付近における線量の上昇、正門付近及び MP4 における 3 月 13 日 12 時頃のピーク高さと、その後の減衰については十分に再現できていない。この原因として、MELCOR の解析において実際に起こった放射性物質の放出メカニズムに関する不確かさが残っていること、気流場や沈着過程の解析精度に関する不確かさが寄与していることが考えられる。



(a) 敷地境界内での放射性物質による被ばく経路

(a) Exposure routes by radioactive material within site boundary

注) 右図は (参 47) からの引用である

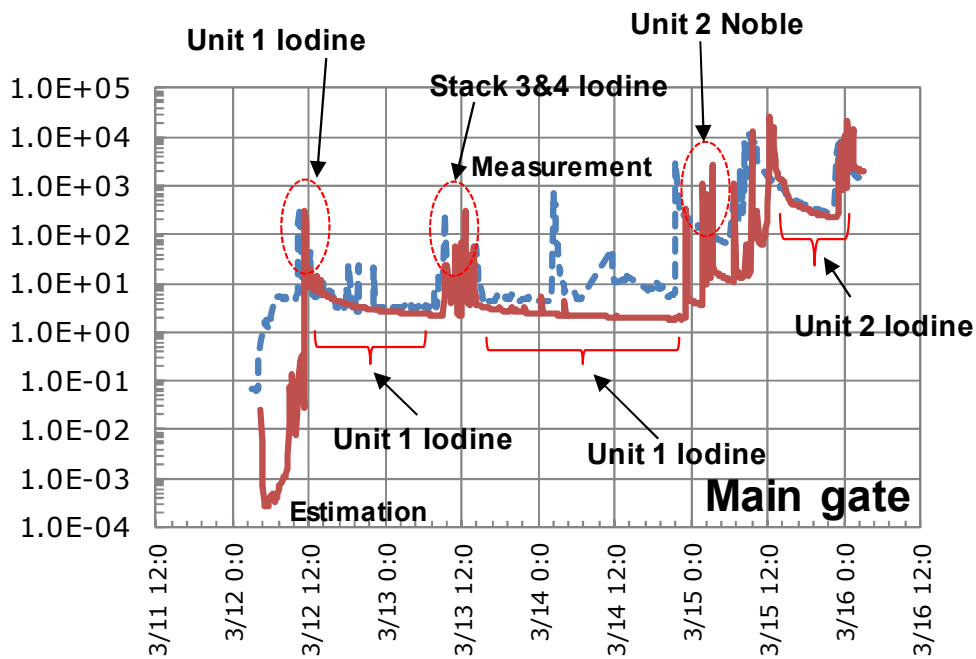


(b) 敷地内空間線量評価の流れ

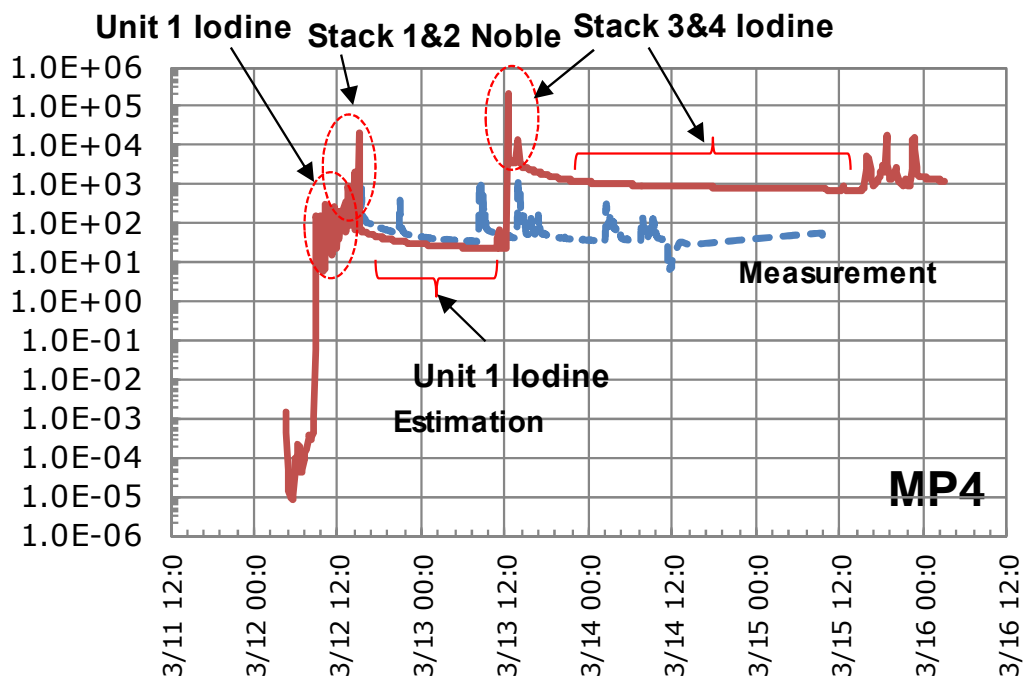
(b) An Evaluation Flow of on-site air dose rate

図 2.21 敷地内空間線量評価体系の概要 (参 44)

Fig.2.21 Outline of on-site air dose rate evaluation



(a) 正門 (Main gate)



(b) MP4

図 2.22 モニタリングポストでの検出器応答実測値と予測値の比較 (参 44)

Fig. 2.22 Comparison of predicted and measured detector responses

注) 図中実測値は (参 47) からの引用である

#### (4) 使用済燃料貯蔵プールにおける事故進展

SFP の事故進展解析では、冷却サイクルの異なる使用済燃料を対象とする必要がある。また、重大事故時には空気環境下における被覆管酸化、燃料露出時の SFP 内の燃料配置による輻射熱伝達等の SFP 特有の物理化学現象を取り扱う必要がある。ここでは、BWR における SFP の重大事故時の解析手法を整備し、解析によって得られた知見をまとめた。解析の流れ<sup>(参 52)</sup>を図 2.23 に示す。解析は以下の 3 つの解析・評価群で構成される。

##### ① BWR 燃料のインベントリ計算

SFP には、燃料の燃焼サイクル、冷却サイクル等の運転履歴の違いにより核分裂生成物のインベントリが異なる燃料が混在している。そこで代表的な BWR の 9×9 燃料を対象に、燃料の燃焼履歴、冷却履歴の違い等を考慮して崩壊熱、核分裂生成物の質量及び放射能を解析した。解析には、核分裂生成物評価コード ORIGEN<sup>(参 48)</sup>を用いた。解析結果から事故の発生時期、運転履歴等の違いに応じた使用済燃料内のインベントリのテーブルを作成した。

##### ② MELCOR による事故進展解析

###### a. SNL による使用済燃料の燃焼試験に関する解析

SFP における重大事故時には、使用済燃料が空気と接するため被覆管に含まれるジルコニウムが酸素と反応する場合がある。SNL では、未酸化のジルカロイ被覆管を用いた BWR 9×9 模擬燃料集合体を使って空気環境下で被覆管燃焼させた実験が実施された<sup>(参 49)</sup>。本実験では、実機相当寸法の単バンドル体系及び実機の 1/3 長さ相当の 1×4 短尺バンドル体系の 2 つの実験が行われた。そこで、MELCOR を用いてこれらの実験に対する解析を実施し、空気環境下での被覆管酸化現象を予測する解析モデル及びパラメータを検討した。

単バンドル実験では実機相当寸法の模擬燃料集合体を加熱し、被覆管温度、バンドル内及び出口付近における酸素濃度が測定されていることから、解析ではこれらを指標として空気中の酸化反応モデルと酸化反応開始温度を検討パラメータとした。解析では、被覆管上の安定な酸化被膜の劣化に伴う急激な酸化反応（以下「ブレイクアウェイ」という。）に着目し、酸化被膜の厚さに応じてブレイクアウェイに至る時定数を補正するモデル (PSI モデル)<sup>(参 50)</sup>を用いた。また、実験体系外側の保温材への熱放出を仮定した。燃料被覆管温度及び出口付近での酸素濃度の解析結果を図 2.24 に示す。燃料被覆管温度の実験結果は、模擬燃料集合体の長手方向中心付近で計測した値である。この範囲では燃料温度上昇及び酸素濃度について、設定した解析モデル及びパラメータにより比較的良好に再現できることを確認した。

1×4 短尺バンドル実験では中心 1 体を加熱し、周囲非加熱 4 体を含む被覆管温度及びバンドル出口付近における酸素濃度が測定されている。解析では、単バンドル実験でよい再現性を示した PSI モデル及び系外への輻射による熱放出を考慮し、燃料表面からチャンネル

ボックスへの輻射熱伝達に関するパラメータの感度解析を行った。燃料被覆管温度及び出口付近での酸素濃度の解析結果を図 2.25 に示す。中心燃料の温度上昇に伴って周辺燃料の温度が上昇し、5 時間後付近で燃料温度が急上昇するとともに、酸素濃度が低下する。解析結果は中心燃料及び周辺燃料の温度及び酸素濃度に関して実験結果を再現した。

これらの結果から空気中における酸化挙動に関する解析条件、高温燃料から低温燃料への輻射による熱輸送に関する解析モデル及びパラメータを定めた。

#### b. BWR の SFP 体系での事故進展解析

実機体系における事故進展解析手法の整備では、代表的な BWR での SFP 体系に対して、MELCOR を用いた事故進展解析用のモデルの整備を進めた。NRC による SFP 解析<sup>(参 51)</sup>を参考に、燃料露出時の燃料集合体間の輻射による冷却挙動に着目し、燃料配置を考慮した輻射冷却挙動をモデル化した。使用済燃料プールには、冷却サイクルごとに崩壊熱の異なる燃料が装荷されており、燃料露出時には高温の燃料集合体から低温の燃料集合体に輻射による熱伝達が行われる。この際、燃料の装荷パターンによって燃料温度の上昇速度が異なる。そこで SFP 全体の燃料装荷パターンにそって、冷却サイクルごとに隣接する燃料集合体へ輻射による熱伝達の流れ(以下「熱伝達ネットワーク」という。)をモデル化し、各冷却サイクルの燃料集合体間の輻射形態係数を定めた<sup>(参 21)</sup>。解析に用いた燃料装荷パターンと輻射による熱伝達ネットワークの概要を図 2.26 に示す。本解析では、燃料取り出し後の期間、SFP の初期状態、起因事象、使用済燃料の配置、緩和策の有無等を考慮した解析体系の整備を進めた。

### ③ 三次元線量評価

新規制基準においては、SFP の水位が維持できない場合において、著しい燃料損傷の緩和策として、可搬式スプレイが整備されることとなっている。原子炉建屋内空間線量評価では、SFP に可搬設備を輸送する際の作業員の被ばく量を評価するため、オペレーションフロアにおける SFP 付近の線量評価を行う解析手順の整備を進めた。解析コードには線量評価コード MAVRIC を選定し、三次元のモンテカルロ手法を用いた。図 2.27 に示す解析結果<sup>(参 52)</sup>により、オペレーションフロア部を含む空間部分における三次元的な線量分布が得られたことから、様々な事故シーケンスを考慮した解析を行うための基盤技術として将来的な検討に適用する。

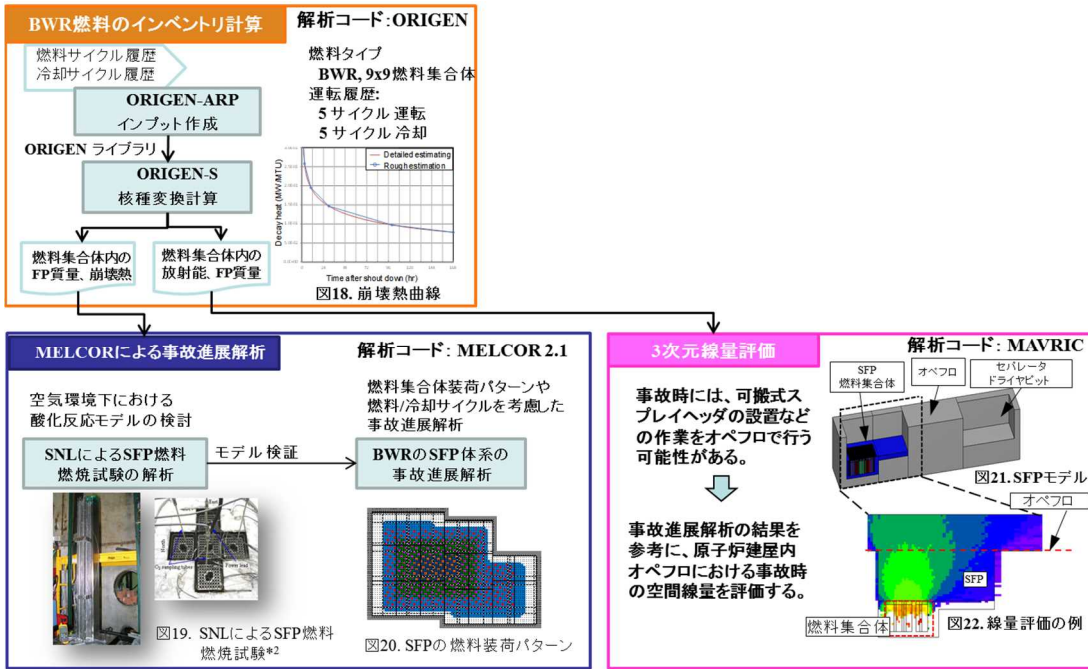


図 2.23 SFP の事故進展解析手法の流れ (参 52)  
 Fig.2.23 Flow diagram of accident progression analysis for SFP

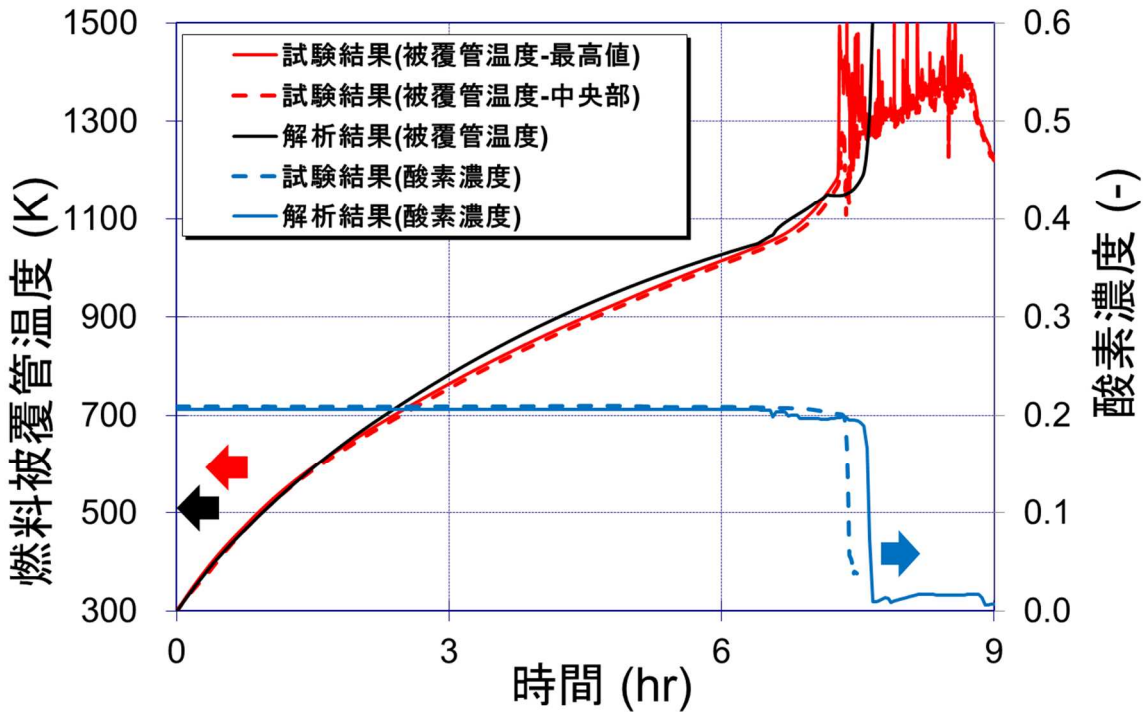


図 2.24 単バンドル実験解析結果 (参 52)  
 Fig.2.24 Results of the single bundle test

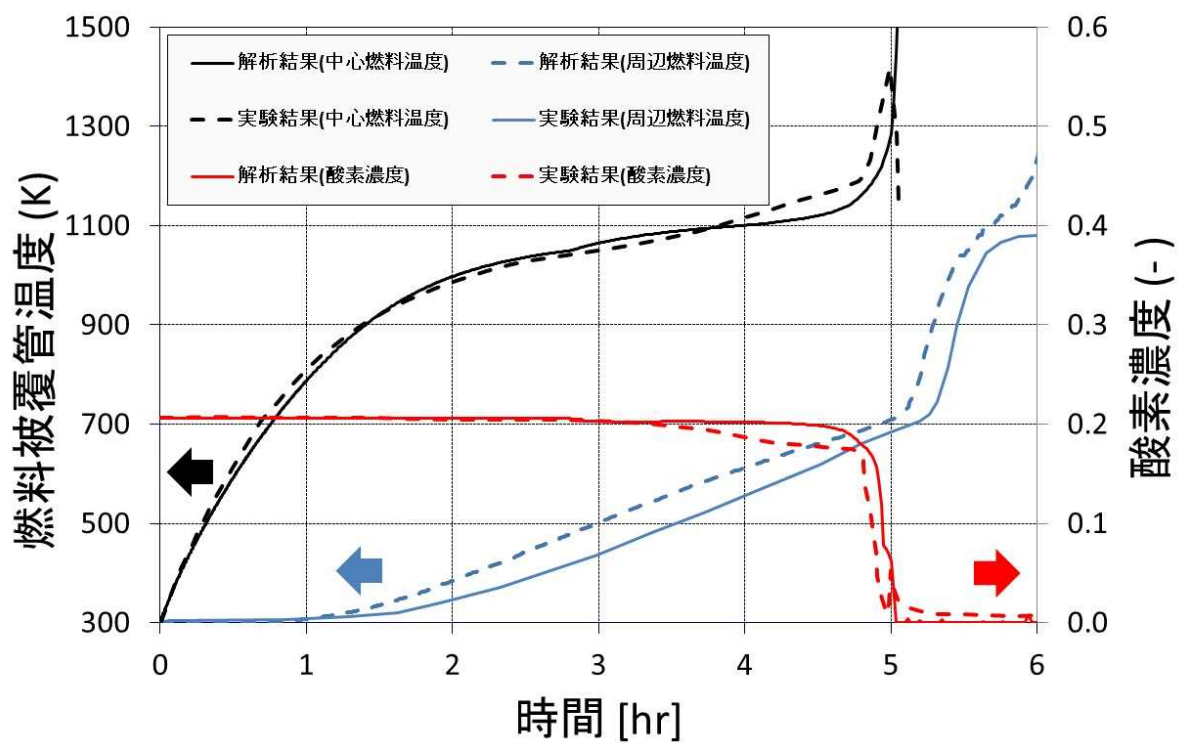
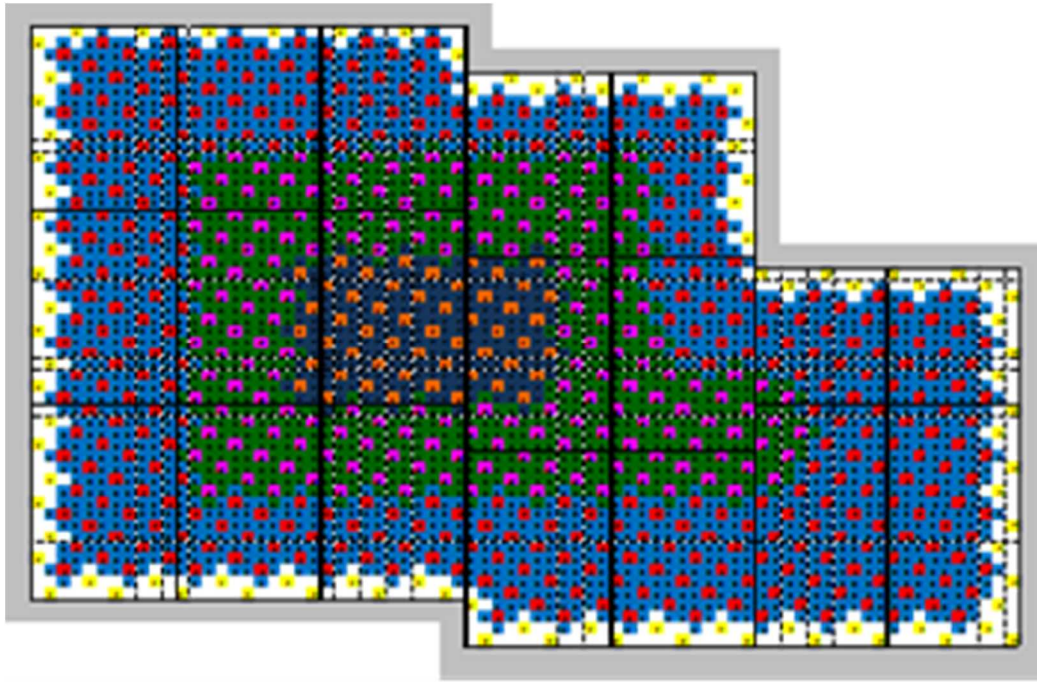
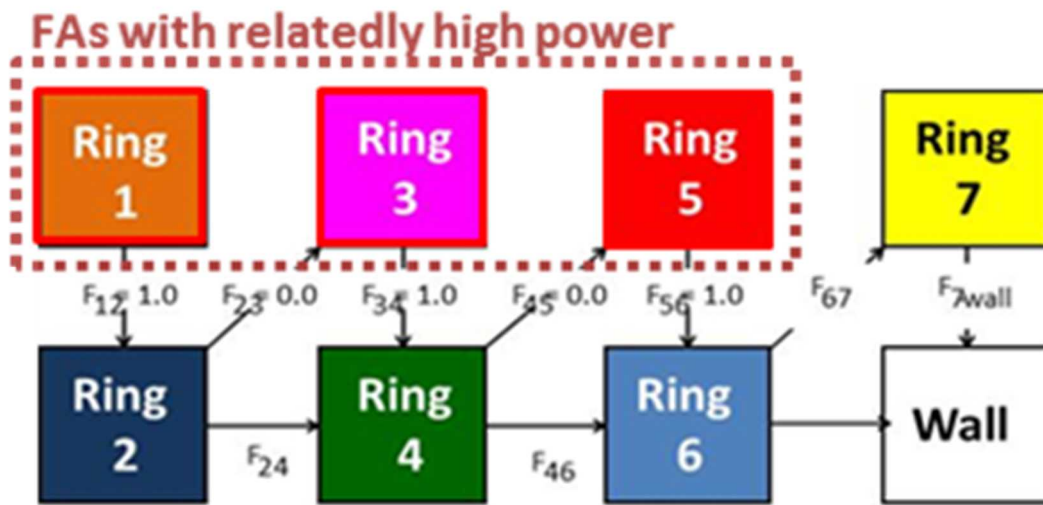


図 2.25 1×4 短尺バンドル実験解析結果 (参 52)  
 Fig.2.25 Results of the 1×4 short bundle test



(a) 燃料装荷パターンのイメージ

(a) Image of fuel loading pattern



(b) 輻射による熱伝達ネットワークのイメージ

(b) Image of radiation heat transfer network

( $F_{ij}$ : リング i とリング j 間の輻射形態係数)

( $F_{ij}$ : Radiation View Factor between Ring i and Ring j)

図 2.26 SFP 内の燃料配置を考慮した輻射モデル (参 21)

Fig.2.26 Modeling of radiation heat transfer considering fuel loading pattern in SFP

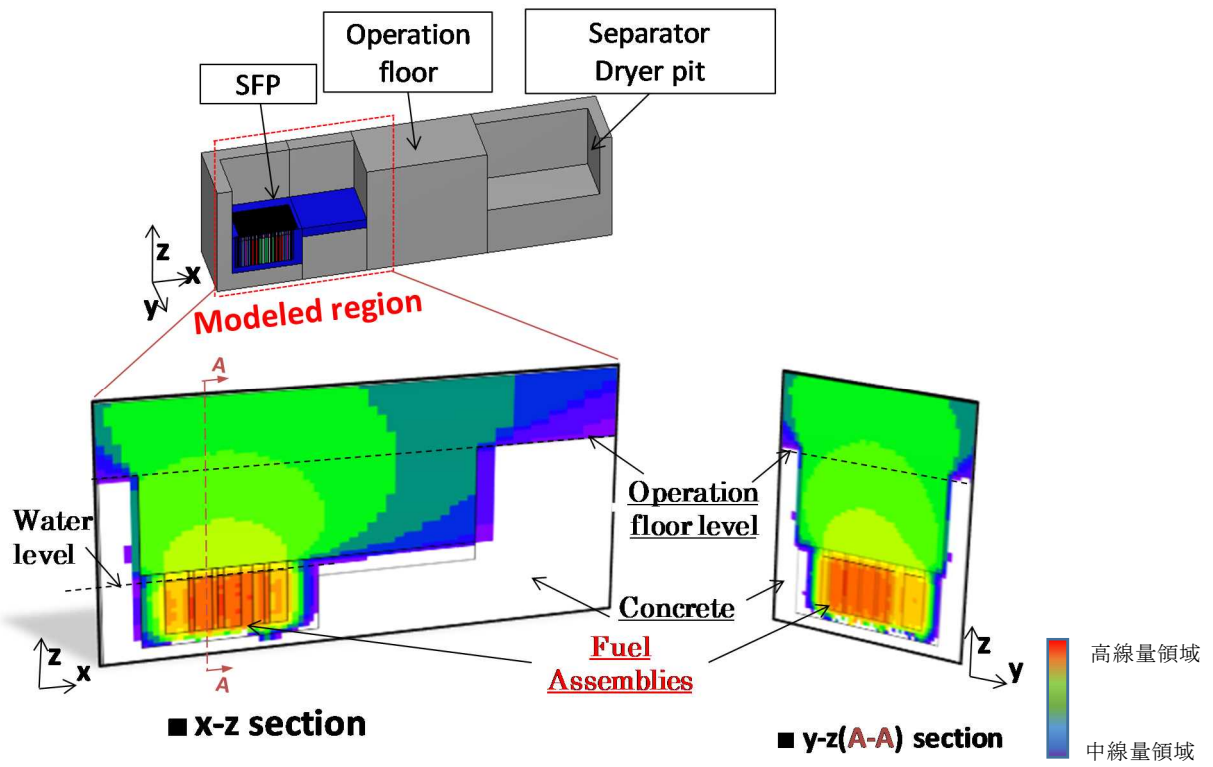


図 2.27 SFP に関する空間線量解析結果 (参 52)

Fig.2.27 A sample result of dose rate analyses relating SFP

### 3. まとめ

#### ① 成果の要点

軽水炉の重大事故時における格納容器機能喪失防止に関わる評価及び将来的な安全性に係る評価の向上に資するため、関連する物理化学現象の中から、不確かさが大きいと判断される FCI、MCCI、水素による影響、格納容器内の流動及び放射性物質の挙動について最新の科学・技術的知見に基づく技術基盤の整備を進めた。

#### a. 国際プロジェクトへの参加により得られる最新の科学技術的知見

原子力発電所の格納容器機能喪失につながり環境への放射性物質の放出に関係する物理化学現象の中から、特にこれらの発生に関する詳細なメカニズムについて不確かさが大きいと考えられる FCI、MCCI、水素による影響、格納容器熱流動及び放射性物質の移行挙動について OECD/NEA/CSNI 主催の国際共同研究への参加により、最新の計測手法に基づく実験的知見及び解析手法に関する最新知見を収集し、要点をまとめた。

OECD/NEA-BSAF において収集した知見の分析から、東京電力福島第一原子力発電所 1 号機から 3 号機における事故進展、4 号機建屋の水素爆発及び敷地内空間線量に関する情報を抽出した。OECD/NEA-SFP において収集した知見の分析から、SFP における事故進展に関する情報を抽出した。

#### b. 重大事故時の物理化学現象に係る解析的知見

##### a) 熔融炉心-冷却材相互作用

水蒸気爆発解析コード JASMINE Version3 による不確かさ解析に設定するパラメータを分類し、ベースライン解析及び保守的設定を行ったバウンディング評価により不確かさの幅の上限値に関する知見を得た。これらの知見を踏まえて、不確かさパラメータを対象とした統計評価を実施し、統計評価によりインパルス等の主要な指標に対するモデルの影響を定量的に把握することを可能とする知見を得た。

##### b) 熔融炉心・コンクリート相互作用

二次元軸対称体系を扱う MCCI 解析コード COCO 及び三次元体系を扱う SOCCR-3D を改良し、OECD/NEA-MCCI 計画等で実施された MCCI 実験では非等方的な侵食現象等に対する予測機能を確認した。

##### c) 水素による影響評価

ヘリウムを用いた密度成層化、噴流等を含む水素混合現象に関する OECD/NEA-PSI CFD Benchmark、OECD/NEA-HYMERES、JAEA/VIMES 及び NUPEC 混合実験の実験データに基づき、水素混合解析への CFD コード等の適用性を確認した。また、NUPEC 燃焼実験に対する燃焼解析により、解析コードによる三次元評価の重要性を確認した。

#### d) 格納容器熱流動

ヘリウム及び水蒸気の混合気体を用いた CIGMA 実験データに基づき、OpenFOAM コードへ新たな物理モデルを実装するとともに、水蒸気凝縮及び格納容器熱流動の解析を実施し、OpenFOAM コードによる格納容器熱流動解析の適用性に関して得られた知見をまとめた。

#### e) 放射性物質の移行挙動

VICTORIA2.0 で熱力学平衡計算に用いられるギブス関数に、ギブス自由エネルギーに関する圧力依存項を新たに加え、式形を変更した。また、VICTORIA2.0 に組み込まれている化学種が従来 PWR を対象とした化学種を中心としていたことから、沸騰水型軽水炉 (BWR) に特有の炭化ホウ素等の化学種反応に関与する化学種を追加するとともに、熱力学データベースのギブス係数の更新を行った。本改良コードの妥当性を VEGA-3 実験データに基づき確認し、基礎式中の圧力依存項の効果、ホウ素の放出が及ぼす影響、各化学種に関する熱力学データベースの精度等に関する知見をまとめた。

#### c. 重大事故時のプラント挙動に係る解析的知見

東京電力福島第一原子力発電所 1 号機から 3 号機における事故進展、4 号機建屋の水素爆発及び敷地内空間線量について解析を実施し、推定される事故の進展をまとめた。また、SFP における事故進展に関する解析手法の整備を進め、様々な事故シーケンスを考慮した解析を行うための基盤技術として将来的な検討に適用する知見をまとめた。

### ② 目的の達成状況

軽水炉の重大事故時の格納容器機能喪失の防止及び環境への放射性物質の放出の緩和に関わる評価及び継続的安全性の向上に資するため、関連する物理化学現象の中から、不確かさが大きいと判断される FCI、MCCI、水素による影響、格納容器熱流動及び放射性物質の挙動について解析手法等の知見をまとめ、これらの物理化学現象に関連する技術基盤の整備を進めた。

### ③ 成果の活用等

#### a. 国際プロジェクトへの参加により得られる最新の科学技術的知見

収集かつ整理された重大事故時の物理化学現象に係る国際的な実験的知見及び解析的知見を、新規制基準の適合性審査及び重大事故評価手法の整備に活用した。また、各プロジェクトのまとめにおいては、現象のさらなる理解に向けて取り組むべき課題が挙げられており、今後も継続的に知見の拡充を行う。

## b. 重大事故時の物理化学現象に係る解析的知見

FCI 評価については、本研究により得られた成果を学会等での口頭発表<sup>(参 14)</sup>及び論文<sup>(参 15)</sup>として公表したとともに、本手法における不確実さの低減のための課題抽出を実施し、国際協力に基づく新たな実験の提案などに向け活用し、最新知見の整備のため引き続き知見の拡充を行う。

MCCI 評価については、実験体系の模擬のための課題が抽出されたことから、三次元非対称体系 MCCI コードの開発に活用する。

水素による影響評価及び格納容器熱流動評価については、実験体系から実機体系へのスケールアップを念頭においた評価手法について、得られた個別の評価手法を国内外の学会等で口頭発表等<sup>(参 24, 25, 28, 31, 34, 35, 36, 38)</sup>した。これらの知見に基づき、全体的な評価体系の整備方針について基本的戦略が策定し、水素による影響評価に関する総合的な評価手法の整備に活用する。

放射性物質の挙動評価については、ソースターム実験及びソースターム評価技術との連携を維持し、既存解析手法及び新規に開発される解析手法の双方を用いた評価手法を国際会議で口頭発表<sup>(参 44)</sup>したとともに、本手法をソースタームの不確実さの定量化に活用する。

## c. 重大事故時のプラント挙動に係る解析的知見

有効性評価における審査のための参考情報として、重大事故時の格納容器内の事故進展解析に関する NRA 技術報告「格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析 (PWR)」<sup>(参 53)</sup>及び「格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析 (BWR)」<sup>(参 54)</sup>を公表した。

東京電力福島第一原子力発電所 1 号機から 3 号機の事故進展及び SFP の事故進展に対する MELCOR を用いたモデル化アプローチに関する知見は、学会等<sup>(参 42, 43, 52)</sup>で公表したとともに、今後同コードを用いた実機解析の高度化に活用する。これらの成果は、MELCOR による系統的な解析に基づく事故シーケンスの類型化及びそれによって得られた環境への放射性物質の放出挙動に関する不確実さの情報をレベル 3PRA へ引き継ぐ評価手法の検討に活用する。

## ④ 今後の課題等

国際プロジェクト等による知見の収集では、継続的に国際プロジェクトに参加し最新の科学技術的知見の収集に取り組むことが重要であり、国外の専門家との議論を通じて得られる情報は安全研究に不可欠である。

物理化学現象の解析手法では、FCI 評価については、本手法における不確実さの低減のための課題を抽出し、国際協力に基づく新たな実験の提案などに向け活用するとともに、最新知見の整備のため、引き続き知見の拡充を行う。MCCI 評価については、実験体系の模擬のための課題が抽出されたことから、引き続き三次元非対称体系 MCCI コードの開発を

継続する。水素による影響評価及び格納容器内熱流動評価については、実験体系から実機体系へのスケールアップを念頭においた評価手法整備について基本的な戦略が策定されたことから、これら評価手法の実機評価への適用検討を実施する。

放射性物質の挙動評価については、別プロジェクトで実施しているソースターム実験及び開発するソースターム評価技術との連携を維持し、既存解析手法及び新規に開発される解析手法の双方を用いることにより、ソースタームの不確実さの定量化を目指す。

重大事故時のプラント挙動に関する知見の整備では、MELCORによる系統的な解析に基づく事故シーケンスの類型化及びそれによって得られた環境への放射性物質の放出挙動に関する不確実さの情報をレベル 3PRA へ引き継ぐ評価手法の検討を行う。

使用済燃料プールの事故進展解析手法の整備では、OECD/NEA/CSNI において作成された重要度ランキングテーブル<sup>(参 53)</sup> において国際的な安全研究の課題として挙げられた、空気蒸気混合気環境下での酸化挙動、スプレイシステムによる緩和効果等に着目した評価手法の検討を行う。

## 参 考 文 献

- 参 1. IAEA, “Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants”, Specific Safety Guide No. SSG-25, (2013)
- 参 2. OECD/NEA/CSNI, “OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions”, NEA/CSNI/R(2014)15, (2014).
- 参 3. M. T. Farmer, et.al, “OECD MCCI-2 Project Final Report Rev. 1”, OECD/MCCI-2010-TR06, Rev. 1, ANL, 2010
- 参 4. OECD/NEA/CSNI, ” OECD/SETH-2 Project PANDA and MISTRA Experiments Final Summary Report”, NEA/CSNI/R(2012)5, (2012)
- 参 5. OECD/NEA/CSNI, “NEA Hydrogen Mitigation Experiments for Reactor Safety (HYMERES) Project”, <http://www.oecd-nea.org/jointproj/hymeres.html>, 2017年8月16日アクセス
- 参 6. OECD/NEA/CSNI, “NEA Thermal-hydraulics, Hydrogen, Aerosols and Iodine Project Phase 3 (THAI-3)”, <https://www.oecd-nea.org/jointproj/thai3.html>, 2017年8月16日アクセス
- 参 7. OECD/NEA/CSNI, “NEA Behaviour of Iodine Project Phase 3 (BIP-3)”, <https://www.oecd-nea.org/jointproj/bip-3.html>, 2017年8月16日アクセス
- 参 8. OECD/NEA/CSNI, “NEA Source Term Evaluation and Mitigation Project Phase 2 (STEM-2)”, <https://www.oecd-nea.org/jointproj/stem2.html>, 2017年8月16日アクセス
- 参 9. OECD/NEA/CSNI, “NEA Sandia Fuel Project (SFP)”, <https://www.oecd-nea.org/jointproj/sfp.html>, 2017年8月16日アクセス
- 参 10. OECD/NEA, “Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (BSAF Project) Phase I Summary Report”, NEA/CSNI/R(2015)18, (2015).
- 参 11. OECD/NEA, “NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF) Project”, <https://www.oecd-nea.org/jointproj/bsaf.html>, 2017年8月16日アクセス
- 参 12. K. Moriyama, Y. Maruyama and H. Nakamura”, “Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User’ s Guide”, JAEA-Data/Code 2008-014, JAEA, (2008).
- 参 13. S.J. Board, R.W. Hall, R.S. Hall, ” Detonation of fuel coolant explosions”, Nature 254, 319-321, (1975).

- 参 14. 森田彰伸、堀田亮年、「SERENA2 に基づく溶融燃料-冷却材相互作用解析」 日本原子力学会 2016 春の年会、東北大学、3 月 26 日～3 月 28 日、3C06(2016).
- 参 15. 堀田亮年、森田彰伸、梶本光廣、丸山 結、「JASMINE Version3 による溶融燃料-冷却材相互作用 SERENA2 実験解析」、日本原子力学会和文論文誌、2017 年
- 参 16. 独立行政法人原子力安全基盤機構、「平成 21 年度 原子炉施設のアクシデントマネージメントに係る知識ベースの整備に関する報告書 =環境への影響緩和=」、10 原シ報-0007、2010 年
- 参 17. 独立行政法人原子力安全基盤機構、「平成 17 年度 原子炉施設のアクシデントマネージメントに係る知識ベースの整備に関する報告書 = 環境への影響緩和 (デブリ冷却) =」、06 基シ報-0003、2006 年
- 参 18. 独立行政法人原子力安全基盤機構、「平成 20 年度 原子炉施設のアクシデントマネージメントに係る知識ベースの整備に関する報告書 =環境への影響緩和=」、09 原シ報-0001、2009 年
- 参 19. 独立行政法人原子力安全基盤機構、「平成 19 年度 原子炉施設のアクシデントマネージメントに係る知識ベースの整備に関する報告書 = 環境への影響緩和=」、08 基シ報-0003、2008 年
- 参 20. M. T. Farmer, et. al, “A Summary of Findings from the Melt Coolability and Concrete Interaction (MCCI) Program”, Paper 7544, International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP’07), Nice, France, May (2007).
- 参 21. 堀田亮年、星 陽崇、西村 健、小城 烈、森田彰伸、「平成 28 年度 事後評価調査票 軽水炉の重大事故に係る知見の整備」、平成 30 年 1 月(2018).
- 参 22. OECD/NEA, “The Nuclear Energy Agency-Paul Scherrer Institut Computation Fluid Dynamics Benchmark Exercise”, NEA/CSNI/R(2016)2, (2016).
- 参 23. ANSYS FLUENT, <https://www.ansys.com/ja-jp/products/fluids/ansys-fluent>, 2018 年 5 月 2 日アクセス
- 参 24. 西村 健、工藤義朗、堀田亮年、「高濃度ヘリウム の安定成層崩壊挙動に関する数値解析」、日本原子力学会 2015 秋の大会、静岡大学、9 月 9 日～9 月 11 日、D03(2015).
- 参 25. S. Abe., et al. “Experimental and numerical study on density stratification erosion phenomena with a vertical buoyant jet in a small vessel”, NED 303, 203-213, (2016).

- 参 26. Kato, M. and Launder, B.E., “The Modeling of Turbulent Flow Around Stationary and Vibrating Square Cylinders”, Proc. 9th Symposium on Turbulent Shear Flows, Kyoto, Japan, August (1993).
- 参 27. Katsuki, T., et al., “Wind tunnel experiment and numerical simulation of atmospheric boundary layer under various atmospheric stability”, Journal of Environmental Engineering, Vol. 74 , 735-743, (2009).
- 参 28. M. Andreani, T. Nishimura, et al., “Synthesis of a blind CFD benchmark exercise based on a test in the PANDA facility addressing the stratification erosion by a vertical jet in presence of a flow obstruction”, Computational Fluid Dynamics for Nuclear Reactor Safety-6 (CFD4NRS-6), Cambridge, MA, USA, September (2016).
- 参 29. EPRI, “GOTHIC Thermal Hydraulics Analysis Package, Version 8.1(QA)”, EPRI, Palo Alto, CA, USA (2014).
- 参 30. 一般財団法人原子力発電技術機構、「重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書」、2002年3月
- 参 31. 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 32. IAEA, “Mitigation of Hydrogen Hazards in Severe Accidents in Nuclear Power Plants”, IAEA-TECDOC-1661, (2011).
- 参 33. GEXCON FLACS, <http://www.gexcon.com/flacs-software>, 2018年5月2日アクセス
- 参 34. 西村 健、堀田亮年、「FLACS による NUPEC 大規模水素燃焼実験解析」、日本原子力学会 2017 春の年会、東海大学、3月27日～3月29日、2K09(2017).
- 参 35. Yonomoto, T., et al., “Thermal Hydraulic Safety Research at JAEA after the Fukushima Dai-Ichi Nuclear Power Station Accident”, Proc. of NURETH16, NURETH16-13838, 5341-5352, Chicago, IL, USA, August (2015).
- 参 36. Sibamoto, Y., et al., “Experimental Study on Outer Surface Cooling of Containment Vessel by using CIGMA”, Proc. of NURETH-17, ID.21519, Xi’an, China, September (2017).
- 参 37. OpenFOAM, <https://www.openfoam.com/>, 2018年5月2日アクセス
- 参 38. Ishigaki, M., et al., “CFD Simulation of a CIGMA Experiment CC-PL-04 on the Containment Thermal Hydraulics affected by the Outer Surface Cooling”, Proc. of NTHAS-10, N10P1153, Kyoto, Japan, November (2016).

- 参 39. Dehbi, A. et al., “Prediction of steam condensation in the presence of noncondensable gases using a CFD-based approach”, NED 258, 199-210, (2013).
- 参 40. N. E. Bixler, “VICTORIA 2.0: A Mechanistic Model for Radionuclide Behavior in a Nuclear Coolant System Under Severe Accident Conditions”, NUREG/CR-6131, SNL, (1998).
- 参 41. 日本原子力研究開発機構、「平成 27 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業」、平成 28 年 3 月(2016).
- 参 42. H. Hoshi, “Accident Sequence Analysis of Unit 1 to 3 Using MELCOR Code”, Technical Workshop on TEPCO’s Fukushima Dai-ichi NPS Accident, Tokyo, Japan, July (2012).
- 参 43. H. Hoshi, “Source Term Analysis Using MELCOR Code”, Technical Workshop on TEPCO’s Fukushima Dai-ichi NPS Accident, Tokyo, Japan, July (2012).
- 参 44. K. Sakata, “Analysis of on-site dose rate in TEPCO Fukushima Dai-ichi NPS”, Workshop on Advances in Understanding the Progression of Severe Accidents in Boiling Water Reactors, Vienna, Austria, July(2017).
- 参 45. CTC LOCALS™, <http://www.engineering-eye.com/en/category/07/index.html>, 2018 年 5 月 2 日アクセス
- 参 46. メゾ数値予測モデル GPV、<http://www.jmbisc.or.jp/jp/online/file/f-online10200.html>, 2018 年 5 月 2 日アクセス
- 参 47. 東京電力(株)、「福島第一原子力発電所事故における放射性物質の大気中への放出量の推定について」、2012 年 5 月
- 参 48. O. W. Hermann, R. M. Westfall, “SCALE System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay”, and Associated Radiation Source Terms, NUREG/CR-0200, Vol.2 Sec.F7, U.S.NRC, (1998).
- 参 49. E. R. Lindgren, et al, “Characterization of Thermal-Hydraulic and Ignition Phenomena in Prototypic, Full-Length BWR SFP Assemblies After a Postulated Complete LOCA”, NUREG/CR-7143, SNL, (2013).
- 参 50. J. Birchley, et al. “Extended options to PSI oxidation model for Zircaloy-4 (2013-2014): input specification and assessment summary” TM-42-14-09, PSI, June (2014).

- 参 51. Andrew B, et al, “Consequence Study of a Beyond-Design-Basis. Earthquake Affecting the Spent Fuel Pool for a U.S. Mark I Boiling. Water Reactor” , NUREG2161, U.S.NRC, September (2014).
- 参 52. 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 - 使用済燃料集合体の模擬実験対を用いた酸化実験の実験解析 - 」、日本原子力学会 2017 春の年会、東海大学、3 月 27 日～3 月 29 日、2M04(2017).
- 参 53. 星 陽崇、森田彰伸、西村 健、「格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析 (PWR)」、NTEC-2014-2001、平成 26 年 8 月
- 参 54. 星陽 崇、西村 健、森田彰伸、「格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析 (BWR)」、NTEC-2016-2001、平成 28 年 3 月
- 参 55. OECD/NEA, “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, (2017).

「軽水炉の重大事故に係る知見の整備」の執筆者

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ

シビアアクシデント研究部門

西村 健 技術研究調査官

小城 烈 技術研究調査官