

ISBN 978-4-89047-187-4

「福島第一原子力発電所廃炉に係る
核分裂生成物挙動」研究専門委員会
—技術報告書—

**Research Committee on Fission Product Behavior Related to
Decommissioning Work of Fukushima Daiichi NPP
-Technical Report-**

**2025 年 9 月
September 2025**

「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」
研究専門委員会

**Research Committee on Fission Product Behavior Related to Decommissioning Work
of Fukushima Daiichi NPP**

一般社団法人 日本原子力学会
Atomic Energy Society of Japan

要 旨

「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会（本委員会）が2021年6月に設置された。本委員会では、2017～2020年度に設置された「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会で抽出された技術課題をもとに、福島第一原子力発電所廃炉廃炉作業により貢献するため以下の2つの目標を掲げて活動を行った。

- 目標1；福島第一原子力発電所事故事象の把握と廃炉作業への貢献。
- 目標2；ソースターム予測技術の向上への貢献。

2021年度からの2年間の活動として、福島第一原子力発電所廃炉作業に核分裂生成物の観点からどのように寄与できるかを、東電・技術研究組合国際廃炉研究開発機構関連データ、日本原子力研究開発機構・廃炉環境国際共同研究センターの資料、NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station、熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ2020、シビアアクシデント評価に関する調査研究報告書、水化学ロードマップ2020、Severe Accident Research Network of excellence の重要度ランキング、原子力規制委員会「福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会」の会合資料などの調査を行った。その結果得られた検討課題を、技術的共通性・関連の深さの観点から、3つの技術課題に整理した。

2023年度からは、上記3つの技術課題をどのように解決すれば本委員会の目標達成に結びつくかを、3つのワーキンググループ(WG)で検討した。各WGの技術課題は、WG1「核分裂生成物の量・物質収支と化学形態」、WG2「サンプリングの目的とデータ活用」、WG3「環境への移行経路」とした。検討は、各WGでの講演に基づく議論の結果を、本研究専門委員会全体会議で更に検討する方式とした。本技術報告書は、全体会議及び各WGで講演いただいた方々に執筆をいただき、それらを本委員会の目標に合わせて構成した。第Ⅱ編は目標1に関するもので、第1章と第2章にWG1の成果をまとめた。また、第3章にWG2の成果をまとめた。第Ⅲ編は目標2に関するもので、WG3の成果をまとめた。

目標1の福島第一原子力発電所廃炉作業に関しては、現在、実機から取り出した燃料デブリサンプルの分析が行われているが、燃料デブリ取り出しまではまだ道半ばである。廃炉作業に不可欠なマスバランス評価にも、更なる研究開発が望まれる。また、目標2に関しては、福島第一原子力発電所廃炉作業での燃料デブリの落下など急激な挙動変化に起因する燃料デブリからの放射性物質放出などの把握が必要である。また、核分裂生成物移行挙動の予測精度向上には、現在分析が進められているスミア分析による化学形態の同定が重要である。

福島第一原子力発電所廃炉作業で得られる情報の整理と、本技術報告書にまとめた3つの技術課題に対する解決法のフォローは、今後も、「過酷事故時及び事故後の放射性物質挙動」研究専門委員会において行っていく。そして、福島第一原子力発電所廃炉作業のより安全でより効率的な進行に協力していく。また、福島第一原子力発電所廃炉作業で得られる各種の貴重な情報を、ソースターム予測技術の向上に貢献できるよう情報の整理を行っていく。

ABSTRACT

The Research Committee on "Behavior of Fission Products Related to the Decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant" (this committee) was established in June 2021. Based on the technical issues extracted by the "Behavior of Fission Products in Severe Accidents" Research Committee established in FY2017~2020, this committee set the following two goals to contribute to the decommissioning work on the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant.

- Goal 1: Understand the severe accident events of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant and contribute to the decommissioning process.
- Goal 2: Contribute to the improvement of source-term prediction technology.

As an activity for two years from FY2021, we had discussed how we could contribute to the decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant from the perspective of fission products using reports and data such as data related to TEPCO and the International Research Institute for Nuclear Decommissioning, materials from the Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science in the Japan Atomic Energy Agency, NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, Strategic Map for Upgrading Hydrothermal Safety Assessment 2020, Research Report on Severe Accident Assessment, Water Chemistry Roadmap 2020, Report of the Severe Accident Research Priority group work in the Severe Accident Research Network project, and Nuclear Regulatory Commission's reports on the Study Group on Accident Analysis at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. The resulting issues were organized into three technical issues from the perspective of technical commonality and depth of relevance.

From FY2023, three working groups (WGs) had examined how to solve the above three technical issues that would lead to the achievement of the Research Committee's goals. The technical issues of each WG were WG1 "Quantity, Mass Balance and Chemical Morphology of Fission Products", WG2 "Purpose of Sampling and Data Utilization", and WG3 "Transition Pathways to the Environment". The results of the discussions based on the lectures at each working group were further examined at the plenary meeting of the Research Committee. This technical report was composed of manuscripts written by speakers at the plenary meeting or each working group, and was organized in line with the objectives of this committee. Part II of this technical report is related to Goal 1 and summarizes the outcomes of WG1 in Chapters 1 and 2. In addition, the results of WG2 are summarized in Chapter 3. Part III of this report is related to Goal 2 and summarizes the outcomes of WG 3.

Regarding the goal 1, the analysis of fuel debris samples taken from the actual plant is currently being carried out, but the fuel debris removal is still halfway through. Further research and development are desired for mass balance evaluation, which is essential for decommissioning operations. In addition, regarding the goal 2, it is necessary to understand mechanisms as to the release of radioactive materials from fuel debris caused by sudden changes in behavior, such as the fall of fuel debris during the decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. In addition, in order to improve the accuracy of prediction of fission product transfer behavior, it is important to identify chemical forms by smear analyses, which is currently being analyzed.

The research committee on "Behavior of Radioactive Materials during and After Severe Accidents" will continue to collect the information obtained from the decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant and follow up on the solutions to the three technical issues summarized in this technical report. We will also cooperate in the safer and more efficient progress of the decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. In addition, various valuable information obtained from the decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant will be organized so that it can contribute to the improvement of source term prediction technology.

目次

要旨.....	ii
ABSTRACT.....	iii
目次.....	iv
はじめに.....	vii
委員リスト（括弧内は所属ワーキンググループ番号）.....	viii
執筆者リスト.....	ix
第I編 序論	1
1. 本委員会の目的.....	2
2. 目的達成への課題抽出.....	2
2.1 拡大幹事会 1.....	2
2.2 拡大幹事会 2.....	3
2.3 拡大幹事会 3.....	4
2.4 拡大幹事会 4.....	5
3. 決定した技術課題と廃炉作業との関連.....	7
4. 本書の構成.....	8
第II編 1F 廃炉作業への貢献	10
1. 現状のFP分布.....	11
1.1 原子炉建屋へのリーク.....	11
1.2 シールドプラグ間汚染分布量評価.....	18
1.3 マスバランス評価.....	22
1.3.1 Csを中心とした1Fでのマスバランスの推算.....	22
1.3.2 FP マスバランスの現状と課題.....	30
1.4 廃棄物インベントリ評価.....	37
1.4.1 長半減期核種の分析と挙動.....	37
1.4.2 1F 廃棄物の解析的インベントリ推算方法の開発.....	41
1.5 FPの化学形態.....	46
1.5.1 シビアアクシデント時の炉内におけるセシウム化学.....	46
1.5.2 Cs等のFP核種の移行挙動に関する基礎実験（燃料からの放出と壁面付着）.....	52
2. 燃料デブリの分布.....	57
2.1 燃料デブリ量のSA解析結果.....	57
2.2 燃料デブリ内FP量のSA解析に基づく推定.....	64
2.3 燃料デブリ取り出し時の安全性（廃炉リスク評価分科会での活動とFP情報に関する期待）.....	66
3. サンプルング・分析データの活用.....	69
3.1 サンプルング・分析の現状.....	69
3.1.1 1F 廃炉における分析戦略.....	69
3.1.2 燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発.....	72
3.1.3 原子炉建屋等スミヤ試料の分析.....	76
3.2 データの活用に向けた取り組み.....	80
3.2.1 データ活用の先行事例（TMI-2でのデブリサンプル分析データの活用について）.....	80
3.2.2 燃料デブリ取り出しに向けたクリギング手法の適用研究.....	86
3.2.3 廃棄物インベントリ推算におけるベイズ統計の適用について.....	88
3.3 サンプルング・分析データの適用先.....	93

3.3.1 適用先の例 (概要)	93
3.3.2 燃料デブリの取り出し時に発生するダストの飛散挙動.....	94
4. 廃止作業効率向上への提案	98
第III編 環境へのソースターム評価精度の向上	99
1. 現状の事故進展シナリオ.....	100
2. 観測値から推定される事故進展シナリオ.....	103
2.1 敷地境界内モニタリングポスト計測結果.....	103
2.2 大気拡散解析によるソースタームの推定.....	107
2.3 土壌汚染マップと大気拡散計算からの ^{129}mTe ソースターム逆推定.....	113
2.4 MELCOR 解析と環境放出 FP 測定値に基づく事故分析.....	122
2.5 MP で測定されたピークに起因する事象.....	126
3. 現状評価されていない FP 移行挙動.....	131
3.1 原子炉格納容器からの漏洩.....	131
3.2 放射性セシウム含有粒子の生成と移行.....	142
3.2.1 いまさら聞けないセシウム含有粒子のハナシ.....	142
3.2.2 Fundamental study on cesium trapping in siliceous insulation materials	145
3.2.3 Cs 含有微粒子の起源及び原子力安全への提言.....	148
4. 事故進展シナリオの見直し.....	158
4.1 格納容器閉じ込め機能喪失と対策.....	158
4.2 1F 廃炉作業で得られた知見を反映した事故進展シナリオ.....	165
5. ソースターム予測技術の向上への課題.....	169
第IV編 まとめと今後の課題	175
1. まとめ.....	176
1.1 第I編のまとめ.....	176
1.2 第II編 1 章から 2 章までのまとめ (WG1 の成果)	177
1.3 第II編 3 章のまとめ (WG2 の成果)	177
1.4 第III編のまとめ (WG3 の成果)	178
2. 今後の課題.....	179
2.1 「1F 廃炉作業への貢献」に対する今後の課題.....	179
2.2 「ソースターム予測技術の向上」に対する今後の課題.....	179
3. 今後の進め方.....	179
おわりに.....	xi

付録

1. 本会議議事録

1.1 第 1 回専門委員会開催報告	App-001
1.2 第 2 回専門委員会開催報告	App-002
1.3 第 3 回専門委員会開催報告	App-003
1.4 第 4 回専門委員会開催報告	App-004
1.5 第 5 回専門委員会開催報告	App-005
1.6 第 6 回専門委員会開催報告	App-006
1.7 第 7 回専門委員会開催報告	App-007
1.8 第 8 回専門委員会開催報告	App-008
1.9 第 9 回専門委員会開催報告	App-009

1.10	第10回専門委員会開催報告	App-010
1.11	第11回専門委員会開催報告	App-011
1.12	第12回専門委員会開催報告	App-012
2.	企画セッション	
2.1	[2H-PL] 研究専門委員会活動報告(2021年度)	App-013
	[2H-PL01] (1) 研究専門委員会の目的と活動方針	App-014
	[2H-PL02] (2) PCV 内線量率分布推定と今後の課題	App-016
	[2H-PL03] (3) 廃棄物の汚染状態から見るFPの挙動	App-019
	[2H-PL04] (4) 拡大幹事会活動状況	App-021
2.2	[1I-PL] 1F 廃炉作業効率化とソースターム予測精度向上のためのFP挙動に関する課題の整理 (2022年度)	App-023
	[1I-PL01] (1) 研究専門委員会の目的と活動方針	App-024
	[1I-PL02] (2) 実機調査から得られた課題	App-027
	[1J-PL03] (3) JAEA/CLADS 関連研究調査から得られた課題	App-030
	[1I-PL04] (4) 実機解析調査から得られた課題	App-033
	[1I-PL05] (5) 事故分析調査から得られた課題	App-036
2.3	[3E-PL] 1F 廃炉作業への貢献とソースターム予測技術向上におけるFP挙動に関する技術課題 に対する取り組み(2023年度)	App-039
	[3E-PL01] (1) 本員会の目的と活動方針並びに委員会での議論紹介	App-040
	[3E-PL02] (2) WG3 「環境への移行経路の特定」	App-043
	[3E-PL03] (3) WG2 「サンプリングの目的とデータ活用」	App-045
	[3E-PL04] (4) WG1 「FPの量・物質収支と化学形態」	App-047
	[3E-PL05] (5) 総合討論	App-049
3.	ATOMOS 解説記事	
3.1	核分裂生成物挙動把握により福島第一原子力発電所廃炉作業に貢献するために	App-050
3.2	福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測精度向上への貢献に向けたFP挙動に 関する技術調査一本専門委員会の2年間の活動報告一	App-052
3.3	福島第一原子力発電所廃炉作業への貢献とソースターム予測技術向上におけるFP挙動に関する 技術課題に対する取り組み	App-058

はじめに

本報告書「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」は2021年度から2024年度までの「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会の活動に基づく技術報告書である。

振り返れば2015年からの2年間、水化学部会に「核分裂生成物挙動」研究専門委員会準備会を組織し、国際的なPWRのインパイルループによるベンチマーク実験「Phébus FP プロジェクト」の公開文献を精査する活動を行った。この活動は、核分裂生成物の挙動の検討は福島第一原子力発電所の今後40年余に及ぶ廃炉に深く関わること、さらにはFP関連の技術を支えてきた研究者・技術者が第一線を退いてきたことから、若い年代に確実に技術伝承することが重要課題であるとの認識に基づいている。このような状況に鑑み「Phébus FP プロジェクトにおける核分裂挙動のまとめ – 福島プラント廃炉計画およびシビアアクシデント解析への適用」なる技術報告書を刊行した。

2017年から2020年までの4年間は「シビアアクシデント時の核分裂性生物挙動」研究専門委員会の活動を行い、「福島第一原子力発電所における核分裂生成物の短期/長期挙動」なる技術報告書としてまとめた。この活動の間に福島プラント内の汚染分布やデブリの状況も少しずつ分かってきたこともあり、当時の最新データを盛り込んである。

本「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会活動(2021-2024年度)の開始時点ですでに事故から丁度10年を経過し、すでに多くの活動の蓄積がなされていた。これらから新しい課題を見出すことが必要との認識から、前半2年間は4つの幹事会で分担して調査をすすめた。拡大幹事会1：汚染水対策、燃料デブリ取り出しおよび廃棄物に係る実機データの公開情報を調査した。拡大幹事会2：JAEA/CLADSの基礎基盤研究の全体マップから調査対象として抽出した。拡大幹事会3：ロードマップ/PIRTの調査として、BSAFプロジェクト、欧州SARNETのPIRT結果等の調査を実施した。拡大幹事会4：NRA検討会資料のうち、FP挙動に関連する資料を対象として調査を実施した。

以上をもとに後半の2年間は「廃炉作業への貢献」として、(1)現状のFP分布、(2)燃料デブリの分布、(3)サンプリング・分析の課題、に取り組み、さらに「環境へのソースターム精度の向上」として、(1)現状の事故進展シナリオ、(2)観測値からの推定される事故進展シナリオ、(3)現状評価されていないFP移行挙動、(4)事故進展シナリオの見直し、(5)学会未解明事項との対応、(6)ST予測技術の向上への課題、としてまとめている。

さらに資料として、ATOMS解説記事、活動記録も収録し、今後の活動の一助になることを期待している。

最後に、4年間の本研究専門委員会の活動、さらには技術報告書作成において、唐澤英年(八戸工業大学、JAEA)、高木純一(東芝エネルギーシステムズ)、宮原直哉(三菱重工業株式会社)、三輪周平(JAEA)、和田陽一(日立製作所)の各位には幹事として大変なご苦勞を頂いた。さらに、多くの講演者からは各自の貴重な研究成果を發表いただいた。技術報告書はこれら發表の集大成でもある。幹事の皆さん、發表いただいた講演者の皆さんにこの場を借りて感謝する。

2025年9月

「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

主査 勝村庸介

委員リスト (括弧内は所属ワーキンググループ番号、委員所属は委員登録時)

主査 勝村 庸介 原子力システム研究懇話会、 東京大学名誉教 (WG1)	委員 駒 義和 原子力機構 (WG1)
幹事 唐澤 英年 八戸工業大学、原子力機構 (WG1&3)	委員 酒井 幹夫 東京大学 (WG2)
幹事 高木 純一 東芝 ESS (WG1&2)	委員 佐藤 勇 東京都市大学 (WG1)
幹事 和田 陽一 日立 (WG1&3)	委員 島添 健次 東京大学 (WG1)
幹事 三輪 周平 原子力機構 (WG1&2)	委員 杉野 亘 原子力発電 (WG2)
幹事 宮原 直哉 三菱重工 (WG1&2)	委員 杉山 大輔 電中研 (WG1)
委員 天谷 政樹 原子力機構 (WG3)	委員 鈴木 晶大 NFD (WG2)
委員 有田 裕二 福井大学 (WG1)	委員 鈴木 俊一 東京大学 (WG1)
委員 出光 一哉 東北大学 (WG1)	委員 鈴木 達也 NFD (WG3)
委員 植田 滋 東北大学 (WG1)	委員 園田 健 電中研 (WG3)
委員 牛尾 典明 花王 (WG1)	委員 高橋 淳郎 アドバンスソフト (WG3)
委員 内田 俊介 (元)東北大学 (WG1)	委員 富永 和生 日立 GE (WG1)
委員 宇埜 正美 福井大学 (WG2)	委員 永井 晴康 原子力機構 (WG3)
委員 江藤 淳二 三菱総合研究所 (WG2)	委員 中村 勤也 電中研 (WG2)
委員 逢坂 正彦 原子力機構 (WG2)	委員 中村 秀夫 原子力機構 (WG3)
委員 岡田 英俊 エネルギー安全技術研究所 (WG3)	委員 西岡 佳朗 東芝 ESS (WG3)
委員 梶谷 幹男 (元)原子力機構 (WG1)	委員 浜田 涼 日立 (WG2)
委員 木野 千晶 エネ総研 (WG3)	委員 久宗 健志 WANO (WG2)
委員 木下 幹康 MOSTECH (WG2)	委員 日高 昭秀 新潟大学 (WG3)
委員 倉田 正輝 原子力機構、NDF (WG2)	委員 氷見 正司 アドバンスソフト (WG3)
委員 黒崎 健 京都大学 (WG1)	委員 深澤 哲生 NFD (WG1)
委員 甲川 憲隆 NDC (WG2)	委員 福井 宗平 日立 (WG3)
委員 小西 哲之 京都大学 (WG3)	委員 町田 昌彦 原子力機構 (WG3)
委員 小松 祐哉 東電 HD (2022 年度まで)	委員 松崎 隆久 日立 (WG2)
	委員 村上 健太 長岡技術科学大学 (WG1)
	委員 柳生 基茂 東芝 ESS (WG2)
	委員 山下 真一 東京大学 (WG1)

以上

執筆者リスト

(委員は所属と敬称を省略)

- はじめに 勝村庸介
- 第I編 序論**
1. 本委員会の目的 和田陽一*
2. 目的達成への課題抽出
- 2.1 拡大幹事会1 高木純一*
- 2.2 拡大幹事会2 宮原直哉*
- 2.3 拡大幹事会3 三輪周平*
- 2.4 拡大幹事会4 唐澤英年*
3. 決定した技術課題と廃炉作業との関連 和田陽一*
4. 本書の構成 幹事団*
- 第II編 1F 廃炉作業への貢献**
1. 現状のFP分布
- 1.1 原子炉建屋へのリーク 唐澤英年
- 1.2 シールドプラグ間汚染分布量評価 唐澤英年
- 1.3 マスバランス評価
- 1.3.1 Csを中心とした1Fでのマスバランスの推算 内田俊介
- 1.3.2 FP マスバランスの現状と課題 唐澤英年
- 1.4 廃棄物インベントリ評価
- 1.4.1 長半減期核種の分析と挙動 駒義和
- 1.4.2 1F 廃棄物の解析的インベントリ推算方法の開発 杉山大輔
- 1.5 FPの化学形態
- 1.5.1 シビアアクシデント時の炉内におけるセシウム化学 三輪周平
- 1.5.2 Cs等のFP核種の移行挙動に関する基礎実験(燃料からの放出と壁面付着) 佐藤勇
2. 燃料デブリの分布
- 2.1 燃料デブリ量のSA解析結果 木野千晶
- 2.2 燃料デブリ内FP量のSA解析に基づく推定 木野千晶
- 2.3 燃料デブリ取り出し時の安全性(廃炉リスク評価分科会での活動とFP報に関する期待) (大阪大学) 竹田敏氏
3. サンプリング・分析データの活用
- 3.1 サンプリング・分析の現状 宮原直哉
- 3.1.1 1F 廃炉における分析戦略 (NDF) 中野純一氏
- 3.1.2 燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発 出光一哉
- 3.1.3 原子炉建屋等スミヤ試料の分析 (原子力機構) 丸山結氏、飯田芳久氏
- 3.2 データの活用に向けた取り組み
- 3.2.1 データ活用の先行事例(TMI-2でのデブリサンプル分析データの活用について) 倉田正輝
- 3.2.2 燃料デブリ取り出しに向けたクリギング手法の適用研究 (原子力機構) 芝知宙氏
- 3.2.3 廃棄物インベントリ推算におけるベイズ統計の適用について 杉山大輔
- 3.3 サンプリング・分析データの適用先
- 3.3.1 適用先の例(概要) 宮原直哉
- 3.3.2 燃料デブリの取り出し時に発生するダストの飛散挙動 中村勤也
4. 廃炉作業効率向上への提案 和田陽一*宮原直哉*
- 第III編 環境へのソースターム評価精度の向上**
1. 現状の事故進展シナリオ 木野千晶
2. 観測値から推定される事故進展シナリオ
- 2.1 敷地境界内モニタリングポスト計測結果 唐澤英年
- 2.2 大気拡散解析によるソースタームの推定 永井晴彦
- 2.3 土壌汚染マップと大気拡散計算からの^{129m}Teソースターム逆推定 日高昭秀
- 2.4 MELCOR解析と環境放出FP測定値に基づく事故分析 氷見正司
- 2.5 MPで測定されたピークに起因する事象 唐澤英年*
3. 現状評価されていないFP移行挙動
- 3.1 原子炉格納容器からの漏洩 岡田英俊
- 3.2 放射性セシウム含有粒子の生成と移行 日高昭秀

- 4. 事故進展シナリオの見直し
 - 4.1 格納容器閉じ込め機能喪失と対策
(東京科学大学) 奈良林直氏
 - 4.2 1F 廃炉作業で得られた知見を反映した事故進展シナリオ
木野千晶、岡田英俊、日高昭秀、
氷見正司、唐澤英年*
- 5. ソースターム予測技術の向上への課題
唐澤英年*

- 1.2 第II編 1章から2章までのまとめ
和田陽一*
- 1.3 第II編 3章のまとめ
宮原直哉*
- 1.4 第III編のまとめ
唐澤英年*
- 2. 今後の課題
 - 2.1 「1F 廃炉作業への貢献」に対する今後の課題
和田幹事*、宮原幹事*
 - 2.2 「ソースターム予測技術の向上」に対する今後の課題
唐澤英年*
- 3. 今後の進め方
幹事団*

第IV編 まとめと今後の課題

- 1. まとめ
 - 1.1 第I編のまとめ
幹事団*

あとがき
勝村庸介

*幹事が執筆者の場合は、委員会、拡大幹事会、ワーキンググループにおける議論を踏まえてワーキンググループの代表として執筆した。

第I編 序論

1.本委員会の目的

「1F廃炉に係るFP挙動」研究専門委員会(本委員会)が2021年6月に原子力学会の10部会からの委員の参加により設置された[L.1-1]。本委員会では、2017~2020年度に設置された「シビアアクシデント(SA)時のFP挙動」研究専門委員会で抽出された技術課題[L.1-2]をもとに、1F廃炉作業により貢献するため以下の2つの目標を掲げて活動を行った。

- ① 1F事故事象の把握と廃炉作業への貢献。
- ② ソースターム予測技術の向上への貢献。

2021年度からの2年間の活動として、担当幹事を中心に設置された4つの「拡大幹事会」で技術課題の調査を行った。

拡大幹事会での検討すべき課題の調査では、上記の2つの目標の実現に向けて、膨大な1Fおよびソースターム(ST)関連の情報の中から、次の観点に基づいて調査対象を限定した。まず①1F事故事象の把握と廃炉作業への貢献の観点では、廃炉期間中のFP挙動を予測可能な水準まで評価技術を高めるための道筋を示すことを目指している。そのため、主に事故後のFP挙動およびその結果生じる廃炉作業への影響を把握することに必要な1F事故事象に関するFP関連の知見を整理、把握することを調査目的とした。また②ソースターム予測技術の向上への貢献の観点では、原子炉安全の一層の向上に繋げるための道筋を示すことを目指している。そのため、主に事故中の事象の理解に必要な、1F事故事象の把握から得られる知見と現状のST予測技術から得られる結果とのギャップに関連するFP挙動の情報を得ることを調査目的とした。

これら調査を行うため、以下の拡大幹事会を設置した。なお、勝村主査には、全般についてご指導いただいた。

- 1) 拡大幹事会1では、調査対象を東電・IRID関連とし、構成員は高木純一幹事、和田陽一幹事、細見憲治氏(東芝エネルギーシステムズ)、駒義和委員、とした。
- 2) 拡大幹事会2では、調査対象をJAEA/CLADS関連とし、構成員は宮原直哉幹事、井元純平氏(日本原子力研究開発機構)とした。
- 3) 拡大幹事会3では、調査対象をロードマップ・海外研究とし、構成員は三輪周平幹事、塩津弘之氏(日本原子力研究開発機構)とした。

- 4) 拡大幹事会4では、調査対象をNRA主催の事故分析に係る検討会資料とし、構成員は唐澤英年幹事、日高昭秀委員、岡田英俊委員とした。

【和田幹事】

2. 目的達成への課題抽出

2.1 拡大幹事会1

1F実機調査では、事故後に公開された東電・技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)関連のデータを基に、FP挙動に関連性の高い次の3分野に着目して調査した。

- ① 汚染水対策:汚染滞留水には炉心の燃料デブリから流出・移送されたFP成分が含まれており、放射能除去の過程で得られる汚染水、および、固体二次廃棄物に含有される放射能の情報を収集した。
- ② 燃料デブリ取り出し準備:格納容器(PCV)内の燃料デブリのFPおよびアクチニドの情報の収集はこれから本格化するが、まずはこれまでに得られたFP情報を収集した。
- ③ 廃棄物処理・処分:大量に発生する廃棄物の情報のデータベースからFP情報を抽出した。

(1) 汚染水対策

汚染水にはPCV内で発生したFP核種(Cs等の γ 核種、Sr等の β 核種)が移行している。特に事故直後は 10^6 Bq/cm³相当の非常に高濃度のCs、Sr放射能が移行したことが確認されている。また、燃料デブリの主体であるアクチニド核種(U、Pu等の α 核種)も、近年、汚染水中やサプレッションプール水中に存在することが報告されている。 α 核種挙動のトピックスとして、2、3号のトーラス室のサンプル分析結果に関する報告が抽出され、滞留水中の α 核種の大部分が立方晶 UO_2 をベースとした酸化物の形態で0.1 μ mのフィルタで除去されることが示された。図1に2号機トーラス室滞留水の分析結果を示す[L.2-1]。

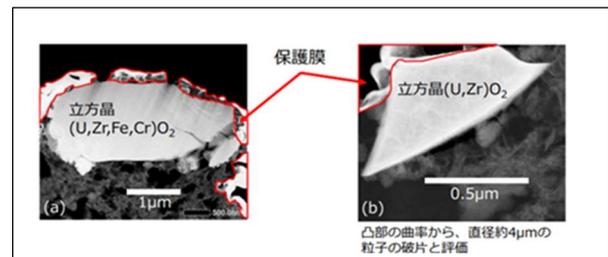


図2-1 2号機トーラス室滞留水0.1 μ mフィルタろ過物の電子顕微鏡・元素分析結果 [L.2-1]

(2) 燃料デブリ取り出し準備

燃料デブリ自体の核種組成や機械的物性などは、まだサンプリングがされていないこともあり、現時点では情報が少ない。また、FP挙動としては化学形態が重要だが、汚染物質の化学形態については情報がほとんどない。図2.2に1号機PCV底部堆積物の例を示す[I.2-2]。検出された粒子の大きさは約2 μm であり、(U, Zr) O_2 母相の内部に高Zr領域を確認した。冷却過程で(U, Zr) O_{2-x} から分離した $\alpha\text{-Zr(O)}$ 相と推測される。

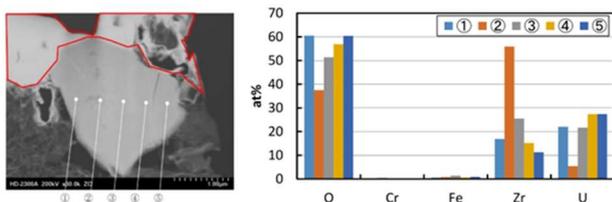


図2.2 1号機PCV底部堆積物から検出された粒子とその元素組成 [I.2-2]

(3) 廃棄物処理・処分

廃棄物分野はサイト内のすべての汚染物を対象とし、FPのみならずアクチニド、放射化生成物も含め挙動の全容を把握するニーズがある。特に、処分安全において考慮すべき長半減期核種が重要である。固体放射性廃棄物の由来（発生源）は様々存在すると共に、核種の発生源として複数（燃料、放射化生成物）を考慮する必要があり、検討の対象が多岐にわたることになる。分析による調査では高線量廃棄物（PCV内等）はサンプリングが難しく、実データを得にくいことは燃料デブリと同様の課題である。

これらの調査結果から抽出された課題を以下に示す。

(1) 汚染水対策

- ① β 、 γ 放射能のFP核種、特にCs放射能およびSr放射能のインベントリーを評価し、PCV内、環境、汚染水におけるマスバランスを把握する。
- ② 溶解性および非溶解性の α 核種について、滞留水への残留、系内への付着、汚染水への移行を評価し、インベントリー、化学形態、溶解度等を把握する。

(2) 燃料デブリ取り出し準備

- ① リスク評価、被ばく評価の手法を検討し、必要とされる情報の質と量を明確にする。（ニーズの評価）
- ② サンプリング・分析の目的、方法・技術、評価項目、実機適用性、等を策定する。（シーズの評価）

- ③ 実測値との比較により既存のSTの評価技術を向上させる。（ニーズとシーズのマッチング）

(3) 廃棄物処理・処分

- ① 分析データを活用し、核種移行のモデルを開発し、インベントリー評価につなげる。
 - ② 事故発生当時とそれ以後の汚染、また、空気経由と水経由の汚染を、それぞれ分けて評価を行う。
 - ③ インベントリーの不確実性の統計的な評価を行う。
- 以上各分野で抽出した課題を拡大幹事会で議論し、次の2つの検討すべき課題としてまとめた。

(i) FP マスバランスの評価精度の向上

(ii) 燃料デブリ取り出しに向けて必要なサンプリング・分析方針の提言

【高木幹事】

2.2 拡大幹事会2

FP挙動に関する基礎・基盤研究の視点から検討すべき課題を抽出するため、日本原子力研究開発機構（JAEA）の廃炉環境国際共同研究センター（CLADS）が所管する基礎・基盤研究の全体マップ[I.2-3]のうち「FPの状況把握」のカテゴリで整理されている資料を中心に調査した。また、JAEAを主体に実施されている英知事業や廃炉・汚染水対策事業に基づくFP関連基礎・基盤研究についても何件かについて調査した。

表2-1に、調査した資料とその内容（得られた成果等）及び各資料の内容から拡大幹事会で抽出した課題を示す。JAEA/CLADSで実施されている基礎・基盤研究は、Cs含有放射性微粒子の分析等のマイクロな視点の研究から、総合的な1F炉内状況把握といった全体を俯瞰した研究まで幅広く実施されており、線源分布の推定やサンプル分析など、1F実機データ取得と、その活用方法に係る研究も実施されている。総じて、FPの移行過程に着目した研究が多く、1F実機サンプル（燃料デブリ、Cs含有放射性微粒子等）のデータが、そのための重要なリファレンスになるものと考えられる。

以上の拡大幹事会で抽出した課題に基づいて、以下を今後の活動で検討すべき課題として決定した。

(i) FP移行時の物理化学プロセスの解明

FP移行時の物理化学プロセスの解明は多くの研究（Cs含有放射性微粒子、鋼材との化学反応等）において課題とされており、ソースターム予測精度向上のみならず、1F廃炉作業の効率化への貢献にもつながると考えられる（FP形態に応じた除染方法の検討など）。

(ii) 1F実機取得データの活用方法の検討

1F実機取得データは、FP挙動の解明の観点で重要なエビデンスとなるものであり、FP挙動の解明の観点から分析ニーズを整理することは有用である。また、点データからマクロな状況（現象）を推測する統計的手法は確立されておらず、この手法が確立されれば、FP

分布の全体像把握、ひいては1F廃炉に係る安全評価の合理化につながると考えられる。

【宮原幹事】

表 2-1 JAEA/CLADS 関連研究の調査結果概要

資料名	内容（得られた成果等）	拡大幹事会で抽出した課題
H30/R1 年度英知事業 放射性微粒子の基礎物性 解明による廃炉作業リス ク低減への貢献 [I.2-4, 5]	<ul style="list-style-type: none"> • Cs 含有放射性微粒子の回収分離技術の開発を開始し、同位体組成等の分析を実施 • Cs 含有放射性微粒子の組成を分析し、いくつかのタイプ (A, B, C) に分類 	<ul style="list-style-type: none"> • Cs 含有放射性微粒子の生成機構の解明と生成量の評価
R1 年度英知事業 放射線・化学生物的作用 の複合効果による燃料デ ブリ劣化機構解明 [I.2-6]	<ul style="list-style-type: none"> • 放射線、化学及び生物的損傷による燃料デブリの劣化機構解明のための研究を開始 • 予備検討として分析手法の検討、代表物質の選定等を実施 	<ul style="list-style-type: none"> • 燃料デブリや構造材等の長期的な劣化の有無、メカニズム及びその影響
廃炉・汚染水対策事業 総合的な炉内状況把握の 高度化 平成 28/29 年度 成果報告 [I.2-7, 8]	<ul style="list-style-type: none"> • 号機ごとに知見を集約し、燃料デブリの分布・RPV・PCV 状態の推定図を作成 • FP 化学特性として、Cs が鋼材中の Si と化学反応を起こすことを解明 • PCV トップフランジが 1F 事故時の主要な FP 移行ルートの一つであったことを特定 	<ul style="list-style-type: none"> • 炉内状況推定の精度向上 (内部調査データの蓄積、1F 事故解析技術の高度化 (FP 移行ルート、FP 化学モデルの取り込み等))
H28 年度英知事業 汚染コンクリートの解体 及びそこから生じる廃棄 物の合理的処理・処分の 検討 [I.2-9]	<ul style="list-style-type: none"> • 1F コンクリートの事故時温度分布を解析し、コンクリート変質条件を評価 • 模擬変質コンクリートへの FP 拡散・収脱挙動を評価 	<ul style="list-style-type: none"> • コンクリートの変質や浸透汚染の経時変化に関する更なる現象把握 • 基礎知見を反映した廃棄物の処理・処分方針の検討
廃炉・汚染水対策事業 被ばく低減のための環 境・線源分布のデジタル 化技術の開発 [I.2-10]	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉建屋の構造及び空間線量率から線源位置を特定し、除染や遮蔽による線量率変化を解析することで、被ばく低減効果を評価できるシステムの開発を開始 	<ul style="list-style-type: none"> • 1F 現場環境改善の合理化 • 実機データ蓄積（線量率測定）、研究（線源推定）及び廃炉現場作業の 3 者連携の効率化
JAEA レポート 東京電力ホールディング ス(株)福島第一原子力発 電所燃料デブリ等分析に ついて [I.2-11]	<ul style="list-style-type: none"> • 燃料デブリの取出し等における課題と分析ニーズを整理し、分析対象項目、分析手法及び取得位置やサンプル重量/寸法等を整理。 	<ul style="list-style-type: none"> • サンプルの平均的な特徴とばらつきの評価方法の整備 • 点データからマクロな現象を推測する手法の整備

2.3 拡大幹事会 3

実機解析調査では、1F 事故やその実機解析結果を踏まえて、FP 挙動に係る課題や研究開発優先度が示されている NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF) [I.2-12]、熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2020 (熱水力ロードマップ 2020) [I.2-13]、SA 評価に関する調査

研究報告書 [I.2-14]、水化学ロードマップ 2020 [I.2-15]、Severe Accident Research Network of excellence (SARNET) の重要度ランキング [I.2-16]について調査した。

調査結果から抽出した実機解析での重要な FP 挙動における ST 挙動への解析上の課題をまとめたものを表 2 に示す。BSAF [I.2-12]では、プールスクラビングを対象として、1F 事故で想定される高温の水中、高い

ガス注入速度下、及び急速な圧力低下時の挙動評価の重要性が示された。また、中長期にわたる FP 再移行を対象として、燃料デブリからの浸出は SA 解析コードでは考慮されておらず、そのモデル化の重要性が示された。さらに、FP 化学形態を対象として、欧米でも知見が乏しい沸騰水型原子炉の制御材である B による Cs の化合物生成の重要性が示された。熱力学ロードマップ [I.2-13]では、炉心の高温領域における挙動（制御材の影響、Ru 挙動、FP 化学挙動）、ヨウ素化学、エアロゾル挙動、FP 除去、漏洩経路における FP 除去等について FP 挙動に係る研究実施の優先度が高いと評価された。SA 評価に関する調査研究報告書 [I.2-14]では、炉心からの放出挙動、FP 化学挙動、エアロゾル挙動が FP に係る重要な挙動として挙げられている。水化学ロードマップ [I.2-15]では、高温水/蒸気中の FP と燃料材料、構造材料の相互作用（化学形態の変化と構造材への沈着、放出挙動）、長期的な化学形態変化に伴う FP 移行現象の解明と系統外への放出および除去特性について重要性が示されている。SARNET [I.2-16]では、加圧水型原子炉を対象として検討されており、FP 挙動としては Ru と I の挙動が重要としている。

以上の調査結果に基づき、化学挙動については、従前から I 等について重要性が示されていたが、1F 事故を受けて Cs の挙動や制御材 B の影響について重要性が高まったこと、中長期的な FP 移行については、1F 事故が長期間継続したことを受け、FP 分布等の予測において、FP の再移行評価についての重要性が高まったこと、SA 対策の影響評価についても、1F 事故を受けて評価が必要になり、プールスクラビング挙動の不確かさ低減の必要性が高まったことから、FP 挙動の予測技術を向上させるために検討すべき課題として、

- (i) 化学の適用
 - (ii) 中長期的な FP 移行の評価
 - (iii) FP 除去効果の評価
- を決定した。

【三輪幹事】

表2-2 実機解析調査から得られた重要なFP挙動と課題 [I.2-12~16]

実機解析での重要なFP挙動	ST 挙動への解析上の課題
燃料からのFP放出	<ul style="list-style-type: none"> ・ 既存モデルの適用性 [I.2-13] ・ 溶融燃料からの放出挙動 [I.2-14]

特定 FP (特に Ru) の挙動	<ul style="list-style-type: none"> ・ 酸化雰囲気での Ru 挙動 [I.2-16]
制御材等の影響	<ul style="list-style-type: none"> ・ B の影響 [I.2-12, 14] ・ 実機条件下の実験実施 [I.2-13]
再冠水時の挙動	<ul style="list-style-type: none"> ・ 既存モデルの適用性、1F サンプルの分析 [I.2-13]
溶融固化後の再加熱の影響	
高温 FP 化学の影響	<ul style="list-style-type: none"> ・ FP の燃料材料、構造材料との相互作用 [I.2-15] ・ 化学反応データベースの整備、速度論的評価 [I.2-15] ・ I 及び Ru の化学種 [I.2-16]
PCV 内ヨウ素挙動	<ul style="list-style-type: none"> ・ ヨウ素放出挙動 [I.2-12, 14, 16]
エアロゾル挙動	<ul style="list-style-type: none"> ・ エアロゾル粒径 [I.2-13] ・ 保持、PCV クラックからの漏洩 [I.2-16]
FP 除去 (プールスクラビング)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高温水中、高ガス注入速度、圧力低下時の挙動 [I.2-12] ・ 放射線照射の影響 [I.2-15]
環境への漏洩経路	<ul style="list-style-type: none"> ・ RPV から PCV、環境への漏洩経路 [I.2-12, 13]
中長期的な FP 移行	<ul style="list-style-type: none"> ・ FP とコンクリート等の反応 [I.2-12] ・ FP 再移行 (水相への浸出) 挙動 [I.2-12, 13]

2.4 拡大幹事会 4

事故分析調査では、原子力規制委員会(NRA)で実施している「1Fにおける事故の分析に係る検討会」(以下、「事故分析検討会」と略す)の会合資料 [I.2-17]を対象に調査した。2019年9月から2021年3月までの検討を取りまとめた「1F事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」 [I.2-18]を参考にして、FP 挙動に関連性の高い以下の3分野、① ベントラインの汚染状況、② オペレーションフロア及びシールドプラグ付近の放射線量、③ 建屋内線量分布、でのFP 挙動に関する会合資料を調査した。

NRA での検討課題に対する得られた知見の調査結果を表 2-3 に示す。①に関しては、1、2 号機排気塔下部と 3、4 号機排気塔下部の汚染状況が異なることから、今後ベントガスの組成の調査が行われ予定である。また、逆流による非常用ガス処理系 (SGTS) への配管汚染が 1、2 号機で異なることから、その汚染メカニズムの検討が行われた。②に関しては、これまで想定さ

れていなかったシールドプラグカバー間に大量の Cs-137 が沈着していることが明らかにされた。③に関しては、主に水素爆発の痕跡の有無を確認するために、原子炉建屋内部の線量測定が行われた。また、JAEA において床面や壁面に付着した核種の組成に関するデータも取得されている。

以上の調査結果に対し、ベントラインの汚染程度や PCV 内線量分布などから、事故進展シナリオの見直しにつながることを、現行の SA 解析モデルではベントラインの汚染メカニズムが考慮されていないためその検討

が必要となっていること、また現行 SA 解析ではシールドプラグを介する放出経路は想定していないので、新たな PCV リーク経路を IF 調査結果に基づいて検討することが、ST 予測技術向上への貢献の観点から重要であるため、以下を検討すべき課題として決定した。

- (i) ベントガス放射線量評価
- (ii) ベントラインの汚染メカニズム
- (iii) PCV リーク経路の確認

【唐澤幹事】

表 2-3 「1F における事故の分析に係る検討会」 会合資料の調査結果
(括弧内は会合回数と資料番号を示す)

NRA での 検討課題	対象	汚染状況/線量など	現在までに得られた知見
① ベント ラインの 汚染状況	排気塔内 (第 8 回資料 2)	1,2 号機 ; 約 6,000 mSv/h 3,4 号機 ; 3 mSv/h	・ベント配管が頂部までであると排気塔内の汚染は少ない(第 12 回資料 5-2)
	排気塔下部 (第 8 回資料 2)	1,2 号機 ; 2 ~ 3,000 mSv/h 3,4 号機 ; 3 mSv/h	・サブプレッションチャンバ(S/C)での減圧沸騰の影響は小さいことを大型実験装置により確認した(第 8 回資料 4) ・スクラビング効果では汚染レベル差を説明できない(第 10 回資料 2)
	SGTS 配管 (第 22 回資料 5-2)	1 号機 ; 0.01~0.1 TBq 2 号機 ; 0.1~1 TBq	・熱流動解析により、水蒸気の凝縮及び凝縮水の低所への移動が汚染増加の主因と結論づけた(第 35 回資料 1-2)
	真空破壊弁 (第 10 回資料 2)	1 号機 S/C 内 ; 約 2.4 Sv/h	・ベントガス組成の痕跡を分析し、真空破壊弁のバイパス流量の推定を行う(第 11 回資料 2-2)
② オペレ ーション フロア及 びシールド プラグ 付近の放 射線線量	1 号機	中間カバー下 ; 最大 1,100 mSv/h	・高い PCV 圧力の条件下ではフランジ部からの漏えいがあった(第 10 回資料 6-3)
	2 号機	(1)床表面から 150 cm での周辺線量当量率 (第 31 回資料 3) (2)コリメータ付線量 計で表面から 30.5 cm 高さでのγ線線量率(第 15 回資料 4) (3)穿孔穴内での線量 当量(第 21 回資料 5-4、 第 22 回資料 3-3、第 27 回資料 2-1)	・頂部カバー表面の汚染により頂部カバーと中間層カバーの隙間に蓄積している Cs-137 の汚染密度を左記の 3 方法の測定結果から 20~40 PBq と推定した(第 31 回資料 3) ・形状測定では 30~60 mm 程度の落ち込みがあり、この変形による SP の継ぎ目が放射性物質の放出経路になったと考えた(第 28 回資料 2-1-3)
	3 号機	平均汚染密度 ; 2.6×10 ¹⁰ Bq/cm ²	・半径 6 m の SP 隙間全体に平均の密度で一様に Cs-137 があるとすると、総量で約 30 PBq となる(第 22 資料 3-3) ・中央部に約 300 mm の変形が確認されたが、原因は天井クレーン等の落下と推定している(第 27 回資料 2-1)
③ 建屋内 線量分布	原子炉建屋	1 号機 1, 2, 3, 4 階線量(第 27 回資料 2-2、第 29 回資料 2) 2 号機 5 階線量率(第 30 回資料 3-1)	

	2号機オペレーションフロア汚染密度分布(第11回資料3-1)
	3号機1,2階線量(第27回資料2-2)
その他	瓦礫/ドレンサンプル水試料(第14回資料4-2、第15回資料5、第21回資料4-1)
	建屋等スミヤ試料(第22回資料4-1、第27回資料4-1、第29回資料1-3)

3. 決定した技術課題と廃炉作業との関連

2章で述べた各テーマで抽出した検討すべき課題をさらに技術的共通性・関連の深さの観点で整理した結果、本委員会が重点的にワーキンググループ活動で取り組むべき技術課題は

- ① FPの量・物質収支と化学形態
- ② サンプリングの目的とデータ活用
- ③ 環境への移行経路

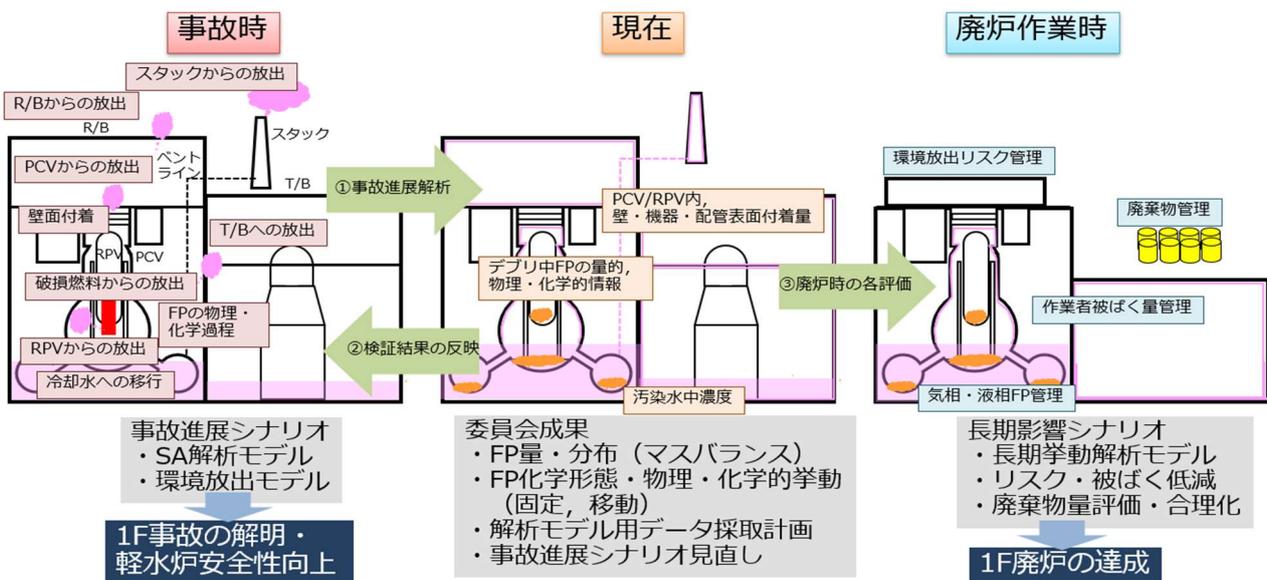
の3つとなった。このため、2023年度から2年間の活動として3つのワーキンググループ(WG)を結成した。

WG および本委員会では、WG1の「FPの量・物質収支と化学形態」では、FPのマスバランス評価、量、化学形態、放射性廃棄物分析データ、FP移行時の物理化学プロセスを議論した。WG2の「サンプリングの目的とデータ活用」では、燃料デブリ等の分析データの活用方法の検討、およびFP挙動の解明および事故時現象の推定の観点から分析計画へのニーズの提言を議論した。さらWG3の「環境への移行経路」では、実測値と推定値を比較し事故進展シナリオ見直し、ベント時期、組成等のデータからFCVラインでの汚染程度

推定およびPCV内圧力挙動とFP量から事故進展シナリオ見直しを検討した。

廃炉作業との関連においては、本研究専門委員会の活動により、FPの量、分布、化学形態、マスバランス、および物理・化学的挙動等の知見が拡充し、実機測定データの採取計画に必要な項目が反映され、事故進展シナリオの見直しが進むと、FP等の長期挙動解析モデルの精度が向上して将来の廃炉作業時の長期影響シナリオの確立につながり、その結果放射性物質の環境放出リスクおよび作業被ばくが低減し、気相・液相のFP管理および廃棄物管理の合理化が期待される。また、同時に事故時の現状の事故進展解析に対しては、実機の知見に基づくギャップ分析のフィードバックがかかりFP沈着モデルや環境放出モデルなどの精度向上につながり、その結果として事故進展シナリオの確からしさが向上することが期待される。

このようにして、本研究専門委員会の成果により、本研究専門委員会の掲げる2つ目標達成に寄与することができた。更に、図3-1に示すように、今後も1F廃炉作業で得られる知見により、「1F事故の解明・軽水炉安全性向上」、及び「1F廃炉の達成」が実現されるよう今後も活度を続けていく。【和田幹事】



PCV：格納容器、R/B：原子炉建屋、RPV：圧力容器、SA：シビアアクシデント、T/B：タービン建屋

図3-1 本研究専門委員会の成果と本研究専門委員会の目標との関係

4. 本書の構成

本書は、本研究専門委員会及び各WGで講演された講師の方々に執筆をお願いした原稿を基に構成した。

本研究専門委員会の目標に合わせ、第II編「1F 廃炉作業への貢献」、第III編「環境へのソースターム評価精度向上」とした。

第II編では、主にWG1で議論した廃炉作業に必要なFP分布に関し、第II.1章「現状のFP分布」、第II.2章「燃料デブリの分布」としてまとめた。また、WG2で議論したサンプリングや分析に関しは、第II.3章「サンプリング・分析データの活用」としてまとめた。

第III編では、主にWG3で議論したFP移行経路に関し、第III.1章「現状の事故進展シナリオ」、第III.2章「観測値から推定される事故進展シナリオ」、第III.3章「現状評価されていないFP移行挙動」、第III.4章「事故進展シナリオの見直し」、そして、第III.5章「ソースターム予測技術向上への課題」としてまとめた。

第IV編では、「まとめと今後の課題」とし、全体まとめとした。

【幹事団】

[I.1 章参考文献]

- [I.1-1] 日本原子力学会「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会、「核分裂生成物挙動把握により福島第一原子力発電所廃炉作業に貢献するために」、ATOMOS.65(1). 2023. p59-60.
- [I.1-2] 日本原子力学会「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会、福島第一原子力発電所における核分裂生成物の短期/長期挙動、日本原子力学会技術報告書.ISBN 978-4-89047-179-9. 2021.
- [I.2-1] 東京電力HDホームページ、「1～3号機格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果（2020年11月26日）」、https://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/roadmap_progress/pdf/2020/d201126_08-jp東京電力HDホームページ、「福島第一原子力発電所事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未説明事項の調査・検討結果「第6回進捗報告」について（添付資料5）サンプル分析による事故状況の把握（2022年11月10日）」、https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf.
- [I.2-3] 廃炉環境国際共同研究センターホームページ、「廃炉技術研究.基礎・基盤研究の全体マップ」、<https://clads.jaea.go.jp/jp/rd/map/map.html>.
- [I.2-4] 廃炉国際共同研究センター（CLADS）及び茨城大学、放射性微粒子の基礎物性解明による廃炉作業リスク低減への貢献（委託研究）平成30年度英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業、JAEA-Review 2019-041. 2020.
- [I.2-5] 廃炉国際共同研究センター（CLADS）及び茨城大学、放射性微粒子の基礎物性解明による廃炉作業リスク低減への貢献（委託研究）令和元年度英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業、JAEA-Review 2020-033, 2021.
- [I.2-6] 廃炉国際共同研究センター（CLADS）及び東京工業大学. 放射線・化学生物的作用の複合効果による燃料デブリ劣化機構解明（委託研究）;令和元年度英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業. JAEA-Review 2020-046. 2021.
- [I.2-7] 国際廃炉研究開発機構（IRID）及びエネルギー総合工学研究所、「廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）平成28年度成果報告」、2017-6.
- [I.2-8] 国際廃炉研究開発機構（IRID）及びエネルギー総合工学研究所、「廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）平成29年度成果報告」、2018-6.
- [I.2-9] 北海道大学、「汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討、平成30年度英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」、2019-3.
- [I.2-10] 岡本ら、「被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発 (1)全体計画」、日本原子力学会2022秋の大会、2020. 2B10.
- [I.2-11] 日本原子力研究開発機構、東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所燃料デブリ等分析について、JAEA-Review 2020-004.2020.
- [I.2-12] 例えば、Pellegrini, M. et al. Main Findings. Remaining Uncertainties and Lessons Learned from the OECD/NEA BSAF Project, Nucl. Technol. 2020, vol.206, no.9, p. 1449-1463.
- [I.2-13] 日本原子力学会熱流動部会「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討」ワーキンググループ、「熱力学ロードマップ2020」、日本原子力学会、2020-9.
- [I.2-14] 日本原子力学会「シビアアクシデント評価」研究専門委員会、「シビアアクシデント評価に関する調査研究報告書」、日本原子力学会、2014-11.
- [I.2-15] 日本原子力学会水化学部会、「水化学ロードマップ2020」、日本原子力学会、2020-3、<http://wchem.sakura.ne.jp/wcrm2020/>.
- [I.2-16] Klein-Heßling, W. et al., Conclusions on severe accident research priorities, Ann. Nucl. Energy, 2014, vol.74, p.4-11,
- [I.2-17] 原子力規制委員会、「東京電力第一原子力発電事故に係る調査・分析」、https://www.nra.go.jp/activity/regulation/1F/jikochousa_bunseki.html.
- [I.2-18] 原子力規制委員会、「東京電力第一原子力発電事故に係る中間とりまとめ～2019年9月から2021年3月までの検討～」、<https://www.nra.go.jp/data/000345038.pdf>.

第II編 1F 廃炉作業への貢献

WG1 成果
(第1章～第2章)

WG2 成果
(第3章)

1. 現状のFP分布

第1章では現状のFP分布について述べる。第I編で抽出された技術課題のうち、事故により放出されたFPの量・分布、すなわちマスバランス(MB)について、またMBの検討のために必要なFPの化学形態や、物理・化学的挙動について、研究専門委員会の全体委員会およびワーキンググループとして議論・整理した結果について述べる。種々のFPの中でも、特にセシウム(Cs)は事故時・廃炉作業時の被ばく原因や放射性廃棄物の主線源となることから精力的な研究が進められている。さらに、抽出された技術課題のうちのMB評価に影響する環境への移行経路に関し、関連する項目について検討結果を記す。

1.1 原子炉建屋へのリーク

1.1.1 燃料デブリ取出し時の主要FP

表 1.1-1 に、1号機（以下U1と記す）を例に、長寿命FP核種の半減期と放射能を示す[II.1.1-1,2]。放射能は燃料内に生成したFPによる放射能と、事故後20年のFPによる放射能を示す。また、娘核と記した核種は、直上核種と放射平衡にある。事故直後は、表 1.1-1 に示した長寿命核種による放射能は 1.21E+09 GBq/core で全FP放射能の約0.5%だが、事故後20年後には1.32E+08 GBq/core でほぼ全FP放射能と同等となる。なお、この傾向は、2号機（以下U2と記す）も3号機（以下U3と記す）も同じである。

燃料デブリ内のFPによる放射能は、燃料から放出するFPを差し引いたものとなる。図 1.1-1 に、全FP核種による放射能と、それに対する燃料から放出されたFP核種の放射能の割合の経時変化を示す[II.1.1-1]。なお、表 1.1-1 に緑字で示したβ崩壊100%の核種による放射能は除いた。燃料から放出されたFP核種の放射能は、FP核種の放射能に燃料からの放出割合を掛けて求めた。放出割合は、Phebus-FP試験のFPT3とFPT4の放出割合の高い方とした[II.1.1-3]。なお、Csに関しては燃料からの放出は84%であったが、FPT4での燃料デブリ中に残留したCsは5%以下[II.1.1-4]であったので、燃料からの放出割合は95%とした。また、図 1.1-1 に示すように、事故後14年（図中に黒の点線で示す）でFPの放射能は2桁以上減少している。そして、表 1.1-1 に示す長寿命の核種の割合は、事故後14年には全FP放射能の約90%となり、その中で(Cs-134+Cs-137)の割合は99.9%以上となる。従って、以下の評価では主にCs-137で行った。

表 1.1-1 1号機の長寿命FP核種の半減期と放射能

核種	半減期	放射能 (GBq/core)		備考
		0y	20y	
Kr-85	10.74 y	2.31E+07	6.36E+06	
Sr-90	28.79 y	1.50E+08	9.24E+07	
Y-90	64.00 h	1.52E+08	9.24E+07	娘核
Zr-93	1.61E6 y	3.72E+03	3.72E+03	
Nb-93m	16.12 y	3.53E+03	2.25E+03	娘核
Tc-99	2.11E5 y	2.70E+04	2.71E+04	
I-129	1.57E7 y	<1.0E3	6.20E+01	
Cs-134	2.065 y	1.90E+08	2.31E+05	
Cs-135	1.33E6 y	<1.0E3	1.05E+03	
Cs-137	30.08 y	2.02E+08	1.28E+08	
Ba-137m	2.552 m	1.92E+08	1.21E+08	娘核
Pm-147	2.623 y	2.84E+08	1.50E+06	
Sm-151	90 y	6.80E+05	5.89E+05	
Eu-154	8.601 y	8.63E+06	1.72E+06	
Eu-155	4.741 y	6.34E+06	3.44E+05	

図 1.1-1 に示すように、事故後100年(事故後約36,500日)から放出FPの割合が減少するのは、Cs-137の減衰に伴い燃料デブリ中に残留するZr-93とSm-151の寄与が増大するためである。このように、事故後100年までは、雰囲気線量は(Cs-134+Cs-137)による放射能に起因する。一方で、燃料デブリ内のFPによる放射能に寄与する主なFPは、事故後100年にはSr-90とCs-137(各々1E+07 GBq オーダー)で、事故後500年にはZr-93, Tc-99, Cs-137, Sm-151(各々1E+03~1E+04 GBq オーダー)である。ただし、これらは燃料からの放出割合に依存する。

1.1.2 “debris Wiki”の概要

“debris Wiki”のホームページ(HP)[II.1.1-5]には、①「現場情報」、②「炉内状況推定図」、③「事故進展」、④「分析データ」、⑤「燃料デブリ特性・経年劣化」、⑥「環境情報(外部サイト)」、⑦「その他コンテンツ」の

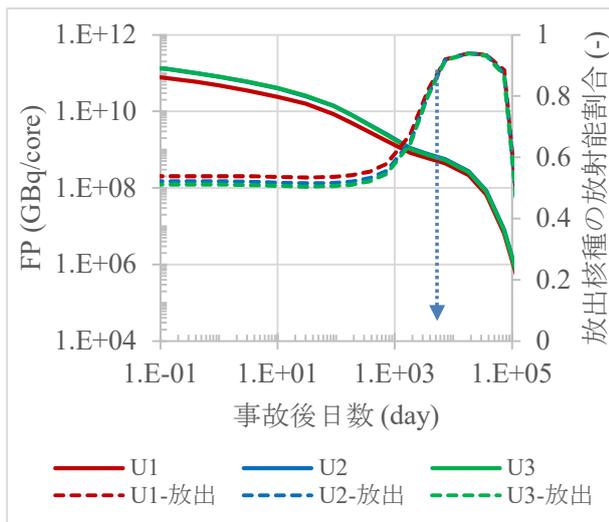


図 1.1-1 全FP核種による放射能と、それに対する燃料から放出されたFP核種の放射能割合の経時変化

コンテンツに1F廃炉に関するデータが、JAEAとTEPCOにより整理されている。

- ①「現場情報」では、TEPCO、官庁および研究機関等が公表している1F事故に関する資料を一元的に検索できる。
- ②「炉内状況推定図」では、JAEAで開発された“debrisEye”による1Fのデジタルツイン構築 [II.1.1-6]、情報集約図、デブリ分布・RPV・PCV状態の推定図、線量分布の推定図が見える化されている。
- ③「事故進展」では、平成26・27年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金「総合的な炉内状況把握の高度化」で検討された事故進展 [II.1.1-7]をもとに、JAEAが別途検討した炉心溶融・炉心物質移行挙動を加味して、号機毎の事故シナリオが整理されている。事故進展シナリオとともに、事故時に計測されたRPV圧、D/W圧、S/C圧も示されている。
- ④「分析データ」では、各号機で得られたサンプルの分析結果を号機毎に一覧表に載せている。しかし、2025年2月21日現在ほとんどのデータが公開準備中となっている。
- ⑤「燃料デブリ特性・経年劣化」では、「燃料デブリの特性と分類のまとめ」、「燃料デブリの特性評価に係る研究」、「燃料デブリの経年変化特性の確定」に整理されている。「燃料デブリの特性と分類のまとめ」では、上記参考文献 [II.1.1-7]において、PCV内部調査の結果、ミュオンを使った原子炉

建屋の透視画像、事故時のプラントデータ、事故炉周辺で得られたさんざ真名観測結果、1F事故シナリオ解析、様々なシビアアクシデント模擬試験の結果、等の関連知見を整理して、上記の1F1~3号機の「炉内状況推定図」が取りまとめられている。この「炉内状況推定図」は、東京電力により随時改訂され、廃炉工程の検討に利用されている。「燃料デブリの特性評価に係る研究」では、JAEAの「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」における平成30年度から令和5年度まで（最終更新日時；2024年2月27日の採択課題の成果が、動画と成果報告書として紹介されている。「燃料デブリの経年変化特性の推定」では、資源エネルギー庁の廃炉・汚染水対策事業補助金により、2019~2020年度に、燃料デブリ性状把握のための分析・推定技術の開発事業の一環として、東芝エネルギーシステムズ株式会社等により実施され公開された事業成果を紹介している [II.1.1-8]。

- ⑥「環境情報」では、外部サイト「放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト」 [II.1.1-9]にアクセスできる。そのサイトには、原子力規制庁、福島県等が公開している1F事故に起因する福島県及び近隣県における空間線量率の測定結果、陸域土壌（土壌表面及び土中）、海域（海水、海底土）及び河川（河川水、河底土）・地下水、食品（農・林・蓄・水産物等）などの放射性物質濃度の分析結果を収集し、それら大量のデータが見える化し利用者が直感的に状況把握できるようJAEAにより公開されている。
- ⑦「その他コンテンツ」では、デブリに関する「既往知見」、燃料デブリの取出し工法・保障措置との関係・保管管理・処理処分の「廃炉における課題」、「未確認・未解明事項」が紹介されている。「未確認・未解明事項」では、廃炉作業の進展や原子力発電の安全技術を継続的に改善することを目的に、事故発生後の詳細な進展メカニズムの未確認・未解明事項を抽出し、調査・検討結果をまとめている。TEPCOは、それらを未解明問題リストとしてまとめているが、2020年12月9日の最終更新時には未完成である。

また、JAEAは、第4節1項で紹介されているように、分析データを「福島第一原子力発電所事故廃棄物

に関するデータ集(FRAnDLi)」として公開している[III.1.1-10]。

1.1.3 PCV から R/B へのリーク箇所の特定

RPV 内で発生した FP の一部は、PCV から原子炉建屋(以下 R/B と称す)へリークしたと考えられている。PCV からのリークパスとして以下が考えられている[III.1.1-11]。

- ① トップヘッドマンホール (有機シール材; シリコンゴム)
- ② トップヘッドフランジ (有機シール材; シリコンゴム)
- ③ 所員用エアロック (有機シール材; シリコンゴム)
- ④ 機器ハッチ (有機シール材; シリコンゴム)
- ⑤ S/C マンホール (有機シール材; シリコンゴム)
- ⑥ 電気配線貫通部 (有機シール材; シリコンゴム)
- ⑦ 配管貫通部 (ステンレス鋼製)
- ⑧ ベント管ベローズ (ステンレス鋼製)
- ⑨ 真空破壊装置 (カバーガasket)

括弧内はシール材質を示す。

PCV から蒸気流出が確認されたのは、2011 年 6 月 3 日に U1 のトーラス室、2011 年 9 月 17 日に U2 のブローアウトパネル開口部、そして 2011 年 3 月 20 日に U3 のオペレーションフロア (以下オペフロと略す) 上であった。また、U2 及び U3 のオペフロで高線量を確認していることから、U1 含め PCV 内の FP 及び水素は、主に上記②トップヘッドフランジのシール部からリークしたと考えられている[III.1.1-11]。従来の SA 解析では、上記に挙げた PCV 設計の観点からのリークパスは熱水力挙動評価で考慮されているが、FP 挙動評価では考慮されていなかった。今回明らかになった FP 移行経路は、RPV→PCV→PCV トップヘッドフランジ→原子炉ウェル→シールドプラグ→オペフロに至ると推定されている[III.1.1-12]。オペフロに放出された FP は、R/B の壁や床に沈着し一部は環境に放出された。U1 と U3 は水素爆発が起きたので、R/B の壁や床等の一部は破損し瓦礫となった。

PCV からのリーク箇所の特定は、建屋内の空間線量率を参考にして評価できる。上記「debris Wiki」の②「炉内状況推定図—4.線量分布の推定図」には、号機毎に R/B 内の空間線量から PCV から R/B へのリークを推定している[III.1.1-12]。表 1.1-2 に、2017 年 1 月 27 日現在における U1 でのリーク箇所の推定を示す。表 1.1-3 に、2017 年 3 月 14 日現在における U2 でのリーク箇

所の推定を示す。表 1.1-4 に、2017 年 3 月 15 日現在における U3 でのリーク箇所の推定を示す。このように、

表 1.1-2 1号機における PCV リーク箇所推定

R/B 階数	場所	空間線量 (mSv/h)	補足、推定
地下 1 階	X-5G	~2400	他エリアより高線量
	X-5E	~500	伸縮継手保護カバーからの漏洩を確認
1 階	X-49	7	表面以外空間線量低のため、継続的なリークは発生していない
	X-53	2100	ベローズ部近傍で高線量
5 階	PCV トップヘッドフランジ	最大 121	フロア上 1m(2015)、大規模リーク発生と推定

表 1.1-3 2号機における PCV リーク箇所推定

R/B 階数	場所	空間線量 (mSv/h)	補足、推定
1 階	X-6	>1000	ペネフランジ中心部、溶出物もあり
	X-40/27	25~70	床上 1.2m
		52~100	床上 4.5~5.0m
	X-53	8.5	ペネ前
		20~69	ペネ上部近傍
		7~220	ペネ下部近傍
	X-34	3000~4400	ペネ表面
X-30	310~500	ペネ表面	
5 階	PCV トップヘッドフランジ	250~880	シールドプラグ隙間部で高線量を確認

PCV トップヘッドフランジ以外からのリークは、小規模であると推定されている。しかし、PCV トップヘッドフランジからのリークは、大規模であったと推定さ

表 1.1-4 3号機におけるPCV リーク箇所推定

R/B階数	場所	空間線量 (mSv/h)	補足、推定
1階	機器ハッチ	2290	<ul style="list-style-type: none"> ・シールドプラグは移動していた (2011/9) ・レールは高汚染状態、 ・小規模リークが推定される
	X-7(D)	—	MS(D)からのリークをMSIV室に入れたカメラで確認
2階	弁バンド	170	高線量の理由不明
5階	PCV トップヘッドフランジ	500	<ul style="list-style-type: none"> ・シールドプラグ隙間部や継ぎ目部の線量が高い傾向 ・巨大な水蒸気漏れを確認

れた。なお、リーク箇所以外で空間線量が高かったのは、配管内面の汚染によるものと推定された。

1.1.4 R/B 壁面沈着量

R/B 壁面沈着量には、壁面、床、瓦礫に沈着したFP量の評価が必要である。

上記“FRAnDLI”には、瓦礫データも収録されている [II.1.1-10]。瓦礫サンプルは、粉碎し 1g に小分けして、高純度 Ge 検出器による γ 線測定を行っている。図 1.1-2 に、U1 で採取された瓦礫サンプルの Cs-137 分析結果を示す。採取日は 2013 年 10 月 31 日～2021 年 1 月 25 日だが、分析結果は 2011 年 3 月 11 日に補正されている。図 1.1-3 に、U2 で採取された瓦礫サンプルの Cs-137 分析結果を示す。採取日は 2012 年 6 月 30 日～2022 年 11 月 22 日だが、分析結果は 2011 年 3 月 11 日に補正されている。図 1.1-4 には、U3 で採取された瓦礫サンプルの Cs-137 分析結果を示す。採取日は 2012 年 6 月 28 日～2021 年 11 月 9 日だが、Cs-137 分析結果は 2011 年 3 月 11 日に補正されている。

Cs-137 放射能と瓦礫表面線量には、どの号機でも明確な相関は見られなかった。採取された瓦礫サンプルの Cs-137 放射能の算術平均は、U1 で 1.2×10^6 Bq/g-瓦礫、U2 で 2.2×10^5 Bq/g-瓦礫、U3 で 5.8×10^4 Bq/g-瓦礫、であった。U1 では、原子炉ウエル周辺で採取した比較的高線量のサンプルの影響で算術平均値が、U2 や U3 より高くなったように見えるが、詳細な検討が必要である。いずれにしても、瓦礫サンプルの分析で得られた Cs-137 放射能は、 $1 \times 10^4 \sim 1 \times 10^6$ Bq/g-瓦礫で号機間で大きな差は見られなかった。なお、U1 では、R/B-1 階の機器ハッチ近傍の床、及び西側通路壁からコン

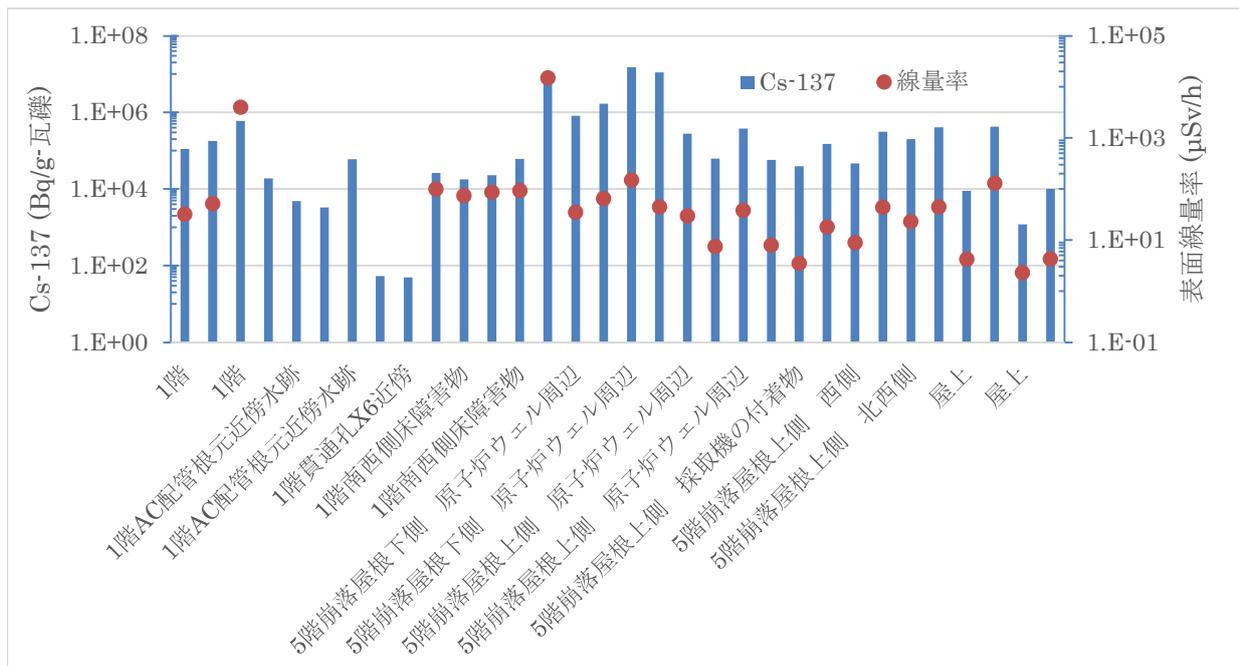


図 1.1-2 U1 で採取した瓦礫サンプルの分析結果と表面線量

クリートコアを採取した分析結果では、Cs-137 放射能はそれぞれ 240, 14 Bq/cm²であった。

これら瓦礫の分析データから、壁面沈着量を求めるには、壁面重量、または壁面積が必要となる。

1.1.5 T/B への移行量

上記”debrisWiki”の②「炉内状況推定図—線量分布の推定図」には、R/B の他に T/B の空間線量も号機毎に整理されている[II.1.1-12]。U1 では、T/B-2 階の非常用ガス処理系ドレイン室で高線量(5 Sv/h)が観測されている。U2 は、R/B-1 階、及び2階で「特筆すべき汚染なし」とされている。U3 でも、2014年2月～2015年

3月の計測データによると、R/B-2階のホース表面で50~60mSv/h、R/B3階のトレインヒータ表面線量当量率がECS-1で最大3.5mS/h、EC3-2で最大10mSv/hが測定されている。

このように、RPV→PCV→PCV トップヘッドフランジ→原子炉ウェル→シールドプラグ→オペフロに移行したCs-137が、オペフロ→T/Bへ移行した形跡は見られていない。

【八戸工業大学 唐澤 英年】

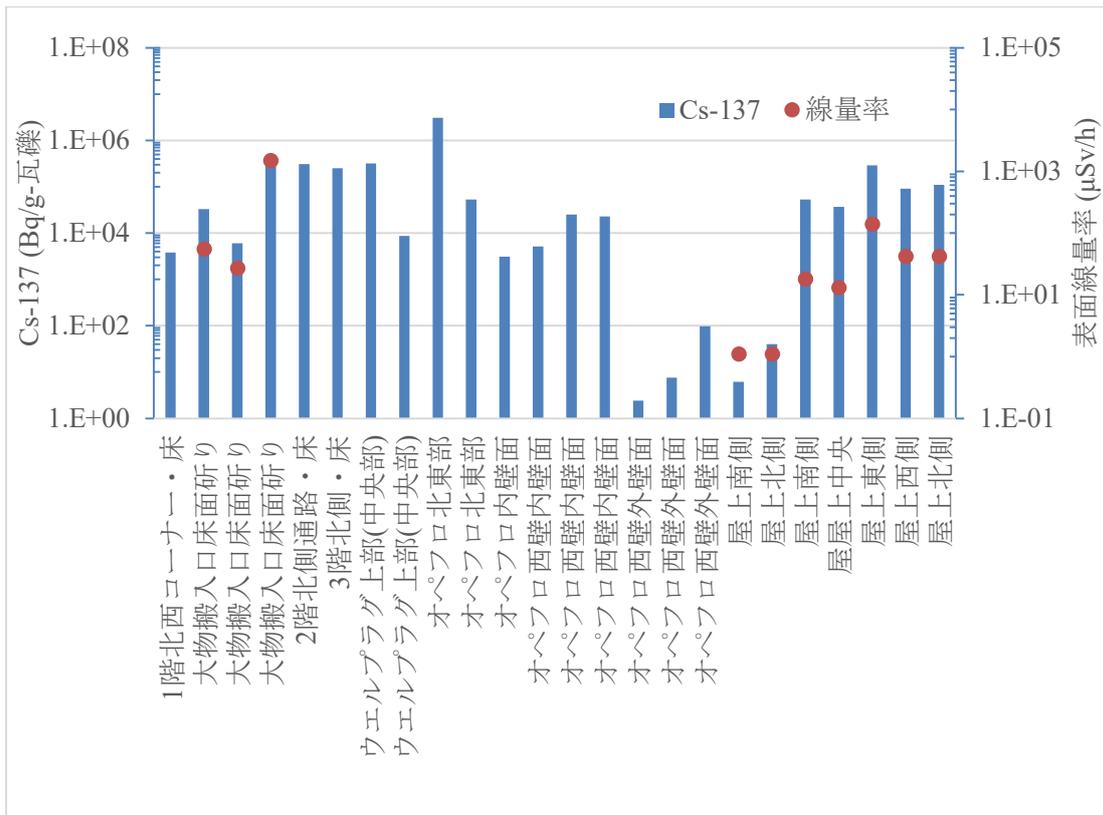


図 1.1-3 U2 で採取した瓦礫サンプルの分析結果と表面線量率

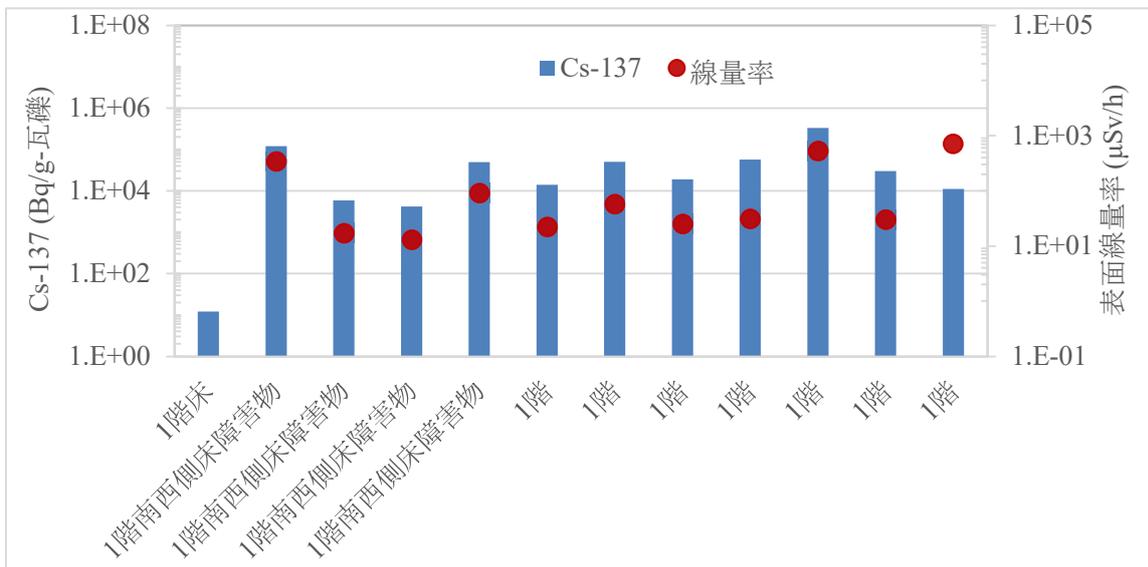


図 1.1-4 U3 で採取した瓦礫サンプルの分析結果と表面線量率

[第II.1.1節 参考文献]

- [II.1.1-1] 西原、他、「福島第一原子力発電所の燃料組成評価」、JAEA-Data/Code 2012-018 (2012); [JAEA-Data-Code-2012-018.pdf](#).
- [II.1.1-2] アイソトープ協会、「アイソトープ手帳」、12版 机上版 (2020).
- [II.1.1-3] A.-C. Gregorie and T. Haste, “Material release from the bundle in Phebus FP”, Annals of Nuclear Energy, 61, pp. 63-74 (201).
- [II.1.1-4] P.D.W. Bottomley, et al., “Fission Product and Actinide Release from the Debris Bed Test Phebus FPT4: Synthesis of the Post Test Analyses and of the Revaporisation Testing of the Plenum Samples”, Nucl. Eng. Technol., 38.2, pp. 163-174 (2006).
- [II.1.1-5] “debris Wiki” HP; [debrisWiki](#).
- [II.1.1-6] “debrisEye” HP; [debrisEye \(デブリアイ\) - debrisWiki](#).
- [II.1.1-7] 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構、「廃炉・汚染水対策事業補助金(総合的な炉内状況把握の高度化) 一平成 29 年度成果報告」、[PowerPoint プレゼンテーション](#)
- [II.1.1-8] 東芝エネルギーシステムズ株、「燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発(燃料デブリの経年劣化特性の推定技術の開発—2020 年度最終報告)」(2021); [20211117ToshibaESS.pdf](#).
- [II.1.1-9] JAEA、「放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト」HP; [放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト](#) | [放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト](#).
- [II.1.1-10] JAEA、「福島第一原子力発電所事故廃棄物に関するデータ集(FRAnDLi)」HP; [福島第一原子力発電所事故廃棄物に関する分析データ集](#).
- [II.1.1-11] 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」、平成 24 年 5 月 (2012); [120524j0105.pdf](#).
- [II.1.1-12] debrisWiki 「線量分布の推定図」 1 号機 ; [PowerPoint プレゼンテーション](#)、2 号機 ; [PowerPoint プレゼンテーション](#)、3 号機 ; [PowerPoint プレゼンテーション](#).

1.2 シールドプラグ間汚染分布量評価

前節で紹介したように FP の移行経路は、オペフロが高線量のため、RPV→PCV→PCV トップヘッドフランジ→原子炉ウェル→シールドプラグ→オペフロに至ると推定されている[II.1.1-12]。オペフロが高線量になったのは、PCV トップフランジからリークした FP が、水素・水蒸気とともにシールドプラグに移行したためである。シールドプラグ間での Cs 汚染量は、以下のように評価されている。

シールドプラグは、上段プラグ、中段プラグ、下段プラグから構成され、各プラグは3分割されている。放射線による被ばくを防ぐため、各カバーは直径約 12 m、厚さ約 600 mm のコンクリート製となっている[III.1.2-1]。

(1) 1号機

U1 では、図 1.2-1 に示すように、水素爆発によりシールドプラグはずれていた[II.1.2-2]。図 1.2-1 は、3D 計測を基に作成したイメージモデルである。調査用ロボットを上段プラグと中段プラグの間の中段プラグ上面を走行させて、アクセス可能な範囲で線量率を測定した[II.1.2-2]。アクセス可能範囲を、図 1.2-2 に示す。測定値は中央付近の測定点⑤～⑦、及び測定点⑯～⑲で高く、最大の測定値は測定点⑯の低所で 1,970 mSv/h であった。

Cs-137 の汚染密度 Q (Bq/cm²) は、半径 R_0 (cm) の面線源の中心から h (cm) の位置での γ 線束からの周辺線量率 D (Sv/h) を用いて、以下の式から求めている[II.1.2-3]。

$$Q = \frac{3.51 \times 10^5 \times D}{\ln \frac{R_0^2 + h^2}{h^2}} \left(\frac{Bq}{cm^2} \right)$$

調査用ロボットでの中段プラグの下向き測定値は、上段プラグと中段プラグの中央で、どの場所でも両面からの合計を測定していて、かつ、両面の密度は同じと仮定した。今、中段プラグ中央の位置⑥での下向きの線量率 1,550 mSv/h の半分が 1 面からの寄与とすると、上式から 4.28×10^7 Bq/cm² が得られる。ここで、 $R_0=600$, $h=25$ とする。この結果は、半径 6m の面線源の場合ある。調査用ロボットの測定では、3 分割された両サイドの領域は、上段と中段が近接または密着してアクセス出来なかった。従って、隙間を直視する位置以外では、両サイドからの測定値への寄与は小さく、面線源の場合大凡面積に比例するので、上記の 3 倍程度の汚染密度とし、両面を考慮した。以上により、シ

ールドプラグ間に沈着した Cs-137 の汚染密度は大凡 1.3×10^8 Bq/cm² ($=4.28 \times 10^7 \times 3$) 程度となり、総量では $0.1 \sim 0.2$ PBq ($=1.3 \times 10^8 \times 3.14 \times 600 \times 600 / (1.0 \times 10^{15})$) と推定された。(著者注; 両面を考慮すると $4.28 \times 10^7 \times 3 \times 2 = 2.6 \times 10^8$ Bq/cm² となる)

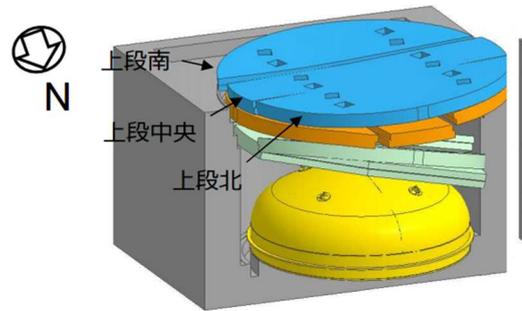


図 1.2-1 U1 でのウェルプラグ調査結果に基づくシールドプラグのイメージモデル[II.1.2-2]

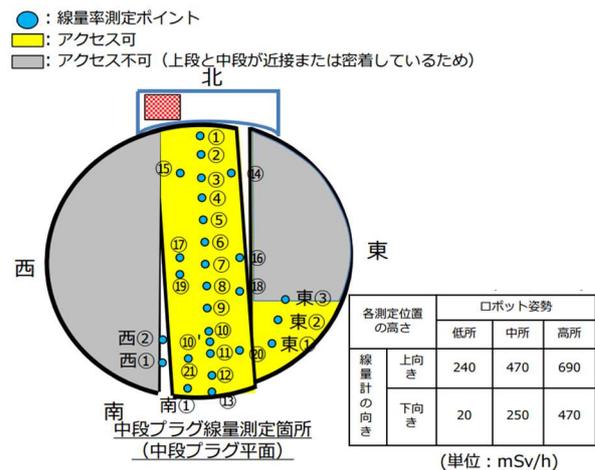


図 1.2-2 U1 での調査用ロボットアクセス可能範囲 [II.1.2-2]

(2) 2号機

U2 では、水素爆発が発生しなかったため、R/B が健全であることから床・天井・及び壁に Cs-137 で汚染した線源が存在する。このため、規制委員会の「東京電力第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会」において詳細に調査・分析が行われ、「2023 年版中間取りまとめ」にまとめられた[II.1.2-4]。以下にその概要を示す。

東京電力による U2 原子炉ウェル内調査の結果、原子炉ウェル内の周辺線量当量率はウェル上部 (測定点①: 74.6 mSv/h) からウェル床面 (測定点⑨: 350 mSv/h) に向かって徐々に高くなり、トップフランジ近傍の測

定点⑧で最大の 530 mSv/h であった。また、これまでの測定で得られたシールドプラグ上段上面の表面汚染密度は周囲と大きく変わることはなく、 $2.5 \times 10^5 \text{ Bq/cm}^2 \sim 1.0 \times 10^6 \text{ Bq/cm}^2$ の汚染であり、その汚染がシールドプラグ上段上面の 150 cm 高さ測定値 (100 mSv/h 程度) に影響している割合は高々 10 %程度であることが確認された。従って、シールドプラグ上部の周辺線量当量率の高さの要因は、3 層構造となっているシールドプラグのいずれかの領域に Cs-137 が多量に存在していることが確実視された。U2 では、測定条件の厳しさから、中間取りまとめ (2021 年版) [II.1.2-3] で算出された汚染量にはかなりの不確実性があると考え、以下に示す各種の詳細な調査・分析を加えた。

150 cm 高さにおけるコリメータなしγ線線量計による測定 (以下「150 cm 高さ測定」という) 結果と、30.5 cm 高さにおけるコリメータ付きγ線線量計による測定 (以下「30.5 cm 高さ測定」という) 結果を用いた推定結果を改訂した。使用された線量計の特性の影響も加味すると共に、上段プラグのコンクリート内鉄筋配置及び厚みを加味し、コンクリート密度など、粒子輸送モンテカルロシミュレーションコード egs5 に用いるパラメータを更新した。ただし、Cs-137 の汚染はシールドプラグ上段と中段の間のみ様に存在していると仮定した。その結果、150 cm 高さ測定の結果からは、 $2.3 \times 10^{10} \text{ Bq/cm}^2$ から $1.1 \times 10^{11} \text{ Bq/cm}^2$ という汚染密度が得られ、平均は $7.5 \times 10^{10} \text{ Bq/cm}^2$ となった。これは、シールドプラグ上段と中段の間全体では $8.4 \times 10^{16} \text{ Bq}$ (84 PBq) に相当する。また、30.5 cm 高さ測定の結果からは、 $8.4 \times 10^8 \text{ Bq/cm}^2$ から $8.5 \times 10^{10} \text{ Bq/cm}^2$ という汚染密度が得られ、これはシールドプラグ上段と中段の間全体で $6.2 \times 10^{16} \text{ Bq}$ (62 PBq) に相当する。

シールドプラグ上面に深さ 10 cm の穴を 15 箇所穿孔し、深さ方向の線量を測定した結果を解析した。最小二乗法を用いて測定結果に最も近い線量率変化を与える表面密度とシールドプラグ上段と中段の間の汚染密度を算出した。その結果、シールドプラグ上段と中段の間の汚染密度が、場所によって大きく異なる可能性が高いことが判明した。

以上の結果を、図 1.2-3 に示す。シールドプラグ上段と中段の間からの距離が短いほどばらつきが大きいという整合性のある結果となった。また、Cs-137 はシールドプラグ継ぎ目を経て移動したため、継ぎ目部分に沿っても対応した汚染があると考えられる。継ぎ目の汚染密度を正確に算定することは困難であるが、シー

ルドプラグ上段上面での表面汚染密から、 $1 \times 10^6 \text{ Bq/cm}^2$ 程度であると評価できる。この種の計算は、影響のオーダーを示す以上の正確性はないことに注意を要する。ただ、これによって、単純に全ての汚染がシールドプラグ上段と中段の間に一様にあると仮定して計算した場合は、総汚染量を数十%程度過大に評価する可能性があると考えられる。なお、シールドプラグ上段と中段の間の汚染密度と床表面での周辺線量当量率の間には、大凡の関係があることが分かり、床表面のマッピングデータは、シールドプラグ上段と中段の間の汚染密度の定量的推測に用いることには無理があるが、汚染分布の状況を推測するデータとして役立つことが分かった。参考のため、図 1.2-4 に、床表面での周辺線量当量率分布を示す。継ぎ目の測定点も採用したことにより、汚染分布としてはシールドプラグ上層の東西方向の継ぎ目の周辺線量当量率が高いこと、その中でも中段の南北方向の継ぎ目との交点が特に高いことが判りやすくなった。周辺線量当量率の色分け円の直径は

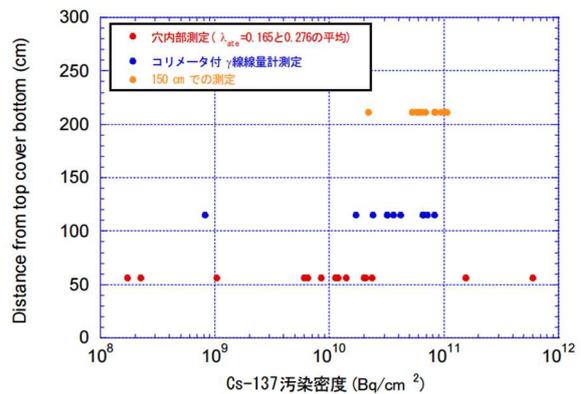


図 1.2-3 3 種類の測定により推定したシールドプラグ上段と中段の間の汚染密度の比較 [II.1.2-4]

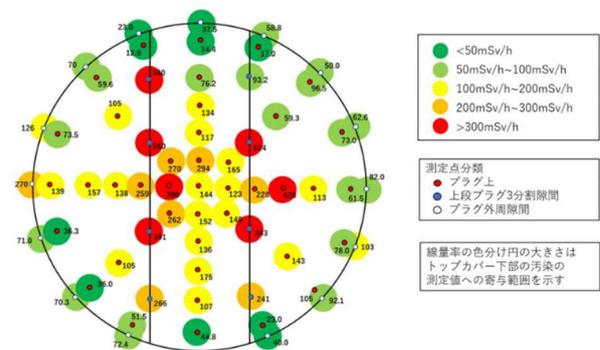


図 1.2-4 U2 シールドプラグ上段上面の周辺線量当量率分布の測定結果 (改訂) [II.1.2-4]

1 m として、シールドプラグ上段と中段の間の汚染の寄与範囲を示した。これにより、測定点 (64 点) だけではシールドプラグ面積の半分以上の汚染が反映されていないこと、また汚染の高い継ぎ目近辺の測定点数がシールドプラグ中心付近の測定点数に比べて少ないため、この情報から汚染分布の作成や汚染総量を算定するのは大きな誤りを生むことも想定できる。

(3) 3号機

U3では、シールドプラグ上段上面のコンクリートを5 mm 削ったことによりシールドプラグ上面には汚染がなく、シールドプラグ上段と中段の間の汚染が周辺線量当量率の線源となっていると推定し、以下のような評価が行われた[II.1.2-4]。

シールドプラグ上部の光子場は散乱線中心で、コリメータ直径が0.8 cm で左右上下の鉛の厚さが15 cm のコリメータ内部にCdZnTeを設置し、大型クレーンを用いて測定を行い、シールドプラグ上部ではCs-137からの0.662 MeV γ 線のピークが散乱線よりはるかに少ないことを確認した。測定された波高分布の0.662 MeV 全エネルギー吸収ピーク計数率から、シールドプラグのコンクリートの厚さを60 cm として、シールドプラグ上段と中段の間の半径6 cm の領域内の汚染密度を推定した[II.1.2-5]。今回、U2と同様に、コンクリートの厚さを61 cm とし、鉄筋の配置を2種仮定して再評価した。得られた汚染密度を、表1.2-1に示す。シールドプラグ上段と中段の間に一様に汚染が分布していると仮定すると、汚染量は45~210 PBq となる。実態としては、仮定した鉄筋配置の中間、すなわち平均に近い状況と考えられる。しかし、U3で使用した測定システムが対象とする領域は、半径6 cm と非常に狭いので、限られた6個の測定結果から全体の状況を推定することには無理があるが、仮に平均値を使うと、U2より少し少ない63 PBq という汚染量となる。

表1.2-1 シールドプラグ上段と中段の間のCs-137 汚染密度

場所	ピーク カウント (cps)	汚染密度		
		平均 (Bq/cm ²)	最小	最大
No.1	32.8	1.20E+11	8.41E+10	4.03E+11
No.2	7.19	2.62E+10	1.84E+10	8.84E+10
No.3	23.4	8.55E+10	6.01E+10	2.88E+10
No.4	4.72	1.72E+10	1.21E+10	5.80E+10

No.5	8.67	3.16E+10	2.22E+10	1.07E+11
平均汚染密度		5.60E+10	3.94E+10	1.89E+11

(4) Cs-137の移動経路とその形成メカニズム

従来リークは小規模でFP はほとんどリークせず、しても安全裕度の範囲内と考えられていた。そして、1F 事故で新たに推定されたPCV トップフランジの大規模リークでも、リークしたFP はシールドプラグ内に流路はないのでシールドプラグ下面に蓄積する可能性が考えられていた。しかし、上述のようにシールドプラグ内に蓄積したことから、FP の移行経路として以下のように推定された[II.1.2-4]。

図1.2-5に、シールドプラグの継ぎ目を示す。シールドプラグの継ぎ目の垂直部分(図1.2-5のA及びC)は、設計図面上では5 mm 程度、実際には10 mm 以上の隙間があるが、継ぎ目の水平部分(図1.2-5のB)はその構造上十分な隙間が生じにくいと考えられていた。U2のシールドプラグ上段上面の形状を3D レーザースキャナーで測定したら、中央部は周辺に比べて40 mm 程度下方に落ち込んでいることが判明した。U2以外では、5号機で35 mm 程度、6号機で25 mm 程度の落ち込みが観測された。変形が生じた時期は不明だが、JAEA の解析により自重変形の可能性が示された。これら変形により、図1.2-5に示す継ぎ目水平部分Bに隙間が生じ、Cs-137の移行経路が形成されたと推定された。

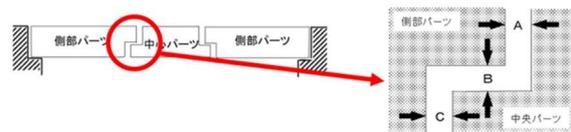


図1.2-5 シールドプラグ

(5) 汚染がシールドプラグ上段と中段の間及び継ぎ目に生じ得るメカニズム

PCV からの水蒸気を含む内部気体の漏えい点であるトップヘッドフランジに直接面している原子炉ウェルよりも、シールドプラグ上段と中段の間及び継ぎ目により多くのCs-137が存在している理由として、以下が考察されている[II.1.2-4]。

Cs-137を含む水蒸気が移動する過程で、温度などが水蒸気の凝縮する条件を満たす場合には凝縮水が生じ、この中にCs-137が溶け込んでいる、あるいは、Cs-137を含む粒子状の化合物が取り込まれていると推定され

る。Cs-137 はコンクリートに沈着、定着する性質がある。さらに、Cs-137 が蓄積されてくるに従って、崩壊熱によるエネルギー供給も加わり、凝縮水の再蒸発が生じる一方、さらなる凝縮水（Cs-137 も）の流入も続くことが考えられる。この結果、Cs-137 の蓄積が進み原子炉ウエルよりも高い汚染密度がシールドプラグ内に存在することになったとの仮説が考えられている。

(6) 課題

上記の Cs-137 の移動経路形成は、U2 の上段中央のプラグが自重により下方に変形したことにより生じた隙間を根拠としている。一方、U3 では、天井クレーンの落下の影響と考えられるシールドプラグの大きな変形が見られている。また、U1 でも 3D 計測により上段プラグ下面、中段プラグ上面及び下段プラグ西側の一部について、プラグの変形が確認されている[II.1.2-2]。

これら変形により、移動経路としての隙間が生じるかは不明である。

従って、シールドプラグ隙間間への Cs-137 の汚染に関する課題は、下記である。

- U1 のシールドプラグへの Cs-137 移行経路
- U1 のシールドプラグ上段と中段の間に存在する Cs-137 が U2/U3 に比べてかなり少ないこと
- U3 のシールドプラグへの Cs-137 移行経路
- 現状の SA 解析では考慮していない圧力容器 →PCV→PCV トップヘッドフランジからリークする Cs 源（現状の SA 解析では、PCV 内に沈着した Cs の再蒸発、または再浮遊の可能性があるが、説明が困難と考えられている）
- Cs とコンクリートの反応性

【八戸工業大学 唐澤 英年】

[第 II.1.2 節 参考文献]

- [II.1.2-1] 原子力規制庁、「追加説明資料 シールドプラグの設計について」、東京電力第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会、第 14 回会合 資料 5-1 (2020); [\[N-ADRES\]第 14 回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会](#).
- [II.1.2-2] TEPCO、「1 号機 原子炉建屋ガレキ撤去関連調査結果及び北側屋根鉄骨の切断開始について」;
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/dcommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/09/3-2-3-1.pdf>.

- [II.1.2-3] 原子力規制庁、「東京電力第一原子力発電所における事故の分析に係る中間取りまとめ～2019 年 9 月から 2021 年 3 月までの検討」(2021); [000345595.pdf](#).
- [II.1.2-4] 原子力規制庁、「東京電力第一原子力発電所における事故の分析に係る中間取りまとめ (2023 年版)」(2023); [000425218.pdf](#).
- [II.1.2-5] H. Hiratama, et al., “Investigation of Main Source above Shield Plug of Unit 3 at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station”, EPJ Web of Conferences, 153, 08010 (2017). ; https://www.epj-conferences.org/articles/epjconf/pdf/2017/2/epjconf_icrs2017_08010.pdf.

1.3 マスバランス評価

1.3.1 Cs を中心とした 1F でのマスバランスの推算

広範囲に放射性核種で汚染された福島第一原子力発電所（1F）において、廃炉作業を安全、確実に遂行するためには、放射性核分裂生成物（FP）その他の放射性核種がプラント内の何処に、どれだけ、どのような形態で残存するかを把握することが必要である [II.1.3.1-1, 2]。具体的には、

- ① 廃炉作業は、燃料デブリ（デブリ）の存在箇所を同定し、これらを安全かつ確実に取り出して、最終的に核物質あるいは放射性廃棄物として安全に保管することで終結する。
- ② 約 40 年にわたるデブリ取出し作業では、環境への放射性物質の飛散を最小限に抑え、同時に取出し作業に従事する作業者の放射線被ばくを最小に抑制することが必須である。
- ③ この間、廃炉作業を遂行する際に、作業の障害となるのが、セシウム（Cs）をはじめとする放射性核種である。
- ④ 事故当初、原子炉内にあった放射性核種は事故後様々なプロセスを経て、プラント内外に移行している。この放射性核種の分布を可能な限り正確に把握し、その対応に万全を尽くし、放射性核種の飛散、被ばく抑制に資すると共に、¹³⁷Cs ほかの長半減期核種を放射性廃棄物として、安全に保管、管理することが必須となる。

事故直前の 1-3 号機の燃料として装荷されていた核燃料の総量、燃料体の中に蓄積されていた核分裂生成物の総量は、ORIGEN2 コードを用いて、核種ごとに詳細に求められている [II.1.3.1-3]。マスバランスの評価にあたっては、各領域、各核種について初期炉心インベントリの値を基準として評価した。

¹³⁷Cs ほかの長半減期核種のうち格納容器（PCV）外部に存在するものに関しては、汚染水を含め、定量的な測定、評価が行われているが、圧力容器（RPV）を含めた格納容器（PCV）内の残存量については、現状では必ずしも十分な測定が実施されておらず、さまざまな推算値に基づいた評価が行われているのが実情である。

測定が比較的容易な γ 線放出核種であり、これまで測定データが多い ¹³⁷Cs を中心に、プラント内でのマスバランスを評価し、PCV 内の残存量を推定することで、今後の廃炉作業の計画立案に資することができるものとする。

このマスバランスを評価するにあたっては、いくつかの評価手法、測定結果を組み合わせた総合的な評価が必要となる [II.1.3.1-4]。

- ① シビアアクシデント（SA）解析コードに基づく事故後の主要 FP 核種の放出量とその移行量の解析 [順方向解析（FEP; Forward Evaluation Procedures）]
 - ② 線量率など PCV 外部からの線量率測定値に基づく逆方向解析（BEP; Backward Evaluation Procedures）を用いた PCV 内の蓄積量の推算
 - ③ 上記に加えて、スミヤ分析値など直接測定データを加えて、プラント全体のマスバランスの評価
- SA 解析コードは、事故後の短期間の評価に限定されるため、その後の長期にわたる FP 挙動を、短/中/長期 FP 挙動解析手法を用いて、評価する必要がある。すなわち、以下の組み合わせ評価が必須となる。
- (i) 短期解析（熱流動解析との連成解析）：SA 解析コードを適用した FEP（FP 解析では不確実さ大）。
 - (ii) 中期解析：短期と長期の補完。
 - (iii) 長期解析：一部は汚染水評価で開発済み。汚染水評価以外についての詳細な解析は今後の課題 [II.1.3.1-5, 6]。
 - (iv) 解析結果の妥当性検証：

- (a) 線量率測定値を用いた逆解析法。
- (b) プラント内で各種測定値を用いた直接評価。

また、マスバランス評価、FP 分布の定量的な把握の結果は、廃炉作業のリスク評価のための必須入力ともなる [II.1.3.1-7]。すなわち、FP 分布（アクチノイドも付加）の評価結果に基づき、作業に伴う環境への放射性核種の放出、作業者の被ばくの各リスクをミニマムにできる作業法を固めることが必要となる。

図 1.3.1-1 に、短中長期の原子炉から広く環境までの FP の移行経路と移行プロセスを模式的に示す [II.1.3.1-4]。原子炉稼働中に燃料棒中に収納されていた FP は、事故時に損傷した燃料被覆管から原子炉冷却水中に漏出し、あるいは溶融した燃料体から冷却水中に飛散し、これらが原子炉圧力容器（RPV）、さらには原子炉格納容器（PCV）へと移行した。高温高圧の RPV あるいは PCV 内の蒸気と共に、FP はスタックを通し、あるいは原子炉建屋（R/B）を通して、直接あるいは間接的に環境中に放出された。PCV および PCV 内部の圧力を抑制するための設備、圧力抑制室（S/C）、のプール水に蓄積された FP、特に半減期が長く、 γ 線を放出する ¹³⁷Cs、は、PCV および S/C に設置された格納容器雰囲気モニタ（CAMS）によって、雰囲気中の放射線線量率

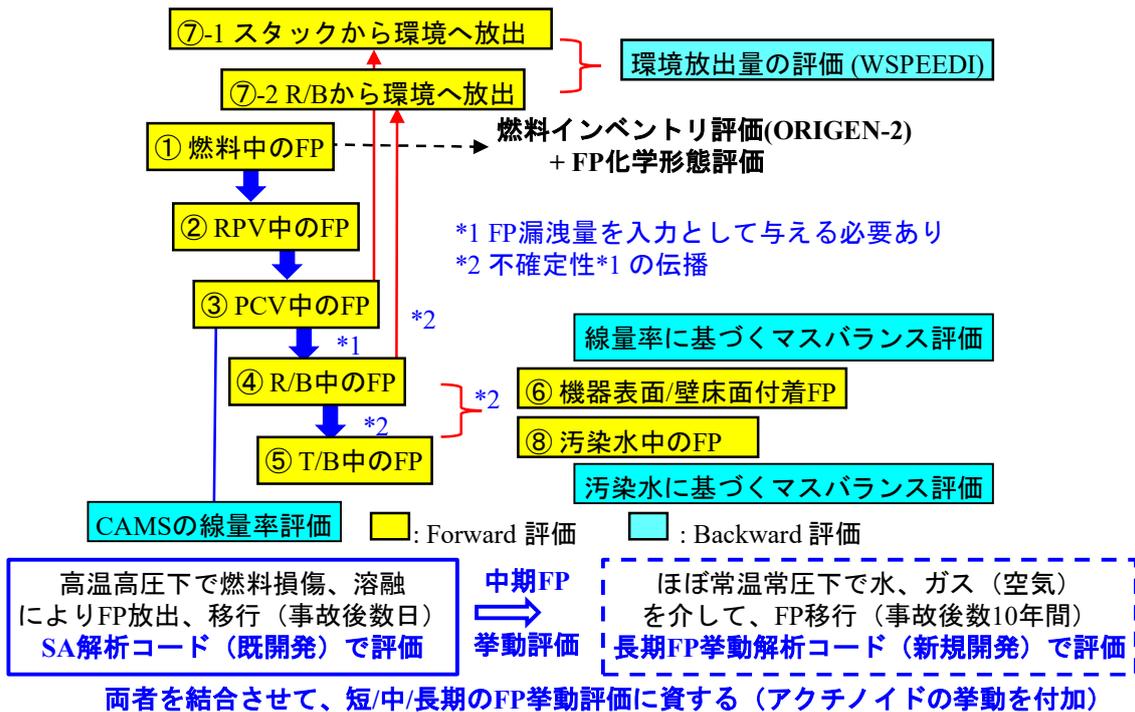


図 1.3.1-1 シビアアクシデント時の FP 移行の主要プロセス

表 1.3.1-1 FP 分布/線量率分布予測値の検証方法

タイミング	測定値	検証方法	課題
短期FP挙動	・ CAMS線量率 (D/W, S/C)	遮蔽計算 (CF ^{*1} 活用)	・ 核種の寄与は推定 (SAコードの結果活用)
中期FP挙動			
中期FP挙動	・ 環境放出量	W-SPEEDI	・ 総放出量の校正)
中期FP挙動	・ CAMS線量率 (S/C)	遮蔽計算 (CF ^{*1} 活用)	・ 核種の寄与は推定 (SAコードの結果活用)
長期FP挙動			
・ サイト内土壌汚染		直接比較	・ かきとり率の評価要
・ 主要機器表面線量率		遮蔽計算	・ ¹³⁷ Csの寄与が主
・ 建屋内線量率分布		(CF ^{*1} 活用)	
・ 建屋内壁面汚染 (スミア法)		直接比較	・ かきとり率の評価要
・ 汚染水放射能	マスバランス解析	発生源の逆評価要	
・ 放射性廃棄物放射能	マスバランス解析 (SF ^{*2} の活用)	β, α核種の定量	

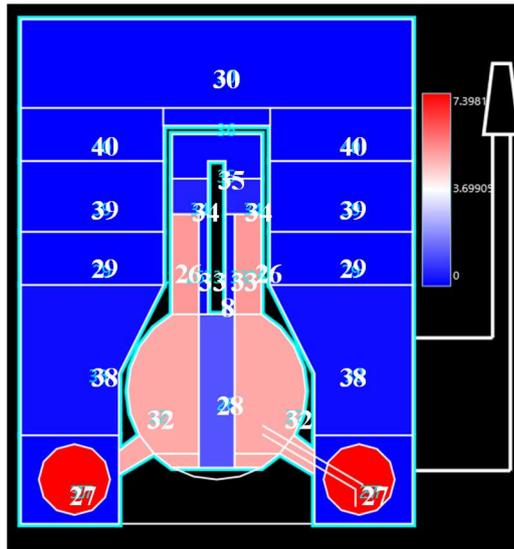
*1 : conversion factor (Sv/h/(Bq)) : 形状、核種依存

*2 : scaling factor (非測定核種の存在比) : データベースの充実

FPの分布把握とマスバランス評価

として、事故後長期間にわたってモニタされ、間接的ではあるが、¹³⁷Csの存在量を推算するために使用可能である[II.1.3.1-6]。PCVから原子炉建屋(R/B)、更にはタービン建屋(T/B)へと移行したFPは、タービン建屋(TB)あるいは廃棄物処理建屋(RW/B)の地階に汚染水として滞留する。これまでの10年間に汚染滞留水として、処理、回収された¹³⁷Cs量は初期炉心インベ

ントリの60%超とされ、¹³⁷Csのマスバランスにおいては、この寄与が最大となっている[II.1.3.1-6]。原子炉建屋の機器や壁面に付着した¹³⁷Csはこれまでの評価では、比較的わずかで¹³⁷Csのマスバランスにおいて大きな比重を占めないものとされている[II.1.3.1-4]。¹³⁷Csのマスバランスは、短中期FP挙動モデルで解析的に求める、あるいはCAMSで測定された線量率から求め



- 領域# 領域名
- 8 RPV底部
 - 26 PCVと生体遮蔽間の垂直ギャップ
 - 27 S/C
 - ① プール水
 - ② 上部ガス相
 - ③ 上部壁面
 - ④ トータス室 (S/C周辺の水相)
 - 28 ペDESTAL底部
 - 32 PCV (D/W)
 - ・ガス相
 - ・壁面
 - ・床面
 - 33 RPVと生体遮蔽間の垂直ギャップ
 - 38 S/C上部室

解析では各領域はガス相、壁面および床面に分けられる。FPは各領域に一様に分布するものと取り扱われる。

図 1.3.1-2 SA 解析コード SAMPSON における FP 移行に係る主要要素領域

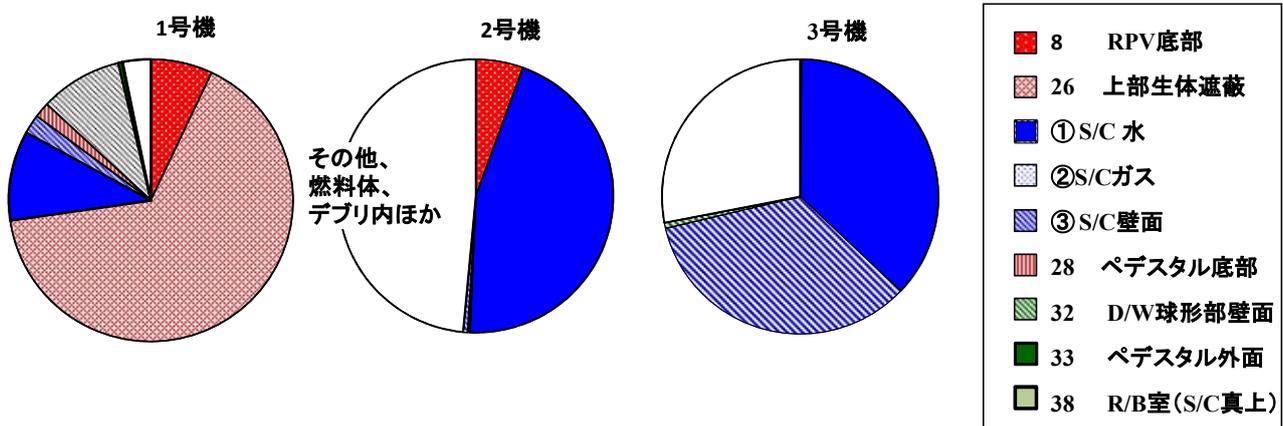


図 1.3.1-3 SA 解析コード SAMPSON で求めた ^{137}Cs のマスバランス (1号機～3号機)

る以外に、スマヤ法などにより直接求められるものもあるが、残念ながらそのデータ数は少なく、解析的な手法での定量を組み合わせることでマスバランス評価に供されているのが現状である (表 1.3.1-1)。

事故後短時間での PCV 内部の ^{137}Cs の分布は、SA 解析コード SAMPSON で計算されている。SAMPSON コードは燃料の発熱、被覆管の破損、燃料の熔融といった事故の進展に伴う FP の燃料体からの放出を、機構論的に解析して、FP の移行、そして R/B 内の RPV、PCV を含む主要な部位での分布を計算するものである。計算精度を確保するため原子炉 (RPV) 内は詳細に分割し、原子炉の崩壊熱分布を詳細に考慮して、熱流動計算を実施するが、格納容器 (PCV)、原子炉建屋などは比較的大きなブロックに分けて、FP 移行の計算を行っている。

図 1.3.1-2 に SAMPSON で取り扱われる PCV 内及び原子炉建屋内の主要要素領域を示す。

SAMPSON コードで解析された事故後数日間の PCV 内及び S/C 内の ^{137}Cs 分布を、初期炉心インベントリに対する比率として、図 1.3.1-3 に示す。S/C への移行率が、1号機と2,3号機で大きく異なっている。この結果の妥当性については、CAMS で測定した線量率に基づく ^{137}Cs 量の逆評価解析の結果と比較して後述する。

PCV と S/C 内の ^{137}Cs 分布を FEP により直接評価する手法の代替法として、雰囲気線量率から主要点の ^{137}Cs 量を求める BEPS で PCV と S/C 内の ^{137}Cs 分布を評価した。図 1.3.1-4 に PCV と S/C の CAMS の測定器の位置を示す [II.1.3.1-6]。特定の機器、構造からの非散乱線を、例えばコリメータ付きの Ge(Li) 半導体検出器で測定するのであれば、当該部処への選択的な付

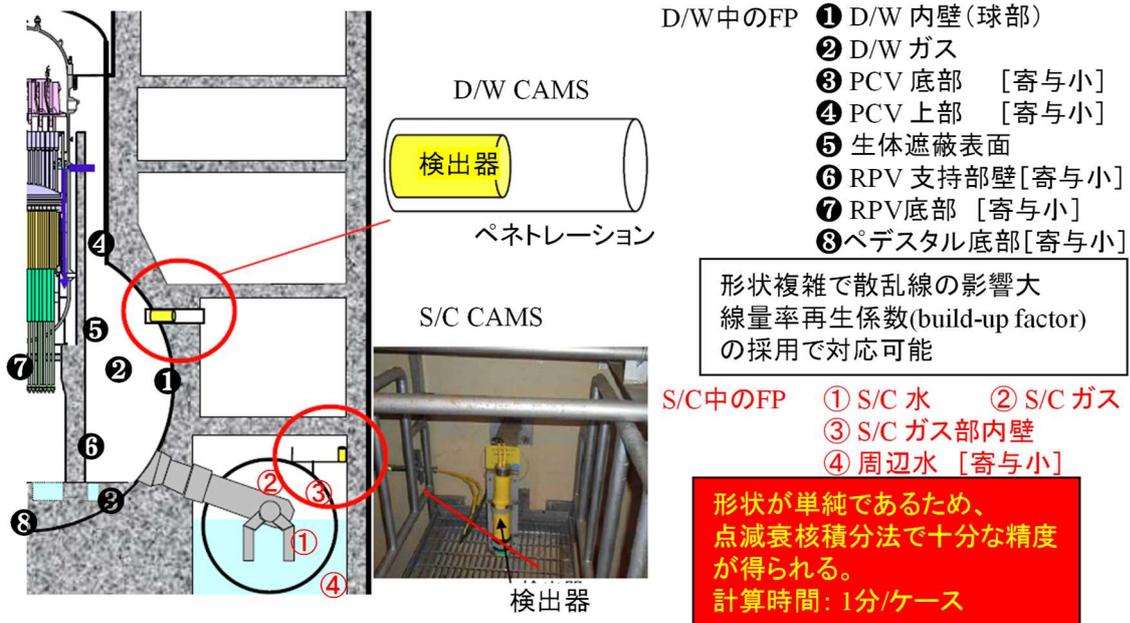


図 1.3.1-4 原子炉格納容器(PCV、D/W)、サブプレッションチェンバ(S/C)と CAMS 検出器の位置

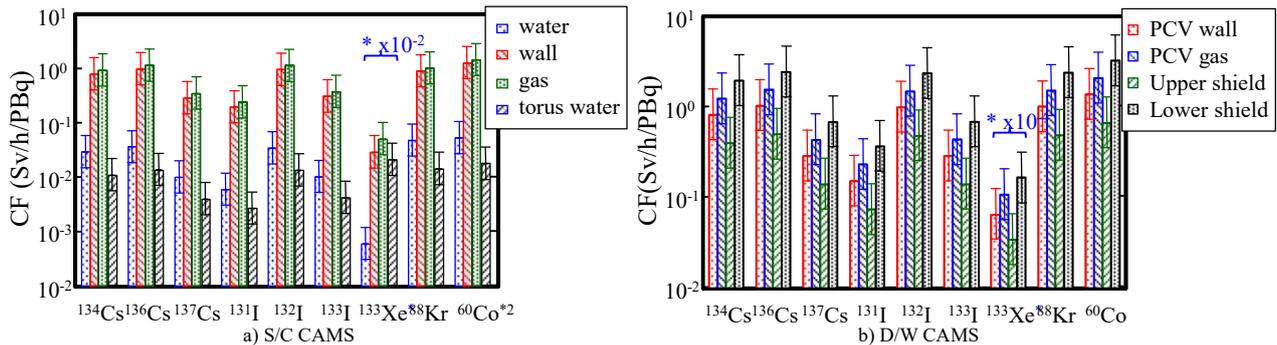


図 1.3.1-5 線量率換算係数(Conversion factor)[460 Mwe BWR]

着、蓄積量を直接求めることが可能である。しかし、CAMS ではイオンチェンバを用いたため、各箇所の線源から影響を受けた雰囲気線の線量率でしか求めることができない。このため、当該検出器に影響を与えるであろう位置での ^{137}Cs (同時に存在する ^{134}Cs) その他主要な線放出核種 (^{131}I 他) の存在量を仮定し、与えられた核種量から測定点の線量率を事前に計算で求めておき、測定された線量率に基づいて、元の付着量を逆算するものである。線量率の原因となりうる線源個所は図 1.3.1-4 に示したが、PCV 内では、検出器に比較的近い PCV 下部のプラスチック部の壁面、内部空間、シュラウドサポート部、生体遮蔽の表面などが主要線源となりうる。RPV 内部、その底部などの寄与は、生体遮蔽などによる線量率減衰効果が大きく、CAMS 検出器への影響は無視できる。また、PCV の底部なども、堆積

した水などが γ 線を遮蔽するため、仮に ^{137}Cs が存在しても CAMS では十分に測定することが難しい。

一方、S/C の CAMS 検出器では、S/C 内の滞留水、S/C の水面上のガス層、壁面などの線量率への寄与が大きい。同じ ^{137}Cs 量が存在した場合には、下部の滞留水からの影響より、上部のガス相、壁面の影響の方が大きい。このため、解析に当たっては、論理的に FP が壁面にあるかガス層にあるか、あるいは水中にあるかなど十分に考察してから評価することが肝要である。

各線源点 (線源領域) に一定量の核種を置いた場合の線量率を、線量率換算係数 (conversion factor) として求め、図 1.3.1-5 に示した[III.1.3.1-8]。図 1.3.1-5 a) では、線源位置として、S/C のプール水中に 1 PBq の核種が均一に分散している場合を想定した場合について、主要核種からの CAMS 検出器位置での線量率への寄与率を示した。同じくガス中、壁面のほか、S/C の周

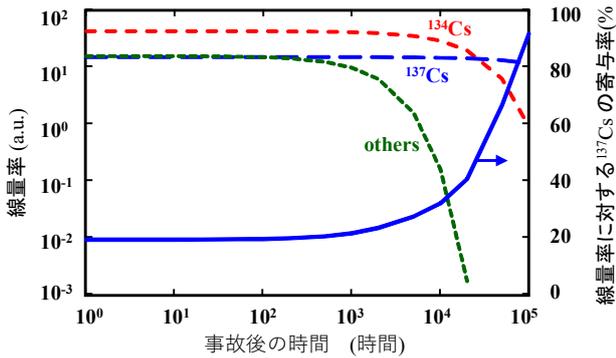


図 1.3.1-6 線量率支配核種

辺の汚染水からの寄与も評価した。核種としては ^{137}Cs (半減期: 30.0 年)、 ^{134}Cs (半減期: 2.06 年)、 ^{136}Cs (半減期: 13.2 日) のほか、 ^{131}I (半減期: 8.04 日)、 ^{132}I (半減期: 20.9 時間)、 ^{133}Xe (半減期: 5.25 日)、 ^{88}Kr (半減期: 2.84 時間)、そして参考までに ^{60}Co (半減期: 5.27 年) からの寄与も示した。

図 1.4.1-5 b)では、PCV では、特に CAMS 検出器への影響が顕著と考えられる PCV のフラスコ部壁面、フラスコ部内部のガス層、上部および下部遮蔽体外面について、S/C の CAMS を同様の核種についての換算係数を示した。

原子炉停止からの時間が短い場合には、 ^{131}I 、希ガス (^{133}Xe , ^{88}Kr) その他の短半減期核種の影響が大きい、原子炉停止後 1,000 時間を超えると図 1.3.1-6 に示すように、Cs 以外の核種の影響が急激に低下し、線量率はほぼ ^{137}Cs と ^{134}Cs で決まるようになる。

線量換算係数を用いて、SA 解析コードにより求められたから ^{137}Cs ほかの放射能分布から CAMS の線量率を求める方法、逆に線量率から主要部位の ^{137}Cs ほかの放射能を求める方法については文献に詳しく記載しているのでここでは省略する [II.1.3.1-6]。

CAMS 検出器で測定した線量率から PCV 内及び S/C 内の主要部位の ^{137}Cs 量を逆解析した結果を図 1.3.1-7 に示す。

SA 解析コード、SAMPSON、で求めた PCV および S/C 内の ^{137}Cs の分布の計算値 (図 II.1.3.1-5) と比較すると、CAMS 検出器で測定されて線量率の逆解析値は、1 号機については比較的よく測定値と一致するが、2, 3 号機では S/C 検出器位置では計算値が高く、D/W 検出器位置では測定値が高い結果を示した。

すなわち、SAMPSON コードによる ^{137}Cs 分布の順方向解析 (FEP) の結果を CAMS 検出器による線量率測定値から逆方向解析 (BEP) した ^{137}Cs 分布の解析の結果を図 1.3.1-8 に比較した。この結果、1 号機に関しては、順方向解析 (FEP) の結果と逆方向解析 (BEP)

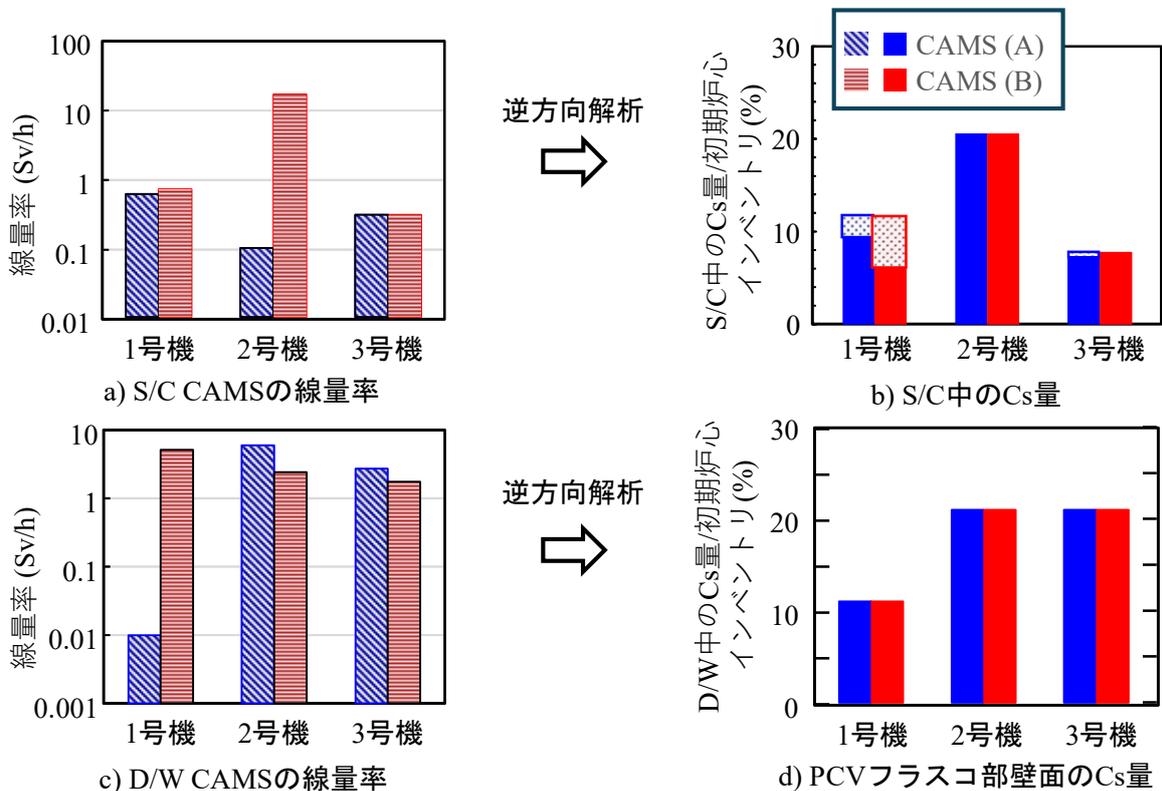


図 1.3.1-7 CAMS データに基づく Cs 量の逆方向解析

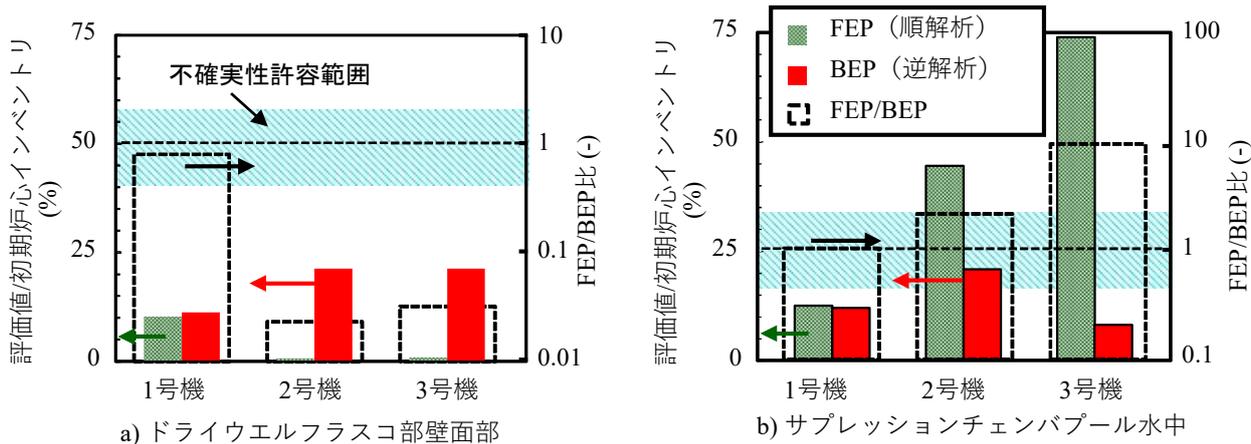


図 1.3.1-8 順解析と逆解析のマスバランス評価結果の比較

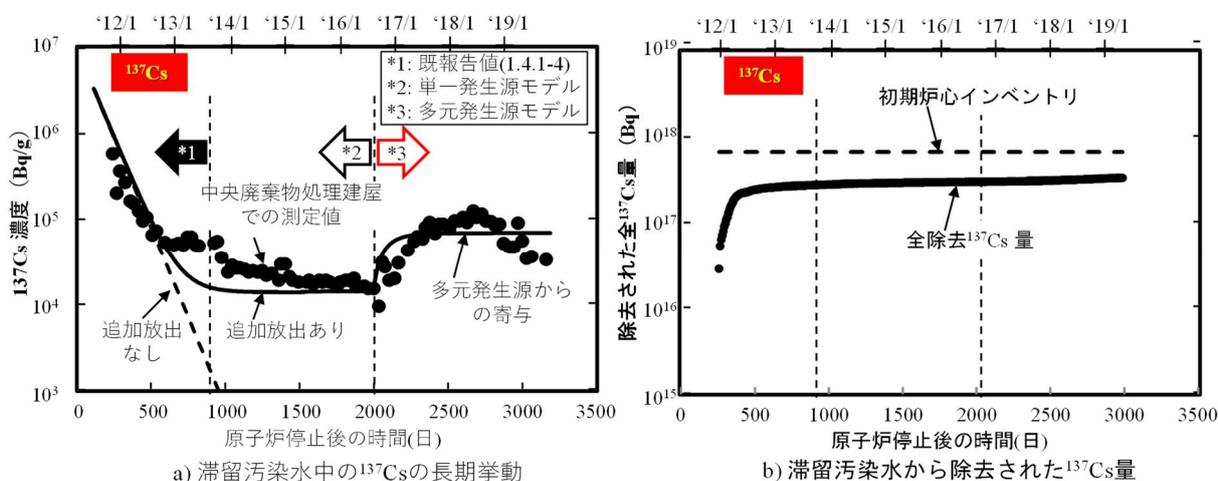


図 1.3.1-9 廃棄物処理建屋を中心とした滞留汚染水中の¹³⁷Cs放射能濃度

の結果がよく一致し、S/C および D/C の ¹³⁷Cs 量は妥当な評価が得られているものと考えることができた。一方 2, 3 号機については、D/W では順方向解析 (FEP) 値が測定値に基づく逆解析 (BEP) 値の 1/10 以下となり、逆に S/C では約 2-10 倍となり、SAMPSON コードでの解析では評価上に何らかの課題が残されている可能性があるものと推察された。

プラント全体では、¹³⁷Cs がタービン建屋 (T/B) および廃棄物処理建屋 (RW/B) の地階に大量に滞留した汚染水に集まり、Cs 除去装置によって汚染水から除去されている。図 1.3.1-9 に、滞留汚染水中の ¹³⁷Cs 濃度の経時変化と除去装置により系統から除去され、固定化された ¹³⁷Cs 量を示す。両地階の滞留水の移送あるいは滞留水の処理方法の変更等により、¹³⁷Cs 濃度の経時変化は大きいですが、汚染水から ¹³⁷Cs の固定化は確実に進んでおり、1-3 号機全体で、すでに初期インベントリの 60%強が除去され、除去助剤中に固定化されている。

事故直後にスタックその他から環境に放出された ¹³⁷Cs 量は WSPEEDI ほかに詳細に解析されており、図 1.3.1-10 に示すように、3 つの号機の合計で、初期インベントリの約 2%とされている[II.1.4-1-9]。

1-3 号機の原子炉建屋 (R/B)、タービン建屋 (T/B)、廃棄物処理建屋 (RW/B) の床面、壁面、天井ほかに付着、蓄積した ¹³⁷Cs 量は、プラント内の放射線サーベイの結果求められた床面からの線量率測定値に基づいて、¹³⁷Cs を主要線源とするものとして評価した。まだ評価精度は粗いが、図 1.3.1-11 に示すように、総量でも初期インベントリの 1%を越すことはないものと考えられる[II.1.3.1-4]。

このように各建屋、各部位への ¹³⁷Cs の蓄積量の評価し、事故直後および 1000 時間以上経過した時点での、¹³⁷Cs のマスバランスを評価した結果を図 1.3.1-12 に示す。事故直後の値は主として SA 解析コードによる順方向解析 (FEP) によるもので、1000 時間経過の

結果は、線量率測定値他に基づく逆方向解析 (BEP) に基づくものである。本マスバランス図は、更に改善

中ではあるが、さらなるデータ収集と解析を進め、その精度向上を進めることが肝要であるとする。

【元東北大学 内田 俊介】

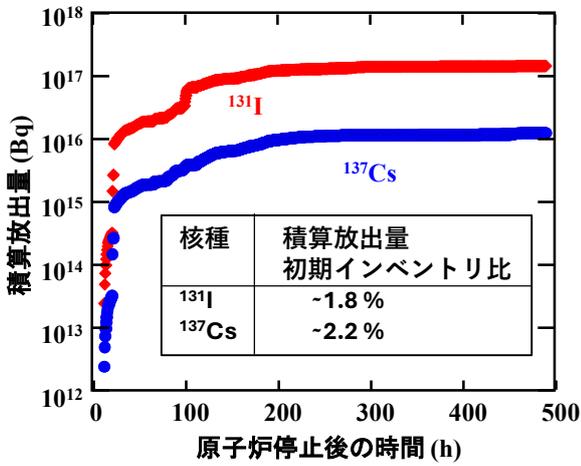


図 1.3.1-10 環境放出推定値からの Backward 評価[WSPEEDI]

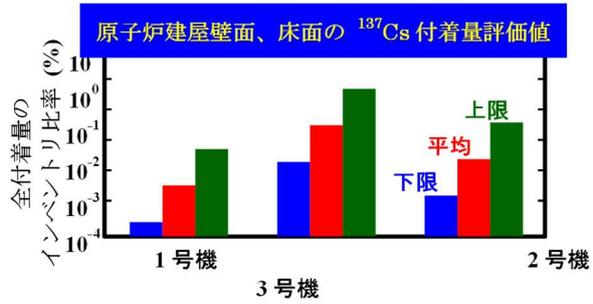


図 1.3.1-11 原子炉建屋内線量率分布からの Backward 評価：線量率から ^{137}Cs 付着量の逆評価手法の評価例

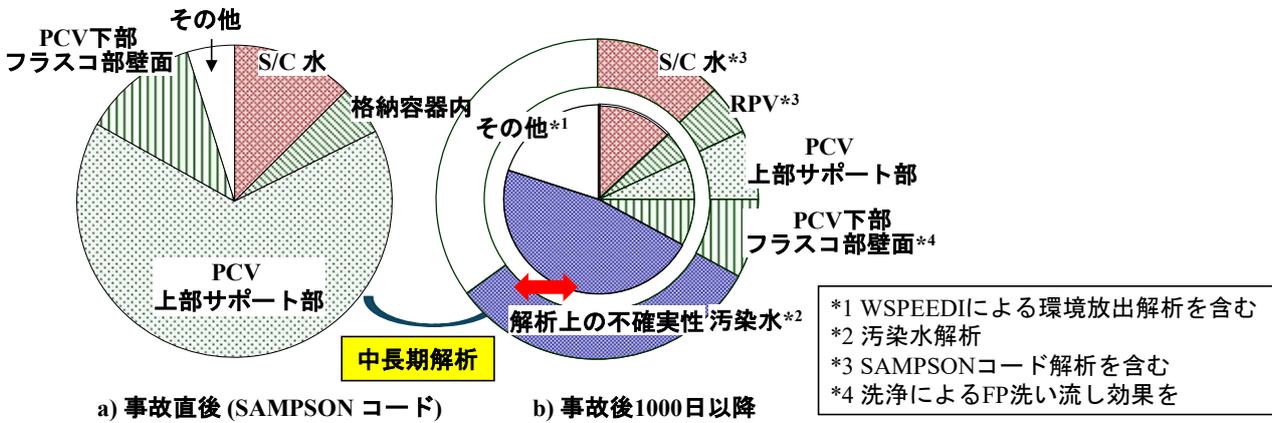


図 1.3.1-12 1F プラントでの ^{137}Cs のマスバランス(FEP および BEP、並びに直接測定を組み合せ)

[第 II.1.3.1 項 参考文献]

- [II.1.3.1-1] 「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会、「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」、日本原子力学会(2021年)
- [II.1.3.1-2] 日本原子力学会東電福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会、「福島第一原子力発電所事故 その全貌と明日に向けた提言 -学会事故調最終報告書-」、丸善出版(株) (平成26年3月11日)
- [II.1.3.1-3] 西原 健司、岩元 大樹、須山 賢也、福島第一原子力発電所の燃料組成評価、JAEA-Data/Code 2012-018、日本原子力研究開発機構 (2012年7月) .
- [II.1.3.1-4] Uchida S, Naitoh M, Okada H, Pellegrini M, Osakabe M, Schilli A, Hanamoto Y, An approach toward evaluation of FP behaviors in NPP under severe accidents, Proc. 16th Int. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-16), Hyatt Regency Chicago, Chicago, IL, USA, August 30-September 4, 2015 (in CD).
- [II.1.3.1-5] Uchida S, Naitoh M, Suzuki H, Okada H, Konishi S, Evaluation of Accumulated Fission Products in the Contaminate Water at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. Nucl. Technol., 188 (3), 252-265 (2014).
- [II.1.3.1-6] Uchida S, Karasawa H, Kino C, Pellegrini M, Naitoh M, Ohsaka M, An Approach toward evaluation of long-term fission product distributions in the Fukushima Daiichi NPP after severe accidents, Nucl. Eng. Design, 380 (2021) 111256.
- [II.1.3.1-7] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構、東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の 廃炉のための技術戦略プラン 2024.
- [II.1.3.1-8] https://dd-ndf.s2.kuroco-edge.jp/files/user/pdf/strategic-plan/book/20240927_SP2024FT.pdf
- [II.1.3.1-9] Uchida S, Pellegrini M, Naitoh M, Conversion factors bridging fission product distributions in the primary containment vessel of Fukushima Daiichi NPP and dose rates measured by the containment atmosphere monitoring system, Nucl. Eng. Design., 380 (2021) 111303.
- [II.1.3.1-10] Nagai, H., Terada, H., Chino, M., Katata, G., Mikami, S. and Saito, K.,2015. Source Term Estimation for the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident by Combined Analysis of Environmental Monitoring and Plant Data through Atmospheric Dispersion, Proc. 16th Int. Topical Meeting Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-16), Hyatt Regency Chicago, Chicago, IL, USA, August 30-September 4 (in CD).

1.3.2 FP マスバランスの現状と課題

第 1.1.2 項で紹介した”debris Wiki”の②「炉内状況推定図」の中の「FP 分布の推定図」(U1;2017/01/27 に情報追加[II.1.3.2-1]、U2;2017/03/16 に情報追加[II.1.3.2-2]、U3;2017/03/14 に情報追加[II.1.3.2-3]) 及び「線量分布の推定図」(U1; 2017/01/27 に情報追加[II.1.3.2-4]、U2;2017/03/14 に情報追加[II.1.3.2-5]、U3;2017/03/15 に情報追加[II.1.3.2-6]) の図中説明の中から FP 分布に関連する項目を、U1 に関しては表 1.3.2-1 に、U2 に関しては表 1.3.2-2 に、U3 に関しては表 1.3.2-3 にそれぞれまとめた。表中の青字は事故進展に、赤字は測定値に、そして緑字は FP 化学に関するものである。オペフロの現状から、どの号機でも FP は RPV→PCV→PCV トップヘッドフランジ→原子炉ウエル→シールドプラグ→オペフロに至る経路を通り放出されたと推定されている。従って、FP は移行中に壁などに沈着するため、上記の経路で下流ほど線量は低くなると考えられる。また、RPV 内で燃料棒の過温により燃料ペレットから放出した FP 蒸気は、燃料ペレットより温度が低い過熱蒸気や水素中でエアロゾルを生成する。一部の CsOH 蒸気は RPV 内のセパレータやドライヤーに化学吸着し、高線量の要因となっている。D/W に移行した FP エアロゾルは、壁面などに付着している。PCV 内部調査により、D/W 気相部の線量は数 Sv/h～数十 Sv/h とされている。RPV 内の燃料棒は、過温により溶融し大部分がペDESTAL へ移行している。一部の炉心外周部の燃料棒や制御棒は溶融せずに压力容器下部に移動したと推定されている。ペDESTAL に移行した燃料デブリからの線量は数百 Sv/h と推定されている。D/W 下部の滞留水は、循環により FP が希釈されるため、線量は低いと推定されている。S/C に移行した FP は、D/W 内水位の高い U3 を除いて、水循環により水中の線量は低いと推定されている。ただし、S/C 底部には、水に不溶性の FP エアロゾルが蓄積している可能性がある。S/C 気相部に移行した FP エアロゾルは壁に沈着し、スクラビング効果のため線量は水中より低いと推定されている。

表 1.3.2-4 には、各号機毎の Cs-137 の分布を示した。ここで、Cs-137 の放射能は青字で示した。また、表 1.3.2-1～表 1.3.2-3 に赤字で記した空間線量も含めた。更に、建屋内の線量は、表 1.3.2-1～表 1.3.2-3 示した PCV から建屋のリーク場所の中で空間線量が 0.5 Sv/h 以上のものを示した。ただし、空間線量は Cs-137 だけでなく

他の放射性核種の寄与もあるため、Cs-137 の放射能濃度に変換する必要がある。

RPV 内の構造材には、CsOH 蒸気のスUS 材への化学吸着が考えられるが、データが見当たらなかった。

CAMS に関しては、OECD/NEA で行われた「福島第一原子力発電所事故のベンチマーク研究 (BSAF)」Phase 2 報告書 (U1; [II.1.3.2-8]、U2; [II.1.3.2-9]、U3; [II.1.3-10]) を参考にして、事故後 500 時間でのセシウム(Cs-137+Cs-134)の測定値を記した。

滞留水に関しては、2011 年 5 月 31 日に評価された水量をベースに、試料採取が行われた 3 月下旬～4 月下旬のデータを用いて評価された[II.1.3.2-11]。ただし、U1 においては、3 月 26 日にタービン建屋で 10^5 Bq/ml 程度の Cs-137 が測定されているが、5 月 27 日に R/B でその 30 倍の濃度が測定されている。U2 においては、一貫して $2\sim 3\times 10^6$ Bq/ml 程度の Cs-137 濃度が測定されている。U3 では、4 月 22 日に 1 桁の上昇がみられ、増加傾向にある[II.1.3-11]。従って、燃料デブリの冷却水により、壁面などに沈着した FP が洗い流されるため、全体として増加傾向にある可能性がある。

シールドプラグに関しては、上記第 1 章 2 節で評価された Cs-137 放射能を示した。ただし、U2 と U3 は、シールドプラグ上段と中段の間に様に汚染が分布していると仮定して Cs-137 汚染量を評価した。

環境へ放出された Cs-137 放射能は、WSPEEDI の評価値を用いた[II.1.3.2-12]。燃料からの Cs の放出時間は、BSAF の結果を参考にした。すなわち、U1 に関しては事故後 3～15 h [II.1.3.2-8]、U2 に関しては事故後 75～90 h [II.1.3.2-9]、U3 に関しては事故後 38～70 h [II.1.3.2-10] であった。従って、WSPEEDI の解析結果から、U1 からの環境への放出は U3 での燃料からの放出が始まるまでの 0～42 h まで、U2 からの環境への放出は事故後 88～103 h まで、U3 からの放出は U2 からの放出時間を除いた事故後 42～275 h の積算値とした。WSPEEDI の解析結果は約 500 h までであるが、275 h 以降の放出分 0.99 PBq は U1 からか U3 からか不明のため上記積算値には含めなかった。

マスバランスは、青字のみの Cs-137 放射能で計算した。U1 のマスバランスは約 7% であり、今回算出できていないが、RPV 内、空間線量率の大きい D/W 内、及び W/W 内、特に S/C 水中内の寄与が大きいように見える。U2 のマスバランスは約 63 % であったが、今回算出できていないが、RPV 内、空間線量率の大きい D/W 内、及びペネ部の寄与が大きいように思われる。

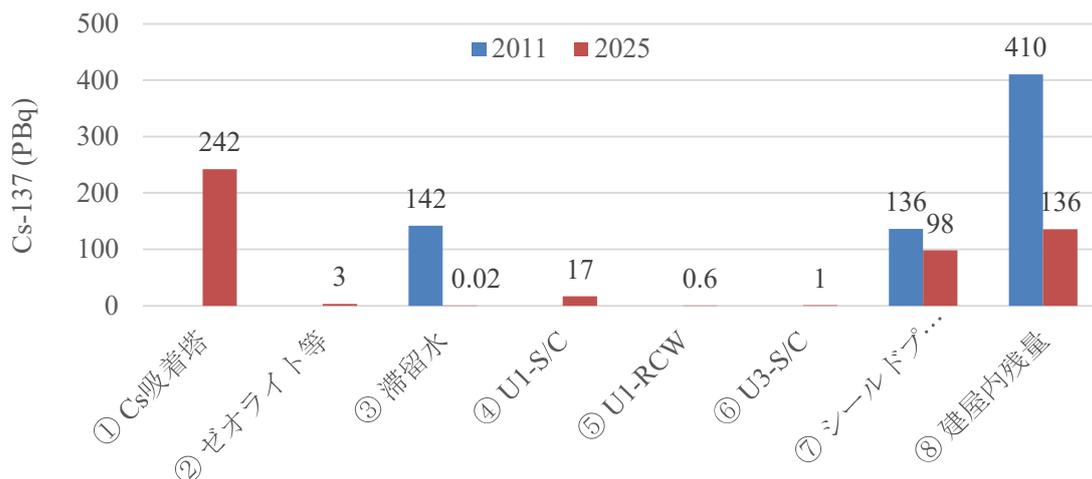


図 1.3.2-1 事故時（2011 年）と現在（2025 年）の U1~U3 の合計の Cs-137 マスバランス

また、U3 のマスバランスは約 44 %であり、今回算出できていないが、RPV 内、空間線量率の大きい D/W 内、及びペネ部の寄与が大きいように思われる。

図 1.3.2-1 に、事故時(2011/3/11)と現在(2025/3/11)の U1~U3 の合計の Cs-137 マスバランスを示す。ここで、

「① Cs 吸着塔」は 汚染水処理に使われた吸着材を保管する金属容器（屋外に一時保管）、「② ゼオライト等」は汚染水移送前に敷設ゼオライト土壌等汚染水処理初期に発生した沈殿物等、「③ 滞留水」は U1~U3 の R/B、プロセス主建屋、高温燃焼炉建屋に滞留する高濃度汚染水、「④ U1-S/C」は U1-S/C 内の高濃度汚染水、

「⑤ U1-RCW」は U1-R/B-RCW 熱交換器内の高濃度汚染水、「⑥ U3-S/C」は U3-S/C 内の高濃度汚染水、

「⑦ シールドプラグ」は PCV の上にあるシールドプラグの汚染量、「⑧ 建屋内残量」は Cs-137 の総量から ①~⑦及び環境への放出量を引いたもので U1~U3 の

R/B 内に残っている PCV 内壁付着物や燃料デブリ等、を示す。事故時は表 1.3.2.4 の③、⑧、及び環境への放出量 10 PBq [II.1.3.2-12]を用い、現在は「東京電力福島第一発電所の中期的リスクの低減目標マップ」を参考にした。 [II.1.3.2-13]。なお、Cs-137 の崩壊は考慮し、2025 年には 2011 年の総量 698 PBq から約 28 %減衰し 505 PBq となった。

2011 年の⑧ 建屋内残量の主な分布は D/W 内構造材付着物と PCV 内壁の付着物で、汚染水処理により① Cs 吸着塔、及び② ゼオライト等へ移行したと考えられる。2025 年の⑧ 建屋内残量の主な分布は、水で流れなかった D/W 内構造材付着物と PCV 内壁の付着物、及びペネ部付着物と考えられる。

FP マスバランス評価の課題は、これら付着物の性状（化学形及び水溶性）と付着量を評価することである。

【八戸工業大学 唐澤 英年】

表 1.3.2-1 U1 の FP 分布に関する記述

場所	1号機の現状の推定 (2017/01/27 現在)
1	・ オペフロで水素爆発が発生しており、また、瓦礫の上からも 100 mSv/h 超の高線量が測定されている。したがって、FP は主に格納容器→格納容器トップヘッドフランジ→原子炉ウエル→シールドプラグ→オペフロに至る経路を通り放出されたものと推定。さらに、FP 移行経路上に、FP が偏在しているものと推定。
2	・ 上述の FP 移行経路の推定から、シールドプラグの隙間は高線量であると推定。移行経路上、オペフロからみて上流にあたる原子炉ウエル全体も高汚染と推定。
3	・ 水酸化セシウムはコンクリート表面から内部に浸透した可能性がある。
4	・ 1号機由来と考えられる数 10～数 100 ミクロンのセシウム含有粒子が環境中で確認されている。これはセシウムとオペフロ壁材（グラスロンウール等）との反応によって生成されたもので、同様の粒子がオペフロに散在すると考えられる。
5	原子炉ウエル ・ FP の移行経路を考え、D/W 内の線量の実測値と比較して同等あるいはそれ以上の線量と推定
6	圧力容器 ・ 圧力容器内は構造物や壁面に FP 付着があると考えられ、線量は高いものと推定。
7	・ D/W 内の線量の実測値と比較して、より高い線量であると推定。圧力容器下部の注水がかかる箇所は比較的線量が低い可能性あり。
8	・ 高温となった場合、クリープ変形等により、上部構造物は元の場所から下方に移動している可能性もある。
9	・ ミュオン測定、解析結果及び水位が形成されないことより、大部分の燃料が溶融し、燃料棒は残存していないと推定。
10	・ 温度・雰囲気履歴によっては、圧力容器内のセシウムは鋼材の酸化層内部に取り込まれ、表面積が大きなセパレータ、ドライヤー部が高線量化した可能性がある。
11	・ 制御材中のホウ素は鋼材との共晶反応によって鋼材溶融物に取り込まれ、ホウ酸セシウムの生成は抑制された可能性がある。
12	・ 他号機に比べて、水蒸気の欠乏が早めに進行し、酸素を必要とするモリブデン酸セシウムやケイ酸セシウムの生成が抑制される方向になった可能性がある。
13	・ 事故後に圧力容器から D/W への直接漏洩に起因して D/W 圧力が高圧になっていたと考えられることから、D/W も同様に大量の FP 付着ありと推定。
14	D/W ・ 予想される FP 移行経路の下流側（D/W 上部側）の線量がより高いと推定。水中は水の循環により FP が希釈されており、線量は低いものと推定。
15	・ 安全弁近傍において、RPV からの過熱蒸気漏洩。
16	・ 1階グレーチング上 4.7 Sv/h～9.7 Sv/h(2015/4/10)
17	・ D/W 内の水が低い位置で流出しており、水が循環しているため、水中の線量は低いと推定
18	・ 機器ドレンサンプ内の RCW 配管が損傷し、放射性物質が RCW 系統内に混入したと推定。
19	・ サンドクッションドレン管から漏水しているため、格納容器の損傷が生じたと推定。
20	・ 採取した格納容器内滞留水の試料から Cs-134 (19 kBq/cm ³)、Cs-137 (35 kBq/cm ³) を検出(2012/10/9～13)
21	ペデスタル ・ 燃料デブリが格納容器に移行しており、D/W 内の線量の実測値と比較して、より高い線量であると推定
22	・ 燃料デブリ中に、量は少ないと考えられるもののセシウムが残存している可能性がある。また、燃料デブリ中の FP は偏在している可能性がある。
23	S/C ・ 滞留水中にトラップされた FP が存在すると推定。気相部の壁面はベント時に付着した FP により、水中よりも高線量と推定。
24	・ S/C 漏洩箇所は高い位置にあるため、S/C 内に放出された FP が、滞留水中にトラップされて残存している可能性。

2 5		・ S/C 内の滞留水の容積が大きいため、大量の FP が残存している可能性。
2 6		・ PCV ベントに使用した不活性ガス系配管近傍が高汚染のため、S/C 内壁は高汚染と推定。
2 7	トール ス室	・ トールス室水位上部で最大線 量 920 mSv/h(2013/2/20)
2 8		・ 建屋壁や S/C 壁、もしくは S/C 内滞留水が高汚染と推定。

表 1.3.2-2 U2 の FP 分布に関する記述

#	場所	2号機の現状の推定 (2017/03/14, 16 現在)
1	オペフロ	・ オペフロではシールドプラグ位置で高線量を確認。 加えて、事故時の写真からブローアウトパネルから大量の蒸気が放出される様子が確認されている。したがって、FP は圧力容器→格納容器→格納容器トップヘッドフランジ→原子炉ウェル→シールドプラグ→オペフロに至る経路を通り放出されたものと推定。さらに、FP 移行経路上に、FP が偏在しているものと推定。
2		・ 上述の移行経路の推定から、シールドプラグの隙間は高線量であると推定。
3		・ オペフロシールドプラグ上 401 mSv/h ~ 880 mSv/h (2012.6.13)
4		・ 2号機由来と考えられるセシウム含有粒子が環境中で確認されている (粒子径は数 μm 程度)。したがって、原子炉ウェル等 FP 移行経路上にはセシウム含有粒子が存在している可能性が高い。粒形が小さいため、舞い上がりの可能性がある。
5		・ 水酸化セシウムはコンクリート表面から内部に浸透した可能性がある。
6	原子炉ウェル	・ FP の移行経路を考え、D/W 内の線量の実測値と比較して同等あるいはそれ以上の線量と推定。
7	圧力容器	・ 燃料溶融に伴い圧力容器内は高温になったが、2号機ではミュオンの測定結果もふまえ、セパレータ、ドライヤは形態を維持しているものと考えられる。
8		・ DW 内の線量の実測値と比較して、より高い線量であると推定。圧力容器下部の注水がかかる箇所は比較的線量が低い可能性あり。
9		・ 圧力容器内は構造物や壁面に FP 付着があると考えられ、線量は高いものと推定。
10		・ 温度履歴によっては、圧力容器内のセシウムは鋼材の酸化物層内部に取り込まれ、表面積が大きなセパレータ、ドライヤー部が高線量化する可能性がある。セシウム化合物は難水和性と考えられる。
11		・ 制御材中のホウ素は鋼材との共晶反応によって鋼材溶融物に取り込まれ、ホウ酸セシウムの生成が抑制された可能性がある。
12		・ 環境中で確認されたセシウム含有粒子は、2号機圧力容器内で発生したと推定している。セシウム含有粒子は難水和性、浮遊性であり、圧力容器から圧力差で格納容器に移流した可能性がある。
13		・ 格納容器内部調査において、局所的な高線量が確認されており、FP が集中するメカニズムがある可能性。
14	D/W	・ D/W、S/C の線量測定データの関係から、事故進展の中で圧力容器から D/W への気体の漏洩が起こっており、FP は D/W 側に直接移行しやすい状況であったと考えられる。
15		・ 格納容器内部調査時に局所的な高線量を確認。
16		・ D/W 気相部 31.1 Sv/h ~ 72.9 Sv/h (2012.3.27)
17		・ 自走式調査装置による測定 (積算線量より算出) ; CRD レール付近 : 約 210 Sv/h (2017.2.16)
18		・ 燃料デブリ中に、量は少ないと考えられるもののセシウムが残存している可能性がある。また、燃料デブリ中の FP は偏在している可能性がある。

1 9		・D/W 内の水は S/C 下部から格納容器外へと漏洩している。D/W 内の水は建屋を通じて大循環しているため、Cs 濃度は低いと推定。
2 0		・実測値 (2013.8.7) ; 1.0 mSv/h 以下 ; Cs-134:2.14E+03 Bq/cm ³ 、 Cs-137:4.38E+03 Bq/cm ³
2 1	ペDESTアル	・PCV 内部調査時のカメラ画像のノイズから線量推定した結果 ; CRD レール上足場付近 : 約 30 Sv/h 、 ペDESTアル外部 : 約 530 Sv/h 、 ペDESTアル内部 : 約 20 Sv/h (2017.1.30)
2 2	S/C	事故進展から、大量の FP が SRV を経由して S/C に移行したと推定。ただし、プール水に捕捉された FP の大部分は、S/C 下部から格納容器外へ移行し、現在 S/C 水中にはほとんど存在しないものと推定。
2 3		・トールラス室液相部 18.7~ 23.7 mSv/h (2013.4.11)
2 4	トールラス室	・トールラス室気相部 4.3~ 134 mSv/h (2013.4.11)
2 5		・採取したトールラス室滞留水から、Cs-134, Cs-137 を検出 (2013.4.12) ; Cs-134:1.3E+04 Bq/cm ³ 、 Cs-137:2.4E+04 Bq/cm ³

表 1.3.2-3 U3 の FP 分布に関する記述

#	場所	3号機の現状の推定 (2017/03/14, 15 現在)
1		・オペフロで実施されたγ線スペクトル測定の結果から、シールドプラグ隙間部や継ぎ目部の線量が高い傾向が確認されている。加えて、事故時の写真から壊れた建屋から大量の蒸気が放出される様子が確認されている。
2	オペフロ	・FP は圧力容器→格納容器→格納容器トップヘッドフランジ→原子炉ウェル→シールドプラグ→オペフロに至る経路を通り放出されたものと推定。さらに、FP 移行経路上に、FP が偏在しているものと推定。
3		・上述の移行経路の推定から、シールドプラグの隙間は高線量であると推定。
4		・オペフロシールドプラグの隙間や継ぎ目付近の空間線量 : 約 200~300 mSv/h
5		・水酸化セシウムはコンクリート表面から内部に浸透した可能性がある。
6	原子炉ウェル	・移行経路上、オペフロからみて上流にあたる原子炉ウェル全体も高汚染と推定。
7		・FP の移行経路を考え、D/W 内の線量の実測値と比較して同等あるいはそれ以上の線量と推定。
8		・高温となった場合、クリープ変形等により、上部構造物は元の場所から下方に移動している可能性がある。
9		・圧力容器内は構造物や壁面に FP 付着があると考えられ、線量は高いものと推定。
10		・D/W 内の線量の実測値と比較して、より高い線量であると推定。圧力容器下部の注水がかかる箇所は比較的線量が低い可能性あり。
11	圧力容器	・温度・雰囲気履歴によっては、圧力容器内のセシウムは鋼材の酸化層内部に取り込まれ、表面積が大きなセパレータ、ドライヤー部が高線量化した可能性がある。
12		・気相の水蒸気/水素比等の条件によっては、モリブデン酸セシウムが主たる化学種となり、圧力容器外への放出が抑制された可能性がある。
13		・制御材中のホウ素は鋼材との共晶反応によって鋼材溶融物に取り込まれ、ホウ酸セシウムの生成は抑制された可能性がある。
14		・ケイ酸セシウム粒子の生成が考えられるが、2号機圧力容器が発生源と推定しているセシウム含有粒子とは組成や性状が異なる可能性がある。
15		・PCV 内気相部の線量について、PCV 壁面近傍で約 1 Sv/h、X-53 ペネ出口から約 550 mm のところで、約 0.75 Sv/h (2015/10/30)
16	D/W	・D/W 壁面に付着した FP が、壁を伝って PCV 滞留水に流下したことで、水面近傍の線量が高い可能性がある。
17		・燃料デブリ中に、量は少ないと考えられるもののセシウムが残存している可能性がある。また、燃料デブリ中の FP は偏在している可能性がある。

18		・PCV 漏洩箇所は主蒸気配管 D の伸縮継手周辺と位置が高いことから、PCV 滞留水の下部は水面部より線量が高い可能性がある。
19		・水中は水の循環により FP が希釈されており、線量は低いものと推定。
20		・PCV 内滞留水の水面から 0.7m 下で検出された放射能は、水面近傍より低いことが確認された。格納容器内滞留水の水面近傍と水面から約 0.7 m 下の 2 箇所にて採取した試料から Cs-134、Cs-137、トリチウム、Sr-90 を確認 (2015/10/30)
21		・Cs-134 濃度【Bq/c m ³ 】：(水面付近) 4.0E+2、(水面下約 0.7 m) 2.3E+2
22		・Cs-137 濃度【Bq/c m ³ 】：(水面付近) 1.6E+3、(水面下約 0.7 m) 9.4E+2
23	ペDESTアル	・燃料デブリが格納容器に移行していた場合、D/W 内の線量の実測値と比較して、より高い線量であると推定。
24	S/C	・S/C に移行してプール水に捕捉された FP は、現在も滞留水中に残存していると推定。(2017/3/14)
25		・S/C 内の滞留水の容積が大きいため、大量の FP が残存している可能性。(2017/3/14)
26	トールラス室	・気相部は実測値に基づき推定。水は建屋間の連通口を通じて 流出しており、循環しているため線量が低いと推定。

表 1.3.2-4 事故終息時 (事故後 500 h) の各号機毎の Cs-137 の分布 (単位: 黒字; Sv/h、青字; PBq)

項目		U1	U2	U3
初期インベントリー [II.1.1-1]		202	255	241
RPV	構造物			
PCV D/W	CAMS	~45 Sv/h after 500 h*	~40 Sv/h after 500 h*	~30 Sv/h after 500 h*
	気相部		(31,1~72.9 Sv/h on 2012/3/27)*	(~1 Sv/h on 2015/10/30)*
	1F グレーチング上	(4.7~9.7 Sv/h on 2015/4/10~16)*		
	CRD レール付近		(~210 Sv/h on 2017/2/16)*	
	CRD 交換レール近傍		(2.4~36 Sv/h on 2013/8/12)*	
	X-53 ペネ内壁近傍		(max 72.9 Sv/h on 2013/8/12)*	(~10.75Sv/h on 2015/10/30)*
	ペDESTアル外部		(~530 Sv/h on 2017/1/30)*	
	ペDESTアル内部		(20 Sv/h on 2017/1/30)*	
	滞留水	12.9 3.5E+04 Bq/cm ³ on 2012/10/9~13	87.2 4.38E+03 Bq/cm ³	41.6 9.4E+04 Bq/cm ³
PCV W/W	CAMS	~17 Sv/h after 500h*	~1 Sv/h after 500 h*	~1 Sv/h after 500 h*
	滞留水			
建屋	トールラス室滞留水		2.4E+04 Bq/cm ³	
	1F X-49 ペネ表面	(max. 800 mSv/h on 2014/3/27)*		
	1F X-53 ペネ床近傍	(2.1 Sv/h on 2013/3/22)*		
	1F X-30 ペネ表面		(310~500 mSv/h on 2011/4~2014/4)*	

	1F X-34 ペネ表面		(3.0~4.4 Sv/h on 2011/4~2014/2)*	
	1F X-6 ペネ床面		(>10 Sv/h on 2015/11/26)**	
	1F 機器ハッチ床			(max. 4.78 Sv/h on 2011/4~2013/2)*
	シールドプラグ	0.1~0.2	~73.0***	~63.0***
環境への放出 (ソースターム)		0.76	1.10	7.08
マスバランス		~7%	~63%	~44%

注) * ; Cs-137 以外の放射性核種を含む、** ; スチーム洗浄後 [II.1.3.2-7]、*** ; 隙間の均一分布を仮定

[第 II.1.3.2 項 参考文献]

- [II.1.3.2-1] debris Wiki、「1号機 FP 分布の推定図」;
[PowerPoint プレゼンテーション](#).
- [II.1.3.2-2] debris Wiki、「2号機 FP 分布の推定図」;
[PowerPoint プレゼンテーション](#).
- [II.1.3.2-3] debris Wiki、「3号機 FP 分布の推定図」;
[PowerPoint プレゼンテーション](#).
- [II.1.3.2-4] debris Wiki、「1号機 線量分布の推定図」;
[PowerPoint プレゼンテーション](#).
- [II.1.3.2-5] debris Wiki、「2号機 線量分布の推定図」;
[PowerPoint プレゼンテーション](#).
- [II.1.3.2-6] debris Wiki、「3号機 線量分布の推定図」;
[PowerPoint プレゼンテーション](#).
- [II.1.3.2-7] 東京電力株式会社、「2号機 X-6 ペネ周辺
除染状況について (経過報告)」、
2015/11/26 ; [1126_3_3b.pdf](#)
- [II.1.3.2-8] L.E. Herranz, et al., “Overview and outcomes
of the OECD/NEA benchmark study of the
accident at the Fukushima Daiichi NPS
(BSAF) Phase 2 – Results of severe accident
analyses for Unit 1”, Nucl. Engin. Design, 369,
110849 (2020).
- [II.1.3.2-9] [M. Sonnenkalb, et al., “Overview and
outcomes of the OECD/NEA benchmark study
of the accident at the Fukushima Daiichi NPS
(BSAF) Phase 2 – Results of severe accident
analyses for Unit 2”, Nucl. Engin. Design, 369,
110840 (2020).
- [II.1.3.2-10] T. Lind, et al., “Overview and outcomes of the
OECD/NEA benchmark study of the accident
at the Fukushima Daiichi NPS (BSAF) Phase 2
– Results of severe accident analyses for Unit
3”, Nucl. Engin. Design, 376, 111138 (2021).
- [II.1.3.2-11] 西原、他、「福島第一原子力発電所の滞留
水への放射性核種放出」、日本原子力学会
和文論文誌、11, p. 13-19 (2019); [ja](#)
- [II.1.3.2-12] H. Terada, et al., “Refinement of source term
and atmospheric dispersion simulation of
radionuclides during the Fukushima Daiichi
Nuclear Power”, J. Environmental
Radioactivity, 213, 10610, (2020).
- [II.1.3.2-13] 原子力規制委員会、「東京電力福島第一原
子力発電所の中期的リスクの目標マップ
(2025年1月版) (2017); [000475206.pdf](#).

1.4 廃棄物インベントリ評価

1.4.1 長半減期核種の分析と挙動

福島第一原子力発電所では、多様かつ多量な放射性廃棄物が発生しており、将来これらを処理、処分するための方策を検討している[II.1.4.1-1]。放射性廃棄物の処分安全に関して、廃棄物が含有する放射性核種の濃度が必要であり、そのデータを放射化学分析により求めている。長半減期の核種には主としてα線あるいはβ線を放出するものが多く、処分安全上の重要度が高い。しかしながら、それらはいわゆる難測定核種であり、分析の難度が高く放射能濃度が低いために定量が難しく、次節にて述べられるようにインベントリ推算手法の開発が不可欠である。本節では、前委員会報告[II.1.4.1-2]から新たに得られたデータをもとにFPの挙動を概説する。

分析の対象とする放射性核種は、当初、国内の廃棄物処分の先例などを参照して38の核種を選び[II.1.4.1-3]、その後、分析データの蓄積や研究開発の進展を踏まえて次の30核種に見直した[II.1.4.1-4]。

^3H , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{41}Ca , ^{60}Co , ^{63}Ni , ^{79}Se , ^{90}Sr , ^{93}Zr , ^{93}Mo , ^{94}Nb , ^{99}Tc , ^{106}Ru , ^{107}Pd , $^{108\text{m}}\text{Ag}$, ^{125}Sb , ^{126}Sn , ^{129}I , ^{137}Cs , ^{154}Eu , ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{237}Np , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Am , ^{244}Cm

ここで、下線は優先度の高い核種を表す。分析方法は既報[II.1.4.1-5]を基にしつつ、対象とする核種や廃棄物を拡張するために並行して整備、適用している。福島第一原子力発電所で得られた分析試料を茨城県に所在する分析施設（日本原子力研究開発機構（核燃料サイクル工学研究所）、MHI原子力研究開発株式会社、日本核燃料開発株式会社）へ輸送し分析に供している。福島第一原子力発電所に建設された放射性物質分析・研究施設第1棟において2024年度より分析を本格的に開始しており、データ蓄積の加速が期待される。

得られた分析データは、廃棄物管理のみならず廃止措置に関する分野の研究開発に利用するために公開に供している[II.1.4.1-6]。このデータベースに収録するデータの点数を表1.4.1-1に示す。以下、燃料デブリに近い領域で採取された試料、滞留水と瓦礫に関する分析データを紹介し、 ^{60}Co との相関に言及する。

移動式炉心内計装系（Traversing in-Core Probe: TIP）の計装配管に閉塞が認められ、2017年に閉塞物が採取された。配管はシュラウド内に配置されており、B、C及びDラインから閉塞物が採取された。放射性核種としては、FPや放射化生成物（AP）とともに、高

表 1.4.1-1 データベース FRA_nDLi に収録したデータ点数

分類	試料等	試料等点数*
試料性状・ 分析結果	滞留水	569
	処理水	977
	瓦礫	211
	建屋スラッジ	59
	水処理二次廃棄物	77
	土壌、植物	467
物量	タンク等の 汚染水貯蔵量	10157
	使用済み 吸着材等の保管量	5078

* 2025年2月27日時点、東京電力による公開データの再録を含む。

い濃度のアクチニド核種が検出された。燃料成分の寄与が見られたので、 ^{238}U を基準とし、燃料組成により規格化した濃度比（輸送比と呼ぶ）を求めた。図1.4.1-1に示すように、アクチニドであるU、Pu、Am及びCm核種は1に近い輸送比を呈し、 ^{238}U と同様の移行割合でTIP計装配管へ移行したものと推察される。 ^{137}Cs や ^{90}Sr などのFP核種はアクチニド核種に比べ輸送比が大きく、優先的に移行した。 ^{154}Eu と ^{155}Eu は化学的に似るAmやCmより大きな値を示したがその理由は不明である。FP及びAPとして生成しうる核種にZrやNbがあり、これらの大きな輸送比は、材料の放射化による寄与を示唆している。試料からはステンレス鋼の成分とともにZrやMoが検出された。

滞留水中の ^{99}Tc 分析値が得られ、充実してきている。 ^{99}Tc は水中で ^{79}Se や ^{129}I のように陰イオン化学種として存在すると考えられるので、 ^{137}Cs を基準としてこれら核種の輸送比を求め、その時間変化を図1.4.1-2に示す。 ^{99}Tc は2013年から検出され、以後、 10^{-3} から 10^{-1} の間で推移している。一方で、 ^{79}Se と ^{129}I の輸送比は1を超えており、Csに対して優先的に水へ移行した。また、 ^{79}Se と ^{129}I のいずれも時間とともに輸送比が低下し、検出されないようになった。燃料中で ^{99}Tc はMo等とともに金属相として析出し、Iは被覆管と燃料ペレットのギャップに移行する[II.1.4.1-7]。燃料が損傷した時点での濃度分布と化学特性の違いに

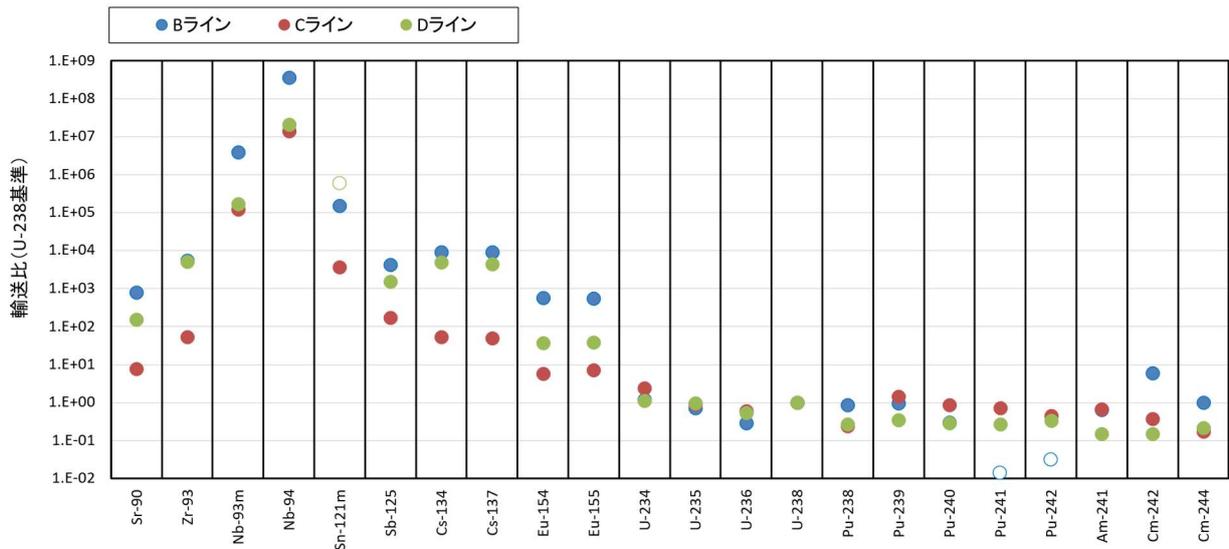


図 1.4.1-1 TIP 試料への種々の放射性核種の輸送比
(白抜きマークは検出限界値から算出)

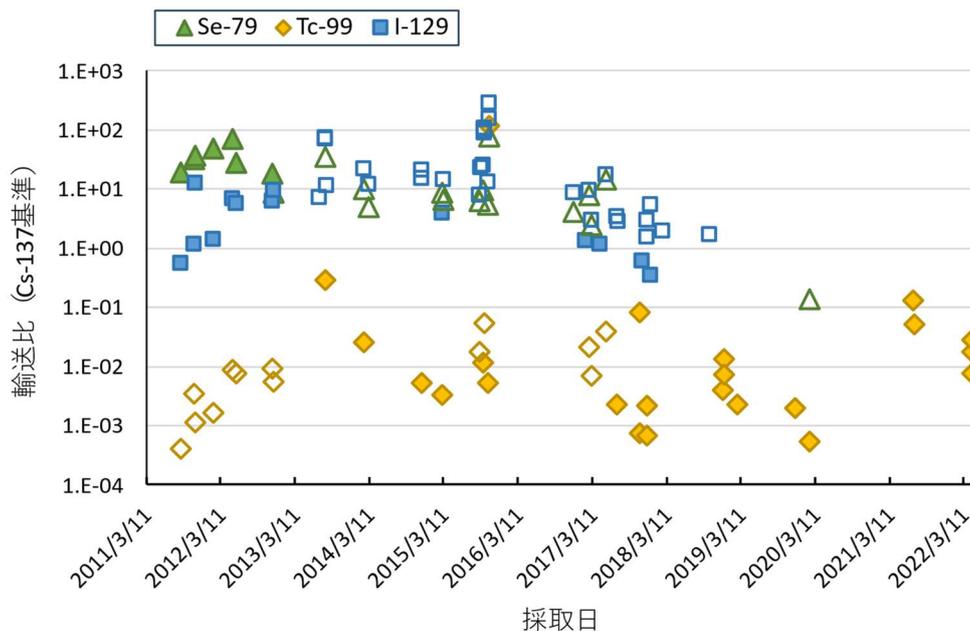


図 1.4.1-2 滞留水への⁷⁹Se、⁹⁹Tc、¹²⁹Iの輸送比 (¹³⁷Cs 基準) の推移
(白抜きマークは検出限界値から算出)

起因して、上述のふるまいが観察されたものと考えられる。SeはIに似た輸送比の推移であるので、原子炉運転中に燃料内での再分布が生じていた可能性が窺われる。

長半減期の核種は、処分安全評価のために低濃度の定量が望まれ、γ線やICP-MS分析により難しい場合には加速器質量分析(AMS)の適用が有用である。¹²⁹Iは水とともに瓦礫にも検出されており、AMSに

よるものを含め図 I1.4.1-3 に分析データを示す。10⁻² Bq/g 程度もしくはより低い濃度での定量が可能である。低い濃度領域では、¹³⁷Cs 濃度に対してばらついており、さらにデータを蓄積した挙動の考察が必要である。

¹³⁷Cs は福島第一原子力発電所事故に起因する汚染について支配的であり、放射性核種の汚染挙動を考察する上での基準として好適である。従来、発電所廃棄

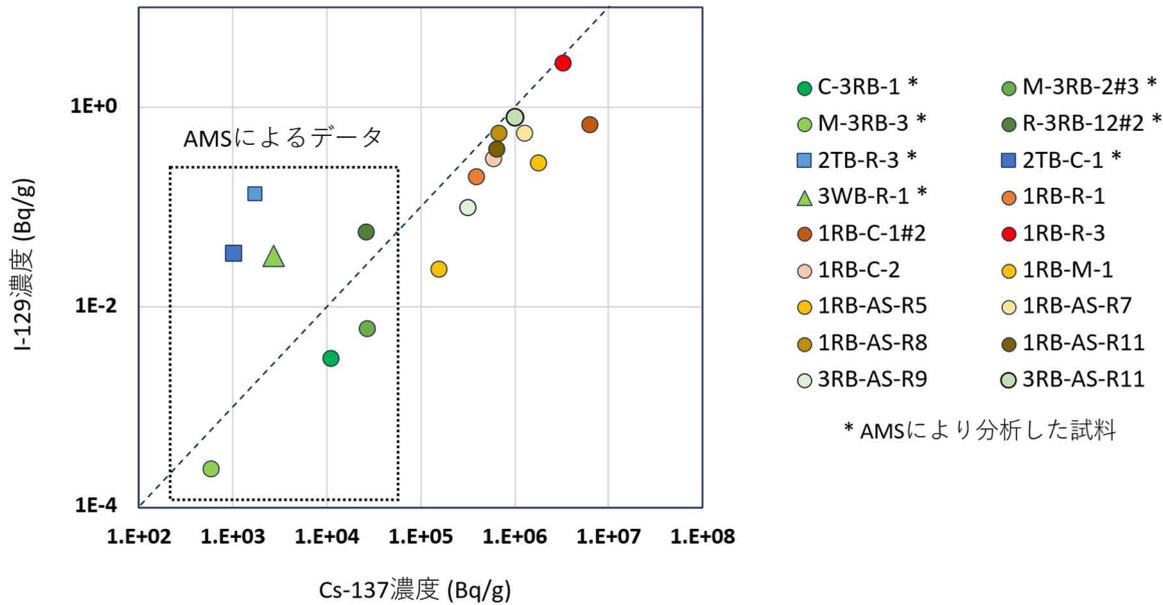


図 1.4.1-3 AMS による ^{129}I 分析で得た瓦礫のデータ

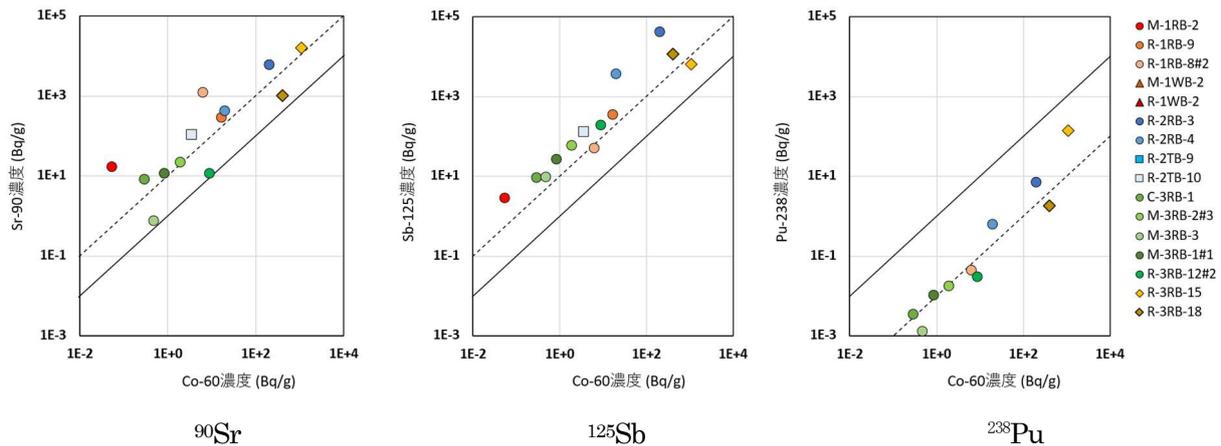


図 1.4.1-4 瓦礫への ^{90}Sr 、 ^{125}Sb 、 ^{238}Pu の輸送比 (^{60}Co 基準)

物について核種間の相関を利用する時、 ^{60}Co がしばしば基準として用いられている。 ^{60}Co と種々の核種の相関を調べると、 ^{90}Sr 、 ^{99}Tc や $^{239+240}\text{Pu}$ など ^{137}Cs に比べてより良い相関が認められる場合がある[II.1.4.1-8]。原子炉建屋等の屋内で採取された瓦礫についての相関図を図 1.4.1-4 に示す。FP と AP の核種は由来が異なるので、この良い相関の理由に関心が寄せられる。 ^{60}Co は炉内の種々の構造物に含まれるが、FP との良好な相関は、ソースタームが近接していることを示唆するとみられる。 ^{60}Co と ^{63}Ni は被覆管に含まれるとともに、その表面に付着する。放射能は炉水から付着する寄与

が相対的に大きく[II.1.4.1-9]、汚染への寄与を検討すべきであろう。

汚染の核種組成は分析データに基づいて経験的に確立されるが、これに対して理論的なアプローチによってその妥当性が評価されるべきである[II.1.4.1-10]。汚染のソースタームとその移行、拡散、定着の経路を検討し、分析データを裏付ける考察へと導いていく研究が重要である。

本節の分析データは経済産業省の廃炉・汚染水・処理水対策事業（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）の成果[II.1.4.1-1]を含む。

【原子力機構 駒 義和】

[第 II.1.4.1 項 参考文献]

- [II.1.4.1-1] 日本原子力研究開発機構、経済産業省 令和 4 年度開始 廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）成果報告書（2025）.
<https://dccc-program.jp/12496>
- [II.1.4.1-2] 「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会編、シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動、日本原子力学会（2021）.
- [II.1.4.1-3] 東京電力ホールディングス株式会社、日本原子力研究開発機構、"放射性物質分析・研究施設第2棟における燃料デブリ分析に係る検討について"、特定原子力施設監視・評価検討会（第72回）、資料2、2019年6月17日.
- [II.1.4.1-4] 東京電力ホールディングス株式会社、“1F 固体廃棄物分析における分析対象核種の選定について”、特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合（第23回）、資料 2-1、令和 6 年 12 月 5 日.
<https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100006577>
- [II.1.4.1-5] 亀尾 裕 ほか、研究施設等廃棄物に含まれる放射性核種の簡易・迅速分析法（分析指針）、JAEA-Technology 2009-051（2009）.
- [II.1.4.1-6] 日本原子力研究開発機構、福島第一原子力発電所事故廃棄物に関する分析データ集 (FRAnDLi). <https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/>
- [II.1.4.1-7] H. Kleykamp, The chemical state of the fission products in oxide fuels, Journal of Nuclear Materials, 131(2-3), 221-246 (1985).
- [II.1.4.1-8] Youko Takahatake, et al., “Correlation with ⁶⁰Co for radioactive nuclides in solid waste generated at Fukushima Daiichi NPS,” International Topical Workshop on Fukushima Decommissioning Research 2022 (FDR2022), FDR2022-1063, October 14-16, 2022, Naraha, Japan (2022).
- [II.1.4.1-9] Shunsuke Uchida, Evaluation of ⁶⁰Co inventory in the core of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, Contribution of fuel deposits to the reactor core inventory, J. Nucl. Sci. Technol., submitted.
- [II.1.4.1-10] 木野千晶ほか、福島第一原子力発電所廃棄物の放射能推算のための核種挙動モデル、(1) 開発の狙いとそのアプローチ、日本原子力学会 2024 年秋の大会、2H08 (2024).

1.4.2 1F 廃棄物の解析的インベントリ推算方法の開発

福島第一原子力発電所では、事故に由来する放射性核種で汚染された多種多様な廃棄物（汚染水処理二次廃棄物、瓦礫、解体廃棄物等。以下、福島第一事故廃棄物）が発生する。汚染の源は事故時に破損した燃料から放出された放射性核種であるが、汚染の過程はいまだ十分には解明されていない。現場での汚染物・汚染水等の採取や分析が着実に進められているものの、依然、情報は限定されている。そのため、福島第一事故廃棄物の安全な処理・処分や処理・処分するまで安定な保管管理等の見通しを得るための検討に必要な入力情報である廃棄物インベントリ（物量、核種組成・量・濃度）の推定に、机上計算方法による支援が進められてきた。本項では、この方法を「解析的インベントリ推算方法」と称し、その開発[II.1.4.2-1～3]の現状について概説する。なお、以下の推算フロー、核種移行パラメータ、推算結果等は、経済産業省の廃炉・汚染水・処理水対策事業（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）の成果を含む[II.1.4.2-3]。

一般的に、放射性廃棄物処分の安全評価においては、不確実性への対処として、各シナリオやパラメータについて、廃棄物に含まれる放射エネルギーが大きくなるように、いわゆる“保守的”な設定を行うことがある。ここで、不明な点の多い福島第一事故廃棄物では、過度な保守性を含んだ評価に安易に向かうことを避ける必要がある。そこで、解析的インベントリ推算方法の開発は、炉心3基分に相当する放射性核種量をベースとして、それが種々の廃棄物に分配される全体像に常に留意し、現状の知見に基づいた計算結果の不確実性を明示することを基本的な考え方として進めている。

解析的インベントリ推算方法で想定する放射性核種の分布の全体像を図 1.4.2-1 に示す。事故時の炉心溶融により、燃料の一部は周辺の構造物とともに燃料デブリを形成し、さらに高温条件下で、溶融燃料および周辺の構造物から建屋内気中に放射性核種が放出された。建屋内に放出された放射性核種は、一部は建屋内の壁面や床、機器等に沈着するとともに、水素爆発等ともなって建屋外に放出された。また、継続的な炉心の冷却によって発生した滞留水（汚染水）の除染処理によって使用済み吸着塔やスラッジ等の二次廃棄物が発生している。このようなプロセスを想定して、種々の廃棄物等への核種の移行を表現する推算フローを構築した。本項では、汚染水処理の二次廃棄物に関する推算フローを図 1.4.2-2(a)、建屋内の汚染分布に関する推

算フローを図 1.4.2-2(b)に例示する。これらは、図 II.4.2-1 から対象物への核種の移行経路を抽出して構成したものである。事故に伴う廃棄物の保管や処分の安全に係る将来にわたっての保守性を考慮して、134 の核種を対象として計算した。

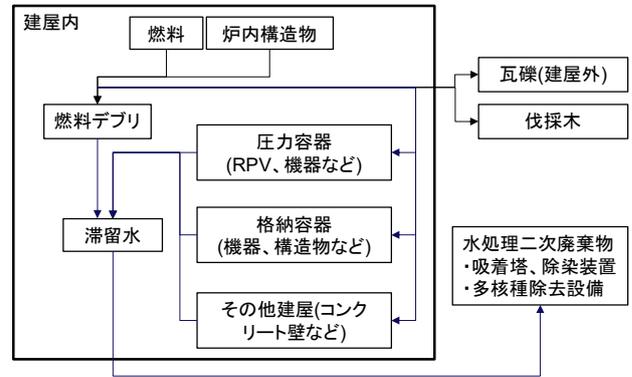
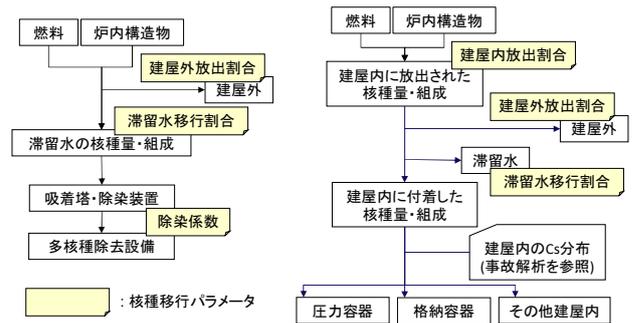


図 1.4.2-1 福島第一事故廃棄物インベントリ推算の全体像



(a) 水処理二次廃棄物 (b) 建屋内汚染分布

図 1.4.2-2 廃棄物インベントリ推算フロー (例)

図 1.4.2-2 中の核種移行パラメータの設定が、解析的インベントリ推算方法の最も重要な特徴となっている。建屋内外への気中放出割合、滞留水への移行割合は、事故解析や分析による情報が最も充実している ^{137}Cs の移行量とソースの比を参照して、その他の核種については輸送比を乗じることによって算出する。輸送比 T_x は、元素 X がソース (source) から試料 (sample) へと移行した割合を、基準とする核種に対する比として、次式で定義されている[II.1.4.2.4]。

$$T_x = \frac{N_{x,\text{sample}}/N_{x,\text{source}}}{N_{\text{std},\text{sample}}/N_{\text{std},\text{source}}} = \frac{c_{x,\text{sample}}/c_{\text{std},\text{sample}}}{A_{x,\text{source}}/A_{\text{std},\text{source}}}$$

ここで、 N : 原子数、 c : 放射能濃度 [Bq/g]、 A : 放射能 [Bq]、 x : 対象核種、 std : 基準とする核種である。

ソースは、建屋内外への気中放出割合では燃料と炉内構造物中の核種インベントリであり、滞留水への移行割合では燃料と炉内構造物中の核種インベントリから建屋外放出分を減じた核種量である。輸送比の数値の大小は、基準とする核種 (^{137}Cs) に比較した際の、ある核種の移行しやすさを表現したものと理解できる。

建屋内放出割合の設定において、 ^{137}Cs の移行量は、事故解析等の文献値[II.1.4.2-5~9]を参照して設定した。福島第一原子力発電所の条件との相違があり、不確実性の原因となっている。輸送比は、FRAnDLi データベース[II.1.4.2-10]から建屋内で採取された瓦礫、ポーリングコアや塗膜等の分析データを抽出して算出した。輸送比の分布を図 1.4.2-3(a) に示す。ここで、核種のグルーピングは、各グループに分析データがある核種が 1 つ以上あるようにするとともに、化学的類似性を考慮して、移行挙動が近いと考えられる核種で構成している。現時点で、数桁にわたる不確実性幅の存在を認識すべきであることがわかる。なお、2 号機で輸送比が高い傾向が見えるが、2 号機の試料は 5 階、3 号機は 1 階、1 号機は 1 階・5 階から採取された試料の分析データから算出されたものであり、試料採取された階に偏りがあることから、号機による傾向についての明確な言及は控える。

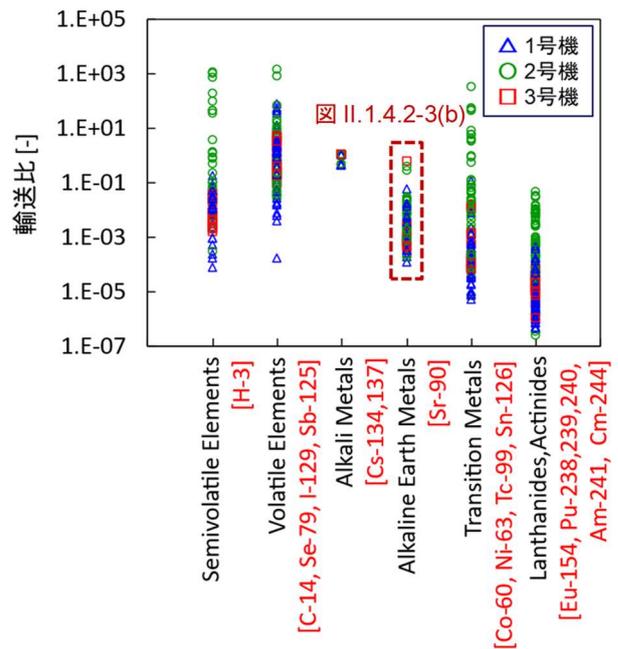
さらに、輸送比の対数をとると、図 1.4.2-3(b) のように、概ね正規分布として整理できることがわかった。解析的インベントリ推算方法では、この正規分布を記述する母数 (平均値 μ と標準偏差 σ) をベイズ統計 (ベイズ統計については第 II 編 3.2.3 項で論じている) によって確率変数として算出し、核種移行パラメータを統計論的に設定する。

本項では紙面の関係でデータ詳細は割愛するが、建屋外放出割合については、 ^{137}Cs の移行量は ^{137}Cs の大気放出量に関する複数の既往文献で示された解析推算値の幅、輸送比は福島第一原子力発電所サイト内で採取された建屋外瓦礫・土壌・伐採木等の分析結果を参照して設定した。滞留水移行割合については、 ^{137}Cs の移行量は東京電力による滞留水の分析値と処理水量、輸送比は炉建屋・タービン建屋・集中廃棄物処理建屋で採取された滞留水の分析結果を参照して設定した。

以上のプロセスによって統計論的に設定した核種移行パラメータを図 1.4.2-4 に示す。水処理工程の除染係数については、吸着材の選定において除去対象とした核種に対しては 1000、化学的類似性を考慮して除去

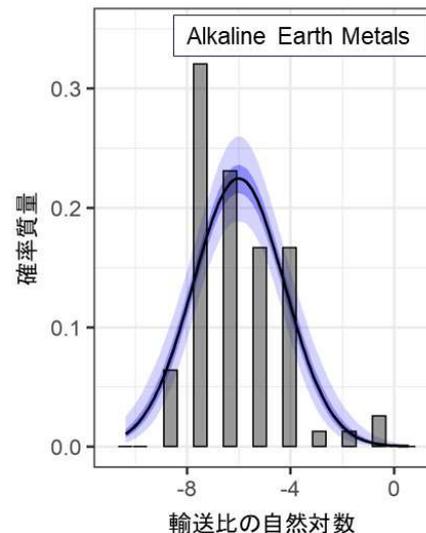
される可能性がある核種は 10 とする等して設定している。

図 1.4.2-2(a) の計算フローを適用し、図 1.4.2-4 の核種移行パラメータを使用して推算した例として、多核種除去設備の炭酸塩沈殿スラリーの廃棄物インベントリを、実廃棄物の分析結果と比較して図 1.4.2-5 に示す。統計的な推算によって、実廃棄物の核種濃度の分布を概ね包含した廃棄物インベントリが求められた。図 1.4.2-5(b) に示すように、図 1.4.2-3 の輸送比の分布を反映した、統計的な評価が可能となっている。



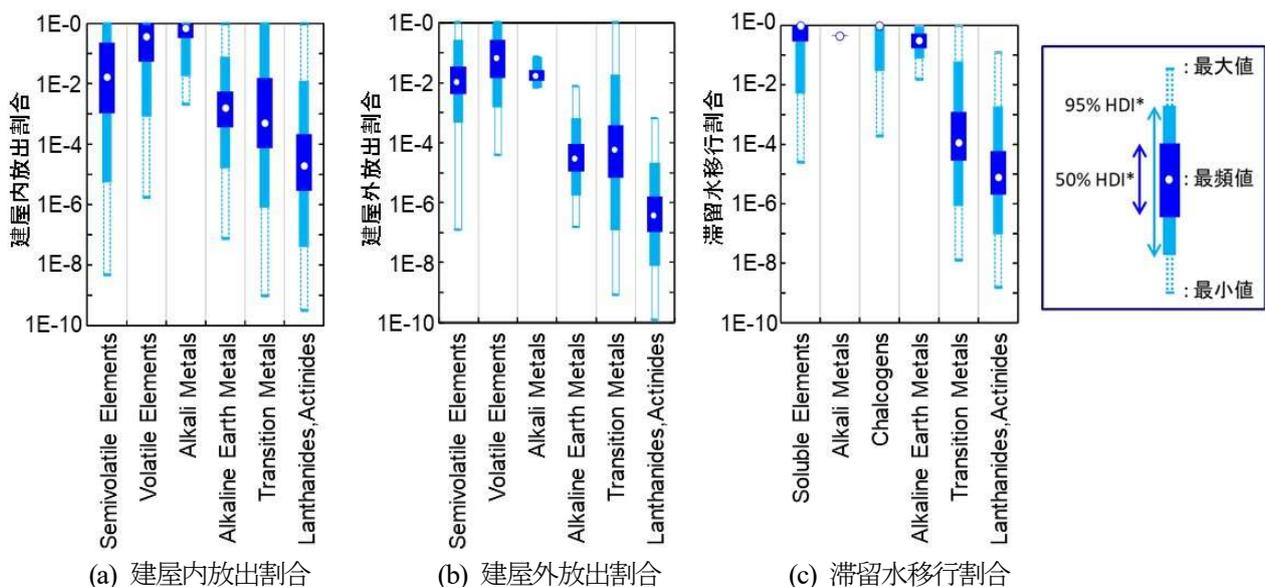
(注) 赤字の核種は分析データを参照した核種。

(a) 算出した輸送比の分布



(b) 輸送比の分布 ((a)のうち Alkaline Earth Metals)

図 1.4.2-3 建屋内放出割合に関する輸送比



*HDI: Highest Density Interval (最高密度区間)。分布の最も確からしさの高い部分、かつ分布の大部分をカバーしていることを示す。

図 1.4.2.4 解析的インベントリ推算方法における核種移行パラメータの設定

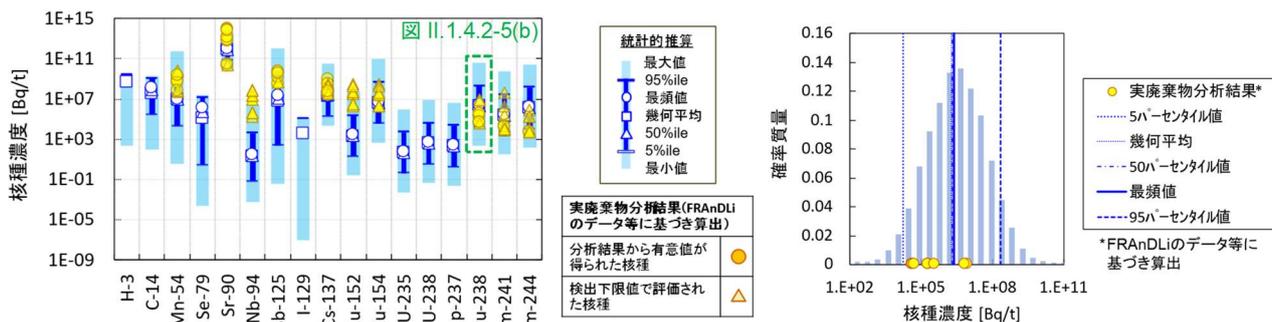
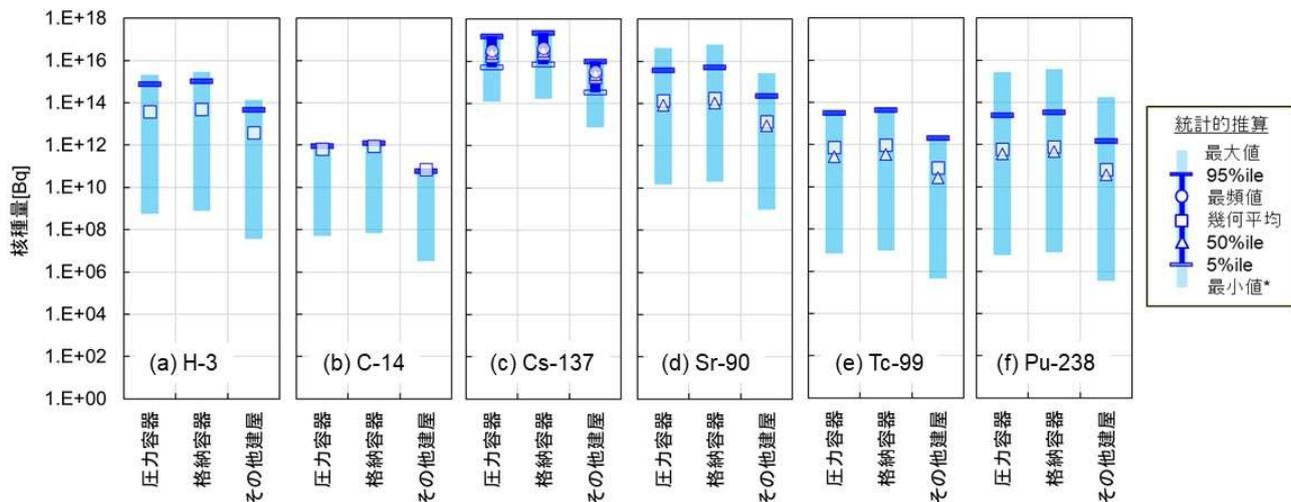


図 1.4.2.5 廃棄物インベントリ推算結果 (例:炭酸塩沈殿スラリー)



* 濃度がゼロとなったリアライゼーションを削除して算出した参考値。

図 1.4.2.6 建屋内汚染分布の推算結果例

表 1.4.2-1 原子炉建屋内のセシウムの分布（事故解析事例[II.1.4.2-11]を参照した設定）

位置	事故解析事例[II.1.4.2-11]より算出した建屋内分布割合						建屋内分布割合 (設定値)	
	1号機		2号機		3号機		左記6ケースの平均	
	事業者 解析 ケース	事業者 解析 ケース	事業者 解析 ケース1	事業者 解析 ケース2	事業者 解析 ケース1	事業者 解析 ケース2		
RPV内	6.5E-01	6.6E-01	2.9E-01	3.8E-01	3.0E-01	1.8E-01	4.1E-01：圧力容器	
ウェットウェル	2.9E-01	2.7E-01	7.1E-01	4.3E-01	7.0E-01	8.1E-01	5.3E-01	5.7E-01：格納容器
ドライウェル	5.1E-02	7.0E-02	0.0E+00	5.8E-02	0.0E+00	9.6E-03	3.1E-02	
原子炉建屋	5.1E-03	6.0E-03	0.0E+00	1.4E-01	0.0E+00	5.1E-03	2.6E-02：その他建屋	

解析的インベントリ推算方法では、建屋内の汚染分布についても、試算を行っている。福島第一原子力発電所の事故解析事例から ^{137}Cs の分布を参照して、核種組成を推算した例を図 1.4.2-6 に示す。現時点では、1～3号機についての建屋内におけるセシウムの分布の解析事例[II.1.4.2-11]に示された複数の解析ケースの結果の平均値（表 1.4.2-1）を参照した、圧力容器・格納容器・その他建屋の区分での分布の推算までとしているが、さらに方法の開発を進め、低濃度汚染部分については合理的な管理・処分方法や材料の再利用の検

討、高濃度汚染部分については追加的な安全確保策の検討等に資することを考えている。

以上のように、解析的インベントリ推算方法は、統計的な考察を可能とするものとして整備が進んでいる。既に、福島第一事故廃棄物の発生予測や、管理・処理・処分の検討に資する入力情報を与えるものとして、活用されているところであるが、実廃棄物等の分析データの蓄積がさらに進んでいくに従い、それらを参照して推算精度の向上を図っていくべきものと考えている。

【電中研 杉山 大輔】

[第 II.1.4.2 項 参考文献]

- [II.1.4.2-1] D. Sugiyama, R. Nakabayashi, S. Tanaka, Y. Koma, Y. Takahatake, “Stochastic estimation of radionuclide composition in wastes generated at Fukushima Daiichi nuclear power station using Bayesian inference”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 58, Issue 4: Special Issue on Fukushima Daiichi: Toward Environmental Restoration and Decommissioning of Damaged NPP, 493-506 (2021).
- [II.1.4.2-2] D. Sugiyama, R. Nakabayashi, Y. Koma, Y. Takahatake, M. Tsukamoto, “Development of calculation methodology for estimation of radionuclide composition in wastes generated at Fukushima Daiichi nuclear power station”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 56, Issue 9-10: Fukushima Daiichi: Toward Environmental Restoration and Decommissioning of Damaged NPP, 881-890 (2019).
- [II.1.4.2-3] 日本原子力研究開発機構、経済産業省 令和4年度開始 廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）成果報告書（2025）。
<https://dccc-program.jp/12496>
- [II.1.4.2-4] Y. Koma, A. Shibata, T. Ashida, “Radioactive Contamination of Several Materials Following the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident”, *Nuclear Materials and Energy*, vol.10, 35-41 (2017).
- [II.1.4.2-5] L. Soffer, S.B. Burson, C.M. Ferrell, R.Y. Lee, J.N. Ridgely, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, NUREG-1465 (1995).
- [II.1.4.2-6] 中村武彦、柳原敏、“過酷炉心損傷時における核分裂生成物の燃料棒からの放出速度およびその化学形”、JAERI-M 89-077 (1989).
- [II.1.4.2-7] P. D. W. Bottomley, A-C. Gregoire, P. Carbol, J-P. Glatz, D. Knoche, D. Papaioannou, D. Solatie, S. Van Winckel, G. Gregoire, D. Jacquemain, “Fission Product and Actinide Release from the Debris Bed Test PHEBUS FPT4: Synthesis of the Post Test Analyses and of the Revaporisation Testing of the Plenum Samples”, *Nuclear engineering and technology*, vol. 38, no. 2, special issue on ICAPP'05, 163-174 (2006).
- [II.1.4.2-8] J. Elkert, H. Christensen, B. Torstenfelt, “Management of Radioactive Waste from a Major Core Damage in a BWR Power Plant”, Final Report of the NKA Project KAC 390 (1990).
- [II.1.4.2-9] B. J. Lewis, R. Dickson, F.C. Iglesias, G. Ducros, T. Kudo, “Overview of experimental programs on core melt progression and fission product release behaviour”, *Journal of Nuclear Materials*, vol. 380, 126-143 (2008).
- [II.1.4.2-10] 日本原子力研究開発機構、福島第一原子力発電所事故廃棄物に関する分析データ集 (FRAnDLi). <https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/>
- [II.1.4.2-11] 原子力安全基盤機構、“東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に係る1号機、2号機及び3号機の炉心の状態に関する評価”、JNES-RE-2011-0002 (2011).

1.5 FP の化学形態

1.5.1 シビアアクシデント時の炉内におけるセシウム化学

軽水炉のシビアアクシデント (SA) 時に、破損した核燃料から放出された核分裂生成物 (FP) は、炉内を移行し、様々な経路において構造物等に沈着し、一部は環境に放出される。炉内移行時の温度や雰囲気、構造材等との化学反応等に伴う化学形態・状態の変化(以下、化学挙動)は、FP の炉内移行を支配する重要な要素であるが、今までの SA 解析において十分な考慮はされていなかった。IF 事故においては、従来安全評価において想定されていた SA 時の FP 移行よりも非常に複雑で、BWR 制御材ホウ素を含む多種多様な構造材と反応したことが示唆されており、FP 移行、すなわち FP 分布を把握する上で、化学挙動は非常に重要である[II.1.5.1-1]。さらに、今後の IF 廃炉に向けて、被ばく評価や廃棄物処理を考慮した場合、事故後の長期間において高線量のセシウム (Cs) の沈着状態や水溶性等の性状に関する情報、すなわち化学挙動が非常に重要である。

実際、IF 廃炉におけるリスク評価や廃棄物処理方法の検討において、Cs の分布や性状に関する情報が必要となるものの、それらは従来の SA 解析を基にしたものであり、その評価や検討結果における不確かさは大きい。このため、Cs の炉内移行時における化学挙動に関する研究開発が進められている。図 1.5.1-1 にこれらの研究開発結果をもとに、IF 炉内において想定される各構造材と Cs の反応生成物をまとめたものを示す。

1.5.1.1 ホウ素との反応

BWR では制御材としてホウ素が利用されている。先行的に SA 研究が進められている欧州では、その対

象が PWR であり、制御材として銀-インジウム-カドミウム合金が利用されているため、炭化ホウ素 (B_4C) の影響に関する知見は乏しかった。

B_4C を含む制御ブレードは、SA 時において Zr 単体での熔融よりも低温度で生じる Fe-B の共晶反応により、燃料棒よりも早いタイミングで熔融崩落する可能性がある[II.1.5.1-2]。一方、 B_4C は制御ブレードの破損によって水蒸気と反応することにより、酸化ホウ素 (B_2O_3) を経て、ホウ酸 (HBO_2 、 H_3BO_3) を生成し、これらは比較的蒸気圧が高いため、蒸気として炉心から放出され得る。放出されたホウ素蒸気種は、ステンレス鋼と 1000 K 以上の高温にて反応し、 $2FeO \cdot FeBO_3$ 等の複雑な酸化物を形成してステンレス鋼に固着する。また、ホウ素蒸気種は、炉内移行時の温度低下に伴い、凝縮してエアロゾルを形成する[III.1.5.1-3]。

これらのホウ酸は Cs と反応し、水溶性のホウ酸セシウム ($CsBO_2$ 等) を生成する[II.1.5.1-4]。IF 事故前に B_4C を制御材として用いた FP 放出・移行実験としては、欧州で大規模炉実験 Phebus-FPT3 が実施された。本実験において、多量にガス状ヨウ素が生成したが、その原因としては、ホウ素との反応により、ヨウ素が、ヨウ素化合物としては揮発性の低いヨウ化セシウム (CsI) を形成するのが阻害されたため、余剰となったヨウ素がガス状になったことも可能性の一つとして考えられる[II.1.5.1-5]。一方、ガス状ヨウ素は、IF 事故前から特に格納容器内でのヨウ素化学の観点での研究が進められているが、生成・反応の速度は一般的に遅く、その生成量の評価には速度論的な考慮が必要とされている。

このため、セシウムやヨウ素の化学挙動を評価する上で速度論的に評価を行うことが必要であり、ホウ素の他に Cs と反応するモリブデン (Mo) を含む、Cs-I-

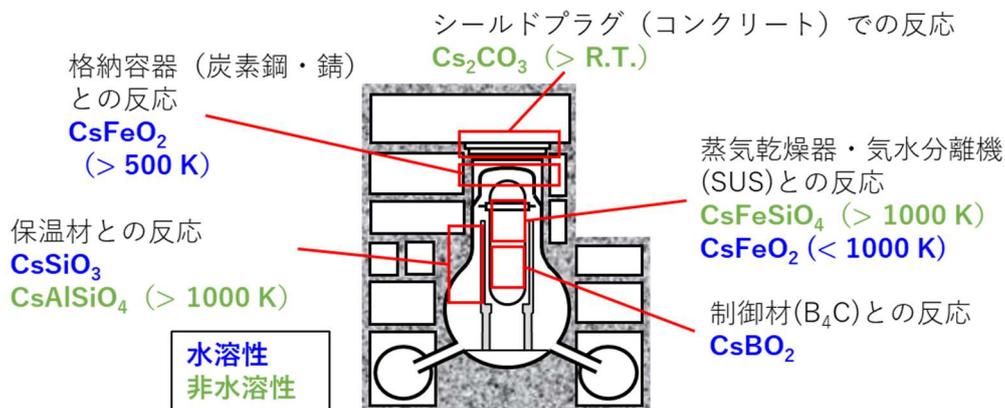


図 1.5.1-1 想定される炉内各構造材と Cs の反応生成物

B-Mo 系の素反応過程における化学反応速度定数が整備されている[II.1.5.1-6]。これらの化学反応速度定数のデータセットは、文献調査の他、量子化学計算を用いて整備されており、これまで JAEA で実施された移行時における CsI と B₂O₃ の反応実験において、従来の化学平衡計算（瞬時に反応が終了すると仮定）よりも実験値を良く再現することが示されている。

1.5.1.2 鋼材との反応

BWR は、炉心の上部に、気水分離器や蒸気乾燥器など非常に表面積の大きな構造材を有している。一方、Cs 蒸気種はステンレス鋼と反応を起こし、固着（化学吸着）することが知られており、ステンレス鋼に微量に含まれるケイ素（Si）と化合物を形成する可能性が示されていた[II.1.5.1-7]。したがって、1F においてステンレス鋼製の炉心の上部構造材に Cs が多量に化学吸着する可能性が考えられることから、化学吸着量やその化学吸着生成物について調べられている。

過去にステンレス鋼への Cs の化学吸着モデルを構築した英国での実験体系と同様の装置を用いて、温度、Cs 蒸気量、ステンレス中の Si 濃度、等をパラメータとして実験が実施された。微細組織観察により、Cs はステンレス鋼表面における酸化層に含まれる Si や Fe と反応し、化合物を形成していることが分かった[II.1.5.1-8]。この結果をもとに反応メカニズムを検討し、モデル化した結果、従来のモデルにおいて Cs 化学吸着量が Cs 蒸気濃度に比例し、その係数は温度のみの関数とされていたが、Cs 化学吸着量は、Cs 蒸気濃度の約 1/2 乗に比例し、その係数は温度のみではなくステンレス鋼中の Si 濃度の関数となっていることが分かった[II.1.5.1-9,10]。また、ステンレス鋼表面の Cs 化学吸着生成物は、温度によって異なった。約 1000K より低い温度では、高い水溶性を示す CsFeO₂ が主に生成すること、また約 1000K より高い温度では、非水溶性である CsFeSiO₄ が主に生成することが分かった[II.1.5.1-10]。

一方、1F では、事故後の長期間において、燃料デブリの冷却水が炉内に注入されており、炉内温度も考慮すると、Cs の構造材料への沈着物は、注水や結露水により水と接触する可能性が高い。したがって、炉内における Cs 分布や性状を把握する上で、これらの Cs 化学吸着生成物の水溶性が重要となる。このため、Cs が化学吸着した鋼材に対して、水への浸漬試験が行われており、Noyes-Whitney 式をベースとしたモデル式に

より浸出速度が示されることが分かった。しかしながら、モデル式は全溶出には漸近しておらず、吸着した Cs は長期間の水への浸漬においても溶出しきらない可能性が示唆された[II.1.5.1-11]。

また、Cs は炉心から放出された後には、PCV 等の構造材である炭素鋼や、それらの錆と反応する可能性もある。温度によっては既に Cs 蒸気種は凝縮してエアロゾルとしての沈着量が多くなるため、Cs 蒸気種との反応による化学吸着量は限定的と考えられるが、エアロゾル粒子として沈着したものも含め、構造材との反応により性状が異なる化合物が生成する可能性もあり、Cs との反応が調べられている。炭素鋼との Cs 蒸気種、もしくは Cs 粒子の反応実験の結果により、673 K といった上記の炉心上部構造材における 1000 K よりも低い温度であっても、Cs 化学吸着が生じ、高い水溶性を示す CsFeO₂ が生成することが分かった[II.1.5.1-12]。また、鋼材の錆として考えられる、ヘマタイト等 (Fe₂O₃, FeOOH) との反応実験の結果、500 K 以下においても化学吸着が生じ、CsFeO₂ が生成することが分かった[II.1.5.1-13]。1F の 2 号機の原子炉キャビティ差圧調整ラインにおいて多くの錆の生成が観察されており、また線量も高くなっていることから、上記のような Cs 化学吸着が生じた可能性も考えられる。

1.5.1.3 保温材との反応

1F2 号機の内部調査において、溶融燃料が崩落したと考えられるペDESTAL の内側よりも、外側にある CRD レールの沈着物で非常に高い放射線量が計測された。この沈着物は砂利のようなもので、高線量であることから Cs を含有すると考えられるが、その生成起源は不明である。そのため、原子炉においてバルブや配管には保温材が取り付けられており、2 号機の SRV からの Cs 蒸気漏洩に伴って、生成された可能性が提案されており、検証のための反応実験が実施されている。

ケイ酸カルシウムを主成分とする保温材への Cs 吸着挙動を確認するため、室温での吸着実験を実施した結果、Cs が化学吸着を通じて保温材に保持・吸収されることが分かった[II.1.5.1-14]。さらに、SA 時の高温環境を考慮し、熱分析等を実施し、Cs は水溶性および不溶性の化合物として、1000K を超えても安定して保温材に吸着されることを示した[II.1.5.1-15]。さらに、高温の水蒸気雰囲気によって Cs 蒸気種とケイ酸カルシウム保温材の反応を模擬し、再現試験を実施した結果、

保温材内で化学吸着された化合物として、水溶性の Cs_2SiO_3 と非水溶性である CsAlSiO_4 が生成されることが分かった[II.1.5.1-15]。前項でも示したように、1F 事故後の長期間において炉内において化学的に安定に存在していることから、1F における CRD レール上の沈着物は非水溶性であり、Cs 蒸気種が保温材と反応し、形成したものである可能性も考えられる。

1.5.1.4 コンクリートとの反応

1F の 2 号機や 3 号機のシールドプラグで高い放射線量 ($> 20 \text{ PBq}$) が計測されており、Cs の環境への放出経路として、シールドプラグの狭隘部を移行してきた可能性が考えられている。1F 事故時でシールドプラグの温度は高くなっていないと考えられるため、Cs は蒸気種ではなく、エアロゾル粒子となって移行したと考えられる。この場合、狭隘部では慣性衝突等により沈着し、空壁や亀裂に侵入するとも考えられるが、長期間にわたり線量が持続していることもあり、その化学的な影響が調べられている。

コンクリートはセメントペースト (C-S-H 、 Ca(OH)_2 等) と骨材 (石英、長石など) で構成される。長石は AlO_4 四面体の構造を持ち、 Na^+ や K^+ などの陽イオンを保持するため、Cs がこれらの部位に置換されることで安定化する。従来の研究は、室温における水相中での Cs の移行に着目されてきたが、1F で経験されたと考えられる比較的高温環境下でのコンクリートとの化学的相互作用の研究は限られている。そのため、コンクリートが脱水するような高温環境下における Cs との化学反応について調べられている。

様々な温度における反応試験の結果、室温においても水溶性の炭酸セシウムを形成すること、また、473 K 以上において非水溶性の化合物 (CsAlSiO_4) が生成することが分かった[II.1.5.1-16]。また、コンクリート表面におけるこれらの Cs 化合物が Cs エアロゾル粒子の沈着を促進するという結果も得られており[II.1.5.1-17]、シールドプラグにおける Cs の沈着や保持において Cs の化学的な影響を与えている可能性も考えられる。

1.5.1.5 再蒸発

SA 時の FP 挙動においてその重要性が再認識された再移行挙動 (再浮遊、再蒸発、飛沫同伴、再揮発) の中で最も影響が大きいものが再蒸発による再移行である。このため、Cs や I が炉心から放出されて沈着した後も、事故時の温度や雰囲気の変化、さらには遅れて

放出されてくる FP 蒸気種等との反応により再蒸発する可能性が考えられる。

そのため、移行していく中で、各温度で沈着した沈着物において、温度変化や他の蒸気種との化学反応を駆動力とする再蒸発実験が実施されている。ステンレス鋼表面に沈着した CsI に、水蒸気および水蒸気-ホウ素蒸気種を反応させた結果、CsI エアロゾルおよびガス状ヨウ素が生成することが分かった。水蒸気雰囲気下では、CsI の残留物に加え、酸素が存在することで、CsI が Cr_2O_3 層と反応し、クロム酸セシウム (Cs_2CrO_4) が生成した。一方で、水蒸気-ホウ素蒸気種雰囲気では、気相中のホウ酸 (HBO_2 、 H_3BO_3) が CsI と反応してホウ酸セシウム ($\text{Cs}_2\text{B}_4\text{O}_7 \cdot 5\text{H}_2\text{O}$ 、 $\text{CsB}_5\text{O}_8 \cdot 4\text{H}_2\text{O}$) が生成した。また、これらの反応に伴い、ガス状ヨウ化水素 (HI) が放出されることが分かった[II.1.5.1-18]。これより、CsI が RCS 等のステンレス鋼表面に沈着した後、水蒸気やホウ素を含む蒸気種と反応することで、ガス状ヨウ素が放出される可能性が考えられる。一方で、Cs は主に CsI として再蒸発するものの、一部は低揮発性の Cs_2CrO_4 やホウ酸セシウムとして RCS 内に保持される可能性が分かった。

1.5.1.6 データベースの構築

FP モデルの改良は、より正確な炉内分布や環境放出量評価のための重要な課題の一つである。特に、FP の化学挙動を適切に考慮することが、モデル改良の最も有効かつ有望な方法と認識されている。FP 化学における重要なポイントは、SA における重要な化学挙動を網羅した包括的かつ合理的なデータベースを構築することであるが、これまでそのようなデータベースは存在しなかった。このため、JAEA は、包括的かつ合理的な FP 化学挙動データベース「ECUME (Effective Chemistry database of fission products Under Multiphase rEaction)」を開発している[II.1.5.1-19]。ECUME は FP の化学モデルとデータを提供し、LWR の安全性向上および 1F の廃炉作業に貢献することを目的としている。現行の ECUME に収納されているデータを表 1.5.1-1 に示す。ECUME では、1F 事故後に明らかになった重要な化学現象が考慮されており、具体的には、BWR 制御材である B が Cs に及ぼす化学的影響、Cs 蒸気種と構造材料の化学的相互作用などが含まれている。ECUME は、(1) 化学反応速度データセット、(2) モデル、(3) 熱力学データセットの 3 つのデータセットから構成されている。(1) 化学反応データセットは、主要

な化学反応とその化学反応速度定数から構成される。主に気相反応を対象とし、文献データが利用できない場合は、量子化学計算と統計物理学を組み合わせで算出している。特に、Cs-I-B-Mo-O-H 系の気相反応に焦点を当てている。(2) モデルは、現行の SA 解析コードに組み込まれているモデルを改良したものであり、解析コードに適用可能である。高温および低温での Cs のステンレス鋼への化学吸着モデルが収納されている。また、この吸着モデルは、SA 解析コード SAMPSON に組み込まれ、1F 事故の解析に適用されている。(3) 熱

力学データセットは、上記のデータセットやモデルに利用される熱力学データを提供する。新たに観察された化合物の熱力学データは、高温質量分析法を用いた実験データから導出するほか、経験的手法や第一原理計算によって推定される。さらに、Gibbs エネルギー関数が利用可能な場合は、第二法則処理および第三法則処理に基づいて推奨値と不確かさを決定し、最適なデータセットを選定している。

【原子力機構 三輪 周平】

表 1.5.1-1 化学挙動データベース ECUME の収納データ

収納データ	
化学反応速度データセット	Cs-I-Mo-B-O-H 系 Ru-N-O-H 系
モデル	ステンレス鋼への Cs 化学吸着
熱力学データセット	CsBO ₂ Cs ₂ Si ₄ O ₉ 、CsFeSiO ₄

[第II.1.5.1項 参考文献]

- [II.1.5-1] S. Miwa, S. Yamashita, A. Ishimi, M. Osaka, M. Amaya, K. Tanaka, F. Nagase, “Research Program for the Evaluation of Fission Product and Actinide Release Behaviour, Focusing on Their Chemical Forms”, *Energy Procedia*, 71, 168 – 181 (2015).
- [II.1.5-2] M. Kurata, M. Barrachin, T. Haste, M. Steinbrueck, “Phenomenology of BWR fuel assembly degradation”, *Journal of Nuclear Materials*, 500, 119 – 140 (2018).
- [II.1.5-3] S. Miwa, G. Takase, J. Imoto, S. Nishioka, N. Miyahara, M. Osaka, “Boron chemistry during transportation in the high temperature region of a boiling water reactor under severe accident conditions”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 57(3), 291 – 300 (2020).
- [II.1.5-4] K. Nakajima, T. Takai, T. Furukawa, M. Osaka, “Thermodynamic study of gaseous CsBO₂ by Knudsen effusion mass spectrometry”, *Journal of Nuclear Materials*, 491, 183 – 189 (2017).
- [II.1.5-5] N. Girault, F. Payot, “Insights into iodine behaviour and speciation in the Phébus primary circuit”, *Annals of Nuclear Energy* 61, 143 – 156 (2013).
- [II.1.5-6] N. Miyahara, S. Miwa, N. Horiguchi, I. Sato, M. Osaka, “Chemical reaction kinetics dataset of Cs-I-B-Mo-O-H system for evaluation of fission product chemistry under LWR severe accident conditions”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 56 (2), 228 – 240 (2019)
- [II.1.5-7] B.R. Bowsher, S. Dickinson, A.L. Nichols. “High temperature studies of simulant fission products: part III, Temperature-dependent interaction of cesium hydroxide vapor with 304 stainless steel”. Winfrith Newburgh (Dorset): AEE Winfrith, Technology Division; 1990.
- [II.1.5-8] F.G. Di Lemma, K. Nakajima, S. Yamashita, M. Osaka, “Surface analyses of cesium hydroxide chemisorbed onto type 304 stainless steel”, *Nuclear Engineering and Design*, 305, 411 – 420 (2016).
- [II.1.5-9] S. Nishioka, K. Nakajima, E. Suzuki, M. Osaka, “An experimental investigation of influencing chemical factors on Cs-chemisorption behavior onto stainless steel”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 56 (11), 988 – 995 (2019).
- [II.1.5-10] S. Miwa, H. Karasawa, K. Nakajima, C. Kino, E. Suzuki, J. Imoto, “Improvement of Model for Cesium Chemisorption onto Stainless Steel in Severe Accident Analysis Code SAMPSON (Joint Research)”, *JAEA-Data/Code*, 2021-022 (2023).
- [II.1.5-11] 井元 純平、中島 邦久、逢坂 正彦、“ステンレス鋼に化学吸着したCsの水浸出挙動に関する研究”、日本原子力学会2022年春の年会、1J04 (2022).
- [II.1.5-12] Nabaichuan Li、黒崎 健、中島 邦久、鈴木 恵理子、“Study and evaluation of cesium chemisorption behavior onto steel under simulated nuclear reactor severe accident environment in 400°C”、日本原子力学会2021年秋の大会、3E04 (2021).
- [II.1.5-13] 井元 純平、中島 邦久、逢坂 正彦、“水酸化セシウムと鉄の酸化物との化学反応挙動”、日本原子力学会2020年秋の大会、2E17 (2020).
- [II.1.5-14] M. Rizaal, K. Nakajima, T. Saito, M. Osaka & K. Okamoto, “Investigation of high-temperature chemical interaction of calcium silicate insulation and cesium hydroxide”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 57(9), 1062 – 1073 (2020).
- [II.1.5-15] M. Rizaal, K. Nakajima, T. Saito, M. Osaka & K. Okamoto, “High-Temperature Gaseous Reaction of Cesium with Siliceous Thermal Insulation: The Potential Implication to the Provenance of Enigmatic Fukushima Cesium-Bearing Material”, *ACS Omega*, 7, 29326–29336 (2022).
- [II.1.5-16] Vu Nhut Luu and K. Nakajima, “Study on cesium compound formation by chemical interaction of CsOH and concrete at elevated temperatures”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 60(2), 153 – 164 (2023).
- [II.1.5-17] Vu Nhut Luu and K. Nakajima, “Experimental determination of deposition velocity of CsOH aerosols on CaCO₃ at temperature range 170 -

290 °C”, Nuclear Engineering and Design, 426, 113402 (2024).

[II.1.5-18] M. Rizaal, S. Miwa, E. Suzuki, J. Imoto, M. Osaka, M. Gouëlle, “Revaporisation Behavior of Cesium and Iodine Compounds from Their Deposits in the Steam–Boron Atmosphere”, ACS Omega, 6, 32695–32708 (2021).

[II.1.5-19] Development Group for LWR Advanced Technology, Fission Product Chemistry Database ECUME Version 1.1, JAEA-Data/Code, 2019-017 (2020).

1.5.2 Cs 等の FP 核種の移行挙動に関する基礎実験 (燃料からの放出と壁面付着)

原子炉プラントにおけるシビアアクシデント(以下、SA とする)に対しては、東日本大震災によって生じた福島第一原発事故(以下、1F 事故とする)以前より、ソースターム(プラントから環境に放出される FP の種類と量)評価をベースに規制対象となっていた。具体的なその対策としては、炉心損傷や格納容器の破損などの重大な事故を防ぐ、重大事故が発生した場合迅速な事故収束に向けた対応を行う、放射性物質の放出による周辺環境への影響をできるだけ抑える、等である。しかしながら、1F 事故を経て、SA を防止するための基準として、これまでの規制基準の厳格化と考慮すべき事象の追加など、より高いレベルの規制が行われている[II.1.5.2-1]。したがって、SA を取り巻く諸条件を勘案したソースタームを評価していくことは、1F 事故以前よりも 1F 事故以降で一層重要となっている。

他方、1F の SA によりプラント内部や環境に放出された FP 等の放射性物質で汚染されたものをどのように処理・処分していくかが重要な課題となっている。原子力損害賠償・廃炉等支援機構(以下、NDF とする)が策定・更新を行っている「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」[II.1.5.2-2] (以下、技術戦略プランとする)では、「廃棄物対策」も十分な技術戦略をもって安全かつ合理的に進めていくべきものと位置付けている。FP 核種のコンクリートなどの材料への移行挙動は、低レベル・高レベル[II.1.5.2-3]放射性廃棄物の処分の分野で十分研究がなされており、豊富な知見が集約されている。一方、現状、1F から発生する放射性廃棄物は、これまでにあまり経験のない環境条件を経たものが多く発生するとされている。例えば、プラントのコンクリートにおいては、降雨などの天候の影響を受けるもの、燃料デブリとともに長期間水中に没するもの、SA 時に高温にさらされたもの、等がある。したがって、1F で発生する放射性廃棄物における FP 挙動は、これらの環境を想定した検討がなされなければならない。

原子力プラントの SA 対策としてのソースターム評価および 1F で発生する放射性廃棄物の処理処分を行う上で必要な FP 挙動評価は、広く FP 等の動態に関する研究としてとらえることができる(図 1.5.2-1 参照)。

ここではソースターム評価と FP 挙動評価の対象として、①FP の高温挙動(ソースターム評価)、②1F の現場における FP 汚染詳細観察および③コンクリート

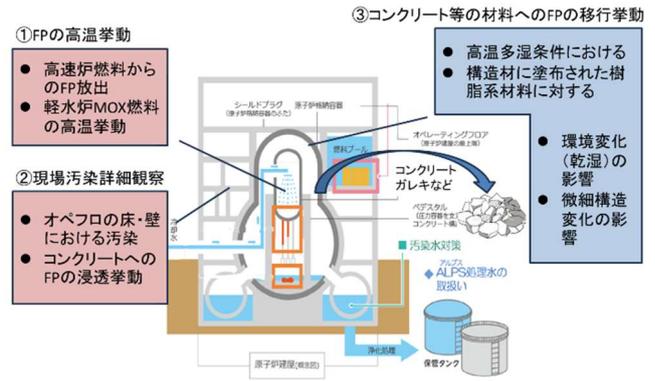


図 1.5.2-1 研究対象とした部位と事象[II.1.5.2-4]

等への FP の移行挙動、に関する研究を紹介し、最後に本分野に関して、1F 廃炉作業へ貢献できるような試験研究を提案する。

① FP の高温挙動

実際に SA が起こってしまった場合、当然のことながら、FP である放射性核種を内在した核燃料が過加熱状態となる。試験研究としては数多くの実験を行うのは容易ではないが、実際の使用済燃料を供した高温での FP 挙動を把握する実験を行う必要がある。日本原子力研究開発機構(以下、JAEA とする)ではソースターム評価の第一過程として「燃料からの FP 放出」を再現するために、「FP 放出挙動試験装置」[II.1.5.2-5]を整備して(図 1.5.2-2 参照)、使用済燃料を用いた試験研究を実施した[II.1.5.2-6, 7]。この試験では、2500°C という高温(Ar 雰囲気)における Cs(図 1.5.2-3 参照)および Sb(このほか、Pu と Am)の放出速度を得ており、米国の研究[II.1.5.2-8]との整合性を確認した。ただ、Sb の放出速度が我々のデータより 1 桁高いという結果であったが、これは米国のデータでは被覆管成分として Zr を共存させたことによるためであると結論付けた。

1F へ直接寄与する実験として、CsI の沈着挙動に制御材由来の B 化合物がどのように影響するかを観察する試験を実施した[II.1.5.2-9]。FP 放出挙動試験装置には加熱炉の直上に温度勾配(750°C~150°C)を垂直に配した設備があり、加熱炉で発生したガス状 FP の沈着挙動を観察できる。あらかじめ、CsI を蒸発させ、温度勾配管内壁に温度に応じて沈着させた。続けて B₂O₃ の蒸気を作用させたところ、特定温度の部分に沈着している CsI が消失した。消失した CsI のうち、I はより温度が低い部分(下流側)で温度勾配管内壁面材質の Ni と化合物(NiI₂)を生成しており[II.1.5.2-10]、Cs は B と CsBO₂ という化学形で系の外に達したと結論付けた。

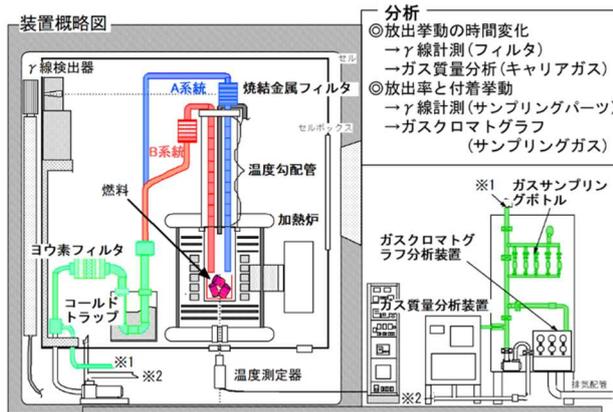


図 1.5.2-2 FP 放出挙動試験装置(JAEA) [II.1.5.2-5]

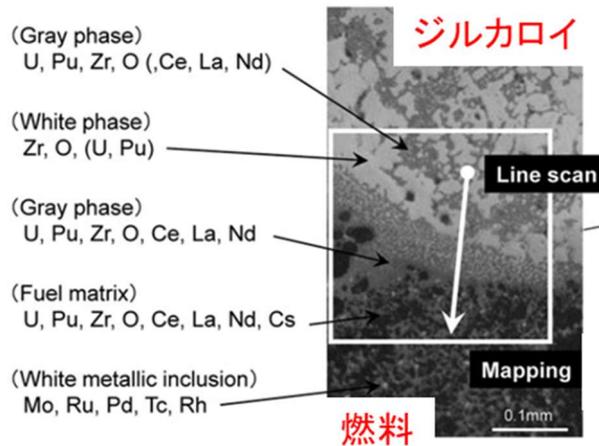


図 1.5.2-4 加熱後の燃料-ジルカロイ界面の相状態 [II.1.5.2-11]

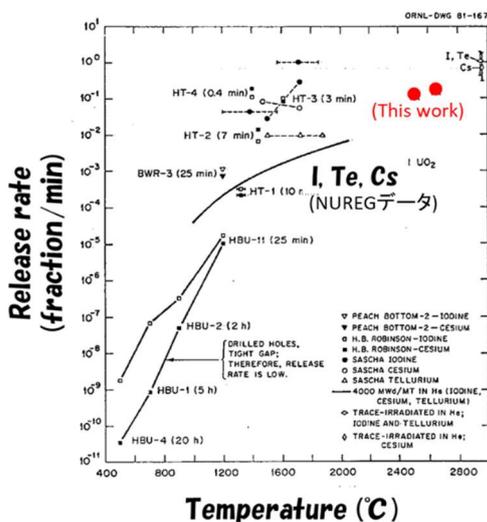


図 1.5.2-3 Cs の放出速度の温度依存性[II.1.5.2-7] (NUREG データ[II.1.5.2-8]との比較)

軽水炉 MOX 燃料と被覆管であるジルカロイとの反応を観察するために、新型転換炉「ふげん」の使用済燃料とジルカロイの加熱試験(2100°C)を実施した [II.1.5.2-11]。図 1.5.2-4 に示すように、燃料とジルカロイ界面では、Zr、U、Pu、O 等の相が発生しており、溶融に似たような状態になっていることが推測される。1F での SA 時には燃料は Zr とともに、燃料融点よりも低い温度で形状を呈せず、下方へ落下する可能性を示唆するものであり、事故進展上重要な事実を把握した。

② 1F の現場における FP 汚染詳細観察

1F 事故が発生した際、まず困難な状況だったのが、FP が放出され、オペレーティングフロア床・壁が汚染されることによって場の線量が高くなってしまったことである。プラントの状況調査を行っていくうえで、

この場所の汚染状況を把握することおよび除染方法の決定は優先事項とされた。

JAEA では、1F の床コンクリートのボーリングコア試料に対する汚染状態を観察した [II.1.5.2-12]。検出された放射性 FP 核種は、Cs-134、Cs-137 および Ag-110m であり、多くの Cs-134 のサムピークが確認された (Cs-134 の放射能が高いことを示している)。比較的放射能の低い核種はこれらのメジャーな核種のコンプトン散乱領域で計測不能となっている可能性が示唆された。また、α線放射核種も別途検出された。図 1.5.2-5 に試料の深さ方向の汚染状況を示すが、当該試料の表面にはエポキシ樹脂の塗膜が 5mm 程度施してあり、汚染はそれを通り越すことはないことが明らかになった。ただ、塗膜に存在する傷などには優先的に入り込んで

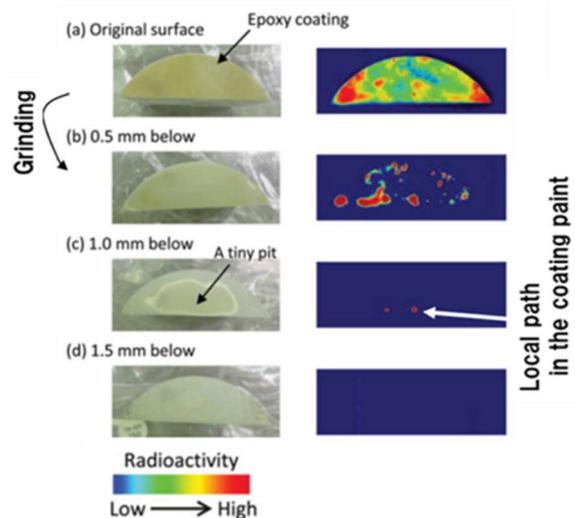


図 1.5.2-5 ボーリングコア試料の深さ方向の汚染状況 [II.1.5.2-12]

いる状況も確認できた。また、エポキシ塗膜がないようなコンクリートむき出しのような浸透しやすい状況の場合も確認する必要があったため、放射性核種を含む水溶液を用いたコンクリートへの浸透試験を実施した[II.1.5.2-13]。その結果、50日の浸透期間では2mm以上の浸透を示さず、核種の依存性も見られなかった。また、拡散方程式に従うことを前提に解析したところ、表面に近い部分と深いところで見かけの拡散係数が異

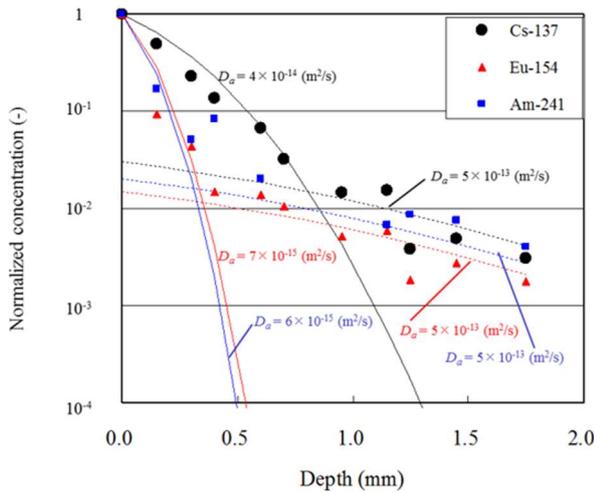
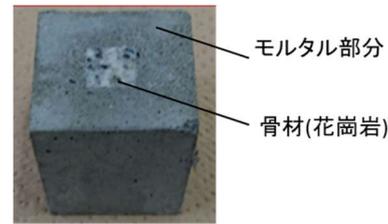


図 1.5.2-6 コンクリートへの浸透プロファイル (Cs-137、Eu-154、Am-241) [II.1.5.2-13]

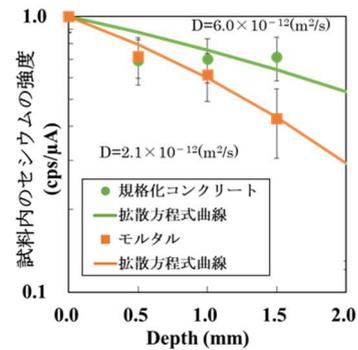
なることが明らかになった。これらのことから、このような限定的な条件では FP の移行が化学的な要因に関係なく、水が浸入する経路の状況に依存する[II.1.5.2-14]と推察した。

③ コンクリート等への FP の移行挙動

②で説明した「コンクリートへの FP の移行挙動」では、1F 事故の直後で早急に基本的な挙動を把握することが目的であり、コンクリートの性質をよく考えた試験ではなく、言わばスピード重視の研究となっていた。そこで、改めてコンクリートの性質として、「骨材とモルタルから構成され、骨材にいたっては大きさ・配置・成分は極めてランダム」、「成分によって分配係数や拡散係数は異なる」、等に配慮した FP(ここでは、Cs を対象とした)の動態を考える必要があると考えるに至った。そこで、水溶液を介した Cs の浸透挙動における骨材の影響を吟味するため、「規格化コンクリート」を準備した試験を行った[II.1.5.2-15]。規格化コンクリートとは、寸法・形状を整えた骨材(ここでは、水が浸入しにくい花崗岩を用いた)をモルタルに配置したも



(a)規格化コンクリート



(b)モルタルと規格化コンクリートへの Cs の浸透プロファイル

図 1.5.2-7 規格化コンクリートへの Cs 浸透挙動 [II.1.5.2-15]

のであり、図 1.5.2-7(a)に示した。図 1.5.2-7(b)に、モルタルと規格化コンクリートにおける深さ方向の Cs 浸透プロファイルを示す。結果として、規格化コンクリートにおいて Cs が深さ方向に動きやすく、拡散係数で整理した場合も大きな拡散係数を示すことが分かった。浸透経路を考えた場合、骨材でふさがれた規格化コンクリートのほうが浸透量に不利なことが予想されるが、結果として逆である。これは骨材とモルタルの界面が水の通り道になり、通常モルタル部よりも速やかに Cs が浸透したことが考えられる。界面における浸透しやすさに関してより確かな事実を得るため、蛍光塗料を含むエポキシ樹脂をモルタルに圧入して経路を明確にしたところ、図 1.5.2-8 のような結果を得た

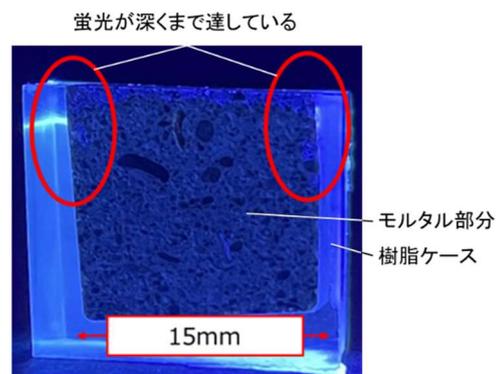


図 1.5.2-8 モルタルにおける浸透経路観察 (蛍光塗料含有樹脂の圧入による) [II.1.5.2-16]

(界面部分でより明るく蛍光が確認できる) [II.1.5.2-16]。これは実験上でのエラー要因となることが第一義であるが、Csのコンクリートへの浸透しやすさを決める要因として「水の通り道」が大きなウェイトを占めていると考えられる。

では、界面以外の部分においてはどのような要因で水を介したCsが浸透しやすい状況を作るのか、という問いについて、我々は「水セメント比」に注目した。水セメント比は、コンクリートの強度に反比例し、施工しやすさに比例する。水セメント比0.25、0.35、0.45および0.55のコンクリートを作製し、これらに対する

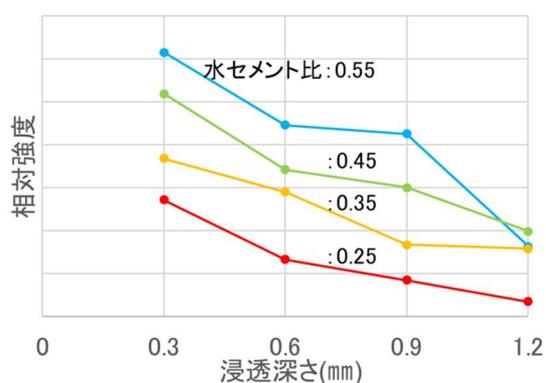


図 1.5.2-9 Cs 浸透プロファイルの水セメント比依存性 [II.1.5.2-17]

Csの浸透プロファイルを測定したところ、図 1.5.2-9 を得た [II.1.5.2-17]。

固化以前の水が乾燥により抜けてしまい、水セメント比が大きいコンクリートでは、多くの「微細な空隙(密度が低い部分)」となる(密度もこの傾向を同様となる)。したがって、浸透しやすい組織となったと考えられる。ただ、水セメント比が小さい方が比較的大きな空隙が生成することは図 II.1.5.2-10 のように X 線透過

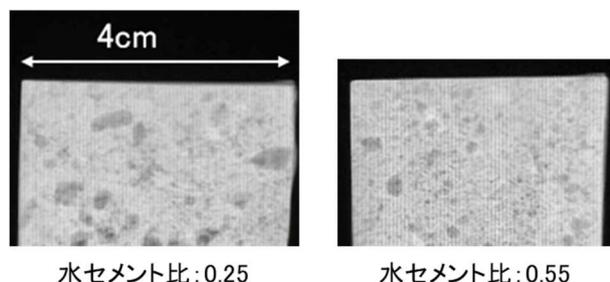


図 1.5.2-10 厚さ 10 mm 程度のコンクリートの X 線透過像

像で確認することができる(水セメント比が 0.25 のほうが数mmの空隙(黒い斑点)が多くみられる) [II.1.5.2-17]。ここまでで、比較的大きな空隙より、水が抜けて様に散らばっている微細な空隙が多い方がより浸透を促進させる効果があるということが明らかになった。ただ、「微細な空隙」がどのようなものかはまだよくわかっていない。例えば、800°Cのような高温にコンクリートをさらすと、一様に炭酸化合物等が分解・欠損し、その部分が微細な空隙となり、浸透しやすくなるかと考えられるが、結果は逆である(高温を経たコンクリートには多くのCsが内在できない) [II.1.5.2-16]。

施工のしやすさから、水セメント比は高い方が現場に適用されるとされるが、大型建造物の場合、重力の関係で効率よく水が排除される可能性もあり、完成したコンクリートに水セメント比のムラが存在する可能性もある。ここで得た知見は現場で適応する際には考慮すべきであろう。

本報では、①FPの高温挙動(ソースターム評価)、②IFの現場におけるFP汚染詳細観察および③コンクリート等へのFPの移行挙動、に関する研究をについて概観してきた。しかしながら、ソースターム評価として注目すべき核種はもちろんCsだけではなく、後段の廃棄物処理を考えると、多くの核種について関心を向けねばならない。また、FPの動態についてはこれも多核種に関心を向けないといけませんが、現実として多くのコンクリート系廃棄物が存在するわけで(多くの異なる微細組織を有していることもあり)、実際に存在する素材に対して、個々の処方箋を講じていくような施策もあってよいと感じる。これらが全体として、「ソースタームへの注目」と「細やかな廃棄物処理」につながっていき、廃炉を促進する力とはならないかと考える。

【東京都市大学 佐藤 勇】

[第 II.1.5.2 項 参考文献]

- [II.1.5.2-1] <https://www.nra.go.jp/activity/regulation/teki-gousei.html> [原子力規制委員会ホームページ、2025/3/20 閲覧].
- [II.1.5.2-2] <https://www.dd.ndf.go.jp/strategic-plan/> [NDF ホームページ、2025/3/20 閲覧].
- [II.1.5.2-3] JNC(現 JAEA)、「わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性-地層処分研究開発第 2 次取りまとめ-」、JNC-TN1400-99-020 (1999).
- [II.1.5.2-4] https://www.enecho.meti.go.jp/about/special/johoteikyofukushima2021_02.html [資源エネルギー庁ホームページ、2025/3/20 閲覧]
- [II.1.5.2-5] 廣沢孝志ら、「照射 MOX 燃料を用いた FP 放出挙動試験」、JNC(現 JAEA)報告書、JNC TN9430 2001-002.
- [II.1.5.2-6] I. Sato et al, “Fission products release from irradiated FBR MOX fuel during transient conditions”, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 40 (2003) 104-113.
- [II.1.5.2-7] I. Sato et al, “Americium and plutonium release behavior from irradiated mixed oxide fuel during heating”, *J. Nucl. Mater.* 437 (2013) 275-281.
- [II.1.5.2-8] R. A. Lorenz et al, “A summary of ORNL fission product release tests with recommended release rates and diffusion coefficients”, NUREG/CR-6261, (1995).
- [II.1.5.2-9] I. Sato et al, “Influence of boron vapor on transport behavior of deposited CsI during heating test simulating a BWR severe accident condition”, *J. Nucl. Mater.*, 461 (2015) 22–28.
- [II.1.5.2-10] T. Okane et al, “Hard X-ray photoelectron spectroscopy study for transport behavior of CsI in heating test simulating a BWR severe accident condition: Chemical effects of boron vapors”, *Nucl. Eng. and Design* 297 (2016) 251–256.
- [II.1.5.2-11] K. Tanaka et al, “Effects of interaction between molten zircaloy and irradiated MOX fuel on the fission product release behavior”, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 51(2014) 876-885.
- [II.1.5.2-12] K. Maeda et al, “Distribution of radioactive nuclides of boring core samples extracted from concrete structures of reactor buildings in the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant”, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 51 (2014) 1006-1023.
- [II.1.5.2-13] I. Sato et al, “Penetration behavior of water solution containing radioactive species into dried concrete/mortar and epoxy resin materials”, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 52 (2015) 580-587.
- [II.1.5.2-14] K. Idemitsu et al, “Diffusion paths of cesium in water-saturated mortar”, *Nucl Technol.*, 118 (1997) 233–241.
- [II.1.5.2-15] 米山海ら、「コンクリートに対する Cs の浸透挙動の研究 - Cs 浸透シミュレーション手法構築のための規格化コンクリートにおける収着・拡散挙動の検討 -」、日本原子力学会 2020 年秋の大会、3C01、オンライン.
- [II.1.5.2-16] 近藤 幸祐ら、「Cs 汚染コンクリートに対する浸透・溶出挙動の研究-乾湿サイクルによるモルタル構造変化の影響評価-」日本原子力学会 2023 年秋の大会、1B015、名古屋.
- [II.1.5.2-17] 恵木 仁大ら、「Cs 汚染コンクリートに対する浸透・溶出挙動の研究-モルタル構造における水セメント比の影響評価-」、第 10 回次世代イニシアティブ廃炉技術カンファレンス(NDEC-10)、2025 年 2 月、福井市.

2. 燃料デブリの分布

第2章では燃料デブリの分布について述べる。第1章で述べたFPのMB評価と同様に、事故により放出された燃料デブリの量・分布、すなわちMBについて解析モデルを用いて検討した結果について述べる。また、燃料デブリ取り出し時の被ばくや放射性物質放出のリスク評価には、作業時点でのFP・燃料デブリの量と分布、放出率等の情報が必要であることから、燃料デブリ取り出し時の安全性の観点で日本原子力学会廃炉検討委員会廃炉リスク評価分科会での活動とFP情報に関する期待についても記した。

(和田幹事)

2.1 燃料デブリ量のSA解析結果

エネルギー総合工学研究所ではOECD/NEAプロジェクト(BSAF/ARC-F/FACE)に参加し、シビアアクシデント解析(SA解析)コードSAMPSONを用いた福島第一事故解析を実施してきた。これまでの事故進展シナリオ分析[II.2.1-1]、SA解析結果[II.2.1-2~4]により、事故中の熱水力挙動は一部を除いて概ね説明可能となってきている。本項ではFP挙動に影響を与える事故進展シナリオおよびSAMPSONを用いた解析結果の現状・課題およびBSAFプロジェクトで評価された各領域における燃料デブリ量についてまとめる。

図2.1-1は1号機における圧力容器(RPV)および格納容器(PCV)の圧力測定値を示している。本図には事故発生直後である3月11日15時から、炉心溶融およびMCCI(溶融炉心・コンクリート反応)が進んだと考えられる3月14日15時までの時間帯を示している。また、表2.1-1は圧力挙動から推定される主な事故進展(a)~(f)を整理している。

図2.1-2には2号機におけるRPV/PCVの圧力測定値を示している。本図には炉心溶融が進んだと考えられる3月14日18時以降から3月15日18時までの時間帯を示している。また、表2.1-2は圧力挙動から推定される主な事故進展(a)~(g)を整理している。

図2.1-2には2号機におけるRPV/PCVの圧力測定値を示している。本図には炉心溶融が進んだと考えられる3月14日18時以降から3月15日18時までの時間帯を示している。また、表2.1-2は圧力挙動から推定される主な事故進展(a)~(h)を整理している。

図2.1-3には3号機におけるRPV/PCVの圧力測定値を示している。本図には炉心溶融が進んだと考えられる3月13日0時以降から3月15日0時までの時間帯

を示している。また、表2.1-3は圧力挙動から推定される主な事故進展(a)~(e)を整理している。

表2.1-1 圧力測定値(図2.1-1)から推定される主な事故進展(1号機)

記号	推定される事故進展
(a)	RPV圧力が0.9MPaまで低下していることから、RPVからPCVへのリークが発生していると推定
(b)	大規模スランピング(炉心内のデブリが下部ヘッドへ移行すること)により、下部ヘッドに堆積していた水が蒸発し、PCV圧力が上昇
	トップヘッドフランジリークが発生し、PCV圧力上昇を抑制
(c)	RPVが破損し、ほぼ全量のデブリ(燃料・構造物)がペDESTALへ落下することでPCV圧力が上昇
(d)	圧力抑制プール(S/C)ベントによるPCV圧力低下
(e)	MCCIによるコンクリートからのガス発生に起因したPCV圧力上昇
(f)	PCVにおけるリーク発生に起因した圧力低下

表2.1-2 圧力測定値(図2.1-2)から推定される主な事故進展(2号機)

記号	推定される事故進展
(a)	小規模スランピングによる圧力上昇(第1RPV圧力ピーク)
	主蒸気逃し安全弁(SRV)の強制開による圧力低下
(b)	大規模スランピングによる圧力上昇(第2RPV圧力ピーク)
	炉心には一部燃料が残存している可能性が高いSRVの強制開による圧力低下
(c)	下部ヘッドへ移行したデブリの崩壊熱による圧力上昇(第3RPV圧力ピーク)
	SRVは全閉もしくは微開
(d)	大規模スランピング時に、炉心内もしくは下部ヘッドで大量の水素が発生
(e)	トップヘッドフランジリークの発生
(f)	S/Cが破損し、水およびガスが建屋に流出
	S/C内の凝縮促進
(g)	RPVが破損し、一部デブリがペDESTALへ移行

表 2.1-3 圧力測定値 (図 2.1-3) から推定される
主な事故進展(3号機)

記号	推定される事故進展
(a)	RPV からのリークによる PCV 圧力上昇
(b)	自動減圧系(ADS)作動による RPV 圧力低下
(c)	大規模スランピングによる圧力上昇
	S/C ベントによる圧力低下
(d)	S/C ベント閉による PCV 圧力上昇
(e)	D/W リークの発生および炉内の蒸気発生量が減少
(f)	ペDESTALへのデブリ移行および蒸気発生量の増加に伴う PCV 圧力上昇
(g)	水素爆発発生時に一時的なトップヘッドフランジリーク面積の増加
(h)	D/W リークの発生による PCV 圧力低下

図 2.1-4 は SAMPSON 解析を用いた 1 号機の RPV/PCV 圧力挙動の再現結果を示している。RPV 圧力は事故後 4.36 時間にて RPV リークが発生したと仮定することで概ね再現可能であった。事故後 24 時間までの PCV 圧力はトップヘッドフランジリーク、S/C ベントを考慮することで概ね再現できている。MCCI が発生していたと推定される時間帯の PCV 圧力は MCCI によるガス発生量とドライウェル(D/W)のリークのバランスを調整する必要がある。

図 2.1-5 は SAMPSON 解析を用いた 2 号機の RPV/PCV 圧力挙動の再現結果を示している。SRV 強制開以前の RPV/PCV 圧力は原子炉隔離時冷却系(RCIC)運転と S/C 温度成層化に伴う不完全凝縮を考慮することで概ね再現可能である。SRV 強制開以降の RPV/PCV 圧力はデブリの下部プレナムへの移行量、SRV の開閉、S/C における水蒸気の不完全凝縮などを考慮することで概ね再現可能である。3 月 15 日 8 時頃の急激な PCV 圧力低下は、トラス室の水位上昇に伴う S/C 内の凝縮効果を考慮しているが、このような現象が起こりうるかも含めて今後も議論を継続する必要がある。

図 2.1-6 は SAMPSON 解析を用いた 3 号機の RPV/PCV 圧力挙動の再現結果を示している。ADS 作動前の圧力挙動は高圧注水系(HPCI)および RCIC の作動、S/C 温度成層化に伴う不完全凝縮を考慮すること

表 2.1-4 ペDESTALへ移行したデブリの
SA 解析結果比較 (トン)

機関	Unit-1	Unit-2	Unit-3
CEA	39		
CNL		78	
CRIEPI		399	244
CIEAMT	129		
IAE	148	35	105
IBRAE	196		
IRSN	282	16	51
JAEA	130		188
KAERI	136	186	
NRA	115	157	65
PSI			21
SNL	154	111	205
VTT	111		224

で概ね再現可能である。ADS 作動後の RPV/PCV 圧力はデブリの下部プレナムへの移行量、S/C ベントの開閉などを考慮することで概ね再現可能である。水素爆発における一時的な PCV 圧力の低下は、トップヘッドフランジリークのリーク面積を一時的に増加させることで再現している。この時間帯の圧力挙動については今後も議論を継続する必要があると考えられる。

表 2.1-4 には OECD/NEA の BSAF プロジェクト内において実施された各国機関のペDESTALへ移行したデブリ量に関する SA 解析結果比較[II.2.1-5]を示す。1 号機については全機関がペDESTALへほぼ全量のデブリが移行したと評価されている。CEA は 39 トンと評価しているが、これはペDESTALのサンプルに含まれたデブリのみを示している。一方、2/3 号機については、評価結果が分かれており、一部のデブリが RPV 内に残っている可能性が示唆されている。

【エネ総研 木野 千晶】

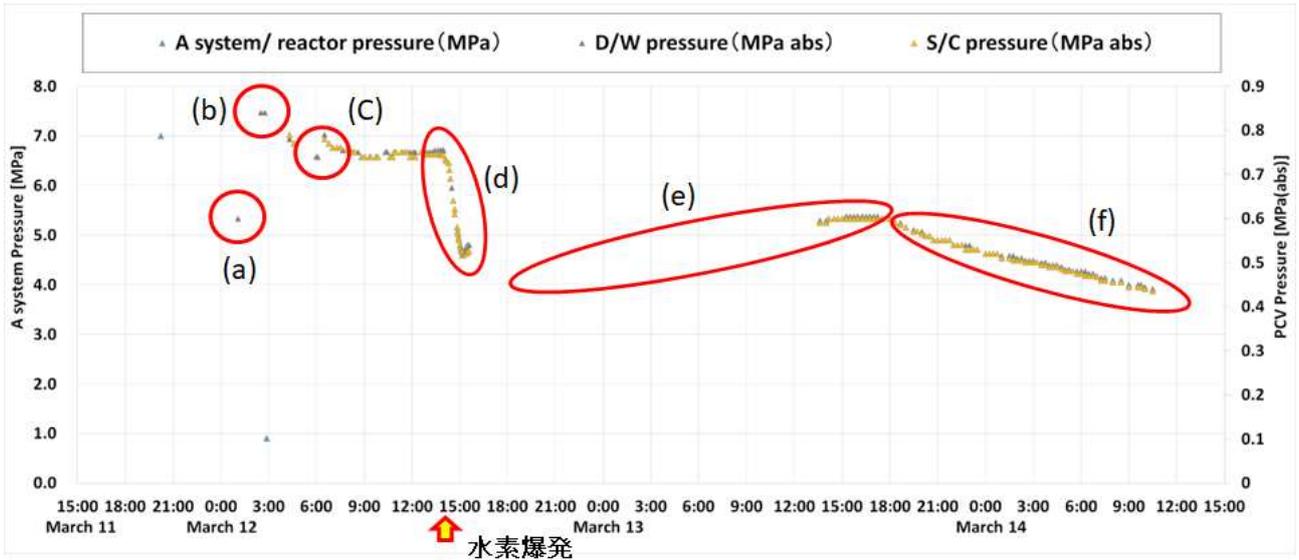


图 2.1-1 RPV/PCV 压力测定值 (1号機)

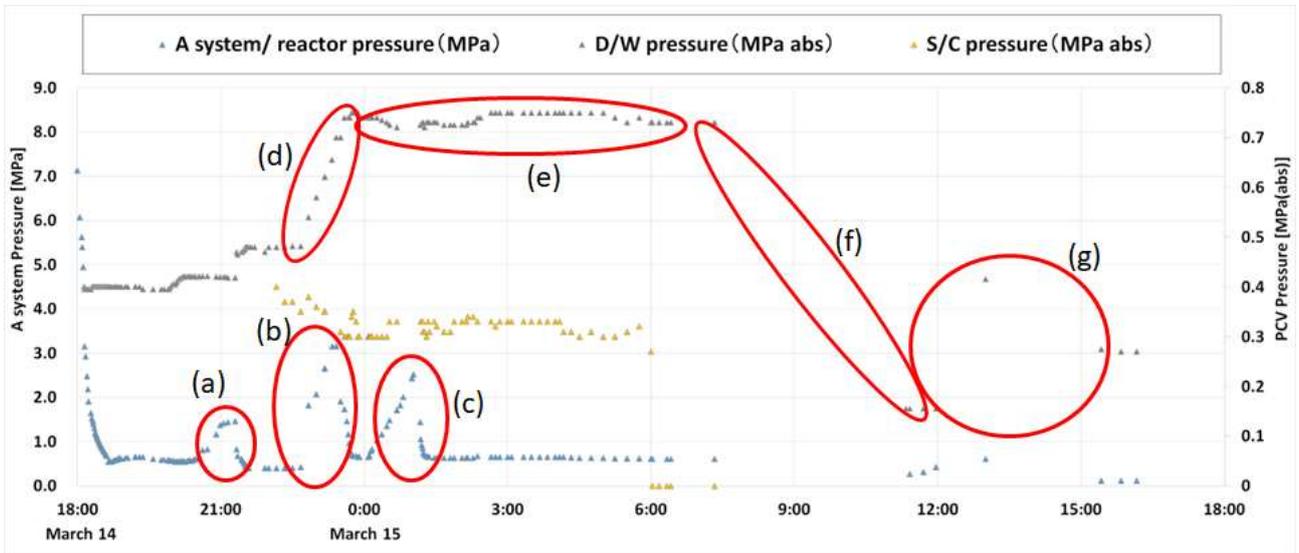


图 2.1-2 RPV/PCV 压力测定值 (2号機)

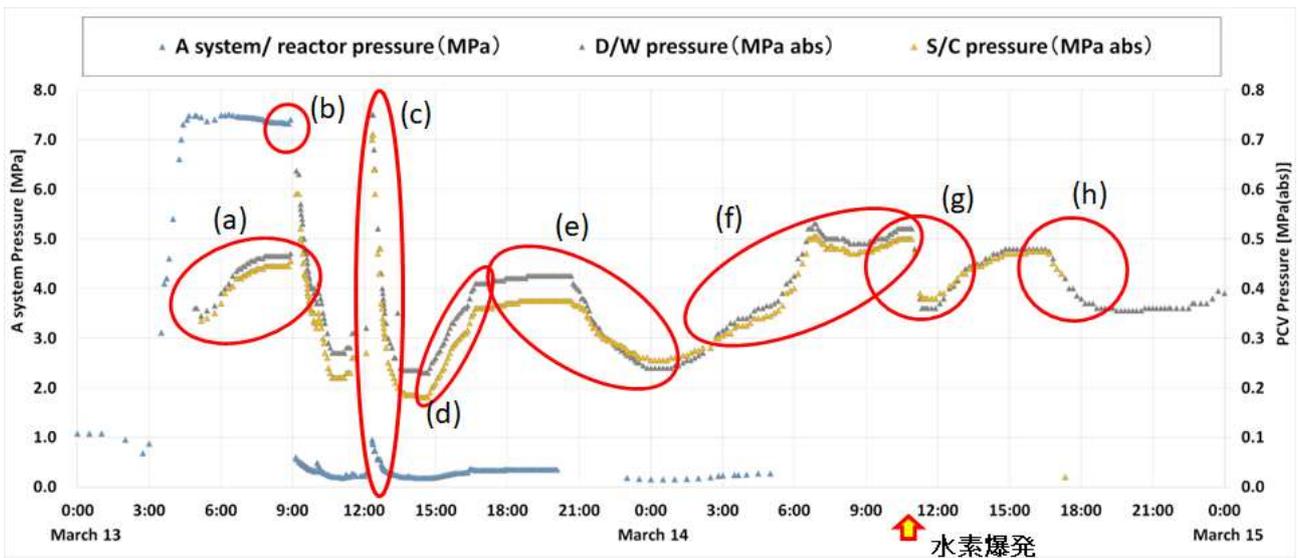


图 2.1-3 RPV/PCV 压力测定值 (3号機)

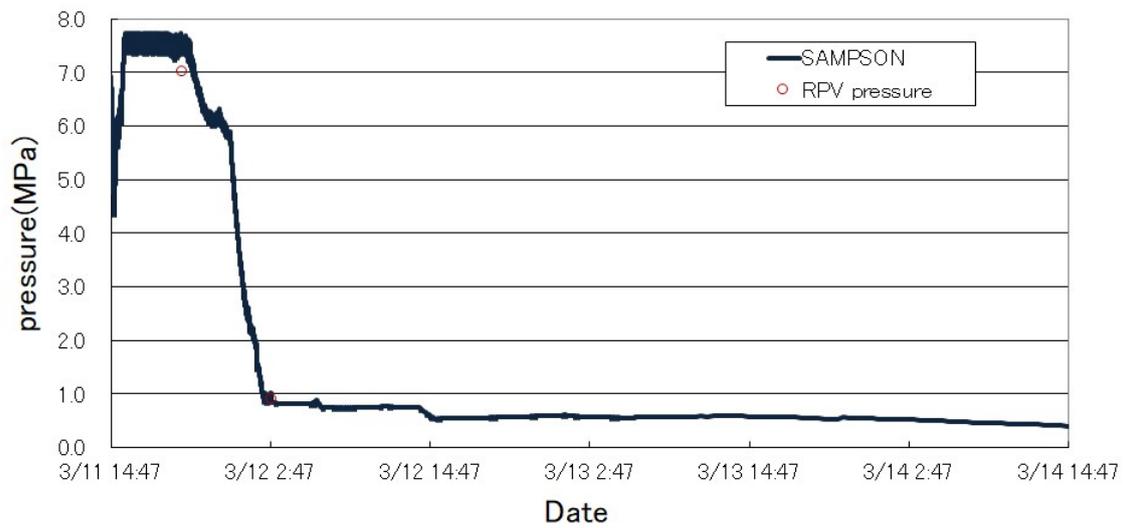


図 2.1-4(a) SAMPSON 解析から得られた RPV 圧力挙動 (1 号機)

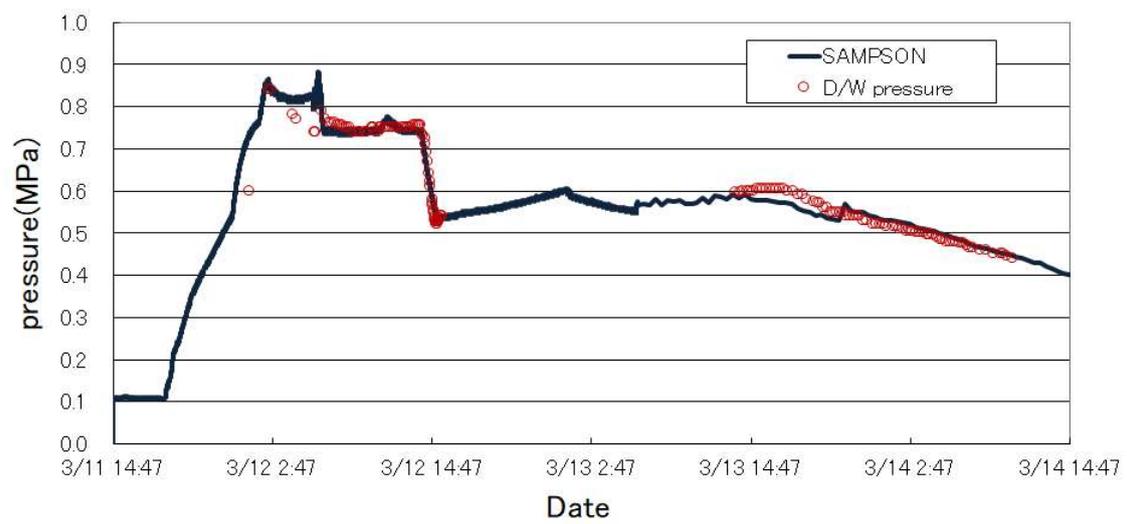


図 2.1-4(b) SAMPSON 解析から得られた PCV 圧力挙動 (1 号機)

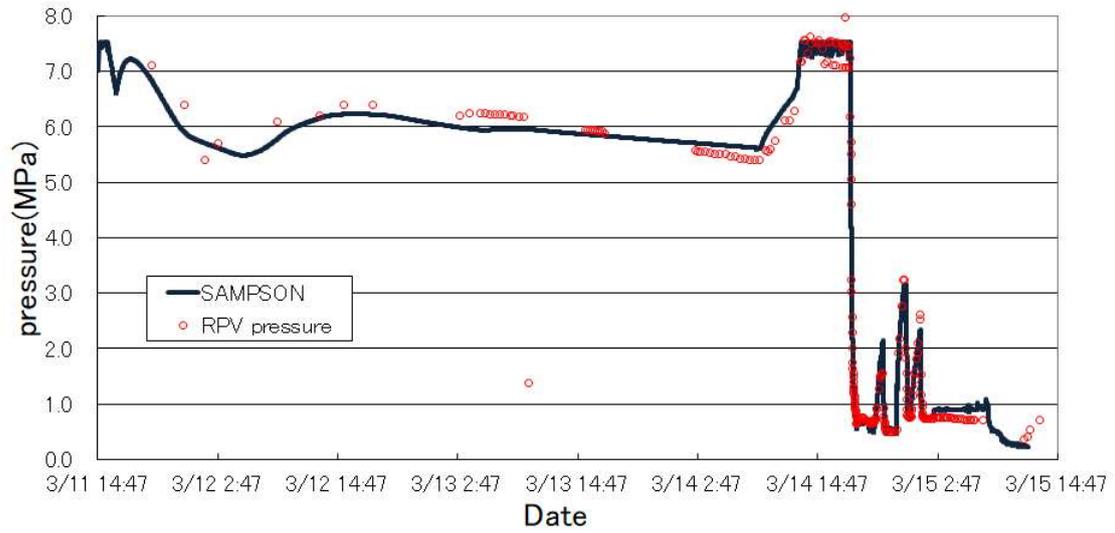


図 2.1-5(a) SAMPSON 解析から得られた RPV 圧力挙動 (2 号機)

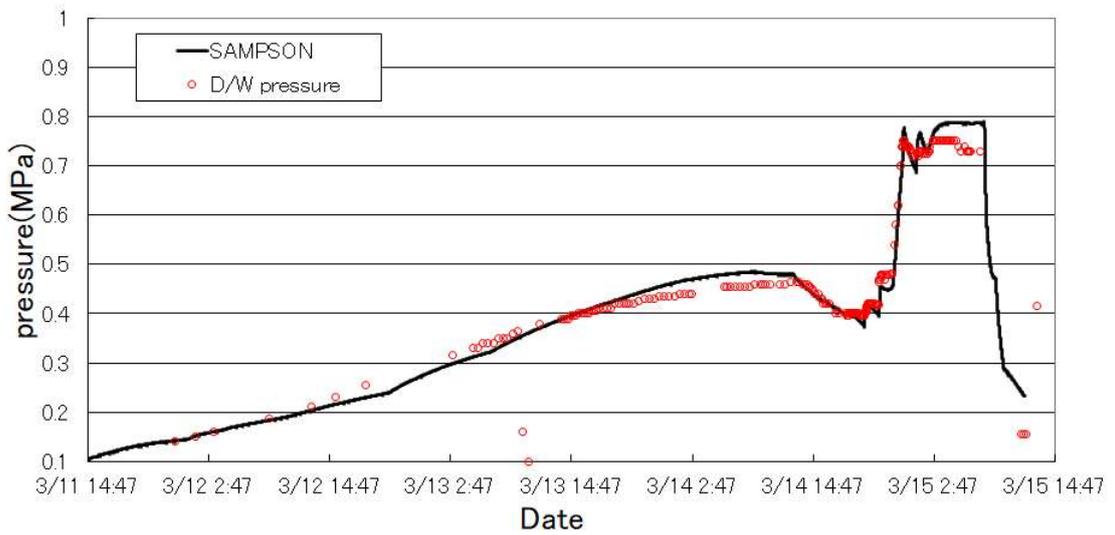


図 2.1-5(b) SAMPSON 解析から得られた PCV 圧力挙動 (2 号機)

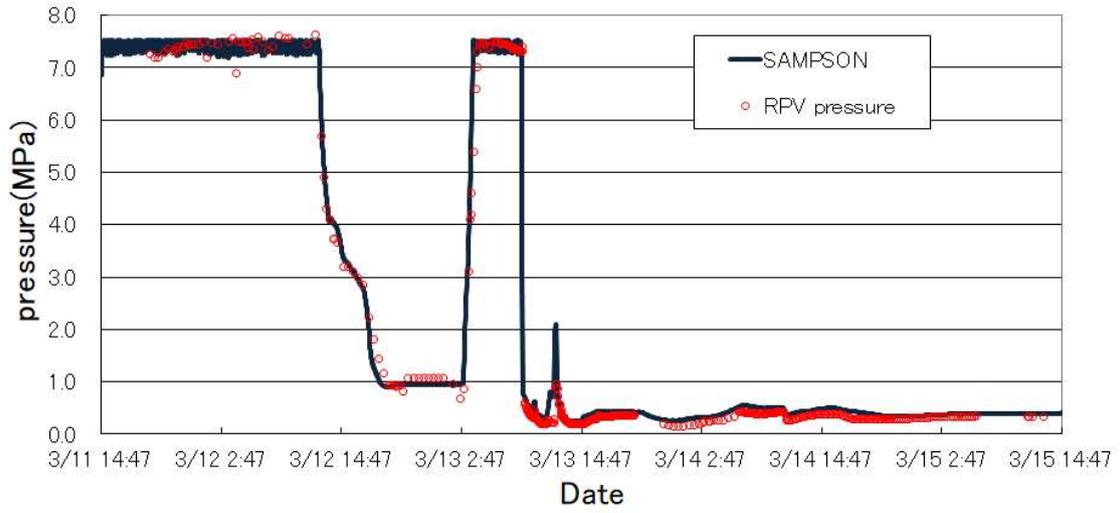


図 2.1-6(a) SAMPSON 解析から得られた RPV 圧力挙動 (3 号機)

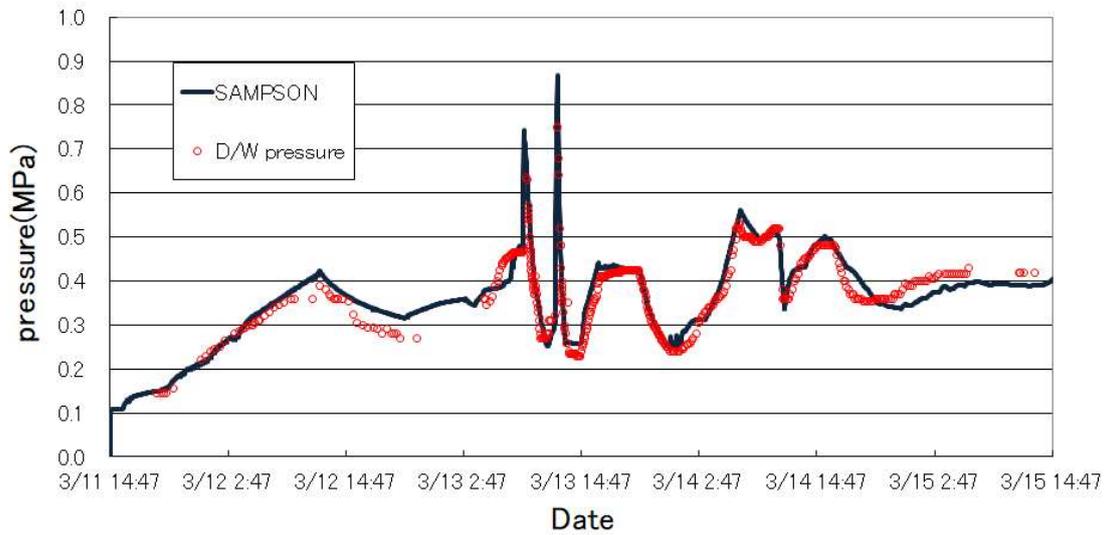


図 2.1-6(b) SAMPSON 解析から得られた PCV 圧力挙動 (3 号機)

[第 II.2.1 節 参考文献]

- [II.2.1-1] 木野千晶、”東京電力福島第一原子力発電所事故進展シナリオの推定”、季報エネルギー総合工学、Vol. 44(4), pp.50-60, (2022).
- [II.2.1-2] 手塚、他 2 名、”SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所の事故進展および FP 挙動評価 (1) SAMPSON による事故進展解析の概要”、原子力学会 2021 年春の年会、1A04、(2021).
- [II.2.1-3] 木野、他 2 名、”SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所の事故進展および FP 挙動評価 (2) SAMPSON による FP 挙動評価”、原子力学会 2021 年春の年会、1A05 (2021).
- [II.2.1-4] 木野、手塚、”SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所の事故進展および FP 挙動評価 (3) SAMPSON による 3 号機圧力挙動評価”、原子力学会 2021 年秋の大会、2J05 (2021).
- [II.2.1-5] OECD/NEA, “Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. Phase II, Summary Report”, NEA No. 7525, (2021).

2.2 燃料デブリ内FP量のSA解析に基づく推定

1F 廃炉において放射性核種(RN)分布評価は、廃炉時における作業員の被ばく低減、デブリ取り出しのアクセスルート確保、放射性廃棄物の性状評価などの観点より重要である。一方、代表的なRNの一つであるセシウムのマスバランスは明らかになっていない。50%以上は汚染水より回収済みと考えられ、数%は事故時に環境へ放出され、10%近くが2/3号機のシールドプラグに存在するとされているが、残りの約40%は現状も不明のままである。おそらく、燃料デブリ内および炉内(RPV/PCV/建屋)に残存すると考えられる。

エネルギー総合工学研究所ではシビアアクシデント解析(SA解析)コードSAMPSONを用いて1F炉内のRN分布評価を実施してきた[II.2.2-1~3]。事故中のRN挙動には不明点が多く、事故中に放出された放射性物質質量や事故後に測定された線量実測値を必ずしも説明できていない。本項ではセシウム・ヨウ素を中心とした炉内FP分布に関するSAMPSON解析結果について述べる。

表 2.2-1(a) FP 分布評価結果(1号機)

領域	セシウム (%)	ヨウ素 (%)
RPV	9	35
S/C	33	19
D/W	56	46
R/B	1.1	0.14
環境	1.2	0.041

表 2.2-1(b) FP 分布評価結果(2号機)

領域	セシウム (%)	ヨウ素 (%)
RPV	44	44
S/C	56	55
D/W	0.082	0.045
R/B	0.0	0.0
環境	0.0	0.0

表 2.2-1(c) FP 分布評価結果(3号機)

領域	セシウム (%)	ヨウ素 (%)
RPV	28	31
S/C	64	63
D/W	0.039	0.041
R/B	0.0	0.0
環境	0.0	0.0

表 2.2-1 は各号機における FP 分布評価結果を示している。1号機は事故初期にリークが発生したため、大半のFPはドライウェル(D/W)へ移行している。2/3号機はリークが発生していない、もしくは発生タイミングが遅かったため、圧力抑制プール(S/C)への移行割合が大きく、圧力容器(RPV)内の残存率も高い。また2/3号機については環境へほとんど放出されておらず、実測値と整合しているとは言い難い。

表 2.2-2 は各号機における FP の化学形態を示している。1号機はCs₂MoO₄が支配的となっているのに対し、2/3号機はCsOHが支配的となった。1号機についてはCs₂MoO₄にセシウムがとられた結果、HIが多く発生するという結果となっている。Unit-2/3のヨウ素はCsIが支配的であった。

表 2.2-2(a) FP 化学形態評価結果(1号機)

化学形態	Cs (%)	I (%)	Mo (%)
CsOH	33.4		
CsI	3.6	46.6	
Cs ₂ MoO ₄	63.0		61.1
HI		53.4	
MoO ₃			38.9

表 2.2-2(b) FP 化学形態評価結果(2号機)

化学形態	Cs (%)	I (%)	Mo (%)
CsOH	61.2		
CsI	7.43	97.4	
Cs ₂ MoO ₄	31.4		70.7
HI		2.6	
MoO ₃			29.3

表 2.2-2(c) FP 化学形態評価結果(3号機)

化学形態	Cs (%)	I (%)	Mo (%)
CsOH	74.2		
CsI	7.4	95.8	
Cs ₂ MoO ₄	18.4		46.7
HI		4.2	
MoO ₃			53.3

また、これまでの1F内部調査結果より、2号機のシールドプラグは20-40PBq、3号機のシールドプラグは30PBq程度のセシウムが付着している可能性が指摘されている。2/3号機のセシウムインベントリが約250

PBq 程度であることから、全インベントリの 10%以上がシールドプラグに付着していることを示唆している。

は環境に放出されず、RPV から放出されたほとんどのセシウムはスクラビングにより S/C 内に留まっている。また、解析結果では、2 号機で 44%、3 号機も 28% が RPV 内に残存している。シールドプラグの汚染を

SAMPSON の解析結果（表 2.2-1）によれば、2/3 号機については、スクラム後 1 週間において、セシウム説明するためには、一度 RPV 内部に沈着したエアロゾルが再移行して、シールドプラグを通じて環境へ移行した可能性を検討する必要がある。

【エネ総研 木野 千晶】

[第 II.2.2 節 参考文献]

[II.2.2-1] 手塚、他 2 名、” SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所の事故進展および FP 挙動評価 (1) SAMPSON による事故進展解析の概要”、原子力学会 2021 年春の年会、1A04 (2021).

[II.2.2-2] 木野、他 2 名、” SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所の事故進展および FP

挙動評価 (2) SAMPSON による FP 挙動評価”、原子力学会 2021 年春の年会、1A05 (2021).

[II.2.2-3] 木野、手塚、” SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所の事故進展および FP 挙動評価 (3) SAMPSON による 3 号機圧力挙動評価”、原子力学会 2021 年秋の大会、2J05 (2021).

2.3 燃料デブリ取り出し時の安全性（廃炉リスク評価 分科会での活動と FP 情報に関する期待）

本節では、福島第一原発廃炉作業における燃料デブリ取り出し時のリスク評価に関して、これまで分科会で実施された検討活動の成果を整理するとともに、リスク評価における FP 情報の精緻化に対する期待を示す。

福島第一原子力発電所の廃炉技術戦略プランでは、廃炉における基本方針として「事故により発生した通常の原子力発電所にはない放射性物質に起因するリスクを継続的、かつ、速やかに下げること」が掲げられている[II.2.3-1]。この実現のためには、以下の4点が重要視される。

- ① 損傷した施設の閉じ込め機能の改善
- ② 閉じ込められた放射性物質をより安定な状態に移行させること
- ③ 異常の発生や進展を抑制・緩和するための監視・制御の強化
- ④ 損傷した施設や不十分な閉じ込め状態から放射性物質を回収し、安全な保管状態に移行させること

廃炉リスク評価分科会では、特に④に着目し、燃料デブリ取り出し時の原子力安全リスクに関する検討を重点的に進めている[II.2.3-2]。

燃料デブリ取り出しによるリスクの変動を議論するためには、燃料デブリ取り出しが行われていない現状の福島第一原子力発電所におけるリスクと、取り出し作業実施中のリスクとを比較する必要がある。そこで、第一段階の検討として、現状状態における経年変化も含むベースラインリスクに対してリスク評価を実施している(図 2.3-1)。なお、評価対象には、代表的な外部事象として地震を誘因事象とした分析が進められている。

長期的には、ベースラインリスクと燃料デブリ取り出し時のリスクを比較することで、各取り出し工法間の評価や検討を進めるとともに、最適な取り出し戦略の策定に資する情報の提供を目指す。一方で、ベースラインリスクの評価により、取り出し戦略に資する情報を提供することが可能と考えられる。

まず、経年変化により、燃料デブリや FP の放射線量は壊変によって低下する一方、構造物の劣化に伴い事故発生確率が上昇する可能性がある。これらによるリスクの経年変化を明確にすることにより、燃料デブリ取り出しの意義を定量的に示すことが可能となる。

さらに、プラント内の各部位に存在する燃料デブリや FP が、放射性物質放出リスクなどの評価結果にどれだけ寄与しているかを明らかにすることで、取り出すべき燃料デブリの優先順位を示す根拠となる。

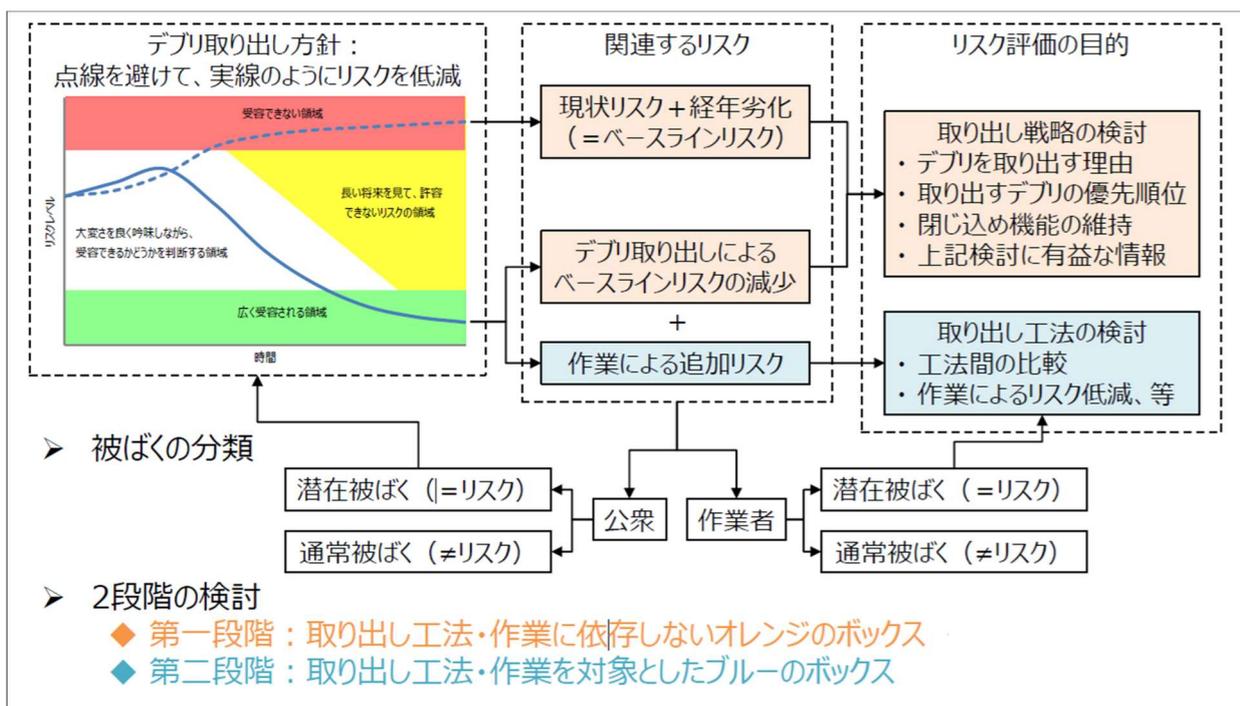


図 2.3-1 福島第一原子力発電所を対象とする 2 段階のリスク評価

加えて、感度解析を通じて、リスク評価において特に重要なパラメータを抽出し、不確実性の要因を明確にすることが可能と考えられる。

廃炉リスク評価分科会における現在の活動の紹介として、地震を誘因事象とする放射性物質の放出リスクの評価について述べる。評価は放出頻度と放出量の二軸で実施しており、地震を誘因事象としている。以下に廃炉リスク評価分科会にて検討中のモデル例について示す。モデルは今後変更する可能性がある。

まず、発生頻度の評価について説明する。本評価モデルでは、誘因事象である地震の発生確率について、地震動の強度を7つの区分に分類し、各区分の平均発生頻度および対数正規分布のパラメータを用いて表現する。また、原子炉建屋、原子炉格納容器、原子炉圧力容器、制御棒駆動装置ハウジングといった各設備に対し、地震による損傷確率を評価している。これらの損傷確率は、各設備の耐震性能を踏まえて設定している。ガス管理システムのような複雑なシステムの失敗確率に対しては、フォルトツリー解析を導入している。フォルトツリー解析では、システムの構成を踏まえ、各設備の損傷、外部・非常用電源の喪失、ランダム故障、人的過誤などの発生確率を組み合わせ、システム全体の失敗確率を計算している。このように算出される失敗確率を活用し、地震による誘因事象から各設備の損傷・故障がどのように連鎖して放射性物質が放出されるかを踏まえて放出頻度を算出する。

次に、放出量の評価について説明する。現状のモデルにおいて、放出量は、五因子法を参考に、MAR (Material At Risk)、DR (Damage Ratio)、RARF (Respirable Airborne Release Fraction)、LPF (Leak Path Factor) の四因子の積により算出している【I.2.3-3】。

MAR は、影響を受ける燃料デブリ等のリスク源の総量を示す指標であり、事故時の燃料組成や推定されるリスク源の分布を基に決められる。DR は、影響を受けた放射性物質のうち、実際に損傷などの影響で放出が生じる割合を示すものである。RARF は、事象が発生した際に吸入可能な粒子となる割合を定量化する指標で、事象が発生した際にリスク源へ付与されるエネルギー等を算出することで求めている。最後に、LPF は、浮遊した微粒子が実際に建屋外へ漏れ出る割合を示し、各シナリオの放出経路（フィルタを経由した排気、PCV や原子炉建屋の破損部からの放出など）に応じた設定がされている。不確かさを考慮するため、これらの因子やその因子を計算するために必要なパラメータの値は対数正規分布や三角分布により表現される。これらの因子を乗じることで、最終的な放射性物質の総放出量が算出され、シナリオごとの放射性物質の放出量を求めることができる。

上記のモデルに基づき、重量物落下シナリオと窒素封入システム失敗シナリオの両面からリスク評価を進めている。まず、重量物落下シナリオでは、落下する重量物として制御棒駆動装置ハウジングと原子炉圧力容器を想定しており、これらが落下した場合には、落下物に付着した燃料デブリが PCV 底部ペDESTAL 内に存在する塊状燃料デブリと衝突することで、落下衝撃により両者が粉体化する現象を想定している。また、落下に伴い、堆積しているリスク源が再浮遊し、建屋外へ放出される可能性も考慮している。

一方、窒素封入システム失敗シナリオでは、窒素封入システムの機能喪失が直接的に対象領域内の水素濃度の上昇を引き起こす点が特徴である。窒素供給が停止すると、水素は時間の経過とともに蓄積し、最終的

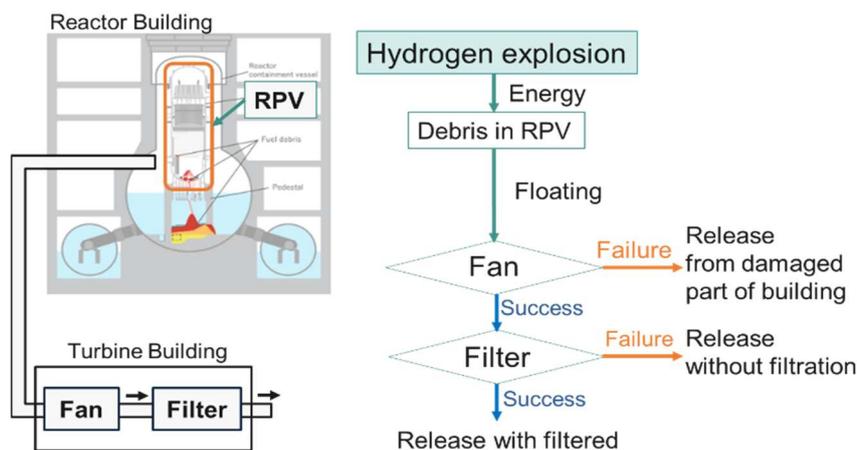


図 2.3-2 窒素封入システム失敗シナリオに対する評価モデル例

に可燃限界濃度を超えると仮定される。さらに、何らかの着火要因によって水素燃焼が誘発されると、その燃焼エネルギーが燃料デブリや FP に伝達される。その結果、これらの粒子が再浮遊して建屋外へ放出される(図 2.3-2)。窒素封入システム失敗シナリオでは、水素燃焼によるエネルギー伝達と再浮遊のメカニズムが全体のリスクに大きく寄与することになる。

現状のリスク評価モデルでは、既存のデータに基づいて、事故時の燃料組成やリスク源の存在量や性状の分布を設定している。しかし、吸着や堆積している FP については簡易的な分布を設定しているため、実際の状況と乖離している可能性が残る。最新の実験データ

やシミュレーション結果を反映し、FP の挙動や再浮遊率、剥離脱落速度などのパラメータの不確かさを低減することが求められており、これがリスク評価全体の精度向上に直結する。

FP 情報の精緻化により、放射性物質の放出リスクだけでなく、燃料デブリ取り出し作業時の作業従事者の被ばく線量の評価もより正確に行われると期待される。また、本 FP 挙動研究専門委員会との連携を強化し、最新の知見を取り入れた評価モデルへの更新が進めば、各取り出し工法間のリスク比較においても進展が見込まれる。

【大阪大学 竹田 敏】

[第 II.2.3 節 参考文献]

[II.2.3-1] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構、「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2024」(R6.9.27)

[II.2.3-2] 一般社団法人 日本原子力学会 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会 廃炉リスク評価

分科会、「廃炉リスク評価分科会 報告書(燃料デブリの現状及びその取り出しにおける定量的リスク評価手法の検討)」(H31.10)

[II.2.3-3] U.S Nuclear Regulatory Commission, Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook, NUREG/CR-6410(1998).

3. サンプルング・分析データの活用

第3章では、第I編2章で摘出された課題のうち、「サンプルングの目的とデータ活用」についてWG活動を実施した成果について記述する。

本WG2では、1F実機のサンプルングデータがFP挙動に関する情報を多く含むものと考え、そのデータ活用に関して以下の観点で検討し、サンプルングの目的やデータの活用方法について議論した。

- サンプルングの現状／計画

1Fデータサンプルング(分析)の現状／計画に関する専門家からの講演を基に、ニーズとの乖離や、その差を埋めるための方策等について議論を行う。

- データの活用における課題

データ活用において課題となる事項(特に点データからマクロな状態を推定する方法、不確かさ)について、各専門分野の視点で議論を行い、課題に対する方策を整理する。

- サンプルングの目的

各分野の専門家からの講演を基に、1Fデータサンプルング(分析)へのニーズについて議論を行い、サンプルングの目的、適用先、ニーズの整理を行う。

第3.1節では、本WG2における議論の前提となるサンプルング・分析の現状について述べる。第3.2節ではサンプルング・分析データの活用に向けた種々の取り組みについて紹介する。第3.3節では、サンプルング・分析データの適用先と課題についてまとめる。

3.1 サンプルング・分析の現状

燃料デブリの取り出し・分析に向け、大熊分析・研究センターの運転に向けた準備、茨城地区において燃料デブリ分析に向けた施設の準備、分析技術の精度向上に係る取り組みが進められている。現状、燃料デブリ分析が可能なホットラボを有する参画機関において、燃料デブリの分析技術および分析における課題認識の共有化が図られており、量のみならず形態や相状態、密度といった性状の分析の検討が継続されている[II.3.1-1]。また、人材育成を含む体制の整備の一環として、OECD/NEAのFACEプロジェクト[II.3.1-2]へ参画しており、分析技術の高度化が図られている。

本節では、まずは全体像として、1F廃炉における分析戦略についてまとめた(第3.1.1項)。また、燃料デブリの分析に向けて実施されている様々な分析技術開発の一例として、超微量分析技術の開発について紹介する(第3.1.2項)。また、現在までに得られている分析データの一例として、原子炉建屋等スミア試料の分析について紹介し、FP挙動に関する考察について述べる(第3.1.3項)。

【三菱重工 宮原 直哉】

3.1.1 1F 廃炉における分析戦略

福島第一原子力発電所の事故は、世界的に前例のない沸騰水型原子炉の炉心溶融事故であった。さらに、事故時の停電により、原子炉をモニターしている各部位での温度の記録が存在せず、安全機器の作動状況や事故収束のために注入した海水の炉心へ到達量等も不明である。これらのことが影響して炉内状況、燃料デブリの状態、FPの放出経路等に多くの不確かさが存在したままとされている。不確かさが存在したままだと、より多くの安全裕度を設定して廃炉作業を行うことになる[II.3.1-3]。

図3.1-1に福島第一原子力発電所の廃炉において、分析対象物を分析に必要な設備及び線量率の関係とともに示す。燃料デブリは、分析により性状を把握することができれば、不確かさの幅を低減することになり、廃炉作業における安全裕度を適切なレベルに設定し、廃炉の迅速性、合理性の向上が可能となる。固体廃棄物については、その処理・処分方策の検討を行うにあたり、分析により得られる核種組成や放射能濃度等の性状のデータが基本情報となる。ALPS処理水については、環境への放出を前提としているため、分析により放射性物質の濃度が放出基準値を十分に下回っていることを確認することが必要となる。

このような分析に関する要求を達成し、1F廃炉作業を安全かつ着実に進捗させるためには、適切な分析結果を取得することが不可欠である。図3.1-2に示す、分析戦略の三要素として、分析の手法・体制、分析結果の品質、サンプルのサイズ・量を向上させることが有効である。本項では、このうち、分析体制の強化を中心に状況を説明する。

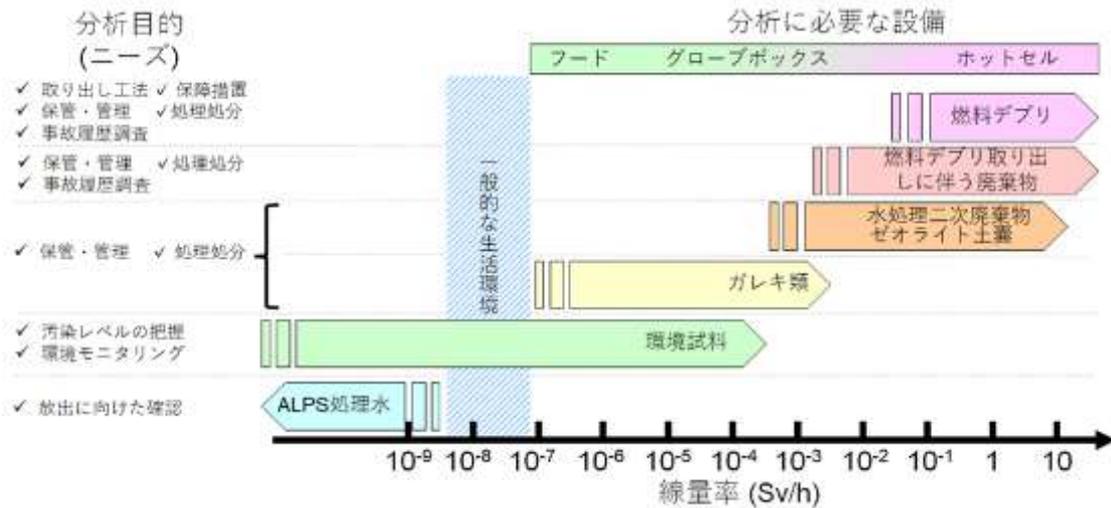


図 3.1-1 1F 廃炉における分析対象物、分析に必要な設備及び線量率の関係[II.3.1-3]

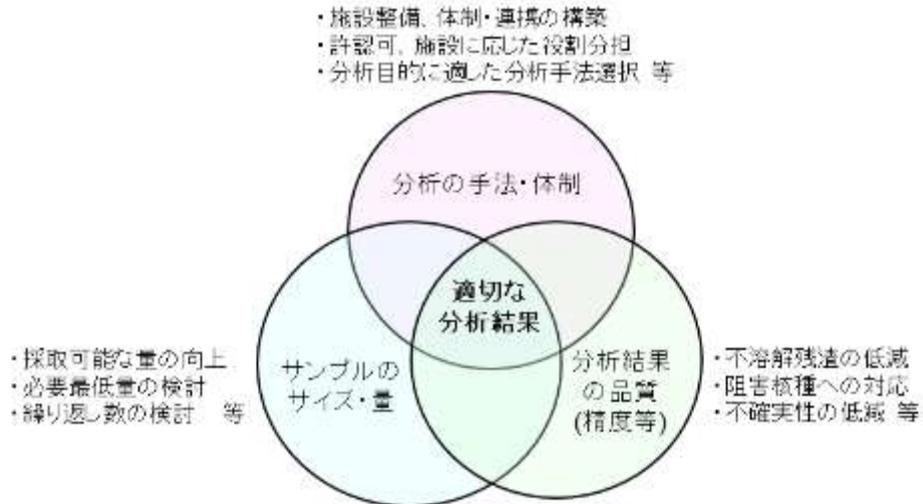


図 3.1-2 1F 廃炉における分析戦略の三要素[II.3.1-3]

政府が中心となり中長期ロードマップ[II.3.1-4]を策定するとともに、分析体制の強化として、分析計画の検討、分析・評価手法の開発、分析施設の確保及び分析人材の確保を、東京電力HD、JAEA、NDF等の関係機関が連携しながら進めている。原子力規制委員会も早急な課題解決のための取組を検討すべきと提起しており[II.3.1-5]、関係機関の取組や当面の対応について、資源エネルギー庁から報告をしている[II.3.1-6, 7]。

(1) 分析計画の検討

東京電力HDは、廃炉作業の進捗に伴い、分析対象物の種類と量が増加し、それに応じて分析需要が拡大すると想定している。そのため、分析の進捗状況や保管管理上のリスク等を踏まえて分析優先度の高い廃棄物を抽出し、各廃棄物の特徴を踏まえた性状把握方針及び分析計画を検討した[II.3.1-8]。表 3.1-1 に分析計画策定のねらいを示す。

表 3.1-1 分析計画策定のねらい[II.3.1-8]

廃炉進捗に伴う対応	内容
放射能濃度による廃棄物管理への移行	<ul style="list-style-type: none"> 全ての廃棄物について下記を踏まえた放射能濃度管理へ移行 <ul style="list-style-type: none"> ✓廃棄物毎の特性に応じた合理的な安全対策等の検討に資するデータ取得 ✓処分・再利用に向けたデータ蓄積・管理（より幅広い放射性核種に対する放射能濃度の管理）
安全で安定的な保管管理の実施	<ul style="list-style-type: none"> 保管時の廃棄物の挙動評価及び適切な安全対策を検討し、長期にわたり閉じ込めを維持できる保管方法の検討のための廃棄物の物理的・化学的的特性の把握
試料採取・分析の高難度化対応	<ul style="list-style-type: none"> デブリ取り出しに伴う試料採取、分析難易度の高い試料等に対応できる技術、人材の整備
体系的な試料採取・分析の実施	<ul style="list-style-type: none"> 代表性に配慮した体系的な試料採取・分析の実施 廃棄物毎の特性を踏まえた合理的な性状把握の実施

(2) 分析・評価手法の開発

固体廃棄物は、多様かつ物量が多い特徴を有することから、性状把握を効率的に進めることが必要である。廃炉・汚染水・処理水対策事業において、データを簡易・迅速に取得するための分析手法の開発、少ない分析データで性状把握を行うための手法の構築等を実施している[II.3.1-9]。

(3) 分析施設の確保

1F から採取される燃料デブリ、廃棄物等は遮へい及び閉じ込め機能を有するホットラボ施設への構外輸送が必要となる。政府の補正予算[II.3.1-10]により JAEA が放射性物質分析・研究施設の整備・運用を 1F の隣接地に実施している[II.3.1-11]。これらの運用開始時に、1F の周辺監視区域内の施設として順次設定するため、構外輸送とならず、迅速な分析を行える利点がある。第 1 棟では固体廃棄物の分析及び ALPS 処理水の第三

者分析[II.3.1-12,13]、第 2 棟では燃料デブリの分析を行うことを目的としている。

(4) 分析人材の確保

放射性物質用の各分析施設では安定的な施設稼働を継続するための分析人材の確保と維持が課題である。東京電力は α 放射性核種の取扱いについて十分な知識と経験を有する JAEA 及び民間企業[II.3.1-8,14,15]の協力を得て人材交流等を行いながら分析技術者の育成に取り組んでいる。

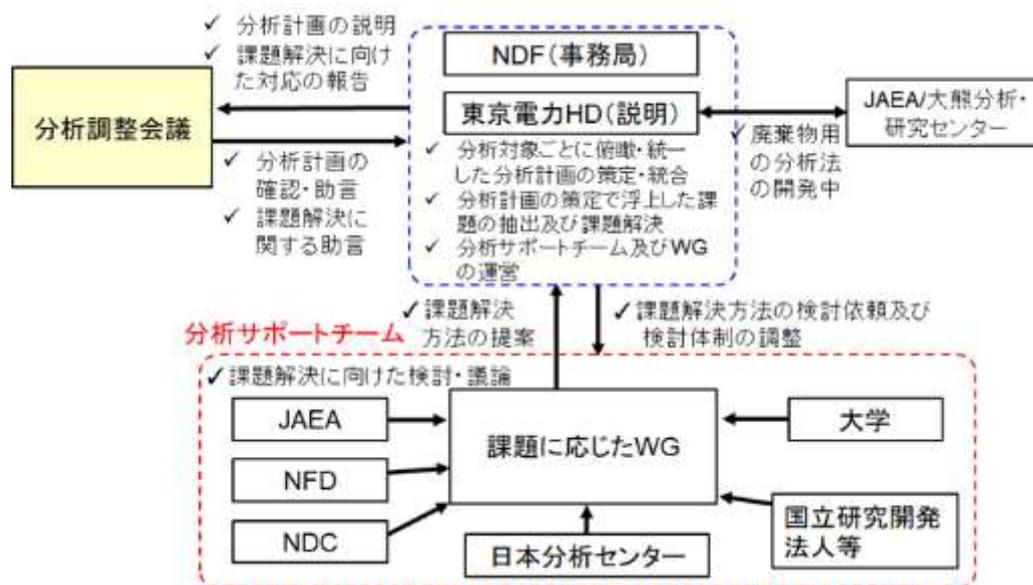


図 3.1-3 分析調整会議と分析サポートチームの役割[II.3.1-3]

今後、想定される分析需要の拡大に伴い、あらかじめ分析結果の活用方法を見越した分析計画の立案が可能な高度な人材が必要となることが予想される。この業務を担う分析評価者としては、(i)評価結果を廃炉工程上必要な箇所へ適切に反映させること、(ii)次のサンプル採取において適切な指示を出せること、及び(iii)分析結果から事故事象を論理的かつ的確に理解していることが求められる。しかしながら、個人で全ての能力に対応することは困難であるため、NDF 内に図 3.1-3 に示す「分析調整会議」および「分析サポートチーム」

を組織している。分析調整会議は対象物の種類と数の増加に対応する分析計画の確認や課題解決に関する助言を行うこととしている。分析実務に豊富な経験・知見を有する研究者、技術者から構成された分析サポートチームは提起された課題の解決に向けた検討・議論を行い、課題解決手法の提案、進捗状況の報告を行うこととしている。

【NDF 中野 純一】

(注；参考文献は、第 3.1.3 項の後に示す)

3.1.2 燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発

本項では、文科省公募「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」において、令和1年度から5年度にかけて、東北大学金属材料研究所（大洗）を中心に、JAEA（大洗）、長岡技術科学大学、九州大学、日本核燃料株式会社（NFD）と共同で実施された「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」について紹介する。実施内容と分担は以下の通りである。

- (1) 燃料デブリの溶解特性評価
 - ① 溶解試験（JAEA）
模擬物質（照射済燃料含む）のアルカリ溶融試験
 - ② 熱化学転換法の研究（長岡技科大）
熱化学転換法（塩化物化）の検討
- (2) 燃料デブリの主要分離・分析プロセスの確立
 - ① ICP-MS/MS 測定（JAEA）
アクチノイド元素等の定量
 - ② 前処理分離技術（長岡技科大）
ICP-MS/MS 測定の前処理分離試験
- (3) 模擬燃料デブリの作製
 - ① 模擬燃料デブリの作製に関する研究（NFD）
UO₂, ZrO₂, CeO₂ 等に FP 成分やコンクリート成分（Si, Ca）や Fe を添加した試料の作製
 - ② 共沈法による模擬燃料デブリ作製に関する研究（東北大）
共沈法で作製した U-Zr-Fe-O 系模擬燃料デブリのメスbauer分光および透過電子顕微鏡観察
- (4) ICP-MS/MS によるアクチノイド元素分析に係る基礎データの取得
 - ① ICP-MS/MS 装置の整備（JAEA）
JAEA への装置の整備と反応ガス（O₂, NH₃, N₂O, CO₂）を用いた基礎特性データ取得
 - ② 干渉イオン除去に関するデータ収集（長岡技科大）
デブリの溶解法や分離法を考慮した ICP-MS/MS 分析スキームの確立
- (5) 廃棄物処分における燃料デブリの安定性（九大）
マイクロチャンネル装置による模擬燃料デブリの化学的耐久性評価
- (6) 人材育成
若手研究者や学生の研究業務参加と人材育成

主な成果を以下に示す。

本事業では、図 3.1-4 に示す燃料デブリの湿式破壊分析分離のフローを確立した。燃料デブリはアルカリ溶融法で溶融後、硝酸で希釈溶解される。アルカリ溶

融で十分な溶融ができない場合の代替として、燃料デブリを四塩化炭素と反応させ塩化物化する手法も開発した。溶解された燃料デブリは①Cs 樹脂による Cs 除去、②TBP 樹脂による UO₂²⁺、Pu⁴⁺の相互分離、③TRU 樹脂による An³⁺および Ln³⁺の FP 核種等との分離、④DGA 樹脂による Am³⁺、Cm³⁺の相互分離を行うことで、それぞれの分析サンプルが得られる。

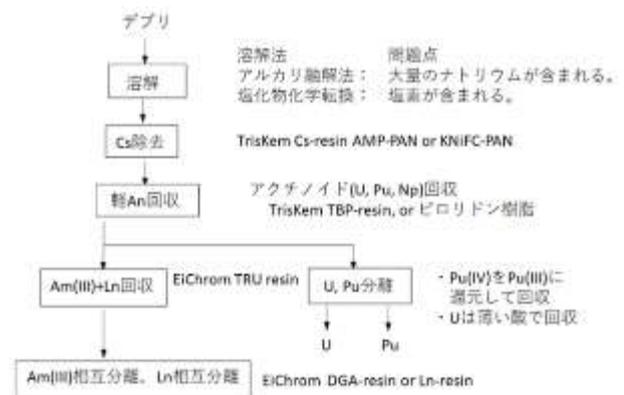


図 3.1-4 燃料デブリ分析分離フロー

燃料デブリの溶解液には多量の放射性セシウムが含まれるので、ポリアクリルニトリル(PAN)にモリブドリン酸アンモニウム(AMP)が担持された陽イオン交換樹脂である Cs 樹脂を用いて、高濃度の Cs を選択的に除去し、分析のハンドリング性を向上させる。ここで Cs の約 9 割が除去される。続いて、上記 Cs 樹脂による分離操作後の溶液に対して、TBP 樹脂（リン酸トリブチル含浸）による抽出クロマトグラフィーにより U、Pu の FP 核種等からの分離および UO₂²⁺/Pu⁴⁺の相互分離を行う。この際、Pu の価数調整のため塩化第一鉄溶液を加えている。分離例を図 3.1-5 に示す。U、Pu、Th は TBP 樹脂に吸着され、逐次 4M HCl、0.1M 硝酸で抽出される。次に、初期に流出した液に含まれる Am/Cm、ランタニド元素からその他の FP 成分を除去するため、TRU 樹脂 (octylphenyl*N,N*-di-isobutyl-carbamoylmethylphosphine oxide および TBP を含浸した樹脂)による分離を行う。その分離の例を図 3.1-6 に示す。Am/Cm、ランタニド元素は TRU 樹脂に吸着され、その後希塩酸、希硝酸で抽出される。さらに抽出された Am/Cm、ランタニド元素を DGA 樹脂 (*N,N,N',N'*-tetra-*n*-octyldiglycolamide を含浸)を用いて相互分離する。分離の例を図 3.1-7 に示す。

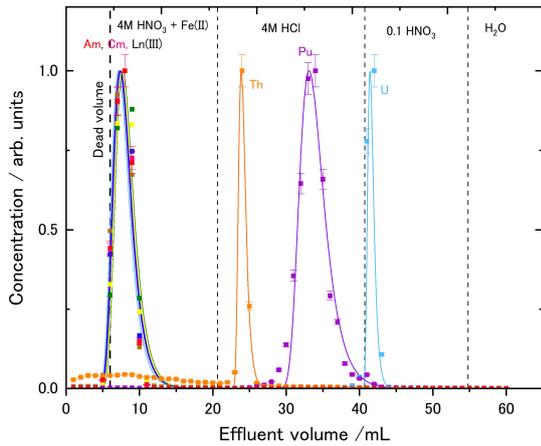


図 3.1-5 TBP 樹脂による分離例

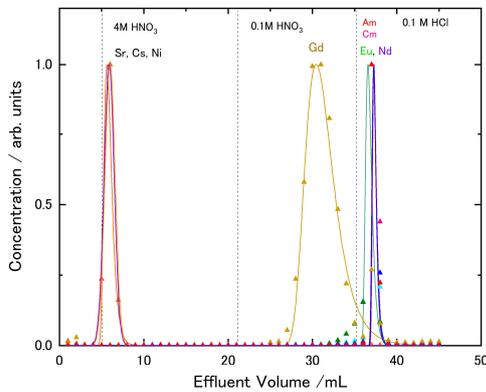


図 3.1-6 TRU 樹脂による分離例

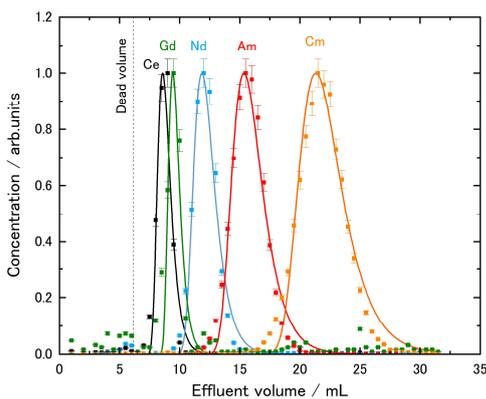


図 3.1-7 DGA 樹脂による分離例

以上の分離操作で元素分析のための試料を作製することができる。これらの分離された液中の元素分析を ICP-MS/MS により実施する。ICP-MS/MS 分析の原理模式図を図 3.1-8 に示す。溶液試料はプラズマによ

りイオン化され、続く 3 段の四重極質量分析器 (Q マス) に導入される。最初の Q マス (Q1) では、裸のイオン (U^+ 等) のみを通過させる。次のコリジョンリアクションセルにおいて、種々の反応ガス (例えば O_2) と反応させ、分子イオン (UO^+ , UO_2^+ 等) を生成する。次の質量分析器 (Q2) で希望の分子イオンの質量を選別し計測する。これらの操作により装置内で元素分離が可能となり、同重体による干渉、近隣質量による干渉等を大きく低減させることができる。一例として、 CO_2 をリアクションガスとして Am/Cm の分離分析を行う事例を紹介する。図 3.1-9 に CO_2 のコリジョンリアクションセルへの導入流量に対する分子イオンの生成状況を示す。流量 0.45 mL/min において、Am は裸の Am^+ イオンが主要イオンとなるのに対し、Cm は CmO^+ の分子イオンが主となる。従って、この流量条件で、Am/Cm の反応性の違いにより元素分離分析を実施することが可能となる。この時、Am の検出限界値は 0.02 ng/L(ppt) 、Cm は 5 ng/L である。

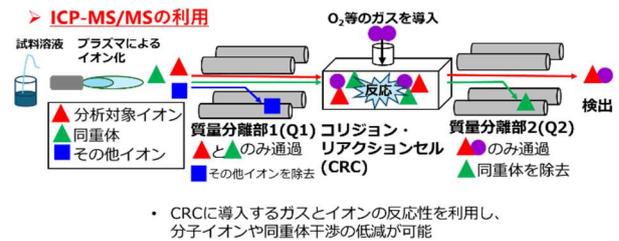


図 3.1-8 ICP-MS/MS の原理模式図

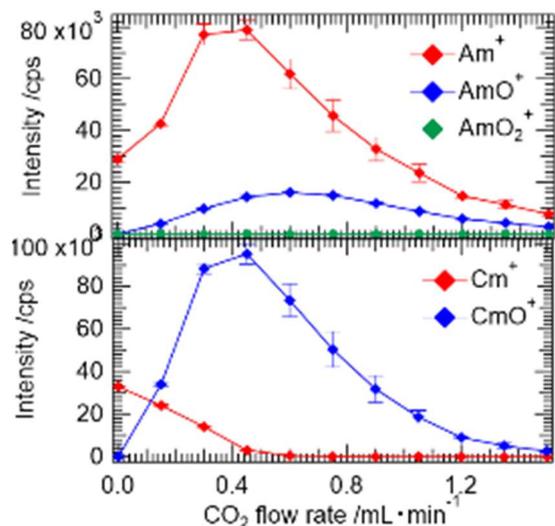


図 3.1-9 CO_2 を反応ガスとした Am/Cm 分子イオンの生成状況

分析スキームの確認のため、新型転換炉原型炉「ふげん」で照射した E09 燃料集合体 (MOX ペレット: Pu 富化度 2.59 wt%, 照射条件: 平均燃焼度 37.7 GWd/t、最高線出力: 43.2 kW/m、外層 O-23 ロッド、燃料ピン上端から 1340~1359 mm) [II.3.1-16]より採取した燃料ピン切断片を使用した (図 3.1-10)。0.31 mg の照射済み燃料片に対し 3.50 mg の Na_2O_2 を Al_2O_3 のつぼ内で混合し、雰囲気制御なしの電気炉で 650 °C、1 時間の加熱を行った。得られた融解生成物に対して超純水 3.0 mL および 10 mol/L 硝酸水溶液 4.5 mL を加え、85 °C、2 時間加熱し、固体成分の溶解を行った。溶解液に対して、吸引ろ過を行った。ろ過には孔径 0.4 mm のポリカーボネート製フィルタ (Merck) を用いた。ろ過の際、6 mol/L の硝酸水溶液 13 mL で洗浄操作を行った。溶解および溶解は良好で、フィルタ上の目視での残渣は確認されず、ほぼ完全な溶解を確認した。ただ、フィルターの FE-SEM/EDS/WDS 観察では、Pd、Ru、Rh、Mo よりなると思われる粒径 2-3 μm 程度の微粒子が見られた。溶解液については、前述の分析スキームによって元素分析を行った。得られた結果のうち、Nd の同位体分析結果から算出した燃焼度は誤差が大きいものの、想定値と誤差範囲内で一致した。



図 3.1-10 「ふげん」燃料を用いた確認試験

模擬燃料デブリの作製に関して得られた知見を以下に記す。

U-Zr-Fe-O 系の試料作製においては、製造時の焼結雰囲気によって鉄の状態が異なる。焼結雰囲気が 100% H_2 条件では、鉄は金属 (α 鉄) となり、1% H_2 +Ar (露点 27°C) 条件では Fe_3O_4 および FeO となるのがメスbauer測定で明らかになった (図 3.1-11)。また、

3D-SEM 像解析の結果、相変化に伴いボイドが生成することが確認された。

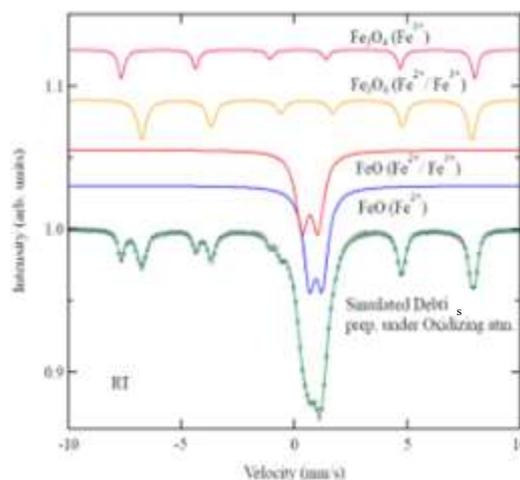


図 3.1-11 1% H_2 +Ar (露点 27°C) 条件での鉄のメスbauer測定結果

U-Zr-(Ca)-O 系の試料作製においては、微量の Ca (数%) によって U-Zr 酸化物の固溶限が拡大することが明らかとなった [II.3.1-17]。図 3.1-12 に U-Zr-(Ca)-O 系試料の X 線回折結果を示す。Ca が含まれない場合、U-rich な相 (立方晶) と Zr-rich な相 (正方晶) に相分離するが、Ca が含まれる試料には立方晶のみが観察される。また立方晶のピークは Zr 濃度の上昇と共に高角度側 (低格子定数側) にシフトしている。得られた格子定数を Zr 濃度に対して図 3.1-13 に示す。文献データ [II.3.1-18,19] と良い一致を示し、ベガード則に従って、Zr 濃度の増加と共に格子定数が線形減少する。

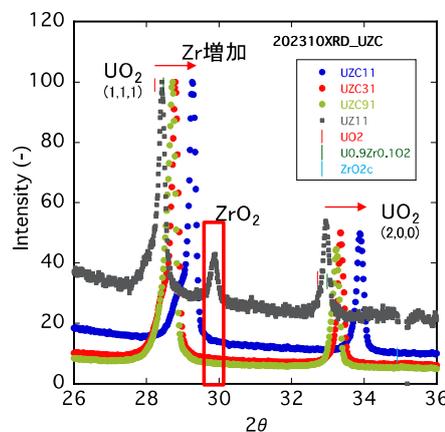


図 3.1-12 U-Zr-(Ca)-O 系試料の X 線回折結果

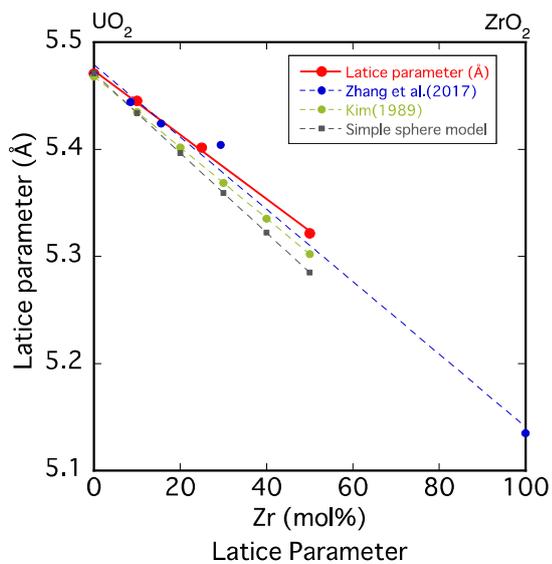


図 3.1-13 得られた格子定数の Zr 濃度依存性

ウランを含有する試料のマイクロチャンネル流水試験によって、純水および塩水に対する溶解速度は、空隙率の高い試料ほど大きく ($4-8 \times 10^{-11} \text{ g/mm}^2/\text{h}$ 以上)、Zr 含有率が高いほど小さく ($1 \times 10^{-11} \text{ g/mm}^2/\text{h}$ 以下)、純水よりも塩水への溶解速度が小さいことが明らかとなった[II.3.1-17]。また、試料の試験前後の観察結果から、溶解は微小粒径および試料の端部において顕著に起こっていることも明らかとなった。

【東北大学 出光 一哉】

(注；参考文献は、第 3.1.3 項の後に示す)

3.1.3 原子炉建屋等スマヤ試料の分析

JAEA の安全研究センターでは、原子力規制庁が継続的に進めている 1F における事故の調査及び分析に係る活動[II.3.1-20,21,22]と連携して、1F 原子炉建屋等から採取したスマヤ試料の核種組成分析を行っている。この分析の主たる目的は、得られた結果に基づいて、放射性物質の格納容器から原子炉建屋への漏洩経路や原子炉建屋内における移行経路、炉心損傷進展時における炉心領域の雰囲気条件等を検討することである。着目する核種として、燃料から放出されやすいセシウム (Cs) やヨウ素 (I)、その放出特性が燃料周囲の雰囲気条件に強く依存し得るモリブデン (Mo) やストロンチウム (Sr) 等を選定した。

これらの核種はガンマ線分析、ベータ線分析あるいは質量分析により定量するとともに、ORIGEN2 コードを用いて計算した炉内の初期核種組成[II.3.1-23]に基づいてそれぞれの元素量 (モル) を算出した。スマヤ試料に付着する元素の量はスマヤ試料の採取方法 (スマヤ紙による拭き取り面積や採取時にスマヤ紙に加える力等) に強く依存するため、元素量の多寡から何らかの技術的な知見を導き出すことは極めて困難である。そのため、本分析においては Cs の元素量で規格化した値を比較することとした。その結果の例を図 3.1-14 及び図 3.1-15 に示す。前者は Mo と Cs、後者は Sr と Cs の元素量比である。

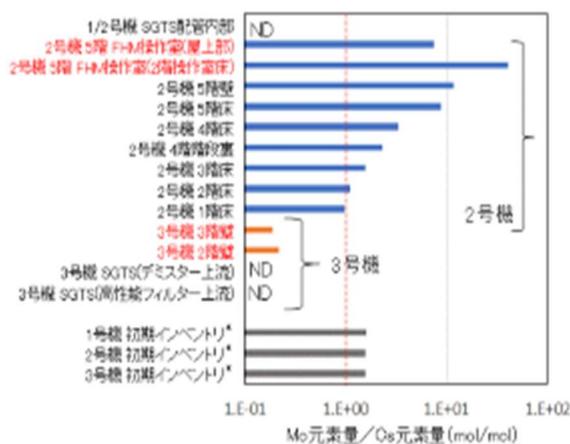


図 3.1-14 Mo と Cs 元素量比の比較

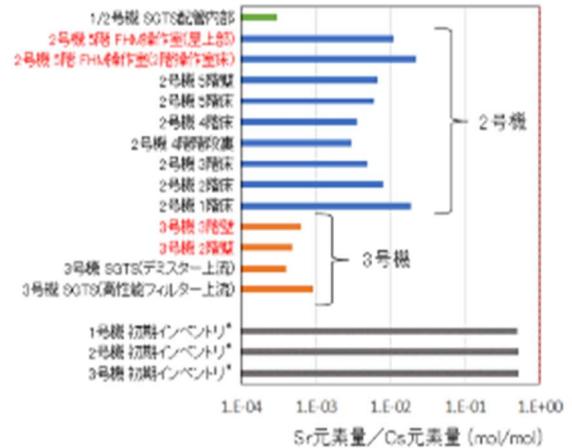


図 3.1-15 Sr と Cs 元素量比の比較

2号機原子炉建屋スマヤ試料では、Mo 元素量は Cs 元素量と同等もしくはそれ以上であった。Mo は金属の形態では沸点が非常に高く (>4000°C) 燃料から揮発し難いが、酸化物の形態になると揮発し易くなる性質を有している。そのため、炉心損傷進展時において酸化物が容易に生成され得る酸化性雰囲気条件 (水蒸気分圧 >> 水素分圧) が炉心領域で形成され、その期間に燃料からの Mo 放出が顕著になったと推定される。化学形を直接分析していないため確定することはできないものの、燃料から放出された Mo は Cs と反応し、モリブデン酸セシウム系 (Cs₂MoO₄ 等) の化学形を形成した可能性が高く、Cs と反応していない余剰の Mo はモリブデン酸や酸化モリブデンであったと推定される。

2号機及び3号機スマヤ試料の酸溶解過程において残渣が生じた試料が複数確認された。Cs₂MoO₄ 等は酸に対して可溶性であるため、この化学形だけでは残渣の形成と整合しない。Cs₂MoO₄ 等以外の化学形が少なからず生じたと考えられるが、現時点ではそれを推定するに足る情報は得られていない。

2号機では3号機に比べ Sr/Cs 比も高い値であった。この号機間の定性的な傾向は Mo/Cs 比と同様である。Sr は酸化物の形態では揮発し難く (SrO の沸点: 約 3000°C)、金属の形態で揮発し易くなる性質 (沸点: 約 1400°C) を有していることから、2号機の炉心損傷進展時においては、酸化性雰囲気条件に加えて、酸化物として燃料中に存在する Sr が金属に変換され易い還元性雰囲気条件 (水素分圧 >> 水蒸気分圧) が炉心領域で有意な期間に亘り形成され、Sr の燃料からの放出が3号機に比べて大きくなったことを示唆している。しかしながら、2号機にしても3号機にしても Sr/Cs 比は

Sr の元素量が Cs に比べて極めて少ないことを示していることから、仮に還元性雰囲気条件が形成されなかったとしても、炉心損傷進展時に到達した燃料温度温度における SrO の平衡蒸気圧に依存して燃料から放出される SrO が寄与した可能性もあり得る。

2 号機原子炉建屋スミヤ試料の分析結果における特徴として、Mo/Cs 比が高層階において高い傾向を示していることが挙げられる。このような階層間の差異が生じた理由として、PCV トップヘッドフランジからシールドプラグを通過して原子炉建屋 5 階にリークした Cs、Mo の組成や原子炉建屋空間内の浮遊量が時間とともに変化（大雑把に言うと Cs の割合が増加）しつつ、各階の開口部（階段）を通じて下層階に移行したことが考えられる。このような時間変化が生じる要因

として、構造材等に一旦沈着した核種の再蒸発の程度や移行経路中における化学形の変化等が考えられるが、現時点では詳細は不明である。なお、シールドプラグの隙間に非常に多くの Cs (Cs-137) が沈着していることを示唆する測定結果があるが、Cs 以外の核種も沈着すると考えるのが合理的と思われるため、元素比で議論する限りにおいては、シールドプラグにおける沈着の影響は軽微であると推定される。また、Sr/Cs 比では Mo/Cs 比で見られたような高層階において高くなる傾向が見られていない。この点についても今後の検討が必要である。

【原子力機構 丸山 結、飯田 芳久】

[第II.3.1節 参考文献]

- [II.3.1-1] 例えば、令和3年度開始廃炉・汚染水対策事業費補助金に係る補助事業（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発）2022年度最終報告、<https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2023/06/2022001seijyouhaaku202306F.pdf>
- [II.3.1-2] OECD/NEA, Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident Information Collection and Evaluation (FACE) Project, https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_70741/fukushima-daiichi-nuclear-power-station-accident-information-collection-and-evaluation-face-project
- [II.3.1-3] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構、“東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2024”、(2024).
- [II.3.1-4] 第4回廃炉・汚染水・処理水対策関係閣僚会議、“資料2 東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ”、(2019).
- [II.3.1-5] 第102回特定原子力施設監視・評価検討会、“資料1-2 東京電力福島第一原子力発電所の廃炉等に必要なる分析体制の強化について”、(2022).
- [II.3.1-6] 2023年度第1回原子力規制委員会、“資料1 東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の分析体制の強化に係る政策的取組”、(2023).
- [II.3.1-7] 第104回特定原子力施設監視・評価検討会、“資料1-3-2 分析体制構築に向けた取り組みに状況について” (2022).
- [II.3.1-8] 第112回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合/事務局会議、“資料3-4 東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた固体廃棄物の分析計画”、(2023).
- [II.3.1-9] 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構、“令和3年度開始「廃炉・汚染水対策事業費補助金(固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」2021年度最終報告”、(2022).
- [II.3.1-10] 第24回特定原子力施設監視・評価検討会、“資料3-1 廃炉関係の研究開発拠点施設の整備について”、(2014).
- [II.3.1-11] 第52回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議、“資料3-4 大熊分析・研究センター施設管理棟の開所”、(2018).
- [II.3.1-12] 第100回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合/事務局会議、“資料4 放射性物質分析・研究施設第1棟の整備状況について”、(2022).
- [II.3.1-13] 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 福島廃炉安全工学研究所、“放射性物質分析・研究施設第1棟におけるALPS処理水第三者分析の開始について”、(2023).
- [II.3.1-14] 東京電力ホールディングス(株)、日本原燃(株)、“「福島第一原子力発電所の廃止措置に関する技術協力についての協定書」の締結について”、(2022).
- [II.3.1-15] 東京電力ホールディングス(株)、日本核燃料開発(株)、“「福島第一原子力発電所デブリ分析業務等の協力に関する覚書」の締結について”、(2022).
- [II.3.1-16] 田中康介、前田宏治、「ふげん」高燃焼度MOX燃料E09における燃料ペレットの組織変化と元素分布、JNC TN9400 2004-025, 2004, pp.15-17.
- [II.3.1-17] K. Idemitsu, Y. Inagaki, T. Arima, K. Konashi, Y. Nagai, Leaching Behavior of Simulated Fuel Debris by Microchannel Flow-Through Method, Proc. FDR2024, Oct10-13,2024.
- [II.3.1-18] Dae-Joon Kim, Lattice parameters, Ionic Conductivities, and Solubility Limits in Fluorite-Structure MO₂ Oxide [M=Hf⁴⁺, Zr⁴⁺, Ce⁴⁺, Th⁴⁺, U⁴⁺] Solid Solutions, J. Am. Ceram. Soc., 72(8) pp.1415-21 (1989).
- [II.3.1-19] L. Zhang, A. Shelyug, A. Navrotsky, Thermochemistry of UO₂-ThO₂ and UO₂-ZrO₂ fluorite solid solutions, J. Chem. Thermodynamics 114 pp.48-54 (2017).
- [II.3.1-20] 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会、“東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ～2019年9月から2021年3月までの検討～”、2021年3月5日、<https://www.nra.go.jp/data/000345595.pdf>.
- [II.3.1-21] 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会、“東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間

取りまとめ（2023年版）”、2023年3月7日、<https://www.nra.go.jp/data/000425218.pdf>
<https://www.nra.go.jp/data/000425219.pdf>.

- [II.3.1-22] 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会、“東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ（2024年版）”、2024年6月11日、<https://www.nra.go.jp/data/000473308.pdf>.
- [II.3.1-23] 西原、岩元、須山、“福島第一原子力発電所の燃料組成評価”、JAEA-Data/Code 2012-018, 2012年9月、日本原子力研究開発機構.

3.2 データの活用に向けた取り組み

第 3.2 節では、サンプリング・分析データの活用に向けた種々の取り組みについて述べる。

まず、先行事例として、TMI-2 におけるデブリサンプル分析データの活用事例を調査した結果についてまとめる(第 3.2.1 項)。また、データの活用においては、データの代表性が大きな課題になると考えられることから、点データからマクロな状態を予測する手法として、クリギング(第 3.2.2 項)およびベイズ統計(第 3.2.3 項)の概要と活用事例について紹介する。

【宮原幹事】

3.2.1 データ活用の先行事例 (TMI-2 でのデブリサンプル分析データの活用について)

本項では、米国スリーマイル原子力発電所 2 号機 (TMI-2) のサンプル分析データが、デブリ取り出し工程の検討と事故進展の理解にどのように利用されたのかをまとめる。EPRi と NRC がとりまとめた TMI-2 知見アーカイブ[II.3.2-1,2]から元文献を調査して情報を整理した。TMI-2 では、圧力容器上部の内部調査で得られた画像情報とサンプル分析データに基づいて、圧力容器ヘッドと上部プレナム構造物の撤去、さらに、炉心上部からの燃料デブリ取り出し方法が検討された。次に、炉心下部と下部プレナムの調査とサンプル分析が行われ、炉心下部からの燃料デブリ取り出しや炉内構造物の解体・撤去方法に反映された。

事故直後に、事故進展解析や事故時プラントデータを参考に炉心損傷状態の推定[II.3.2-3]が行われ、よく

知られている TMI-2 事故炉最終形態の模式図に比べ軽微な損傷状態が推定された(図 3.2-1(左))。炉心中央上部の燃料集合体は損傷しているが、炉心中間から周辺部では形状が維持されている可能性が高いとされた。これに基づき、燃料集合体 1 体をそのまま格納できる収納缶 (Fuel Canister) が設計された。また、燃料回収に必要な調査項目として、上部端栓の損傷と上部格子板との固着、上部プレナム構造物の損傷等が抽出された[II.3.2-4]。他方、炉心損傷がさらに進んでいる可能性も指摘された。そこで、ヘッド上部からプレナム構造物内部(特に上部格子板の周辺)、さらに炉心上部まで小型カメラを挿入し Quick Look 調査が行われた[II.3.2-5]。その結果、炉心上部では最外周部を除いて燃料集合体が崩落し約 9.3 m³ の空洞が広がっていること、破砕・崩落した燃料棒や構造材は上部空洞の底部に数 10 cm 厚さで堆積していること(ルースデブリベッド)、その下に SS 製探針が侵入できない硬い層が存在すること、等が明らかになった。一方、プレナム構造物はほぼ形状を維持し、上部格子板の一部に上部端栓や燃料集合体の上部が固着していることが確認された(図 3.2-1(右))。

Quick Look 調査に基づいて、ヘッドとプレナム構造物の撤去に向けた課題が整理された[II.3.2-6,7]。上部格子板に固着していた燃料集合体上部は、プレナム撤去時の作業性や核物質管理のためにできるだけ除去することとされたが、デブリ取り出しの観点でのサンプル分析は重要視されなかった。他方、事故進展理解の重要サンプルであり、INEL ホットラボで 2 体が分析さ

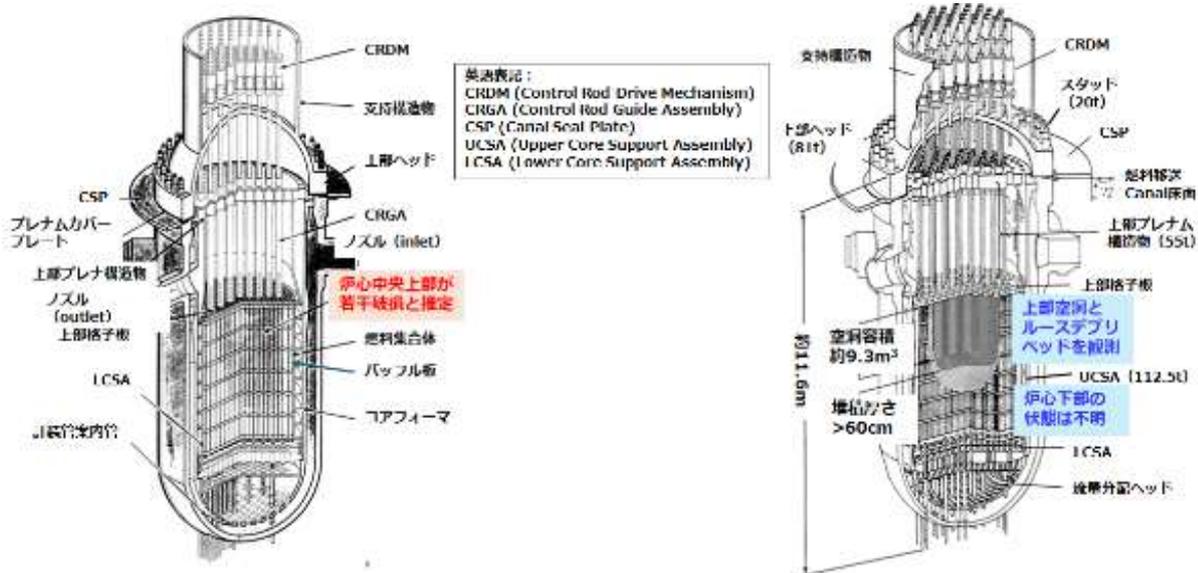


図 3.2-1 圧力容器内の状態推定：(左)事故直後、(右)Quick Look 調査後 (参考文献[II.3.2-1,2]から編集)

れた。分析データに基づき、事故時のピーク温度の分布や被覆管の破断メカニズム等が考察されている[II.3.2-8]。

プレナム付着デブリ中の FP 分析は、プレナム撤去方法の検討と事故進展の理解の双方で重要項目とされた[II.3.2-9]。図 3.2-2 に、分析結果の概要を示す。炉心中央と炉心外周の上部から採集されたリードスクリーサンプルの分析結果から、プレナム構造物内の径方向と軸方向の FP 付着の変化と事故時ピーク温度が評価された。さらに、母材サンプルの表面積を構造物全体に割り戻し、プレナム全体での FP 付着量が推定された。ORIGEN-II で解析された炉心インベントリ[II.3.2-10]と比較することで、プレナムに付着した FP 量は、揮発性核種であっても炉心インベントリの<1%と評価された。他方、ICP 分析により、付着デブリの主成分は構造材 (SS, Inconel) と制御材 (Ag-In-Cd) 由来であることが明らかにされた。プレナム下部からは若干の U, Zr が検出された。これらの炉心物質や FP は、事故進展途中に上部ルースデブリが再冠水した際に発生した高温水蒸気によって、上部プレナムに運ばれ、その一部が付着したと推定された。

プレナム付着デブリは、金属 Zr や Zr 水素化物を含んでいる可能性があり、その自然発火可能性の検証が重要な安全評価項目とされ[II.3.2-11]、CRDM リードスクリー[II.3.2-9]、CRDM 案内管[II.3.2-12]、プレナムカバー[II.3.2-11]の付着デブリが分析された (分析項目:かさ密度、粒度分布、組成(UO₂等による Zr 希釈)、微細組織、化学形 (Zr 酸化度)、熱分析)。さらに、

テスラコイルスパークやプロパンガストーチによる着火試験と酸素雰囲気でのデブリ打撃試験が、湿潤条件および乾燥条件で行われた。これらの試験結果に基づき、付着デブリが自然発火する可能性は極めて低いとされた[II.3.2-11]。しかし、サンプル代表性の観点で、付着デブリの状態を完全に理解することは困難とされ、ヘッドやプレナム撤去の際には、デブリ自然発火に対応できる安全装置 (ホウ酸水噴霧系と注水系) を設置することとされた。上部ルースデブリについても、取り出し開始前に、同様の自然発火性確認試験が行われている[II.3.2-13]。

また、事故後初めて圧力容器内から採集されたサンプルであったことから、デブリ分析手順の確立や難溶性サンプル取り扱い等の観点で検討が行われた[II.3.2-9]。FP については、 γ 線分光 (γ 核種)、液体シンチレータ (Sr-90)、中性子放射化 (I-129)、ICP (Te) により分析が行われ、高揮発性 (I-129, Cs-134, Cs-137)、中揮発性 (Sr-90, Ag-110m, Ru-106, Sb-125, Eu-154, Eu-155)、低揮発性 (Ce-144) に分けてデータ整理された[II.3.2-9]。化学・放射化学分析における分析誤差は総じて 10~15%程度と評価された。しかし、高線量のため一部のサンプルは<10 mg で取り扱う必要があり、秤量誤差を含む分析誤差は 50%程度と評価された。付着デブリのうち、母材に固着している内側層は王水や硝酸+フッ酸等の強酸にも難溶性であった。難溶性サンプルの分析には硫化物系溶媒を用いたアルカリ溶融法が採用された。

得られた知見に基づいて、ヘッドは大気中での遠隔作業で撤去できると判断された[II.3.2-6]。プレナム構造物は、いったん約 18 cm ジャッキアップして内部の損傷状態の観察 (Quick Scan 調査) や付着デブリの除去を行ってから撤去されることとなった[II.3.2-7]。1984年7月にヘッドが、1985年12月にプレナム構造物のジャッキアップが、さらに1985年5月にプレナム構造物の完全撤去が行われた。ヘッド撤去後に、改良型 IIF (Internals Indexing Fixture) が圧力容器上部に設置され、デブリ取り出し作業のための水位形成が行われた[II.3.2-6]。

上部空洞底部に堆積していたルースデブリについては、その取り出し工法検討のため、深さ方向と径方向のデブリ粒子の粒度分布と炉心物質や FP の混合性の情報が必要とされた[II.3.2-14]。他方、事故進展理解の観点では、事故時のピーク温度、燃料被覆管とペレットや燃料棒と構造材の相互作用が重要な評価項目と

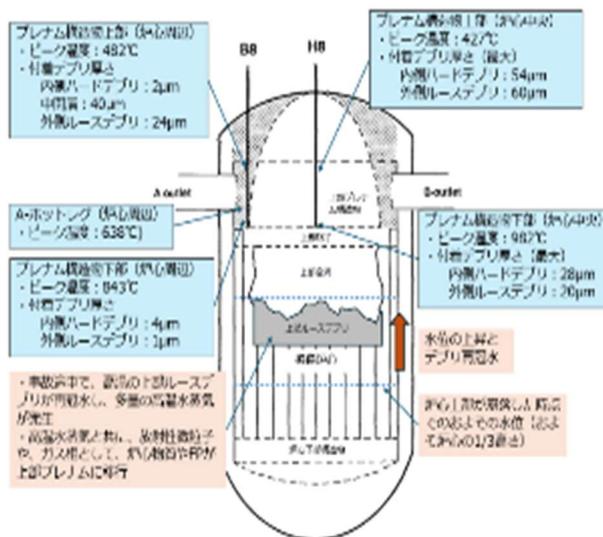


図 3.2-2 プレナム付着デブリサンプルの分析結果 (参考文献[II.3.2-9]から編集)

された[II.3.2-14]。分析におけるサンプル代表性も大きな課題となった[II.3.2-14]。炉心中央部と炉心中間部で2回に分けて、堆積深さが異なる11個のサンプルが回収された。図3.2-3にサンプル採集位置を示す[II.3.2-13]。

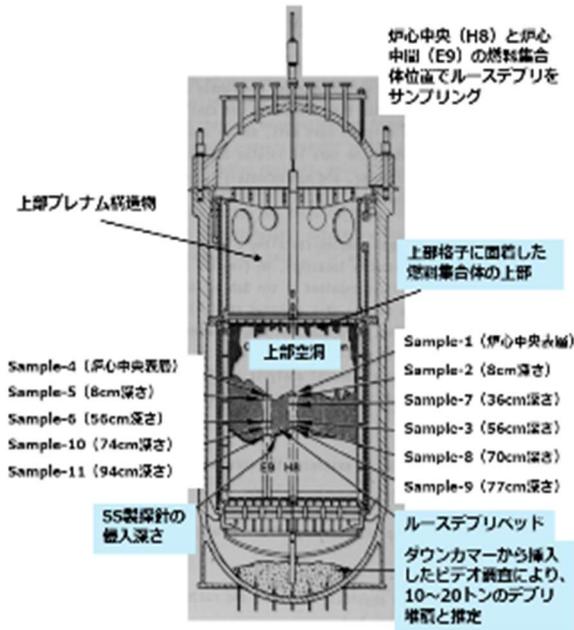


図3.2-3 上部ルースデブリのサンプリング
(参考文献[II.3.2-13]から編集)

これらのサンプルについて、まず、かさ密度が測定された(表層 $3.5\sim 3.8 \text{ g/cm}^3$ 、バルク層 $5.0\sim 5.5 \text{ g/cm}^3$)。バルク層ではサイズの異なるデブリ粒子が混在するため粒子の充填率が高くなったと推定された。次に、デブリ粒子をふるい分け ($<20 \mu\text{m}$ ~ $>4 \text{ mm}$ 、9段階)、粒度分布が評価された。各サイズ群から分取されたデブリ粒子について、炉心物質とFPの組成分析が行われた。さらに、ふるい分けしたサンプルを再混合して均質化した試料も分析された。各元素・核種の分析結果をUの分析値で規格化することで、深さ方向と径方向でのマクロな組成変化、粒子サイズごとの組成変化が評価された[II.3.2-13]。炉心中央と炉心中間で、元素・核種の分布傾向が類似しており、サンプル代表性を定量的に評価することは困難だが、定性的な分布傾向は把握できたと判断された。そこで、上部空洞内部や周辺の画像データ[II.3.2-5,15]とこれらの分析データに基づいて、上部ルースデブリは機械的な方式と真空吸引方式を併用して回収されることとなった[II.3.2-16]。真空吸引方式で用いる2種類のデブリ収納缶(Knockout Canister: ペレットサイズ以下の大粒子用、Filter Canister: $140 \mu\text{m}$ 以下の微粒子用)が追加で設計され

た[II.3.2-2]。しかし、Knockout Canisterは詰まりやすいという課題があり、炉心下部からのデブリ取り出しでは主にエアリフトが用いられている[II.3.2-2]。事故進展理解の観点では、上部ルースデブリ中で、Zr,SS成分、Al,Ru-106,Sb-125等のUに対する相対濃度が炉心の平均インベントリに比べて $>50\%$ 減少していたことから、これらの元素・核種は、燃料棒の溶融・崩落過程で炉心下方に先行的に移行したと推定された[II.3.2-13]。また、Ag-In-CdやCs-137,I-129等は、表層デブリ中の特に微粒子デブリで相対的に多く検出され、事故進展過程での蒸発・凝縮メカニズムがあると推定された[II.3.2-13]。

さらに、事故進展の理解については、事故時の反応の痕跡を残したデブリ粒子(29個)が分取され、詳細な微細組織分析が行われ、デブリ粒子がV群に類型化された(I: 破碎ペレット、II: 酸化・破碎被覆管、III: 燃料棒の溶融凝固物 ($(\text{U,Zr})\text{O}_2$)、IV: 金属材料の溶融凝固物、V: 燃料棒と構造材成分の混合酸化物) [II.3.2-13]。Type-III粒子は $>2550^\circ\text{C}$ を経験したと推定された。Type-I粒子は全体の約80%を占めており、粒子内で局部的に溶融の痕跡 ($>2850^\circ\text{C}$)が見られたが、総じて $>1800^\circ\text{C}$ の高温に長時間曝された痕跡は見られなかった。これらのことから、上部ルースデブリの平均ピーク温度は 2000°C 程度とされた。Type-V粒子では、構造材の酸化物が結晶粒界に偏析していた。炉心周辺の残留燃料集合体から分取されたサンプルの分析も行われている[II.3.2-17]。

1985年10月に崩落していた上部端栓等が回収され、12月から燃料デブリ取り出しが開始された。事故時に注水した河川水中の微生物が、長尺ツールの油圧媒体を餌にして大量繁殖したことで水質が急速に悪化し、1986年2月にはほぼブラインドでの作業となった[II.3.2-18]。微生物繁殖に適した水温と光源の存在も大量繁殖の要因とされた。殺生物剤の投入等で、1986年5月には水質が若干改善したため、上部ルースデブリ回収後の画像調査が行われた[II.3.2-19]。その結果、炉心周辺に残留していた燃料集合体の内側で、上部ルースデブリの外周部に、固く凝集したデブリ層がほぼ円環状に存在していることが明らかになった(馬蹄形リング構造)。しかし、燃料デブリ取り出しの観点ではそのサンプル分析の優先度は高くないとされ、画像調査だけが行われた[II.3.2-19]。

プレナム撤去や初期のデブリ取り出しと並行して、圧力容器外周部のダウンカマーを通じて小型カメラが

挿入され、下部プレナム周辺部の調査とデブリサンプリングが行われた[II.3.2-20]。画像データ解析により、下部プレナム堆積デブリの重量（約 15 トン±5 トン）と堆積分布が概略評価された。また、サンプル分析により、かさ密度 6.6~8.3 g/cm³、空孔率 8~30%、組成は比較的均質で、U を 62~72 wt%、Zr を 11~16 wt%、他に SS 成分、Mo、O 等を含むと評価された[II.3.2-21]。金属相はほとんど存在せず、多孔質相の空孔内に微量の Ag、Ni、Sn、Ru が析出していた。これらのことから、下部プレナムデブリについては、スライドハンマーやボーリング装置で破碎し、比較的大きな瓦礫デブリは機械的に回収、粒子状や粉末状のデブリはエアリフトによるジェット水流で巻き上げて回収するという方針が固まった[II.3.2-22]。他方、事故進展解析の観点では詳細な分析が行われ、事故時ピーク温度が >2550°C（局所的に >2850°C）であったこと、事故前の炉心インベントリに比べて Zr や SS 成分の割合が小さく、これらが炉心下部に残留していること、Cs-137 の約 13%、I-129 の約 3% が空孔内にトラップされていたこと、熔融デブリの凝固過程で比較的低融点の構造材酸化物が相分離したこと、等が推定された[II.3.2-21]。特に、デブリ凝固過程での固液相分離は、デブリと下部ヘッドの熱伝達を抑制した可能性が示唆された。

図 3.2-4(左)に、1986 年 6 月時点での炉内状況推定図を示す。炉心上部の状態はほぼ解明され、炉心下部については、上部ルースデブリの下に熔融凝固層と切り

株状の燃料集合体が存在していること、熔融デブリの一部が下部プレナムに移行していること、等が明らかにされた。一方で、炉心下部の成層化状態、下部プレナムへのデブリ移行経路、LCSA や UCSA の損傷状態、等がデブリ取り出しと事故進展解析の双方の観点で重要課題として残されていた。そこで、Quick Look 調査の結果を受けて検討されていたコアボーリング調査が実施されることとなった[II.3.2-14,23]。10 本のボーリングが行われ、うち 9 本でコアサンプルが回収された。そのうち 5 本は熔融凝固層を貫通しており、成層化状態に関する知見が得られた。さらに 3 本は下部プレナムに到達し、下部プレナム中央のデブリ堆積状態の調査と表面ルースデブリ採集が行われた[II.3.2-20,24]。

コアサンプルの分析により、炉心下部中央に漏斗形状で熔融凝固層が堆積し、その周囲を数 cm~10 数 cm の厚さのクラスト層が囲んでいることが明らかにされた。デブリ取り出し観点では、密度、硬さ、金属相と酸化物相の割合、等が分析された。上部クラスト層は、金属リッチ（金属相の体積割合：約 25%）で密度 7.8~9.7 g/cm³ であった。熔融凝固層は、酸化物相、金属相、混合相からなる脆い凝集物で、密度 5.5~9.1 g/cm³ であった。下部クラスト層中には、燃料ペレットスタックが残留し、その隙間に金属を主成分とする熔融物が侵入し凝固していた。炉心上部で選択的に失われていた Zr、SS 成分、Al、Ru-106、Sb-125 等がクラスト層や熔融凝固層中の金属相に濃化していることが明ら

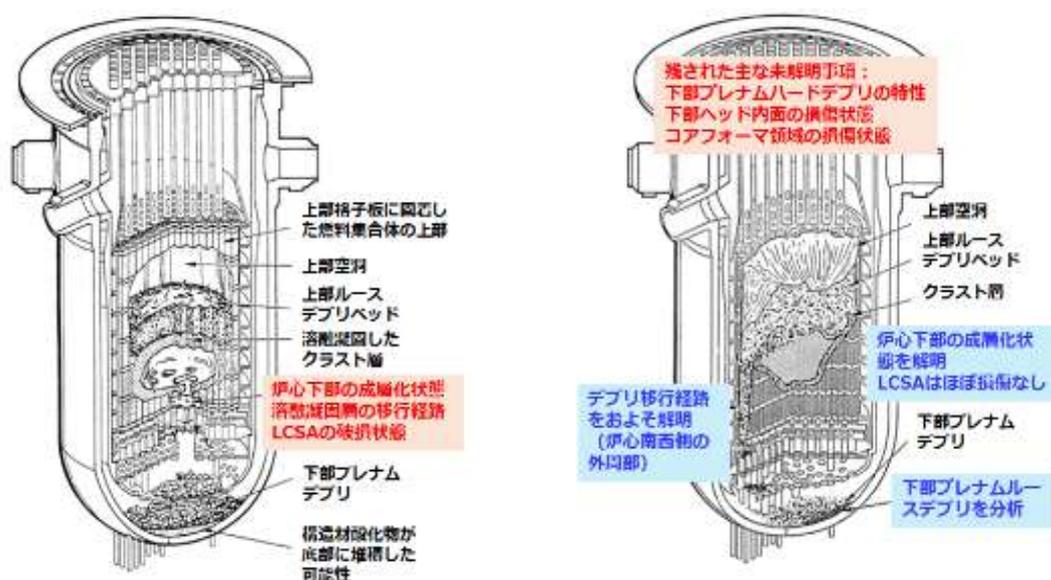


図 3.2-4 圧力容器内の状態推定：(左)ボーリング調査前、(右)ボーリング調査後
(参考文献[II.3.2-1,2]から編集)

かになった。図 3.2-4(右)に、ボーリング調査と下部プレナムルースデブリの分析結果に基づいて改定された炉内状況推定図を示す。残された大きな課題は、熔融デブリが炉心外周のコアフォーマ領域に侵入したかどうか、下部プレナム堆積デブリ底部と圧力容器ヘッド接触状態、の2つとなった。後者は、事故進展理解の観点での課題であり、その調査・分析は国際協力で行われた (VIP 計画) [II.3.2-24]。

これらの知見・データに基づき、デブリ取り出しについては、ボーリング装置の先端ピットを硬いブロックに交換して 400 本以上のボーリング作業を行い、熔融凝固層が破碎された (スイスチーズ化)。破碎されたデブリは、機械的にあるいはエアリフトによって収納缶に回収された。切り株燃料集合体は切断・解体して引き上げられた。炉心下部からのデブリ回収過程で、炉心南西部でバップル板が破損し、熔融デブリがコアフォーマ領域を通じて下部プレナムに移行したことが明らかになった[II.3.2-2]。切り株燃料集合体の回収後に、LCSA の切断・解体とデブリ除去が行われた。図 3.2-5 に、LCSA 撤去後の圧力容器下部の模式図を示す。この時点で残留していたデブリは、機械的な方式、エアリフト、真空吸引、等を併用して回収された。コアフォーマ領域に侵入していた約 4 トンのデブリは、ブラスタイプツールでかき落とされ、バップル板は縦方向に切断して撤去された[II.3.2-1,2]。1990 年 1 月に、圧力容器内で回収可能なデブリはすべて回収されたと判定された[II.3.2-25]。核物質の回収量は 99%と見積もられ、残りの 1%は一次系の設備や配管、建屋の地階汚泥等に残留しているの見積もられた。また、デブリ取り出し完了後に、工程を 2 か月間停止し、VIP 計画のための圧力容器ヘッドサンプルの採集が行われた[II.3.2-26]。

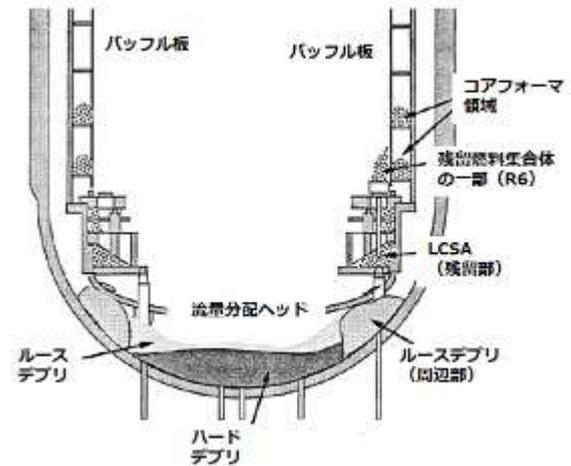


図 3.2-5 LCSA 撤去後の圧力容器下部の模式図
(参考文献[II.3.2-1,2]から編集)

本項では、デブリ取り出しと事故進展解析観点での、圧力容器内部調査とサンプル分析の経緯を概説した。図 3.2-6 に、圧力容器内部の状態確認の経過とデブリ取り出しの経過をおおよその時系列に沿ってまとめた。分析結果の詳細は、debrsWiki[II.3.2-27]にも記載されているので、そちらも参照されたい。文献[II.3.2-13]の Part-2 に、デブリサンプル分析方法がまとめられており、1F サンプル分析でも参考になると思われる。なお、炉内構造物の名称は、元文献の記述に基づいており、国内で用いられている用語と異なる場合がある。

【NDF 倉田 正輝】

(注 ; 参考文献は、第 3.2.3 項の後に示す)

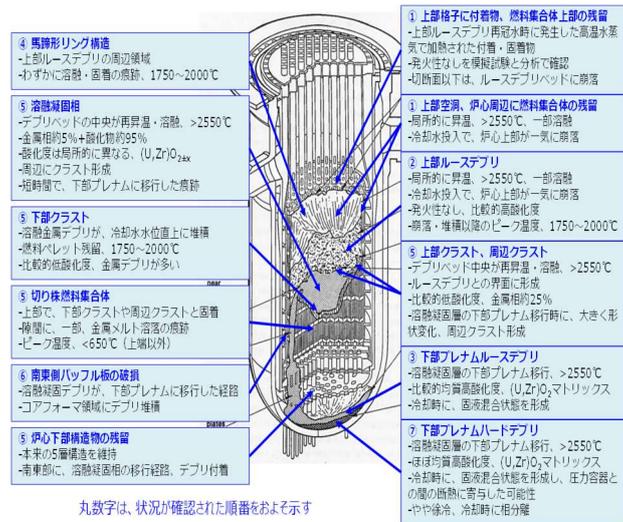


図 3.2-6(a) TMI-2 事故炉での炉内状況理解の経過

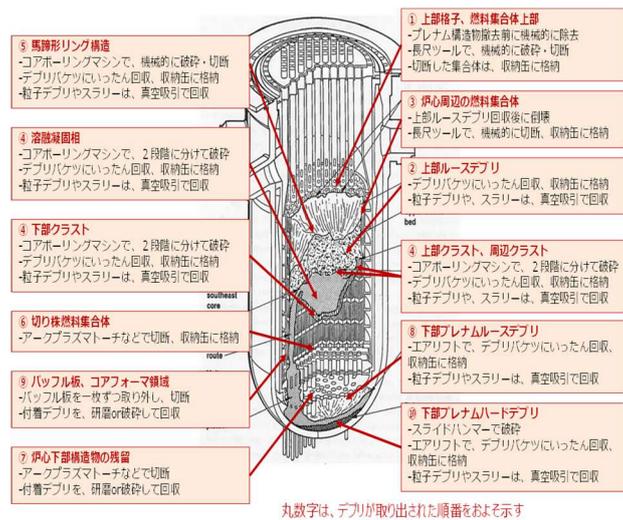


図 3.2-6(b) TMI-2 事故炉でのデブリ取り出しの経緯

3.2.2 燃料デブリ取り出しに向けたクリギング手法の適用研究

(1) クリギングの概要

クリギングは、空間的に離散したデータの内外挿手法で、鉱山採掘技術から発達した。鉱山では、有限のボーリング・サンプリング点から、山という大きなスケールの鉱床の分布を推定する必要があったためである。地球物理など、様々な分野で使用されている、近年特に発達した統計学の一分野で、廃止措置を行った原子力施設の空間線量率分布の推定など、原子力分野への応用例もある。

1Fの燃料デブリの取り出し時には、燃料デブリの物性や性状といった、デブリの安全な取り出しに資する物理・化学指標のデブリ内の分布を把握しておくことが重要である。筆者らは、クリギングを用いて燃料デブリの物性・性状をマッピングする技術開発を行った。最終的な目的は、このクリギングを燃料デブリの計量管理に応用することにある。

(2) クリギング計算コードの概要

評価対象とする燃料デブリは3次元形状であることから、クリギングを用いてデブリ性状の分布を推定するためには、3次元座標点における物理量を対象とするクリギング手法を用いる必要がある。また、このクリギングの計算を実行するためには、計算コードシステムを用いることが不可欠である。これまでに原子力機構においては2次元座標点における物理量をクリギングで計算する計算コードの開発は行われているが、3次元クリギングコードの開発はなされていないため、まず3次元用の計算コードシステムを開発する必要がある。その計算コードが必要とする機能は、①バリオグラム計算、②通常型クリギング計算、③外生ドリフトクリギング計算、④異方性を考慮したバリオグラム計算、⑤交差検証、である。本研究におけるクリギングの概要と理論的側面に関しては、2次元クリギングについての既往の文献[II.3.2-28,29]を参考とした。

(3) 燃料デブリへの適用の課題

クリギングを用いてデブリの性状マップを作成する際の懸念点は、燃料デブリの組成が非均質である可能性が高いという点にある。シビアアクシデント時の燃料溶融過程に加え、原子炉内の燃料は出力分布の平坦化を狙い、チェッカーボード状に燃料を配置しているため、炉心燃料と構造物が均質に混じり合っている

とは考えづらい。そのため、ただ単にサンプリング点からクリギングで分布を推定するだけでは、大きな不確かさが残る。この問題を回避する可能性がある手法が、外生ドリフトクリギングである。外生ドリフトクリギングは、欲しい物理量そのものではないが、それと相関があり、デブリの広範囲をカバーできる外生ドリフトデータを取得し、そしてその分布を用いて、欲しい物理量のより精度の高い分布を算出する手法である。筆者らは、1Fの極端条件でも運用・取得できる可能性のある外生ドリフトデータの検討を行い、以下の2つを外生ドリフトデータの候補とした。

- ・画像データ
- ・放射線計測データ

画像データに関しては、Zubekhinaら[II.3.2-30]によるチェルノブイリ原子力発電所事故の知見に依拠している。溶融事故で生成された溶岩状物質のうち、色の違う溶岩状物質では、ウランの含有率等の組成が違ふことが示唆されている。そのため、仮に燃料デブリのサンプルを取り出す際にボーリング調査が行われる場合、そのボーリング孔の内部を、カラー画像で幅広い範囲を撮影できれば、それが外生ドリフトデータになると考えられる。懸念点としては、カラー画像を取得できるカメラの耐放射線性であるが、現在原子力発電所の使用済燃料プールの健全性調査で耐放射線カメラが使われており、中には500 Gy/hの線量率までの耐放射線性があるものもあり、デブリにも十分適用できると考えられる。

放射線計測データに関しては、Sagaraら[II.3.2-31]による核物質と同伴する核分裂生成物(FP)から出るガンマ線を計測することにより、核物質量を推定するパッシブガンマ法に依拠している。核物質から直接放出されるガンマ線を測定することによる核物質の計量管理は、現在の原子力施設で一般的に行われている。しかし、燃料デブリのように、使用済燃料かつ核物質以外の物質を多数含んでいる場合には、核物質から放出されるガンマ線は相対的に強度が弱くなり、Cs-137等のコンプトン散乱線に埋もれてしまい、直接測定することは著しく困難となる。一方、燃料溶融過程でも揮発性が小さく、デブリ内で核物質と同伴し、高強度・高エネルギーのガンマ線を放出するFP核種が存在する。Eu-154などの主にランタノイド系列のFPは、溶融過程で低揮発性やアクチニド共存性を示す傾向があり、1 MeVを超えるガンマ線を放出する。そのため、FP核種放射能測定と、燃焼計算から求めた核物質とFP

の比を組み合わせることで、間接的に核物質質量推定をすることがSagaraらにより提案されている。そのため、放射線検出器でこれらのFPのガンマ線を測定することができれば、外生ドリフトデータとして有用であると判断した。

まず、高線量率環境で一般的に用いられている放射線計測手法であるアミノグレイなどのアラニン線量計を考える。これらは1~10⁵Gyまでの幅広い(累積)線量環境で用いることができるが、これらはガンマ線のエネルギー識別(スペクトロメトリ)ができない。1Fの燃料デブリ取り出し環境において、線量に寄与してくる主要核種はCs-137である。健全燃料であれば、Csも核物質と相関する核種であるが、これらは燃料溶解過程において揮発すること、つまりCs自体が移動すると考えられており、仮に取り出し物質中にCsの存在が確認されても、そのCsが核物質と同伴しているとは言えない。そのため、線量計から得られる情報は外生ドリフトデータになり得ないと考えられる。

次に電離箱について考える。電離箱は高線量率環境でも使用されている実績があり、かつスペクトロメトリも可能であるが、測定装置自体が大きく、1Fデブリのボーリング孔を考えると、実用的ではないと考えられる。同様の理由により高純度ゲルマニウム検出器等の半導体検出器も、常時冷却する必要といった操作性、加えてボーリング孔に挿入することを考慮すると、実用的ではないと考えられる。

次にシンチレータについて考える。シンチレータは一般的にスペクトロメトリが可能であり、分解能の違いはシンチレータに用いる物質によるが、一般的にCs-137の662 keVおよびEu-154の1.27 MeVのエネルギーは分別可能である。また、小型のシンチレータも多数開発されている。懸念点は高線量率によるパイルアップ現象であるので、適切な遮蔽が必要になると考えられる。また、小型化する場合は、シンチレータの密度を高くする必要があると考えられる。これまでに、CZTおよびGAGGを用いて高線量下でスペクトロスコピーを実際に行った実績があり、1Fデブリ内でも運用できる可能性がある。

以上の検討を踏まえ、画像データから得られた色情報やシンチレータから得られた放射線計測の情報を外生ドリフトデータとして取り込む機能を持った計算コードを開発することとした。

(4) クリギングを用いた計量管理方策

日本は国際原子力機関(IAEA)と保障措置協定を締結しており、核燃料物質等が軍事転用されていないことを、計量管理報告の提出およびIAEAによるその検認を通じて国際的に示してきている。しかし、炉心溶解により生成された燃料デブリは、様々な物質が混合された不定形な塊であると考えられるため、事故前のような通常の計量管理手法を用いることができない。

1Fの事故以来、デブリの計量管理手法の検討がなされている。宮地らは文献[II.3.2-32]においてデブリの計量管理方策の検討を行っており、その中で述べられている重要とされるポイントは以下の通りである。

- ・デブリ収納容器ごとの計量管理が必要となる
- ・収納したデブリを取得した位置情報を記録する

取り出し対象となる、核物質の単位体積重量(濃度)が未知であるデブリに対して、仮にボーリング調査を行い、サンプリングを実施する場合、サンプルの破壊検査からサンプル中の核物質の濃度を得ることは可能であると考えられる。そのデブリを取得した位置情報および濃度情報に加え、ボーリング孔から1.3で述べた外生ドリフトデータを取得すれば、外生ドリフトクリギングを実施することで、デブリ中の核物質の濃度分布(マップ)が得られる。マップがあれば、大規模デブリ取り出し作業が行われる際に、取り出し位置を記録して収納缶に封入するだけで、収納缶に封入されたデブリの核物質の量が値付けされ、デブリの計量管理データが容易に得られる可能性がある。

【原子力機構 芝 知宙】

(注; 参考文献は、第3.2.3項の後に示す)

3.2.3 廃棄物インベントリ推算におけるベイズ統計の適用について

1F で事故に由来して発生する廃棄物のインベントリ（物量、核種組成・量・濃度）について、机上計算によって推算する「解析的インベントリ推算方法」[II.3.2-33,34,35]（第 1.4.2 項参照）が開発されている。そこでは、福島第一事故廃棄物発生全体の全体像にもとづき、放射性核種の移行経路を表現する核種移行パラメータをベイズ統計の手法を適用して設定している。本項では、この設定方法を概説し、その有用性について述べたい。なお、以下の推算結果は、経済産業省の廃炉・汚染水・処理水対策事業（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）の成果を含む[II.3.2-35]。

解析的インベントリ推算方法では、建屋内外への気中放出割合や滞留水への移行割合といった核種移行パラメータを、不確実性を明示して設定している。この不確実性は、1F で採取された実廃棄物等の試料の分析データから算出した輸送比の分布によって表現される（第 1.4.2 項参照）。輸送比は、ある元素がソースから試料へと移行した割合を、基準とする核種（¹³⁷Cs）に対する比で定義されている[II.3.2-36]。第 1.4.2 項で示したように、輸送比の対数は概ね正規分布として整理できることがわかってきている。この正規分布を記述する母数（平均値 μ と標準偏差 σ ）を、ベイズ統計の手法によって推定する。ベイズ統計では、以下の式で表現されるベイズの定理によって、あるデータ Y が得られたときのパラメータ θ の事後分布 $p(\theta|Y)$ を求めるものである[II.3.2-37]。事後分布 $p(\theta|Y)$ は、尤度 $p(Y|\theta)$ と事前分布 $p(\theta)$ の積に比例する。

$$p(\theta|Y) = \frac{p(Y|\theta) \cdot p(\theta)}{p(Y)} \propto p(Y|\theta) \cdot p(\theta)$$

ベイズ統計の特徴は、 μ や σ を、古典的な頻度論統計における点推定ではなく、確率変数として推定することにある（図 3.2-7）。そのため、分析データが十分に蓄積されておらず頻度論統計の適用が困難な段階においても適用が可能であり、 μ や σ の信用区間の大きさによって、その値をとる確からしさ（確信の程度）を定量的に示すことができる。また、事後分布は分析データの蓄積によって段階的に更新される。

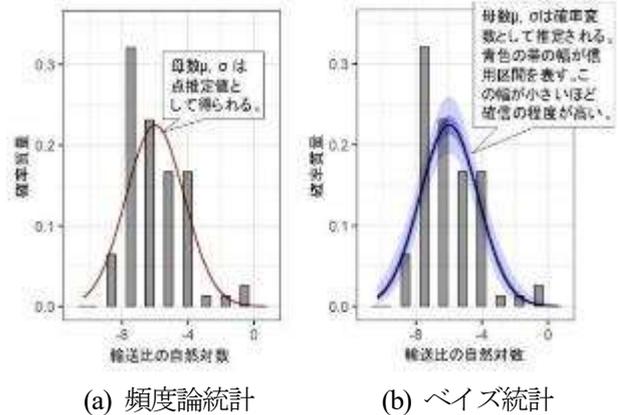


図 3.2-7 ベイズ統計の特徴（頻度論との比較）

本項では、Alkaline Earth Elements グループの建屋内放出割合を例にとり、輸送比の分布と、分析データの蓄積に伴う推算の確からしさの変遷のベイズ統計による検討結果を示す。

建屋内放出割合に関する輸送比の分布を図 3.2-8(a) に示す。輸送比の対数の分布をベイズ推定によって正規分布として表した結果を図 3.2-8(b) に示す。この分布の平均値 μ と標準偏差 σ を、 $\mu \pm \sigma_\mu$ 、 $\sigma \pm \sigma_\sigma$ として求めると、それぞれ $\mu = -6.0 \pm 0.21$ 、 $\sigma = 1.78 \pm 0.15$ であった。

さらに、図 3.2-8 に至るまでのデータ蓄積を遡り、ベイズ推定結果の変遷を図 3.2-9、平均値 μ と標準偏差 σ の変遷を図 3.2-10 に示した。これらの図で、括弧内の数値は各時点で推算に使用したデータ数である。2015 年度から 2019 年度にかけて、分析データの蓄積に伴い、パラメータの信用区間の幅が減少してきた様子を確認できる。ところが、2021 年度にかけて、データ数は増えたが信用区間は大きくなった。これは、建屋内で、それまでとは異なった場所での試料採取が行われたことが主な原因であった。これは依然として、実廃棄物の分析データの拡充に際し、データ数の充足や代表性に係る判断を慎重に進める必要があることを示唆していると考えられる。

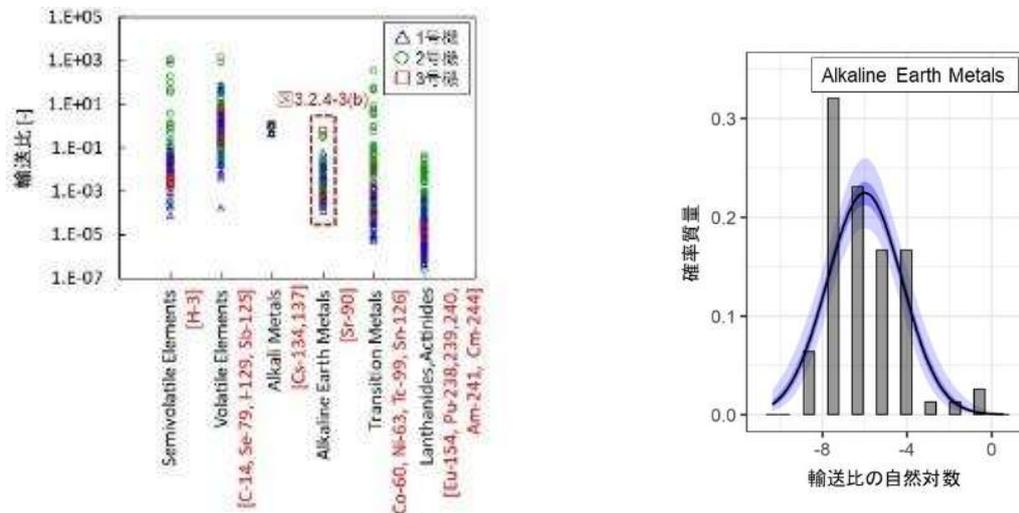
このように、ベイズ統計は、推算の確信度の向上（不確実性の低減）を信用区間の変化として表現できることから、福島第一事故廃棄物のインベントリ推算と親和性があるものと考えられる。実廃棄物試料などのサンプリングや分析は継続的に行われ、データは逐次蓄積されているが、データ数を増やした場合に必ずしも統計的な標準偏差（分布幅）が小さくなるとは限らない。すなわち、ある分布幅が存在することの確からしさを

上げていくことが本質的に重要と考えられる。これに対して、ベイズ統計は適したツールと考えられる。

引き続き、福島第一原子力発電所現場での採取場所、材質、形状等の情報を充実させた試料分析を積み重ね、ベイズ統計によって核種移行パラメータの値・不確実

性の変遷を検討しながら、廃棄物インベントリ推算の精度・説明性を高めていくべきと考える。

【電中研 杉山 大輔】



(注) 赤字の核種は分析データを参照した核種。

(a) 算出した輸送比の分布

(b) 輸送比の分布 ((a)の Alkaline Earth Metals)

図 3.2-8 建屋内放出割合に関する輸送比 (図 1.4.2-3 の再掲)

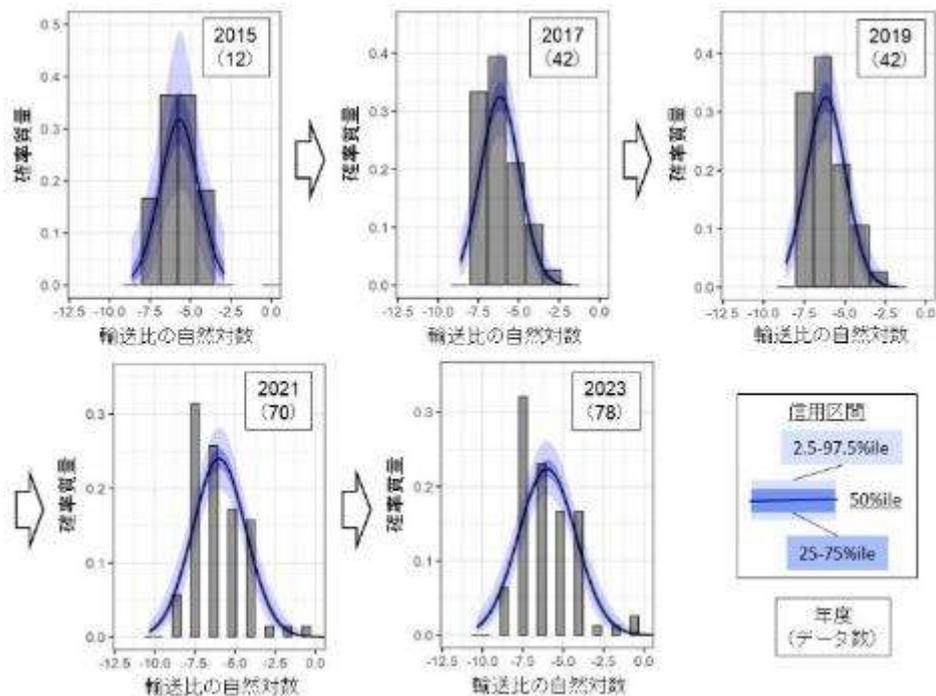
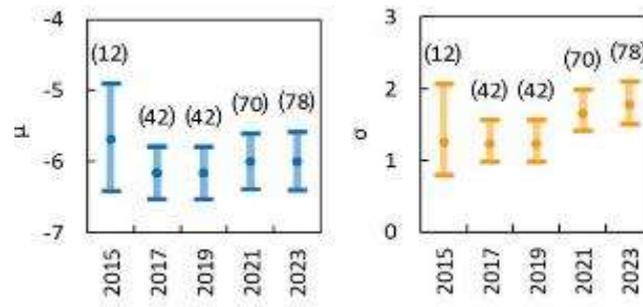


図 3.2-9 ベイズ統計による輸送比分布推算結果の更新



(a) 平均値 μ

(b) 標準偏差 σ

図 3.2-10 輸送比分布の母数の変遷

[第II.3.2節 参考資料]

- [II.3.2-1] W.C. Holton, C.A. Negin, S.L. Owrutsky, The Cleanup of Three Mile Island Unit 2: A Technical History 1979 to 1990, EPRI NP-6931, 1990.
- [II.3.2-2] Three Mile Island Accident of 1979 Knowledge Management Digest, NUREG/KM-0001, Rev. 1, USNRC, 2020. (in addition, Supplement 1, 2 and 3)
- [II.3.2-3] G.W. Croucher, Three Mile Island UNIT-2 Core Status Summary: A Basis for Tool Development for Reactor Disassembly and Defueling, GEND-007, 1981.
- [II.3.2-4] N.E. Calloway, D.W. Greenlee, G.R. Lawrence, A.L. Paglia, T.D. Piatt, B.A. Tucker, In-vessel Inspection Before Head Removal: TMI-2 Phase 1 (Conceptual Development), GEND-010, Vol. 1, 1981.
- [II.3.2-5] Quick Look Inspection: Report on the Insertion of a Camera into the TMI-2 Reactor Vessel through a Leadscrew Opening, Vol. 1, GEND-030, 1983.
- [II.3.2-6] P.R. Bengel, M.D. Smith, G.A. Estabrook, TMI-2 Reactor Vessel Head Removal, GEND-044, 1985.
- [II.3.2-7] D.C. Wilson, TMI-2 Reactor Vessel Plenum Final Lift, GEND-054, 1986.
- [II.3.2-8] S.M. Jensen, D.W. Akers, E.W. Garner, G.S. Roybal, Examination of the TMI-2 core distinct components, GEND-INF-082, 1987.
- [II.3.2-9] K. Vinjamuri, D.W. Akers, R.R. Hobbins, Examination of H8 and B8 Leadscrews from Three Mile Island Unit 2 (TMI-2), GEND-INF-052, 1985.
- [II.3.2-10] B.G. Schnitzler and J.B. Briggs, TMI-2 Isotopic Inventory Calculations, EG&G report, EGG-PBS-6798, 1985.
- [II.3.2-11] V.F. Baston, W.E. Austin, K.J. Hoffstetter, D.E. Owen, TMI-2 Pyrophoricity Studies, GEND-043, 1984.
- [II.3.2-12] M.P. Failey, V. Pasupathi, M.P. Landow, M.J. Stenhouse, J. Ogden, S.S. Denning, Examination of the Leadscrew Support Tube from Three Mile Island Reactor Unit 2, GEND-INF-067, 1986.
- [II.3.2-13] D.W. Akers, E.R. Carlson, B.A. Cook, S.A. Ploger and J.O. Carlson, TMI-2 core debris grab samples -Examination and analysis, GEND-INF-075-PT-1 and GEND-INF-075-PT-2, 1986.
- [II.3.2-14] J.O. Carlson, TMI-2 Core Examination Plan, EGG-TMI-6169, rev. 1, 1984.
- [II.3.2-15] M.L. Russell, TMI-2 Core Cavity Sides and Floor Examinations December 1985 and January 1986, GEND-INF-074, 1987.
- [II.3.2-16] H.M. Burton and R.L. Freerman, Reactor Disassembly Activities at Three Mile Island Unit 2, Progress in Nucl. Eng. 17 (1986) 141-174.
- [II.3.2-17] D.W. Akers, M.L. Russell, TMI-2 Standing Fuel Rod Segments: Preliminary Examination Report, GEND-INF-087, 1987.
- [II.3.2-18] G.R. Skillman, TMI 2号機でのデブリ取り出しの経験、1F 廃炉への教訓、NDF 第7回 福島第一廃炉国際フォーラム、2023年8月28日、講演資料
- [II.3.2-19] M.L. Russell, TMI-2 Core Horseshoe Ring Examinations, GEND-INF-083, 1987.
- [II.3.2-20] J.P. Adams, R.P. Smith, TMI-2 Lower Plenum Video Data Summary, EGG-TMI-7429, 1987.
- [II.3.2-21] C.S. Olsen, D.W. Akers, R.K. McCardell, Examination of debris from the lower head of the TMI-2 Reactor, GEND-INF-084, 1988.
- [II.3.2-22] B. Burdge, TMI Defueling Project Fuel Debris Removal System, EGG-M-92038, 1992.
- [II.3.2-23] D.W. Ackers, M.L. Russell, C.S. Olsen, R.K. McCardell, and B.A. Pregger, TMI-2 Core Bore Examinations, Vol.1 and Vol. 2, GEND-INF-092-V-1 and V-2, 1990.
- [II.3.2-24] D.W. Akers, S.M. Jensen, B.K. Schuetz, Examination of Relocated Fuel Debris Adjacent to the Lower Head of the TMI-2 Reactor Vessel, NUREG, CR-6195, 1994.
- [II.3.2-25] GPU Nuclear, Three Mile Island Nuclear Station Unit 2 (TMI-2) Defueling Completion Report, rev. 3, 1990.
- [II.3.2-26] J.R. Wolf et al., TMI-2 Vessel Investigation Project Integration Report, NUREG, CR-6197, 1994.
- [II.3.2-27] <https://fdada-plus.info/wiki/index.php?title=スリーマイル島原子力発電所事故>
- [II.3.2-28] 石神努、他、JAEA Data/Code 2012-023,

- 2012.
- [II.3.2-29] 石神努、他、JAEA Data/Code 2015-019, 2015.
- [II.3.2-30] B. Zubekhina and B. Burakov, J of Chem Thermod, Vol. 114, pp. 25-29, 2017, doi.org/10.1016/j.jct.2016.08.029
- [II.3.2-31] H. Sagara et al., J. Nucl. Sci. Tech., Vol. 51, No. 1, pp. 1-23, 2014, DOI: 10.1080/00223131.2014.852994
- [II.3.2-32] 宮地紀子、他、溶融燃料中の核物質管理方策の検討、第38回日本核物質管理学会年次大会論文集 (2017)
- [II.3.2-33] D. Sugiyama, R. Nakabayashi, S. Tanaka, Y. Koma, Y. Takahatake, “Stochastic estimation of radionuclide composition in wastes generated at Fukushima Daiichi nuclear power station using Bayesian inference”, Journal of Nuclear Science and Technology, 58, Issue 4: Special Issue on Fukushima Dai-ichi: Toward Environmental Restoration and Decommissioning of Damaged NPP, 493-506 (2021).
- [II.3.2-34] D. Sugiyama, R. Nakabayashi, Y. Koma, Y. Takahatake, M. Tsukamoto, “Development of calculation methodology for estimation of radionuclide composition in wastes generated at Fukushima Daiichi nuclear power station”, Journal of Nuclear Science and Technology, 56, Issue 9-10: Fukushima Daiichi: Toward Environmental Restoration and Decommissioning of Damaged NPP, 881-890 (2019).
- [II.3.2-35] 日本原子力研究開発機構、経済産業省 令和4年度開始 廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金 (固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発) 成果報告書 (2025). <https://dccc-program.jp/12496>
- [II.3.2-36] Y. Koma, A. Shibata, T. Ashida, “Radioactive Contamination of Several Materials Following the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident”, Nuclear Materials and Energy, vol.10, 35-41 (2017).
- [II.3.2-37] 松浦健太郎, “Stan と R でベイズ統計モデリング”, 共立出版 (2016).

3.3 サンプリング・分析データの適用先

3.3.1 適用先の例（概要）

第 3.3 節では、サンプリング・分析データの適用先について述べる。1F におけるサンプリング・分析データは、廃炉作業を Step by Step で進めるために不可欠な情報であり、これまでに様々な適用先が議論されている。

例えば、既往文献では、以下のような課題への適用について議論されており、そのために必要な取得データの内容が整理されている[II.3.3-1]。

- ・ 燃料デブリの臨界安全
- ・ 燃料デブリ切断時のダスト対策
- ・ 燃料デブリの取扱い安全性・作業性
- ・ 発熱・冷却対策
- ・ 水素発生対策

1F 廃炉においては、不確実性の大きい情報に基づいて作業計画の立案やデブリ取り出し装置の設計を行い、公衆や作業員被ばくの観点で、当該作業の安全性を事前確認する（廃炉実施計画に対する許可を取得する）プロセスが必要である。そのため、これらの中でも、燃料デブリ切断時のダスト対策は特に重要な FP 挙動の 1 つであると考えられ、例えば取得データによってダスト飛散率が精緻に評価可能になれば、安全評価において過度な保守性を排除でき、より効率的な廃炉推進に繋がるものと考えられる。

第 3.3.2 項にて後述のとおり、ダスト飛散挙動については燃料デブリの様々な物性パラメータに対する依存性に係る調査や予測式の検討が進められており、これらの予測に必要となるデータを取得していくことが重要であると考えられる。

【三菱重工 宮原 直哉】

3.3.2 燃料デブリの取り出し時に発生するダストの飛散挙動

燃料デブリの取り出し規模の更なる拡大に向けて、通常作業時および事故発生時の安全評価に必要とされるダスト飛散率 (Airborne Release Fraction: ARF) の調査が進められている。以下では、燃料デブリのサンプリングやその分析データの適用先の一例として、ダスト飛散率の調査に関する現状[II.3.3-2]について述べる。

(1) 概要

燃料デブリの取り出し工程において、燃料デブリを収容容器に適したサイズに切削する必要がある。切削の度にアクチニドや FP を含むダストが発生してその一部が気中に飛散し、PCV や換気系配管内に移行する。フィルターや気密性の乏しい箇所から漏洩すると、従事者や周辺公衆の被ばく線量を増大させる可能性がある。このため、採用する可能性のある切削工法について、通常作業時および事故発生時も含めて燃料デブリの切削に伴う従事者や周辺公衆の被ばく線量を評価する技術基盤を構築する必要がある。これは、燃料デブリ取り出しの安全評価や作業計画の立案にも必須な項目であるが、多様な燃料デブリに対し、様々な切削工法や切削条件、注水・水質条件や換気条件、集塵機やスプレー噴霧の有無等の環境条件に応じて、どのようなダストがどれだけ発生し、どのように気中に移行するかはほとんど明らかにされていない。このような状況を踏まえ、できる限り網羅的かつ系統的な条件で切削時のダスト飛散率データを統一的手法で整備することが重要である。

2021 年度から 2022 年度にかけて、機械的切削工法 (ディスクカッター、コアボーリング、チゼル) と熱的切削工法 (レーザー) を、燃料デブリの物性範囲を包含する種々のコールド模擬材に適用して、乾燥気中で種々の運転条件で切削するパラメータ試験が行われ、広範なダスト飛散率データが取得された。ウラン含有模擬燃料デブリの飛散率データも踏まえて、任意組成の燃料デブリの飛散率を推定する方法が提案された。また、解析的アプローチとして、ダスト形状による飛散挙動の予測も行われた。今後 1F 燃料デブリサンプルの分析データが蓄積されることにより、これらの飛散率推定の妥当性確認やダスト挙動の予測が可能となり、安全評価精度が向上することが期待される。

(2) 燃料デブリ取り出しに必要とされるダスト飛散率の調査・検討

燃料デブリの取り出し作業に関する既往の設計検討を参考に、放射性ダストが発生する作業や場所、および放射性ダストの移行経路が検討された。また、安全評価の対象とすべき放射性核種の候補 (Pu-238 等) が抽出されるとともに、通常作業時と事故発生時の被ばく線量の評価方法が検討された。この他、必要かつ不足するパラメータが抽出され、安全評価に必要な課題が整理された。

(3) ダスト飛散率データの取得

<コールド模擬材>

流速 0.1 m/s の乾燥気中条件や微粒子計測法を統一した試験体系を構築し、4 工法 (ディスクカッター、チゼル、コアボーリング、レーザー) について実機で想定される運転条件を包絡する範囲で複数のコールド模擬材を乾燥切削し、飛散挙動に影響を与えるパラメータを調べ、飛散率データが整備された。さらに、安全評価の観点より、工法特有のカーフ幅や刃渡りを含んだ飛散量が重要であることから、飛散量(g/s)と深さ方向の切削速度(m/s)の比例係数を飛散特性値 C (g/m) として整理した結果を表 3.3-1 に示す。同じ材料で C 値が大きい工法ほど、ダストが飛散しやすいことを示す。

表 3.3-1 コールド模擬材の切削試験に基づく各工法の飛散特性値 $C \pm 1.96\sigma$ (g/m) [II.3.3-2]

切削工法	多孔質 アルミナ	SUS304	ジルコン (N-300)	モルタル
ディスクカッター	93.2 ±34	69.8 ±61	169 ±84	238 ±153
チゼル	0.2 ±0.1	-	2.3 ±1.8	1.5 ±1.0
コアボーリング	0.8 ±0.7	-	41.5 ±40.2	2.8 ±2.7
レーザー ガウジング	104 ±38	32.9 ±8.2	775 ±263	740 ±263
レーザー切断	-	31.6 ±15.8	156 ±78	231 ±101

<飛散率の影響因子>

緻密質アルミナ、多孔質アルミナ、SUS304 およびモルタルをディスクカッター切削した時の飛散率について、飛散ダストの全粒径と内部被ばくに寄与する粒径

10 μm 以下に分けて重回帰分析した結果を表 3.3-2 に示す。ここで、切削刃の周速度と押付圧、および砥粒の粒度、被切削材の空隙率、密度および臨界押し込み深さの対数、さらに切削刃を覆うカバーの取り付け角度を説明変数とした。各説明変数の寄与率は、被切削材の物性値が過半を占め、周速度等の切削条件の寄与率は相対的に小さいことが明らかにされた。

表 3.3-2 ディスクカッターによるコールド模擬材での乾燥切削時における説明変数のダスト飛散率への寄与率と回帰統計値[II.3.3-2]

(a) 全粒径

説明変数	相関方向	寄与率	回帰統計	
周速度	+	8.9%	重相関 R	0.96
押付圧	-	6.6%	重決定 R2	0.91
空隙率	-	32.1%	補正 R2	0.91
密度	-	17.3%	標準誤差	8.10
臨界押し込み深さ	-	22.7%	観測数	357
砥粒の粒度	+	9.2%		
カバー角度	-	3.3%		

(b) 粒径 ≤ 10μm

説明変数	相関方向	寄与率	回帰統計	
周速度	+	4.2%	重相関 R	0.87
押付圧	-	4.9%	重決定 R2	0.75
空隙率	-	32.2%	補正 R2	0.75
密度	-	1.6%	標準誤差	12.21
臨界押し込み深さ	-	40.9%	観測数	357
砥粒の粒度	+	11.0%		
カバー角度	+	5.1%		

ここで、臨界押し込み深さとは硬脆材料に用いられる考え方である。金属材料の臨界押し込み深さは、セラミクス材料のそれと比べて大きく異なる。SUS304 と SS400 では物性値が異なるがその差異が相対的に過小評価されるのを抑制するため、対数処理した臨界押し込み深さが説明変数に用いられた。

①空隙率

重回帰分析の結果、空隙率は飛散率に対して寄与率が大きく、負の相関を示した。これは、組成が類似する緻密質アルミナと多孔質アルミナにおいて、空隙率が大きい後者の方が飛散率が小さいことに対応する。空隙率は被切削材の閉気孔の割合を示す指標であり、その割合に応じて亀裂や粉砕範囲が変わると想定され

ることから、主に粉体生成プロセスに続く気中への放出や移行にも影響を及ぼすと考えられる。

②密度

重回帰分析の結果、密度は飛散率に対して負の相関があり、大きい寄与率を示した。これは、同一の切削条件のとき、被切削材の密度が大きいほど飛散率が低下する傾向がみられたことに対応する。密度は、主に粉体の気中への放出と移行プロセスに影響すると考えられる。ディスクカッターの場合、被切削材の密度が大きいほど、回転する切削刃から受ける運動量が増加するため、切削箇所から遠方へ放出されやすくなる。

③臨界押し込み深さ

重回帰分析の結果、臨界押し込み深さは飛散率に対して負の相関があり、大きい寄与率を示した。これは、同一の切削条件のとき、被切削材の臨界押し込み深さが大きいほど飛散率は減少する傾向がみられたことに対応する。臨界押し込み深さは硬脆材料の加工において延性モードから脆性モードへ遷移して亀裂が発生する臨界加工深さを評価する指標であることから、主に粉体生成プロセスに影響し、その後の粉体の気中への放出や移行にも影響を及ぼすと考えられる。臨界押し込み深さが大きいほど、生成される粉体の粒径は大きくなり重力沈降しやすくなるため、移行量が低下し飛散率が低下すると想定される。亀裂の発生に対応する臨界押し込み深さは、破壊靱性の 2 乗に比例し、ヤング率と硬さに反比例する。このため、破壊靱性は飛散率に対して負の相関、ヤング率と硬さは飛散率に対して正の相関を示すと推定される

<燃料デブリの飛散率の推定>

図 3.3-1 に示すように、コールド模擬材と同一の切削条件で、ウラン・ジルコニウム混合酸化物(U,Zr)O₂ をディスクカッターで乾燥切削した時のダスト飛散率(実験値)は、コールド模擬材の重回帰式による予測値と概ね整合した。

そのうえで、RPV 内に留まる In-vessel 燃料デブリの飛散率を推定する手法が提案された。In-vessel 燃料デブリは、大局的に酸化物燃料デブリと金属燃料デブリから構成されると考えられる。ここで、前者は (U,Zr)O₂ で、後者は第一近似として SUS304 で代表させる。実測された (U,Zr)O₂ および SUS304 の飛散率とそれらの標準偏差を導出し、その濃度加算により任意

組成の In-vessel 燃料デブリの飛散率を推定した結果、図 3.3-2 の曲線で示される飛散率の包絡線が得られた。一方、フランス ONET Technology 社/CEA/IRSN(現 ASNIR)が実施した、kg 規模の溶融固化したウラン含有 In-vessel 模擬燃料デブリ (FD#1、FD#2) をコールド模擬材と同じ条件で乾燥切削した試験では、粒径 10 μm 以下の粒子を対象とする飛散率 ARF_{RP} は 10~30 % であり、コールド模擬材を用いた試験に基づく推定値と概ね一致した。

(4) ダスト飛散挙動の解析

切削工法により飛散粒子形状に大きな差が見られたことを踏まえ、飛散挙動の実験結果を良く説明できる非球形ダストの解析手法が開発された。さらに、汎用の流動解析コードで非球形粒子を評価する必要性から、粒子形状に応じて空気動力学径を補正する手法が考案され、形状補正因子が導出・整備された。また、ダスト飛散率を測定する試験体系を解析し試験データ処理に反映するとともに、廃止措置ハンドブック [II.3.3-3] の試験データを本プロジェクトの試験体系 [II.3.3-2] に補正したデータも整備された。

(5) まとめと今後の課題

単相または多相均質なコールド模擬材を複数の工法で乾燥切削した時の飛散量、飛散率、粒径分布および主な影響因子など、安全評価に向けて必要なデータが取得された。切削工法を横並びに比較すると、飛散率は被切削材の物性に大きく依存することが明らかになった。また、切削工法に応じて飛散特性値 C (切削速度あたりの飛散量) は、レーザー≧ディスクカッター→コアボーリング≧チゼルという順になった。例えば、ジルコン(N-300)やモルタルをレーザーガウジング切削するとき、1 m の切削長さ当たりの飛散量は 740-775 g に相当する (表 3.3-1 参照)。また、ディスクカッターとレーザーの飛散率は数 10 % と大きいため、乾燥切削では何らかの飛散抑制策が必須であると考えられる。

これらの結果を受けて、2023 年度から 2024 年度 [II.3.3-4] では、実機の PCV 環境に相当する湿潤条件での切削によるダストの気中への飛散メカニズムの解明や、切削加工場所が水没等した状態でのアブレイシブウォータージェットも含めた 5 種類の工法の切削時ダスト飛散率データ、および PCV に移行したウランを含有する Ex-vessel 模擬燃料デブリの飛散率データが

取得された。また、湿潤環境に特徴的な凝結、凝集、沈着等を評価できる飛散解析モデルも改良・検証された。

2025 年度から 2026 年度 [II.3.3-5] では、これまでのデータ取得時の試験条件や取得データを参照し、さらに実機に近い条件を想定した切削試験により、ダストの発生と移行に着目したデータ取得と整備が予定されている。

【電中研 中村 勤也】

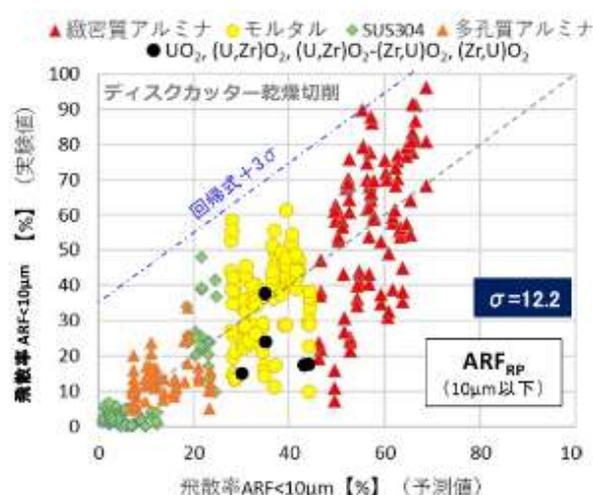


図 3.3-1 様々なコールド模擬材およびウラン・ジルコニウム混合酸化物についてディスクカッターによる乾燥切削時の飛散率の実験値と重回帰式による予測値 [II.3.3-2]

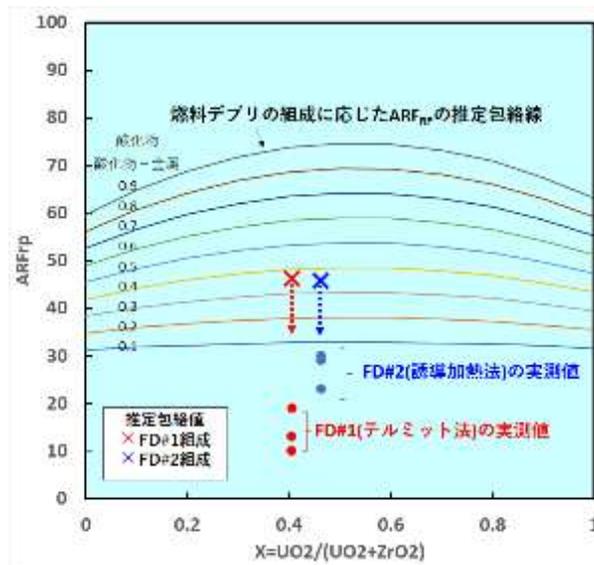


図 3.3-2 ディスクカッターによる乾燥切削時の実燃料デブリの飛散率 ARF_{RP} の包絡線（推定値）と kg 規模ウラン含有 In-vessel 模擬燃料デブリ（FD#1、FD#2）の飛散率 ARF_{RP} （実測値）の比較[II.3.3-2]

[第II.3.3 項 参考文献]

[II.3.3-1] 燃料デブリ等研究戦略検討作業部会、

JAEA-Review2020-004, 2020.

[II.3.3-2] 令和3年度開始 廃炉・汚染水対策事業費補助金に係る補助事業（安全システムの開発（ダスト飛散率データ取得））2022年度最終報告

https://dccc-program.jp/wp-content/uploads/20231025_dentyuken.pdf

[II.3.3-3] 平成18年度 経済産業省委託調査「発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（環境影響評価パラメータ調査研究）」、平成19年3月、電力中央研究所。

[II.3.3-4] 「廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金

（安全システム（ダスト飛散率データ取得））」に係る補助事業者 公募要領

https://dccc-program.jp/files/20230224yoryo4_2.pdf

[II.3.3-5] 「廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（ダスト飛散に係る影響評価技術の開発）」

に係る補助 事業者 公募要領

https://dccc-program.jp/wp-content/uploads/20250228yoryo2_JP.pdf

4. 廃止作業効率向上への提案

第II編では、第I編2章で抽出された課題のうち、「核分裂生成物(FP)の量・物質収支と化学形態」について委員会での全体会議とワーキンググループでの活動で議論した内容についてまとめた。第II.1章の現状のFP分布と第II.2章の燃料デブリの分布は実機での調査からわかったFPの各場所での存在量と、解析や実験によって得られた知見を用いてFPや燃料デブリのマスバランスについて検討した。特に、Csは事故時・廃炉作業時の被ばく原因や放射性廃棄物の主線源となることから精力的な研究が進められている。1F事故後、燃料からの放出挙動やコンクリートやエポキシといった表面への吸着挙動、構造材料表面との反応、反応速度、熱力学及び要素モデルに関するデータベースがまとめられている。また、1F事故で放出された核種について現在までの廃棄物分析データがデータベース化されている。こうしたデータベースを用いた解析も行われている。1F事故時を起点とするシビアアクシデント(SA)解析コードを用いたFP分布の解析と格納容器(PCV)雰囲気モニタ(CAMS)や汚染水の放射能計測データからのFP分布の推定とを組合せた評価によって、PCV内のCs分布が評価されている。さらに、デブリ取り出し時の被ばくや放射性物質放出のリスク評価には、作業時点でのFP量と分布、放出率等の情報が必要であり、上述の評価技術等の更なる精緻化が期待されている。

現状のマスバランス評価に関しては、いくつかの報告があるものの、事故中のFP挙動には不明点が残されSA解析コードによるCsのPCV内分布について評価機関毎の違いが未だ大きく、放出されたFP量や線量実測値を必ずしも説明できていない。更なる改良には最良推定のためのCs等FP挙動に関する最新知見をSA解析コードに反映するとともに、事故進展シナリオや放出経路を見直していくことが必要である。こうした課題の解決には、今後さらに以下の項目についての研究開発が望まれる。

- ① 核種のインベントリの評価精度の向上
- ② 核種の材料表面との反応、吸脱着、堆積、気相への放出、水相への移行に関する物理・化学的挙動
- ③ 知識の基盤となる核種分析データの拡充
- ④ デブリ分析技術の開発(物理・化学的特性の把握)

と人材育成

- ⑤ FP挙動の最良推定としてのSA解析コードの精度向上及び中長期的FP挙動の解析技術

第3章では、I編2章で抽出された課題のうち、「サンプリングの目的とデータ活用」についてWG活動を実施した成果についてまとめた。

WG2では、サンプリング・分析の現状/計画として、デブリ分析に係る計画や準備(技術開発)状況、原子炉建屋等のサンプル分析事例を把握した。また、サンプリング・分析に係る取り組みとして、TMI-2での先行事例や、データの内外挿や統計的な取り扱いについて議論した。サンプリング・分析データの適用先としては、主にデブリ切断時のダスト飛散挙動について取り上げ、サンプリングデータによって安全評価の精度向上につながる可能性があることを確認した。

一方で、WG2での議論では、サンプリングに係る更なる課題が挙げられており、以下にその一例を記す。

- ・ 燃料デブリの燃焼度(ウラン同位体組成)、燃料と構造物の混合割合など、安全評価に係る各種パラメータの整理と取得
- ・ 深さ方向の燃料デブリ分布推定
- ・ ニーズに応じた分析内容、方法の整理
- ・ 事故シナリオと関連付けた分析データ(例: Cs/Mo存在比等)の考察
- ・ スミヤ採取等の一連の操作に付随する分析の不確かさの取り扱い

1F事故後13年目となる2024年11月、2号機から初めてとなる燃料デブリサンプルが取り出され、現在、その分析が行われている。しかしながら、これは燃料デブリ全体の極一部であり、取り出しの対象となる広範囲な燃料デブリの性状を把握するためには量的に十分とは言えない。

今後も、サンプリングによるデータの蓄積を継続するとともに、上記の課題を含め、それを燃料デブリ取り出しにおいて有効に活用するための方法を継続的に検討し、Step by Stepによる燃料デブリ取り出しをより実効的なものとする必要がある。

【和田幹事、宮原幹事】

第III編 環境へのソースターム評価精度の向上

WG3 成果

1. 現状の事故進展シナリオ

1F 廃炉において放射性核種(RN)分布評価において、過酷事故解析(SA)コードによる評価は主要な役割を担う。一方で、SA コードのFP モデルには適用限界があり、今回の福島原発事故で起こった現象はモデルの想定を超えている可能性がある。本節では、事故進展を現象論的に考察しながら、事故時に生じる FP 移行挙動について述べる。熱流動的観点からの事故進展シナリオは第II.2.1.1 項で着目していることから、本章ではFP 挙動の観点からの事故進展シナリオについて述べる。併せて、エネ総研で実施された2号機感度解析結果に基づく、シールドプラグ汚染メカニズムの検討例を示す。

(1) 1号機の事故進展シナリオ

FP 挙動の観点から1号機の事故進展シナリオについて述べる[III.1-1]。1号機では3月12日の0時頃から大規模スランピング(炉心のデブリが下部プレナムへ移行)が発生したと推定される。この期間までにおいて、炉心内で生成したFPはガス状もしくはエアロゾルとなって、ドライヤ・セパレータを通過する高温化したCsOHはドライヤ・セパレータに化学吸着している可能性が高い。また、主蒸気配管もしくはバルブなどからリークが発生している可能性が高く、エアロゾルはリークを通じて格納容器(PCV)内に到達し、熱泳動・重力沈降などによりPCV壁面・床に沈着したと推定される。大規模スランピング発生時には、デブリの上に堆積したエアロゾルはデブリの移行に伴って下部プレナムへ移行したと推定される。下部プレナムに残っていた水はデブリの熱によりほぼ全て蒸発することから、大量の蒸気が噴出し、ドライヤー・セパレータ・ジェットポンプ・ダウンカマーなどで再度エアロゾルが慣性衝突により付着する可能性がある。

3月12日の12時以降に実施された圧力抑制プール(S/C)ベントにより、S/C内に溜まった希ガス・エアロゾルは環境へ排出されたと推定される。この時、不活性ガス(AC)系配管には大量のエアロゾルが付着している可能性が高い。

ペDESTALヘデブリが移行した後、MCCI(熔融炉心・コンクリート反応)が発生し、コンクリートより高温のガスが発生し続けたと考えられている。この期間においては中・低揮発性のFPが高温化したデブリから放出された可能性がある。MCCIによる高温ガスにより、PCV内のFPが再蒸発していた可能性も否定

できない。MCCIにより発生した二酸化炭素の影響でS/CのpH値が下がれば、揮発性ヨウ素が発生しやすくなる可能性も指摘されている。また、ペDESTALから発生したガスは継続的にトップヘッドフランジから漏えいしていたと考えられており、PCV内の気相中に存在していたFPが、ガスの流れに乗って継続的に環境へ放出されたと推定される。

(2) 2号機の事故進展シナリオ

FP 挙動の観点から2号機の事故進展シナリオについて述べる[III.1-2]。2号機では、14日21時20分頃の主蒸気圧力逃し弁(SRV)強制開により、大量の水素と共にS/CへFPが流れ込んでいると推定される。真空破壊弁は破損していると推定されており、スクラビングにより水中にトラップされなかった一部のFPが、S/C気相を通じてD/Wへ移行した可能性もある。14日22時40分頃および15日1時頃に再度SRVが強制的に開かれ、大量の水素と共にS/CへFPが流入していると推定される。

3月14日の23時頃からPCV圧力が0.7MPa以上に達しており、PCVのトップヘッドフランジリークによりオペフロおよび環境へFPが移行していると推定されており、この期間にシールドプラグが汚染された可能性が高い。15日12時頃にPCV圧力が大きく変動し、CAMSの値も上昇していることから、圧力容器(RPV)破損が発生したと推定される。この期間において、RPV内に存在したデブリの一部がペDESTALへ移行し、RPV内のFPが気相・液相を通じて、PCVへ移行していると推定される。

(3) 3号機の事故進展シナリオ

FP 挙動の観点から3号機の事故進展シナリオについて述べる[III.1-3]。3月13日6時～9時頃において、炉心溶融が進展したと推定されている。この期間、炉心内で生成したFPはガス状・エアロゾルとなって、ドライヤ・セパレータを通過する。また、高温化したCsOHはドライヤ・セパレータに化学吸着している可能性が高い。この際、RPVからPCVへの漏えいが発生していると推定されており、FPがD/Wへ直接移行した可能性がある。

3月13日9時～15時頃において、RPV内で大規模スランピングが発生し、大量の水蒸気が発生したことから、炉心内に堆積していたエアロゾルはD/Wおよび

S/Cへ移行し、S/Cベントにより、S/C壁面に付着したもしくは気相に浮遊しているエアロゾルが環境へ放出されたと推定される。但し、炉心内に堆積していたFPはD/W側へ移行した可能性が高く、環境へ放出されたFPは限定的であると考えられる。S/Cの水位は高く、大半はスクラビングにより水中に留まった可能性が高い。

3月14日6時以降、PCVにおける漏えい個所としては、トップヘッドフランジが最有力候補であり、PCV頂部からの継続的な漏えいにより、シールドプラグが汚染された可能性が高い。D/W・ペDESTALにはD/Wスプレー等により大量の水が存在していたことが指摘されており、MCCIによるエアロゾル発生、炉内高温化による再蒸発などは限定的であると推定される。

(4) 2号機シールドプラグの汚染メカニズム

福島第一原発(1F)の内部調査結果より、2/3号機のシールドプラグは高濃度セシウム(20 - 40PBq)で汚染されていることが知られており、原子力規制庁の検討会、OECD/NEAプロジェクト(ARC-F/FACE)などでも汚染メカニズムが検討されているが、共通見解は得られていない。エネ総研では、2号機シールドプラグの汚染メカニズムについて、事故進展シナリオ分析および国産過酷事故解析コードSAMPSONを用いた2号機感度解析を通じて検討している[III.1.4]。

従来のSAMPSON解析では、大半のRNはRPVおよびS/Cに存在しているという評価結果となっており、スクラム後1週間において、シールドプラグを通過したセシウムは0.18%以下と評価されている。また、S/Cの水中に50%以上のセシウムが移行したと評価されているが、CAMS測定値を踏まえると、S/Cへの移行を過大評価している可能性が高い。

本感度解析ではエアロゾルのRPV内沈着速度を修正し、RPV内にエアロゾルが残存しやすくするように調整した。また、シールドプラグに10~20%のセシウムが移行したことを踏まえると、SAMPSON解析はRPVからPCV/建屋への移行を過小評価している可能性が高い。よって、RPV内部におけるエアロゾルの再浮遊挙動を考慮した。さらに、3RPVピーク終了(3月15日1時)以降において、RPVからD/Wへの直接リークを考慮することとした。RPVに存在するエアロゾルの内50%(粒径1 μ m~10 μ mの割合は対数正規分布で43%)が再浮遊して移行すると仮定し、エアロゾルの再浮遊確率(1/s)は1.0E-4、5.0E-5、1.0E-5と設定した。

本解析から得られたRPV内セシウム量変化を図1-1に、シールドプラグ領域のセシウム量変化を図1-2に示す。エアロゾルの再浮遊を考慮することで、RPV内に留まっていたセシウムがD/Wへ流出することを確認した。RPV内で再浮遊したセシウムの8~10%はS/C、残りの約90%程度はD/Wへ移行している。RPVからD/Wへ移行したセシウムの52~68%はD/W内で沈着することなくシールドプラグまで到達している。

本感度解析結果からは、再浮遊確率1.0E-5(1/s)のケースにおいて、シールドプラグのセシウム汚染量は32PBqとなり、内部評価結果(20~40PBq)と概ね一致している。ただし、実機においては、事故後10年程度が経過した中で、降雨などにより一部のセシウムが洗い流された可能性もあり、事故直後は40PBq以上のセシウムが付着していた可能性は否定できない。

【エネ総研 木野 千晶】

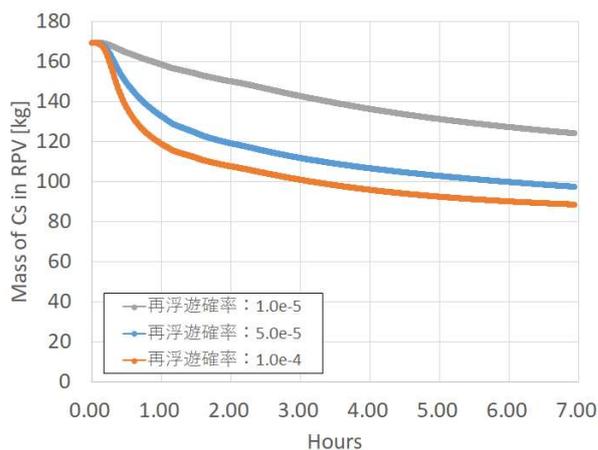


図1-1 RPV内のセシウム量変化

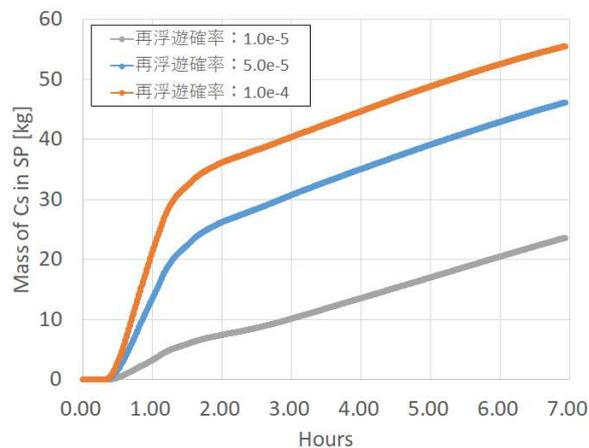


図1-2 シールドプラグ領域のセシウム量変化

[第III.1章 参考文献]

- [III.1-1] 木野, 他 3 名, ” 福島第一原子力発電所での放射性核種の短/長期挙動の評価 (3) 事故シナリオ分析に基づく建屋内線量分布に関する現象論的考察 (1 号機)”, 原子力学会 2019 年秋の大会, 2I12, (2019).
- [III.1-2] 木野, 他 3 名, ” 福島第一原子力発電所での放射性核種の短/長期挙動の評価 (6) 福島第一原子力発電所での RN 短期挙動評価に向けた予備解析(2 号機)”, 原子力学会 2020 年秋の大会, 2F03, (2020).
- [III.1-3] 手塚, 他 3 名, ” 福島第一原子力発電所での放射性核種の短/長期挙動の評価 (9) 事故シナリオ分析に基づく建屋内線量分布に関する現象論的考察 (3 号機)”, 原子力学会 2021 年秋の大会, 3F05, (2021).
- [III.1-4] 木野, 手塚,, ” SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所の事故進展および FP 挙動評価 (4) エアロゾル再浮遊を考慮した 2 号機シールドプラグ汚染メカニズムの分析”, 原子力学会 2024 年秋の大会, 1K03, (2024).

2. 観測値から推定される事故進展シナリオ

2.1 敷地境界内モニタリングポスト計測結果

福島第一原子力発電所では、敷地境界にあるモニタリングポスト（以下MPと略す）において通常時から異常を検知するため、空気中の放射線量を測定している。MPの位置を、図2.1-1に示す[III.2.1-1]。事故時にはMP-1～8に加えて、正門付近にモニタリングカーを配置した。測定データは、TEPCO 廃炉カンパニーのホームページ内のデータ/モニタリング/モニタリングポスト計測状況/過去の計測結果/2011年に保管されている[III.2.1-2]。

図2.1-2に、敷地境界内のモニタリングポストで計測されたγ線線量率の経時変化を示す。図2.1-2には、変化の大きい2011年3月11日17:40から2011年3月17日00:00までのγ線線量率（単位μSv/h）から、γ線線量率のピークとして25ピークを示した。なお、図2.1-2には示していないが、2011年3月21日18:00から18:30頃にもγ線線量率のピークが見られたので、ピーク数は26とした。

表2.1-1に、γ線線量率ピークを観測した日時、MP、γ線線量率、及び風向を示した。また、第II編1.1.2項で紹介した”debris Wiki”の③事故進展で推定されている関連事象も示した。「1号機の事故進展」では、D/W圧力が約0.74MPaでPCVトップフランジのリークが生じる“閾値”圧力の発生事象、PCVベント開閉、S/Cベント開閉、及び水素爆発を示した[III.2.1-3]。「2号機の事故進展」では、D/W圧力が0.74MPaでPCVトップフランジのリークが生じた事象を示した[III.2.1-4]。

「3号機の事故進展」では、PCVベント開、S/Cベント開閉、D/W圧力が約0.74MPaとなりPCVトップフランジからリークが生じた可能性のある事象、及び水素爆発を示した[III.2.1-5]。

γ線線量率のピーク発生時刻と事象発生時刻とは、風向きなどにより必ずしも一致しない。このため、以下の第2.2節及び第2.3節では、土壌汚染からの逆推定から、そして第2.4節ではSA解析によりγ線線量率ピークを説明できる事象を検討した。

【八戸工業大学 唐澤 英年】

表2.1-1 γ線線量率（単位μSv/h）ピークの発生日時と関連事象の関係

#	日時	MP	線量率	風向	時間	事象
1	3/12 4:23	正門付近	0.59	—		
2	3/12 5:30	MP-8	4	—		
3	3/12 5:20	正門付近	1.8	南西		
					6:00	1号機PCV トップフランジリーク開始
					9:15	1号機PCV ベント弁開
4	3/12 10:30	正門付近	385.5	北		
	3/12 10:35	MP-8	24.1	—		
5	3/12 12:10	正門付近	48.2	西		
		MP-8	13.5	—		
6	3/12 13:20	正門付近	10.9	東	14:11	1号機S/C ベント弁大弁開
	3/12 14:20	正門付近	10.9	南南東		
	3/12 14:20	MP-8	3.8	—		
7	3/12 15:19	MP-4	173.7	南	15:27	1号機ベント弁閉止
	3/12 15:29	MP-4	1015.1	南南東		
					15:36	1号機水素爆発
8	3/12 18:20	正門付近	25.4	西		
	3/12 19:50	MP-8	23.9	—		
9	3/12 21:00	MP-4	406.9	西		
		MP-8	80	—		
	3/12 21:30	MP-8	80	—		

	3/12 21:50	MP-8	70	一		
	3/12 22:10	正門付近	21.6	南西		
10	3/13 8:27	MP-4	1124.3	南西	8:35 8:41	3号機PCV ベント弁開 3号機S/C ベント弁大弁開
	3/13 8:33	MP-4	1204.2	西南西		
	3/13 8:51	MP-4	679.8	南東		
	3/13 9:14	MP-4	199.5	北西		
	3/13 9:20	正門付近	281.7	南南西		
					11:17	3号機S/C ベント弁大弁閉確認
					12:30	3号機S/C ベント弁大弁開
11	3/13 13:52	MP-4	1557.5	東		
	3/13 14:02	MP-4	602.6	南南東		
	3/13 14:10	MP-4	646	東南東		
	3/13 14:20	正門付近	57.6	南南東		
12	3/13 14:42	MP-4	184.1	南南東		
					16:40	3号機PCV トップフランジリーク開始
13	3/14 2:20	正門付近	751.2	北西		
					6:10	3号機S/C ベント弁小弁開確認
					11:01	3号機水素爆発
14	3/14 11:37	正門付近	50.4	一		
15	3/14 18:40	正門付近	10.4	東		
16	3/14 21:37	正門付近	3130	南		
					23:20	2号機PCV トップフランジリーク開始
17	3/15 3:10	正門付近	94.3	北		
18	3/15 6:50	正門付近	583.7	北東		
	3/15 7:00	正門付近	965.4	北北東		
	3/15 7:38	正門付近	1390	北北西		
	3/15 7:50	正門付近	1941	東		
	3/15 8:25	正門付近	1413	北		
19	3/15 9:00	正門付近	11930	北北東		
	3/15 10:15	正門付近	8837	一		
20	3/15 14:50	正門付近	673.8	東		
21	3/15 23:10	正門付近	6960	北		
	3/15 23:30	正門付近	8080	北西		
	3/15 23:55	正門付近	7966	北東		
22	3/16 6:40	正門付近	837	西北西		
	3/16 10:20	正門付近	2399	東北東		
23	3/16 10:45	正門付近	6400	東北東		
	3/16 11:00	正門付近	3391	北東		
	3/16 11:30	正門付近	5350	北東		
24	3/16 12:30	正門付近	10850	東北東		

25	3/16 16:20	正門付近	1472	西		
26	3/21 18:00	正門付近	1757	東北東		
	3/21 18:30	正門付近	1932	南東		

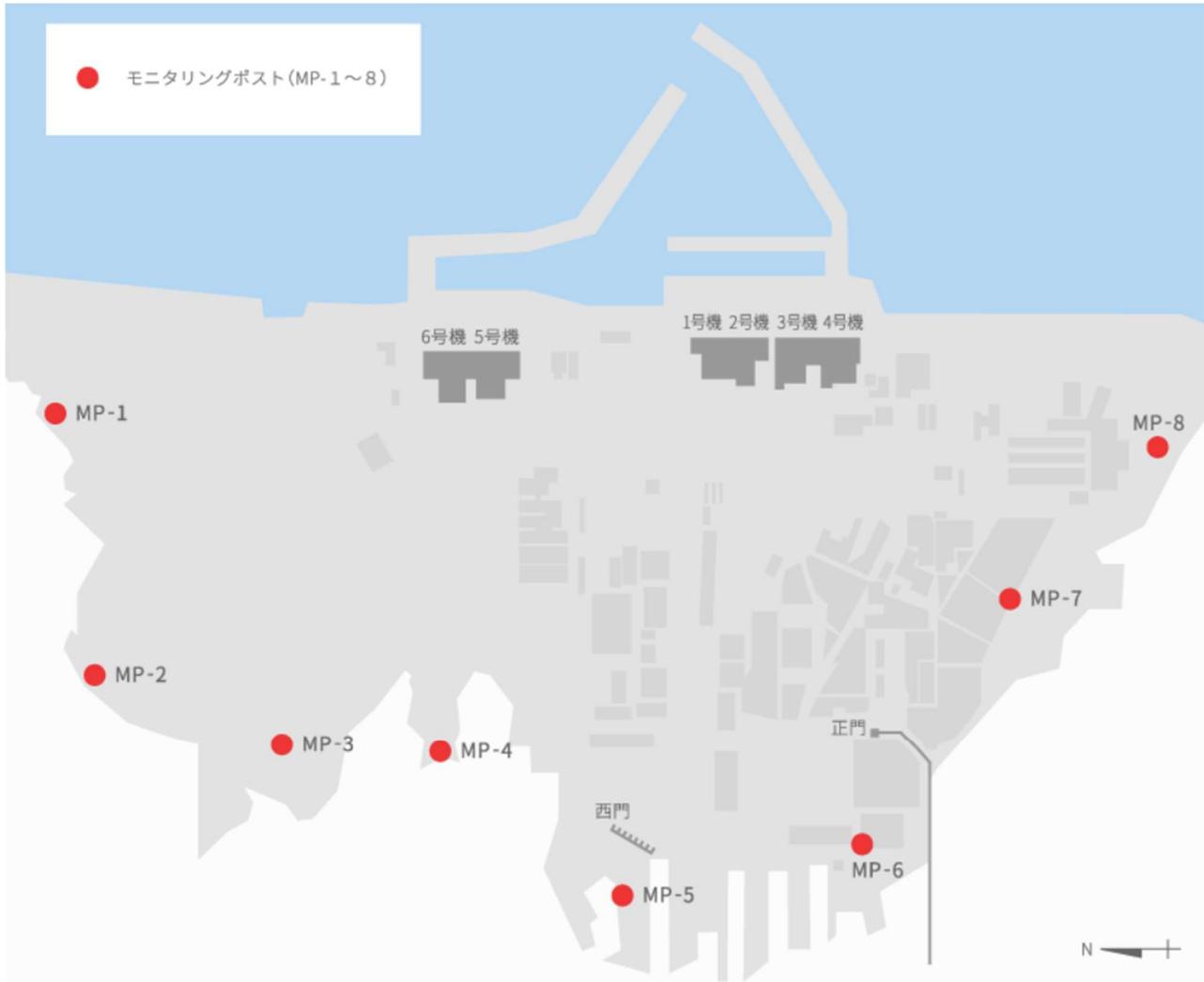


図2.1-1 福島第一原子力発電所敷地境界にあるモニタリングポストの位置

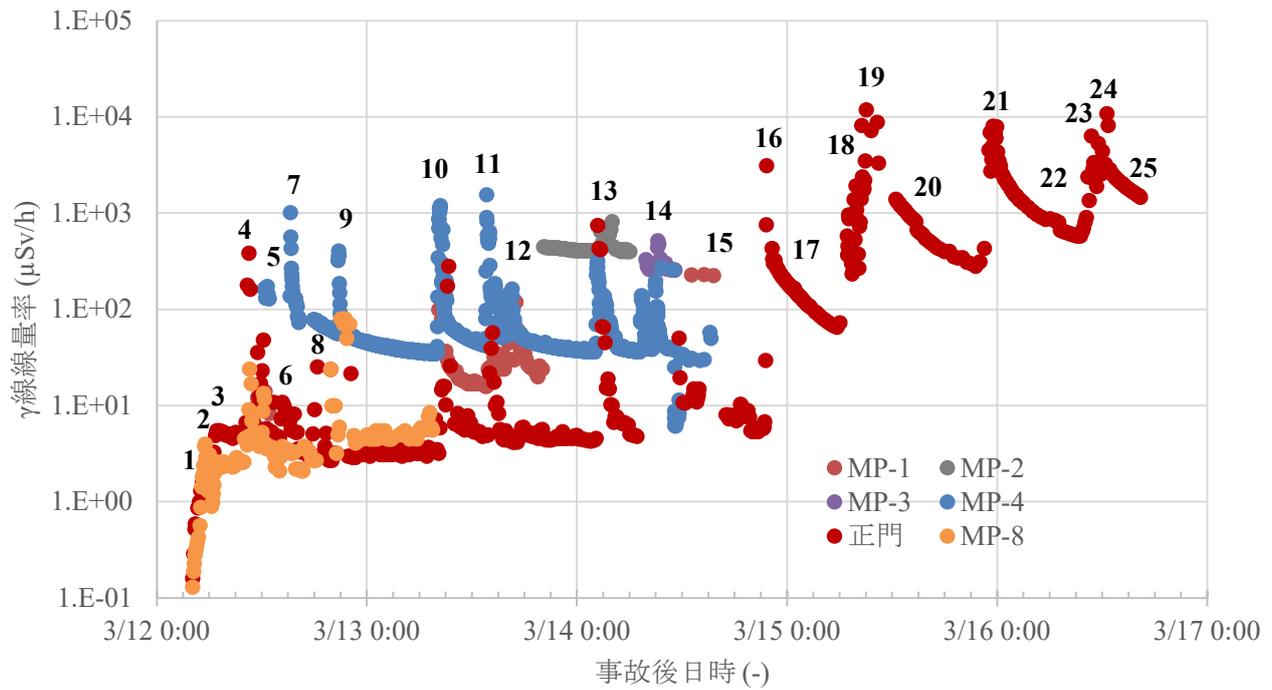


図2.1-2 敷地境界内のモニタリングポストで観察されたγ線線量率の経時変化

[第III.2.1節 参考文献

[III.2.1-1] TEPCO 福島第一廃炉推進カンパニー;
[fl_MP_L-j.png \(870×703\)](#).

[III.2.1-2] TEPCO福島第一廃炉推進カンパニーHP、
 福島第一原子力発電所での計測データ2011
 年アーカイブ；[福島第一原子力発電所構内
 での計測データ2011年 | アーカイブ | 東京
 電力](#).

[III.2.1-3] “debrisWiki”HP事故進展、1号機の事故進展
 ；[1号機の事故進展 - debrisWiki](#).

[III.2.1-4] “debrisWiki”HP事故進展、2号機の事故進展
 ；[2号機の事故進展 - debrisWiki](#).

[III.2.1-5] “debrisWiki”HP事故進展、3号機の事故進展
 ；[3号機の事故進展 - debrisWiki](#).

2.2 大気拡散解析によるソースタームの推定

1F 事故当初、電源喪失等により排気筒モニタは動作せず、炉内事故進展解析によりソースタームを計算予測するための旧原子力安全・保安院の緊急時対策支援システム ERSS もプラント情報が入手できず機能していなかったため、大気中への放射性物質の放出状況は全く不明であった。そこで、JAEA は原子力安全委員会と協力し、緊急時環境線量情報予測システム (SPEEDI) およびその世界版である WSPEEDI[III.2.2-1]による大気拡散シミュレーションを活用して放射性物質の大気中への放出量 (ソースターム) を事故後早期に推定した[III.2.2-2]。その後、JAEA をはじめ国内外の多くの研究機関により、環境影響や公衆の被ばく線量を評価することを目的に、ソースタームの再推定とその結果を用いた大気拡散解析が行われてきた。ここでは、JAEA により、事故後早期から今日に至るまで実施されてきたソースターム推定[III.2.2-2~6]、大気拡散解析に基づく炉内事象と放出から環境汚染までの大気拡散過程、およびソースターム推定の今後の課題について述べる。

ソースタームの推定

大気拡散解析によるソースターム推定では、単位放出率 (1 Bq/h) を仮定した大気拡散計算結果と環境モニタリングデータを比較することで、核種ごとの放出率の推移を逆推定する。ダストサンプリング等により空気中の放射性物質の核種ごとの濃度が測定されている場合、濃度測定値を同じ地点の濃度計算値 (単位放出率の計算結果は希釈率になる) で除することで、その測定値に寄与した放出期間の放出率を求めることができる。これは、測定地点の濃度が放出時より希釈率の割合で低下していると考え、放出時の濃度を逆算する

ことにより放出率を得るといういたってシンプルな手法であるが、チェルノブイリ事故や JCO 事故へも適用し実績のある確実な手法である。この逆推定手法は、JAEA による 2016 年までのソースターム推測に用いられた[III.2.2-2~5]。しかし、これらの研究では、観測値の不足から気象場の再現性は十分でなく、拡散計算による放射性プルームの時間空間分布に不確かさがあった。このため、拡散計算結果と環境モニタリングデータを比較する際に、専門的知見と経験に基づく主観的評価により、拡散計算の補正と比較に使用するデータを選定する必要があり、客観性に課題があった。そこで、最新のソースターム推定[III.2.2-6]では、最適解を探索する統計的手法であるベイズ推計手法を導入するとともに、環境モニタリングデータと拡散計算結果の比較結果をフィードバックすることで気象場の再現性を向上する新たな拡散計算手法を開発した。

この解析手法により推定された ^{131}I と ^{137}Cs の放出率および核種比率 ($^{131}\text{I}/^{137}\text{Cs}$) の時間変化を図 2.2-1 に示す。 ^{131}I および ^{137}Cs の 2011 年 3 月末までの放出総量は、シャットダウン時換算で、それぞれ 210 PBq および 10 PBq と推定された。放出核種の比率の推定値は、3 月 21 日までおおむね 2 号機および 3 号機のインベントリ比 (約 10) [III.2.2-7]に近い値で推移し、短期的に 100 を超える値が出現した。その後、100 前後の値が 3 月 28 日まで続き、再び 10 前後の値に戻るという変化を示した。この放出率と比率の変動は、推定誤差を精査する必要があるが、炉内事象の解明に示唆を与える情報である。

このソースタームを使用した大気拡散計算結果を環境モニタリングデータと比較した結果、大気汚染測定局で捕集された浮遊粒子状物質 (SPM) の分析による ^{137}Cs 大気中濃度の 1 時間間隔データ[III.2.2-8, 9]と

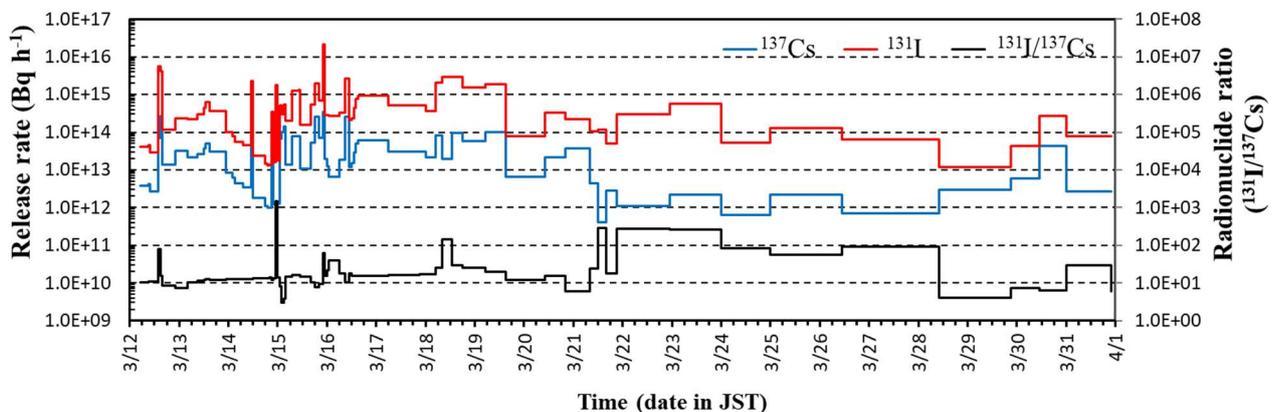


図 2.2-1 ^{131}I と ^{137}Cs の放出率および核種比率 ($^{131}\text{I}/^{137}\text{Cs}$) の時間変化 (シャットダウン時換算)

の統計比較では、FA10（計算値が観測値の1/10～10倍に入る割合）が、従来研究[III.2.2-4]の35.9%から47.3%に向上した。¹³⁷Csの地表沈着量については、航空機モニタリングにより測定された空間分布を良好に再現することができ、陸上における沈着量の総量は、従来研究の 3.7×10^{15} Bqに比べて観測値（ 2.4×10^{15} Bq）により近い 2.1×10^{15} Bqという結果となった。

この最新のソースターム推定値を用いた大気拡散計算により、主要な放射性核種（¹³¹I, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs, ¹³²Te）の大気中および地表面における時間空間分布データベースを構築した。このデータベースは、環境省の原子力災害影響調査等事業「平成30年度放射線の健康影響に係る研究調査事業（事故初期の住民内部被ばく線量評価の精緻化に関する包括研究）」において、住民の避難行動パターンと組み合わせた線量推計に活用された[III.2.2-10]。また、原子放射線の影響に関する国連科学委員会（UNSCEAR）による被ばく線量の再評価においても基礎データとして活用された[III.2.2-11]。

大気拡散解析

1F事故で大気中に放出された放射性物質の大気拡散により、どのように大気拡散し陸域の汚染が生じたかは、様々な環境モニタリングデータや大気拡散シミュレーションを用いた解析により解明が進められてきた。JAEAによるソースタームを推定する解析[III.2.2-2~6]では、東京電力の事故報告書[III.2.2-12]の事象進展に関する情報を参照し、原子炉事象と大気放出の関連を考慮しながら放出率の時間変動を求めている。JAEAの大気拡散解析に基づく¹³⁷Cs沈着分布を形成した主要な大気拡散過程および放出事象があったと考えられる原子炉について図2.2-2に示す。また、期間ごとの大気放出と拡散事象について、原子炉事象と関連させ以下に整理した。

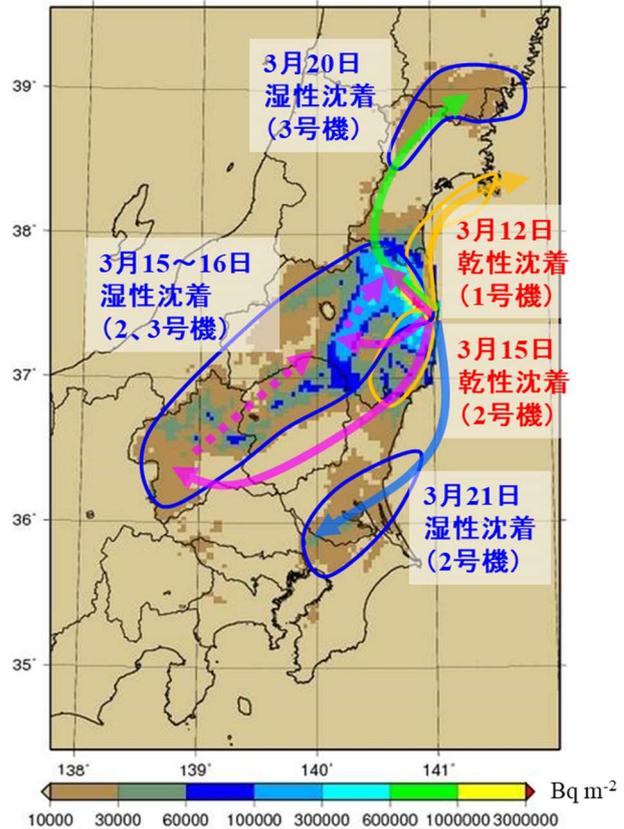


図2.2-2 ¹³⁷Cs沈着分布を形成した大気拡散過程および放出事象があったと考えられる原子炉

3月12日：

1号機の原子炉圧力が上昇したことから、圧力を下げるためのベント操作が行われ、14時30分頃から圧力が低下した。その後、15時36分に水素爆発が発生した。これらの事象により放出された放射性物質は、北方向に流れて福島県北東部に沈着をもたらした後、宮城県の女川原子力発電所周辺を通過して太平洋上に流れた。大量放出があったと推定されているが、放射性プルームの通過時に降水はなく、乾性沈着であったため後述の事象と比較して沈着量は少なかった。

3月13~14日：

3号機においてベント操作や水素爆発が発生しているが、この期間は放射性プルームが太平洋上に流れる気象条件が続いたため、陸域への影響は1F近傍に限定され、測定データが限定的で放出量推定の不確実性が高い。

3月14~15日午前：

2号機の原子炉圧力上昇への対応として、3月14日の21時から3月15日未明にかけて圧力容器の主蒸気逃し弁開操作が数回行われ、それに伴う放射性物質の放出の影響と考えられる空間線量率上昇が風下方向で測定された。この放射性プルームは、南方向に流れ、

福島県南東部から茨城県北部の沿岸域を通過して関東平野に流入し、関東地方の各地で空間線量率の上昇が観測された。次に、3月15日7～11時にかけて2号機の格納容器圧力が急激に低下したことから、この間に放射性物質の大量放出が発生したと考えられる。はじめ放射性プルームは南に向かい、徐々に北西の方角に進路を変え、福島県中通りおよび1Fの北西地域において、相当量の放射性核種の乾性沈着と湿性沈着を生じさせた。

3月15日午後～16日午前：

2号機および3号機の原子炉圧力の低下が見られ、これに伴うと考えられる放射性物質の大量放出と降水が重なったことにより、1F周辺地域に高濃度の湿性沈着がもたらされた。この間の放射性プルームは、北西から南の方角に進路を変えていたが、地表沈着量測定において、 ^{137}Cs に対する ^{131}I の比率が1F南方向で高くなっていった。3月15日16時頃3号機でベント操作と圧力低下が報告されており、これ以降に3号機起因の ^{131}I 放出量が増大したと示唆される。夜間に放出されたプルームは、海岸沿いを南下して関東地方東部を通過した。関東地方の濃度測定データにおいても、 ^{137}Cs に対する ^{131}I の比率が高くなっていった。

3月16日午後～19日：

この期間は高い放出率が継続しているが、放射性プルームが太平洋上に流れる気象条件が続いたため、測定データが限定的で放出量推定の不確実性が高い。原子炉の状態についても、放出に関連する情報が少ない。今後、さらに精査が必要な期間である。

3月20～21日：

3月20日の放射性プルームは、北西方向に流れ奥羽山脈沿いに北上した後北東に向かい、宮城県北部から岩手県南部を通過する際に降水と重なり、湿性沈着により汚染分布が形成された。一方、3月21日の放射性プルームは、福島沖の海上を南下した後、茨城県付近から南西方向に向きを変え陸上に流れ、茨城県南部から千葉県北西部を通過する際に降水と重なって湿性沈着した。この期間の放出要因について、大気拡散シミュレーションによる解析が行われている[III.2.2-5]。3月20日と21日の沈着エリアでの環境測定で得られた ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比[III.2.2-13]を、1号機から3号機の炉内インベントリ解析による放射能比[III.2.2-7]と比較すると、3月20日の沈着エリアは3号機、3月21日の沈着エリアは2号機の放射能比の特徴を示していた。この分布を大気拡散シミュレーションで再現する

には、3月20日20時頃に主たる放出が3号機から2号機に変わる必要がある。この期間の原子炉事象としては、3月20日11時過ぎに3号機でベント操作があり、これに起因すると考えられる圧力低下が測定されたが、2号機については特別な事象はない。2号機は放出が継続している状態に対して、3月20日に3号機の放出が増加したことが示唆される。

3月22日以降：

3月22日から24日および3月30日に放出率の増加が推定されているが、この期間の解析はほとんど行われていない。SPM測定地点における ^{137}Cs 大気中濃度については、公開されたデータ[III.2.2-8,9]が3月24日までであったこともその一因である。現在、3月末までの分析が進められており、そのデータを用いることで解析が進展することが期待される。

今後の課題

大気拡散解析によるソースターム推定では、放射性核種の組成や化学形に関する情報不足による推定結果の不確実性に課題がある。特に、被ばく線量評価において重要となるヨウ素の化学形(粒子状、無機ガス状、有機ガス状)の放出時の組成比と大気拡散過程における変化について、正確に把握しシミュレーションで再現することができていない。これらの課題解決には、過酷事故解析による放出源情報の核種組成比の情報が有用である。さらに、環境モニタリングの強化として、放出率の時間変化パターンをとらえられるような連続測定や、放射性プルームが海上に流れた際にも測定できるような新しい技術開発も重要である。

この取り組みとして、環境中に分布する放射性核種からの γ 線について、入射方向ごとにエネルギースペクトルを計測して γ 線画像データを連続的に取得可能な計測装置(ETCC)[III.2.2-14,15]を用いて、異なる角度から計測して得られる多数の γ 線画像から、放出直後の放射性核種分布を3次元再構成して放出量を推定する手法の開発が進められている[III.2.2-16]。一方、大気拡散シミュレーションについては、JAEAが原子力施設の建物の影響を考慮して詳細に大気拡散および線量評価ができる局所域高分解能大気拡散・線量評価システム(LHADDAS)[III.2.2-17]および様々な気象条件と任意の放出条件に対する大気拡散計算結果を即座に取得できる大気拡散データベースシステム(WSPEDI-DB)を開発している。今後、図2.2-3に示すETCCによる γ 線計測およびドップラーライダーに

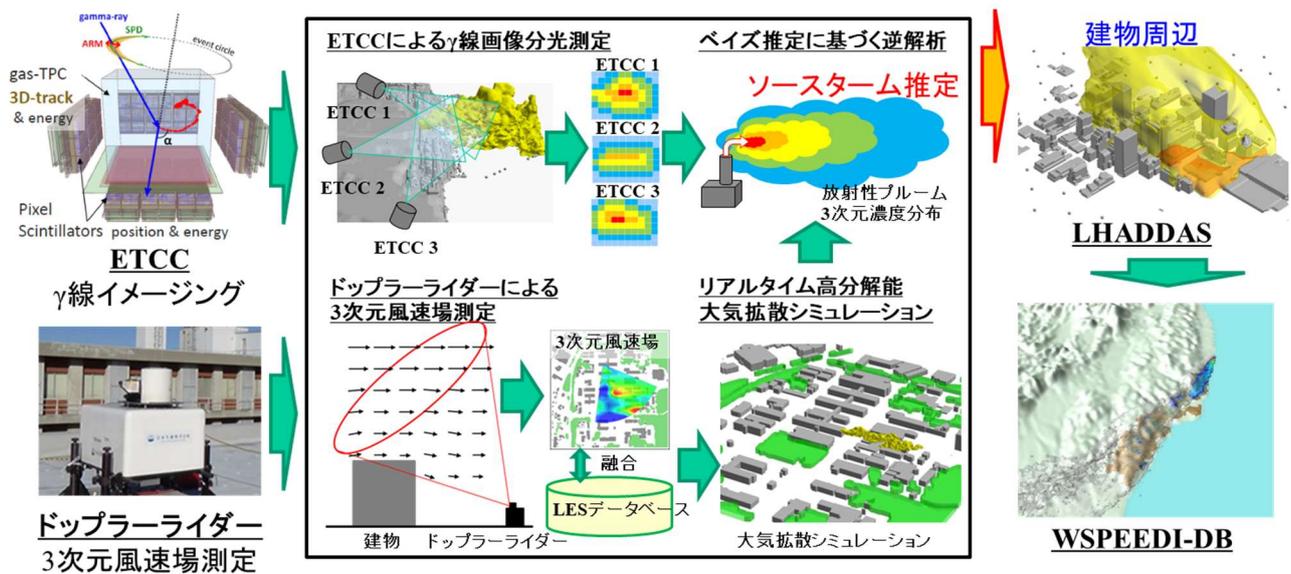


図 2.2-3 γ線計測、3次元風速場測定およびマルチスケール大気拡散計算の融合解析システム

よる 3次元風速場測定からなる測定データと LHADDAS および WSPEEDI-DB によるマルチスケール大気拡散計算を融合解析することで、放出源情報推定のさらなる精緻化が期待される。それにより得られる放射性物質の大気中濃度と陸面沈着量の時空間分布

は、住民の被ばく線量評価や環境回復に活用できる。また、炉内事象の詳細な解析結果は、廃炉を進めるうえで重要な情報となる。

【原子力機構 永井 晴康】

[第III.2.2節 参考文献]

- [III.2.2-1] 寺田宏明, 永井晴康, 古野朗子, 掛札豊和, 原山卓也, 茅野政道, 「緊急時環境線量情報予測システム (世界版) WSPEEDI 第2版の開発」, 日本原子力学会和文論文誌, 7, 257-267 (2008).
- [III.2.2-2] M. Chino, H. Nakayama, H. Nagai, H. Terada, G. Katata, H. Yamazawa, “Preliminary estimation of release amounts of ^{131}I and ^{137}Cs accidentally discharged from the Fukushima Daiichi nuclear power plant into atmosphere”, J. Nucl. Sci. Technol., 48, 1129-1134 (2011).
- [III.2.2-3] H. Terada, G. Katata, M. Chino, H. Nagai, “Atmospheric discharge and dispersion of radionuclides during the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident. Part II: verification of the source term and regional-scale atmospheric dispersion”, J. Environ. Radioactiv., 112, 141-154 (2012).
- [III.2.2-4] G. Katata, M. Chino, T. Kobayashi, H. Terada, M. Ota, H. Nagai, M. Kajino, R. Draxler, M. C. Hort, A. Malo, T. Torii, and Y. Sanada, “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”, Atmos. Chem. Phys., 15, 1029–1070(2015).
- [III.2.2-5] M. Chino, H. Terada, H. Nagai, G. Katata, S. Mikami, T. Torii, K. Saito, Y. Nishizawa, “Utilization of $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ in the environment to identify the reactor units that caused atmospheric releases during the Fukushima Daiichi accident”, Scientific Reports, 6, 31376 (2016), DOI: 10.1038/srep31376.
- [III.2.2-6] H. Terada, H. Nagai, K. Tsuduki, A. Furuno, M. Kadowaki, T. Kakefuda, “Refinement of source term and atmospheric dispersion simulations of radionuclides during the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident”, J. Environ. Radioactiv., 213, 106104 (2020).
- [III.2.2-7] K. Nishihara, H. Iwamoto, K. Suyama, “Estimation of Fuel Compositions in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Plant”, Japan Atomic Energy Agency, JAEA-Data/Code 2012-018 (2012). (in Japanese). <http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Data-Code-2012-018.pdf>.
- [III.2.2-8] Y. Oura, M. Ebihara, H. Tsuruta, T. Nakajima, T. Ohara, M. Ishimoto, H. Sawahata, Y. Katsumura, W. Nitta, “A Database of Hourly Atmospheric Concentrations of Radiocesium (^{134}Cs and ^{137}Cs) in Suspended Particulate Matter Collected in March 2011 at 99 Air Pollution Monitoring Stations in Eastern Japan”, J. Nucl. Radiochem. Sci., 15, 15–26 (2015).
- [III.2.2-9] H. Tsuruta, Y. Oura, M. Enihara, Y. Moriguchi, T. Ohara, T. Nakajima, “Time-series analysis of atmospheric radiocesium at two SPM monitoring sites near the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant just after the Fukushima accident on March 11, 2011”, Geochemical Journal, 52, 103-121 (2018).
- [III.2.2-10] T. Ohba, T. Ishikawa, H. Nagai, S. Tokonami, A. Hasegawa, G. Suzuki, “Reconstruction of residents’ early internal doses after the Fukushima Daiichi nuclear power station accident”, Scientific Reports, 10, 3639 (2020).
- [III.2.2-11] UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation), 2021: UNSCEAR 2020 Report: Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation, Vol. XX, New York: United Nations, XXXpp.US NRC (Nuclear Regulatory Commission), 2012: RASCAL 4: Description of Models and Methods, NUREG-1940, Richland, WA. USA.
- [III.2.2-12] TEPCO (Tokyo Electric Power Company), Release of the Fukushima Nuclear Accidents Investigation Report, (2012), http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2012/1205638_1870.html.
- [III.2.2-13] S. Mikami, T. Maeyama, Y. Hoshide, R. Sakamoto, S. Sato, N. Okuda, S. Demongeot, R. Gurriaran, Y. Uwamino, H. Kato, M. Fujiwara, T. Sato, H. Takemiya, K. Saito, “Spatial distributions of radionuclides deposited onto ground soil around the Fukushima Dai-ichi

- Nuclear Power Plant and their temporal change until December 2012”, *J. Environ. Radioact.*, 139, 320–343 (2015).
- [III.2.2-14] T. Tanimori, Y. Mizumura, A. Takada, S. Miyamoto, T. Takemura, T. Kishimoto, S. Komura, H. Kubo, S. Kurosawa, Y. Matsuoka, K. Miuchi, T. Mizumoto, Y. Nakamasu, K. Nakamura, J.D. Parker, T. Sawano, S. Sonoda, D. Tomono, K. Yoshikawa, “Establishment of Imaging Spectroscopy of Nuclear Gamma-Rays based on Geometrical Optics”, *Scientific Reports*, 7, 41511 (2017).
- [III.2.2-15] D. Tomono, T. Mizumoto, A. Takada, S. Komura, Y. Matsuoka, Y. Mizumura, M. Oda, T. Tanimori, “First On-Site True Gamma-Ray Imaging-Spectroscopy of Contamination near Fukushima Plant”, *Scientific Reports*, 7, 41972 (2017).
- [III.2.2-16] H. Nagai, Y. Furuta, H. Nakayama, D. Satoh, “Quantitative visualization of a radioactive plume with harmonizing gamma-ray imaging spectrometry and real-time atmospheric dispersion simulation based on 3D wind observation”, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 60, 1345-1360 (2023).
- [III.2.2-17] H. Nakayama, N. Onodera, D. Satoh, H. Nagai, Y. Hasegawa, Y. Idomura, “Development of local-scale high-resolution atmospheric dispersion and dose assessment system”, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 59, 1314-1329 (2022).
- [III.2.2-18] H. Terada, H. Nagai, A. Tanaka, K. Tsuduki, M. Kadowaki, “Atmospheric dispersion database system that can immediately provide calculation results for various source term and meteorological conditions”, *J Nucl Sci Technol.*, 57, 745–754 (2022).

2.3 土壤汚染マップと大気拡散計算からの^{129m}Te ソースターム逆推定

1.1 はじめに

福島第一原発事故時に環境に放出された放射性物質の量、時間帯、化学形等（ソースターム）を精度良く評価することは、炉内事象の解明だけでなく環境影響評価を行う上で重要である。福島第一事故時に環境中に放出された Te（テルル）の放射エネルギーは、希ガスを除くとヨウ素や Cs（セシウム）について多かった [III.2.3-1]。

文部科学省が作成した福島県を主とする土壤汚染マップ [III.2.3-2] によると、福島第一原発（以下、FDNPS）周辺の^{129m}Te と¹³⁷Cs の地表沈着放射能比は SSW 方向のみが高く [III.2.3-3]、Te の放出機構は Cs と異なることが示唆されていたが、詳細は不明であった。また、これまで Cs やヨウ素の放出挙動については、プラント事象との関連等について検討が行われてきたが [III.2.3-4,5]、Te に関する検討は限られていた。そこで、^{129m}Te ソースタームについて調べるとともに、プラント事象との関連について検討を行なうこととした。

従来のソースターム予測手法は、モニタリングポストで測定された空气中濃度や海水表面濃度データから大気拡散計算コードを用いて逆算するものであり、測定箇所の点情報を用いた流跡線解析に基づく予測であった [III.2.3-6]。この場合、風下の平均的な濃度上昇を、ある特定の測定点の濃度上昇で代表させることは簡単ではなく、陸から海に向かう陸風の状況下において海岸線に沿った広範囲の平均濃度上昇を捉えるのが難しかった。このため、最新のソースターム評価 [III.2.3-7] でも、1号機の炉内事象から考えられる2011年3/11夕方や2011年3/12早朝の放出を予測していなかった。

一方、本検討で用いた、面的な土壤沈着分布に着目する仮想放出回帰推定法 [III.2.3-8] は、毎時の仮想放出を仮定した気象モデル計算から得られる約30hrの積算沈着分布の結果を約100hr分重みづけし、それと事故後の累積土壤沈着分布の測定値との差を最小にするように重み＝放出率を決定することにより、ソースタームを精度良く評価する。特徴として、流跡線解析では困難であった陸風時のソースターム予測が可能になる。

検討に当たっては、米国のオークリッジ国立研究所（ORNL）で実施された放射性物質放出実験 HI シリーズで報告された「Te の大部分は未酸化 Zr 被覆管の内面に ZrTe₂ として取込まれ、炉心注水時に Zr 被覆管が

完全酸化する直前に SnTe または CsTe として放出される」 [III.2.3-9] という知見を考慮した。

また、福島第一原発事故時に炉心冷却で切り札となった消防自動車による炉心注水は、途中で枝配管に横抜けしてしまい [III.2.3-10]、原子炉に何時どれだけ水が入ったかは未だに不明である [III.2.3-4]。そこで、Te の放出は Zr の酸化、すなわち炉心注水による水素発生と同時に起こることに着目し、炉心注水の実際の時間帯に関する情報を得ることも目的とした。また、WSPEEDI 逆算から得られたヨウ素と Cs ソースタームとの比較も行い、Te 放出から推測できるヨウ素と Cs の放出挙動について現行評価で抜けが無いかな否かも検討することとした。

2.3.2 炉心再注水時の Zr 被覆管酸化と Te 放出

(1) 炉心再注水時の Zr 被覆管酸化

軽水炉の SA（シビアアクシデント）時に炉心水位が低下すると、炉心での水蒸気発生量が低下する。その結果、炉心は水蒸気枯渇状態となり、Zr 被覆管の酸化反応は抑制される [III.2.3-11]。SA を早期に終息させるためには、損傷炉心を早期に冠水させ冷却する必要があるが、高温の炉心が注水されると、燃料棒の中・上部にある未酸化の Zr 被覆管が新たに発生した水蒸気によって酸化して水素が発生する。また、被覆管温度の上昇に伴って燃料溶融が促進するとともに放射性物質の放出が増加する [III.2.3-11]。炉心注水時の Zr 被覆管の中・上部の温度上昇及び水素生成量の増加のイメージ、及びドイツで行われた QUENCH07 実験（飽和条件）及び 09 実験（水蒸気枯渇条件）で実際に測定された炉心再注水時の温度上昇を図 2.3-1 に示す [III.2.3-12]。水蒸気枯渇条件では、注水直後に被覆管温度の急上昇が実際に観測された。

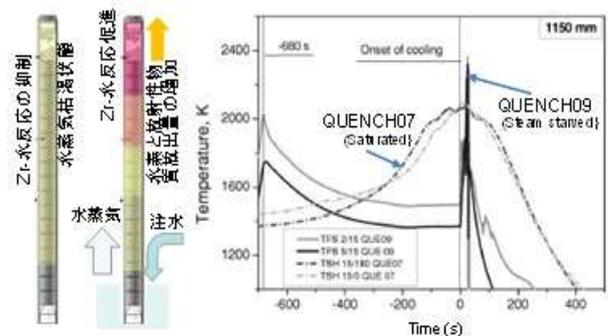


図 2.3-1 再冠水時の被覆管上部の温度上昇と水素発生

(2) ORNL の HI 実験における Te 放出

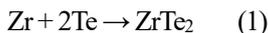
米国 ORNL で実施された SA 条件下の燃料からの放射性物質放出実験 HI シリーズで観測された放射性物質の放出割合（対インベントリ比）の結果[III.2.3-9]を表 2.3-1 に示す。このうち、HI-2 実験においてのみ Te の放出割合が増加した。その理由は、実験前に Zr 被覆管にクラックが存在し、燃料ペレットから放出された Te は未酸化の Zr 被覆管内面に一旦、取り込まれ、完全酸化する直前に SnTe として放出されたためである[III.2.3-9]。部分酸化した Zr 被覆管断面の金相写真を図 2.3-2 に示す。同図から、酸化層と非酸化層の境界近くに Sn（Zircaloy の成分）が存在していることが明らかになった。

表 2.3-1 ORNL で実施された HI 実験の結果

	Test Number					
	HI-1	HI-2	HI-3	HI-4	HI-5	HI-6
Type fuel specimen*	PWR	PWR	PWR	BWR	PWR	BWR
Specimen burnup, MWd/kg U	28	28	25	10	38	40
Test temperature, °C	1400	1725	2000	1925	1750	1975
Test time, min*	33.8	22.5	21.3	21.6	21.5	2.5
Cladding oxidized, %	-40	100	-42	-27	-70	-40
Fission product release (% of inventory)						
Krypton*	3.1	51.8	59.3	31.3	19.9	31.6
Iodine	2.1	53.0	35.4	24.7	22.4	24.7
Cesium	1.8	50.5	58.8	31.7	20.3	33.1
Tellurium	<0.3	>50.0	<0.6	<0.4	<0.1	<0.1

*Tests HI-1, 2, and 3 (H. B. Robinson-2); test HI-4 (Peach Bottom-2); test HI-5 (Oconee-1); and test HI-6 (Morrisonville).
*Includes estimate for heatup and cooldown effects.
*Includes krypton released during reactor operation.

Te の融点は 723 K、沸点は 1264 K である。このため、1500 K 以上では燃料からの Te 放出が活発化する。Zr 被覆管内面に未酸化部分が残っていると、燃料から放出された Te は $ZrTe_2$ として被覆管に捕獲される。



1500 K 以上では、 ZrO_2 の方が $ZrTe_2$ よりも酸素ポテンシャルが低く、熱化学的に安定である。このため、1500 K 以上で Zr 被覆管の酸化が進み、 $ZrTe_2$ は ZrO_2 に置換する。一方、離脱した Te は、Zr 被覆管中の Sn と結合して SnTe になる。Sn が枯渇した場合には、燃料から放出された Cs や Rb と結合して CsTe または RbTe として被覆管外に放出される。Te の化学形は、ORNL が別途行った熱勾配管への沈着物に対する SEM/EDX 解析により確認された[III.2.3-9]。

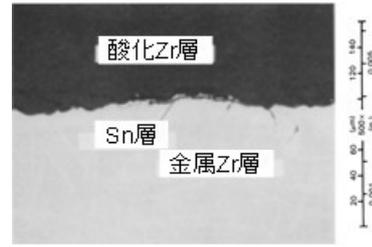
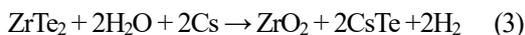
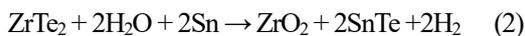


図 2.3-2 部分酸化した被覆管の金相写真

(3) 1~3 号機の事故進展と消防自動車による注水

炉心溶融は、1 号機、3 号機、2 号機の順に起きた。留意すべき点は、地震と津波に起因する全交流電源喪失のために既設の炉心冷却設備は使用できず、消防自動車からの外部注水で炉心冷却を行ったことである。1 号機と 3 号機においては、損傷炉心の冷却に成功した後も炉心注水を継続すべきであったが、燃料温度が上昇し始めた 3 号機や 2 号機への注水を優先させたため、何度か炉心注水が停止した[III.2.3-13]。1 号機と 3 号機における炉心注水量を図 2.3-3 に示す。

1 号機における最初の炉心への再注水は、3/12 04:00 に数分間だけ行われた。その後、何度か注水の停止と再開が繰り返され、3/14 01:00 からは約 19 時間、炉心注水が停止した。当時の 1 号機の崩壊熱を考慮すると、注水停止が数 hr を超えると冷却水は蒸発し、炉心温度は再度、 UO_2 燃料の融点に達したと考えられる。

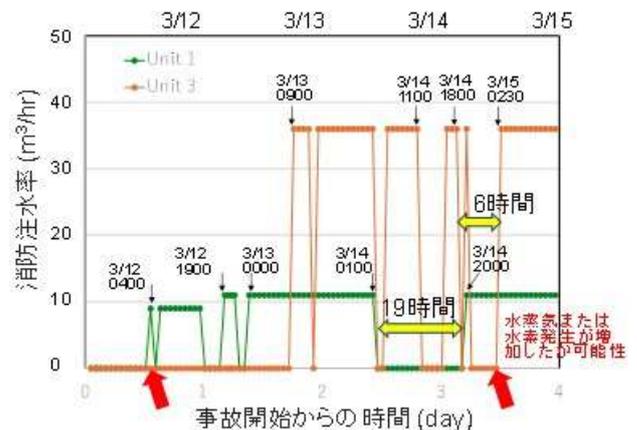


図 2.3-3 1 号機と 3 号機における消防車からの注水量

一方、3 号機では、3/13 02:42 に高压注入系 (HPCI) が手動停止された後、逃がし安全 (SR) 弁の開操作に失敗したため炉心温度が上昇し、3/13 09:00 頃までに炉心損傷が起きた。その後、何度か注水が試みられたが、炉心が冠水することはなく、約 1 日間、炉心温度は高温に保たれ、3/14 11:01 に水素爆発が起きた。その水素

爆発時に仮設の炉心注水用配管が破損したが、3/14 15:00 に破損個所の修理が終わり、注水が再開した。その後、炉心溶融が迫った2号機への炉心注水を優先するため、3/14 21:14～3/15 02:30 の約6hr、炉心注水が停止した[III.2.3-13]。当時の3号機の崩壊熱を考慮すると、炉心注水が数hrを超えると冷却水はほぼ蒸発し、炉心温度は再度、UO₂燃料の融点に達したと考えられる。

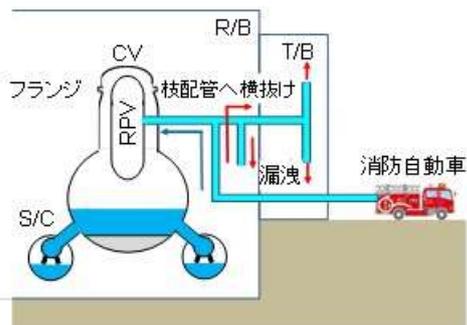


図 2.3-4 枝配管へ漏洩する消防自動車からの注水

2011年3/15 02:30以降、消防自動車による3号機への炉心注水が再開した。その流量は36 m³/hrであり、当時の崩壊熱を十分に冷却できる流量であった[III.2.3-14]。しかしながら、図2.3-4に示すように、消防自動車から炉心までの配管の途中で複数の枝配管があり、全電源喪失のために枝配管へのバルブを閉じることができなかった。

事故後に行った消防自動車による1号機注水解析は、注入した水の大部分が枝配管に横抜けしてしまつたと予測した[III.2.3-10]。これは、消防自動車からの注水突出圧力は1.0MPaでRPV圧力よりも高かったが、冷却水がわずかでも炉心に注入されると、水蒸気の発生によってRPV内の圧力が上昇し、枝配管への漏洩量が増加するためである。同様の事象が3号機においても起きた可能性が高い。その結果、いづれほどの冷却水量を1～3号機の炉心に注水できたかは未だに不明である[III.2.3-4]。

2号機では、事故開始後約70時間、原子炉隔離時冷却系(RCIC)が作動したことにより、事象進展が最も遅くなった。2号機では、事故期間中、炉心への注水が意図的に停止されることはなかった。3/14 18:00過ぎに全燃料棒は露出し、3/15 0:00頃にPCV圧力の上昇によりPCV上部フランジ漏洩は起きた。なお、2号機のPCVベントは、非常用ガス処理系(SGTS)配管途中のラプチャーディスクに汚れが無かったことが確

認されたため、全て失敗したと報告されている[III.2.3-15]

2.3.3 解析手法

(1) 移流拡散計算

本解析で用いた気象モデルと移流拡散モデルの計算領域を図2.3-5に示す。本検討で使用した気象モデルは、Advanced Research WRFモデル(ARW ver4.1.5)である。用いた各物理過程は先行研究[III.2.3-8]と同様である。

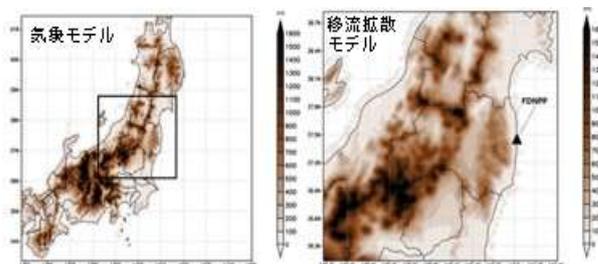


図 2.3-5 気象モデルと移流拡散モデルの計算領域

ARWは、米国大気研究センター(NCAR: National Center for Atmospheric Research)によって開発されたメソスケールの気象モデルである[III.2.3-16]。移流拡散モデルは、川島らによって開発されたモデル[III.2.3-17,18]を少し改良した。これはオイラーモデルであり、興味領域に3次元グリッドを設定し、任意のグリッドで粒子を生成し、移流拡散方程式を差分法で解析する。同モデルは、各計算プロセスが移流、拡散、放出、沈着などの物理現象に対応するように設計されている。本研究で使用された3次元移流拡散方程式は次のとおりである。

$$\frac{\partial M}{\partial t} = -V \cdot \nabla M + \nabla \cdot (KM) + S_0 - S_t \quad (4)$$

ここで、Mは対象物質の放射能濃度(Bq/m³)、Vは風速ベクトル(m/s)、Kは拡散係数(m²/s)、S₀はソース項(Bq/m³/s)、S_tはシンク項(Bq/m³/s)、tは時間(s)である。^{129m}Teと¹³⁷Csの大気拡散中の挙動は同じと仮定した。乾性沈着速度は、大気中のエアロゾル拡散パラメータに関する従来の研究[III.2.3-19,20]と同様に0.01 m/sに設定した。また、湿性沈着率D_f(1/s)は、次式[III.2.3-20]で得られるとした。

$$D_f = 1.7 \times 10^{-4} \times R^{0.6} \quad (5)$$

ここで、Rは降水強度(mm/s)である。

WRFの初期及び境界条件は、気象研究所のGPV-MSMら得た[III.2.3-21]。また、土壌の湿分及び温度データはNCEP[III.2.3-22]から得た。気象モデルの領域は、

緯度 37.488N、経度 139.937E を中心とし、東西方向と南北方向に 3km 間隔、垂直方向に 27 層の 300×300 グリッドとした。移流拡散モデルの領域は、気象シミュレーション領域の中央領域とし、水平方向に 100×100 グリッド、間隔が 3km、垂直方向に 27 層とした[III.2.3-8]。図 2.3-5 中央の 100×100 グリッドと 27 の垂直層の気象要素（風向、風速、拡散係数、降水量）を移流拡散モデルに入力した。

(2) 放出量・時間帯の逆算方法

放出量・時間帯の逆算は、以下に述べる仮想放出回帰推定法を用いた[III.2.3-8]の手法では、測定された最終的な土壌沈着データと移流拡散モデル計算を使用して逆推定する。^{129m}Te の地表面沈着に関するデータは、齋藤らによる土壌濃度データ[III.2.3-2,3]から得た。

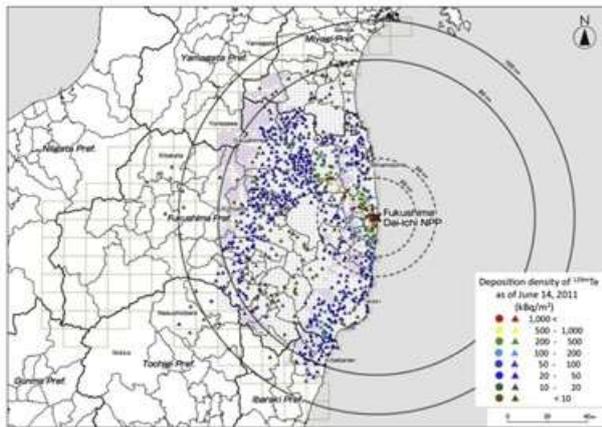


図 2.3-6 ^{129m}Te の土壌沈着分布[III.2.3-3]

地表面沈着データは移流拡散モデルのグリッドメッシュに合うように補間した。詳細な計算手順と式を以下に説明する。

a) まず、WRF によって計算された計測領域の気流データを移流拡散モデルに入力する。次に放出量推定期間 (100 時間) の各時間において仮想放出量 (1.0×10^{15} Bq) を想定し、特定の 1 時間に仮想放出があったと想定した場合の移流・拡散計算を気象場計算期間の最後まで (最長で 120 時間、最短で 20 時間) 行なって、100 時間分の沈着量の平面分布を求める。この計算を放出量推定期間の全時間について繰り返し実施する。

b) a) で説明した計算手順を T 時間の放出量推定期間で 1 時間ごとに繰り返し、調査領域 (D_n) の沈着パターンを式 (6) で決定する。推定沈着パターン (D_E) は、式 (7) を用いて計算される。

$$D_n = \begin{pmatrix} u_{11} & \cdots & u_{1001} \\ \vdots & \ddots & \vdots \\ u_{1100} & \cdots & u_{100100} \end{pmatrix} \quad (6)$$

$$D_E = a_1 D_1 + a_2 D_2 + \cdots + a_T D_T \quad (7)$$

ここで、 u (Bq/m²) は地域の沈着パターンの空間要素を指し、 a は各時間の重み係数である。したがって、 a_n は、時間 n での参照活動に対する推定放出活動の比率 (1.0×10^{15} Bq) 示している。時間 E_n (Bq/h) での放射能放出率は次のように計算される。ただし、重み係数の合計は 1.0 でないので、 E_n は各時間の放出量に一致する。

$$E_n = a_n \times 1.0 \times 10^{15} \quad (8)$$

評価関数 A は、式 (9) に示すように、実際の沈着量 (D_0) と推定沈着量 (D_E) の差の最小二乗法の合計である。最後に、評価関数 A を最小化するために、非線形最適解探索によって毎回重み係数 a_n が決定される。

$$A = \sum_{l=1}^T \sum_{m=1}^T (D_{0lm} - D_{E1m})^2 \quad (9)$$

ここで、 l と m は、行列式の行と列を示している。

同手法は、放出期間が概ね 100hr を超えると収束計算に問題が生じる。このため、事故初期の短期間に放出が集中する ^{129m}Te には適用可能であるが、それを超えて放出が続く ¹³¹I や ¹³⁷Cs の放出には適用できない。

2.3.4 解析結果[III.2.3-23]

代表的な放出開始時点で仮想放出を想定した場合の最終沈着分布を図 2.3-7 に示す。計算された ^{129m}Te ソースタームを図 2.3-8 に、それらと関連付けた主要な原子炉側事象を表 2.3-2 に、 α, β, γ の意味を表 2.3-3 に示す。

① の放出 (2011 年 3/11 18:00~21:00) は、1 号機において直流電源喪失により非常用復水器 (IC) 弁の開操作ができなくなった直後であり、燃料被覆管の初期酸化が起きた時間帯である。IAE が計算した 1 号機の燃料温度上昇の時間帯と一致している[III.2.3-24]。① の放出は、図 2.3-7 から、FDNPS 南側の海岸線に沿った沈着量の増加から予測されたものである。なお、この時刻に放出された ^{129m}Te は、気象モデルのグリッド範囲を超えてしまったため、太平洋上での転回の寄与が無い。

表 2.3-2 Te 放出と号機別イベントとの関係

記号	時間帯	号機、放出パターン(表3参照)
①	3/11 18:00 - 21:00	1号機、α
②	3/12 02:00 - 05:00	1号機、β
③	3/12 13:00 - 16:00	1号機、β + γ
④	3/13 04:00 - 08:00	3号機、α
⑤	3/14 01:00 - 04:00	1号機、α
⑥	3/14 10:00 - 15:00	3号機、β + γ
⑦	3/14 19:00 - 20:00	2号機、α
⑧	3/15 06:00 - 08:00	3号機、β + γ
⑨	3/15 10:00 - 12:00	2号機、β + γ
⑩	3/15 17:00 - 18:00	2号機、β + γ
⑪	3/16 06:00 - 08:00	3号機、β + γ
⑫	3/16 09:00 - 12:00	2号機、β + γ

表 2.3-3 Te 放出に係る 3 つのパターン

放出パターン	放出機構
α	初期燃料温度上昇によるZr被覆管の完全酸化による放出
β	注水再開時のZrクラッドの完全酸化による放出
γ	PCV上部フランジ漏洩またはPCVベント時の直接放出または再浮遊

②の放出(2011年3/12 02:00~05:00)は、1号機において消防自動車によって最初に再注水が行われた時間帯であり、Zr被覆管の酸化により、取込まれていたTeが放出されたためと考えられる。図III.2.3-7から、この放出は、FDNPS南側の海岸線に沿った沈着量の増加及び北側の海岸線及び内陸部の僅かな増加から予測された。

③の放出(2011年3/12 13:00~16:00)も基本的に②と同じであるが、消防自動車による注水のほとんどが途中の枝配管を介して漏洩し[III.2.3-10]、炉心側の水蒸気発生量低下に伴いRPV内の圧力が低下した。これにより、注水された一部が炉内に運ばれてZr被覆管の未酸化部分が酸化されたためと考えられる。

④の放出(2011年3/13 04:00~08:00)は、3号機において消防注水を行うためにHPCIを手動停止させたが消防注水に失敗した直後であり、燃料被覆管の初期酸化が起きた時間帯である。放出量は本検討において最大となった。また、IAEが計算した3号機の燃料温度上昇の時間帯とも一致している[III.2.3-24]。図2.3-7から、この放出は、FDNPS北側の海岸線に沿った沈着量の増加及び内陸部全体の僅かな増加から予測されたことがわかる。

⑤の放出(2011年3/14 01:00~04:00)は、1号機で注水が停止したことにより燃料温度が再上昇し、残っていた未酸化Zrが酸化したためと考えられる。

⑥の放出(2011年3/15 10:00~15:00)は、消防自動車からの注水があったにもかかわらず、枝配管への漏洩のために炉心への注水は限られた結果、炉心水位低下と温度上昇によるZr被覆管の酸化と水素発生が起き、同時にTeが放出されたためと考えられる。また、3月14日11:01に3号機で水素爆発が起きた際、消防自動車から炉心までの仮設注水配管が爆風で破損し、PCVが一時的に減圧された際にPCV内に存在していた^{129m}Teが放出された可能性もある。その結果、放出⑥の時間帯の幅が広がったと考えられる。

⑦の放出(2011年3/14 19:00~20:00)は、2号機において消防注水を開始するため、RPVの圧力を手動低下させ、炉心水位も低下した直後に相当する。2号機の炉心温度が上昇し、Zr被覆管の大規模な初期酸化が起きたためと考えられる。IAEが計算した2号機の燃料温度上昇の時間帯とほぼ一致している[III.2.3-25]。

⑧の放出(2011年3/15 06:00~08:00)は、同日02:30から消防自動車による注水を再開した3号機で水が実際に最初に炉心に到達し、Zr被覆管が酸化したためと考えられる。放出⑧の^{129m}Te放出時に3号機で生成した水素の一部は、SGTS配管を介して4号機に運ばれ、3/15 06:14に発生した4号機水素爆発の主な原因になった可能性が高い。これまでの検討[III.2.3-26]では、3号機で生成した水素が徐々に4号機に運ばれたとされてきたが、上述のように水素爆発の直前にまとまった水素が発生したと考える方がより現実的と考える。

⑨の放出(2011年3/15 10:00~12:00)、⑩の放出(2011年3/15 17:00~18:00)、及び⑫の放出(2011年3/16 09:00~12:00)は、PCV減圧に伴う2号機からの放出と考えられる。⑪の放出(2011年3/16 06:00~08:00)は、PCV減圧に伴う3号機からの放出と考えられる。

2.3.5 考察

(1) WSPEEDI 逆算との比較

本手法で計算された^{129m}Teの放出率と、WSPEEDI逆算が予測した¹³¹I及び¹³⁷Csの放出率の比較を図2.3-9に示す。Teの揮発性はヨウ素とCsのそれと同じくらい高い。このため、燃料からのヨウ素とCsの放出率は燃料温度に比例して増加することから、表2.3-3に示した3つのTe放出パターンのうち、β以外のαとγの放出パターンはヨウ素とCsでも生じるはずである。従って、WSPEEDI逆算では陸風のために予測されな

かったが、 ^{129m}Te 放出が予測された 2011 年 3/11 夕方①、3/12 早朝②、3/13 早朝④、3/14 早朝⑤にも、ヨウ素と Cs の放出が増加していたと考えられる。

逆に、 ^{129m}Te では放出がなく、WSPEEDI 逆算が予測した 2011 年 3/15 22:00 頃のヨウ素の最大放出は、2 号機の PCV 減圧中に起き、ガス状ヨウ素 (CH_3I) の割合が上昇していた[III.2.3-27]。2 号機では CH_3I が存在するウェットウェル(W/W)のベントが一度も成功しなかったことから、真空破壊弁作動と PCV 上部フランジを介した放出と考えられる。なお、WSPEEDI 逆算では ^{137}Cs 放出量も増加しているが、 ^{137}Cs は粒子状であり、 ^{129m}Te と同様に ^{137}Cs の放出増加はほとんど無かった可能性が高い。

(2) $^{129m}\text{Te}/^{137}\text{Cs}$ 比及び ^{129m}Te と ^{110m}Ag の沈着分布

$^{129m}\text{Te}/^{137}\text{Cs}$ 比は、斎藤[III.2.3-3]及び Dickson[III.2.3-28]によると、1 号機の SSW 側において高く、また ^{129m}Te と ^{110m}Ag が似たような土壌沈着分布となっている。当時の風向から、3/14~3/16 で SSW 側地域に風が吹いていたのは 3/15 02:00 頃から 3/15 10:00 頃までであり、3/15 02:30 の 3 号機の再冠水時の放出がこれに相当する。

$^{129m}\text{Te}/^{137}\text{Cs}$ 比が高い理由は、 ^{129m}Te が 3 号機の再冠水時に被覆管酸化に伴って被覆管から放出されたのに対し、温度に依存し被覆管への取込が限られている ^{137}Cs は、被覆管からの放出がほとんど起きなかったこと、及び当該期間の放出が 3/15 02:30 に限られていて他の大規模放出と重ならなかったことで説明できる。

^{129m}Te と ^{110m}Ag が似たような分布になった理由は、燃料被覆管内における Te の化学形は、化学平衡計算から、 SnTe または Ag_2Te となっていること、3 号機は MOX 燃料を装荷しており、 UO_2 燃料に比べて ^{109}Ag (^{110m}Ag は ^{109}Ag に中性子が当たって生成) の核分裂収率が約 10 倍であったために Ag_2Te の化学形となっていた割合が高かったことで説明できる。

2.3.6 まとめ

本検討で得られた ^{129m}Te ソースタームは、福島第一原発事故時の原子炉側事象から説明でき、予測された ^{129m}Te 放出時間帯は以下の 3 つの放出パターン、1) 燃料の初期温度上昇時、2) 消防注水再開による Zr 被覆管完全酸化時 (Te 固有)、3) 格納容器減圧時または原子炉建屋損壊時、でほぼ説明ができた。

仮想放出回帰推定法は、 ^{29m}Te 総放出量を ^{137}Cs 総放出量よりやや低く予測して定性的な揮発性と合致していること、花粉飛散解析等においても実績があることから、予測精度はかなり高いと考えられる。従って、WSPEEDI 逆算が、陸風のために予測しなかった 3/11 夕方、3/12 早朝、3/13 早朝、3/14 早朝にも、ヨウ素と Cs の環境中放出量は増加した可能性が高い。今後は、放出経路 (炉内核計装、主蒸気配管フランジ、SGTS 配管)、放出量、化学形の詳細、及びヨウ素と Cs 放出との関係について検討する。

【新潟大学 日高 昭秀】

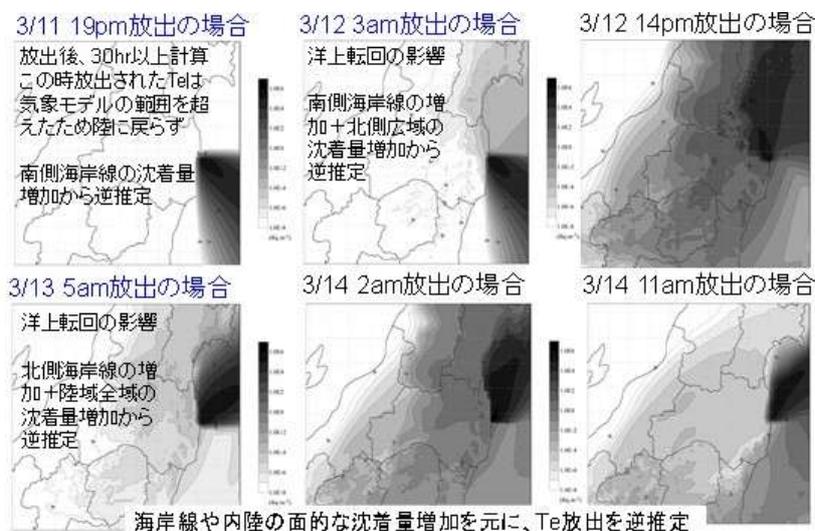


図 2.3-7 ある時刻に 10^{15}Bq/hr 放出を仮定した場合の 30hr 後の沈着分布

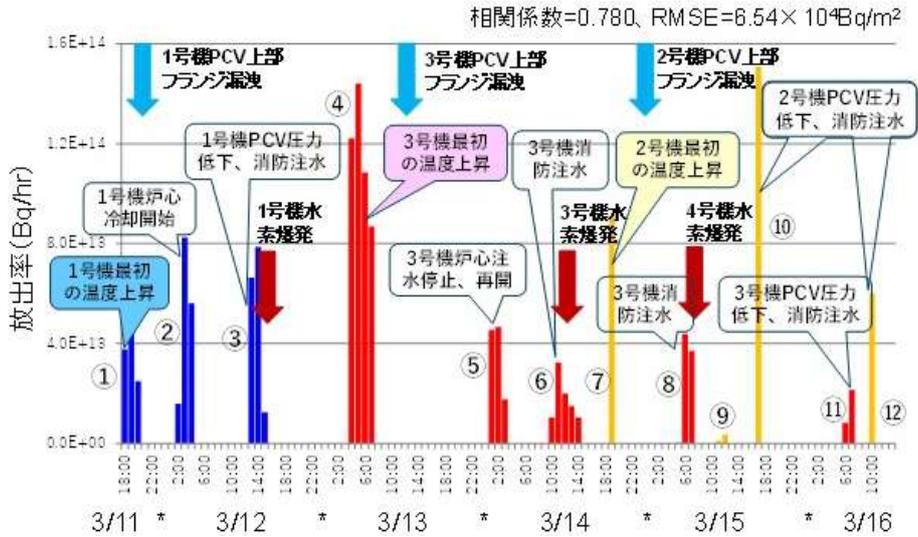


図 2.3-8 仮想放出回帰推定法が予測した ^{129m}Te 放出

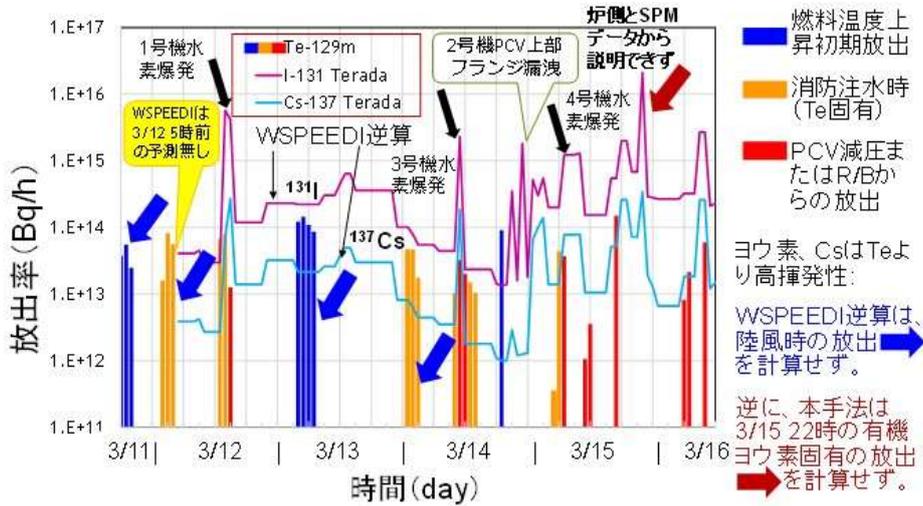


図 2.3-9 仮想放出回帰推定法と WSPEEDI 逆算との比較

[第III.2.3節 参考文献]

- [III.2.1-1] UNSCEAR., “Levels and effects of radiation exposure due to the nuclear accident after the 2011 great east-Japan earthquake and tsunami,” UNSCEAR 2013 Report. Annex A, (2014).
- [III.2.1-2] MEXT, 2012. Report on Construction of Maps Indicating Air Dose Rate Distribution, Etc. <http://radioactivity.nsr.go.jp/ja/contents/6000/5235/view.html> (accessed 2021.12.27) (in Japanese).
- [III.2.1-3] Saito K, et al., J Environ Radioact., 139, 308 (2015); <http://creativecommons.org/licenses/by-nc-sa/3.0/>.
- [III.2.1-4] OECD/NEA, Committee on the Safety of Nuclear Installations. Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (BSAF Project) Phase 1 Summary Report. (NEA/CSNI/R (2015)18).
- [III.2.1-5] Hidaka A, et al., “Enhancement of hydrogen generation, radionuclides release at time of resumption of water injection after cooling interruption for several hours Fukushima Daiichi NPP accident,” May 24-26, 2019, FDR2019-1056, J-Village, Naraha, Fukushima, Japan.
- [III.2.1-6] Chino M, et al., 2011, J. Nucl. Sci. Technol., 48-7,1129-1134, <https://doi.org/10.1080/18811248.2011.971179>.
- [III.2.1-7] Terada H, et al., 2020, Environ. Radioact. 213, <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2019.10614>.
- [III.2.1-8] Takahashi S, et al., 2019, Nucl. Technol., 205-5, 646-654.
- [III.2.1-9] Collins J. et al., 1987, Nucl. Technol. 77-1, 18-31, <https://doi.org/10.13182/NT87-A33948>.
- [III.2.1-10] Naitoh M, et al., “Accident analysis of Fukushima Daiichi NPP Unit-1 with SAMPSON code,” The 10th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-10), NUTHOS10-1265, Okinawa, December 14-18, 2014.
- [III.2.1-11] Hidaka A, et al., 1989, JAERI-M 89-213.
- [III.2.1-12] Sepold, L. et al., 2006, Nucl. Technol., 154, 107-116, <https://doi.org/10.13182/NT06-A3721>.
- [III.2.1-13] TEPCO, Inc. Investigation Committee on the Accident at the Fukushima Nuclear Power Stations, Final Report, Attachments①, July 23, 2012, [Internet] Available from <http://www.cas.go.jp/jp/seisaku/icanps/eng/final-report.html>
- [III.2.1-14] TEPCO, “Final report of the investigation and inspection committee on the accident at Fukushima Nuclear Power Stations of Tokyo Electric Power Company,” Nov. 26, 2015, Available from; <http://www.cas.go.jp/jp/seisaku/icanps/post-2.html>. Japanese.
- [III.2.1-15] TEPCO, <http://www.nsr.go.jp/data/000292309.pdf>
- [III.2.1-16] Skamarock, et al., 2008, A description of the advanced research WRF version 3. Technical Note, NCAR/TN - 475+STR (125 pp.). Natl. Cent. for Atmos. Res., Boulder, CO.
- [III.2.1-17] Kawashima S, et al., 1995, Grana., 34, 142, <https://doi.org/10.1080/00173139509430003>.
- [III.2.1-18] Kawashima S, et al., 1999, Grana., 38, 316.
- [III.2.1-19] Morino Y, et al, 2011, Geophysical Re. Letters.,38, L00G11.
- [III.2.1-20] Baklanov A, et al., 2001, Phys. Chem. Earth B, 26, 787, [https://doi.org/10.1016/S1464-1909\(01\)00087-9](https://doi.org/10.1016/S1464-1909(01)00087-9).
- [III.2.1-21] <https://www.jma.go.jp/jma/en/Activities/nwp.html>, last access: 26 June, 2022.
- [III.2.1-22] <https://rda.ucar.edu/datasets/ds083.2>, last access: 26 June, 2022.
- [III.2.1-23] Hidaka A, et al., 2023, J Nucl. Sci. Technol, 60-7, 743 -758, <https://doi.org/10.1080/00223131.2022.2142311>.
- [III.2.1-24] Pellegrini M, et al., “Three Weeks Analysis of the Fukushima Daiichi Unit 3 NPP by the SAMPSON Code,” 12th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-12), Qingdao, China, October 14-18, 2018.
- [III.2.1-25] Kino C, et al., “Three Weeks Analysis of the

Fukushima Daiichi Unit 2 NPP by the
SAMPSON Code,” 12th International Topical
Meeting on Nuclear Reactor Thermal-
Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-
12), Qingdao, China, October 14-18, 2018.
[III.2.1-26]Ishikawa M, Springer Japan 2015, DOI

10.1007/978-4-431-55543-8_2.
[III.2.1-27]Katata G et al., 2014, Atmos. Chem. Phys., 15,
1029, [https://doi.org/10.5194/acp-15-1029-
2015](https://doi.org/10.5194/acp-15-1029-2015).
[III.2.1-28]Dickson R. et al., 2019, J Environ
Radioact.204:49–65.

2.4 MELCOR 解析と環境放出 FP 測定値に基づく事故分析

(1) MP での線量測定値の起回事象の分析

BWR Mark I 型福島第一原子力発電所 1-3 号機の事故時の原子炉圧力容器 (RPV)、ドライウェル (D/W)、サプレッションチェンバー (S/C) の圧力変化から発生事象が推測され、FP 放出に対応する敷地内モニタリングポスト (MP) での線量率測定値 [III.2.4-1] のピークがどの号機の事象によるものかを図 2.4-1 に示すように分析された [III.2.4-2]。(1) 1 号機における 3/12:45 以前の RPV 破損および格納容器 (PCV) 上部破損による FP 放出。なお、(1) 以前の早期の線量率プラトーは、FP 放出によるものではなく、原子炉建屋 (R/B) からの放射線によるものと考えられる。(2) 1 号機における 3/12 10:17 ウェットウェル (W/W) ベントによる FP 放出。(3) 圧力変化から推測される 1 号機における 3/12 14:00 PCV 下部破損、3/12 14:30 W/W ベントによる FP 放出。(4) 1 号機における 3/12 15:36 水素爆発による FP 放出。(5) 1 号機における 3/12 19:04 海水注水に伴う蒸気発生による FP 放出。(6) 3 号機における 3/13 9:00 RPV 破損、3/13 9:20 W/W ベントによる FP 放出。(7) 3 号機における 3/13 13:12 海水注水、3/13 12:30 W/W ベントによる FP 放出。(8) 3 号機における 3/14 3:20 海水注水に伴う蒸気発生による FP 放出。(9) 3 号機における 3/14 3:20-11:01 海水注水後の PCV 圧力変化による FP 放出。(10) 2 号機における 3/14 21:20 逃し安全弁 (SRV) 開による FP 放出。(11) 2 号機における 3/15 2:00 RPV 破損による FP 放出。(12) 圧力変化から推測される 2 号機における 3/15 7:20 D/W 下部破損による FP 放出。(13) 3 号機における 3/15 21:30 W/W ベントによる FP 放出。(14) 圧力変化から推測される 3 号機における 3/16 9:00 D/W 下部からの液相漏洩、それに続くペDESTAL 水の減圧沸騰による FP 放出。(15) 3 号機における 3/19 0:30 使用済み燃料プール (SFP) への注水開始、一部がシールドプラグから原子炉ウェル (R/W) に蓄水、フランジから D/W へ流入して蒸気発生・圧力上昇による FP 放出。(16) 3 号機における 3/21 からの注水量低下に伴う D/W 温度上昇による FP 放出。[17] 1 号機における 3/21-3/23 注水量低下時の 3/22 6:00 燃料デブリの下

部プレナムへの落下に伴う RPV 圧力変化による FP 放出。[18] 1 号機における 3/23 注水量増加時の 3/23 11:00 燃料デブリの下部プレナムへの落下に伴う RPV 圧力変化による FP 放出。[19] 2 号機における 3/25 注水量増加時の燃料デブリのペDESTAL への落下に伴う D/W 圧力変化による FP 放出。[20] 1 号機における 3/29 0:00 燃料デブリの下部プレナムとペDESTAL への落下に伴う RPV、D/W 圧力変化による FP 放出。ここで、(番号)の事象は、解析コードによる解析の境界条件と事象予測によって模擬することが可能であるが、[番号]の事象は、突発的なデブリ挙動によって発生するため、解析コードを使用して模擬することは困難と思われる。

(2) MELCOR 解析による環境放出測定値の再現

事故進展に伴う RPV 圧力、D/W 圧力、S/C 圧力の変化と注水量の変化の計測値 [III.2.4-1] を図 2.4-2 に示す。事故時の計測値から炉心溶融の時刻を確認することはできない。炉心損傷過程に沿って RPV 圧力が PCV 圧力まで低下したとき、RPV が破損し、デブリがペDESTAL へ落下したと見なせる。シビアアクシデント (SA) 解析の課題の 1 つは、燃料デブリの挙動を模擬することである。本解析では RPV 破損の再現を目標とする。福島第一原子力発電所事故では、水素爆発が原子炉建屋を吹き飛ばすほど大きく発生し、衝撃的な出来事であったが、PCV 内で進行する燃料デブリの損傷には影響しないと考えられる。解析により RPV 破損時刻を正確に模擬できれば、デブリ挙動を中心に決まる事故進展を再現できる可能性がある。また、水素爆発の発生時刻は事故進展の目安となるので、再現を試みるべきと考える。さらに、事故の収束判定や環境中への FP 放出量を評価し、計測値と比較するべきである。しかし、事故時の計測値 [III.2.4-1] だけでは事故の全体像を把握するには不十分であるので、MELCOR 2.2.9541 コード [III.2.4-3, 4] を使用した SA 解析を行って得られた情報から、事故時の少ない計測値 [III.2.4-1] を補完して事故の全容を把握することを目的とする解析を実施した [III.2.4-5]。解析時間は地震発生 1 分後の 2011/3/11 14:47 原子炉スクラムから 3/31 24:00 までとした。

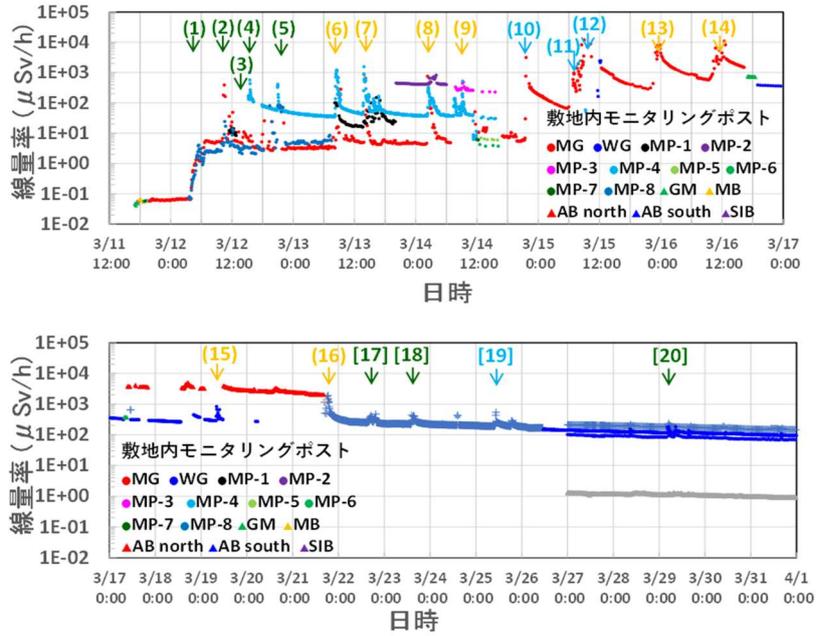


図2.4-1 福島第一原子力発電所事故時のモニタリングポスト線量率計測値と発生事象との対応[III.2.4-2]

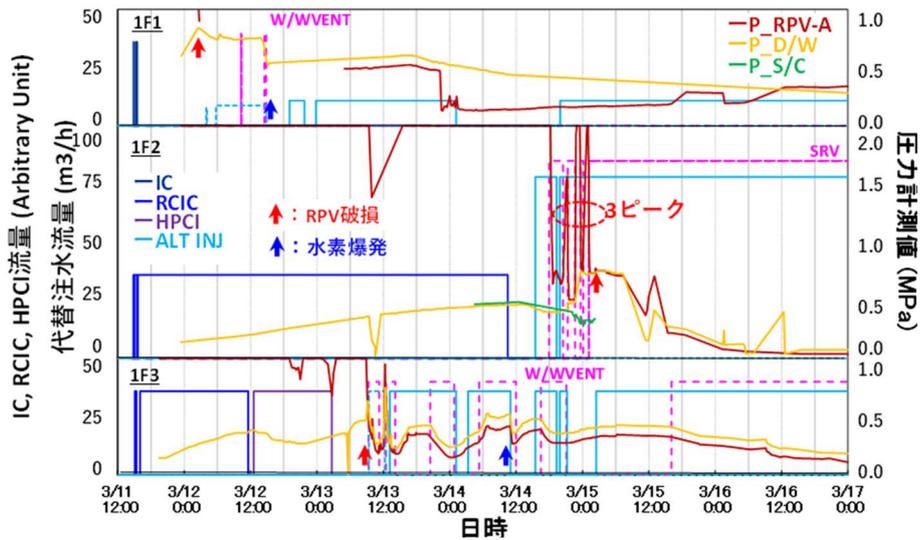


図2.4-2 福島第一原子力発電所1-3号機事故時の炉心注水とRPV、D/W、S/C圧力変化[III.2.4-5]

1号機について、非常用復水器（IC）流量を調整して、RPV破損の推定時間を再現した。公表されている代替注水流量[III.2.4-1]を使用した。2号機について、津波によるトラス室への浸水、原子炉隔離時冷却系（RCIC）流量、代替注水流量、圧力変化から推測される3/14 12:00 W/W破損からの液相漏洩量を調整し、RPV破損推定時刻と炉心損傷過程におけるSRV開閉によるRPV圧力を再現した。これらの4つの調整パラメータを選択することは、現象を再現するために必ずしも最適ではなく、より正確な選択が可能であると考える。ここで、代替注水開始後にRPV破損したた

め、3/14 18:00の自動減圧系（ADS）開により炉心圧力低下、減圧沸騰、蒸気発生により燃料温度が冷却されて、Zrの酸化反応が抑制されたと想定して、公表されている代替注水流量[III.2.4-1]をZrの過剰な酸化反応を引き起こさないように調整した。3号機については、RCIC流量と高圧注水系（HPCI）流量を調整して、RPV破損の推定時間を再現した。RPV破損は代替注水開始前であり、公表されている代替注水流量[III.2.4-1]を使用した。

RPV圧力とPCV圧力の解析結果を図2.4-3に示す。計算値は観測値とほぼ一致した。2号機では、計測さ

れたRPV圧力の3つのピークとRPV破損時刻を再現した。RPV破損の時刻は、1号機が3/12 2:45以前、2号機が3/15 2:00、3号機が3/13 9:00であった。水素爆発は、1号機R/Bで3/12 15:36に発生し、2号機では発生せず、3号機R/Bで3/14 11:01に発生した。事故が

安定するのは、1号機では2011年4月末以降、2号機では2011年8月末まで、3号機では2011年8月末以降であり、計算終了時の2011/3/31 24:00までにどの号機でも事故は安定していないと予測され、測定されたプラントデータと一致した。

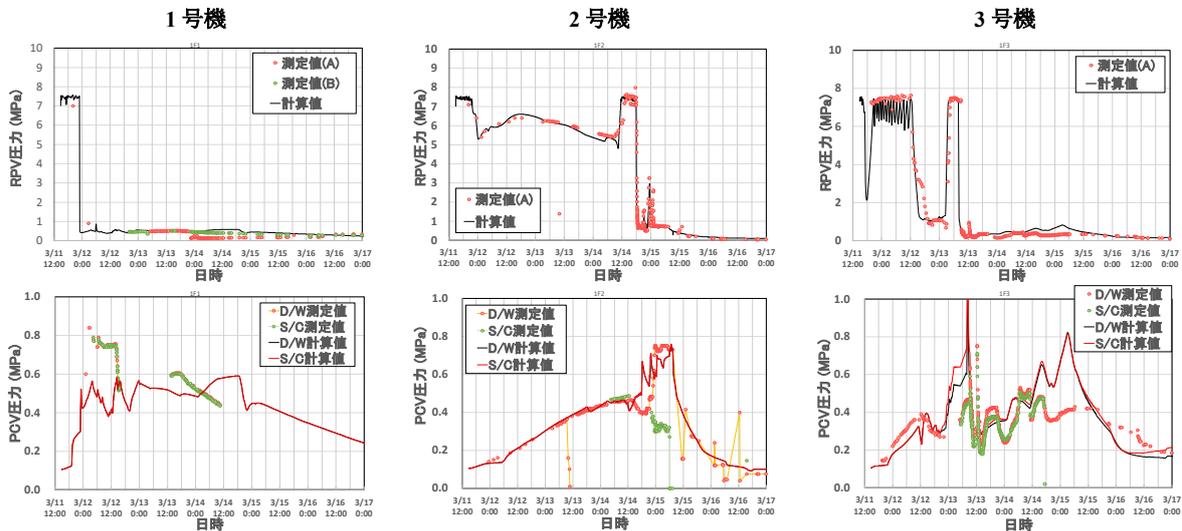


図2.4.3 福島第一原子力発電所1-3号機事故のRPV、D/W、S/C圧力解析結果 [III.2.4-5]

事故進展に伴って発生した事象により、FPが環境中に放出された。主要なFPであるセシウムの環境放出を図2.4.4に示す。解析結果は、境界条件と事故進展により発生した(番号)の事象については、図2.4-1に示した敷地内MPで測定された線量率ピークの時刻をよく再現した。しかし、デブリの急激な挙動変化に起因する[番号]の事象は、MELCORコードによる今回の解析では予測できなかった。また、FP放出(14)と(15)を再現

するための境界条件は複雑なため設定しなかった。FP放出(10)は、2号機で3/14 21:20にSRVが開いたことで発生したと推定されるが、3/14 16:30-21:04に3号機のW/Wベントが作動したことでFPが放出された可能性もある。このFP放出がどのように発生したかは、今後、他の知見も踏まえて検討する。

【電中研 氷見 正司】

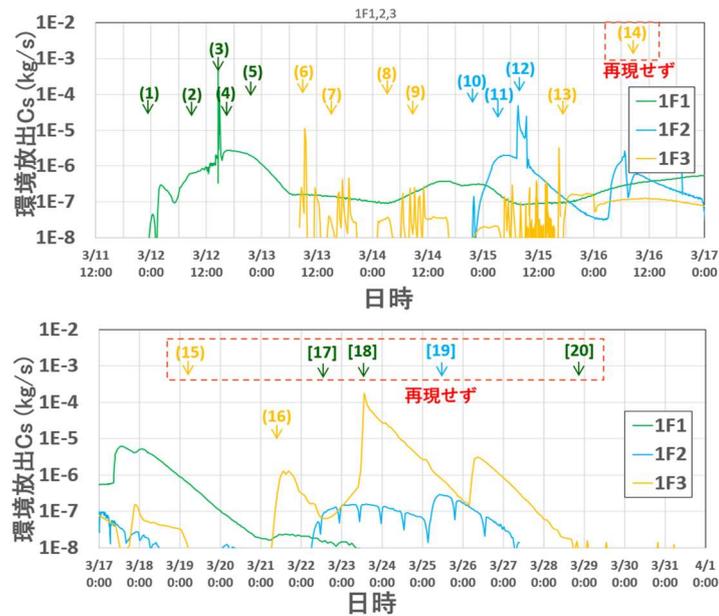


図2.4-4 福島第一原子力発電所1-3号機事故の環境放出セシウム解析結果 [III.2.4-5]

[第III.2.4節 参考文献]

[III.2.4-1] 東京電力ホールディングス株式会社;“福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第6回進捗報告”, 2022年11月10日.

[III.2.4-2] 原子力災害対策本部;“原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書—東京電力福島原子力発電所の事故について—”, 2011年6月.

[III.2.4-3] MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 1: Primer and Users' Guide, Version 2.2.9541 2017,” SAND2017-0455 O R, Sandia National Laboratories, January 2017.

[III.2.4-4] MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 2: Reference Manual, Version 2.2.9541 2017,” SAND2017-0876 O R, Sandia National Laboratories, January 2017.

[III.2.4-5] Himi M., Nakamura K., Nishimura S. and Nagasaka H.; “Analyses of accident progression behavior and simulation of FP release into the environment using MELCOR code for the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units 1 to 3,” Proceedings of the 11th ERMSAR, Stockholm, Sweden, May 13-16, 2024.

2.5 MPで測定されたピークに起因する事象

第Ⅲ.2.1節で紹介したモニタリングポスト(以下MPと略す)における空気中の測定値と、第Ⅲ.2.2節で紹介された WSPEEDI の解析による Cs-137 のピーク [Ⅲ.2.2-6] との比較を、図 2.5-1 に示す。図中に、主なピークの番号を示した。第Ⅲ.2.2節では、ソースタームの推定として主な放射性プルームの発生事象、流れ方向、沈着機構などが紹介されている。また、文献 [Ⅲ.2.2-4]の図 5 には、WSPEEDI の解析で得られた Cs-137 のピークに対応するイベントがまとめられている。第Ⅲ.2.3節では、仮想放出回帰法により Te-129m のソースタームを解析し、得られたピークを事故進展事象で説明している。なお、ヨウ素と Cs は Te と同様に揮発性であることから、ピーク(2)以外は Te 放出と同じとしている。第Ⅲ.2.4節では、MP ピークの起因事象の推定 [Ⅲ.2.4-2]に対する MELCOR による再現結果が示している。MP ピークの(1)～(13)と(16)は再現できたが、デブリの急激な挙動変化に基づくピーク(14), (15), (17)～(20)は予測できていない。

表 2.5-1 に、第 2.1 節で紹介した MP ピーク(1)～(26)に対する起因事象のまとめを示す。ピーク M(1)～(20)の起因事象は第 2.4 節の MELCOR 解析結果に基づき、ピーク W(1)～(70)の起因事象は第Ⅲ.2.2 節の WSPEEDI の解析結果に基づいている。また、ピーク W(1)～(12)の起因事象は、第Ⅲ.2.3 節の仮想放出回帰

推定法に基づいている。そして、ピークの起因事象の説明は、WSPEEDI は“W”で、仮想放出回帰法は“A”で、MELCOR は“M”で示した。ここで、各ピーク間の対応は、起因事象の発生時刻で合わせた。なお、MELCOR で対象とした MP 測定値のピーク数は 20 で、第Ⅲ.2.1 節で示した MP 測定値のピーク数は 26 なので、MELCOR で対象としたピークは第 2.1 節で示した MP 測定値のピークを合わせたものとした。また、WPEEDI と仮想放出回帰法で求めた放出時間には幅があるので、表 2.5-1 に示した日時は解析幅の中央値とした。また、起因事象は、1号機は赤、2号機は緑、3号機は青で示した。

表 2.5-1 に示すように、MP で観察されたピークの(15)、及び WSPEEDI で解析されたピーク(2), (12), (19), (21), (25), (34), (38), (39), (47), (49), (51)～(53), (55), (57), (58), (63), (65), (67)～(70)の起因事象は不明である。これらは、MELCOR 解析で示されたように、デブリ挙動に関連している可能性が高い。燃料デブリ内には、第Ⅱ.1.1 節に示したように、事故後 20 年には Cs-137, Pm-147, Eu-154, Sr-90 などが 1 PBq/core 以上残っている可能性が高い。今後、デブリ挙動と FP 放出の関連について更に検討していく。

【八戸工業大学 唐澤 英年】

表 2.5-1 モニタリングポスト測定値のピーク発生起因事象

ピーク	M	日時	場所	ピーク		日時	ピーク発生の起因事象 (推定も含む)
				W	A		
					1	3/11 19:30	A;燃料温度上昇による Zr 被覆管の初期酸化 A;注水再開時の Zr クラッドの完全酸化
1		3/12 4:23	正門付近		2	3/12 3:30	M;R/B からの放射線
2	1	3/12 5:30	MP-8	1		3/12 7:00	U1;トップフランジリーク(6:00~8:00)
3		3/12 5:20	正門付近				W;D/W 圧力高
							3/12 9:30
4	2	3/12 10:30	正門付近	3		3/12 12:00	M;W/W ベント(10:17)
		3/12 10:35	MP-8				
5	3	3/12 12:10	正門付近				
			MP-8				
6		3/12 13:20	正門付近		3		A;Zr クラッドの完全酸化+リークまたはベント時の直接放出または再浮遊

		3/12 14:20	正門付近	4		3/12 14:30	M;PCV 下部破損(14:00) M/W;W/W ベント(14:30)
7	4	3/12 15:19	MP-4	5		3/12 15:30	M/W;水素爆発(15:36)
		3/12 15:29	MP-4				
8	5	3/12 18:20	正門付近	6		3/12 19:00	M;海水注入による蒸気発生(19:04)*
		3/12 19:50	MP-8				
		3/12 21:00	MP-4				
9		3/12 21:30	MP-8				
		3/12 21:50	MP-8				
		3/12 22:10	正門付近	7		3/13 1:00	
10	6	3/13 8:27	MP-4	8	4	3/13 6:30	A;燃料温度上昇による Zr 被覆管の初期酸化 W;D/W 圧力高 M;RPV 破損(9:00)
		3/13 8:33	MP-4				
		3/13 8:51	MP-4				
		3/13 9:14	MP-4	9		3/13 10:30	M/W;W/W ベント(9:20or9)
		3/13 9:20	正門付近				
11	7			10		3/13 12:30	M/W;W/W ベント(12:30)
		3/13 13:52	MP-4	11		3/13 14:00	
		3/13 14:02	MP-4				
		3/13 14:10	MP-4				
		3/13 14:20	正門付近				
12		3/13 14:42	MP-4				
				12		3/13 19:00	
				13	5	3/14 0:30	A;温度再上昇による Zr 被覆管の完全酸化
13	8	3/14 2:20	正門付近	14		3/14 2:30	
				15		3/14 5:00	M;海水注入による蒸気発生(3:20)* W;W/W ベント(5:20)
14	9			16	6	3/14 9:00	W;水素爆発(11:01)
		3/14 11:37	正門付近	17		3/14 11:30	M;海水注入後の圧力変化(3:20~11:01)*

				18		3/14 15:00	A;Zr クラッドの完全酸化+リークまたはベント時の直接放出または再浮遊
15		3/14 18:40	正門付近	19		3/14 18:30	
				20	7	3/14 19:30	A;温度上昇による Zr 被覆管の初期酸化
				21		3/14 20:30	
16	10	3/14 21:37	正門付近	22		3/14 21:30	M;W;SRV 開(21:20)
				23		3/14 22:30	
				24		3/14 23:30	W;SRV 開(23:25)
				25		3/15 0:30	
				26		3/15 1:30	W;SRV 開(1:02)
17	11			27		3/15 2:30	M;RPV 破損(2:00)
		3/15 3:10	正門付近	28		3/15 3:30	
18	12	3/15 6:50	正門付近	29	8	3/15 5:30	A;Zr クラッドの完全酸化+リークまたはベント時の直接放出または再浮遊
		3/15 7:00	正門付近	30		3/15 8:30	M;D/W 下部破損(7:20)*
		3/15 7:38	正門付近				W;D/W 圧力急低下(7:00-11:00)
		3/15 7:50	正門付近				
3/15 8:25	正門付近						
19		3/15 9:00	正門付近				
		3/15 10:15	正門付近	31	9	3/15 10:30	A;Zr クラッドの完全酸化+リークまたはベント時の直接放出または再浮遊
20		3/15 14:50	正門付近	32		3/15 13:30	
				33	10		W;W/W ベント(16:05)
						3/15 17:00	W;D/W 圧力低下(16:00-1:00)
							W;D/W 圧力低下(16:00-1:00)
							A;Zr クラッドの完全酸化+リークまたはベント時の直接放出または再浮遊
				34		3/15 19:00	
				35		3/15 21:00	M;W/W ベント(21:30)*
				36		3/15 22:30	
21	13	3/15 23:10	正門付近	37		3/15 23:30	
		3/15 23:30	正門付近				
		3/15 23:55	正門付近				

				38		3/16 0:30	
				39		3/16 3:30	
22		3/16 6:40	正門付近	40	11	3/16 7:30	A;Zr クラッドの完全酸化+直接放出または再浮遊
	14	3/16 10:20	正門付近	41	12	3/16 10:00	M;D/W 下部からの液相漏洩(9:00)* M;ペDESTAL水減圧沸騰 W;D/W 圧力減少(9:00-12:00)
		3/16 10:45	正門付近				
23		3/16 11:00	正門付近	42		3/16 11:30	A;Zr クラッドの完全酸化+リークまたはベント時の直接放出または再浮遊
		3/16 11:30	正門付近				
24		3/16 12:30	正門付近	43		3/16 12:30	
				44		3/16 13:30	
				45		3/16 14:30	
25		3/16 16:20	正門付近	46		3/16 22:30	
				47		3/17 13:30	
				48		3/17 22:30	W;W/W ベント(21:30)
				49		3/18 2:30	
				50		3/18 6:30	W;W/W ベント(5:30)
				51		3/18 10:30	
				52		3/18 15:30	
				53		3/18 23:30	
	15			54		3/19 10:00	M;D/W で蒸気発生・圧力上昇
				55		3/20 0:30	
				56		3/20 15:00	W;W/W ベント(11:25)
				57		3/21 2:00	
				58		3/21 10:00	
				59		3/21 14:00	W;白/グレー煙(15:55)
26	16	3/21 18:00	正門付近	60		3/21 18:30	M;注水量低下による D/W 温度上昇*
		3/21 18:30	正門付近				
	17			61		3/22 10:00	M;燃料デブリ落下による RPV 圧力変化(6:00)

	18			62	3/23 11:30	M;燃料デブリの下部プレナムへの落下による RPV 圧力変化(11:00) W;白/グレー煙(16:20)
				63	3/24 12:00	
	19			64	3/25 17:30	M;燃料デブリのペDESTALへの落下による D/W 圧力変化
				65	3/27 10:30	
	20			66	3/29 3:30	M;燃料デブリの下部プレナムとペDESTALへの 落下による RPV,D/W 圧力変化(0:00)
				67	3/30 4:00	
				68	3/30 17:30	
				69	3/31 11:00	
				70	4/1 0:00	

*最新の研究では、起因事象として別の解釈がなされている

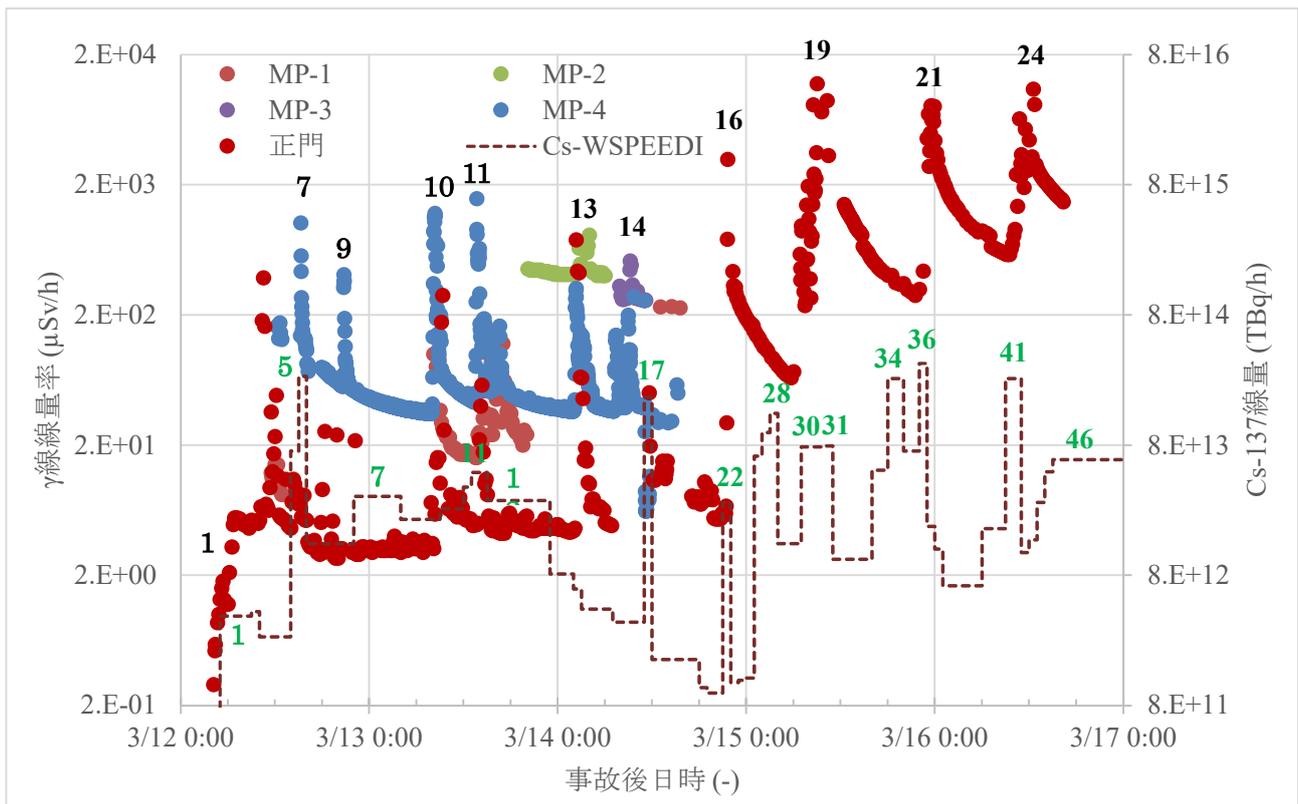


図2.5-1 モニタリングポスト測定値とWSPEEDI解析値

3. 現状評価されていないFP移行挙動

3.1 原子炉格納容器からの漏洩

3.1.1 電気配線貫通部及びフランジガasketでの漏洩試験

(財)原子力発電技術機構(当時)は、1987年から2002年まで原子炉格納容器の信頼性を実証する原子炉格納容器信頼性実証試験を実施した。原子炉格納容器信頼性実証試験の一環として、原子炉格納容器の電気配線貫通部及びハッチフランジの過酷事故条件下での漏洩試験とFPの捕集試験とを実施した[III.3.1-1, 2]。この漏洩試験の概要は、以下の通りである。

- 電気出力1GWeのBWRの電気配線貫通部を試験対象
- 実機に使用されている電気配線貫通部、及びフランジ直径1mの縮小モデル試験体を使用
- 過温・過圧条件下(230℃、0.8MPa)で試験
- フランジガasketには、放射線による劣化を考慮する必要がある場合は、800kGy照射、これはプラント寿命40年に対応
- 電気配線貫通部及びフランジガasketは、熱による劣化の影響を考慮するため、200℃環境下に1日程度放置

試験対象とするフランジと電気配線貫通部は、以下の通りである。表3.1-1及び表3.1-2に、軽水炉の典型的なフランジと電気配線貫通部の主な仕様を示す。

- フランジ
 - ドライウェルトトップフランジ
 - 機器ハッチフランジ
- 電気配線貫通部
 - 高圧モジュール
 - 低圧モジュール

図3.1-1及び図3.1-2に、高圧・低圧モジュール及びフランジガasket漏洩試験装置の概要を示す。漏洩試験装置の主な系統は、キャリアガス供給系(空気、蒸気)、排気系、試験部、及び制御系である。漏洩試験装置の主な仕様及び試験体の概要は、以下の通りである。

- 設計圧： 1MPa
- 設計温度： 400℃
- フランジガasket：
 - 直径： 機器ハッチフランジの1/3
ドライウェルトトップ
フランジの1/10
- 高圧モジュール：長さを3m→2.2m

- 低圧モジュール：実機と同一

漏洩試験では、設計圧の2倍程度となる0.8MPaを加圧し、温度上昇率は $\sim 0.5^{\circ}\text{C}/\text{min}$ とする。

図3.1-3及び図3.1-4に、低圧モジュール及びフランジガasketの漏洩試験における温度の時間変化を示す。漏洩開始温度は、以下の通りである。

- 高圧モジュール：400℃まで漏洩なし
- 低圧モジュール：266～324℃
- フランジガasket：276～349℃

温度が230℃までの試験結果を、表3.1-3に示す。設計条件下では、いずれの場合も漏洩は生じていないことが示されている。表3.1-4に、各モジュール及びフランジに、漏洩が発生した温度を示す。前述の通り、400℃までの温度範囲では、高圧モジュールでは漏洩は発生していない。この原因として、高圧モジュールの長さは試験体では2.2m(実機では3m)であり、低圧モジュールの0.6mと比較して長いので、原子炉格納容器内側の樹脂は破損したが、外側の樹脂は破損しなかったことによる[III.3.1-3]。

図3.1-5に、低圧モジュールの漏洩試験結果を、温度と圧力の関数として示す。図3.1-5には、米国サンディア国立研究所での実験結果[III.3.1-4]が追記されている。図3.1-5より、低圧モジュールからの漏洩発生温度は、圧力には強く依存しないことが判明する。

フランジガasketからの漏洩試験結果を、図3.1-6に示す。図3.1-6には、米国サンディア国立研究所[III.3.1-5]及び国内の機関による実験結果[III.3.1-6]が追記されている。図3.1-6からは、圧力の上昇に伴い漏洩発生温度が低下する傾向が見られる。この原因は、圧力上昇に伴い、フランジの間隔が広がり、ガasketのより広い面積が高温に接することによると推定される。

3.1.2 電気配線貫通部及びフランジガasketでのエアロゾル捕集特性試験

図3.1-7にエアロゾル捕集特性試験装置を示す。エアロゾル捕集特性試験装置は、図3.1-1に示した漏洩試験装置に、エアロゾル発生系、エアロゾル測定系、キャリアガス・エアロゾル混合器、排ガス処理系を追加したものである。エアロゾルはCsIを使用し、粒径分布は3-5 μm 、濃度は10-1,000 mg/m^3 である。試験体は、漏洩試験[III.3.1-1]で漏洩が生じた低圧モジュール及びフランジガasketを使用した。エアロゾル捕集特性試験では、漏洩が発生した試験体を室温まで冷却

し、再びその試験体を昇温する。試験体を室温まで冷却した時には、試験体に生じた漏洩路は閉塞されていない[III.3.1-3]。漏洩路が閉塞していない試験体を昇温してエアロゾル捕集特性を測定していることには、留意する必要がある。

図 3.1-8 に、低圧モジュールでの入口及び出口でのエアロゾル数密度と漏洩流量の時間変化を示す。図 3.1-8 に示す結果は、6 時間ごとの 3 回の試験結果をつないだものである。低圧モジュールでの漏洩流量は、ほぼ指数関数的に単調減少する。出口でのエアロゾル数密度は、入口のそれと比較して 4 桁程度減少している。一方、フランジガasket では、図 3.1-9 に示す様に、漏洩流量は低圧モジュールと同様指数関数的に単調減少するが、入口と出口でのエアロゾル数密度は 1 桁程度の減少に留まる。図 3.1-10 及び図 3.1-11 に、低圧モジュール及びフランジガasket でのエアロゾルの入口/出口での数密度比を、粒径の関数として示す。低圧モジュール及びフランジガasket の両者とも、粒径が大きい程捕集効果が高い傾向がある。

入口と出口でのエアロゾル質量密度の比から除染係数 (DF) を求め、これを図 3.1-12 及び図 3.1-13 に示す。図 3.1-12 が低圧モジュールであり、図 3.1-13 がフランジガasket の測定結果である。低圧モジュールでは DF は 10^3 程度であるが、フランジガasket では 10^2 程度である。これは、低圧モジュールの漏洩経路の長さは 100 mm 以上であるが、フランジガasket の場合は 10 mm 程度と短いことにより、捕集効果が小さいことが原因と考えられる。

3.1.3 所員用エアロックの漏洩試験

米国原子力規制委員会(NRC)は、米国内の PWR 及び BWR の原子炉格納容器の貫通部を調査し、その結果を報告している[III.3.1-7, 8]。調査対象とした原子炉格納容器は、以下の通りである。

- PWR
 - 鉄筋コンクリート製・鋼製ライナ付 31
 - 鋼製・鉄筋コンクリート製遮蔽 10
- BWR
 - MARK-I 6
 - MARK-II 3

調査箇所は、機器搬入口、所員用エアロック、非常用エアロック、配管貫通部、ヘッドフランジ (BWR)、ドライウェルヘッドアクセスハッチ (BWR)、制御棒駆動機構搬入口 (BWR)、圧力抑制室アクセスハッチ

(BWR) である。NUREG/CR-3855 [III.3.1-7, 8]では、これらの貫通部の寸法、材料、シール材の形状及び材料について詳述されている。

本項では、米国サンディア国立研究所 (SNL)で実施された所員用エアロックの漏洩試験 [III.3.1-9, 10]について概説する。本試験で使用した所員用エアロックは、建設が中止された Callaway Unit2(PWR、鋼製原子炉格納容器)用に設計・製造されたものである。過圧及び過温の設計外条件下で試験を実施し、圧力、温度、変位を測定している。

試験に用いた所員用エアロックの概要を、図 3.1-14 に示す。所員用エアロックは、長さ 5.8 m、内径 3.0 m、鋼製 (SA 516 GR 70) であり、設計圧は 410 kPa-g、設計温度は 171 °C である。原子炉格納容器側のドアを内部ドアと称し、原子炉建屋側のドアを外部ドアと称する。

所員用エアロックの試験装置の概要を、図 3.1-15 に示す。所員用エアロックは、実機では水平に設置されるが、本試験では鉛直に設置されている。試験装置の寸法は、V-1 部の内径 3.03 m、V-1 部の長さ 1.22 m、V-2 部の内径 3.00 m、V-2 部の長さ 1.524 m である。V-1 部の設計圧は 2.07 MPa-g、設計温度は 427 °C、V-2 部の設計圧は 34 kPa-g である。V-1 部内に、加圧用配管と加熱用ヒータが設置されている。

運転中の放射線照射と熱の影響を模擬するため、所員用エアロックの両ドアが閉められラッチされた状態で、177 °C で 172 h 加熱された。これは、運転期間 40 年で冷却材喪失事故が発生した状態に対応する。

漏洩試験の内容を、表 3.1-6 に示す。2C 試験が設計外条件下で実施されており、他の試験は設計条件下で実施された。

1A 試験は、内側ドアの漏洩試験であり、ガasket を装着せず、室温で実施された。図 3.1-15 の V-1 部を 34.5 kPa の増分で 276 kPa-g まで昇圧し、69.0 kPa の増分で 414 kPa-g まで昇圧、引き続き 476 kPa-g まで昇圧した。張力計、熱電対、変位計は取り付けられなかった。漏洩流量は、476 kPa-g で 850 l/min である。

1B 試験は、外側ドアの漏洩試験であり、ガasket を装着せず、室温で実施された。図 3.1-15 の V-1 部及び所員用エアロック内部を 34.5 kPa の増分で 276 kPa-g まで昇圧し、69.0 kPa の増分で 414 kPa-g まで昇圧、引き続き 476 kPa-g まで昇圧した。張力計、熱電対、変位計は取り付けられなかった。漏洩流量は、476 kPa-g で 1,270 l/min である。

1AA 試験は、内側ドアの漏洩試験であり、エージングしたガスケットを装着し、室温で実施された。図 3.1-15 の V-1 部を 34.5 kPa の増分で 276 kPa-g まで昇圧し、69.0 kPa の増分で 414 kPa-g まで昇圧、引き続き 483 kPa-g まで昇圧した。張力計、熱電対、変位計は取り付けられなかった。計測可能な漏洩は、発生しなかった。

1BB 試験は、外側ドアの漏洩試験であり、エージングしたガスケットを装着し、室温で実施された。図 3.1-15 の V-1 部及び所員用エアロック内部を 34.5 kPa の増分で 276 kPa-g まで昇圧し、69.0 kPa の増分で 414 kPa-g まで昇圧、引き続き 481 kPa-g まで昇圧した。張力計、熱電対、変位計は取り付けられなかった。計測可能な漏洩は、発生しなかった。

2A 試験は、内側ドアの漏洩試験であり、エージングしたガスケットを装着し、室温で実施された。図 3.1-15 の V-1 部を 34.5 kPa の増分で 276 kPa-g まで昇圧し、69.0 kPa の増分で 414 kPa-g まで昇圧、引き続き 474 kPa-g まで昇圧した。内側ドアと所員用エアロックのバルクヘッドとの隙間は、最大で 0.41 mm 減少した。

2B 試験は、外側ドアの漏洩試験であり、エージングしたガスケットを装着し、室温で実施された。図 3.1-15 の V-1 部及び所員用エアロック内部を 34.5 kPa の増分で 276 kPa-g まで昇圧し、69.0 kPa の増分で 414 kPa-g まで昇圧、引き続き 474 kPa-g まで昇圧した。外側ドアと所員用エアロックのバルクヘッドとの隙間は、最大で 0.8 mm 減少した。

2C 試験は所員用エアロックの漏洩率試験であり、エージングしたガスケットを装着した。2C 試験の圧力及び温度の時間進展を、図 3.1-16 に示す。2C 試験は、下記の 3 Cycle で実施された。

- Cycle 1: V-1 部を 69.0 kPa の増分で 2.07 MPa-g まで加圧、温度は 204 °C
- Cycle 2: V-1 部を 69.0 kPa の増分で 2.07 MPa-g まで加圧、温度は 427 °C
- Cycle 3: V-1 部を 172 kPa の増分で 2.07 MPa-g まで加圧、温度は 454 °C

Cycle 1 と 2 ではガスケットは破損せず、Cycle 3 で圧力 1.03 MPa-g、温度 427 °C で破損した。SNL で実施された分離効果試験により、ガスケットの破損温度は 327 °C [III.3.1-11] であることが確認されている。ガスケットは破損後粉末化し、試験前の状態にはならない。内側ドアに接する雰囲気温度を 204 °C から 427 °C まで昇温すると、変形により内側ドアとバルクヘッドとの間隙が拡大し、ガスケットが高温にさらされる面積が増加

する。V-1 部の雰囲気温度が 427 °C の時、内側ドアとバルクヘッドの平均温度は 322 °C であった。2C 試験では、内部ドア及びバルクヘッドは弾性変形の範囲内であった。また、ガスケットのエージングは、ガスケットの機能に影響しなかった。一方、外側ドアは 2.07 MPa-g で漏洩は発生しなかった。この時、外側ドアの温度は 93 °C 以下であった。外部ドアの温度上昇は、試験装置の設置方向の影響の可能性がある。

3.1.4 原子炉格納容器トップフランジからの漏洩

福島第一原子力発電所 2 号機及び 3 号機のシールドパネルには、それぞれ 20-40 PBq 及び 30 PBq の ¹³⁷Cs が存在すると推定されている [III.3.1-12]。シールドプラグに近い位置に存在する原子炉格納容器トップフランジからの漏洩については、大規模な装置であるので、現時点では実機を用いた試験は実施されていないが、加圧及び加温条件下でのトップフランジの変位に関する解析が報告されている [III.3.1-13]。

この解析では、有限要素解析コード Abaqus/Standard [III.3.1-14] を使用して、内圧荷重及び温度荷重を考慮したトップフランジの変位を、弾塑性有限要素法により評価した。解析対象は、BWR-5・MARK-II 改良型である。

BWR の原子炉格納容器トップフランジ周辺の形状を、図 3.1-17 に示す。図 3.1-17 に示す「旧型」とは 1980 年代以前に採用実績が多い形状であり、「新型」とは 1980 年代以降に採用実績が多い形状である [III.3.1-13]。それ以降で採用実績が多い形状を「新型」と分類した。解析は、「新型」を対象とした。

図 3.1-18 に、原子炉格納容器トップフランジの解析体系を示す。解析体系は、上鏡頂部から主フランジ部円筒胴下部までとした。図 3.1-18 に示す様に、ボルト 1 本を解析対象とし、周回方向には周期境界条件を、円筒胴下端には鉛直方向変位拘束を適用した。ガスケットは変位に影響しないのでモデル化せず、ボルトとトップフランジの接合部は固着接触、トップフランジ同士の接合部は摩擦なしの接触とした。ボルトへは軸方向に初期圧縮応力を設定することにより初期締付力を模擬し、温度荷重を原子炉格納容器全体に、圧力荷重を原子炉格納容器内表面に一様に載荷した。図 3.1-18 に示す解析モデルは、接点数約 14,000、要素数約 10,000 である。

図 3.1-19 に、原子炉格納容器トップフランジの解析結果を示す。図 3.1-19 の左側に、圧力荷重 1.2 MPa、

温度荷重 400°Cでのミーゼス応力分布を示す。図 3.1.4-3 の右側には、トップフランジの開口量を内圧及び温度の関数として示す。トップフランジは、圧力 0.15 MPa、温度 50°C 近傍から開口が開始される。この原因は、この圧力と温度付近からボルトの軸に作用する力がボルトに与えられた初期締付力を超えることによると推定されている。また、圧力 1.0 MPa、温度 350 °C 付近で開口量が急激に増大する原因は、ボルト軸部の塑性化の進行であるとミーゼス応力分布から判断されている。

この解析モデルでは、円筒胴外側に設置される子午線方向の補強板はモデル化されていない。この補強板は、トップフランジ近傍の曲げ変形を抑制するので、必要に応じて補強板のモデル化が検討されるべきであることが指摘されている。

【エネルギー安全技術研究所 岡田 英俊】

表 3.1-1 軽水炉の典型的なフランジ

炉型	ハッチフランジの型	シール方式	ガスケット直径	シール材
BWR	ドライウェルトトップフランジ	二重シール	~10m	シリコンゴム
	機器ハッチ	二重シール	~4m	シリコンゴム
	SRV ハッチ	二重シール	~4m	シリコンゴム
	CRD ハッチ	二重シール	~4m	シリコンゴム
	S/C ハッチ	二重シール	~4m	シリコンゴム
	パーソナルエアロック	一重シール	~1.9m x 0.8m	シリコンゴム
PWR	機器ハッチ	二重シール	~4m	シリコンゴム
	パーソナルエアロック	二重シール	~1.9m x 0.8m	シリコンゴム

表 3.1-2 軽水炉の典型的な電気配線貫通部

炉型	貫通部の型	用途	スリーブ径 (mm)	全長 (m)	シール材	本数/基
BWR	モジュール型	高圧	~450	~3	エチレン・プロピレン・ ゴム	~10
		低圧	~100	~0.6 ³⁾	エポキシ樹脂	~250
	キャニスタ型	高圧	~350	-	エポキシ樹脂	-
		低圧	~100	-	エポキシ樹脂	-
PWR	モジュール型	高圧	~400	-	エポキシ樹脂 エチレン・プロピレン・ ゴム	-
		低圧	~300/400	-	エポキシ樹脂 エチレン・プロピレン・ ゴム	-
	キャニスタ型	高圧	~300	-	エポキシ樹脂 シリコン樹脂	-
		低圧	~300	-	エポキシ樹脂 シリコン樹脂	-

表 3.1-3 温度 230°Cまでの試験結果 (1/2)*

試験体	放射線照射	雰囲気ガス	温度(°C)	暴露時間(h)	漏洩の発生
低圧モジュール					
0.9 mm ² (a)	No	空気	230	24	No
0.9 mm ² (b)	Yes	蒸気	120-200**)	27	No
0.9 mm ² €	Yes	蒸気	200	20	No
同軸ケーブル	Yes	蒸気	200	20	No
100 mm ²	Yes	蒸気	200	20	No
2 mm ²	Yes	蒸気	200	20	No
高圧モジュール					
500 mm ² (a)	No	空気	230	24	No
500 mm ² (b)	Yes	蒸気	200	20	No
500 mm ² €	Yes	蒸気	120-200**)	42	No

*) 圧力は0.8 MPa **) 圧力は0.15 – 0.8 MPa で変動

表 3.1-3 温度 230°Cまでの試験結果 (2/2)*

試験体	放射線照射	雰囲気ガス	温度(°C)	暴露時間(h)	漏洩の発生
フランジガスケット					
甲丸型 (a)	No	空気	230	24	No
甲丸型 (b)	Yes	蒸気	120-200**)	50	No
グループ&タンク型	Yes	蒸気	120-200**)	54	No

*) 圧力は0.8 Mpa **) 圧力は0.15 – 0.8 MPa で変動

表 3.1-4 漏洩試験結果

試験体	放射線照射	雰囲気ガス	圧力 (MPa)	漏洩発生温度 (°C)
低圧モジュール				
0.9 mm ² (a)	Yes	蒸気	0.4	284
0.9 mm ² (b)	Yes	蒸気	0.8	303
0.9 mm ² €	Yes	蒸気	0.8	284
0.9 mm ² (d)	No	蒸気	1.0	266
0.9 mm ² (熱電対)(a)	Yes	蒸気	0.8	324
0.9 mm ² (熱電対)(b)	Yes	蒸気	0.8	285
同軸ケーブル	Yes	蒸気	0.8	301
100 mm ²	Yes	蒸気	0.8	280
2 mm ²	Yes	蒸気	0.8	286
高圧モジュール				
500 mm ² (a)	No	空気	0.8	400°Cまで漏洩なし
500 mm ² (b)	Yes	蒸気	0.8	400°Cまで漏洩なし
フランジガスケット				
甲丸型 (a)	Yes	蒸気	0.4	349
甲丸型 (b)	No	空気	0.8	310
甲丸型 (b)	No	蒸気	0.8	276
甲丸型 (d)	Yes	蒸気	0.8	303

甲丸型 (e) グループ&タング型	Yes	蒸気	0.8	324
	Yes	蒸気	0.8	345

表 3.1-5 低圧モジュールの漏洩面積について

試験体		室温での測定結果 (mm ²)	漏洩面積断面積
0.9 mm ²		6.1 (2.3 - 13)	2 x 10 ⁻⁴
0.9 mm ² (熱電対)		17 (9.4 - 24)	5 x 10 ⁻⁴
同軸ケーブル		19	6 x 10 ⁻⁴
100 mm ²		3.5	1 x 10 ⁻⁴

表 3.1-6 所員用エアロックの漏洩試験の内容

試験#	試験内容
1A	内側ドアの漏洩率測定試験、ガスケットなし、476kPa-g、室温
1B	外側ドアの漏洩率測定試験、ガスケットなし、476kPa-g、室温
1AA	内側ドアの漏洩率測定試験、ガスケット使用、483kPa-g、室温
1BB	外側ドアの漏洩率測定試験、ガスケット使用、481kPa-g、室温
2A	内側ドアの漏洩率測定試験、ガスケット使用、474kPa-g、室温
2B	外側ドアの漏洩率測定試験、ガスケット使用、474kPa-g、室温
2C	所員用エアロックの漏洩率測定試験、ガスケット使用、内側ドアは2.07MPa-g、454°Cで加圧・加熱
3A	内側ドアの漏洩率測定試験、ガスケット使用、113kPa-g、室温
3B	外側ドアの漏洩率測定試験、ガスケット使用、476kPa-g、室温

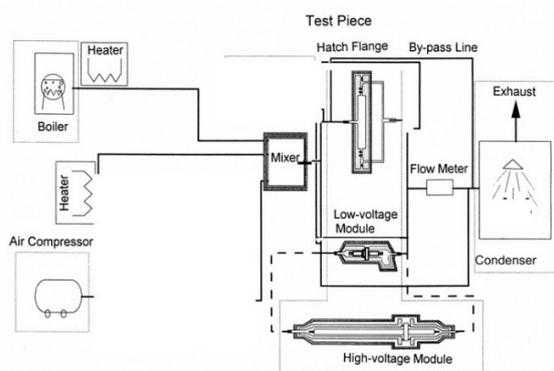


図 3.1-1 高圧・低圧モジュールの漏洩試験装置

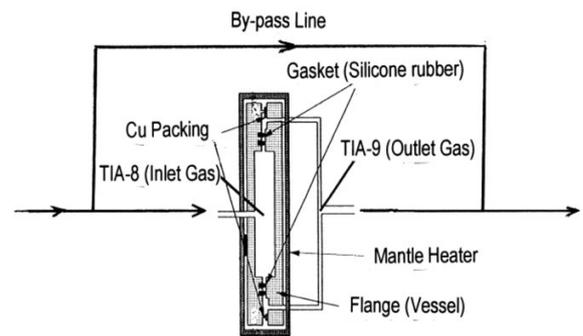


図 3.1-2 フランジガスケットの漏洩試験装置

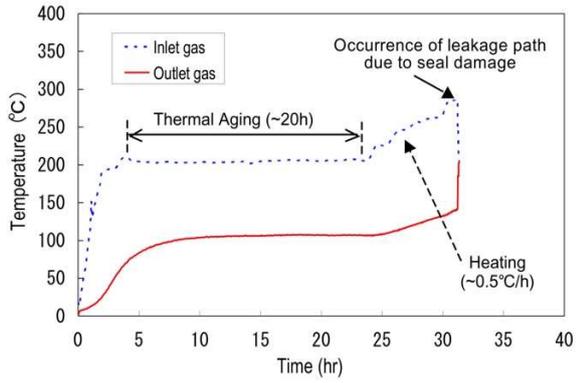


図 3.1-3 低圧モジュールの漏洩試験での温度変化

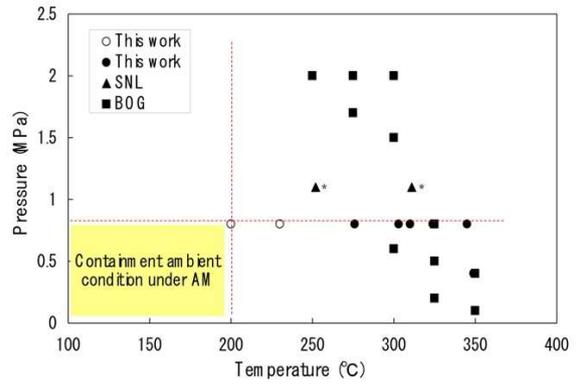


図 3.1-6 フランジガスケットの漏洩試験結果

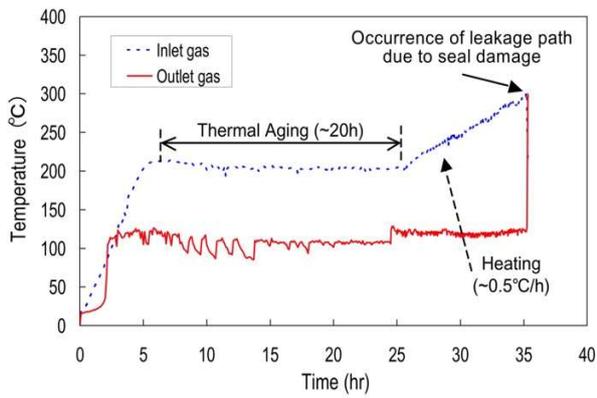


図 3.1-4 フランジガスケットの漏洩試験での温度変化

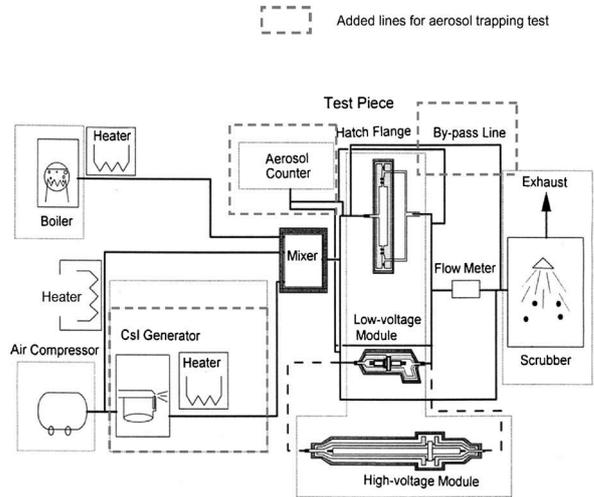


図 3.1-7 エアロゾル捕集特性試験装置

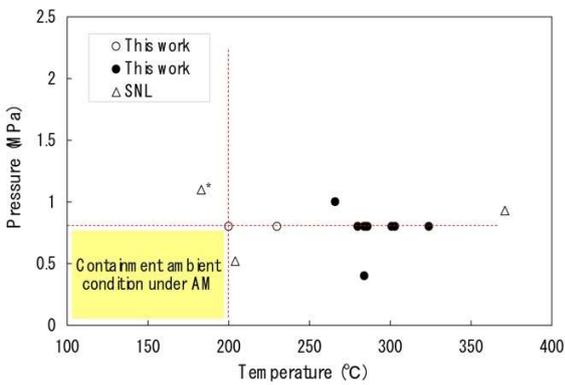


図 3.1-5 低圧モジュールの漏洩試験結果

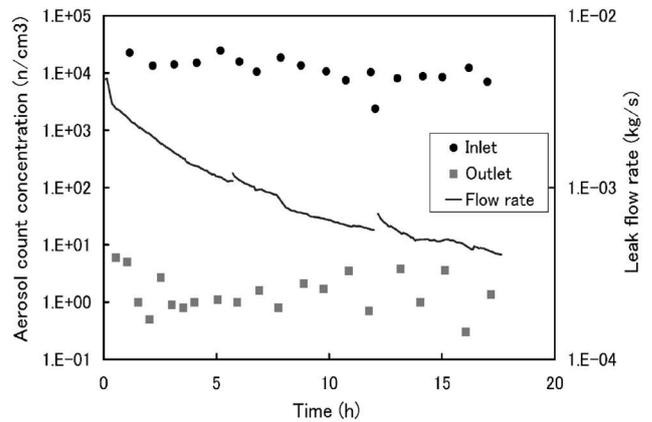


図 3.1-8 低圧モジュールでのエアロゾル数密度と漏洩流量

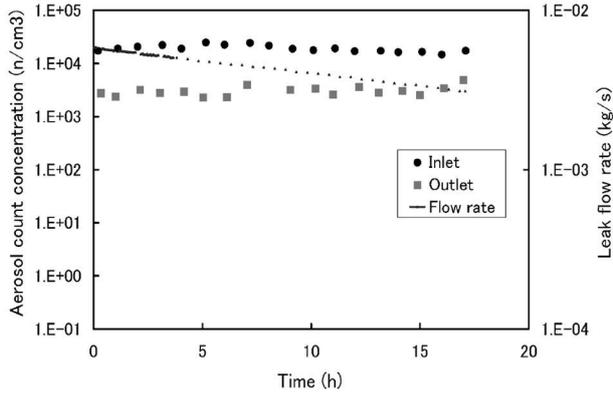


図 3.1-9 フランジガasketでのエアロゾル数密度と漏洩流量

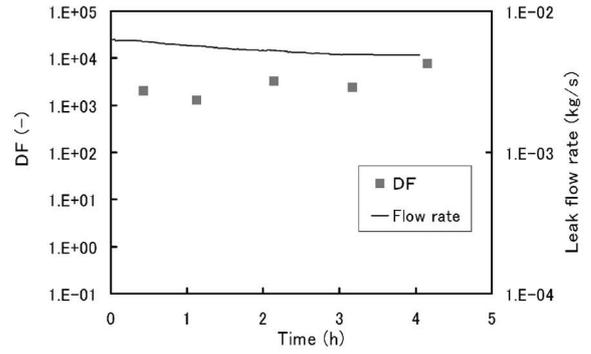


図 3.1-12 低圧モジュールでの DF と漏洩流量

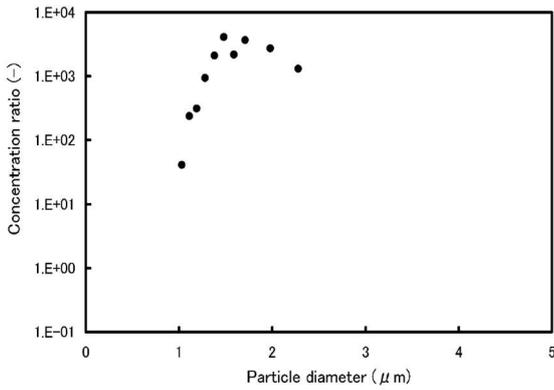


図 3.1-10 低圧モジュールでのエアロゾルの入口/出口の数密度比

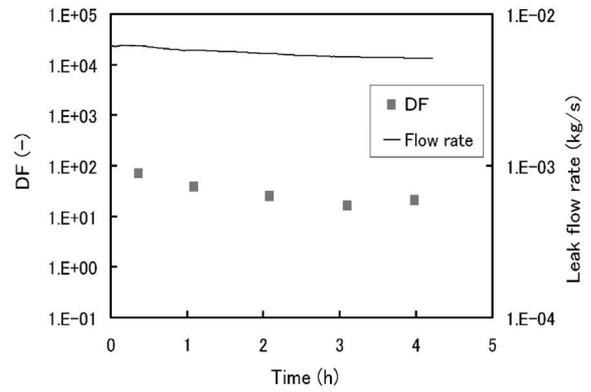


図 3.1-13 フランジガasketでの DF と漏洩流量

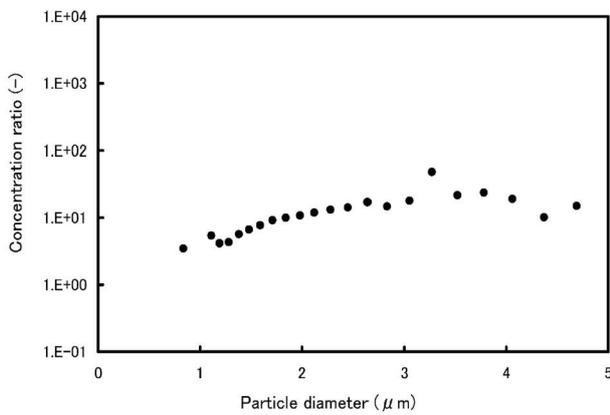
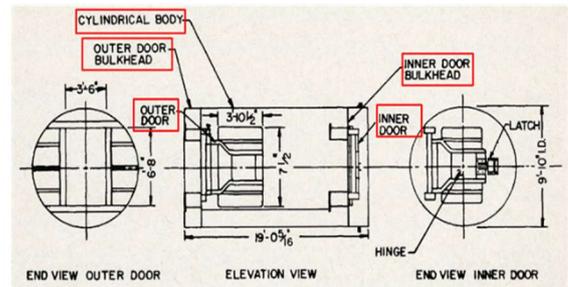


図 3.1-11 フランジガasketでのエアロゾルの入口/出口の数密度比



← 原子炉格納容器外側 原子炉格納容器内側 →

図 3.1-14 所員用エアロックの概要

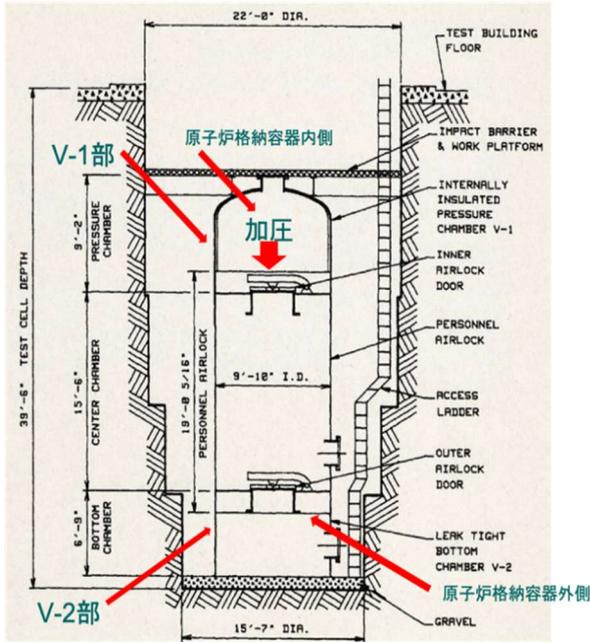


図3.1-15 所員用エアロック試験装置の概要

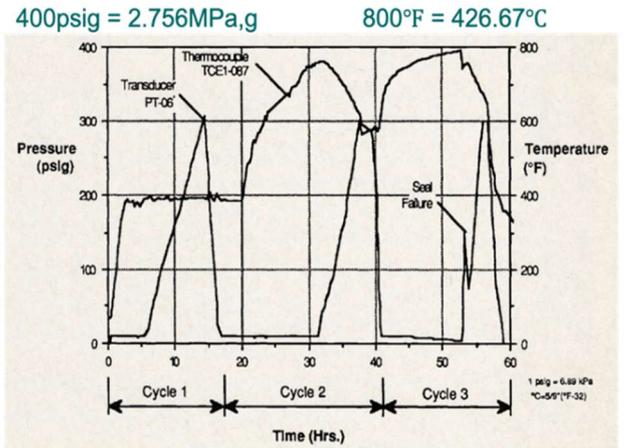


図3.1-16 2C試験の圧力及び温度の時間進展

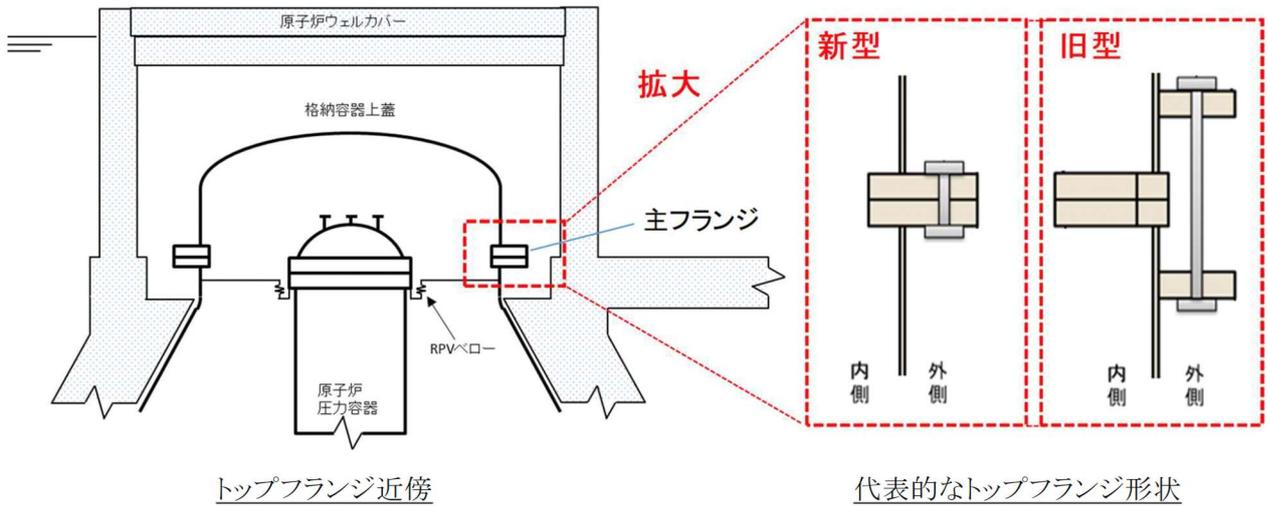


図3.1-17 BWRの原子炉格納容器トップフランジ周辺の形状

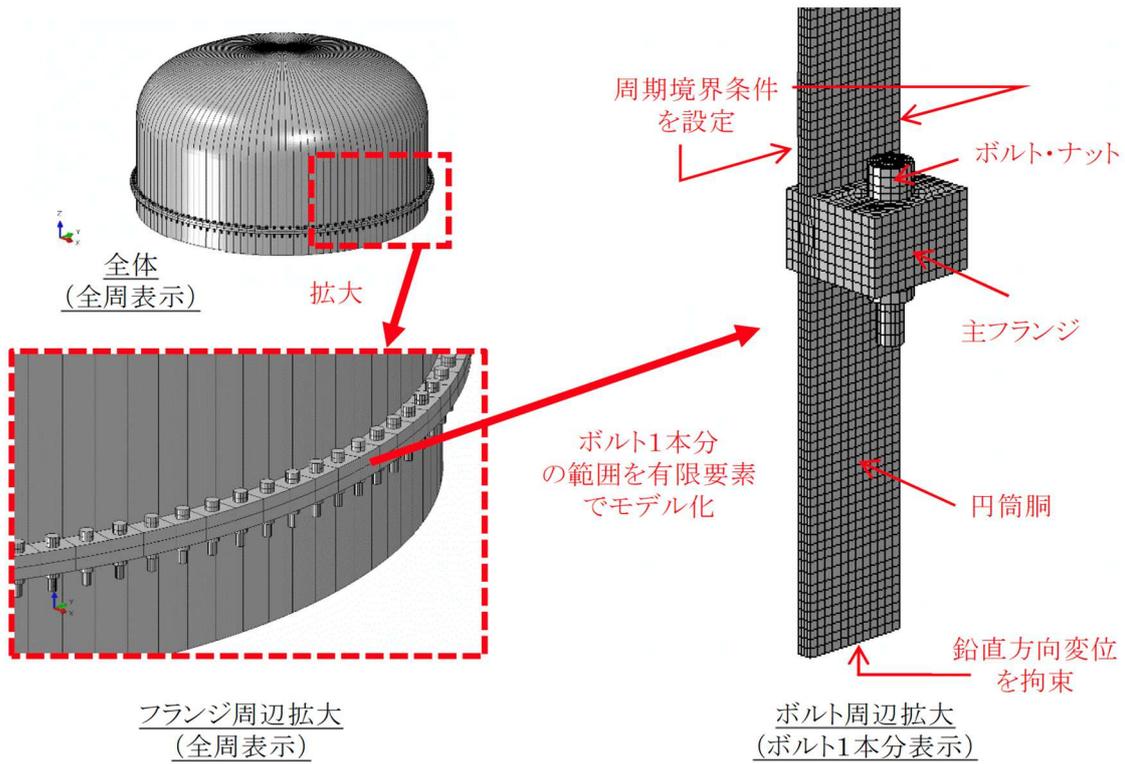


図3.1-18 BWRの原子炉格納容器トップフランジの解析体系

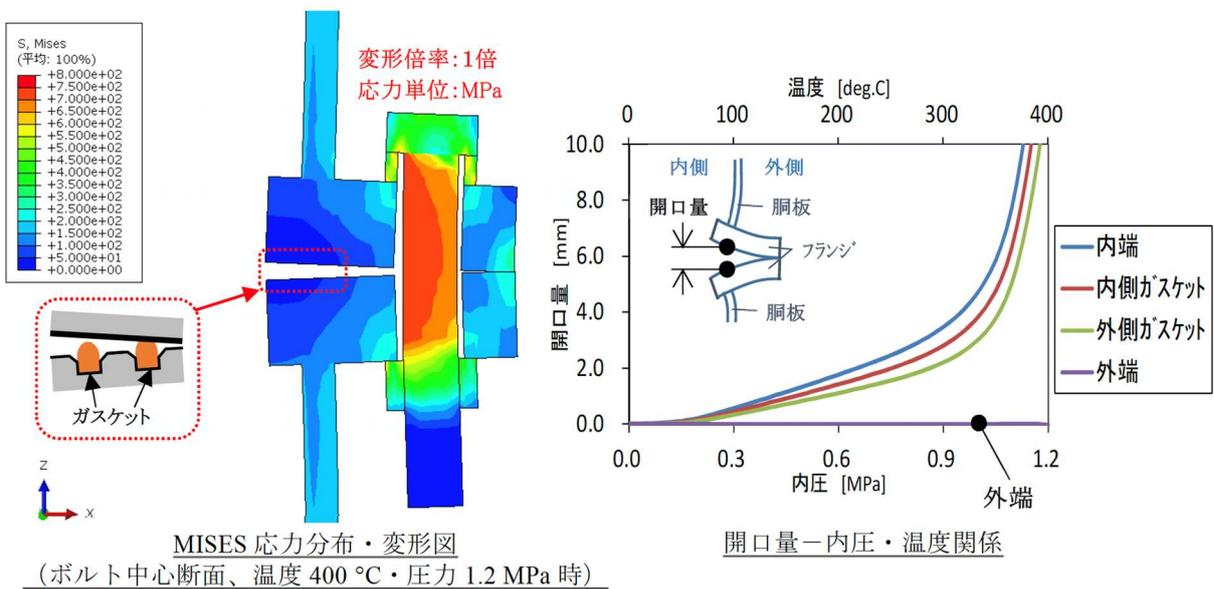


図3.1-19 BWRの原子炉格納容器トップフランジの解析結果

[第III.3.1節 参考文献]

- [III.3.1-1] 渡部厚, 山田和矢, 大崎正彦, 「シビアアクシデント時の格納容器貫通部リークパスでの FP エアロゾル捕集効果 (I)貫通部の損傷クライテリア」, 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 8, No. 3, (2009) pp.254-263.
- [III.3.1-2] 渡部厚, 山田和矢, 大崎正彦, 「シビアアクシデント時の格納容器貫通部リークパスでの FP エアロゾル捕集効果 (II)貫通部での除染係数と実機への適用」, 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 8, No. 4, (2009) pp.332-343.
- [III.3.1-3] 渡部厚, 私信(2023).
- [III.3.1-4] J. D. Keck, F. V. Thome, “Leakage Behaviour Through EPAs under Severe Accident Condition,” NUREG/CP-0076(1986).
- [III.3.1-5] D. A. Briason G. H. Graves, “Evaluation of Seals for Mechanical Penetrations of Containment Buildings,” NUREG/CR-5096(1988).
- [III.3.1-6] K. Hirao, T. Zama, M. Goto, Y. Naruse, K. Saito, T. Suzuki, H. Sugino, “High-temperature leak-characteristics of PCV hatch flange gasket,” Nucl. Eng. Des., **145**(1993) pp.375-386.
- [III.3.1-7] T. R. Bump, R. W. Seidensticker, M. A. Shackelford, V. K. Gambhir, G. L. McLennan, “Characterization of Nuclear Reactor Containment Penetrations-Preliminary Report,” NUREG/CR-3885(1984).
- [III.3.1-8] M. H. Shackelford, T. R. Bump, R. W. Seidensticker, “Characterization of Nuclear Reactor Containment Penetrations Final Report,” NUREG/CR-3855(1985).
- [III.3.1-9] J. T. Julien, S. W. Peters, “Leak and Structural Test of Personnel Airlock for LWR Containments Subjected to Pressures and Temperatures Beyond Design Limits,” NUREG/CR-5118 (1989).
- [III.3.1-10] J. T. Julien, S. W. Peters, and D. B. Clauss, “Leak rate test of personnel airlock for LWR containment subject to pressures and temperatures beyond design,” Nucl. Eng. Des. **125**(1991) pp.23-40.
- [III.3.1-11] D.A. Brinson and G. A. Graves, G.A., “Evaluation of Seals for Mechanical Penetrations of Containment Buildings,” NUREG/CR-5096(1988).
- [III.3.1-12] 原子力規制委員会、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会、第36回会合、資料1-3「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(2023年版)、2023年3月7日。
- [III.3.1-13] 中村 均, 菊池 正明, 小澤 正義, 小城 烈, 堀田 亮年, 森谷 寛, 堀野 知志, 「重大事故時の原子炉格納容器の終局的耐力評価に関する研究」、安全研究成果報告(中間)、原子力規制庁、(2019)。
- [III.3.1-14] <https://www.3ds.com/products/simulia/abaqus/standard>

3.2 放射性セシウム含有粒子の生成と移行

3.2.1 いまさら聞けないセシウム含有粒子のハナシ

(1) はじめに

2011年3月に起きた福島第一原子力発電所事故直後に見つかったオートラジオグラフ上に点在する放射性物質の特定に、科学者たちは課題を抱えている。これらは、形態や元素組成が明確な微粒子であり、高い比放射能を有することが明らかになっている。しかし、1986年に起きたチェルノブイリ原子力発電所事故から放出された、いわゆるウラン燃料片を含むホットパーティクル [III.3.2-1]とは異なる。これらは高濃度の放射性Csを含んでいる一度溶融したガラス状の粒子で、Si、O、Fe、Znなどから構成され、放射性Cs含有粒子 (Cs-bearing micro particles: CsMPs) と呼ばれている。CsMPs は大きく2つのタイプ、タイプAとタイプBに分類され、異なる比放射能、 $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 比、サイズと形態、および福島第一原子力発電所周辺の地理的分布の違いによって特徴付けられる。このような様々な側面からのCsMPsの研究は、福島第一原子力発電所事故時の原子炉で何が起こったか、およびCsMPsの環境中での変遷に関する貴重な情報を提供すると考えられる [III.3.2-2]。

(2) 筆者が実施した福島第一原子力発電所周辺の土壌分析 [III.3.2-3, 4]

筆者は、2013年6月に福島第一原子力発電所の周辺で採取した乾燥土壌をビニール袋に入れ、イメージングプレートを用いたオートラジオグラフィで、土壌から粒子の分離を行った。オートラジオグラフィ写真を図3.2-1に示す。不溶性でスポット状の高濃度集積箇所が点在しているのが確認できる。

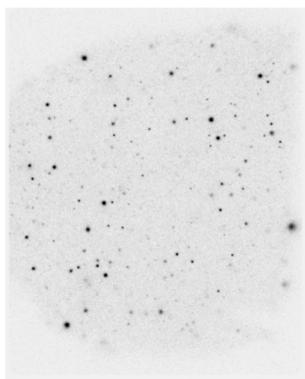


図3.2-1 福島第一原子力発電所周辺から採取した土壌試料のオートラジオグラフィ

得られた粒子1粒ずつに対し、電子顕微鏡観察と、一部の粒子については大型放射光施設 (SPring-8) BL37XUにおいてマイクロビームX線を用いた複合X線分析も行った。粒子の形状は先行研究で報告されている球状に加え、断片状や複数の粒子が結合した構造のものが見つかった。ガンマ線測定で、全ての粒子から ^{134}Cs および ^{137}Cs を検出し、2種類の異なるCs同位体比が観測され、さらに3月12日に1号機からも放射性粒子が放出されたことを確認した。構成元素はEDSでSi、O、Fe、Znに加え、一部の粒子からCsの存在を確認したが、全ての粒子においてSiの割合が突出していた。代表的な粒子の元素分散型X線スペクトルを図3.2-2に示す。エネルギー分散型X線分光法 (EDS) でCsが検出限界以下であった粒子は、いずれも1号機由来の粒子と判別された。そこで放射光蛍光X線イメージングを実施したところ、Csが粒子内部に不均一に存在することが確認された。この他、一部粒子からUを検出したが、いずれも特定の部位に局在しており、Uは粒子の主要構成元素でないことからチェルノブイリ原子力発電所事故のホットパーティクルとは異なることが明らかとなった。

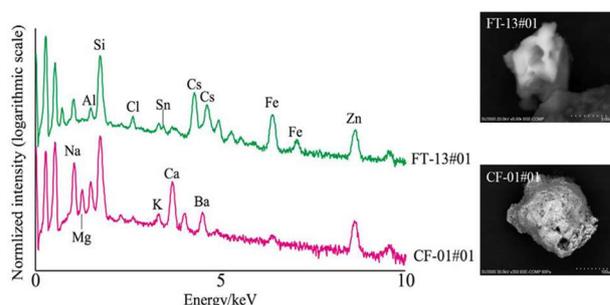


図3.2-2 代表的な粒子の元素分散型X線スペクトル

(3) これまでに得られたCsMPsに係る知見

i) 最初に採取された場所と時間

福島第一原子力発電所から約170km南南東の茨城県つくば市において、3月15日未明から朝にかけてCsMPsが採取された。大きさは直径2-3ミクロン程度であり、EDSによる元素分析によってCs、Fe、Znが検知された [III.3.2-5]。

ii) CsMPsの環境中分布

福島第一原子力発電所事故の初期段階において放出されたCsMPsの量は依然として不明である。このため、福島県およびその周辺地域における表層土壌中のCsMPsの数を計数し、それらが寄与する放射能の割合

を求める QCP (quantification of CsMPs) 手法により、CsMPs の環境中分布の定量化が試みられた。その結果、福島県内における沈着物における CsMPs の割合は 8.53-31.8%、首都圏では 80-90% に達することが示された [III.3.2-6]。

iii) CsMPs の成分と種類

これまでに確認された CsMPs の種類を表 3.2-1 に示す。¹³⁴Cs/¹³⁷Cs 比から、タイプ A は、2 号機または 3 号機から放出され、タイプ B は 1 号機から放出されたと考えられている。タイプ A の粒子は直径 2~10 ミクロンで、EDS で分析すると、Cs の特性 X 線が検出された。タイプ A の ¹³⁷Cs 比放射能は非常に高く、原子炉でのイベント、およびそこから放出されたプルームの軌跡から、2011 年 3 月 15 日に 2 号機より放出された可能性が高いと考えられる。

タイプ B の粒子はタイプ A よりもかなり大きく、最大で直径 400 ミクロンに達し、Cs 濃度は EDS で検出できないほど低くなっていた。この大きな粒子は、2011 年 3 月 12 日に汚染された原子炉施設の北側の地域から採取された。このことは、タイプ B の放出源は 1 号機であり、3 月 12 日 15 時 36 分に起きた 1 号機の原子炉建屋の水素爆発に関連して放出されたことを示唆している。

さらに、最近、粒径がタイプ B よりも大きく、¹³⁷Cs 比放射能は小さいにもかかわらず、¹³⁴Cs/¹³⁷Cs 比は 2 号機または 3 号機起源を示すタイプ C が見つかっている [III.3.2-7]。

表 3.2-1 CsMPs の種類

	Type A	Type B	Type C
推定放出源	2号機	1号機	3号機
推定放出日	3月15日	3月12日	3月14日
分布範囲	福島-関東	北北西15km圏内	南側2km圏内
粒径分布(μm)	1-10	70-400	100-2000
主要構成元素	Fe, Zn, Sn, Cl	Na, Mg, Ca, Ba, Zn	Fe
共通構成元素	Si, O		
¹³⁷ Cs比放射能	高い	低い	とても低い
¹³⁷ Cs放射能範囲*	0.1-1kBq	10-20kBq	100-2kBq
¹³⁴ Cs / ¹³⁷ Cs比	1.04	0.93	1.02

iv) Cs と Si の親和性

Cs は、シビアアクシデント時に原子炉内のステンレス鋼 (SS) の表面に Cs シリケートなどのさまざまな Cs 化合物を形成する。このため、断熱近似の範囲内で

相安定性を評価するために、Cs-Si-O 化合物の全エネルギーが計算された [III.3.2-8]。Cs-Si-O 化合物および Cs-Si-Fe-O 化合物の全エネルギーを表 3.2-2 に示す。Cs-Si-Fe-O 化合物または Cs-Si-O 化合物では CsSi₂FeO₆ と Cs₆Si₃O₇ の生成エネルギーが低く、CsMPs 内の Cs と Si の化学形として有望と考えられる。

表 3.2-2 最も安定な状態における Cs-Si-O 化合物および Cs-Si-Fe-O 化合物の全エネルギー

Compound	System	Energy (kJ/mol)
	Cs ₂ O + 4SiO ₂ + Fe ₂ O ₃	0
Cs ₂ Si ₂ O ₅	Cs ₂ Si ₂ O ₅ + 2SiO ₂ + Fe ₂ O ₃	- 293
Cs ₄ Si ₅ O ₁₂	(1/2)Cs ₄ Si ₅ O ₁₂ + (3/2)SiO ₂ + Fe ₂ O ₃	- 78
Cs ₂ Si ₃ O ₇	Cs ₂ Si ₃ O ₇ + SiO ₂ + Fe ₂ O ₃	- 58
Cs ₆ Si ₁₀ O ₂₃	(1/3)Cs ₆ Si ₁₀ O ₂₃ + (2/3)SiO ₂ + Fe ₂ O ₃	- 310
Cs ₂ Si ₄ O ₉	Cs ₂ Si ₄ O ₉ + Fe ₂ O ₃	- 260
CsSiFeO ₄	2CsSiFeO ₄ + 2SiO ₂	- 344
Cs ₂ Si ₃ Fe ₂ O ₁₀	Cs ₂ Si ₃ Fe ₂ O ₁₀ + SiO ₂	- 359
CsSi ₂ FeO ₆	2CsSi ₂ FeO ₆	- 391

v) ケイ酸 (SiO₂) のソース

福島第一原子力発電所事故時に環境中に放出された放射性物質は、原子炉建屋が水素爆発で壊れた際や、格納容器ベント時、原子炉建屋海側面のブローアウトパネルが落下した際に放出されたと考えられている。

CsMPs の主要な元素であるケイ素 (Si) は、原子炉圧力容器内では燃料被覆管のジルカロイや炉内構造物の SUS304L に、格納容器内ではコンクリートに含まれている。しかし、観測で明らかになったケイ素の化学形、ケイ酸 (SiO₂) [III.3.2-9] は原子炉圧力容器内には存在しない。

タイプ B の分析過程で繊維質のケイ酸化合物が見つかったことで、原子炉建屋内にあった断熱材が、少なくともタイプ B のケイ酸供給源になったと推定された。

一方、タイプ A のケイ酸の起源は、2 号機の生体遮蔽、錆止めの添加物、SUS の不純物等であった可能性が高い。事故進展から、ペダスタルのコンクリートはタイプ A のケイ酸のソースではないと推定される。2 号機では、3/14 午後に海水注入が始まったが、同日午後のいずれかの時点で圧力抑制プール (S/C) 水が干上がり、その時点で CsMPs が比較的短時間で生成し、3/14 深夜に放出したと考えられる。

vi) 環境中における CsMPs の風化作用

福島第一原子力発電所が起きてからすでに 12 年以上が経過し、放射性崩壊を考慮すると、¹³⁷Cs (半減期 30 年) と ¹³⁴Cs (半減期 2 年) の原子数比は、¹³⁷Cs:¹³⁴Cs =

1:0.067 になっている。また、 ^{137}Cs も約 20%が ^{137}Ba に壊変している。さらに、繰り返し雨水が CsMPs に当たることで、Cs だけが粒子の外側に集まり、可溶性となった Cs が継続的に粒子から流出し、観測が困難になりつつある。このように CsMPs は多様であり、その構造は野外で時間とともに変化している可能性が高い。

(4) おわりに

CsMPs は、その生成過程、主要構成物質の供給源、生成場所、放出事象と事故進展との関係、環境中での挙動、CsMPs に曝露した作業員や一般公衆への環境・健康影響など、数多くの課題が残されている。また、

どれくらいの量が、いつ、どのようにして周辺地域を汚染したのか（時間と空間）なども未解明である。今後、CsMPs 研究をさらに進めるにあたっては、予断や先入感を持って現象を見ようとするのが重要であると考えている。

【新潟大学 日高 昭秀*】

(*本研究専門委員会で講演いただいた原子力機構 佐藤 志彦氏の承認を得て、講演資料に基づき日高氏が代筆)

(参考文献は、第III.3.2.3 項の後に示した)

3.2.2 Fundamental study on cesium trapping in siliceous insulation materials

(1) Introduction

In 2017, Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. (TEPCO) revealed the conditions in the containment vessel of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station following the severe accident that occurred in 2011 [III.3.2-10]. An extraordinary dose rate reading of 70–80 Gy/h was detected on unknown deposits situated outside the reactor pedestal of Unit 2, surpassing the 10 Gy/h recorded on the pedestal, which was supposed to be the fuel meltdown pathway. This phenomenon remained unclarified [III.3.2-10], at the time of investigation due primarily to the limited information obtained. Referring to the characteristics of the deposits, it was believed to be the unprecedented retention of radioactive matter on those structural materials installed in the proximity of the affected area, namely piping thermal insulator (calcium silicate-based material) [III.3.2-11]. In light of this, high-temperature experimental investigations [III.3.2-12, 13, 14] have been initiated to uncover the phenomenology behind such field evidence. This could provide essential information crucial for the ongoing decommissioning works at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, such as the volatility and water solubility of the deposits. Furthermore, regarding Cs-bearing microparticles (CsMPs) as discussed in section 3.2.1, the research study presented herein could serve as fundamental knowledge for evaluating the realistic formation mechanism of CsMPs, encompassing Cs vapor transport, interaction, and retention within the structural material.

(2) Experimental study on high-temperature calcium silicate interaction with cesium

Cesium hydroxide (CsOH), one of predominant forms of cesium in the event of a severe nuclear accident [III.3.2-15], was investigated under simulated atmospheric conditions to determine its potential chemical interaction with the suspected reactor structural material of the thermal insulator.

In the study, a reaction furnace measuring 1000 mm in length and comprising two concentric tubes with inner diameters of 50 mm and 25.4 mm, respectively, was utilized. The outer tube, made of quartz, serves as the passage for the feed gas composed of Ar, H₂, and H₂O, which is heated before entering the inner tube. Inside the inner tube, made of Ni, thermal insulator samples are positioned 350 mm downstream from the platinum crucible containing a cesium source, as depicted in Figure 3.2-3. The vaporized cesium would then be transported by the Ar-H₂-H₂O gas mixture to the sample location with a temperature of 600–800 °C. Post-test analyses, comprising powder X-ray diffraction (XRD), infrared (IR) spectroscopy, and inductively coupled plasma-optical emission spectroscopy (ICP-OES), were employed to uncover the interaction. Detailed procedure for each analysis could be found in the study of Rizaal and Nakajima (2024) [III.3.2-14]. It is important to emphasize that these analytical techniques were collectively employed both before and after the water-dissolution process on the samples. This approach aims to distinguish the solubility of the compounds formed as a result of the interaction.

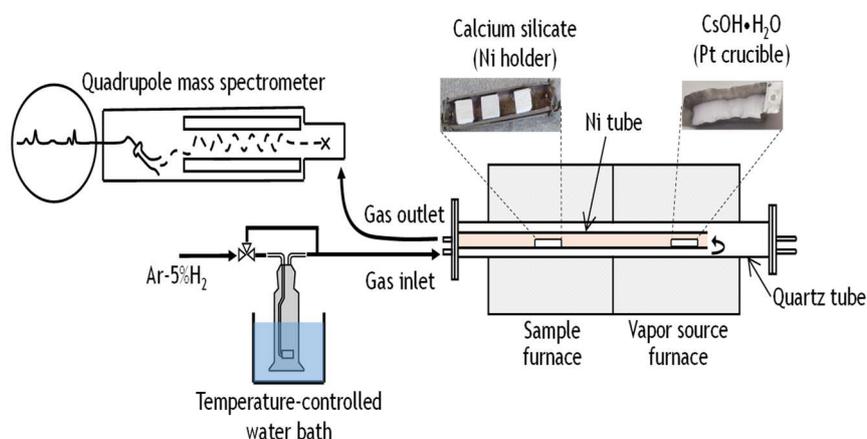


Figure 3.2-3 High-temperature interaction test between calcium silicate and cesium (Reproduced from Rizaal et al., 2022 [III.3.2-13])

The XRD results presented in Figure 3.2-4 (a) show the transformation of the initial thermal insulator with xonotlite crystal ($\text{Ca}_6\text{Si}_6\text{O}_{17}(\text{OH})_2$) into new compounds after a high-temperature interaction test with cesium. The dicalcium silicate (Ca_2SiO_4) and cesium aluminosilicate (CsAlSiO_4) were identified as the new compounds (insoluble) in Figure 3.2-4 (b). However, there exist amorphous compounds that disappear after the water-dissolution process (Figure 3.2-4 (a)).

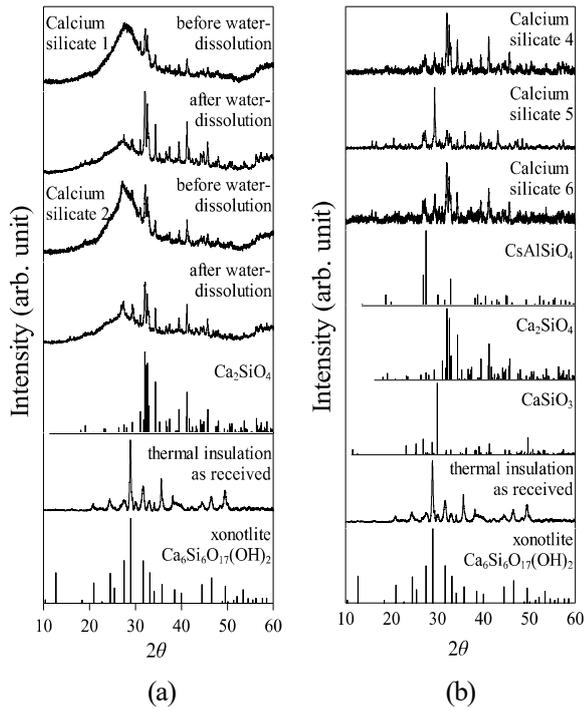


Figure 3.2-4 XRD results of calcium silicate samples after interaction tests with cesium: (a) before and after dissolution and (b) after dissolution only with baseline-corrected on XRD intensity (Adapted from Rizaal et al., 2022 [III.3.2-13])

The corresponding compounds are identified using ICP-OES and IR spectroscopy, as depicted in Figure 3.2-5 (a) and (b), respectively. The results confirm that the related soluble compound is the cesium metasilicate (Cs_2SiO_3).

The formation of both soluble and insoluble Cs compounds in calcium silicate insulator indicates the extent of Cs being trapped in the insulator upon interaction. Depending on the reaction temperature, the soluble Cs_2SiO_3 formation could account for 79-98 wt% of trapped Cs [III.3.2-14]. This large amount corresponds to the high concentration of silicate tetrahedra contained in the initial insulator material. The high chemical affinity of these silicates with cesium induces

structural transformation of the remaining calcium oxide and silicate molecules into a calcium-rich structure, Ca_2SiO_4 (Ca:Si=2). The insoluble CsAlSiO_4 (balance wt%) arises due to the inherent Al-substitution in silicate tetrahedra [III.3.2-16, 17], acting similarly to the formation of Cs_2SiO_3 [III.3.2-13].

The following reactions are considered for both compounds:

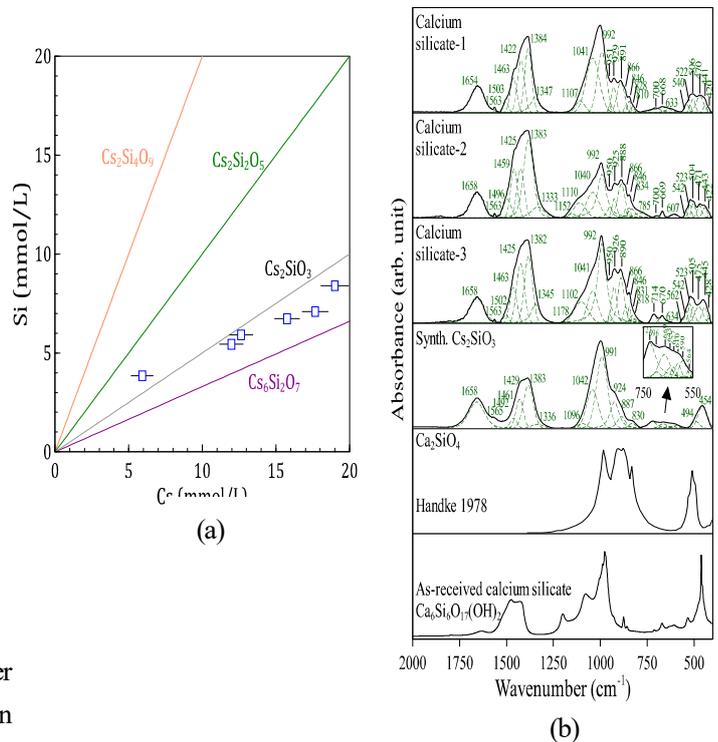
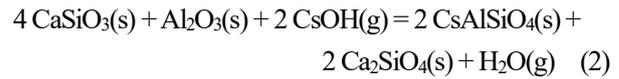
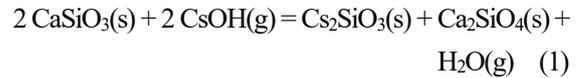


Figure 3.2-5 (a) Cs and Si relation in the leaching water of calcium silicate insulator after interaction test quantified by ICP-OES; (b) IR spectroscopy results (Adapted from Rizaal and Nakajima, 2024 [III.3.2-14])

where CaSiO_3 is the high-temperature stable compound of calcium silicate following dehydration process of xonotlite (i.e. $\text{Ca}_6\text{Si}_6\text{O}_{17}(\text{OH})_2(\text{s}) = 6 \text{CaSiO}_3(\text{s}) + \text{H}_2\text{O}(\text{g})$).

Furthermore, the trapping of Cs in calcium silicate at high temperature, as described by equations (1) and (2), results in significant volumetric shrinkage of the initial insulator by a factor of 0.84-0.94, despite a substantial weight increase of up to 85% [III.3.2-13]. These mechanisms suggest that replicating the characteristics of deposits in the outside pedestal of 1F is feasible in the proposed interaction scenario.

Therefore, it is anticipated that, for example, the cesium treatment or separation from the deposits could be developed based on the findings of the study.

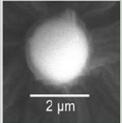
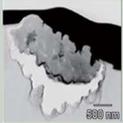
[JAEA Muhammad Rizaal]

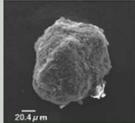
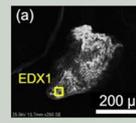
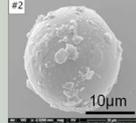
(参考文献は、第Ⅲ.3.2.3 項の後に示した)

3.2.3 Cs含有微粒子の起源及び原子力安全への提言 (1) はじめに

福島第一原発（FDNPS）事故の際、2011年3/15 AM09:00 過ぎに関東地方（つくば市）で観測されたCs含有微粒子（CsMPs）は、主にケイ酸ガラスで覆われていた[III.3.2-5]。これらは、チェルノブイリ事故で放出された核燃料粒子 [III.3.2-18]やシビアアクシデント(SA)実験で観測された可溶性Cs粒子 [III.3.2-19]とは異なっていた。このCsMPsはタイプA [III.3.2-20]と呼ばれるようになったが、より大型のタイプB [III.3.2-4]を始めとして、タイプC [III.3.2-7]、タイプD [III.3.2-21]、タイプE [III.3.2-22]と呼ばれる類似したケイ酸ガラス粒子がFDNPS近傍で次々と発見され、区別するためであった。

表 3.2-3 福島第一原発事故後に観測されたCs含有微粒子

	タイプA		タイプB
粒子の写真			
直径 (μm)	2 - 2.6	1 - 5	70 - 400
放射能 (Bq/粒子)	0.66 - 3.27	0.52 - 1.94	10 ¹ - 10 ⁴
比放射能 (Bq/g)	高		低
形状	球形	非球形(Al含有)	非球形
観測地点	1FのSSW(つくば), NW, NE	1FのSSW, NW	1FのN, NNW
¹³⁴ Cs/ ¹³⁷ Cs	~1.04		~0.93
起源の候補	3号機SGTSの主HEPAフィルタ		1号機R/BのIC断熱材
観測地点から予測される放出時期	3/14 11:01 3号機H ₂ 爆発、3/15 02:30 消防注水、3/15 06:10 4号機H ₂ 爆発、16:05 S/Cベント		3/12 15:36 1号機H ₂ 爆発、3/12 19:04 消防注水

	タイプC	タイプD	タイプE
粒子の写真			
直径 (μm)	120	~400	12 - 23
放射能 (Bq/粒子)	224±3	6.11×10 ⁵ - 2.48×10 ⁶	0.011±0.008
比放射能 (Bq/g)	高	高	低
形状	非球形	非球形	球形
観測地点	1Fの3km SSW	1Fの4km NNW	1FのW, SW
¹³⁴ Cs/ ¹³⁷ Cs	1.02±0.04	0.954 - 0.971	N/A
起源の候補	3号機SGTSのプレHEPAフィルタ	1号機SGTSのプレHEPAフィルタ	4号機SGTSの主HEPAフィルタ
観測地点から予測される放出時期	3号機消防注水 (3/15 02:30頃)	1号機水素爆発 (3/12 15:36) 直後	4号機水素爆発(3/15 06:10) 直後

福島第一原発事故後に環境中で観測されたタイプA~Eの特徴をまとめたものを表3.2-3に示す。表中に、¹³⁴Cs/¹³⁷Csの放射能比 [III.3.2-23]や放射線量等に基づいて予測されたタイプA~Eの起源についても記述した(タイプC~Eの起源は、タイプAとBの起源に基づいて予測したものであり、今後さらなる検証が必要である)。

タイプA [III.3.2-20]は、¹³⁴Cs/¹³⁷Csの平均放射能比が約1.04であることから、2号機または3号機起源と考えられる。しかし、タイプAはSiO₂成分を多く含み、凝縮ではなく微粒化によって生成されたと考えられること、3号機R/Bには断熱材がなかったことを考慮すると、HEPAフィルタは3号機の水素爆発時に微粒化されたと考えられる[III.3.2-24]。詳細は後述する。タイプAは、直径0.1~50μmの球形または非球形で、重量組成が40%以上のSiO₂であり、主な不純物としてFe、Zn、Csを含んでいた[III.3.2-25, 25]。タイプAには、ウランや⁹⁰Srなどの微量の放射性物質も含まれていた[III.3.2-27, 28, 29]。

タイプB [III.3.2-4]はタイプAよりも大きい(70-400μm)、タイプBの単位体積中の比放射能は、タイプAに比べて約4桁低い[III.3.2-3]。タイプBの平均放射能比¹³⁴Cs/¹³⁷Csは約0.94であり、1号機由来と考えられる。タイプB中には粒子中に繊維状の構造が見られたことから、水素爆発の火炎と爆風によって1号機R/Bの非常用復水器を覆っていた断熱材(ロックウール)が微粒化して生成したと考えられる[III.3.2-30]。

タイプC [III.3.2-20]は、¹³⁴Cs/¹³⁷Cs放射能比から3号機由来と考えられるが、タイプAよりも大きい(120μm)ことから、3号機HEPA主フィルタのガラス繊維(φ2μm)ではなく、3号機プレHEPAフィルタのガラス繊維(φ50μm)が微粒化により発生したものと考えられる。

タイプD [III.3.2-21]は、¹³⁴Cs/¹³⁷Csの放射能比から1号機由来と考えられる。1号機の水素爆発は3号機よりも緩やかであったため、HEPAフィルタの微粒化は抑制された。実際、HEPAフィルタに捕集された放射性物質の多くは、水素爆発後も残存した結果、フィルタ室は高線量のままで解体できないでいる。しかし、1号機の非常用ガス処理系(SGTS)配管からタイプDに類似した粒子が検出されており[III.3.2-31]、1号機のHEPAフィルタの一部が微粒化したと考えられる。

タイプE [III.3.2-22]は球状であることから、タイプAと同様に数秒間高温になった可能性がある(水素爆発後にR/Bの爆発中心部が真空になり、SGTS配管内で逆流が起きたことと関係している)。また、タイプA~Dに比べて単位体積中の比放射能が低いこと(4号機は運転中ではなかった)、タイプAに比べて粒子径が大きいこと(爆風が遅いほど粒子径が大きくなる)を考慮すると、観測された結果は4号機の水素爆発によ

る4号機HEPAフィルタの微粒化によるものと考えられる。

上記のタイプA～Eのうち、タイプAは単位体積あたりの比放射能が最も高く、環境中に最も多く放出されたタイプである。このため、本稿ではタイプAに焦点を当て、その生成機構について述べる。

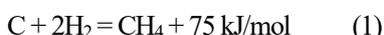
(2) 他研究のタイプA生成機構と矛盾点

福島第一原発事故後、多くの研究が実施されてきたが[III.3.2-2]、15年経った現在でもタイプAの生成機構は確定せず、いくつかの仮説が残っている[III.3.2-32]。

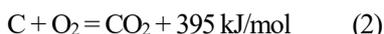
これまでに他の研究によって提案されたタイプAの生成機構は4つある。

- 1) 熔融炉心/コンクリート相互作用(MCCI) [III.3.2-25]、
- 2) 2号機炉心で生成+圧力抑制プール(S/P)で急冷[III.3.2-35]、
- 3) 2号機炉心で生成、ブローアウトパネルからの高温蒸気の放出と凝縮 [III.3.2-36]、
- 4) FeOを含む炉内Si粒子への揮発性成分の拡散 [III.3.2-37]。

1)の機構は、コンクリート中に十分なSi源があることで説明できるが、粒子発生の機構は凝縮が主体であり、高速流を必要とする微粒化ではない。筆者等が実施した電子線マイクロアナライザー (EPMA) による元素分析ではタイプA中に炭素が検出されたが、MCCIでは炭素の存在を説明できない。その理由は、コンクリート中の炭素量が限られていること、コンクリートの分解ガスとして熔融プールに入ったCO₂は、未酸化金属と反応してCOガスに還元されるためである。また、MCCI時に発生する水素とのメタン化反応により、式(1)により炭素をガス化するためである。



したがって、炭素は熔融プール表面に形成される粒子には残らない。式(2)の燃焼反応は、空気雰囲気中では起きて、623 K以上の温度で自然発火する。



2)の機構については、RPV内に炭素が集中して存在せず、たとえ存在しても式(1)によりガス化するため、タイプA中の炭素の存在を説明できない。また、SUS304には不純物としてSiが含まれているが、RPV内には集中したSi源は存在しない。S/Pのクエンチに関しては、粒子は一度水に接触すると水に捕獲され、水が蒸発するまで放出されない。福島第一原発事故中にS/Pが空になったという報告はなされていない。

3)の機構については、タイプAはブローアウトパネルから放出される前にまずR/Bで凝縮するはずであるが、2号機のR/BにおいてタイプAはほとんど検出されなかった。福島第一原発のNE 30 kmの海底土からもタイプAが検出されたが[III.3.2-38]、SWからNE方向へ風が吹いていた時間帯(2011年3/14 AM09:00-PM18:00)には、2号機の炉心温度はまだ上昇しておらず、2号機からの放出では説明できない。

4)の機構は、RPV内で発生する現象であり、RPV内ではガス化反応が起きるため、タイプA中の炭素の存在を説明することはできない。また、タイプAで観察された多量のSiや、格納容器上部フランジの漏洩と環境への放出時期との関係も説明できない。

筆者は、タイプAの生成機構を解明するためには、個々の現象や元素分析の結果だけにに基づく検討では不十分であり、放出時間帯や環境中の観測場所も含めた様々な視点からの検討が必要であると考えている[III.3.2-39]。

(3) 3号機のHEPAフィルタ起源説の技術的根拠

i) 微粒子生成機構としての凝縮または微粒化

従来のSA研究によると、SA時の微粒子形成機構として、蒸発・凝縮と微粒化が考えられる[III.3.2-19]。蒸発・凝縮は、物質が加熱され、気化し、その後冷却されて液化する際に、均質または不均質な核生成によって粒子が生成される機構である。SA時に発生するエアロゾルの大部分はこの機構によるものである。微粒化とは、高速流によって液体を凝集状態で微粒化することによって粒子が生成される機構である。

福島第一原発事故後の多くの環境測定で、タイプAは球状で高純度のケイ酸塩ガラスで覆われていることが確認された。凝縮は、通常、複数の浮遊元素が関与するため、このような高純度ケイ酸塩ガラスの生成を説明するのは困難である。したがって、タイプAは凝縮ではなく、特定の大きさのSi源が融解し、爆風等で微粒化することによって生成されたと考えられる[III.3.2-24]。

ii) 融解と微粒化を引起すエネルギー事象の必要性

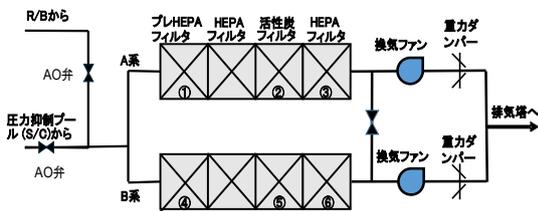
融解と微粒化を引起す事象は、水素爆発や水蒸気爆発、高圧熔融物放出等、高温・高速流でSiO₂(融点: 1,983 K、不純物の量により低下)を融解させ微粒化させる強力なエネルギー現象でなければならない。これまでのSA研究に基づき、福島第一原発事故特有のエ

エネルギー事象は1、3、4号機の水素爆発 [III.3.2-24]と考えた。

iii) 3号機 HEPA フィルタの低線量率

次に注目したのは、3号機の HEPA フィルタの線量率である。事故後に測定された各号機の SGTS ラインにおける HEPA フィルタの線量率を図 3.2-6 に示す。1号機の HEPA フィルタ線量率は、遮蔽体の外側から測定しなければならないほど高かった。2号機の最大線量率 1,000 mSv/h は直接測定できたので、1号機の線量率はそれよりも高かった。実際、最近の測定では、1号機の線量率は 2,000 mSv/h 以上に達していた。

3号機で測定された線量率は、同様の SA を経験した1号機よりも3桁以上も低い [III.3.2-39, 40, 41, 42]。2011年3/13夕方の3号機の R/B の線量率は、全電源喪失中のフェイルセーフ設計のため、R/B と SGTS 配管の間の弁が開いていたにもかかわらず、人が入れないほど上昇していた [III.3.2-43]。したがって、3号機の HEPA フィルタ線量率は、水素爆発前は高かったはずである。事故後の低い線量率は、水素爆発が HEPA フィルタに何らかの影響を与えた可能性を示している [III.3.2-24]。



http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts/111226_01-j.pdf 単位: mSv/hr

測定位置	測定日	①	②	③	④	⑤	⑥	線量分布
1号機	2020年12月	1470	1180	880	1580	1510	1330	順方向
2号機	2014年11月	220	460	1000	44	160	850	逆方向(1号H ₂ 爆発)
3号機	2011年12月	2.0	3.5	1.3	1.6	3.2	3.1	順・逆両方向?、低線量
4号機	2011年8月	0.1	0.5	6.7	0.1	0.5	5.5	逆方向(3号H ₂ 爆発)、低線量

図 3.2-6 福島第一原発事故後 HEPA フィルタ線量

2号機の高い線量率は、2号機 SGTS 配管に接続されていた1号機 SGTS 配管からの逆流が原因と考えられる。このことは、2号機で線量率が最も高かったのがラインの最後のフィルタであったことから裏付けられ、逆流があったことを示している。

4号機の線量率を見ると、2号機と同様に逆流が発生しているが、線量率は2号機よりも約2桁低い。これは、4号機の水素爆発が HEPA フィルタでの微粒化を引き起こしたためと考えられる。

iv) 3/15 早朝に高濃度 Cs 粒子が東海村を通過

次に、福島第一原発事故時に東海村で測定された空間線量を調べた。JAEA の東海事業所は、FDNPS から 172 km 離れたつくば市との間にあって、FDNPS から SSW114 km に位置している。JAEA で測定された2つの空間線量は、2011年3/15 AM07:00 頃に高濃度 Cs エアロゾルが東海を通過したことを示した [III.3.2-50, 51]。AM07:00 に東海村を通過し、AM09:00 につくば市に到着したプルームの放出時間を逆算すると、2011年3/15 AM02:00 頃に FDNPS を放出されたことになる。

(4) 筆者が提案するタイプ A 生成機構

i) HEPA フィルタの微粒化によるタイプ A の生成

3号機の水素爆発 [III.3.2-33] で発生したと考えられるタイプ A の生成過程を図 3.2-7 に示す。最近の研究 [III.3.2-47] によると、3号機で発生した水素の総量は 3,250 kg、3号機水素爆発時の R/B 内の水素質量は 1,300 kg、R/B 5 階の水素濃度は約 65 %、R/B4 階の水素濃度は 50 % であった。なお、3,250 kg は RPV での発生だけでなく、PCV での MCCI などの発生も含む。

水素爆発の火炎温度は、断熱条件を仮定した発生熱計算から約 1,590 K であり、水素爆発が発生した場合、爆風速度は 1~3 km/s に達した可能性がある [III.3.2-31]。このため、水素爆発の爆風と火炎は、SGTS 配管にも侵入したと考えられる。まず、爆風と火炎は、SGTS フィルタ室の最上流に設置された直径 50 μm のプレ HEPA フィルタを溶融・微粒化し、同フィルタに捕獲されていた炉心構造材を含む水溶性 Cs エアロゾルが巻き込まれ、大型のタイプ C [III.3.2-7] となったと考えられる。

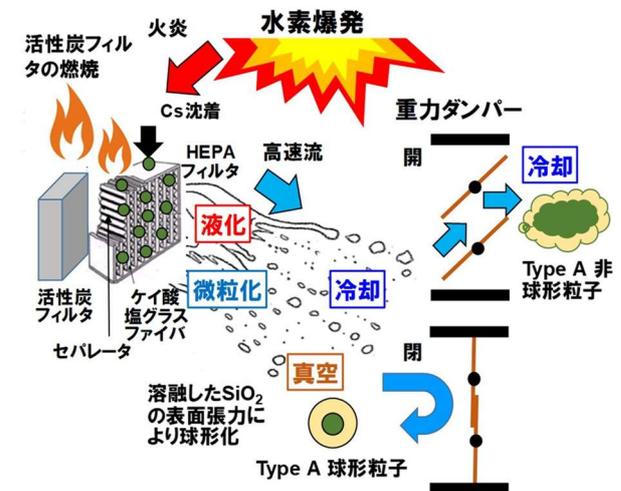


図 3.2-7 水素爆発と HEPA フィルタ微粒化イメージ

この爆風と炎は、プレフィルタ後段の直径1~2 μmの主フィルタにも到達し、フィルタ表面付近のガラス繊維を熔融・微粒化させた。この時、捕獲されていた水溶性 Cs エアロゾルも巻き込み、ガラス繊維の直径とほぼ同じ粒径のタイプ A を生成した[III.3.2-33]。

その後、爆風と炎が主フィルタに近接する活性炭フィルタに到達し、同フィルタを燃焼させ、主フィルタから分離した一部のタイプ A の表面に燃焼活性炭が付着した可能性がある。そのため、環境中で観測されたタイプ A の外側に付着した炭素割合は一定ではなかった[III.3.2-34]。また、活性炭の燃焼はタイプ A を高温下に晒し、タイプ A の粒径を更に小さくしたと考えられる。

ii) 事故後の SGTS フィルタ室の状態と凝縮水の存在

2020年11月、東京電力ホールディングスは3号機のSGTS フィルタ室を解体・開放し、その画像を公開した。3号機のSGTS フィルタ室（A系統とB系統）の写真を図3.2-8に示す[III.3.2-48]。B系統のHEPAフィルタの表面全体が灰色に変色しているか、部分的に斑点状になっている。さらに、活性炭フィルタ上部には、焦げた残渣のようなものが見られる。B系統HEPAフィルタの汚れを客観的に示すため、水素爆発の影響が少なかったA系統HEPAフィルタの写真も追加した。

萩原らは、照射熱流束によってフィルタに同様のシミができることを確認している[III.3.2-49]。写真に写っているフィルタの変色面積は限られているが、タイプAは環境中に放出されたCsの総量の約12% [III.3.2-50]、形状はすべて球形（直径2.0μm）であると仮定すると、タイプAの生成に必要なSiO₂の量は約2.1kg（0.75L）である。したがって、写真の状態と必要量は矛盾しない。

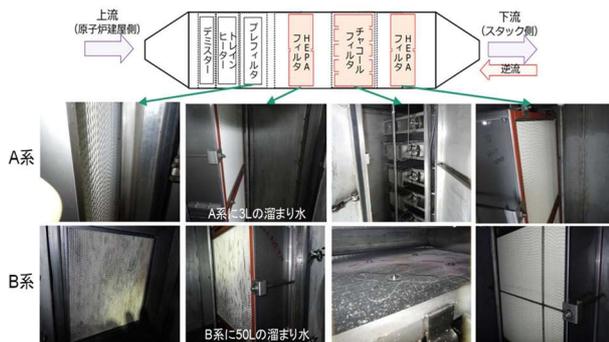


図 3.2-8 3号機 HEPA フィルタの事故後写真

さらに、SGTS フィルタ室を解体した際に50Lの凝縮水が発見されており[III.3.2-31]、水素爆発が発生した際に水素と酸素が反応して生成されたことを示している。あくまで暫定だが、フィルタ室+隣接配管の体積を15m³、戻り空気温度を160℃、飽和水蒸気量3.10kg/m³、フィルタ室解体時の温度を25℃（飽和水蒸気量0.023kg/m³）とすると、凝縮水量は約50Lとなる。

iii) タイプ A の再浮遊

3号機の水素爆発時（2011年3/14 AM11:01）の風向はSW方向であり、生成されたタイプAの大部分はENE方向に流された[III.3.2-38]。凝縮水のためにタイプAの一部はクエンチされ、一時的にSGTSラインやR/B内に閉じ込められた。クエンチの痕跡は、他の研究者によって報告されている[III.3.2-35]。凝縮水は、炉心からの崩壊熱によってすぐに蒸発し、PCVベントや蒸気発生によってR/B内に流れが生じると、タイプAは容易に再浮遊して環境中に放出された可能性がある。

したがって、タイプAは、①水素爆発時（2011年3/14 AM11:01）だけでなく、②2011年3/14 PM19:00や、③2011年3/15 AM02:30（5時間16分の中断後、消防車による注水を再開）、④2011年3/15 PM16:00（PCVベント）の時間帯にも放出されたと考えられる。ここで、③の放出は、直前の注水停止時間が長く、注水再開時の蒸気発生量が多いため、炉心温度、R/B温度の上昇が大きかったと考えられる。

(5) 提案仮説の検証

i) 環境中タイプ A の採取と外観

FDNPSのWNW方向のサイト1（2km）とサイト2（10km）の土壌試料から、タイプAをオートラジオグラフィを用いて採取した。サイト1から採取した7個のタイプAのうち3個は炭素膜に覆われていた。サイト2のタイプAはほとんどが単独で存在していたが、一部は炭素を含む非球形粒子に近接していた。炭素被膜やタイプAに近接する非球形粒子を図3.2-9に示す[III.3.2-34]。

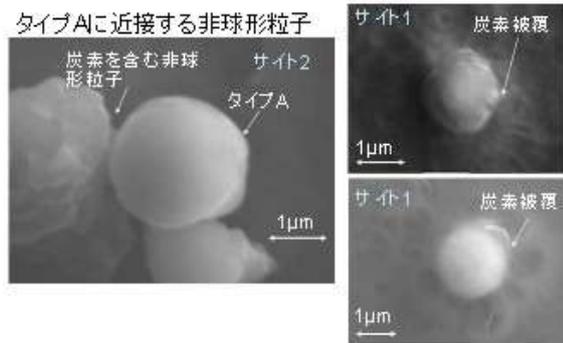


図 3.2-9 環境中に炭素とともに存在するタイプ A

ii) ガラス繊維とタイプ A の EPMA 成分分析

EPMA を用いてタイプ A とガラス繊維の成分を調べた。表 3.2.4 は、ガラス繊維とタイプ A の成分の質量比を比較したものである（試料の固定には C テープと銅テープを使用）[III.3.2-33]。測定結果は、炉心で発生し HEPA フィルタに輸送されたエアロゾルに含まれると考えられる Cs、Fe、Sn を除き、ほぼ同様であった。Zn は炉心で発生したエアロゾルと元のガラス繊維の両方に含まれていた。これらの結果は、他の研究者 [III.3.2-34] による測定結果や HEPA フィルタ製造元の安全データシート (SDS) [III.3.2-51] と類似していることも確認された。

表 3.2-4 タイプ A 構成元素の測定・他研究との比較

元素	本研究 (Cu テープ) wt%	本研究 (C テープ) wt%	他研究 (古木: C テープ) KOI ¹⁾	他研究 (古木: C テープ) OTZ ¹⁾
C	5.04 ± 1.8	—	—	—
SiO ₂	52.7 ± 3.3	50 ± 6.7	65.2	45.4
Fe ₂ O ₃	13.4 ± 4.1	12 ± 2.7	12.2	19.0
ZnO	15.9 ± 4.9	13 ± 3.5	6.58	14.3
Cs ₂ O	6.30 ± 1.3 ^{*)}	11 ± 6.6 ^{*)}	8.88	11.3
SnO ₂	0.92	5.7 ± 2.7	4.08	2.53
Rb ₂ O			1.14	2.20
K ₂ O	1.29	2.1 ± 2.9	0.41	0.41
Cl	1.34		0.80	1.74
MnO	0.46		0.48	0.96
PbO			0.22	0.70
Na ₂ O	3.67	3.4 ± 2.1		
MgO	1.53	1.0 ± 0.3		
Al ₂ O ₃	0.64	3.2 ± 1.2		
CaO	0.52 ± 0.2	1.4 ± 1.3		
Cr ₂ O ₃	1.87			

^{*)} EPMA 解析において、Cs と Ba の特性 X 線が近接し、適切に分離されなかった可能性

iii) タイプ A 内外の炭素存在の確認

HEPA フィルタのガラス繊維は、製造の最終段階で炭素を含むアクリル樹脂系バインダに浸漬して成形されており、HEPA フィルタの近傍には活性炭フィルタが配置されていた。このため、提案した生成機構が

正しければ、水素爆発直後のガス中は低酸素のために炭素の自然発火が起こらず、タイプ A 中に炭素が残留した可能性がある。あるいはタイプ A 生成後、活性炭フィルタ表面から蒸発した浮遊活性炭がタイプ A の外側に付着した可能性もある。既存の成分分析では、粒子の固定に C テープが使用されていたため、試料台の炭素とタイプ A の内部または外部の炭素を区別することが困難であった。このため、環境から採取したタイプ A、ガラス繊維、模擬粒子 [III.3.2-34] に関する EPMA 成分分析を銅テープも使用して行った。結果を表 3.2-5 に示す。

HEPA フィルタ説が正しければ、水素爆発の燃焼時間は短いため、タイプ A に炭素が残留した可能性がある。またはタイプ A が生成した後、活性炭フィルタの表面から蒸発または微粒化した浮遊活性炭を通過する際に、活性炭がタイプ A の外側に付着した可能性がある。模擬粒子中の炭素がガラス繊維中よりも少ないのは、バインダが少し燃焼したためで、タイプ A 中の C がさらに少し少ないのは、ガラス繊維の表面に付着した放射性 FP エアロゾルが混入したためと考えられる。

表 3.2-5 GF 模擬粒子、タイプ A の成分分析 (Cu テープ)

化学種	ガラス繊維 (wt%)	模擬粒子 (wt%)	タイプ A (wt%)
SiO ₂	61.9 ± 3.8	70.8 ± 3.9	52.7 ± 3.3
C	12.9 ± 6.1	6.9 ± 4.0	5.0 ± 1.8
Fe ₂ O ₃	-	-	13.4 ± 4.1
ZnO	6.6 ± 1.9	2.4 ± 0.7	15.9 ± 4.9
Cs ₂ O	-	-	6.3 ± 1.3
SnO ₂	-	-	0.9
Al ₂ O ₃	6.0 ± 0.2	6.7 ± 0.4	0.6
B ₂ O ₃	-	-	-
CaO	3.0 ± 0.7	2.7 ± 0.4	0.5 ± 0.2
MgO	1.3 ± 0.3	1.0 ± 0.2	1.5
Na ₂ O	7.5	4.1 ± 0.5	3.7 ± 0.2
K ₂ O	3.2 ± 0.3	2.2 ± 0.5	1.3 ± 0.5
TiO ₂	2.3 ± 0.2*	2.6 ± 0.0*	-
Cl	0.8	0.6	1.3 ± 0.2

^{*)} Ti と Ba が共存し、適切に分離されなかった可能性がある。

iv) EPMA を用いたガラス繊維からの微粒子生成

一般的な EPMA 測定では、試料は試料台に固定されているため、電子ビームを照射しても試料から試料台への熱伝導が大きく、試料は溶融しない。しかし、ガラス繊維は細長い棒状であり、EPMA 分析時の高真空 (10⁻⁴ Pa) 条件下での断熱状態を考慮すると、試料台から離れた先端部分では熱伝導はほとんど無視できる。

その結果、ガラス繊維の先端に EPMA の電子線を照射するとガラス繊維が急速に加熱・熔融し、直径数 μ の球状の微粒子生成が起きることを偶然発見した [III.3.2-34]。図 3.2-10 は EPMA 電子線によって生成した模擬微粒子であり、タイプ A の起源がガラス繊維であり、水素爆発の火炎と爆風によって生成されたことを指示している。

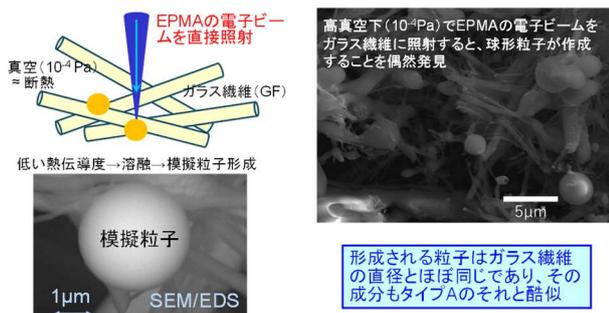


図 3.2-10 EPMA 電子ビームを用いた模擬粒子作成

(6) 原子力安全のさらなる向上に向けて [III.3.2-50]

HEPA フィルタは、事故時に燃料から放出される放射性核種を除去し、環境への放出量を抑制するため、事故時にその機能を維持することは重要である。

水素爆発+HEPA フィルタ起源説が正しいとすれば、水素爆発を防止し、HEPA フィルタでの燃焼を防止する対策を講じ、タイプ A の生成を防ぐ必要がある。事故後の線量測定値や写真から、1 号機では HEPA フィルタの機能は維持されていたが、3 号機と 4 号機では水素爆発の火炎と爆風が到達したため、HEPA フィルタの捕集機能が失われた。4 号機は運転停止中であり、放射性核種の付着はほとんどなかったが、タイプ E が多数生成した可能性がある。そのため、HEPA フィルタの燃焼を防止する対策が必要と考える。

SA 時の水素爆発防止対策としては、R/B に水素再結合器を設置する、または、R/B の天井を開閉できる構造にして水素濃度の上昇を防ぐ方法が一般的である。しかしながら、福島第一原発事故のように全電源喪失の場合には、これらの対策が機能しない場合がある。このため、水素爆発時に爆発の火炎が HEPA フィルタに到達しないよう、HEPA フィルタを現行の位置から SGTS 配管のさらに下流側に移動することを提案したい。参考のため、3 号機の HEPA フィルタは、R/B の空気取入口から 36 m 離れた SGTS 配管に設置されていた。水素爆発の火炎が到達しても熔融しない高融点のガラス繊維を作る方策はあるかもしれないが、新技術の開発等を考えると現実的ではないと考える。

(7) 結論

福島第一原発事故では、これまでに 5 種類のケイ酸塩ガラスで覆われた Cs 含有微粒子 (CsMPs) がみついている。それらの起源は、放出時間帯や気象条件、観測場所、既存研究の知見等を総合的に勘案すると、2 号機の炉心由来ではなく、1,3,4 号機の水素爆発による火炎や爆風によって、SGTS 配管の HEPA フィルタや R/B の断熱材が微粒化されて生成した可能性が高い。

提案した CsMPs の生成機構の仮説が正しければ、HEPA フィルタの燃焼を防止する対策を講じることで、CsMPs の生成と環境への放出を回避できる。福島第一原発事故では、CsMPs の放出量が Cs の総放出量の約 10% を超えていた可能性があるため、燃焼防止対策は Cs の放出量を減らすことにも役立つ。

【新潟大学 日高 昭秀】

[第III.3.2節 参考文献]

- [III.3.2-1] Kashparov V.A., Ahamdach N, Zvarich SI, Yoscenko VI, Maloshtan IM, Dewiere L, Kinetics of dissolution of Chernobyl fuel particles in soil in natural conditions. *J. Environ. Radioact.* 2004;72:335–353.
- [III.3.2-2] Igarashi Y, Kogure T, Kurihara Y, Miura H, Okumura T, Sato Y, Takahashi Y, Yamaguchi N (2019) A review of Cs-bearing microparticles in the environment emitted by the Fukushima Dai-ichi NPP accident. *J Environ Radioact* 205–206:101–118.
- [III.3.2-3] Satou Y, Sueki K, Sasa K, Adachi K, Igarashi Y, 2016, First successful isolation of radioactive particles from soil near the Fukushima Daiichi nuclear power plant. *Anthropocene* 14:71–76.
- [III.3.2-4] Satou Y, Sueki K, Sasa K, Yoshikawa H, Nakama S, Minowa H, Abe Y, Nakai I, Ono T, Adachi K, Igarashi Y (2018) Analysis of two forms of radioactive particles emitted during the early stages of the Fukushima Dai-ichi nuclear power station accident. *Geochim J* 52:137–143. <https://doi:10.2343/geochemj.2.0514>.
- [III.3.2-5] Adachi K, Kajino M, Zaizen Y, Igarashi Y (2013) Emission of spherical cesium-bearing particles from an early stage of the Fukushima nuclear accident. *Sci Rep* 3:2554. <https://doi.org/10.1038/srep02554>.
- [III.3.2-6] Ikehara R, Suetake M, Komiya T, Furuki G, Ochiai A, Yamasaki S, Bower WR, Law GTW, Ohnuki T, Grambow B, Ewing RC, Utsunomiya S, Novel Method of Quantifying Radioactive Cesium-Rich Microparticles (CsMPs) in the Environment from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. *Environ. Sci. Technol.* 2018;52:6390–6398.
- [III.3.2-7] Zheng Z, Igarashi J, Satou Y, Ninomiya K, Sueki K, Shinohara A, 2019, Activity of ^{90}Sr in fallout particles collected in the difficult-to-return zone around the Fukushima Daiichi nuclear power plant. *Environ Sci Technol* 53:5868–5876.
- [III.3.2-8] Suzuki C, Nakajima K, Osaka M, 2021, Phase stability of Cs-Si-O and Cs-Si-Fe-O compounds on stainless steel, *J Nucl Sci Technol*, 2021;59(3):345-356.
- [III.3.2-9] Yamaguchi N, Mitome M, Hasegawa Kotone A, Asano M, Adachi K, Kogure T, 2016, Internal structure of cesium bearing radioactive microparticles released from Fukushima nuclear power plant. *Sci. Rep.* 6:20548.
- [III.3.2-10] Tokyo Electric Power Company (TEPCO), Internal Exploration of the Unit 2 Primary Containment Vessel (PCV): Reevaluation of Dose Rate Estimate, Tokyo Electric Power Company(2017).
- [III.3.2-11] M. Rizaal, T. Saito, K. Okamoto, N. Erkan, K. Nakajima, M. Osaka, “Room-temperature adsorption behavior of cesium onto calcium silicate insulation”, *Mechanical Engineering Journal*, 7, 19–563 (2020a).
- [III.3.2-12] M. Rizaal, K. Nakajima, T. Saito, M. Osaka, K. Okamoto, “Investigation of high-temperature chemical interaction of calcium silicate insulation and cesium hydroxide”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 57(9), 1062–1073 (2020b).
- [III.3.2-13] Rizaal, K. Nakajima, T. Saito, M. Osaka, K. Okamoto, “High-Temperature Gaseous Reaction of Cesium with Siliceous Thermal Insulation: The Potential Implication to the Provenance of Enigmatic Fukushima Cesium-Bearing Material”, *ACS Omega*, 7, 29326–29336 (2022).
- [III.3.2-14] M. Rizaal, K. Nakajima, “Advances in understanding cesium retention on calcium silicate material”, *Chemosphere*, 363, 142870 (2024).
- [III.3.2-15] M.F. Osborne, R.A. Lorenz, “ORNL studies of fission product release under LWR severe accident conditions”, *Nuclear Safety*, 33, 344–365(1992).
- [III.3.2-16] L. Pegado, C. Labbez, S.V. Churakov, “Mechanism of aluminium incorporation into C-S-H from Ab initio calculations”, *Journal of Materials Chemistry A*, 2, 3477–3483(2014).
- [III.3.2-17] A. Kunhi Mohamed, P. Moutzouri, P. Berruyer, B.J. Walder, J. Siramanont, M. Harris, M.

- Negroni, S.C. Galmarini, S.C. Parker, K.L. Scrivener, L. Emsley, P. Bowen, "The atomic-level structure of cementitious calcium aluminate silicate hydrate", *Journal of American Chemical Society*, 142, 11060–11071(2020).
- [III.3.2-18] Steinhäuser G (2018) Anthropogenic radioactive particles in the environment. *J Radioanal Nucl Chem* 318:1629–1639. <https://doi.org/10.1007/s10967-018-6268-4>.
- [III.3.2-19] Kataoka I, 2013, Review of thermal-hydraulic researches in severe accidents in light water reactors. *J Nucl Sci Technol* 50(1):1–14.
- [III.3.2-20] Ono T, Iizawa Y, Abe Y, Nakai I, Terada Y, Satou Y, Sueki K, Adachi K, Igarashi Y, 2017, Investigation of the chemical characteristics of individual radioactive micro-particles emitted from reactor 1 by the Fukushima Daiichi nuclear power plant accident by using multiple synchrotron radiation x-ray analyses. *Bunseki Kagaku* 66(4):251–261 (in Japanese).
- [III.3.2-21] Morooka K, Kurihara E, Takehara M, Takami R, Fueda K, Horie K, Takehara M, Yamasaki S, Ohnuki T, Grambow B, Law GTW, Ang JW, Bower WR, Parker J, Ewing RC, Utsunomiya S, 2021, New highly radioactive particles derived from Fukushima Daiichi reactor unit 1: properties and environmental impacts. *Sci Total Environ* 773:145639. <http://doi.org/10.1016/j.scitotenv.2021.145639>.
- [III.3.2-22] Macsik Z, Hudston LA, Wurth KN, Meininger D, Jesinghous C, Tenner TJ, Naes BE, Boswell M, Shozugawa K, LaMont SP, Steiner RE, Steinhäuser G, 2022, Identification, isolation, and characterization of a novel type of Fukushima-derived microparticle. *J Radioanal Nucl Chem* 331:5333–5341.
- [III.3.2-23] Komori M, Shozugawa K, Nogawa N, Matsuo M (2013) Evaluation of radioactive contamination caused by each plant of Fukushima Daiichi nuclear power station using $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ activity ratio as an index. *Bunseki Kagaku* 62(6):475–483.
- [III.3.2-24] Hidaka A, 2019, Formation mechanisms of insoluble Cs particles observed in Kanto district four days after Fukushima Daiichi NPP accident. *J Nucl Sci Technol* 56(9–10):831–841.
- [III.3.2-25] Furuki G, Imoto J, Ochiai A, Yamasaki S, Nanba K, Ohnuki T, Grambow B, Ewing RC, Utsunomiya S, 2017, Caesium-rich micro-particles: a window into the meltdown events at the Fukushima Dai-ichi NPS. *Sci Rep* 7:42731. DOI: 10.1038/srep42731.
- [III.3.2-26] Kogure T, Yamaguchi N, Segawa H, Mukai H, Motai S, Akiyama-Hasegawa K, Mitome M, Hara T, Yaita T, 2016, Constituent elements and their distribution in the radioactive Cs-bearing silicate glass microparticles released from Fukushima nuclear plant. *Microscopy* 65:451–459.
- [III.3.2-27] Ochiai A, Imoto J, Suetake M, Komiya T, Furuki G, Ikehara R, Yamasaki S, Law GTW, Ohnuki T, Grambow B, Ewing RC, Utsunomiya S, 2018, Uranium dioxides and debris fragments released to the environment with cesium-rich microparticles from the Fukushima Daiichi nuclear power plant. *Environ Sci Technol* 52(5):2586–2594. <https://doi.org/10.1021/acs.est.7b06309>
- [III.3.2-28] Abe Y, Iizawa Y, Terada Y, Adachi K, Igarashi Y, Nakai I, 2014, Detection of uranium and chemical state analysis of individual radioactive microparticles emitted from the Fukushima nuclear accident using multiple synchrotron radiation x-ray analyses. *Anal Chem* 86:8521–8525. <http://doi.org/10.1021/ac501998d>.
- [III.3.2-29] Igarashi J, Zheng J, Zhang Z, Ninomiya K, Satou Y, Fukuda M, Ni Y, Aono T, Shinohara A, 2019, First determination of Pu isotopes (^{239}Pu , ^{240}Pu and ^{241}Pu) in radioactive particles derived from Fukushima Daiichi nuclear power plant accident. *Sci Rep* 9:11807. <https://doi.org/10.1038/s41598-019-48210-4>.
- [III.3.2-30] Martin PG, Satou Y, Griffiths I, Richards D, Scott T, 2017, Analysis of external surface irregularities on Fukushima-derived fallout particles. *Front Res Sec Nuclear Energy*. <https://doi.org/10.3389/fenrg.2017.00025>.

- [III.3.2-31] Nuclear Regulation Authority, 2021, TEPCO Fukushima Daiichi Nuclear Power Station - Interim Report on the Investigation and Analysis of the Accident, 000345595.pdf (nsr.go.jp).
- [III.3.2-32] Hidaka A, 2021, How the Cesium-bearing microparticles were formed? - inference of an interdisciplinary researcher. *Trans Atomic Energy Soc Japan* **ATOMOΣ** 63(9):679–680 (in Japanese).
- [III.3.2-33] Hidaka A, 2021, Formation of Type A glassy cesium-bearing microparticles from HEPA filter materials in unit 3 during Fukushima Dai-ichi NPS accident - from viewpoint of similarity in silicate glass composition. In: proceedings of ICAPP2021, paper 21139.
- [III.3.2-34] Hidaka A, 2022, Identification of carbon in glassy cesium-bearing microparticles using electron microscopy and formation mechanisms of the microparticles. *Nucl Technol* 208(2):318–334.
- [III.3.2-35] Ito K, Suzuki A, Oishi Y, Nakamori F, Hikida S, Nozaki K, Honda T, Mizokami S, 2018, Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear power station accident (10) phenomenological generation mechanisms of spherical cesium bearing particle. *Trans. of AESJ Spring Mtg.* 2M20
- [III.3.2-36] Miura H, Kurihara Y, Yamamoto M, Sakaguchi A, Yamaguchi N, Sekizawa O, Nitta K, Higaki S, Tsumune D, Itai T, Takahashi Y, 2020, Characterization of two types of cesium-bearing microparticles emitted from the Fukushima accident via multiple synchrotron radiation analyses. *Sci Rep* 10:11421 <https://www.nature.com/articles/s41598-020-68318-2>.
- [III.3.2-37] Zheng L, Yan B, Peng B, Li H, Jiang Z, Ueda S, 2022, A proposed formation mechanism of Type-A radiocaesium-bearing microparticles released from Units 2/3 during Fukushima Daiichi nuclear power plant accident. *J Nucl Mater*, 563:153623.
- [III.3.2-38] Ikenoue T, Takehara M, Morooka K, Kurihara E, Takami R, Ishii N, Kudo N, Utsunomiya S, 2020, Occurrence of highly radioactive microparticles in the seafloor sediment from the pacific coast 35 km northeast of the Fukushima Daiichi nuclear power plant. *Chemosphere* 267:128907. <https://doi.org/10.1016/j.chemosphere.2020.128907>.
- [III.3.2-39] Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_110827_02-j.pdf, 2011.
- [III.3.2-40] Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_111226_01-j.pdf, 2011.
- [III.3.2-41] Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. <http://www.tepco.co.jp/decommission/news/data/sm/images/sv-u1-20151130-j.pdf#page=9>, 2015.
- [III.3.2-42] Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. <http://www.tepco.co.jp/press/release/2017/pdf2/171225j0107.pdf#page=29>, 2017.
- [III.3.2-43] Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. Investigation committee on the accident at the Fukushima NPS, Final Report, Attachments I, July 23, 2012, <http://www.cas.go.jp/jp/seisaku/icanps/eng/final-report.html>.
- [III.3.2-44] Furuta S, Sumiya Y, Watanabe H, Nakano M, Imaizumi K, 2011, Results of the environmental radiation monitoring following the accident at the Fukushima Daiichi nuclear power plant - interim report (ambient radiation dose rate, radioactivity concentration in the air and radioactivity concentration in the fallout)-, JAEA-Review 2011-035.
- [III.3.2-45] Ohkura T, Oishi T, Taki M, 2012, Emergency monitoring of environmental radiation and atmospheric radionuclides at Nuclear Science Research Institute, JAEA following the accident of Fukushima Daiichi NPP, JAEA-Data/Code 2012-010.
- [III.3.2-46] Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., 2021 <https://www.nsr.go.jp/data/000358692.pdf>.

- [III.3.2-47] Wison Luangdilok, 2020, Nucl Eng Des, 362:110536,
<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2020.110536>.
- [III.3.2-48] Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., 2021 <https://www.nsr.go.jp/data/000358692.pdf>.
- [III.3.2-49] Hagiwara H, Kondo K, Hidaka A, 2022, The formation mechanism of radiocesium-bearing microparticles derived from the Fukushima Daiichi nuclear power plant using electron microscopy, J Radioanal Nucl Chem, 331:5905 – 5914
- [III.3.2-50] Hidaka A, 2023, Origin of Cs-bearing silicate glass microparticles observed during Fukushima accident and recommendations on nuclear safety, J Radioanal Nucl Chem, 332:1607 – 1623
- [III.3.2-51] Nippon Muki Co. Ltd. Composition of glass fibers, SDS-CM-001, Dec. 1, revised Sep. 28, 2018.

4. 事故進展シナリオの見直し

4.1 格納容器閉じ込め機能喪失と対策

4.1.1 格納容器の過圧・過温破損

1号機の事故時の原子炉圧力・水位、格納容器の圧力(D/W:ドライウェル、S/C:圧力抑制室)のデータで特徴的なのは、3月11日の夜には、原子炉水位計が上昇を示している点である。これは格納容器(PCV)内が高温になって、水位計の2本ある差圧計装管のうち、PCVのD/Wに露出している基準水頭管の水が過熱した高温気体により蒸発を開始していることを示すものである。原子炉圧力容器の底部破損が生じる前に原子炉圧力が低下している。

図4.1-1に示すように、これを説明し得る複数の漏洩箇所が考えられる。1つは、図4.1-2(a),(b)に示す炉内中性子計装管(TIP)が高温の炉内で溶融し、この計装管下端からの蒸気の漏洩が考えられる。この対策としては、TIPチューブの計装管には、火薬を電気信号で着火させ、チューブを押し潰して漏洩を防ぐ、シェアバルブが設置されている。図4.1-3(a)に示す原子炉建屋内の詳細な線量測定結果が実施されており、TIP室に隣接する機器ファンネル室直上部分の線量が高く、事故当時にも湯気漏洩が観察されたものの、オペレーションフロアの水素爆発を引き起こすほどの漏洩量はないと考えられる。図4.1-3(b)には湯気の凝縮滴下水によると思われる床汚染が記録されている。

炉内で発生した約1,000℃の過熱蒸気や高温の水素ガスにより、主蒸気逃がし安全弁を取り付けた管台フ

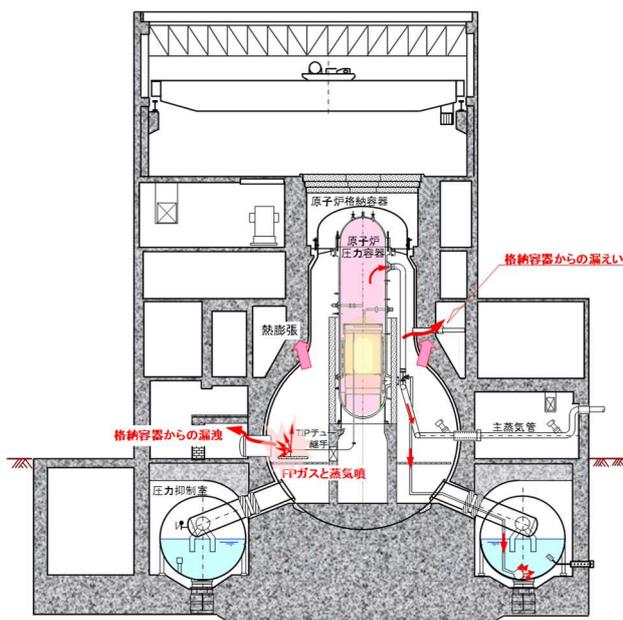


図4.1-1 原子炉および格納容器の想定漏洩箇所

ランジ接合部のボルトが短時間でクリープしたり、ガスケット(圧縮グラファイト)を損傷させて漏洩を生じたことなどの要因が考えられる。

図4.1-4に原子炉および格納容器の漏洩想定箇所を示す。3月11日の18:00ごろには白い湯気を、23:00過ぎにはタービン建屋の線量も上昇しており、図4.1-5に示す、PCVのペネトレーション(貫通部、以下ペネと略す)やハッチ、上部フランジのOリングパッキン(耐熱温度約220℃のシリコンゴム)などから、高温の蒸気とともに、水素とFPを含む放射性の気体や粒子状物質が漏洩したと考えられる。

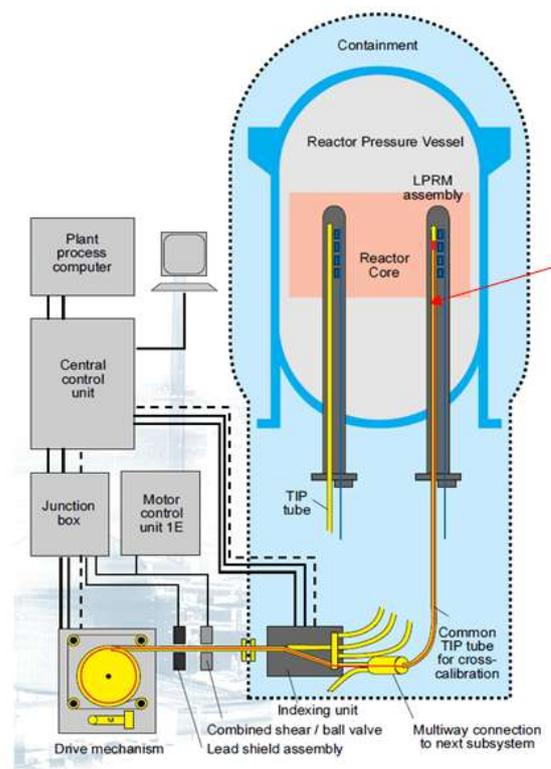


Fig. 1 Arrangement of the TIP components

図4.1-2(a) TIP校正用導管

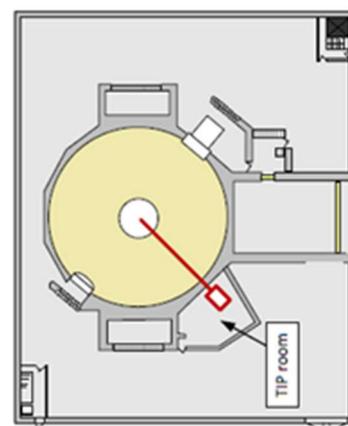


図4.1-2(b) TIP巻き取りドラムの位置(平面図)

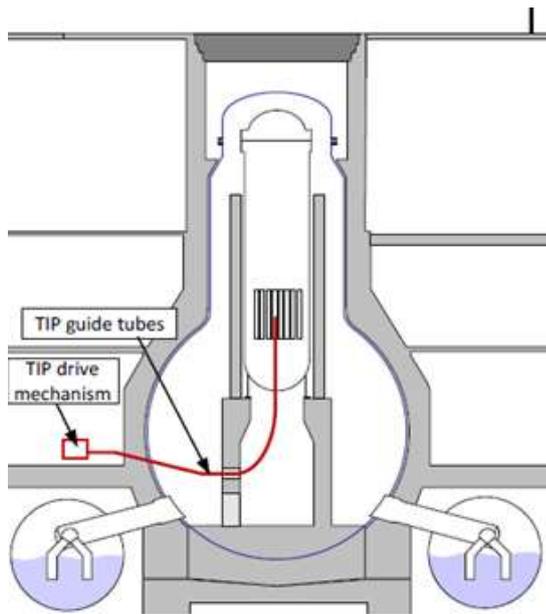


図 4.1-2(c) 巻き取りドラムの位置 (立面図)

格納容器の温度が上昇するとシリコンゴムのパッキンやOリングは劣化し、またエポキシ樹脂を充填した電気ペネなども損傷している可能性が考えられたが、電気ペネのシール部は放射線の線量は高いものの、充填されたエポキシ樹脂は残っておりシール機能はかろうじて保持されていたと考えられる。



測定点	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13
床上150cm	254	321	132	1900	881	290							
床上15cm	238	251	77	840	406	254	93%1	55%1	34%1	40%1	102%1	132%1	57%1
測定点	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	
床上150cm		1110	1620	1050	345	538							130%2
床上15cm	109%1	528	777	520	311	474	2070%3	5150%4	85%1	96%1	168%1		

※1床上150cm ※2床上106cm ※3ファンネル上部 ※4床貫通部上層
※5斜壁については干渉物等により測定できなかった箇所

図 4.1-3(b) 1号機原子炉建屋内線量測定結果[III.4.1-5]

特に水素爆発の要因となった、原子炉建屋上部のオペレーションフロア（運転床）への水素漏洩ルートの確認と対策が必要である。格納容器上部フランジのOリングパッキンの劣化については、図 4.1-6 に示すとおり、NUPEC（原子力発電技術機構）で実施された格納容器の過温破損要素試験およびFEM解析が実施されている。この知見に依ると、格納容器のトップフランジは

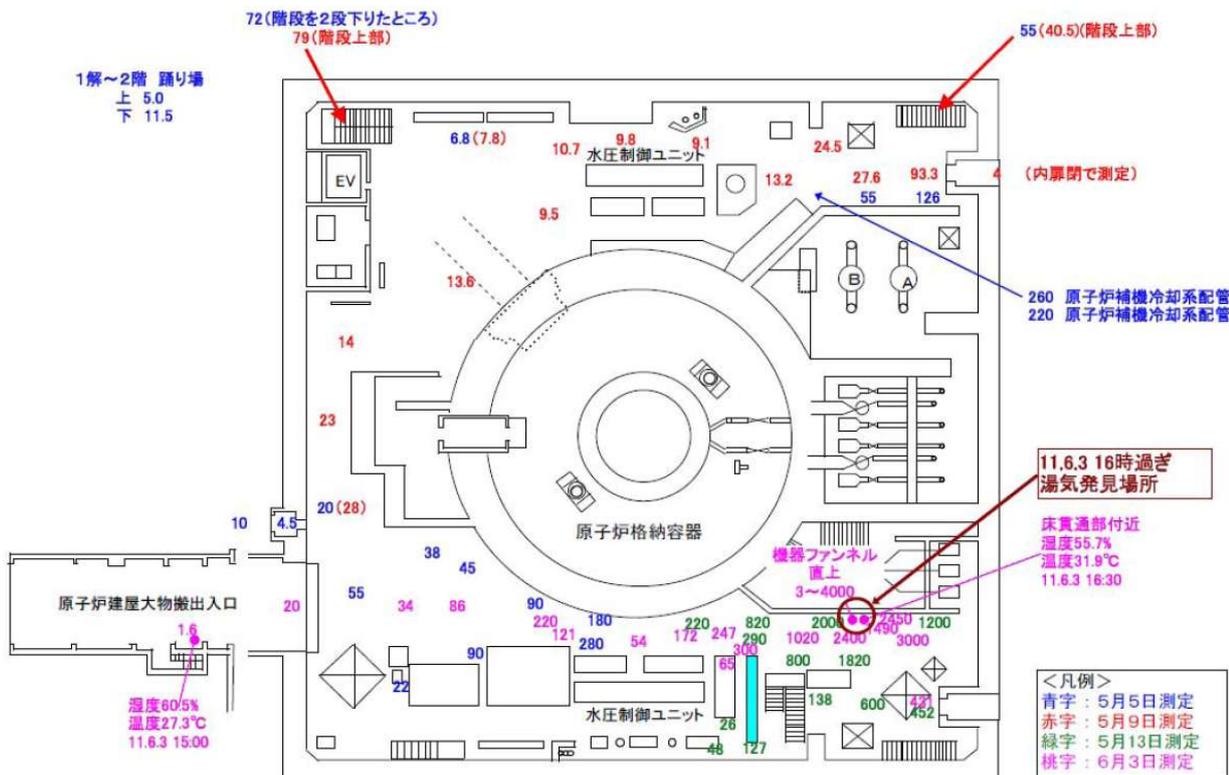


図 4.1-3 (a) 1号機原子炉建屋内線量測定結果[III. 4.1-5]

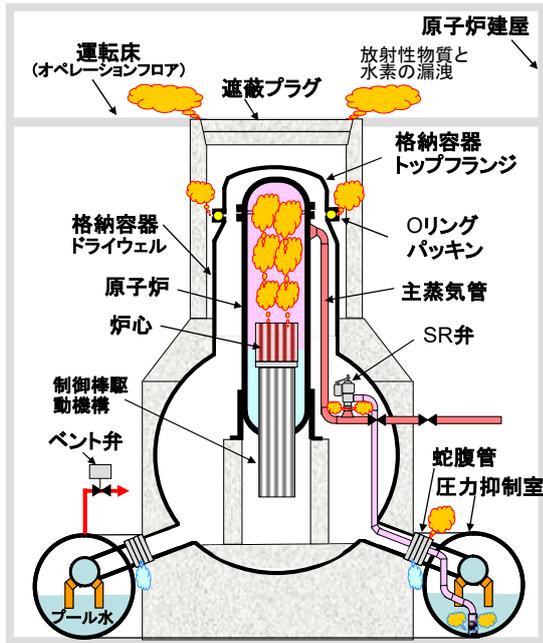


図 4.1-4 原子炉および格納容器の漏洩想定箇所

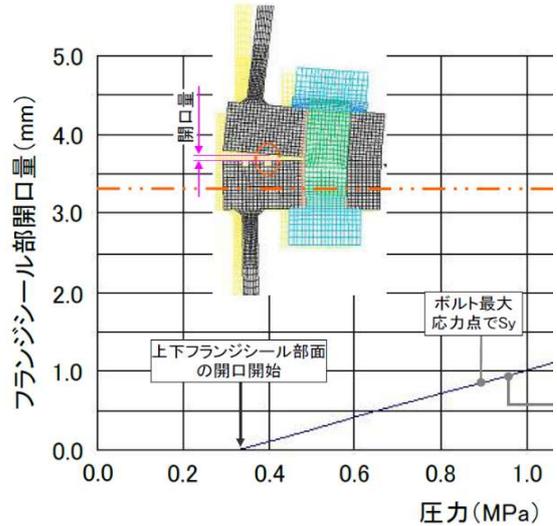
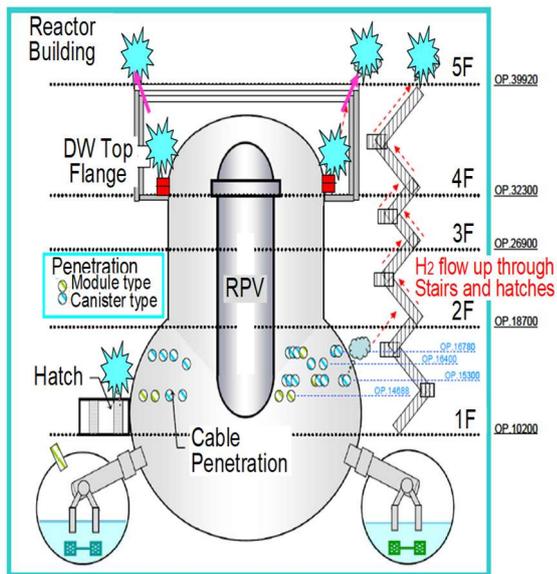


図 4.1-6 NUPEC の格納容器上部フランジ変形解析 [III.4.1-1]



4.4.1-5 ハッチやペネトレーション [III.4.1-2]

PCV 内圧 0.32 MPa で開口する。O リングはシリコンゴム製で、耐熱温度が約 220℃であるが、150℃以上の蒸気に曝されると弾力を失う。炉心上部が露出して過熱蒸気が格納容器内に流出した段階で、格納容器上部が 400℃の高温となった。O リングの弾力性が失われ、フランジが開口すると、水素と放射性物質が格納容器上部のオペレーションフロアにリークしたと考えられる。

一方、格納容器の下部にも損傷箇所があり、タービン建屋や原子炉建屋からのピットなどが損傷して汚染水が漏洩していると考えられる。図 4.1-8 に示すとおり、

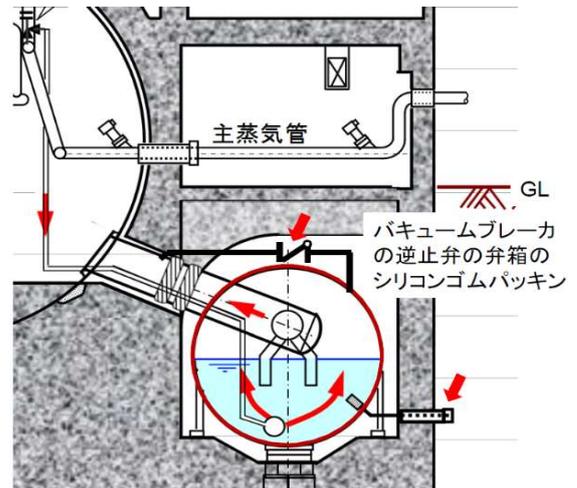


図 4.1-7 トーラス部の損傷想定箇所



図 4.1-8 福島第一原子力発電所の 2 号機のロボットによる点検結果

2号機のロボットによる点検結果を見るとサンドクッションからの水の漏洩も無いのでドライウェル下部やベント管のベローズの損傷は無いと考えられる。そこで、図4.1-7に示すように、トーラスに接続される配管や弁の弁箱のシリコンゴムパッキンなどの損傷の可能性が考えられる。トーラス室はタービン建屋とトレンチ等で接続され、このコンクリート部分にひび割れなどがあると地下水の汚染を引き起こしていると考えられ、損傷箇所の特定のため、トーラス室を水ガラスなどで段階的に封止して汚染水の漏洩高さの特定と漏洩を止める必要があると考えられる。

4.1.2 格納容器の過圧・過温破損対策

重大事故時に格納容器内の温度や圧力の上昇を抑制するには、図4.1-9に概念図を示すような格納容器スプレイが有効である。そこで、図4.1-11に示すように、格納容器スプレイのための代替系統を設けて、万一、深層防護の第3層に属する工学的安全施設の格納容器スプレイが使用できない場合でも、重大事故用の固定式代替注水ポンプで格納容器内に散水できるように各発電所で対策が行われている。また、この代替系統には屋外接続口を2カ所設けることで、消防車等の可搬型注水ポンプからも格納容器内へ散水が可能になっている。

こうした対策に加えて、格納容器シール部の改善も重要である。従来から用いられていたシリコンゴムは、高温蒸気環境下で劣化しやすいことから、改良型EPDM等の耐熱、耐水蒸気、耐放射線性が高いことを試験で確認したシール材に交換する対策が進められている。図4.1-12に示す2011年3月15日からの放射性物質の大量放出は、2号機、3号機で見られた白煙、黒煙の上昇と一致しており、格納容器トップフランジからの放射性物質を含む気体の漏洩等が原因となった可能性が大きい。特にウェットベントが1回も行われていない2号機の汚染が多かったと考えられる[III.4.1-3]。

特に格納容器トップフランジに対しては、図4.1-9および図4.1-10に示す方法等による冷却により、損傷防止をより確かにする。このような対策で格納容器の圧力・温度上昇を抑制することにより、フィルタベントの起動を遅らせることが可能になる。これによって希ガスの減衰時間が増すので、被曝低減上も重要である。凝縮性ガスによる圧力上昇や、溶融物による浸食を抑制することが重要になる。

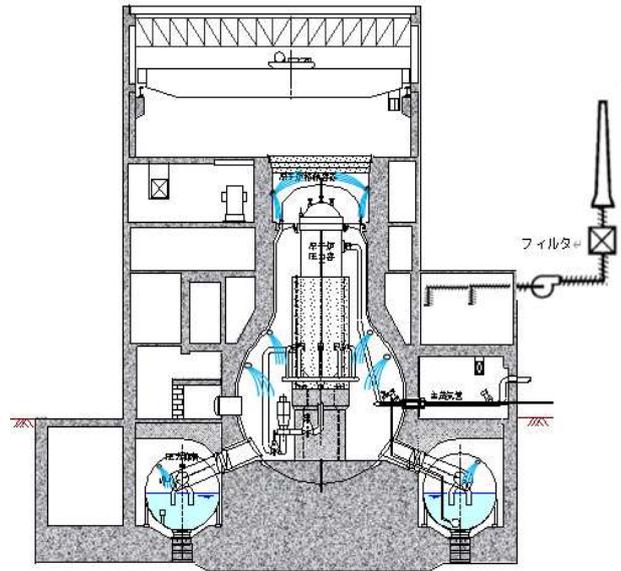
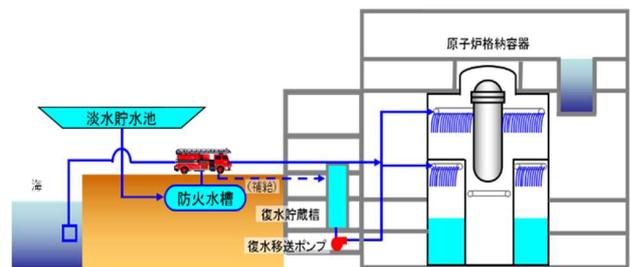
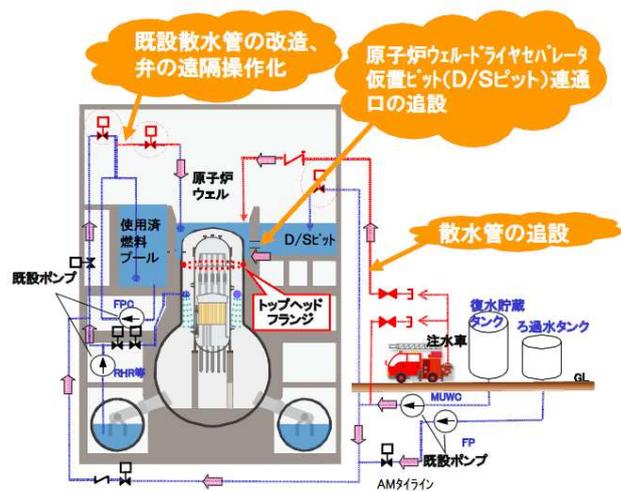


図4.1-9 格納容器スプレイと原子炉ウェル冷却
[III.4.1-2]



(a) 代替格納容器スプレイ



(b) 格納容器スプレイと原子炉ウェル注水

図4.1-11 格納容器スプレイと原子炉ウェル冷却の概念例 [III.4.1-4]

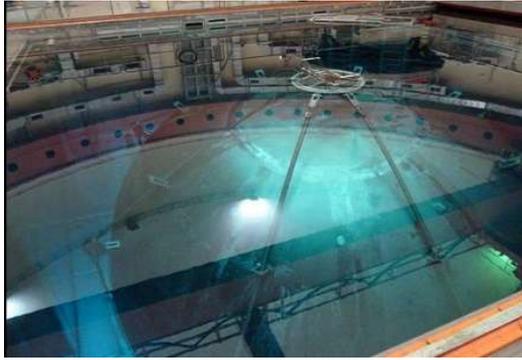


図 4.1-10 原子炉ウエルのプール化の事例
(スイスのライプシュタット発電所)[III.4.1-6]

さらに、原子炉への注水が十分にできず、炉心が溶融して原子炉压力容器下部を損傷させて格納容器下部に落下する場合には、溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) によって発生する非凝縮性ガスによる圧力上昇や、溶融物による浸食を抑制することが重要になる。

そこで、MCCI を抑制するために、格納容器下部へ注水して溶融炉心を冷却する設備が設けられる。その設計例としては、上述した格納容器スプレイの代替系統から配管を分岐して、代替注水ポンプからの水を格納容器下部に導く設備構成とするものがある。また、

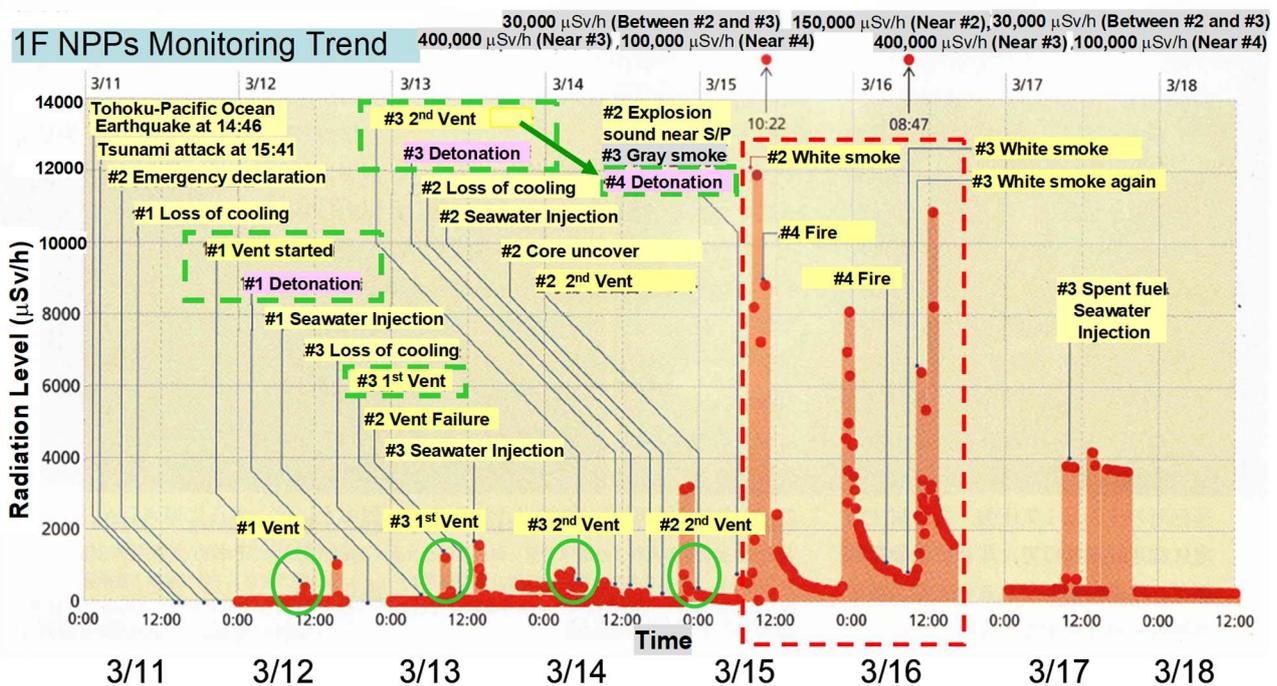


図 4.1-12 福島第一原子力発電所敷地境界の空間線量率の推移とプレス発表された各事象[III.4.1-3], [III.4.1-6]

原子炉压力容器底部の温度を監視し、一定の基準値に達した段階で、この設備を用いて溶融炉心の落下前に格納容器下部に水張り（先行水張り）を行い、落下してきた溶融炉心を冷却する運転手順が定められている。なお、先行水張りに伴う水蒸気爆発リスクについては、万一それが発生した場合の影響のシミュレーションを含め、十分に検討したうえで、必要に応じて対策が講じられる[III.4.1-4]。

図 4.1-13 および図 4.1-14 に示すように福島第一原子力発電所 1 号機のみ、機器ドレンサンプの冷却に用いられる原子炉補機冷却系 (RCW) の配管付近において、数 100 mSv/h から 1,000 mSv/h 超の高放射線量が確認されている。これは溶融物の影響で当該配管に放射性

物質が流入したためと考えられ、格納容器下部に設けられていた機器ドレンサンプに、溶融物が流入した可能性を示す。

当該配管のように溶融物の影響を受ける可能性のある配管、また、特に格納容器トップフランジに対しては、図 4.1-11 に示す格納容器スプレイと原子炉ウエル冷却により、損傷防止をより確かにする必要がある。このような対策で格納容器の圧力・温度上昇を抑制することにより、フィルタベントの起動を遅らせることが可能になる。これによって希ガスの減衰時間が増すので、被曝低減上も重要である[III.4.1-6]。

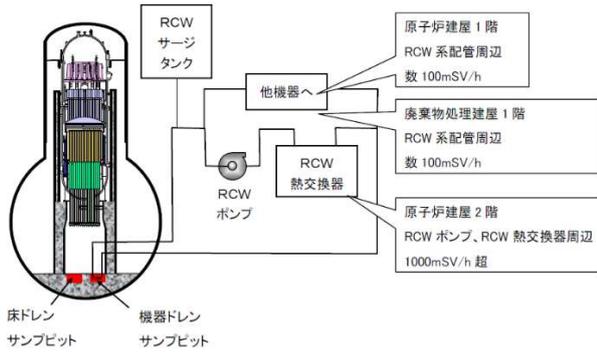


図 4.1-13 福島第一原子力発電所1号機の原子炉補機冷却系 (RCW) 高線量汚染 [III.4.1-5]

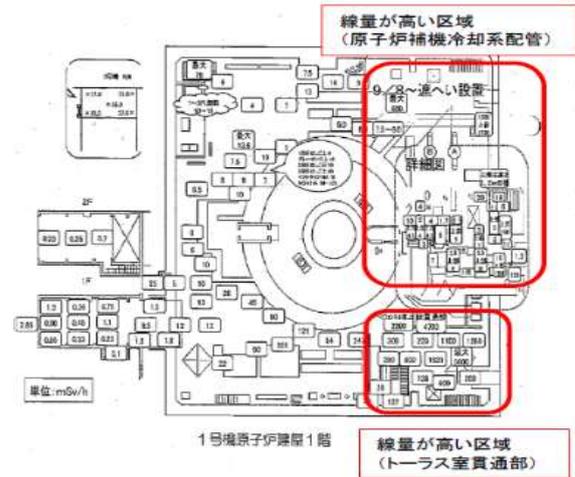


図 4.1-14 福島第一原子力発電所1号機の原子炉建屋1階の高線量区域 (赤枠内)

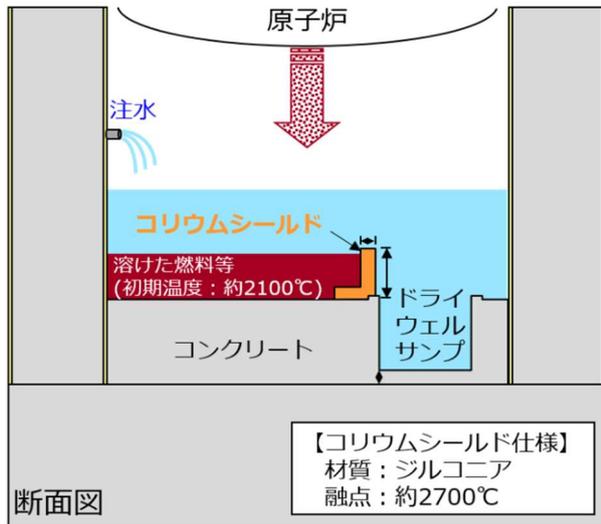


図 4.1-15 コリウムシールドの設計例 (柏崎刈羽原子力発電所6/7号機へ適用) [III.4.1-7]

当該配管のように溶融物の影響を受ける可能性のある配管は、非常時に隔離する対策をとるが、溶融物のサンブへの流入についても、その影響を踏まえて対策を検討した。すなわち、格納容器下部の床面の浸食は、上述の注水冷却によって抑制されるが、ピット状になっているサンブに溶融物が流入すると、冷却水が流入しにくく、コンクリートの浸食が進むことが考えられる。

そこで、溶融物の量とそれによるコンクリート浸食の影響を検討し、必要に応じて図 4.1-15 に示すような



耐熱材の堰を設置して、溶融物の流入を抑制する対策が講じられている。これはコリウムシールドと呼ばれる設備であり、耐熱材としては耐熱性が高いジルコニア(融点 2700°C)が用いられた設計例(柏崎刈羽6/7号機)がある[III.4.1-7]。これにより、格納容器ペDESTAL下部の炉心溶融物による損傷を防止し、溶融物とコンクリートとの反応(MCCI)や汚染水の漏洩を防止している。

【東京科学大学 奈良林 直】

[第III.4.1節 参考文献]

- [III.4.1-1] (財) 原子力発電技術機構「原子炉格納容器信頼性実証事業に関する総括報告書」(2003. 3)
- [III.4.1-2] 原子力安全・保安院、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見」参考資料、(2012. 3. 28)
- [III.4.1-3] 中島、奈良林、揺れる原子力の将来、レベル7からの出発、日経サイエンス、(2011. 7)
- [III.4.1-4] 電気事業連合会、「安全性向上に係る事業者の取組み」(2012. 3. 7)
- [III.4.1-5] 福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討、第2回進捗報告、東京電力(2014. 8. 6)
- [III.4.1-6] T. Narabayashi, Fukushima Nuclear Power Plant Accident and Thereafter, *Energy Technology Roadmaps of Japan*, Editer: Y.Kato, M. Koyama, Y. Fukushima and T. Nakagaki, Springer, pp.57-119(2016).
- [III.4.1-7] T. Narabayashi, Chapter 4 Fukushima Daiichi (Fukushima I) Nuclear Power Plant Accident and Analysis Evaluation, Boiling Water Reactor, JSME Series in Thermal and Nuclear Power Generation, Elsevier, (2023.3).

4.2 1F 廃炉作業で得られた知見を反映した事故進展シナリオ

(1) SA 解析コードの概要

SA 解析コードは熱水力挙動評価モデルと FP 挙動評価モデルから成り、事故進展シナリオに基づいて、炉心損傷・格納容器(PCV)破損・放射性物質の放出に至るまでのプラント内熱水力挙動及び放射性物質挙動の解析を行う。SA 解析コードは、主に SA 対策であるアクシデントマネージメントの有効性評価に用いられている。

熱水力挙動モデルの対象とする主な現象は、燃料棒温度、炉心水位、炉心溶融、冷却材放出、非常用炉心冷却系、PCV 各領域間の流動、サプレッション・プール冷却、構造材温度、スプレー冷却、PCV ベント、溶融炉心のリロケーション、下部プレナムでの溶融炉心の挙動、原子炉圧力容器(RPV)破損、PCV 下部床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と冷却材の相互作用、溶融炉心とコンクリートの相互作用である。

FP 挙動評価モデルの対象とする主な現象は、崩壊熱、燃料からの FP 放出 (燃料温度)、炉内化学吸着 (構造材温度)、エアロゾル生成 (炉内冷却材温度)、エアロゾル成長 (流体温度)、エアロゾル沈着 (流体・壁温度)、スプレーによるエアロゾル除去 (スプレー流量・温度、液滴径)、プールスクラビング (ガス流量、気泡径、水温、水深)、放射線水分解による水素・酸素発生 (水温) である。ここで、括弧内に示した物理量は、熱水力評価モデルで計算し、解析のタイムステップ毎に FP 評価モデルに伝達され、FP 挙動モデルの入力値となる。

(2) 事故進展シナリオ

炉心損傷に至る事故は SA (過酷事故) であるが、規制庁では炉心が著しい損傷を伴うような事故は「重大事故」としている。米国では、WASH-1400(1975)の研究において、確率論的リスク評価の手法が適用され、事故の起因事象とその後の事故緩和系の作動・不作用の組合せ (事故シーケンス) を樹形図 (イベントツリー) で表現する方法が導入された。現在では、事故進展及び放射性物質挙動の特徴の類似性から、BWR-5 Mark-II の PCV 過圧破損に対して、以下の事故シーケンスグループが使用されている；高圧・低圧注水失敗 (TQUV)、高圧注水・減圧失敗 (TQUX)、全交流電源喪失 (TB)、原子炉停止失敗 (TC)、崩壊熱除去失敗 (TW)。冷却材喪失事故 (LOCA) に対しては、LOCA 時注水失敗、LOCA 時減圧失敗、LOCA 時全交流電源喪失、LOCA

時原子炉スクラム失敗、LOCA 時崩壊熱除去失敗となる [III.4.2-1]。

1F 事故の解析を事故シーケンスグループの視点から見ると、1 号機は TB に加えて津波によって直流電源も喪失していることから、TBU (TB+高圧の非常用炉心冷却系による炉心への注水失敗) の事故シーケンスと類似の事故進展となる。3 号機は典型的な TB に類似した事故進展で、2 号機は TB 亜流型の事故進展となる。TB の場合、バッテリーが枯渇するまでは、蒸気駆動系による炉心への注水が可能で、炉心損傷に至るのはそれ以降である [III.4.2-1]。

(3) 1F 廃炉作業で得られた新知見

1F 廃炉作業で実施された FP に関する様々な観測や分析から得られた新知見は、FP の移行経路と、Cs 含有微粒子の生成である。

FP の移行経路に関しては、第 II.1.3.2 項で紹介したように、水素爆発が起きたほどの大量の水素のリークや、シールドプラグ隙間への Cs 蓄積から以下の移行経路が推定されている。すなわち、燃料から放出された FP は、圧力容器→PCV→PCV トップヘッドフランジ→原子炉ウェル→シールドプラグ→オペフロへと移行したと推定されている [III.4.2-2~III.4.2-4]。実際、第 II.1.2 節で紹介したように、シールドプラグ上段と中段の間に一様に Cs-137 による汚染が分布していると仮定すると、 γ 線線量計による測定値から 2 号機では 84 PBq または 62 PBq、3 号機では 63 PBq と評価された [III.4.2-5]。また、1 号機では水素爆発によりシールドプラグはずれていたが、ロボットを使った線量測定から、Cs-137 の汚染量として 0.1~0.2 PBq と評価された [III.4.2-5]。このように、2 号機・3 号機では炉心インベントリーの 20% 以上の Cs-137 によりシールドプラグ隙間部が汚染された。

また、Cs 含有微粒子に関しては、それが非水溶性であることから環境や健康への影響が大きいことで注目されている。第 III.3.2.3 項に記載されているように、環境中でタイプ A~E までの 5 種類が観測されている。Cs 含有微粒子の生成に関しては、第 3.2.3 項の表 3.2-3 に記載されているように、Cs-134/Cs-137 の平均放射能比、及びシリコン源の違いから、タイプ A (粒径 1-10 μm) は、3 号機の水素爆発起源 (SGTS の主 HEPA フィルタ) [III.4.2-6]、または 2 号機の溶融炉心と構造材との反応 (ステンレス炉心構造材) (参考文献 1)、あるいは 3 号機の溶融炉心コンクリート反応 (MCCI) 起

源 (PCV ペDESTALのコンクリート) (参考文献2) の3つが提案されている。タイプB (粒径70~400 μm) は1号機の水素爆発起源 (R/BのIC断熱材)、タイプC (粒径100~2000 μm) は3号機の水素爆発起源 (SGTSのプレHEPAフィルタ)、タイプDは1号機の水素爆発起源 (SGTSのプレHEPAフィルタ)、タイプEは4号機の水素爆発起源 (SGTSの主HEPAフィルタ) とされている。ここで、括弧内はシリコン源を示す。このようにCs含有微粒子の生成過程は、まだ、研究者間で統一的な見解が得られていない。環境中に放出されたCs含有微粒子の全放射エネルギーは、タイプAで0.22PBq以上、タイプBで0.27PBqと報告されている[III.4.2-5]。一方、[III.4.2-6]では、タイプAのみで環境への全Cs-137放出量の10% (約1PBq) 以上と予測されている。

(4) 新知見を反映した事故進展シナリオ

PCVからR/Bへの貫通部に関しては、第3.1節に示すように、フランジ、ハッチ、エアロック、高圧/低圧電気配線貫通部があり、230°Cまでの加熱試験で漏洩が発生しないことが確認されている。しかし、1F事故では、第4.1節に示すように、PCV上部は400°Cの高温になったため、PCVトップフランジのシリコンゴム製Oリングの弾力性が失われ、フランジが開口したと考えられている。このため、大量の水素がPCV→PCVトップヘッドフランジ→原子炉ウェル→シールドプラグ→オペフロに移行し、水素爆発が発生したと推定されている。

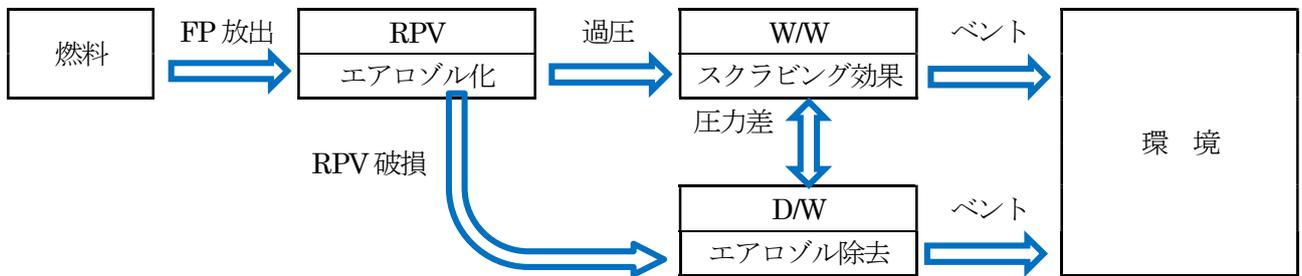
OECD/NEAで行われた「福島第一原子力発電所事故のベンチマーク研究 (BSAF)」Phase2報告書に、1Fを対象にしたSA解析結果が紹介されている。熱水力挙動解析では、TB事故シーケンスを基に観測されたRPVとPCVの圧力挙動を説明すべく注水やリークパスを調整し、水素発生量やペDESTALへ落下した燃料デブリ量を評価している。1号機の解析では、参加9機関の全てがMCCIで発生するガス圧力の増加とバランスさせるためPCVトップヘッドフランジのリークを仮定している[III.4.2-8]。2号機では、参加9機関の内6機関がPCV圧力の急減を説明するためPCVトップヘッドフランジのリークを仮定した[III.4.2-9]。

FP挙動解析では、RPV内で発生したFPは、図4.2-1のAに示すように、RPVが健全な場合、SRVを通してRPVからS/Cに移行し、S/P水中のスパージャーから放出されスクラビングにより効率よく除去され、除去されなかったFPがS/Cベントにより環境に放出される。また、RPVのリークや破損が生じると、FPはS/CでスクラビングされないでPCVへ放出される。3号機では、参加8機関全てが、FPの新しい移行経路として、図4.2-1のBに示すように、PCV→PCVトップヘッドフランジ→原子炉ウェル→シールドプラグ→オペフロを仮定した[III.4.2-10]。ここで、図4.2-1には、D/Wからのベントも示してある。1号機と2号機では、熱水力挙動解析で仮定したPCVトップヘッドフランジのリークにより、ガスに同伴してFPは、新移行経路であるPCV→PCVトップヘッドフランジ→原子炉ウェル→シールドプラグ→オペフロにより移行した。なお、SA解析コードSAMPSONによる1F事故時におけるFP移行挙動の詳細は第1章に示してあるが、主蒸気配管もしくはバルブなどからリークも考慮している。

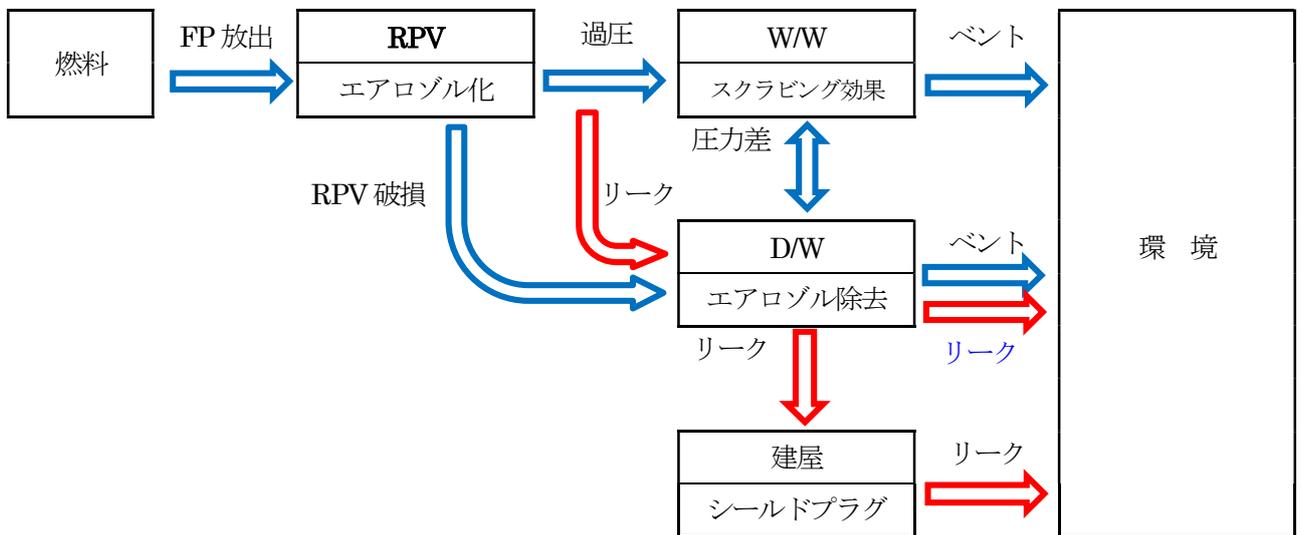
また、PCVからのFPリークは、第II.1.1節に示したように、R/Bの空間線量から評価されているが、PCVトップフランジ以外は小規模、すなわち一時的で継続性がないとされている。また、リーク箇所での線量率が高いのは、リーク箇所からFPが捕捉されたためである。この場合、リーク箇所からR/BへのFP放出量は、第3.1節に示すように、リーク箇所での捕捉量の約1/1,000となる。

このように、1F廃炉作業で得られたFPの移行挙動に関する新知見は、1F事故解析に一部活かされている。しかし、リーク時のFP除去率は仮定されているため、FP除去率のモデル化が必要である。もう一つの新知見であるCs含有微粒子に関しては、生成機構を明らかにし、そのモデル化が必要である。

【八戸工業大学 唐澤 英年、エネ総研 木野 千晶、
エネルギー安全技術研究所 岡田 英俊、
新潟大学 日高 昭秀、電中研 氷見 正司】



A : 1F事故前のFP移行経路



B : 1F廃炉作業で得られた新知見を反映したFP移行経路

図4.2-1 燃料から放出されたFPの移行経路

[第III.4.2節 参考文献]

- [III.4.2-1] 梶本光廣、星陽嵩、「重大事故に至る事故シーケンスグループの技術的背景と福島事故」、日本原子力学会2018秋の大会(2028) ;
http://www.aesj.or.jp/~safety/pdf/eventsession/1/kajimoto_20180906.pdf.
- [III.4.2-2] ([II.1.3-10]と同じ) debris Wiki、「1号機FP分布の推定図」 ; [PowerPointプレゼンテーション](#).
- [III.4.2-3] ([II.1.3-11]と同じ) debris Wiki、「2号機FP分布の推定図」 ; [PowerPointプレゼンテーション](#).
- [III.4.2-4] ([II.1.3-12]と同じ) debris Wiki、「3号機FP分布の推定図」 ; [PowerPointプレゼンテーション](#).
- [III.4.2-5] M.Kajino, et al., “Deposition and dispersion of radio-caesium Released due to the Fukushima nuclear accident: 2. Sensitivity to aerosol microphysical properties of Cs-bearing microparticles (CsMPs)”, J. Geophysical Research: Atmospheres, 10.1029/2020JD033460 (2020);
<https://agupubs.onlinelibrary.wiley.com/doi/full/10.1029/2020JD033460>.
- [III.4.2-6] A.Hidaka, “Origin of Cs-bearing silicate glass microparticles observed during Fukushima accident and recommendations on nuclear safety”, J. Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 332, 1607 – 1023 (2023);
<https://doi.org/10.1007/s10967-023-08846-z>.
- [III.4.2-7] ([II.1.2-4]と同じ) 原子力規制庁、「東京電力第一原子力発電所における事故の分析に係る中間取りまとめ(2023年版)」(2023);
[000425218.pdf](#).
- [III.4.2-8] ([II.1.3-17]と同じ) L.E. Herranz, et al., “Overview and outcomes of the OECD/NEA benchmark study of the accident at the Fukushima Daiichi NPS (BSAF) Phase 2 – Results of severe accident analyses for Unit 1”, Nucl. Engin. Design, 369, 110849 (2020).
- [III.4.2-9] ([II.1.3-18]と同じ) M. Sonnenkalb, et al., “Overview and outcomes of the OECD/NEA benchmark study of the accident at the Fukushima Daiichi NPS (BSAF) Phase 2 – Results of severe accident analyses for Unit 2”, Nucl. Engin. Design, 369, 110840 (2020).
- [III.4.2-10] ([II.1.3-19]と同じ) T. Lind, et al., “Overview and outcomes of the OECD/NEA benchmark study of the accident at the Fukushima Daiichi NPS (BSAF) Phase 2 – Results of severe accident analyses for Unit 3”, Nucl. Engin. Design, 376, 111138 (2021).

5. ソースターム予測技術の向上への課題

5.1 第III編のまとめ

第III編「環境へのソースターム評価精度の向上」では、WG3の活動を中心にまとめた。WG3では、FPの環境への移行経路、すなわちソースタームの特定という技術課題解決に向けた議論を行った。

5.1.1 第1章「現状の事故進展シナリオ」

事故進展を現象論的に考察しながら、事故時に生じるFP移行挙動についてまとめた。

(1) 1号機では、炉心内で生成したFPはガス状もしくはエアロゾル化して、一部のCsOHはドライヤ・セパレータに化学吸着した。また、主蒸気配管もしくはバルブなどからリークが発生し、エアロゾルはリークを通じてPCV内に到達し、熱泳動・重力沈降などによりPCV壁面・床に沈着した。3月12日の12時以降に実施されたS/Cベントにより、S/C内に溜まった希ガス・エアロゾルは環境へ排出された。この時、不活性ガス(AC)系配管には大量のエアロゾルが付着した。ペDESTALヘデブリが移行した後、MCCI(溶融炉心・コンクリート反応)により、中・低揮発性のFPが高温化したデブリから放出された。なお、MCCIによる高温ガスにより、PCV内のFPが再蒸発していた可能性、及び、MCCIにより発生した二酸化炭素の影響でS/CのpH値が低下し揮発性ヨウ素の発生する可能性が指摘されている。

(2) 2号機では、14日21時20分頃の主蒸気圧力逃し弁(SRV)強制開により、大量の水素と共にS/CへFPが流れ込んだ。真空破壊弁は破損し、スクラビングにより水中にトラップされなかった一部のFPが、S/C気相を通じてD/Wへ移行した。14日22時40分頃および15日1時頃に再度SRVが強制的に開かれ、大量の水素と共にS/CへFPが流入した。15日12時頃に圧力容器(RPV)破損が発生し、PCV圧力が大きく変動し、CAMSの値も上昇した。この期間において、RPV内に存在したデブリの一部がペDESTALへ移行し、RPV内のFPが気相・液相を通じて、PCVへ移行した。なお、3月14日の23時頃からPCV圧力が0.7MPa以上に達しており、PCVのトップヘッドフランジリークよりオペフロおよび環境へFPが移行していると推定されている。

(3) 3号機では、3月13日6時～9時頃に炉心内で生成したFPはガス状・エアロゾルとなり、一部のCsOHはドライヤ・セパレータに化学吸着した。また、RPV

からPCVへの漏えいが発生し、FPがD/Wへ直接移行した。3月13日9時～15時頃において、RPV内での大規模スランピングによる大量の水蒸気発生のため、炉心内に堆積していたエアロゾルはD/WおよびS/Cへ移行し、S/Cベントにより、S/C壁面に付着したもしくは気相に浮遊しているエアロゾルが環境へ放出された。但し、炉心内に堆積していたFPはD/W側へ移行し、環境へ放出されたFPは限定的であった。なお、3月14日6時以降、PCV頂部からの継続的な漏えいにより、シールドプラグが汚染された可能性が高いとされている。また、D/W・ペDESTALにはD/Wスプレー等により大量の水が存在していたことが指摘されており、MCCIによるエアロゾル発生、炉内高温化による再蒸発などは限定的であると推定される。

また、エネ総研で実施された2号機感度解析結果に基づく、シールドプラグ汚染メカニズムの検討例が示されている。

5.1.2 第2章「観測値からの推定される事故進展シナリオ」

(1) 第2.1節「敷地境界内モニタリングポスト計測結果」

敷地境界内のモニタリングポスト(MP)で計測された γ 線線量率の経時変化を図表にまとめた。表2.1-1には、 γ 線線量率ピークを観測した日時、MP、 γ 線線量率、及び風向を示した。また、第II編1.1.2項で紹介した“debris Wiki”の③事故進展で推定されている関連事象も示した。そして、2011年3月12日4:23から2011年3月21日18:30までの γ 線線量率を、26ピークにまとめた。

(2) 第2.2節「大気拡散解析によるソースタームの推定」

JAEAにより、事故後早期から今日に至るまで実施されてきたソースターム推定、大気拡散解析に基づく炉内事象と放出から環境汚染までの大気拡散過程、およびソースターム推定の今後の課題についてまとめられた。

最新のソースターム推定では、最適解を探索する統計的手法であるベイズ推計手法を導入するとともに、環境モニタリングデータと拡散計算結果の比較結果をフィードバックすることで気象場の再現性を向上する新たな拡散計算手法を開発した。この解析手法により

推定された ^{131}I と ^{137}Cs の放出率および核種比率 ($^{131}\text{I}/^{137}\text{Cs}$) の時間変化を図 2.2-1 に示した。 ^{131}I および ^{137}Cs の 2011 年 3 月末までの放出総量は、シャットダウン時換算で、それぞれ 210 PBq および 10 PBq と推定された。

期間ごとの大気放出と拡散事象について、原子炉事象と関連させ以下に整理した。

3 月 12 日：1 号機のベント操作、及び 15 時 36 分の水素爆発により放出された放射性物質は、北方向に流れて福島県北東部に沈着をもたらした後、宮城県の女川原子力発電所周辺を通過して太平洋上に流れた。

3 月 13～14 日：3 号機においてベント操作や水素爆発が発生しているが、この期間は放射性プルームが太平洋上に流れる気象条件が続いたため、陸域への影響は 1F 近傍に限定され、測定データが限定的で放出量推定の不確実性が高い。

3 月 14～15 日午前：2 号機の原子炉圧力上昇への対応に伴う放射性物質の放出の影響と考えられる空間線量率上昇が風下方向で測定された。この放射性プルームは、南方向に流れ、福島県南東部から茨城県北部の沿岸域を通過して関東平野に流入し、関東地方の各地で空間線量率の上昇が観測された。次に、3 月 15 日 7～11 時にかけて 2 号機の格納容器圧力が急激に低下したことから、この間に放射性物質の大量放出が発生したと考えられる。はじめ放射性プルームは南に向かい、徐々に北西の方角に進路を変え、福島県中通りおよび 1F の北西地域において、相当量の放射性核種の乾性沈着と湿性沈着を生じさせた。

3 月 15 日午後～16 日午前：2 号機および 3 号機の原子炉圧力の低下が見られ、これに伴うと考えられる放射性物質の大量放出と降水が重なったことにより、1F 周辺地域に高濃度の湿性沈着をもたらされた。この間の放射性プルームは、北西から南の方角に進路を変えていたが、地表沈着量測定において、 ^{137}Cs に対する ^{131}I の比率が 1F 南方向で高くなっていた。3 月 15 日 16 時頃 3 号機でベント操作と圧力低下が報告されており、これ以降に 3 号機起因の ^{131}I 放出量が增大したと示唆される。夜間に放出されたプルームは、海岸沿いを南下して関東地方東部を通過した。関東地方の濃度測定データにおいても、 ^{137}Cs に対する ^{131}I の比率が高くなっていた。

3 月 16 日午後～19 日：この期間は高い放出率が継続しているが、放射性プルームが太平洋上に流れる気象条件が続いたため、測定データが限定的で放出量推

定の不確実性が高い。原子炉の状態についても、放出に関連する情報が少ない。今後、さらに精査が必要な期間である。

3 月 20～21 日：3 月 20 日の放射性プルームは、北西方向に流れ奥羽山脈沿いに北上した後北東に向かい、宮城県北部から岩手県南部を通過する際に降水と重なり、湿性沈着により汚染分布が形成された。一方、3 月 21 日の放射性プルームは、福島沖の海上を南下した後、茨城県付近から南西方向に向きを変え陸上に流れ、茨城県南部から千葉県北西部を通過する際に降水と重なって湿性沈着した。 ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比から、3 月 20 日の沈着エリアは 3 号機、3 月 21 日の沈着エリアは 2 号機の放射能比の特徴を示していた。この期間の原子炉事象としては、3 月 20 日 11 時過ぎに 3 号機でベント操作があり、これに起因すると考えられる圧力低下が測定されたが、2 号機については特別な事象はない。2 号機は放出が継続している状態に対して、3 月 20 日に 3 号機の放出が増加したことが示唆される。

3 月 22 日以降：3 月 22 日から 24 日および 3 月 30 日に放出率の増加が推定されているが、この期間の解析はほとんど行われていない。

(3) 第 2.3 節「土壤汚染マップと大気拡散計算からの $^{129\text{m}}\text{Te}$ ソースターム逆推定」

面的な土壤沈着分布に着目する仮想放出回帰推定法は、毎時の仮想放出を仮定した気象モデル計算から得られる約 30hr の積算沈着分布の結果を約 100 hr 分重みづけし、それと事故後の累積土壤沈着分布の測定値との差を最小にするように重み＝放出率を決定することにより、ソースタームを精度良く評価する。特徴として、流跡線解析では困難であった陸風時のソースターム予測が可能になる。また、Te の放出は Zr の酸化、すなわち炉心注水による水素発生と同時に起こることに着目し、炉心注水の実際の時間帯に関する情報を得ることも目的とした。

計算された $^{129\text{m}}\text{Te}$ ソースタームと関連付けた主要な原子炉側事象を以下に示す。

放出① (2011 年 3/11 18:00～21:00)；1 号機において直流電源喪失により非常用復水器 (IC) 弁の開操作ができなくなった直後であり、燃料被覆管の初期酸化が起きた時間帯である。なお、この時刻に放出された $^{129\text{m}}\text{Te}$ は、気象モデルのグリッド範囲を超えてしまったため、太平洋上での転回の寄与が無い。

放出② (2011年3/12 02:00～05:00) ; 1号機において消防自動車によって最初に再注水が行われた時間帯であり、Zr 被覆管の酸化により、取込まれていた Te が放出されたためと考えられる。この放出は、FDNPS 南側の海岸線に沿った沈着量の増加及び北側の海岸線及び内陸部の僅かな増加から予測された。

放出③ (2011年3/12 13:00～16:00) ; 基本的に放出②と同じであるが、消防自動車による注水のほとんどが途中の枝配管を介して漏洩し、炉心側の水蒸気発生量低下に伴い RPV 内の圧力が低下した。これにより、注水された一部が炉内に運ばれて Zr 被覆管の未酸化部分が酸化されたためと考えられる。

放出④ (2011年3/13 04:00～08:00) ; 3号機において消防注水を行うために HPCI を手動停止させたが消防注水に失敗した直後であり、燃料被覆管の初期酸化が起きた時間帯である。放出量は本検討において最大となった。この放出は、FDNPS 北側の海岸線に沿った沈着量の増加及び内陸部全体の僅かな増加から予測されたことがわかる。

放出⑤ (2011年3/14 01:00～04:00) ; 1号機で注水が停止したことにより燃料温度が再上昇し、残っていた未酸化 Zr が酸化したためと考えられる。

放出⑥ (2011年3/15 10:00～15:00) ; 消防自動車からの注水があったにもかかわらず、枝配管への漏洩のために炉心への注水は限られた結果、炉心水位低下と温度上昇による Zr 被覆管の酸化と水素発生が起き、同時に Te が放出されたためと考えられる。また、3月14日 11:01 に3号機で水素爆発が起きた際、消防自動車から炉心までの仮設注水配管が爆風で破損し、PCV が一時的に減圧された際に PCV 内に存在していた ^{129m}Te が放出された可能性もある。その結果、放出⑥の時間帯の幅が広がったと考えられる。

放出⑦ (2011年3/14 19:00～20:00) ; 2号機において消防注水を開始するため、RPV の圧力を手動低下させ、炉心水位も低下した直後に相当する。2号機の炉心温度が上昇し、Zr 被覆管の大規模な初期酸化が起きたためと考えられる。

放出⑧ (2011年3/15 06:00～08:00) ; 同日 02:30 から消防自動車による注水を再開した3号機で水が実際に最初に炉心に到達し、Zr 被覆管が酸化したためと考えられる。

放出⑨ (2011年3/15 10:00～12:00)、放出⑩ (2011年3/15 17:00～18:00)、及び放出⑫ (2011年3/16 09:00～

12:00) ; PCV 減圧に伴う2号機からの放出と考えられる。

放出⑪ (2011年3/16 06:00～08:00) ; PCV 減圧に伴う3号機からの放出と考えられる。

(4) 第2.4節「MELCOR 解析と環境放出 FP 測定値に基づく事故分析」

シビアアクシデント (SA) 解析の課題の1つは、燃料デブリの挙動を模擬することである。本解析では RPV 破損の再現を目標とする。福島第一原子力発電所事故では、水素爆発が原子炉建屋を吹き飛ばすほど大きく発生し、衝撃的な出来事であったが、PCV 内で進行する燃料デブリの損傷には影響しないと考えられる。解析により RPV 破損時刻を正確に模擬できれば、デブリ挙動を中心に決まる事故進展を再現できる可能性がある。また、水素爆発の発生時刻は事故進展の目安となるので、再現を試みるべきと考える。さらに、事故の収束判定や環境中への FP 放出量を評価し、計測値と比較するべきである。しかし、事故時の計測値だけでは事故の全体像を把握するには不十分であるので、MELCOR 2.2.9541 コードを使用した SA 解析を行って得られた情報から、事故時の少ない計測値を補完して事故の全容を把握することを目的とする解析を実施した。解析時間は地震発生1分後の2011/3/11 14:47 原子炉スクラムから3/31 24:00 までとした。

事故進展に伴って発生した事象により、FP が環境中に放出された。主要な FP であるセシウムの環境放出を図2.4.4に示した。解析結果は、境界条件と事故進展により発生した事象については、敷地内 MP で測定された線量率ピークの時刻をよく再現した。しかし、デブリの急激な挙動変化に起因する事象は、MELCOR コードによる今回の解析では予測できなかった。これらは、1号機における3/21-3/23の燃料デブリの下部プレナムへの落下に伴う RPV 圧力変化と、燃料デブリのペDESTALへの落下に伴う D/W 圧力変化、2号機における3/25の注水量増加時の燃料デブリのペDESTALへの落下に伴う D/W 圧力変化、及び1号機における3/29 0:00 燃料デブリの下部プレナムとペDESTALへの落下に伴う RPV、D/W 圧力変化による FP 放出である。また、2号機で3/14 21:20 に SRV が開いたことで発生したと推定される FP 放出は、3/14 16:30-21:04 に3号機の W/W ベントが作動したことで FP が放出された可能性もある。

(5) 第2.5節「MPで測定されたピークに起因する事象」

表 2.1-1 に示した MP における空気中の測定値と、図 2.2-1 に示した WSPEEDI の解析による Cs-137 のピークとの比較を、表 2.5-1 に示した。また、表 2.5-1 には、仮想放出回帰法による Te-129m のソースターム解析で得られたピーク発生の起因事象も含めている。なお、ヨウ素と Cs は Te と同様に揮発性であることから、ピーク(2)以外は Te 放出と同じとしている。MELCOR 解析による MP の再現結果との対応も示してある。

表 2.5-1 に示すように、WSPEEDI で解析されたピークの一部の起因事象は不明である。これらは、MELCOR 解析で示されたように、デブリ挙動に関連している可能性が高い。燃料デブリ内には、第II.1.1 節に示したように、事故後 20 年には Cs-137, Pm-147, Eu-154, Sr-90 などが 1 PBq/core 以上残っている可能性が高い。今後、デブリ挙動と FP 放出の関連について更に検討していく。

5.1.3 第3章「現状評価されていないFP移行挙動」

(1) 第3.1節「原子炉格納容器からの漏洩」

(財) 原子力発電技術機構(当時)は、1987年から2002年まで原子炉格納容器の信頼性を実証する原子炉格納容器信頼性実証試験を実施した。原子炉格納容器信頼性実証試験の一環として、原子炉格納容器の電気配線貫通部及びハッチフランジの過酷事故条件下での漏洩試験と FP の捕集試験とを実施した。

低圧モジュール及びフランジガasketの漏洩試験における漏洩開始温度は、以下の通りである。

- 高圧モジュール：400℃まで漏洩なし
- 低圧モジュール：266～324℃
- フランジガasket：276～349℃

設計条件下では、いずれの場合も漏洩は生じていないことが示されている。高圧モジュールの長さは試験体では 2.2m(実機では 3m)であり、低圧モジュールの 0.6m と比較して長いので、原子炉格納容器内側の樹脂は破損したが、外側の樹脂は破損しなかったことにより、400℃までの温度範囲では、高圧モジュールでは漏洩は発生していない。

フランジガasketからの漏洩試験結果からは、圧力の上昇に伴い漏洩発生温度が低下する傾向が見られる。この原因は、圧力上昇に伴い、フランジの間隔が広がり、ガasketのより広い面積が高温に接することによって推定される。

低圧モジュールでの漏洩流量は、ほぼ指数関数的に単調減少する。出口でのエアロゾル数密度は、入口のそれと比較して 4 桁程度減少している。一方、フランジガasketでは、漏洩流量は低圧モジュールと同様指数関数的に単調減少するが、入口と出口でのエアロゾル数密度は 1 桁程度の減少に留まる。低圧モジュール及びフランジガasketの両者とも、粒径が大きい程捕集効果が大きい傾向がある。

入口と出口でのエアロゾル質量密度の比から除染係数(DF)を求めると、低圧モジュールでは DF は 10^3 程度であるが、フランジガasketでは 10^2 程度である。これは、低圧モジュールの漏洩経路の長さは 100mm 以上であるが、フランジガasketの場合は 10mm 程度と短いことにより、捕集効果が小さいことが原因と考えられる。

米国原子力規制委員会(NRC)は、米国内の PWR 及び BWR の原子炉格納容器の貫通部を調査し、その結果を報告している。所員用エアロックの漏洩率試験では、圧力 1.03 MPa.g、温度 427℃でガasketは破損した。

シールドプラグに近い位置に存在する原子炉格納容器トップフランジからの漏洩については、大規模な装置であるので、現時点では実機を用いた試験は実施されていないが、加圧及び加温条件下でのトップフランジの変位に関する解析が報告されている。トップフランジは、圧力 0.15 MPa、温度 50℃近傍から開口が開始される。この原因は、この圧力と温度付近からボルトの軸に作用する力がボルトに与えられた初期締付力を超えることによると推定されている。また、圧力 1.0 MPa、温度 350℃付近で開口量が急激に増大する原因は、ボルト軸部の塑性化の進行であるとミーゼス応力分布から判断されている。この解析モデルでは、円筒胴外側に設置される子午線方向の補強板はモデル化されていない。この補強板は、トップフランジ近傍の曲げ変形を抑制するので、必要に応じて補強板のモデル化が検討されるべきであることが指摘されている。

なお、軽水炉のフランジのシール材はシリコンゴムで、電気配線貫通部のシール材はエポキシ樹脂、シリコン樹脂などである。

(2) 第 3.2 節「放射性セシウム含有粒子の生成と移行」

i) 第 3.2.1 項「いまさら聞けないセシウム含有粒子のハナシ」

2011 年 3 月に起きた福島第一原子力発電所事故直後に見つかった放射性物質は、高濃度の放射性 Cs を含んでいる一度溶融したガラス状の粒子で、Si、O、Fe、Zn などから構成され、放射性 Cs 含有粒子 (Cs micro particles: CsMPs) と呼ばれている。CsMPs については、その生成過程、主要構成物質の供給源、生成位置、事故経過における主な放出事象、環境中での挙動、CsMPs に曝露した作業員や一般公衆への環境・健康影響など、数多くの課題が残されている。また、どれくらいの量が、いつ、どのようにして周辺地域を汚染したのか(時間と空間)なども未解明である。今後、CsMPs 研究をさらに進めるにあたっては、予断や先入感を持って現象を見ようとしなことが重要であると考えている。

ii) 第 3.2.2 項「Fundamental study on cesium trapping in siliceous insulation materials」

2 号機のペデスタル外部で観察された高線量(70-80 Gy/h)は、配管の保温材(CaSiO₃)への Cs の付着と考えられている。このため、CsOH の CaSiO₃ への化学吸着性を、高温(600-800°C)下で調べた。その結果、Cs₂SiO₃ の生成を確認できた。

この知見は、Cs 含有微粒子の生成機構解明に役立つ。

iii) 第 3.2.3 項「Cs 含有微粒子の起源及び原子力安全への提言」

福島第一原発事故では、これまでに 5 種類(タイプ A~E)のケイ酸塩ガラスで覆われた Cs 含有微粒子(CsMPs)が見つかった。それらの特徴は、表 3.2-3 に示されている。このうち、タイプ A は単位面積あたりの比放射能が最も高く、環境中に最も多く放出されたタイプである。このため、その生成機構についてはいくつか提案されているが、事故後 15 年経った現在でも確定していない。これまでに提案されたタイプ A の生成機構は 4 つある。

- ① 溶融炉心/コンクリート相互作用(MCCI)、
 - ② 2号機炉心で生成+圧力抑制プール(S/P)で急冷、
 - ③ 2号機炉心で生成、ブローアウトパネルからの高温蒸気の放出と凝縮、
 - ④ FeOを含む炉内Si粒子への揮発性成分の拡散。
- これらの生成機構では、タイプ A の CsMPs 元素分析で検出された炭素の存在を説明できない。

著者らは、それらの起源は、放出時間帯や気象条件、観測場所、既存研究の知見等を総合的に勘案すると、2 号機の炉心由来ではなく、1,3,4 号機の水素爆発による火災や爆風によって、SGTS 配管の HEPA フィルタや R/B の断熱材が微粒化されて生成した可能性が高いとしている。この仮説の妥当性を、外観観察、ガラス繊維とタイプ A の EPMA 成分分析、タイプ A 内外の炭素存在の確認、EPMA を用いたガラス繊維からの微粒子生成により検証した。

提案した CsMPs の生成機構の仮説が正しければ、HEPA フィルタの燃焼を防止する対策を講じることで、CsMPs の生成と環境への放出を回避できる。福島第一原発事故では、CsMPs の放出量が Cs の総放出量の約 10 %を超えていた可能性があるため、燃焼防止対策は Cs の放出量を減らすことにも役立つ。

5.1.4 第 4 章「事故進展シナリオの見直し」

(I) 第 4.1 節「格納容器閉じ込め機能喪失と対策」

炉内で発生した約 1,000 °C の過熱蒸気や高温の水素ガスにより、主蒸気管に取り付けられた主蒸気逃がし安全弁を取り付けた管台フランジ接合部のボルトが短時間でクリープしたり、ガスケット(圧縮グラファイト)を損傷させて PCV への漏洩を生じさせたことが考えられる。

PCV の漏洩想定箇所は、ハッチやペネトレーション(貫通部)で、ハッチ、上部フランジの O リングパッキン(耐熱温度約 220 °C のシリコンゴム)などから、高温の蒸気とともに、水素と FP を含む放射性的な気体や粒子状物質が漏洩したと考えられる。格納容器の温度が上昇するとシリコンゴムのパッキンや O リングは劣化し、またエポキシ樹脂を充填した電気ペネなども損傷している可能性が考えられたが、電気ペネトレーションのシール部は放射線の線量は高いものの、充填されたエポキシ樹脂は残っておりシール機能はかろうじて保持されていたと考えられる。

特に水素爆発の要因となった格納容器上部フランジの O リングパッキンの劣化については、NUPEC(原子力発電技術機構)で実施された格納容器の過温破損要素試験および FEM 解析が実施されている。この知見に依ると、格納容器のトップフランジは PCV 内圧 0.32 MPa で開口する。O リングはシリコンゴム製で、耐熱温度が約 220 °C であるが、150 °C 以上の蒸気に曝されると弾力を失う。炉心上部が露出して過熱蒸気が格納容器内に流出した段階で、格納容器上部が 400 °C の高温と

なった。Oリングの弾力性が失われ、フランジが開くと、水素と放射性物質が格納容器上部の作業床（オペレーションフロア）にリークしたと考えられる。

重大事故時に格納容器内の温度や圧力の上昇を抑制するには、格納容器スプレイが有効である。こうした対策に加えて、格納容器シール部の改善も重要である。特に格納容器トップフランジに対しては、冷却により損傷防止をより確かにする。このような対策で格納容器の圧力・温度上昇を抑制することにより、フィルタベントの起動を遅らせることが可能になる。これによって希ガスの減衰時間が増すので、被曝低減上も重要である。

(2) 第4.2節「1F 廃炉作業で得られた知見を反映した事故進展シナリオ」

SA解析コードは熱水力挙動評価モデルとFP挙動評価モデルから成り、事故進展シナリオに基づいて、炉心損傷・格納容器(PCV)破損・放射性物質の放出に至るまでのプラント内熱水力挙動及び放射性物質挙動の解析を行う。SA解析コードは、主にSA対策であるアクシデントマネージメントの有効性評価に用いられている。

1F廃炉作業で実施されたFPに関する様々な観測や分析から得られた新知見は、① FPの移行経路と、② Cs含有微粒子の生成である。①に関しては、燃料から放出されたFPは、圧力容器→PCV→PCVトップヘッドフランジ→原子炉ウェル→シールドプラグ→オペフロへと移行したと推定されている。また、②に関しては、Cs含有微粒子が非水溶性であることから環境や健康への影響が大きいことで注目されている。しかし、その生成機構に関しては、現在でも確定していない。

1F廃炉作業で得られたFPの移行挙動に関する新知見は、1F事故解析に一部活かされている。しかし、リ

ーク時のFP除去率は仮定されているため、FP除去率のモデル化が必要である。もう一つの新知見であるCs含有微粒子に関しては、生成機構を明らかにし、そのモデル化が必要である。

5.2 ソースターム予測技術の向上への課題

上記に示したFPの移行経路に関する議論から、以下に示すソースターム予測精度技術向上の課題を抽出した。

- ① PCVから建屋へのFPリークモデルの作成
- ② PCVトップフランジからのFPリークモデルの作成
- ③ PCVのトップヘッドフランジリークによるシールドプラグ隙間部Cs汚染のモデル化
- ④ 上記Cs汚染のCs源の特定
- ⑤ PCV内沈着Csの再浮遊モデルの高度化
- ⑥ PCV内でのFP再蒸発の可能性の確認
- ⑦ Cs含有微粒子の生成機構の明確化と、そのモデル化
- ⑧ MCCI時における燃料デブリからの中・低揮発性のFP放出挙動のモデル化
- ⑨ MCCIにより発生した二酸化炭素の影響でS/CのpH値が低下し揮発性ヨウ素の発生の確認
- ⑩ 燃料デブリの落下など急激な挙動変化に起因するFP放出事象の把握

今後、上記課題に対応するため、1F廃炉作業から得られる情報を精査していくとともに、SA解析モデルの高度化を目指していく。そして、事故進展シナリオをより現実的なものにしていく。また、SAは実際起こるということを前提に、SA解析コードとFP大気拡散解析を組合せ、事故時のより有効な住民避難に役立てていく。

【唐澤幹事】

第IV編 まとめと今後の課題

1. まとめ

1.1 第I編のまとめ

「1F廃炉に係るFP挙動」研究専門委員会(本委員会)が2021年6月に原子力学会の10部会からの委員の参加により設置された。本委員会では、2017~2020年度に設置された「シビアアクシデント(SA)時のFP挙動」研究専門委員会で抽出された技術課題をもとに、1F廃炉作業により貢献するため以下の2つの目標を掲げて活動を行った。

I. 1F事故事象の把握と廃炉作業への貢献、

II. ソースターム予測技術の向上への貢献。

2021年度からの2年間の活動として、1F廃炉作業にFPの観点からどのように寄与できるか検討するため、以下の4つの「拡大幹事会」(幹事を中心とした数名の有志)で技術課題の調査を行った。

- 1) 拡大幹事会1; 事故後に公開された東電・技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)関連のデータを基に、FP挙動に関連する①汚染水対策、②燃料デブリ取り出し準備、③廃棄物処理・処分、の3分野の調査を行った。
- 2) 拡大幹事会2; 日本原子力研究開発機構(JAEA)の廃炉環境国際共同研究センター(CLADS)が所管する基礎・基盤研究の全体マップのうち「FPの状況把握」のカテゴリで整理されている資料を中心に調査した。また、JAEAを主体に実施されている英知事業や廃炉・汚染水対策事業に基づくFP関連基礎・基盤研究についても何件かについて調査した。
- 3) 拡大幹事会3; 1F事故やその実機解析結果を踏まえて、FP挙動に係る課題や研究開発優先度が示

されているNEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF)、熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ2020(熱水力ロードマップ2020)、SA評価に関する調査研究報告書、水化学ロードマップ2020、Severe Accident Research Network of excellence (SARNET)の重要度ランキングについて調査した。

- 4) 拡大幹事会4; 原子力規制委員会(NRA)で実施している「1Fにおける事故の分析に係る検討会」の会合資料を対象に調査した。2019年9月から2021年3月までの検討を取りまとめた「1F事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」を参考にして、①ベントラインの汚染状況、②オペレーションフロア及びシールドプラグ付近の放射線量、③建屋内線量分布、でのFP挙動に関する会合資料を調査した。

これら調査の結果得られた検討課題を、技術的共通性・関連の深さの観点から、3つの技術課題に整理した。このため、2023年度から2年間の活動として3つのワーキンググループ(WG)を結成した。WGでの検討結果は、本研究専門委員会全体会議で議論した。なお、WGのメンバーは、本研究専門委員会の委員とした。3つのWGの技術課題を、以下に示す。

WG1; FPの量・物質収支と化学形態

WG2; サンプリングの目的とデータ活用

WG3; 環境への移行経路

WG1の成果は、第II編1章と2章に、また、WG2の成果は、第II編3章に示した。第III編には、WG3の成果を示した。

1.2 第II編1章から2章までのまとめ(WG1の成果)

第II編「1F 廃炉作業への貢献」では、本研究専門委員会全体会議及びWG1で、講演いただいた方々に執筆いただき、それら原稿をまとめた。

第1章「現状のFP分布」の第1.1節「原子炉建屋へのリーク」では、実機での調査から分かったFPの各場所での存在量を示した。また、1F廃炉に関するデータをまとめた“debris Wiki”が紹介されている。第1.2節「シールドプラグ間汚染分布量評価」では、これまでの事故進展シーケンスで考慮されていないPCVトップフランジリークによるシールドプラグ間Cs汚染についての評価が示された。第1.3節「マスバランス評価」では、解析や実験によって得られた知見を用いてFPや燃料デブリのマスバランスについて検討した。第1.3.1項「Csを中心とした1Fでのマスバランスの推算」では、1F事故時を起点とするSA解析コードを用いたFP分布の解析と格納容器(PCV)雰囲気モニタ(CAMS)や汚染水の放射能計測データからのFP分布の推定とを組合せた評価によって、PCV内のCs分布が評価されている。第1.3.2項「FPマスバランスの現状と課題」では、現状得られている各種データをまとめ、号機毎にCs-137の分布を示した。FPマスバランス評価の課題は、FPエアロゾルの性状(化学形と水溶性)の評価としている。第1.4節「廃棄物インベントリ評価」の第1.4.1項「長半減期核種の分析と挙動」では、事故時・廃炉作業時の被ばく原因や放射性廃棄物の主線源となるCsに関する精力的な研究について述べられている。また、1F事故で放出された核種について現在までの廃棄物分析データがデータベース化(FRAnDLi)されている。第1.4.2項「1F廃棄物の解析的インベントリ推算方法の開発」では、こうしたデータベースを用いた解析も行われている。第1.5節「FPの化学形態」の第1.5.1項「シビアアクシデント時の炉内におけるセシウム化学」では、1F事故後、燃料からの放出挙動やコンクリートやエポキシといった表面への吸着挙動、構造材料表面との反応、反応速度、熱力学及び要素モデルに関するデータベース(ECUME)がまとめられている。第1.5.2項「Cs等のFP核種の移行挙動に関する基礎実験(燃料から放出と壁面付着)」では、コンクリートへのCsの浸透挙動などに関する研究も紹介されている。

第2章「燃料デブリの分布」の第2.1節「燃料デブリ量のSA解析結果」では、事故により放出された燃

料デブリ量と分布に関しては、SA解析モデルを用いた結果について述べた。第2.2節「燃料デブリ内FP量のSA解析に基づく推定」では、燃料デブリ内のFP量と化学形態について、SA解析結果に基づく推定が行われた。第2.3節「燃料デブリ取出し時の安全性(廃炉リスク評価分科会での活動とFP情報に関する期待)」では、燃料デブリ取出し時の被ばくや放射性物質放出のリスク評価には、作業時点でのFP・燃料デブリの量と分布、放出率等の情報が必要であることから、燃料デブリ取出し時の安全性の観点で日本原子力学会廃炉検討委員会廃炉リスク評価分科会での活動とFP情報に関する期待について記した。

1.3 第II編3章のまとめ(WG2の成果)

第3章「サンプリング・分析データの活用」では、1F実機のサンプリングデータがFP挙動に関する情報を多く含むものと考え、そのデータ活用に関して以下の観点で検討し、サンプリングの目的やデータの活用方法について議論した結果についてまとめた。

第3.1節「サンプリング・分析の現状」では、サンプリング・分析の現状として、まずは燃料デブリの取り出し・分析に向け、大熊分析・研究センターの運転に向けた準備、茨城地区において燃料デブリ分析に向けた施設の準備、分析技術の精度向上に係る取り組みについて紹介した。また、第3.1.1項「1F廃炉における分析戦略」では、サンプリング分析に係る全体像として、1F廃炉における分析戦略についてまとめた。また、第3.1.2項「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」では、燃料デブリの分析に向けて実施されている様々な分析技術開発の一例として、超微量分析技術の開発について紹介した。また、第3.1.3項「原子炉建屋等スミヤ試料の分析」では、現在までに得られている分析データの一例として、原子炉建屋等スミヤ試料の分析について紹介し、FP挙動に関する考察について述べた。

第3.2節「データの活用に向けた取り組み」では、サンプリング・分析データの活用に向けた種々の取り組みについて述べた。第3.2.1項「データ活用の先行事例(TMI-2でのデブリサンプル分析データの活用について)」では、先行事例として、TMI-2におけるデブリサンプル分析データの活用事例を調査した結果についてまとめた。また、データの活用においては、データの代表性が大きな課題になると考えられることから、

点データからマクロな状態を予測する手法として、第 3.2.2 項「燃料デブリ取り出しに向けたクリギング手法の適用研究」ではクリギング手法、および第 3.2.3 項「廃棄物インベントリ推算におけるベイズ統計の適用について」ではベイズ統計の概要と活用事例について紹介した。

第 3.3 節「サンプリング・分析データの適用先」では、サンプリング・分析データの適用先について、第 3.3.1 項「適用先の例（概要）」に適用先の例についての概要をまとめ、第 3.3.2 項「燃料デブリ取出し時に発生するダストの飛散挙動」では、ダスト飛散挙動について燃料デブリの様々な物性パラメータに対する依存性に係る調査や予測式の検討について述べた。これらの予測に必要となる燃料デブリ物性等のデータを取得していくことが重要であると考えられている。

第 4 章「廃炉作業効率向上への提案」では、第 II 編では、第 I 編 2 章で摘出された課題のうち、「核分裂生成物(FP)の量・物質収支と化学形態」と「サンプリングの目的とデータ活用」について委員会での全体会議とワーキンググループでの活動で議論した内容についてまとめた。そして、廃炉作業効率向上への提案を行った。

1.4 第 III 編のまとめ (WG3 の成果)

第 III 編「ソースターム予測精度の向上」では、本研究専門委員会全体会議及び WG3 で、講演いただいた方々に執筆いただき、それら原稿をまとめた。

第 1 章「現状の事故進展シナリオ」では、事故進展を現象論的に考察しながら、事故時に生じる FP 移行挙動についてまとめた。また、シールドプラグ汚染メカニズムの検討例が示されている。

第 2 章「観測値からの推定される事故進展シナリオ」では、観測値や解析結果から推定される事故進展シナリオの議論の結果をまとめた。第 2.1 節「敷地境界内モニタリングポスト計測結果」では、敷地境界内のモニタリングポスト(MP)で計測された γ 線線量率の経時変化を図表にまとめた。第 2.2 節「大気拡散解析によるソースタームの推定」では、事故後早期から今日に至るまで実施されてきたソースターム推定、大気拡散解析 (WSPEEDI) に基づく炉内事象と放出から環境汚染までの大気拡散過程、およびソースターム推定の今後の課題についてまとめられた。第 2.3 節「土壌汚染マップと大気拡散計算からの 129m-Te ソースターム

逆推定」では、面的な土壌沈着分布に着目した仮想放出回帰推定法により、陸風時を含む Te-129m を中心にしたソースタームを評価した。また、Te の放出は Zr の酸化、すなわち炉心注水による水素発生と同時に起こることに着目し、炉心注水の実際の時間帯に関する情報を検討した。第 2.4 節「MELCOR 解析と環境放出 FP 推定値に基づく事故分析」では、SA 解析コード MELCOR 2.2.9541 コードを使用して、RPV 破損の再現を目指して SA 解析を行った。解析結果は、敷地内 MP で測定された線量率ピークの時刻をよく再現した。しかし、デブリの急激な挙動変化に起因する事象は、今回の解析では予測できなかった。第 2.5 節「MP で測定されたピークに起因する事象」では、MP における空気中の測定値と WSPEEDI の解析による Cs-137 のピークとを比較し、号機毎の FP 放出の起因事象を検討した。

第 3 章「現状評価されていない FP 移行挙動」では、現状の SA 解析コードでモデル化されていない①PCV トップフランジリークによるシールドプラグ汚染と、②Cs 含有粒子の生成について紹介した。第 3.1 節「原子炉格納容器からの漏洩」では、上記①に関連し、(財)原子力発電技術機構 (当時) で実施された PCV の電気配線貫通部及びハッチフランジの SA 条件下での漏洩試験と FP の捕集試験との結果が示された。また、米国内の PWR 及び BWR の PCV の貫通部を調査結果についても示された。そして、PCV トップフランジリークの条件についても示されている。第 3.2 節「放射性セシウム含有粒子の生成と移行」では、上記②に関する情報をまとめた。第 3.2.1 項「いまさら聞けないセシウム含有粒子のハナシ」では、Cs 含有粒子の課題についてまとめられた。第 3.2.2 項「Fundamental study on cesium trapping in siliceous insulation materials」では、PCV 内配管の保温材を模擬した CaSiO_4 への CsOH の化学吸着実験について報告された。第 3.2.3 項「Cs 含有粒子の起源及び原子力安全への提言」では、現状までに発見された Cs 含有粒子の種類とそれら生成機構が紹介された。それらの主な生成機構として、1,3,4 号機の水素爆発による火炎や爆風による SGTS 配管の HEPA フィルタや R/B の断熱材の微粒化を提案し、検証した。そして、HEPA フィルタの燃焼を防止する対策を講じることを提案した。

第 4 章「事故進展シナリオの見直し」では、FP の PCV 閉じ込め機能喪失の原因と対策を踏まえ、事故進展シナリオの見直しを議論した。第 4.1 節「格納容器

閉じ込め機能喪失と対策」では、PCV の漏洩箇所の特
定とシール材が紹介され、特に、水素爆発の要因とな
った PCV 上部フランジの O リングパッキンの劣化に
ついて記載されている。PCV 内の温度や圧力の上昇を
抑制するには、PCV スプレイが有効であり、格納容器
シール部の改善も重要である。このような対策で PCV
の圧力・温度上昇を抑制することにより、フィルタベ
ントの起動を遅らせることが可能になり、希ガスの減
衰時間が増し、被曝低減に繋がる。第 4.2 節「1F 廃炉
作業で得られた知見を反映した事故進展シナリオ」で
は、WG3 の議論に基づき、1F 廃炉作業で得られた FP
の移行挙動に関する新知見は 1F 事故解析に一部活か
されているが、リーク時の FP 除去率は仮定されてい
るため、FP 除去率のモデル化が必要であるとした。も
う一つの新知見である Cs 含有微粒子に関しては、生
成機構を明らかにし、そのモデル化が必要であるとし
た。

第 5 章「ソースターム予測技術の向上への課題」で
は、WG3 内の議論に基づき、第 5 章のまとめと、抽出
したソースターム予測精度技術向上の課題を示した。

2. 今後の課題

2.1 「1F 廃炉作業への貢献」に対する今後の課題

マスバランス評価の改良には、最良推定のための Cs
等 FP 挙動に関する最新知見を SA 解析コードに反映
するとともに、事故進展シナリオや放出経路を見直し
ていくことが必要である。こうした課題の解決には、
今後さらに以下の項目についての研究開発が望まれる。

- ① 核種のインベントリの評価精度の向上
- ② 核種の材料表面との反応、吸脱着、堆積、気相
への放出、水相への移行に関する物理・化学的
挙動
- ③ 知識の基盤となる核種分析データの拡充
- ④ デブリ分析技術の開発(物理・化学的特性の把
握)と人材育成
- ⑤ FP 挙動の最良推定としての SA 解析コードの
精度向上及び中長期的 FP 挙動の解析技術

また、WG2 での議論では、サンプリングに係る更なる
課題が挙げられており、以下にその一例を記す。

- ⑥ 燃料デブリの燃焼度(ウラン同位体組成)、燃
料と構造物の混合割合など、安全評価に係る各
種パラメータの整理と取得
- ⑦ 深さ方向の燃料デブリ分布推定
- ⑧ ニーズに応じた分析内容、方法の整理

- ⑨ 事故シナリオと関連付けた分析データ(例:
Cs/Mo 存在比等)の考察
- ⑩ スミヤ採取等の一連の操作に付随する分析の
不確かさの取り扱い

2.2 「ソースターム予測技術の向上」に対する今後の 課題

第 III 編に示した FP の移行経路に関する議論から、
以下に示すソースターム予測精度技術向上の課題を摘
出した。

- ⑪ PCV から建屋への FP リークモデルの作成
- ⑫ PCV トップフランジからの FP リークモデル
の作成
- ⑬ PCV のトップヘッドフランジリークによるシ
ールドプラグ隙間部 Cs 汚染のモデル化
- ⑭ 上記 Cs 汚染の Cs 源の特定
- ⑮ PCV 内沈着 Cs の再浮遊モデルの高度化
- ⑯ PCV 内での FP 再蒸発の可能性の確認
- ⑰ Cs 含有微粒子の生成機構の明確化と、そのモ
デル化
- ⑱ MCCI 時における燃料デブリからの中・低揮発
性の FP 放出挙動のモデル化
- ⑲ MCCI により発生した二酸化炭素の影響で S/C
の pH 値が低下し揮発性ヨウ素の発生を確認
- ⑳ 燃料デブリの落下など急激な挙動変化に起因
する FP 放出事象の把握

3. 今後の進め方

1F 事故後 13 年目となる 2024 年 11 月、2 号機から
初めてとなる燃料デブリサンプルが取り出され、現在、
その分析が行われている。しかしながら、これは燃料
デブリ全体の極一部であり、取り出しの対象となる広
範囲な燃料デブリの性状を把握するためには量的に十
分とは言えない。

今後も、サンプリングによるデータの蓄積を継続す
るとともに、上記の課題を含め、それを燃料デブリ取
り出しにおいて有効に活用するための方法を継続的に
検討し、Step by Step による燃料デブリ取り出しをより
実効的なものとする必要がある。

また、今回まとめた上記課題に対応するため、1F 廃
炉作業から得られる情報を精査していくとともに、SA
解析モデルの高度化を目指していく。そして、事故進
展シナリオをより現実的なものにしていく。また、SA
は実際起こるということを前提に、SA 解析コードと

FP 大気拡散解析を組合せ、事故時のより有効な住民避難に役立てていく。

なお、2025年4月に発足した「過酷事故時及び事故後の放射性物質挙動」研究専門委員会において、1F 廃

炉作業から得られる情報の精査と、上記課題のフォローを行い、1F 廃炉作業のより効率的な進行に協力していく。

おわりに

核分裂生成物の挙動の検討は福島第一原子力発電所の今後 40 年余に及ぶ廃炉に深く関わること、さらには FP 関連の技術を支えてきた研究者・技術者が第一線を退いてきたことから、若い年代に確実に技術伝承することが重要課題であるとの認識に基づいている。ここに技術報告書を刊行できることを大変嬉しく思っている。報告書作成にあたり、英文化について議論された。最近の翻訳アプリは大変優れており、その完成度も高いことから、執筆者が英文化のために時間と労力が取られないようにと判断し、特別の配慮は省略することとした。

さらに、これまでのような印刷物での配布は行わないことにし、技術報告書の pdf を学会ホームページに掲載することとした。これまで印刷物の管理と保管が問題となり、販売する場合の対応も大変であったためである。

本報告書が今後の FP 研究の一助になることを幹事一同切望している。

[主査 勝村庸介]

2021年8月20日

専門委員会開催報告

専門委員会名	第1回「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会
会議種別	<u>本会議</u> 幹事会 メール審議 その他*()
開催日時	2021年7月9日(金)10:00~12:00
開催場所	Zoomによるweb会議
参加人数	41名 勝村主査, 高木幹事, 逢坂幹事, 唐澤幹事, 三輪幹事, 和田幹事, 他
議事	<p><u>1. 主査挨拶 (勝村主査)</u></p> <p>本研究専門委員会では、まずは全体会合にて取組の方向性等を議論する予定であり、委員の方々には積極的なご意見をお願いしたい旨の挨拶がなされた。</p> <p><u>2. 講演「2021年度 廃炉・汚染水対策事業について」(中野委員)</u></p> <p>本専門委員会での研究課題を議論するために廃炉・汚染水対策事業をご紹介いただいた。本事業は、三菱総合研究所と原子力損害賠償・廃炉等支援機構が共同事務局となり運営されている。「試験的取り出し・段階的取り出し規模拡大」「燃料デブリの取り出し規模の更なる拡大」「廃棄物対策」の3つの大テーマと11の小テーマに分類されており、採択審査会を経たものが事業として実施されている。これらの各テーマについて中長期計画が策定され、今後の1F廃止措置に必要な研究開発が検討されている。成果はIRIDや本事業のHPに公開されている。</p> <p><u>3. 1F廃止措置に係る計画について(唐澤幹事)</u></p> <p>「4. 委員会の進め方について」の議論を行うための参照情報として、1F廃止措置等の中長期ロードマップに関する情報を共有した。なお、本委員会での議論対象として、核分裂生成物の他、トリチウムも含めるものとする。</p> <p><u>4. 委員会の進め方について(全体討議)</u></p> <p>本委員会の進め方について議論を行った。本委員会の目指すところとしては、「1Fに係る技術知見に基づき、軽水炉のソースタームの研究課題を明らかにすることを通じて、1F廃炉の推進及び軽水炉の安全性向上に貢献する」ことを案とし、今後も幹事にて議論・検討していくこととした。また、これに合わせ、本委員会の成果も継続的に議論を進めていくが、昨年度までの「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会から抽出した課題に対して解決策への道筋をつける必要があること、SA中の挙動か、SA後の挙動かを明確に区別して検討する必要があること、等の委員からの意見を考慮する。これらを踏まえ、委員会の進め方としては、まずはWGを作成せずに、幹事会に関連委員を加えて議論を深める等、機動的に議論を深めていけるようにするものとし、その体制案を幹事で議論・検討していくこととした。</p>
備考	無し

2021年11月24日

専門委員会開催報告

専門委員会名	第2回「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会
会議種別	本会議 幹事会 メール審議 その他*()
開催日時	2021年11月5日(金) 13:30~15:20
開催場所	Zoomによるweb会議
参加人数	45名 勝村主査, 高木幹事, 逢坂幹事, 唐澤幹事, 三輪幹事, 和田幹事, 他
議事	<p><u>1. 前回議事録確認</u></p> <p>参加者から異議なく、内容は承認された。</p> <p><u>2. 主査挨拶 (勝村主査)</u></p> <p>第2回研究専門委員会への出席に感謝する。2件の議題を用意した。1件目は福島調査関連の講演、2件目は今後の進め方について。活発な議論をお願いする。</p> <p><u>3. 講演「福島第一原子力発電所 PCV 内部調査関連サンプル等の分析結果と考察— 2019年度測定結果を中心に—」(平井委員)</u></p> <p>冒頭、高木幹事から本講演の趣旨説明があり、福島 PCV サンプルの分析結果を報告いただき、今後の活動の道標にしたい旨を説明した。</p> <p>平井委員から、福島第一原子力発電所内部調査関連サンプルの分析結果について2019年の結果を中心にご紹介いただいた。また、福島関連資料の公開場所についても紹介いただいた。</p> <p>参加者から、観察された微粒子の凝固過程、滞留水の浮遊物量、およびウラン酸化物の生成過程等に関して活発な質疑が行われた。</p> <p><u>4. 研究委員会の今後の進め方について(全体討議)</u></p> <p>今後の進め方について唐澤幹事から全体概要が説明された。調査対象として(1)東電・IRID 関連(高木、和田幹事)、(2)JAEA/CLADS(逢坂幹事)、(3)学会ロードマップ(三輪幹事)、(4)ソースターム予測技術(唐澤幹事)の4つの拡大幹事会を置き、数名の拡大幹事が調査を行う方針が示された。各テーマについて担当幹事から方針を説明し、拡大幹事会毎に幹事を公募すること、内々で数名の委員に承諾をいただいていることを説明した。</p> <p>出席者から積極的な提言がなされ、技術伝承のため若手を入れて欲しいとの意見や、該当テーマの専門家の立場から拡大幹事会に貢献いただける旨の発言があった。また、同じ会社や組織内など委員会外の方にも紹介いただきたいことを幹事から依頼した。拡大幹事会と前研究専門委員会のワーキンググループ(WG)との関連性の質問もあったが特に関連付けしていないことを説明した。</p> <p><u>5. 次回原子力学会での企画セッションについて</u></p> <p>3/17開催で参加の方向で検討しており、方針説明と講演を計画している。</p>
備考	無し

2022年4月5日

専門委員会開催報告

専門委員会名	第3回「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会
会議種別	本会議 幹事会 メール審議 その他*()
開催日時	2022年2月15日(火) 10:00~12:00
開催場所	Zoomによるweb会議
参加人数	33名 勝村主査, 逢坂幹事, 高木幹事, 三輪幹事, 和田幹事, 唐澤幹事他
議事	<p>1. 主査挨拶 (勝村主査)</p> <p>2. 講演「1F 廃炉に係る基礎・基盤研究の全体マップ」(JAEA 田川明広氏) JAEAが策定した全体マップ、その全体マップの研究開発計画への反映、および研究成果(シーズ)の現場ニーズへの反映について説明いただいた。 全体マップは、汚染水対策から処理・処分・環境回復までの廃炉全体を俯瞰し、それぞれの廃炉プロセスの中にあるニーズの相関を示すことで、基礎・基盤研究の解決すべき課題を整理したもので、2022年版は最新知見を反映し一部ニーズを詳細化したとのことである。 得られた成果は公表され、1F 廃炉現場実装、国プロ化、JAEA 交付金研究取込み等の橋渡しを行っており、ワークショップによるニーズ・シーズマッチングを試行するとのことである。</p> <p>3. 拡大幹事による検討進捗状況 各拡大幹事会の調査方針、及び調査対象(公開資料)を紹介した。 ・拡大幹事会1「東電・IRID 関連」(高木幹事, 和田幹事); 「廃炉・汚染水対策チーム会合 事務局会議」の会議資料を情報源とし、①汚染水、②燃料デブリ、③廃棄物に着目して FP 情報の収集に当たる。また、IRID の研究開発成果も調査する。 ・拡大幹事会 2「JAEA における関連基礎・基盤研究の調査」(逢坂幹事); JAEA 全体マップの中の「燃料デブリ取出し一炉内状況把握—FP の状況把握」に関連した課題及び研究成果を調査する。 ・拡大幹事会 3「ロードマップ・海外研究に係る調査・検討」(三輪幹事); 調査する各ロードマップ、PIRT の対象や 1F 事故前後での変更点等を整理し、重要な FP 挙動やそれに影響を与える熱水力条件・事故シナリオとそれら優先度を抽出する。 ・拡大幹事会 4「ソースターム予測技術」(唐澤幹事); NRA 主催の「1F における事故の分析に係る検討会」、「1F 廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議」、「SA 技術評価検討会」の会議資料を調査する。調査は、号機毎に FP の分布場所やリークなど分野に分けて行う。</p> <p>4. 企画セッション(2H_PL)の概要(唐澤幹事) 2022 春の学会での概要を説明した。</p>
備考	・拡大幹事会の調査は重複する場合もあるので、幹事間の連携を密にしていく。

2022年12月20日

専門委員会開催報告

専門委員会名	第4回「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会
会議種別	本会議 幹事会 メール審議 その他*()
開催日時	2022年7月28日(木) 13:30~15:30
開催場所	Zoomによるweb会議
参加人数	32名 勝村主査、唐澤幹事、宮原幹事、三輪幹事、和田幹事、高木幹事、他
議事	<p>1. 主査挨拶 (勝村主査)</p> <p>2. 講演『「熱水カロードマップ」とその利用について』(中村(秀)委員)</p> <p>我が国のロードマップ(RM)は2005年の経産省「技術戦略マップ」に端を発する。技術戦略マップ2010は導入シナリオ、技術マップ、技術ロードマップから構成されている。熱水力RMは2009年に制定され、その後のローリングを経て、2015年、2017年、2020年に改定が行われている。これらは熱流動部会の活動として行われ、2020年版では「安全評価」、「基盤R&D」の2つの技術マップを刷新した。改定活動は一旦休止し、運営小委員会にて方向性と内容を継続検討する。</p> <p>3. 拡大幹事による検討進捗状況</p> <p>(1)拡大幹事会1「東電・IRID関連」(高木幹事)</p> <p>汚染水対策調査ではα核種の挙動に関するトピックスも抽出した。分析データがFP挙動のシナリオにマッチするかが重要になる。燃料デブリ取り出し調査では取得データが断片的であり、全体像を把握するための手段が必要である。放射性廃棄物処理・処分調査では、JAEAのデータベース(FRAnDLi)を活用して行く。</p> <p>(2)拡大幹事会2「JAEA/CLADS関連」(宮原幹事)</p> <p>JAEA/CLADSが作成している1F廃炉に係る基礎・基盤研究の全体マップを対象とする。このマップでは、FPの性状把握・分布状況把握について、ニーズ・課題・関連研究のリンクが整理されている。代表性や経時変化の考慮が必要である。</p> <p>(3)拡大幹事会3「ロードマップ・海外研究に係る調査・検討状況」(三輪幹事)</p> <p>調査する各RM、PIRTの対象や1F事故前後での変更点等を整理し、重要なFP挙動やそれに影響を与える熱水力条件・事故シナリオとそれらの優先度を整理している。重要な課題に対する既往研究の進捗や成果を調査している。</p> <p>(4)拡大幹事会4「ソースターム予測技術—進捗状況—」(唐澤幹事)</p> <p>NRA主催の「1Fにおける事故の分析に係る検討会」、「1F廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議」、「SA技術評価検討会」の公開資料を調査している。ベント配管・SGTS、シールドプラグ、線量率分布をキーワードとし、課題抽出を行う。</p> <p>4. 全体討議</p> <p>今後、RMにおける課題の抽出が必要十分であるかの検証が重要となる。</p>
備考	第5回専門委員会を12月、第6回を2023年2月に開催予定。2023年3月の企画セッションにて成果報告を行う。

2022年12月22日

専門委員会開催報告

専門委員会名	第5回「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会
会議種別	本会議 幹事会 メール審議 その他*()
開催日時	2022年12月13日(火) 13:30～15:30
開催場所	Zoomによるweb会議
参加人数	30名 勝村主査、唐澤幹事、宮原幹事、三輪幹事、和田幹事、高木幹事、他
議事	<p>1. 主査挨拶 (勝村主査)</p> <p>2. 拡大幹事会による検討進捗状況</p> <p>(1) 拡大幹事会の目的(三輪幹事)</p> <p>三輪幹事より、拡大幹事会の目的について説明がなされた。1F 事故事象の把握と廃炉作業への貢献およびソースターム予測技術の向上を目的として、議論を深めながら課題抽出を行うため、若手を含めた拡大幹事会による調査を実施していることを共有した。また、なお、課題解決策の検討の段階では、ワーキンググループを構成して調査を進める方針であることを共有した。</p> <p>(1) 拡大幹事会 1「東電・IRID 関連」(高木幹事)</p> <p>高木幹事より、東電・IRID 関連の調査結果およびそこから見えてくる課題について説明がなされた。課題として、汚染水等における FP のマスバランスの把握等が挙げられた。</p> <p>(2) 拡大幹事会 2「JAEA/CLADS 関連」(宮原幹事)</p> <p>宮原幹事より、JAEA・CLADS 関連の調査結果およびそこから見えてくる課題について説明がなされた。課題として、サンプル分析技術の開発とデータ蓄積等が挙げられた。</p> <p>(3) 拡大幹事会 3「ロードマップ・海外研究に係る調査・検討状況」(三輪幹事)</p> <p>三輪幹事より、ロードマップ・海外研究に係る調査結果およびそこから見えてくる課題について説明がなされた。課題として、中長期的な FP 移行等が挙げられた。</p> <p>(4) 拡大幹事会 4「ソースターム予測技術—進捗状況—」(唐澤幹事)</p> <p>唐澤幹事より、ソースターム予測技術に関連して、規制庁で実施されている 1F 事故分析に係る調査結果について説明がなされた。</p> <p>3. 企画セッションについて</p> <p>幹事より、企画セッションの内容案が提示された。本委員会の活動方針の説明の後、各拡大幹事会の調査から抽出された課題を紹介する方針が提案され、大きなコメントなく了承された。</p> <p>4. 委員会延長について</p> <p>幹事より、委員会の延長を検討中であることが頭出しされた。委員から延長理由を明確にするようコメントあり、拝承。</p>
備考	第6回専門委員会を2023年2月に開催予定。2023年3月の企画セッションにて成果報告を行う。

2023年3月30日

専門委員会開催報告

専門委員会名	第6回「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会
会議種別	本会議 幹事会 メール審議 その他()
開催日時	2023年2月24日(金) 13:30 ~ 15:30
開催場所	Web会議(zoom)
参加人数	23名: 勝村主査、他
議事	<p>勝村主査挨拶後、以下の議事進行を行った。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 拡大幹事による課題検討結果 <ol style="list-style-type: none"> (1) 本委員会の目的と活動方針(和田幹事) <ul style="list-style-type: none"> ・本委員会の目的、進め方、拡大幹事会、活動実績を紹介した。 (2) 実機調査から得られた課題(高木幹事) <ul style="list-style-type: none"> ・廃炉プロジェクトの公開情報の中から「汚染水」、「燃料デブリ」、「廃棄物」の分野に着目しFP情報を収集した。 ・各分野のトピックス、課題、期待される成果、抽出した2課題を紹介した。 ・マスバランス評価などのコメントがあった。 (3) JAEA/CLADS 関連研究調査から得られた課題(宮原幹事) <ul style="list-style-type: none"> ・1F廃炉に係る基礎・基盤研究の全体マップを主対象として調査した。 ・調査結果を表にまとめ、見えてくる課題、抽出した2課題を紹介した。 ・代表性や事故シナリオの関連などのコメントがあった。 (4) 実機解析調査から得られた課題(三輪幹事) <ul style="list-style-type: none"> ・実機解析結果(BSAF)や熱水カロードマップなどを調査した。 ・各資料で示された重要なFP挙動から3課題を抽出し、その対応策、期待される成果、成果物を紹介した。 ・化学反応挙動も検討すべきなどのコメントがあった。 (5) 事故分析調査から得られた課題(唐澤幹事) <ul style="list-style-type: none"> ・NRAの「1Fにおける事故の分析に係る検討会」の会議資料を対象とした。 ・FP放出又は漏えい経路・箇所に関する調査から3課題を抽出した。 ・移行も検討すべきなどのコメントがあった。 2. 全体討議 <ol style="list-style-type: none"> (1) 各拡大幹事会で抽出した10課題から3ワーキンググループの課題に整理した過程を図表で説明した(和田幹事)。 (2) どうまとめるかや成果の利用法などのコメントがあった。 3. 企画セッションについて <ul style="list-style-type: none"> ・本日のコメントを反映させた資料とすることとした。 4. その他 <ul style="list-style-type: none"> ・本委員会の延長が認可されたことを報告した。
備考	本日のコメント対応を幹事会で検討することとした。

2023年6月7日

専門委員会開催報告

専門委員会名	第7回「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会
会議種別	本会議 幹事会 メール審議 その他*()
開催日時	2023年6月7日(水) 14:00~16:20
開催場所	Zoomによるweb会議
参加人数	30名 勝村主査, 高木幹事, 宮原幹事, 唐澤幹事, 三輪幹事, 和田幹事, 他
議事	<p><u>1.. 主査挨拶 (勝村主査)</u> 冒頭, 委員会主査の勝村先生から参加者にご挨拶があった。</p> <p><u>2.. 前回議事録確認</u> 事前確認配布の為参加者から異議なく、前回議事録が承認された。</p> <p><u>3.. 各WGの活動方針説明</u> (1)WG1(和田幹事) 活動方針説明に対し、廃炉委員会との連携依頼および活動スコープの質問があった。 (2)WG2(宮原幹事) 活動方針説明に対し、目的に応じた分析の数と範囲の検討提言および廃棄物分析との連携の意見があった。 (3)WG3(唐澤幹事) 活動方針説明に対し、参加者からの質疑はなかった。</p> <p><u>4.. 講演</u> 冒頭、三輪幹事から本講演の趣旨説明があり、事故進展解析と実機データ分析からの事故進展の考察を比較して議論したい旨を説明した。 (1)「SA解析コードSAMPSONを用いた1F炉内RN分布評価の現状と課題」(木野千晶委員) 圧力以外のデータの使用有無, ホウ素の影響, 解析と実機事象の逆転への見解, 環境への放射能ピークの解釈, ヨウ素の揮発の扱いについての活発な質疑がなされた。 (2)「1Fサイト線量の増加と各号機の事故進展について」(佐藤一憲委員) 放射能ピークの風向・風速を考慮した解釈, 降雨の影響, 気相中成分の化学形態, 2号機の圧力変動の解釈, ペネの高線量と噴出の影響についての活発な質疑がなされた。</p> <p><u>5.. 全体討議</u> 両講演者間での現象の捉え方の確認を中心に参加者間で議論がなされた。事故進展挙動は複雑な現象なので今後WGで議論を進めていくこととした。</p>
備考	無し

2024年1月30日

専門委員会開催報告

会合名	第8回「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会
会議種別	本会議 幹事会 メール審議 その他*()
開催日時	2023年11月6日(月) 13:30~15:30
開催場所	Zoomによるweb会議
参加者名	勝村主査、唐澤幹事、三輪幹事、宮原幹事、和田幹事、高木幹事、天谷委員、有田委員、出光委員、牛尾委員、江藤委員、岡田委員、木野委員、倉田委員、黒崎委員、高橋委員、富永委員、永井委員、中村(勤)委員、浜田委員、久宗委員、日高委員、氷見委員、深澤委員、村上委員、柳生委員、山下委員、講演者・佐藤氏(計28名)
議事	<p>1. 主査挨拶 (勝村主査)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・冒頭、委員会主査の勝村先生から参加者にご挨拶があった。 <p>2. 前回議事録確認</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事前確認配布のため参加者から異議はなく、前回議事録が承認された。 ・委員会の講演がどのWGに関係するかを記載すると良いとのコメントがあった。 <p>3. 各WGの活動状況報告</p> <p>(1) WG1: FPの量・物質収支と化学形態(和田幹事)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・会合を2回開催し、毎回1時間程度の講演を2件実施した。 <p>(2) WG2: サンプルングの目的とデータ活用(宮原幹事)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・会合を2回開催し、燃料デブリ取り出し関連で2件の講演を実施した。 <p>(3) WG3: 環境への移行経路(唐澤幹事)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・会合を3回開催し、リーク箇所特定に関連して計4件の講演を実施した。 <p>4. 講演 1「いまさら聞けないセシウム含有粒子のハナシ」</p> <ul style="list-style-type: none"> ・JAEA・佐藤氏より、セシウム含有粒子(セシウムボール)のこれまでの調査結果および現時点での考察につき、講演頂いた。 ・生成温度、水蒸気発生との関連、マスバランス、生成分布などにつき、質疑応答がなされた。 <p>5. 講演 2「シビアアクシデントにおいて炉内で想定されるセシウムの化学」</p> <ul style="list-style-type: none"> ・JAEA・三輪幹事より、高温でのセシウム、ヨウ素の化学挙動に関する基礎研究成果について、講演頂いた。 ・ガス状ヨウ素化学形態、SA解析コードへの反映、サンプルング方法へのフィードバック、事故時ソースターム更新、速度論適用などにつき、質疑応答がなされた。 <p>6. その他</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力学会 2024年春の年会の企画セッションで報告を行う。 ・来年2月の委員会は対面とオンラインのハイブリッドで行う。
備考	・原子力学会誌 11月号に本委員会活動の報告記事が掲載された。

2024年4月5日

専門委員会開催報告

会合名	第9回「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会
会議種別	本会議 幹事会 メール審議 その他*()
開催日時	2024年3月11日(月) 13:30~16:00
開催場所	webexによるweb会議
参加者名	勝村主査、唐澤幹事、三輪幹事、宮原幹事、和田幹事、高木幹事、天谷委員、有田委員、出光委員、植田委員、江藤委員、牛尾委員、宇笠委員、岡田委員、木野委員、倉田委員、甲川委員、駒委員、佐藤委員、杉山委員、高橋委員、中村(勤)委員、氷見委員、福井委員、講演者・中野氏(合計25名)
議事	<p>1. 主査挨拶 (勝村主査)</p> <p>・冒頭、委員会主査の勝村先生から参加者にご挨拶があった。</p> <p>2. 前回議事録確認</p> <p>・事前確認配布のため参加者から異議はなく、前回議事録が承認された。</p> <p>3. 講演「福島第一原子力発電所の分析戦略と燃料デブリ性状把握の技術開発の現状」</p> <p>・NDF 中野様より、福島第一原子力発電所の分析戦略と燃料デブリ性状把握の技術開発の現状につき、講演頂いた。</p> <p>・燃料デブリの非均質性を踏まえた分析の進め方、燃料デブリ物性等のデータの統計的取り扱いの必要性等について質疑応答がなされた。</p> <p>4. 各WGの活動状況報告・企画セッションの発表内容</p> <p>(1) 目的・活動方針(三輪幹事)</p> <p>・企画セッションの発表内容として、本委員会の目的・活動方針および委員会での議論の内容について説明された。</p> <p>(2) WG3: 環境への移行経路(唐澤幹事)</p> <p>・企画セッションの発表内容として、WG3の活動内容について説明された。</p> <p>・委員からは大きなコメントなく了承された。</p> <p>(3) WG2: サンプルングの目的とデータ活用(宮原幹事)</p> <p>・企画セッションの発表内容として、WG2の活動内容について説明された。</p> <p>・委員からは大きなコメントなく了承された。</p> <p>(4) WG1: FPの量・物質収支と化学形態(和田幹事)</p> <p>・企画セッションの発表内容として、WG1の活動内容について説明された。</p> <p>・委員からは大きなコメントなく了承された。</p> <p>5. その他</p> <p>・原子力学会の企画セッション(3/28 E会場にて13:00~)に出席願う。</p> <p>・企画セッションでは委員各位からの積極的な発言に期待する。</p>
備考	特になし

2024年6月14日

専門委員会開催報告

会合名	第10回「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会
会議種別	本会議 幹事会 メール審議 その他*()
開催日時	2024年5月27日(月) 13:30~16:00
開催場所	webexによるweb会議
参加者名	勝村主査、唐澤幹事、宮原幹事、和田幹事、高木幹事、三輪幹事、天谷委員、有田委員、出光委員、岡田委員、倉田委員、佐藤委員、杉山委員、高橋委員、中村(秀)委員、氷見委員、駒委員、久宗委員、永井委員、日高委員、深澤委員、柳生委員、富永委員(合計23名)
議事	<ol style="list-style-type: none">1. 主査挨拶 (勝村主査)<ul style="list-style-type: none">・冒頭、委員会主査の勝村先生から参加者にご挨拶があった。2. 前回議事録確認<ul style="list-style-type: none">・事前確認配布のため参加者から異議はなく、前回議事録が承認された。3. 報告「1F 建屋内放射性核種分布に関し得られる情報の整理と課題」<ul style="list-style-type: none">・唐澤幹事より、debris Wiki や BSAF 結果、本委員会での講演内容をもとに、各号機の事故進展シナリオ、デブリ・FP 分布、マスバランス・ソースタームを整理した結果について報告がなされ、1F 廃炉に向けた課題やその対応案について提案がなされた。・解析における不確かさの考え方、セシウム含有微粒子の放出に関する検討の必要性等について質疑応答がなされた。4. 各 WG の活動状況報告<ol style="list-style-type: none">(1) WG1活動報告(和田幹事)<ul style="list-style-type: none">・前回委員会以降の活動としてデブリ分析技術に関する講演概要を共有した。(2) WG2活動報告(宮原幹事)<ul style="list-style-type: none">・前回委員会以降の活動として建屋内スミヤ分析、デブリ分布予測のためのクリーニング手法に関する講演概要を共有した。(3) WG3 活動報告(唐澤幹事)<ul style="list-style-type: none">・次回のWGの開催内容を共有した。5. 技術報告書目次案<ul style="list-style-type: none">・技術報告書目次案の内容、製本や英文版作成の要否について議論した。・報告書の内容として、人材育成も踏まえ WG の枠組みに囚われず読者を意識した読みやすい構成とすること、各 WG 等での講演結果を踏まえての目的に沿った取り纏めが重要であること、他のロードマップとの連携を考慮すること、等のコメントがあり、幹事会で検討することとなった。6. 前回企画セッションのまとめ<ul style="list-style-type: none">・学会誌報告記事への提案状況を委員に共有した。
備考	次回の本委員会は10月頃を予定

2024年10月28日

専門委員会開催報告

会合名	第11回「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会
会議種別	本会議 幹事会 メール審議 その他*()
開催日時	2024年10月21日(月) 13:30~16:00
開催場所	webexによるweb会議
参加者名	奈良林先生、勝村主査、高木幹事、和田幹事、三輪幹事、宮原幹事、唐澤幹事、天谷委員、出光委員、岡田委員、倉田委員、佐藤委員、杉山委員、鈴木(晶)委員、園田委員、高橋委員、氷見委員、駒委員、永井委員、日高委員、柳生委員、山下委員(合計22名)
議事	<p>1. 主査挨拶 (勝村主査)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・冒頭、委員会主査の勝村先生から参加者にご挨拶があった。 <p>2. 講演「原子力発電所の新規性基準への適合と安全対策」</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東京科学大奈良林教授より、原子力発電所の安全対策と再稼働への取り組みについてご紹介いただいた。 ・福島事故は、しっかりした事前検討や対策がなされていれば早期に収束でき、「安全文化」とは危険の芽を摘んで耕し安全を育てることとのこと。また、欧米では運転継続し、十分な期間をとって安全対策工事を行っているとのこと。 ・放射性物質飛散防止対策設備のフィルターベントについて、捕集放射エネルギーや捕集手段などについての質疑があった。 <p>3. 各WGの活動状況報告</p> <p>(1) WG1活動報告(和田幹事)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・11月に2回の会議を開催予定。また、技術課題に対する解決への道筋を提案していく。 <p>(2) WG2活動報告(宮原幹事)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・前回委員会以降の活動として、ベイズ統計手法と、TMIでの分析データの利用法に関する講演内容を共有した。 <p>(3) WG3活動報告(唐澤幹事)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・前回委員会以降の活動として、モニタリングポスト測定値の解釈と、スクラビングに関する実験とモデルの情報を共有した。 <p>4. 技術報告書目次案</p> <ul style="list-style-type: none"> ・前回委員会でのコメントを踏まえ、WGの枠組みに囚われず読者が理解しやすい構成にした目次案について議論した。 ・章立てやセシウム含有粒子の生成原因のまとめ方についてコメントがあった。 <p>5. 次の研究専門委員会設立について</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本委員会は今年度で終了するが、放射性核種挙動に関する情報共有のニーズがあることから、情報共有と技術伝承に関して意見交換を行った。
備考	学会誌報告記事は、印刷待ち。

2025年4月7日

専門委員会開催報告

会合名	第12回「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会
会議種別	本会議 幹事会 メール審議 その他*()
開催日時	2025年2月28日(金) 13:30~15:30
開催場所	Webexによるweb会議
参加者名	勝村主査、高木幹事、和田幹事、三輪幹事、宮原幹事、唐澤幹事、牛尾委員、内田委員、岡田委員、倉田委員、高橋委員、中村委員、日高委員、深澤委員、柳生委員(合計15名)
議事	<ol style="list-style-type: none"> 1. 主査挨拶(勝村主査) 勝村主査から冒頭に参加者にご挨拶があった。委員会の最終段階を迎え、次の原子力学会春の年会での企画セッションおよび技術報告書の議論をお願いする旨のご発言があった。 2. 前回議事録確認 前回議事録は特にコメント無しで承認された。 3. 各WGの活動状況報告 3月の原子力学会企画セッションでの発表内容について各WGから報告した。 (ア) WG1(和田幹事) 2年間の活動報告をまとめた内容で、これに関して質疑無し。 (イ) WG2(宮原幹事) 2年間の活動報告をまとめた内容に関し、まとめの内容に関してデブリサンプリングの課題に限定していると受け取られないように、記載を見直したほうが方がよいとアドバイスがあった。 (ウ) WG3(唐澤幹事) 2年間の活動報告をまとめた内容に関し、格納容器からのFPリーク率の扱いに関して質問があった。 (エ) まとめと課題(三輪幹事) 委員会全体での各WGのつながりの明示および学会未解明事項との対応を示せると良いのではないかとコメントがあった。 4. 技術報告書について 各担当幹事から技術報告書の状況について説明があり、目次の確定と執筆者へ依頼済であることが確認された。 5. 次の研究専門委員会について 次年度から東京都市大・佐藤先生を主査に新たなFP挙動研究専門委員会が発足することが説明された。 6. 主査・幹事退任の挨拶 勝村主査並びに宮原幹事、和田幹事から今年度で退任の旨挨拶があった。
備考	日本原子力学会 2025年春の年会での企画セッションは3月13日13:00から。

企画セッション | 総合講演・報告 | 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

[2H_PL] 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門 委員会活動報告

座長：高木 純一 (東芝ESS)

2022年3月17日(木) 13:00 ~ 14:30 H会場

Join (Zoom)

[2H_PL01] 研究専門委員会の目的と活動方針

*三輪 周平¹ (1. JAEA)

[2H_PL02] PCV内線量率分布推定と今後の課題

*奥村 啓介¹ (1. JAEA)

[2H_PL03] 廃棄物の汚染状態から見る FPの挙動

*駒 義和¹ (1. JAEA)

[2H_PL04] 拡大幹事会活動状況

*和田 陽一¹ (1. 日立)

総合講演・報告 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会活動報告

Activity Reports of Research Committee on Fission Product Behavior Related to Decommissioning Work of Fukushima Daiichi NPP

(1) 研究専門委員会の目的と活動方針

(1) Aims and policy of activities of this research committee

*三輪 周平

JAEA

1. 本研究専門委員会設置の経緯

2017年度～2020年度の4年間で開催された「シビアアクシデント（SA）時の核分裂生成物（FP）挙動」研究専門委員会では、福島第一原子力発電所（1F）事故におけるFP挙動を調査し、FP炉内分布や環境放出量評価における新たな技術課題を整理した。具体的には、①実機データ評価によるプラント内外のFP分布の概要把握、②ベンチマーク評価によるSA解析コードの技術課題及び廃炉時のFP解析への拡大のための技術課題の明確化、そして③FP放出、移行挙動に係る基礎データの精査による重要実験課題の選定、を行った。この活動を通じてFP挙動に関する情報の共有化が可能となり、共通技術基盤上に新たな技術者集団を構築できた。この成果は、今後40年超とされる長期にわたる廃炉作業等のための技術継承に資することを目的として、技術報告書としてまとめられた[1]。

しかし、上記の研究専門委員会の成果は事故時のFP挙動を理解し、1F事故時のFP挙動を予測するためには有益であるが、格納容器内のFP分布の把握、廃炉作業の進展に伴うFPの移行及びその廃炉作業への影響など、将来にわたるFP挙動を予測するにはまだ十分とはいえない。そこで、「1F廃炉に係るFP挙動」研究専門委員会を設置し、1F廃炉、さらに軽水炉の安全性向上の取組に資するための調査・検討をさらに進めることとした。

2. 本研究専門委員会の目的

本研究専門委員会では、「SA時のFP挙動」研究専門委員会で抽出された技術課題をもとに、以下を目的とした調査・検討を実施し、最終的にはFP挙動に係る研究開発のロードマップを作成することを目指す。

- ① これまでの成果を廃炉期間中のFP挙動（FP分布把握、廃炉作業までのFP移行、廃炉作業への影響など）を予測可能な技術に高めることにより、主に事故後を対象とした1F事故事象の把握と廃炉作業に貢献する。
- ② 1F事故事象の把握で得た情報をソースタームの予測技術の向上に反映させ、原子炉安全の一層の向上に繋げることにより、主に事故時を対象としたソースターム予測技術の向上に貢献する。

3. 本研究専門委員会の活動方針

先ず、1F廃炉や軽水炉の安全性向上に向けて取組がなされている以下の4つのテーマについて幅広く調査し、「SA時のFP挙動」研究専門委員会で抽出された技術課題との整合を図りつつ、新たな技術課題の抽出・整理を行い、その解決に向けた大きな道筋を示す。

- (1) 1F廃炉作業／東京電力・国際廃炉研究開発機構（IRID）の取組：事故後に公開された1F廃炉に係る現場の直接的な情報・データを改めて俯瞰し、課題抽出に必要な情報の再収集、整理を図る。
- (2) 1F廃炉作業／JAEA/廃炉環境国際共同研究センター（CLADS）の取組：CLADSが公開している「基礎・基盤の全体マップ」から課題を調査・整理し、解決方針案等を抽出する。
- (3) ロードマップ・海外研究：国内外の各種委員会等で発行されている各ロードマップ、Phenomena Identification Ranking Table（PIRT）を整理し、FP挙動に関する課題、優先度を抽出する。

- (4) ソースターム予測技術：シビアアクシデント技術評価委員会等における新たな知見や情報を整理し、1FにおけるFP挙動に関する課題を整理する。

これらの検討により抽出された技術課題等をもとに、必要な研究開発や技術を検討し、ロードマップを作成して技術報告書として取りまとめる。

これらの検討を進める際には以下を留意する。

- ・ 議論を深めることを重要視し、先ずは若手を含めた「拡大幹事会」において上記(1)～(4)の調査を進め、委員会全体で議論や課題の特定を行う。課題解決策の検討の段階でワーキンググループを構成して調査を進める。
- ・ 計 10 部会からの委員による、専門分野を跨ぐ多面的な FP 挙動の議論・検討を行う。

参考文献

[1] 「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会, “シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動”, 原子力学会技術報告書 (2021).

* Shuhei Miwa

JAEA

総合講演・報告「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会活動報告

Activity Reports of Research Committee on Fission Product Behavior Related to Decommissioning Work of Fukushima Daiichi NPP

(2) PCV 内線量率分布推定と今後の課題

(2) Estimation of dose rate distribution in PCV and future challenges

*奥村 啓介

日本原子力研究開発機構(JAEA) 廃炉環境国際共同研究センター(CLADS)

1. PCV 内線量率分布推定の目的と概要

2011年3月の福島第一原子力発電所(1F)の事故後、東京電力ホールディングス(東電HD)及び国際廃炉研究開発機構(IRID)を中心として、主に炉内状況把握を目的とした1F事故進展解析や原子炉格納容器(PCV)の内部調査が実施されてきた。IRIDによる事故進展解析では、MAAPとSAMPSONコードが利用され、PCV内の燃料デブリ分布や核分裂生成物(FP)の分布の推定がなされた[1]。また、PCVの内部調査では、遠隔操作ロボット等によるカメラ映像の取得、宇宙線ミュオンによるイメージング、汚染物等の採取と分析、温度や水位の確認、小型センサーによる線量率測定などが行われ、得られたデータは東電HDやIRIDのホームページなどで公開されている。

1～3号機に対する内部調査では線量率も実測されているが、同じ号機であっても調査時期、計測場所、水位などの条件が異なっている。そこで、JAEAでは、過去の内部調査で得られた時間的にも空間的にも断片的な情報を活用し、現在または将来におけるPCV内の連続的な線量率分布を予測する手法の開発を進めてきた。これは、東電HDやIRIDにより得られた事故進展解析の結果(燃料デブリ分布、FP分布)、内部調査の結果(カメラ映像、線量率実測値、水位)、汚染水等のサンプリング分析値(Cs濃度、 $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 放射能比)などの情報と、事故前の炉内燃料や構造材の燃焼・放射化計算、調査時期または評価時期までの核種崩壊生成計算などの理論計算を組み合わせ、破損および汚染された1Fの3次元PCVモデルを計算機上に構築し、PCV内の線量率分布をPHITSコード[2]による放射線輸送モンテカルロシミュレーションにより予測するものである[3,4]。2号機に対するモデルと解析結果の例を図1に示す。

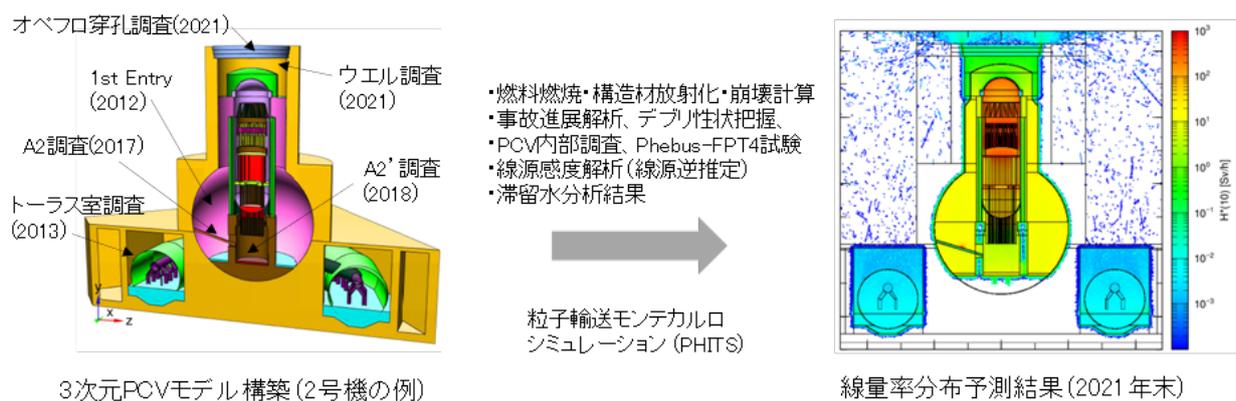
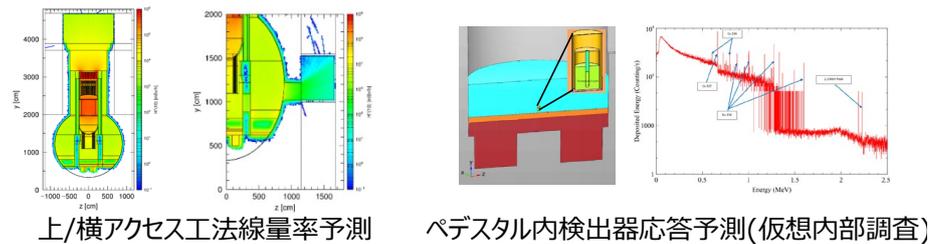


図1 格納容器内線量率分布推定(2号機の例)

事故進展解析によるCs分布(初期設定)は不確かさが大きいので、内部調査により線量率実測値が得られた場合には、線源感度解析に基づく逆推定によりCs濃度分布を過去の調査結果を含めて実測値と合うように修正している。逆に言えば、内部調査による線量率の測定位置に対して線源感度が無い領域では、得られている線量率の信頼性は初期値として利用した事故進展解析によるFP分布の精度に強く依存することになる。

圧力容器の内部などがこれにあたる。本解析のこれまでの主な用途は、事故進展解明というよりは、燃料デブリ取り出しを想定したケーススタディであり、図2に示すような廃炉工法模擬計算による線量率分布変化の予測や燃料デブリ検知のための検出器応答計算を行って、内部調査への提言などに利用している[3,5]。



上/横アクセス工法線量率予測

ペDESTAL内検出器応答予測(仮想内部調査)

2. 今後の課題

2021年5月末に、東電HDにより2号機の原子炉

図2 廃炉工程模擬計算(左)とデブリ検知検出器応答計算(右)

ウエル調査が行われた。この調査が行われるまで、ウエル内の線量率はおよそ40 Sv/h程度と予測していた。しかし、実測された線量率は、ウエル内平均でおよそ0.4 Sv/hと予想外に低いものであった。このため、6月にはJAEAと東北大学が協力して種類の異なる複数の線量計を用いて、2回目の調査が行われたが、前回とほぼ同様な結果が得られた。カメラ映像も鮮明であったことから、1 Sv/h以下の線量率であることは間違いないことが確認された。この実測結果を線量率分布に反映するため、原子炉ウエル内のみならずドライウエル上蓋内側のCs濃度まで下方修正することが余儀なくされた。事故時におけるCsの移行経路としては、「RPVフランジ隙間→PCVフランジ隙間→原子炉ウエル→シールドプラグ隙間→オペフロ」と考えられているが、未だ内部調査が入っていないRPV内からPCV上部までの広範囲な線量率分布予測にも影響することから、原子炉ウエル内の線量率を再現できるような事故進展解析が望まれる。

2号機では、原子力規制庁によりシールドプラグ1段目と2段目の隙間に高濃度のCs汚染が存在する可能性が指摘され、2021年12月にはオペフロ穿孔調査が実施された。図3は、新たに穿孔された13カ所での線量率の測定結果[6]をオペフロ表面で規格化し、深さ方向への依存性を見たものである。

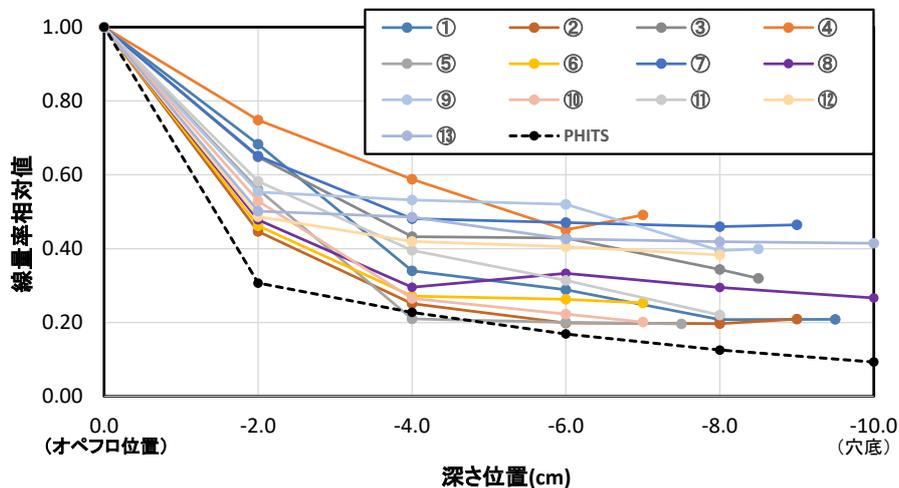


図3 2号機オペフロ穿孔調査による線量率深さ方向相対分布

オペフロ表面から4 cm程度までは線量率の減少傾向が見られ、その後は大きく変化していない。このような傾向は、表面から61 cm下方にあるCs汚染源では説明することは困難であり、むしろオペフロ表面の汚染源を仮定したPHITSによる穿孔模擬計算の結果(黒破線)に傾向が近い。このため、シールドプラグ隙間における高濃度Cs汚染の有無は未だ判断しないで、当面は両方の可能性の検討を続けることとしている。

2号機では、ミュオンイメージングや事故進展解析の結果から、大部分の熔融燃料がRPV内に残存していると推定されており、上アクセスによる燃料デブリ取り出しは必須と考えられる。よって、シールドプラグ

から、原子炉ウエル、PCV 内上部、RPV 内までの経路における FP 分布の精度向上は重要であり、内部調査を入れにくい場所でもあることから、FP 挙動を含む事故進展解析の高精度化に期待している。

参考文献

- [1] 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)、一般財団法人 エネルギー総合工学研究所(IAE)、“平成 26 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金 (事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化) 最終報告”, 平成 28 年 3 月.
- [2] T. Sato, Y. Iwamoto, S. Hashimoto, et al., “Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02”, J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), pp.684-690 (2018).
- [3] 日本原子力学会「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会, pp.116-121, (2021 年 5 月).
- [4] K. Okumura, E. S. Riyana, W. Sato, et al., “A method for the prediction of the dose rate distribution in a primary containment vessel of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” Progress in Nuclear Science and Technology, 6, pp.108-112, (2019).
- [5] E.S. Riyana, K. Okumura, K.Terashima, “Calculation of gamma and neutron emission characteristics emitted from fuel debris of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” Journal of Nuclear Science and Technology, 56, pp.922-931 (2019).
- [6] 東京電力ホールディングス株式会社, “2 号機オペフロ内シールドプラグ穿孔部調査について”, 2021 年 12 月 21 日, 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 (第 27 回), 資料 5-1.

*Keisuke Okumura, Japan Atomic Energy Agency

総合講演・報告 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会活動報告

Activity Reports of Research Committee on Fission Product Behavior Related to Decommissioning Work of Fukushima Daiichi NPP

(3) 廃棄物の汚染状態から見る FP の挙動

(3) Behavior of FP suggested by radioactive contamination of waste

*駒 義和^{1,2}¹JAEA, ²IRID

1. 廃棄物の放射化学分析

放射性廃棄物を適切に管理する上で廃棄物の性状に関する情報が重要であり、処分方策を検討するために、長半減期の核種を含む核分裂生成物 (FP) の分析データが蓄積されてきている。FP の挙動は、廃棄物が含有する放射能の推定や決定に対して有用であり、着目して検討を進めている。廃棄物の放射化学分析では汚染の結果を調べるので、結果からその過程を導いていく、いわゆるバックワードからのアプローチを行うこととなる。これまでに得られたデータを引用して、FP の挙動を示唆する知見を概説する。

2. 分析データ

廃炉・汚染水対策事業に基づいて福島第一原子力発電所 (1F) において採取された試料を茨城地区の施設に輸送し、分析が進められている。瓦礫類、汚染水や水処理二次廃棄物を分析して得られたデータはデータベースに収録、公開されている^[1]。種々の核種の挙動を考察する上で、基準とする核種を定め、相対的な濃度を用いると便利であり、さらに濃度比をソースタームにおける比により規格化すると (以下、輸送比と呼ぶ) ふるまいを議論しやすい。輸送比 T は次式により算出した^[2]。

$$T_X = \frac{N_{X, \text{Sample}}/N_{X, \text{Source}}}{N_{\text{Ref, Sample}}/N_{\text{Ref, Source}}} = \frac{c_{X, \text{Sample}}/c_{\text{Ref, Sample}}}{A_{X, \text{Source}}/A_{\text{Ref, Source}}}$$

ここで、 N は原子数、 c は濃度 (Bq/kg, Bq/cm² ...)、 A は放射能 (Bq)、 X は対象とする核種、Ref は指標核種、Sample は分析した試料、Source はソースタームを表す。

3. 放射性核種の移行過程

放射性核種がソースタームから移行する過程に関して、移行の形態は重要な因子である。環境試料では、オートラジオグラフィにより放射性粒子を同定してキャラクタリゼーションが行われている^[3]。1F の廃棄物については、コンクリート片のイメージングプレート撮影のデータが報告されている^[4]。3号機の1階において遠隔重機により2014年に採取された試料のイメージを図1に示す^[5]。試料の表面が平坦ではなく影が生じたが、数多くの斑点が観察され放射性粒子の付着が認められる。大気汚染の分野では粒子状物質の分布を統計的に取り扱っており、1Fでの放射性物質の汚染に対しても同様の手法の適用が考えられる。瓦礫試料への核種の輸送比を計算すると、その頻度分布は対数正規分布様を呈し、これを仮定することにより分布の不確実性を定量的に評価する試みがなされている^[6]。

損傷した燃料に含まれる放射性核種は、冷却水へも移行している。汚染した水は、構造物を二次的に汚染するとともに、水を除染した後はスラリーや吸着材が廃棄物として生じることから、水の分析も重要である。建屋地下滞留水中の¹³⁷Cs濃度の推移を図2に示す。汚染水の除染処理が始められてから1年ほどは希釈の効果が見られる。1から4号機の水が集められる集中廃棄

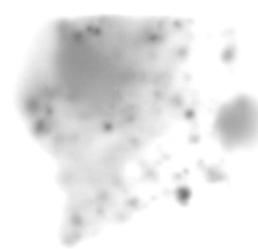


図1 1号機原子炉建屋1階で採取されたコンクリート片 (3RB-AS-R9-1) の外観 (左) とオートラジオグラフィ像 (右) の例

物処理施設ではおおよそ 10^4 から 10^5 Bq/cm³ で推移するが、水位の低減に伴う濃度の増減が見られる。タービン建屋にあっては、いずれも2020年中に床が露出するに至り、汚染水が取り除かれた。水への核種の移行は、事故が発生した際の一時の移行と、燃料デブリからの継続的な溶出を考慮すべきである [7]。

4. 元素の性質に基づく挙動の違い

損傷した燃料からの放射性核種の移行は元素の性質による影響を受ける。土壌への輸送比は、おおよそ I、Te、Cs、Ag~Sb、Tc、Ru、Ba~Sr、Nb、Pu の順となる [2]。Cs に比べて I は優先的に放出されており、Se は同等である。

これら核種の放出は、運転中に燃料棒内の低温部へ移動したことが寄与したとみられる。揮発性との関係がうかがわれることから、距離との相関に着目すると、分析データが多い

Sr の輸送比は、発電所の中、1-2号機スタックから西北西 500 m の地点においておおよそ 0.001 であり、所外では値のばらつきが大きいものの幾何平均は 0.0015 であった [2]。環境中を粒子状で移行した場合、距離が組成へ与える影響は小さいことがうかがわれる。

また、水への輸送比は、Se、I、H、Sr、Ni、Pu の順であった [2]。Se と I が Cs に比べて水に移行しやすく、運転中の燃料棒内低温部への移動と水溶性化学種の生成が相まって現れたものと考えられる。³H と ⁹⁰Sr の輸送比は徐々に増加する傾向を示し、Cs に対して初期の一時移行における挙動が異なる可能性がある。

5. 今後の課題

廃炉に伴って放射性廃棄物は増加しており、今後燃料デブリの取り出しが本格化しソースタームに近い領域から廃棄物が発生すると、異なる核種の組成が観察される可能性がある。高放射性である試料の入手と分析には困難さが増すと見込まれ、対策を講じて着実に分析を進める必要がある。また、分析データを元にして、FP の汚染挙動を表現するモデルを構築し、廃棄物の放射能濃度決定のみならず、廃炉の実用的、基礎的研究に役立てることが期待される。

謝辞

この発表は、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」で得られた成果の一部を含む。

参考文献

- [1] JAEA, “福島第一原子力発電所事故廃棄物に関する分析データ集 (FRAnDLi).” <https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/>
- [2] Y. Koma et al., Nuclear Materials and Energy, 10, 35–41 (2017).
- [3] T. Ohnuki et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 56(9-10), 790-800 (2019).
- [4] IRID, JAEA, “試料の分析結果,” 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 56 回）,平成 30 年 7 月 26 日.
- [5] IRID, “平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」2020 年度最終報告,” 令和 3 年 10 月. <https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2021/12/2020010kotaihaikibutuev2.pdf>
- [6] D. Sugiyama et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 58(4), 493–506 (2021).
- [7] A. Shibata et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 53(12), 1933–1942 (2016).

*Yoshikazu Koma^{1,2}

¹ Japan Atomic Energy Agency, ² International Research Institute for Nuclear Decommissioning.

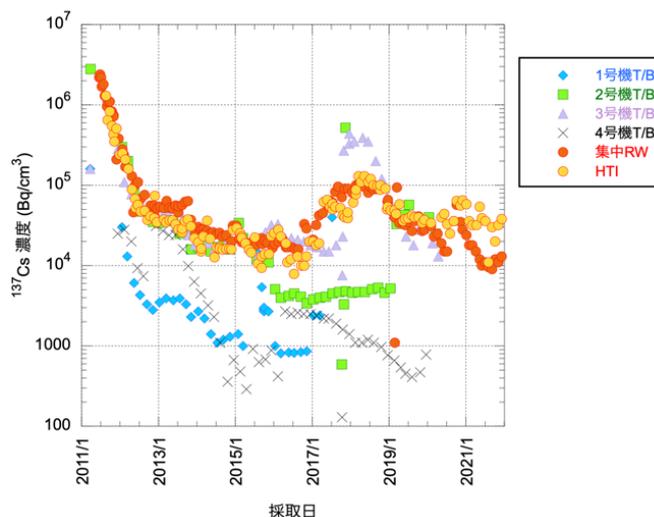


図 2 1 から 4 号機のタービン建屋 (T/B) と集中廃棄物処理施設のプロセス主建屋 (集中 RW)、並びに同 高温焼却炉建屋 (HTI) 汚染水中の ¹³⁷Cs 濃度の推移

総合講演・報告 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会活動報告

Activity Reports of Research Committee on Fission Product Behavior Related to Decommissioning Work of Fukushima Daiichi NPP

(4) 拡大幹事会活動状況

(4) Activity status of extended committee members

*和田 陽一

日立・研開

1. 拡大幹事会

2020年度まで活動を行った「シビアアクシデント(SA)時の核分裂生成物(Fission Products, FP)挙動」研究専門委員会では、3つのワーキンググループの下に、FP 挙動実験、FP 挙動評価、および実機データ評価・課題抽出のそれぞれの技術調査、FP 挙動に関する技術の共有、福島第一原子力発電所の FP 関連データの収集、評価に係る活動を行い、その4年間にわたる活動の成果を技術報告書としてまとめた[1]。

「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会では、①1F 事故事象の把握と廃炉作業への貢献、並びに②ソースターム予測技術の向上への貢献、という2つの目標の下に2021年6月に活動を開始した。その中で、前研究専門委員会の反省を踏まえ、幹事会および研究専門委員会全体会議での議論を経て、検討すべき技術課題の抽出と絞り込みを行うために担当幹事を中心とした「拡大幹事会」を設置することとした。本研究専門委員会の活動期間の前半は拡大幹事会により技術課題の選定を行い、後半に技術課題に応じていくつかのワーキンググループを設置して拡大幹事会で抽出された技術課題に関するロードマップ等を検討する方針とした。

2. 活動状況

拡大幹事会の活動状況を以下に報告する。本研究専門委員会内には4つの拡大幹事会を設置した。それぞれ、①東京電力ホールディングス(株)(東京電力)/技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)、②(国研)日本原子力研究開発機構(JAEA)/廃炉環境国際共同研究センター(CLADS)、③ロードマップ・海外研究、および④ソースターム予測技術、の4テーマである。各拡大幹事会は担当幹事を含めて4、5名程度の人数での調査・検討を行い課題の抽出を図る。図1に拡大幹事会の構成を示す。各拡大幹事会の中に2～3の調査対象があり拡大幹事が分担して調査を進めている。

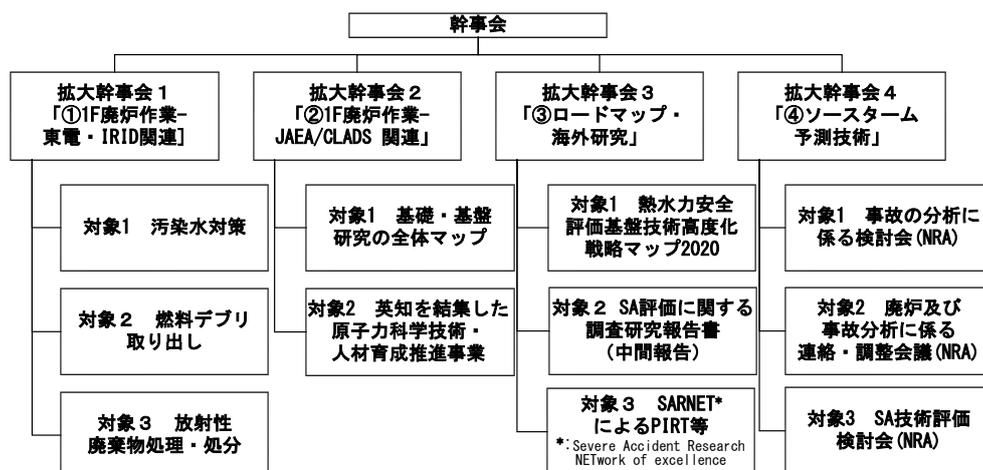


図1 拡大幹事会と調査対象

拡大幹事会1は1F 廃炉作業の内、東京電力/IRID 関連の調査を行っている。本研究専門委員会の2つの目

標を達成するためには 1F 現場情報の取得が大前提との考えの下、公開されている直接的なデータを俯瞰し、情報の収集・整理を行っている。具体的には汚染水対策、燃料デブリ取り出し、および放射性廃棄物処理・処分の 3 つの課題に対し東京電力ホームページ[2]、国の委員会等の公開データ、IRID の研究開発成果を調査し 1F での FP 挙動に関する情報を収集し、1F 廃炉を実現するための技術課題を探っている。

拡大幹事会 2 は 1F 廃炉作業の内、JAEA/CLADS 関連の調査を行っている。調査対象は CLADS における①基礎・基盤研究の全体マップ[3]、並びに②英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業[4]である。CLADS では廃炉作業に向けた基礎・基盤研究を進めており、汚染水対策から処理・処分・環境回復までの廃炉全体工程を俯瞰して解決すべき課題を全体マップとしてまとめている。FP は燃料デブリ取り出しにおける炉内状況把握の一項目として FP の状況把握が挙げられ課題の詳細や関連研究が記載されている。この全体マップと関連研究としての上記推進事業の中から、本研究専門委員会の対象範囲に関連した課題を整理する。

拡大幹事会 3 はロードマップ・海外研究を対象としている。1F 事故の後、軽水炉研究開発、安全研究等において課題を示したロードマップや Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT)が改訂されている。本拡大幹事会では各ロードマップや PIRT を対象に 1F 前後での変更点等を整理し、重要な FP 挙動とその優先度を整理する。調査対象は、①熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2020[5]や②SA 評価に関する調査研究報告書などの国内の報告書やロードマップの他、③海外のロードマップ・PIRT 等を対象として技術課題の抽出を行う。

拡大幹事会 4 はソースターム予測技術に関するものであり、①事故分析に係る検討会（原子力規制委員会 (NRA)）[6]、②廃炉及び事故分析に係る連絡・調整会議 (NRA) [7]、および③SA 技術評価検討会 (NRA) [8] の調査を行いロードマップに反映すべき課題の抽出を行っている。1F 事故分析結果、現地調査結果に基づき課題を抽出し、予測技術向上に調査結果を反映するための提案を行っていく。一例として、1～3号機のシールドプラグの汚染がある。今後更に調査を続け、ソースタームに及ぼすシールドプラグ汚染の影響の重要性を検討していく。

以上に述べたように 4 つの拡大幹事会を推進している。拡大幹事会での調査・検討結果を本研究専門委員会内で更に議論し、抽出された技術課題についてのワーキンググループ活動により 2 つの目標を実現するための FP 研究ロードマップ等の策定につなげていく。

[参考文献]

- [1] 日本原子力学会「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会、「福島第一原子力発電所における核分裂生成物の短期/長期挙動」、日本原子力学会技術報告書、ISBN 978-4-89047-179-9 (2021/5) .
- [2] 東京電力ホームページ、福島への責任、公表資料、会議体等資料、中長期ロードマップの進捗状況、
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/roadmap_progress/index-j.html.
- [3] 廃炉環境国際共同研究センターホームページ、廃炉技術研究、基礎・基盤研究の全体マップ、
<https://clads.jaea.go.jp/jp/rd/map/map.html>.
- [4] 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業、<https://www.kenkyu.jp/nuclear/>
- [5] 日本原子力学会熱流動部会「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討」ワーキンググループ、熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2020、http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-RM-2020/TH-RM_2020.pdf.
- [6] 原子力規制委員会、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会、
https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/youshikisya/jiko_bunseki01/index.html.
- [7] 原子力規制委員会、福島第一原子力発電所廃炉及び事故分析に係る連絡・調整会議、
https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/youshikisya/1F_tyosei/index.html.
- [8] 原子力規制委員会、シビアアクシデント技術評価検討会、
https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/youshikisya/gh_severe_accident/index.html.

*Yoichi Wada

Hitachi

企画セッション | 総合講演・報告 | 「1F廃炉に係るFP挙動」研究専門委員会

[1I_PL] 1F廃炉作業効率化とソースターム予測精度向上のためのFP挙動に関する課題の整理

座長: 勝村 庸介(原子力システム研究懇話会)

2023年3月13日(月) 13:00 ~ 14:30 | 会場 (13号館1F 1313)

[1I_PL01] 本委員会の目標と活動方針

*和田 陽一¹ (1. 日立)

[1I_PL02] 実機調査から得られた課題

*高木 純一¹ (1. 東芝ESS)

[1I_PL03] JAEA/CLADS関連研究調査から得られた課題

*宮原 直哉¹ (1. MHI)

[1I_PL04] 実機解析調査から得られた課題

*三輪 周平¹ (1. JAEA)

[1I_PL05] 事故分析調査から得られた課題

*唐澤 英年¹ (1. JAEA)

総合講演・報告「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会

1F 廃炉作業効率化とソースターム予測精度向上のための FP 挙動に関する課題の整理
Issues related to FP behavior for improvement of decommissioning work efficiency and source-term
predicting accuracy

(1) 本委員会の目的と活動方針

(1) Aims and policy of activities of this research committee

*和田 陽一
日立

1. 本研究専門委員会設置の経緯

福島第一原子力発電所（1F）事故の後、2017 年度～2020 年度の 4 年間に設置された「シビアアクシデント（SA）時の核分裂生成物（FP）挙動」研究専門委員会（先の研究専門委員会）では、1F 事故における FP 挙動を調査し、FP 炉内分布や環境放出量評価における新たな技術課題を整理した。この活動を通じて FP 挙動に関する情報が共有され、共通技術基盤上に新たな技術者集団を構築した。活動成果は、今後 40 年超とされる 1F 廃炉作業等に継承するために、技術報告書としてまとめられた[1]。

しかし、先の研究専門委員会の活動では、格納容器内の FP 分布の把握、廃炉作業の進展に伴う FP の移行及びその廃炉作業への影響等、将来にわたる FP 挙動の予測にはまだ不十分なことから、「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会（本研究専門委員会）が 2021 年 6 月に原子力学会の 10 部会からの委員の参加により設置された。本研究専門委員会を通じて、1F 廃炉並びに軽水炉の安全性向上の取組に資するための調査・検討をさらに進めることとした。

2. 本研究専門委員会の目的

本研究専門委員会は、次の 2 つの目的の下に活動を進めている。

① 1F 事故事象の把握と廃炉作業への貢献。

主に事故後を対象とし、1F 事故事象に関する知見を整理、把握することで、廃炉期間中の FP 挙動（FP 分布把握、廃炉作業までの FP 移行、廃炉作業への影響など）を予測可能な水準まで評価技術を高めるための道筋を示すことにより、廃炉作業に貢献する。

② ソースターム予測技術の向上への貢献。

主に事故時を対象とし、1F 事故事象の把握で得た情報をソースタームの予測技術の向上に反映させ、原子炉安全の一層の向上に繋げるための道筋を示すことにより、ソースターム予測技術の向上に貢献する。

3. 本研究専門委員会の活動方針と活動状況

上記の 2 つの目的の下に、2021 年からの 2 年間の具体的な活動として、幹事会および研究専門委員会全体会議での議論を経て、担当幹事を中心とした「拡大幹事会」を 4 つ設置して検討すべき技術課題の調査を行い、委員会全体で技術課題に関する議論と課題の特定を行った。この検討結果を受けて、期間延長後の 2 年間では選定された技術課題に応じた複数のワーキンググループを設置して、各技術課題の解決に向けての必要な研究開発の道筋を検討する計画である（図 1）。

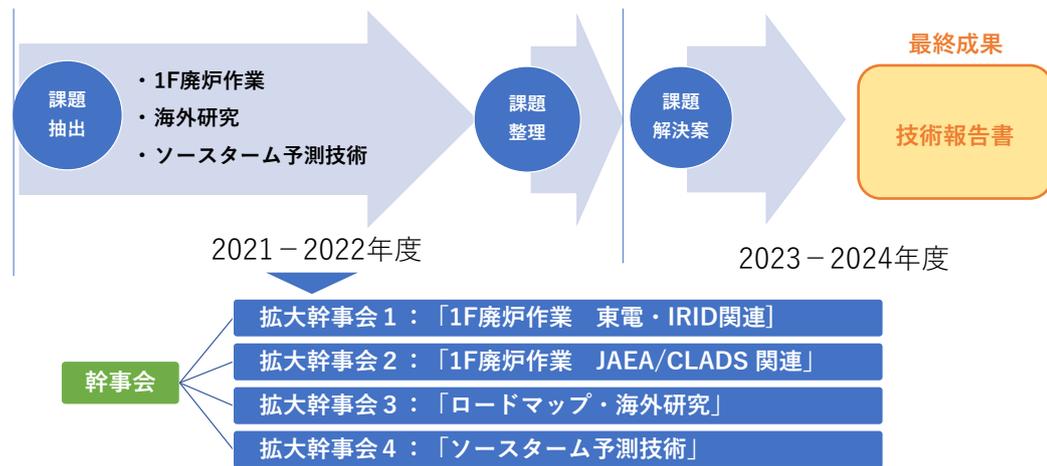


図1 拡大幹事会を通じた本研究専門委員会での課題の特定と成果まとめまでの流れ

本研究専門委員会に設置された拡大幹事会は、それぞれ担当幹事を含めて4、5名程度の人数で課題の抽出を行った。1F 廃炉や軽水炉の安全性向上に向けて取組がなされている以下の4つのテーマについて幅広く調査し、先の研究専門委員会で抽出された技術課題との整合を図りつつ、新たな技術課題の抽出・整理を行った。

(1) 1F 廃炉作業／東京電力・国際廃炉研究開発機構（IRID）の取組

汚染水対策、燃料デブリ取り出し、および放射性廃棄物処理・処分の3つの課題に対し東京電力ホームページ[2]を中心に1FでのFP挙動に関する情報を収集し、1F 廃炉に資するための技術課題を探った。具体的には、FP 挙動に加えて α 核種のソースタームへの影響や汚染水等におけるFPのマスバランスの把握、デブリ取り出しでの技術的ニーズ/シーズの明確化、廃棄物管理における移行モデル整備等を挙げた。

(2) 1F 廃炉作業／JAEC/廃炉環境国際共同研究センター（CLADS）の取組

調査対象はCLADSにおける①基礎・基盤研究の全体マップ[3]、並びに②英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業[4]である。FPに関し、全体マップにおいては燃料デブリ取り出しにおける炉内状況把握の一項目としてFPの状況把握が挙げられ、課題の詳細や関連研究が記載されている。この中から、サンプリング技術、デブリ性状、FP分布の経年変化のメカニズム解明等を抽出した。

(3) ロードマップ・海外研究

1F 事故の後に改訂された、軽水炉研究開発、安全研究等に関するロードマップや Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT)等を対象に1F前後での変更点等を整理し、重要なFP挙動とその優先度を整理した[5,6]。その中から、ヨウ素等の化学的挙動、中長期的な再浮遊や再蒸発等のFP移行の評価、SA対策技術の影響評価等を課題として抽出した。

(4) ソースターム予測技術

原子力規制委員会(NRA)における各種技術評価委員会等における新たな知見や情報を整理し、1F事故分析結果、現地調査結果に基づき課題を抽出し、1FにおけるFP挙動予測技術向上に関する課題の抽出を行った[7,8,9]。具体的には、シールドプラグや非常用ガス処理系等を通じた格納容器からのFPリーク現象の把握等を課題として抽出した。

4つの拡大幹事会を通じた調査から、上記のような技術課題が抽出された。これらの技術課題を整理し、期間延長後の2年間では、選定された技術課題についてのワーキンググループ活動により必要な研究開発や技術の議論を深め2つの目的に貢献するための方策を検討していく。活動成果は技術報告書として取りまとめる計画である。

[参考文献]

- [1] 日本原子力学会「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会、「福島第一原子力発電所における核分裂生成物の短期/長期挙動」、日本原子力学会技術報告書、ISBN 978-4-89047-179-9(2021/5).
- [2] 東京電力ホームページ、福島への責任、公表資料、会議体等資料、中長期ロードマップの進捗状況、
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/roadmap_progress/index-j.html.
- [3] 廃炉環境国際共同研究センターホームページ、廃炉技術研究、基礎・基盤研究の全体マップ、
<https://clads.jaea.go.jp/jp/rd/map/map.html>.
- [4] 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業、<https://www.kenkyu.jp/nuclear/>
- [5] 例えば、M. Pellegrini, et al., Nucl. Technol. 206, 9 (2020) 1449-1463.
- [6] 日本原子力学会熱流動部会「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討」ワーキンググループ、熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ2020、http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-RM-2020/TH-RM_2020.pdf.
- [7] 原子力規制委員会、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会、
https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/youshikisya/jiko_bunseki01/index.html.
- [8] 原子力規制委員会、福島第一原子力発電所廃炉及び事故分析に係る連絡・調整会議、
https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/youshikisya/1F_tyosei/index.html.
- [9] 原子力規制委員会、シビアアクシデント技術評価検討会、
https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/youshikisya/gh_severe_accident/index.html.

*Yoichi Wada

Hitachi

総合講演・報告「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会

1F 廃炉作業効率化とソースターム予測精度向上のための FP 挙動に関する課題の整理
 Issues related to FP behavior for improvement of decommissioning work efficiency and source-term predicting accuracy

(2) 実機調査から得られた課題

(2) Issues extracted from the field observations

*高木 純一¹、和田陽一²、宮原直哉³、細見憲治¹、駒義和⁴¹東芝エネルギーシステムズ、²日立製作所、³三菱重工業、⁴原子力機構

1. 調査対象

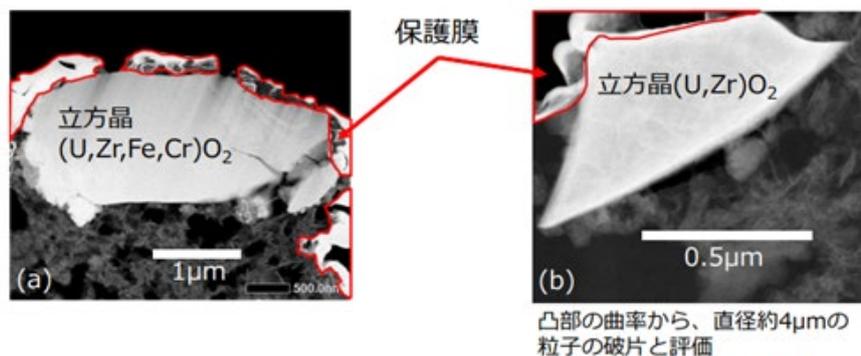
「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会では、その前身である「SA 時の FP 挙動」研究専門委員会の活動成果を踏まえ、1F 事故事象の把握と廃炉作業への貢献、並びに、ソースターム予測技術の向上を活動目標とし、4つの拡大幹事会で課題抽出を行った。そのうち、拡大幹事会1では実機調査として、事故後に公開された東電・IRID（経産省補助事業等）関連の直接的なデータを改めて俯瞰し、課題抽出に必要な情報の再収集、整理を行った。中長期ロードマップの進捗は月例の会議にて報告、検討されており、2013年からは廃炉・汚染水対策チーム会合事務局会議（現在は廃炉・汚染水・処理水対策チーム）の資料が公開されている。そのうち、以下の3分野に着目して情報収集を行った。

- ① 汚染水対策：汚染滞留水には炉心の燃料デブリから流出・移送された FP 成分が含まれており、放射能除去の過程で得られる汚染水、および、固体二次廃棄物に含有される放射能の情報を収集する。
- ② 燃料デブリ取り出し準備：PCV 内の燃料デブリの FP 情報の収集はこれから本格化するが、まずはこれまでに得られた FP 情報を収集する。今後のサンプリング・分析方針に対する提言が必要である。
- ③ 廃棄物処理・処分：大量に発生する廃棄物情報のデータベースから FP 情報を抽出する。ソースタームとの関連付けが困難であり、FP 挙動としての情報活用方針の検討が必要である。

2. 調査結果概要

(1) 汚染水対策

汚染水には PCV 内で発生した FP 核種（Cs 等の γ 核種、Sr 等の β 核種）が移行している。特に事故直後は 10^6Bq/cm^3 相当の非常に高濃度の Cs、Sr 放射能が移行したことが確認されている。また、燃料デブリの主体であるアクチノイド核種（U、Pu 等の α 核種）も、近年、汚染水中や S/P 水中に存在することが報告されている。これら汚染水中の放射能は除去設備で系外除去されるが、1F サイト全体のマスバランス評価上は重要なデータとなる。 α 核種挙動のトピックスとして、2、3号のトラス室のサンプル分析結果に関する報告が抽出され、滞留水中の α 核種の大部分が立方晶 UO_2 をベースとした酸化物の形態で $0.1 \mu\text{m}$ のフィルタで除去されることが示された。図1に2号機トラス室滞留水 $0.1 \mu\text{m}$ フィルタろ過物 TEM/EDS 分析結果

図1 2号機トラス室滞留水 $0.1 \mu\text{m}$ フィルタろ過物 TEM/EDS 分析結果

(2) 燃料デブリ取り出し準備

燃料デブリ自体の核種組成や機械的物性などは、まだサンプリングがされていないこともあり、現時点では情報が少ない。また、FP 挙動としては化学形態が重要だが、汚染物質の化学形態については情報がほとんどない。全体的な状況として、取得されているデータは断片的であり、それらの情報を基に全体像を把握するための手段が必要である。図 2 に 1 号機 PCV 底部堆積物の例を示す。[2] 検出された粒子は約 $2\mu\text{m}$ であり、 $(\text{U,Zr})\text{O}_2$ 母相の内部に高 Zr 領域を確認した。冷却過程で $(\text{U,Zr})\text{O}_{2-x}$ から分離した $\alpha\text{-Zr(O)}$ 相と推測される。

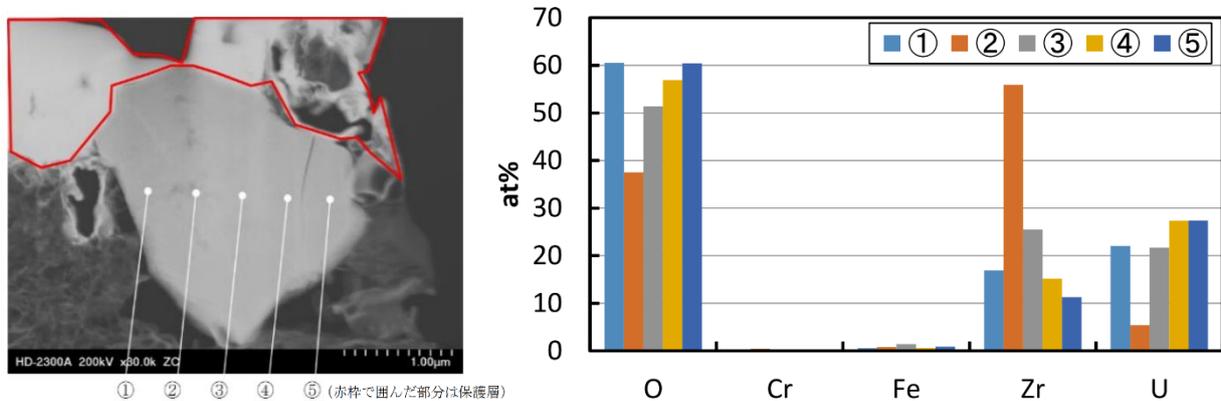


図 2 1 号機 PCV 底部堆積物から検出された粒子とその元素組成

(3) 廃棄物処理・処分

廃棄物分野はサイト内のすべての汚染物に関心があり、FP のみならずアクチニド、放射化生成物も含め挙動の全容を把握するニーズがあり、特に、処分安全において考慮すべき長半減期核種が重要である。固体放射性廃棄物の由来（発生源）は様々存在すると共に、核種のソースタームとして複数（燃料、放射化生成物）を考慮する必要があり、検討の対象が多岐にわたることになる。分析による調査では高線量廃棄物（PCV 内等）はサンプリングが難しく、実データを得にくいことは燃料デブリと同様の課題である。吸着材やスラリー等の水処理に伴う二次的な廃棄物は処理・処分等の施策において重要ではあるが、工学的な設計に基づいて制御、管理されたシステムに由来するので、FP 挙動の観点からの優先度は低い。

3. 調査結果より得られた課題

これらの調査結果から抽出された今後取り組むべき課題につき、以下に項目ごとに示す。本研究専門委員会ではこれらの課題解決に向けたアクションリストを関係諸機関に提供することを目的とする。

(1) 汚染水対策

- ① $\beta\gamma$ 放射能の FP 核種のインベントリーを正確に評価し、PCV 内、環境、汚染水におけるマスバランスを把握する。
- ② Cs 放射能を主体とする高放射性廃棄物は SARRY™ から、Sr 放射能を主体とする高放射性 HIC スラリー廃棄物は多核種除去設備にて定常的に除去されており、その放射能インベントリーを評価する。
- ③ α 核種には溶解性と非溶解性とがあり、PCV 内/建屋内滞留水への残留、系内への付着、汚染水への移行等の挙動を正確に評価し、 α 核種のインベントリー、化学形態、溶解度等を把握する。

(2) 燃料デブリ取り出し準備

- ① 今後の燃料デブリ取り出しに向け、燃料デブリ取り出し作業におけるリスク評価、被ばく評価の手法を検討し、必要とされる情報の質と量とを明確にする。（ニーズの評価）
- ② そのため、燃料デブリのサンプリング・分析の目的、方法・技術、評価項目、実機適用性、等を、多方面と連携して策定する。（シーズの評価）
- ③ デブリ取り出し時のリスク評価、被ばく評価（例：PCV 内における Cs の存在量分布等）に向けて、実測値との比較により既存のソースタームの評価技術を向上させる。（ニーズとシーズのマッチング）

(3) 廃棄物処理・処分

- ① 核種移行のモデルを開発し、インベントリー評価につなげる。このモデルは事故進展を詳細に反映する必要はないが、汚染の様態を再現するよう分析データを活用する。
- ② 事故発生当時とそれ以後の汚染、また、空気経由と水経由の汚染を、それぞれ分けて評価を行う。
- ③ 求めたインベントリーの不確実性の統計的な評価を行う。

4. 今後の進め方

これまで、拡大幹事を選任して調査を分担し、主に東京電力 HD および IRID の公開情報をもとに事故後 10 年の公開情報を網羅的に調査、整理した。この結果を受け、以下の課題抽出を行った。

- i. FP マスバランスの評価精度の向上
- ii. 燃料デブリ取り出しに向けて必要なサンプリング・分析方針の提言

今後の 2 年間の活動においては、これまでの研究専門委員会活動で蓄積してきた FP 挙動のシナリオとの適合性を吟味しつつ、課題解決に向けたアクションリストの策定に取り組み、1F 廃炉作業への貢献に資するものとする。

参考文献

[1] 東京電力 HD ホームページ

1～3 号機格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果（2020 年 11 月 26 日）

https://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/roadmap_progress/pdf/2020/d201126_08-j.pdf

[2] 東京電力 HD ホームページ

福島第一原子力発電所事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果

「第 6 回進捗報告」について（添付資料 5）サンプル分析による事故状況の把握（2022 年 11 月 10 日）

https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/221110j0109.pdf

* Junichi Takagi¹, Yoichi Wada², Naoya Miyahara³, Kenji Hosomi¹, Yoshikazu Koma⁴

¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, ²Hitachi Ltd., ³Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., ⁴Japan Atomic Energy Agency

総合講演・報告「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会

1F 廃炉作業効率化とソースターム予測精度向上のための FP 挙動に関する課題の整理
Issues related to FP behavior for improvement of decommissioning work efficiency and source-term predicting accuracy**(3) JAEA/CLADS 関連研究調査から得られた課題**

(3) Issues extracted from the fundamental research in JAEA/CLADS

*宮原 直哉¹, 唐澤 英年², 井元 純平²¹三菱重工業(株), ²日本原子力研究開発機構**1. 調査対象**

本委員会では、福島第一原子力発電所（1F）における核分裂生成物（FP）挙動に関する情報の調査や、専門家間での議論を通じて、1F 廃炉作業の効率化及びソースターム予測精度向上に向けた FP 関連課題を抽出し、その解決のための大きな道筋を示すことを目的としている（本シリーズ発表(1)）。本報では、FP 挙動に関する基礎・基盤研究の視点から課題を抽出するため、廃炉環境国際共同研究センター（CLADS）が所管する基礎・基盤研究の全体マップ^[1]のうち「FP の状況把握」のカテゴリで整理されている資料（英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業^[2]報告書等）を中心に調査を実施した。また、日本原子力研究開発機構（JAEA）を主体に実施されているその他の FP 関連基礎・基盤研究についても何件かをピックアップして調査を実施した。調査の結果から、本委員会として取り組むべきいくつかの FP 関連課題を抽出した。

2. 調査結果

表 1 に、調査した資料とその内容（得られた成果等）及び各資料の内容から見えてくる課題について、概要を整理した（ここでの課題は、各資料の内容に対するものであり、調査者の所感を含む）。

JAEA/CLADS で実施されている基礎・基盤研究は、Cs 含有放射性微粒子の分析等のマイクロな視点の研究（No.1,2）から、総合的な 1F 炉内状況把握（No.4,5）といった全体を俯瞰した研究まで幅広く実施されており、燃料デブリの劣化（No.3）やコンクリート内への Cs の浸透（No.6）等の長期的な視点での研究も実施されている。また、線源分布の推定（No.7）やサンプル分析（No.8）など、1F 実機データ取得と、その活用方法に係る研究も実施されている。総じて、FP の移行過程に着目した研究が多く、1F 実機サンプル（燃料デブリ、Cs 含有放射性微粒子等）のデータが、そのための重要なリファレンスになるものと考えられる。

3. 調査結果より得られた課題

表 1 の調査結果に基づき、本委員会として取り組むべき FP 関連課題を下記(1)、(2)の通り抽出した。課題の抽出においては、本委員会の活動目的に鑑み、①課題解決が 1F 廃炉作業の効率化やソースターム予測精度向上に繋がること、②多くの研究者に課題として認識されること、及び③課題を技術的に深掘りする余地があること、の 3 点を考慮した。今後は、課題を更に深掘りし、具体的なアクション事項まで落とし込むことで、FP 関連研究の更なる活性化に貢献すべく活動していく予定である。

(1) FP 移行時の物理化学プロセスの解明

FP 移行時の物理化学プロセスの解明は多くの研究において課題とされており、ソースターム予測精度向上のみならず、1F 廃炉作業の効率化への貢献にもつながる（FP 形態に応じた除染方法の検討など）。

(2) 1F 実機取得データの活用方法の検討

1F 実機取得データの様々な活用方法を想定して分析ニーズを整理することは、FP 挙動の解明の観点でも有用であると考えられる。また、点データからマクロな状況（現象）を推測する統計的手法は確立されておらず、議論の余地がある。この手法が確立されれば、FP 分布の全体像把握や 1F 廃炉に係る安全評価の合理化につながるものと考えられる。

表1 JAEA/CLADS 関連研究の調査結果概要

No.	資料名	内容（得られた成果等）	見えてくる課題（所感含む）
1	H30 年度英知事業 放射性微粒子の基礎物 性解明による廃炉作業 リスク低減への貢献 ^[3]	<ul style="list-style-type: none"> • Cs 含有放射性微粒子の回収 分離技術の開発を開始 • Cs 含有放射性微粒子の分析 （同位体組成等）を開始 	<ul style="list-style-type: none"> • 炉内外で取得されるサン プルの分析技術の開発 • Cs 含有放射性微粒子の生 成機構の解明
2	R1 年度英知事業 放射性微粒子の基礎物 性解明による廃炉作業 リスク低減への貢献 ^[4]	<ul style="list-style-type: none"> • Cs 含有放射性微粒子の組成 を分析し、いくつかのタイプ （A, B, C）に分類 • Cs 含有放射性微粒子及びそ の情報を管理するためのサン プルアーカイブを整備 	<ul style="list-style-type: none"> • Cs 含有放射性微粒子の生 成量の評価（代表性） • 1F 廃炉において取得され るサンプル及びそれに関 する情報の管理
3	R1 年度英知事業 放射線・化学生物的作 用の複合効果による燃 料デブリ劣化機構解明 ^[5]	<ul style="list-style-type: none"> • 放射線、化学及び生物的損傷 による燃料デブリの劣化機構 解明のための研究を開始 • 予備検討として分析手法の検 討、代表物質の選定等を実施 	<ul style="list-style-type: none"> • 燃料デブリや構造材等の 長期的な劣化の有無、メカ ニズム及びその影響
4	廃炉・汚染水対策事業 費補助金 総合的な炉内状況把握 の高度化 平成 28 年度 成果報告 ^[6]	<ul style="list-style-type: none"> • 炉心物質のスランピングが事 象進展に影響を与えた可能性 • FP 化学特性として、Cs が鋼 材中の Si と化学反応を起こ すことを解明 	<ul style="list-style-type: none"> • 炉内状況推定の精度向上 （内部調査データの蓄積、 1F 事故解析技術の高度化 （スランピング、FP 移行 ルート、FP 化学モデルの 取り込み等）
5	廃炉・汚染水対策事業 費補助金 総合的な炉内状況把握 の高度化 平成 29 年度 成果報告 ^[7]	<ul style="list-style-type: none"> • 号機ごとに知見を集約し、燃 料デブリの分布・RPV・PCV 状態の推定図を作成 • PCV トップフランジが 1F 事 故時の主要な FP 移行ルート の 1 つであったことを特定 	
6	H28 年度英知事業 汚染コンクリートの解 体及びそこから生じる 廃棄物の合理的処理・ 処分の検討 ^[8]	<ul style="list-style-type: none"> • 1F コンクリートの事故時温 度分布を解析し、コンクリー ト変質条件を評価 • 模擬変質コンクリートへの FP 拡散・収脱挙動を評価 	<ul style="list-style-type: none"> • コンクリートの変質や浸 透汚染の経時変化に関す る更なる現象把握 • 基礎知見を反映した廃棄 物の処理・処分方針の検討
7	廃炉・汚染水対策事業 費補助金 被ばく低減のための環 境・線源分布のデジタ ル化技術の開発 ^[9]	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉建屋の構造及び空間線 量率から線源位置を特定し、 除染や遮蔽による線量率変化 を解析することで、被ばく低 減効果を評価できるシステム の開発を開始 	<ul style="list-style-type: none"> • 1F 現場環境改善の合理化 • 実機データ蓄積（線量率測 定）、研究（線源推定）及び 廃炉現場作業の 3 者連携 の効率化
8	JAEA レポート 東京電力ホールディン グス(株)福島第一原子力 発電所燃料デブリ等分 析について ^[10]	<ul style="list-style-type: none"> • 燃料デブリの取出し等におけ る課題と分析ニーズを整理 し、分析対象項目、分析手法 及び取得位置やサンプル重量 ／寸法等を整理。 	<ul style="list-style-type: none"> • サンプルの平均的な特徴 とばらつきの評価方法の 整備 • 点データからマクロな現 象を推測する手法の整備

参考文献

- [1] 廃炉環境国際共同研究センターホームページ、廃炉技術研究、基礎・基盤研究の全体マップ、
<https://clads.jaea.go.jp/jp/rd/map/map.html>.
- [2] 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業、<https://www.kenkyu.jp/nuclear/>
- [3] 廃炉国際共同研究センター（CLADS）及び茨城大学、「放射性微粒子の基礎物性解明による廃炉作業リスク低減への貢献（委託研究）；平成30年度英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」、JAEA-Review 2019-041、2020.
- [4] 廃炉国際共同研究センター（CLADS）及び茨城大学、「放射性微粒子の基礎物性解明による廃炉作業リスク低減への貢献（委託研究）；令和元年度英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」、JAEA-Review 2020-033、2021.
- [5] 廃炉国際共同研究センター（CLADS）及び東京工業大学、「放射線・化学生物的作用の複合効果による燃料デブリ劣化機構解明（委託研究）；令和元年度英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」、JAEA-Review 2020-046、2021.
- [6] 国際廃炉研究開発機構（IRID）及びエネルギー総合工学研究所、「廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）平成28年度成果報告」、平成29年6月.
- [7] 国際廃炉研究開発機構（IRID）及びエネルギー総合工学研究所、「廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）平成29年度成果報告」、平成30年6月.
- [8] 北海道大学、「汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討；平成30年度英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」、平成31年3月.
- [9] 岡本ら、「被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発 (1)全体計画」、日本原子力学会 2022 秋の大会、2B10.
- [10] 日本原子力研究開発機構、「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所燃料デブリ等分析について」、JAEA-Review 2020-004、2020.

*Naota Miyahara¹, Hidetoshi Karasawa², Junpei Imoto²

¹Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., ²Japan Atomic Energy Agency

総合講演・報告「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会

1F 廃炉作業効率化とソースターム予測精度向上のための FP 挙動に関する課題の整理
Issues related to FP behavior for improvement of decommissioning work efficiency and source-term predicting accuracy

(4) 実機解析調査から得られた課題

(4) Issues extracted from the results of severe accident analyses

*三輪 周平, 塩津 弘之

JAEA

1. 調査対象

本委員会では、1F 廃炉や軽水炉の安全性向上に向けての取組を対象に幅広く調査し、「シビアアクシデント (SA) 時の FP 挙動」専門委員会から抽出された技術課題との整合を図りつつ、新たな技術課題の抽出・整理を行い、その解決に向けた大きな道筋を示すことを目的としている。本件では、1F 事故やその実機解析結果を踏まえて、軽水炉の安全研究、研究開発基盤整備等における FP 挙動等の課題や研究開発優先度を示したロードマップや Phenomena Identification Ranking Table (PIRT) がアップデートされていることから、以下に示す実機解析の結果、国内外の各種委員会等で発行されている各ロードマップ、PIRT の調査を行い、FP 挙動に関する課題を抽出した。

実機解析： NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF) [1]

ロードマップ、PIRT： 熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2020(熱水力ロードマップ 2020)[2]、SA 評価に関する調査研究報告書[3]、水化学ロードマップ 2020[4]、Severe Accident Research Network of excellence (SARNET) PIRT [5]

2. 調査結果概要

実機解析、各ロードマップ・PIRT において示されている重要な FP 挙動について表 1 に示す。

BSAF[1]は、様々な SA 解析コード (MAAP、MELCOR、ASTEC、THALES-2、SAMPSON 等) を用いた事故進展解析結果を整理し、得られた知見を有効に活用するとともに、各解析コードの効率的な開発に展開するために 2012 年に開始された。フェーズ 1 では、事故後 6 日間の圧力容器 (RPV) と格納容器 (PCV) 内部での熱水力状態の推移に着目した解析が実施され、フェーズ 2 では、解析対象期間を 3 週間に拡大し、FP 放出の解析も含めて実施された。本取組において、解析担当者間で不確かさが大きい現象について合意がなされ、プールスクラビングや中長期にわたる FP 再移行、FP 化学形態が挙げられた。プールスクラビングは、1F 事故で想定される高温の水中、高いガス注入速度、および急速な圧力低下時の挙動評価の重要性について示された。また、FP 再移行では燃料デブリからの浸出は解析コードでは考慮されておらず、再移行のモデルの不確かさ低減とともに重要性が示された。また、FP 化学形態では、欧米でも知見が乏しい BWR 制御材ホウ素によるセシウムの化合物生成の評価についての重要性が示された。

熱水力ロードマップ[2]は、軽水炉に係る熱水力分野の研究開発の到達点と課題を俯瞰して、取り組みのポイントを示したもので、1F 事故を受けて改訂活動が進められた。安全評価技術マップ及び基盤 R&D 技術マップから成り、熱水力に係る技術の成熟や広範な技術に立脚し、現行炉と新型炉を対象に短期・中期・長期・継続の課題を抽出したもので、規制への要請や他分野との関連を考慮している。FP 挙動に係る研究実施の優先度として、炉心の高温領域における挙動 (制御材の影響、ルテニウム挙動、FP 化学挙動)、ヨウ素化学、エアロゾル挙動、FP 除去、リークパスにおける FP 除去等が高いと評価された。FP 化学挙動は化学反応データベースの整備や速度論的な取扱いの必要性検討、ヨウ素化学はモデルの高度化、エアロゾル挙動はエアロゾ

ル粒径の解析精度の向上についての重要性が示された。また、FP 除去についてはプールスクラビングにおける不確かさの低減、SA 解析コードの原子炉建屋 (R/B) への適用性評価が重要であることが示された。

SA 評価に関する調査研究報告書[3]は、1F 事故の事象進展解明に向けて、解析コードの効果的な改良に必要な改良の優先度付けを行うために、シミュレーションに対する課題を抽出し、SA における重要項目を選定したものである。1F3 号機を検討対象とし、事象として RPV 内で 677 件、PCV では 358 件、R/B で 124 件を抽出し、重要度や現状の知識レベルをもとにランク付けを行っている。FP に係る重要な挙動として、炉心からの放出挙動、FP 化学挙動、エアロゾル挙動について挙げられている。炉心からの放出挙動は熔融燃料からの放出や制御材ホウ素の影響評価の重要性が示されている。また、FP 化学挙動については、SA 早期～後期において高温領域から低温領域までの移行時の多岐にわたる挙動について重要性が示されている。また、エアロゾル挙動については R/B についての評価の重要性も示された。

水化学ロードマップ[4]は、これまで設備・機器の腐食抑制、被ばく線量低減、放射性廃棄物低減を通じてプラントの安全性、信頼性、経済性向上に貢献してきた水化学について、今後の高経年化対応や燃料高度化、安全性向上において新たに生じ得る課題を予見し、効果的に対応するための研究の基盤と成果の活用を示したものである。重要な FP 挙動として、炉内の FP 挙動としては、高温水/蒸気中の FP の燃料材料、構造材料との相互作用 (化学形態の変化と構造材への沈着、放出挙動)、長期的な化学形態変化に伴う FP 移行現象の解明と系統外への放出および除去特性について重要性が示されている。また、FP 除去特性として、フィルタドベントをはじめとする各種除去性能に及ぼす化学形態、水化学放射線照射の影響について重要性が示された。

SARNET[5]は、欧州において SA における未解明事象に関する不確かさ低減、SA 関連知見の拡充等を目的として欧州にて開始されたプログラムで、欧州の研究計画 FP6 の中で優先度の高い事象を評価し、PIRT としてまとめた。また、FP7 において、1F 事故を受けて優先度の高い事象をレビューし、PIRT を改訂している。PWR を対象として検討がなされており、FP 挙動としてはルテニウムとヨウ素の挙動が重要とされている。一方、1F 事故を受けて、再冠水時の挙動の内、後期において重要性のランクが上がった。

3. 調査結果より得られた課題

調査結果より、実機解析、各ロードマップ・PIRT において示されている重要な FP 挙動をもとに、FP 挙動の予測技術を向上させるために研究開発の実施が必要な課題としては以下の三点にまとめた。化学挙動については従前からヨウ素等について重要性が示されていたが、1F 事故を受けて、セシウムの挙動や制御材ホウ素の影響について重要性が高まった。中長期的な FP 移行については、1F 事故が長期間継続したことを受け、FP 分布等の予測において、FP の再移行評価についての重要性が高まった。SA 対策の影響評価についても、1F 事故を受けて評価が必要になり、プールスクラビング挙動の不確かさ低減の必要性が高まった。

- (1) 化学の適用：セシウム、ヨウ素、ルテニウムの挙動、制御材ホウ素の影響評価、等
- (2) 中長期的な FP 移行の評価：再浮遊、再蒸発、水相を介した移行、等
- (3) SA 対策の影響評価：フィルタドベントにおける挙動、等

参考文献

- [1] 例えば、M. Pellegrini, et al., Nucl. Technol. 206, 9 (2020) 1449-1463.
- [2] 「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討」ワーキンググループ、熱力学ロードマップ 2020, 令和 2 年 9 月.
- [3] 「シビアアクシデント評価」研究専門委員会、シビアアクシデント評価に関する調査研究報告書, 平成 26 年 11 月.
- [4] 水化学部会, 水化学ロードマップ 2020, 令和 2 年 3 月
- [5] W. Klein-Heßling, et al., Ann. Nucl. Energy, 74, (2014) 4-11.

表1 実機解析、各ロードマップ・PIRT において示されている重要なFP挙動
(重要度を高・中・低で記載)

重要なFP挙動	BSAF (2020)	熱水カロードマップ 2020 (2020)	SA 評価に関する調査研究報告書 (2014)	水化学 ロードマップ 2020	SARNET PIRT	
					FP6 (2008)	FP7 (2014)
燃料からのFP放出		中：既存モデルの適用性	高（早期）：溶融燃料からの放出		高：Ru について酸化雰囲気（高燃焼度燃料及びMOX燃料への空気侵入条件）	
特定FP（特にRu）の挙動		高：実機条件下の実験				
制御材等の影響	高：ホウ素の影響		高（早期*）：ホウ素の影響			
再冠水時の挙動		中：既存モデルの適用性検討や福島デブリサンプルの分析が必要			低：FP放出	中（後期*）
溶融固化後の再加熱の影響						
高温FP化学の影響	高：化学反応による揮発性FPの生成の評価が必要	高：化学反応データベースの整備、速度論的な取り扱い	高（早期～中期*）：凝縮、再蒸発、吸着挙動 高（後期*）：再蒸発、海水影響、有機ヨウ素	高：FPの燃料材料、構造材料との相互作用	高：ヨウ素及びRuの化学種	
PCV内ヨウ素挙動	高：水からのヨウ素放出挙動	高：解析コードにおけるモデル	高（後期*）：ヨウ素化学			
エアロゾル挙動		高：エアロゾル粒径	高（中期～後期*）：PCV内挙動 高（後期*）：R/B内挙動		低：保持、PCVクラックからの漏洩、冷却系での再蒸発評価が必要	
Cs粒子（CsMP）挙動		中：CsMP（TypeA）、CsMP（TypeB）のモデル				
FP除去（プールのスクラビング）	高：特に高温の水中、高いガス注入速度、および急速な圧力低下	高：モデル高度化		高：化学形態、水化学放射線照射の影響		
環境へのリークパス・FP除去	高：RPVからPCV、環境へのリークパス	高：SA解析コードの適用性評価・拡張				
中長期的なFP移行	高：FPとコンクリート等との反応 高：FPの再移行	中：水相への浸出		高：化学形態変化、系統外への放出・除去特性		

*早期：スクラムからRPV破損、中期：RPV破損からPCV破損、後期：PCV破損以降

* Shuhei Miwa and Hiroyuki Shiotsu

JAEA

総合講演・報告「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会

1F 廃炉作業効率化とソースターム予測精度向上のための FP 挙動に関する課題の整理
Issues related to FP behavior for improvement of decommissioning work efficiency and source-term predicting accuracy

(5) 事故分析調査から得られた課題

(1) Issues extracted from the investigations of accident analyses by NRA

*唐澤 英年¹, 岡田 英俊², 日高 昭秀³¹JAEA, ²エネルギー安全技術研究所, ³新潟大学

1. 調査対象

本委員会の目的の一つである「ソースターム予測技術向上への貢献」に資するため、原子力規制委員会(NRA)で実施している「東京電力福島第一原子力発電所(以下「1F」と略す)における事故の分析に係る検討会」(以下、「事故分析検討会」と略す)の会合資料¹⁾を調査した。事故分析検討会は2019年9月に開催された原子力規制委員会で承認された検討会で、現場アクセスの可能性や廃炉作業の進展等により追加的に実施できる調査・分析の内容を基に、事故時の事象進展や状況の詳細な検討が可能な範囲を対象として検討を行っている。

2019年9月から2021年3月までの検討を取りまとめた「1F事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」²⁾で参考にした会合資料、及び2021年3月以降の会合資料を調査した。中間取りまとめでは、第1章「原子炉格納容器(PCV)からの放射性物質等の放出又は漏えい経路・箇所に関する検討」、第2章「原子炉建屋における水素爆発の詳細分析」、第3章「原子炉冷却のための機能すべき機器の動作状況に関する検討」の構成となっているが、FP挙動に関連する第1章に関連する会合資料を対象とした。

拡大幹事会4では、以下の3分野に関連する会合資料を調査した。

- (1) 非常用ガス処理系(SGTS)配管系の汚染状況とその形成メカニズム
- (2) オペレーションフロア(以下「オペフロ」と略す)及びシールドプラグ(以下「SP」と略す)付近の放射線量とSP下面におけるセシウム(Cs)の存在
- (3) 建屋内線量分布(中間とりまとめでは特に章立てはしていないが、FP挙動評価に重要)

2. 調査結果

主な調査結果を下記に示す。出典は、()内に事故分析検討会の回数(#)と会合資料番号を示す。

(1) 非常用ガス処理系(SGTS)配管系の汚染状況とその形成メカニズム

耐圧強化ベントラインは、圧力抑制室(S/C)から電動(MO)弁、ラプチャーディスク(RD)を経て、SGTSからのラインと逆止弁(GD)(#10_4-2)を介して合流し、主排気筒に接続している(#12_5-2)。また、1, 2号機共用の主排気塔には頂部までのベント配管は無いが、3, 4号機共用の主排気塔には頂部までのベント配管が有る構造となっている(#12_5-2)。耐圧強化ベントラインにおける汚染状況は、NRAによる10回の調査(#9_4)と東京電力ホールディング株(東電HD)の調査資料に基づき明らかにされている(#8_2, #10_4-3)。ベント配管の汚染に関する事故分析検討会での論点を以下に示す(#8_3, #9_3, #10_4)。

① 2号機は最後までベントに成功しなかったと判断する考え方

2号機RD付近の汚染は0.05 mSv/hで、1号機RD付近の汚染の数千 mSv/hと比べて低く、事故時に2号機RD付近にFPが通っていないことを意味している(#8-3)。従って、2号機ベントは成立していない(#9_3)。

② 1, 2号機共用主排気塔下部の高汚染の原因

1, 2号機共用主排気塔下部の汚染(約6,000 mSv/h)は、3, 4号機共用排気筒下部の汚染(3 mSv/h)の1,000倍程度であった(#8_2)。上記記載(#12_5-2)のように、1, 2号機ベント配管は排気筒下部に接続

しているためベントガスが排気塔基部に滞留したと考えた²⁾。

③ 1, 2号機と3, 4号機の排気塔下部汚染レベルの差の要因

S/Cでの減圧沸騰によるスクラビング効果への影響は小さいことを、大型実験装置により確認した(#8_4)。また、スクラビング時の水深は、3号機の方が1号機よりも深く、3号機の方が1号機よりも除染効果が高い(#10_2)。従って、スクラビング効果では、1, 2号機と3, 4号機の汚染レベルの差を説明できない。

④ 2号機SGTS配管と1号機SGTS配管の汚染レベルの差

1, 2号機共有排気塔基部で2号機耐圧ベントラインが1号機耐圧ベントラインに合流しているが、2号機SGTS配管(0.1~1 TBq オーダー)の方が1号機SGRS配管(0.01~0.1 TBq オーダー)より汚染レベルが高い(#14_4, #22_5-2)。熱流動解析による検討を行い(#14_4-1, #32_3)、逆流量などの境界条件を見直し、水蒸気の凝縮及び凝縮水の低所への移動が、汚染パターンの主なメカニズムと結論づけた(#35_1-2)。

⑤ 1号機S/C内の真空破壊弁周辺に高い汚染

解析から、真空破壊弁でD/WとW/Wを均圧させるほどのバイパスが生じた可能性は低い(#10_2)。今後、1, 2号機共用排気筒下部のドレイン水等ベントガス組成の痕跡を分析し、真空破壊弁のバイパス流量の推定を行う(#11_2-2)。

(2) オペフロ及びSP付近の放射線量とSP下面におけるCsの存在

SPは頂部カバー、中間カバー、底部カバーの3層構造で、各カバーは直径約12 m、厚さ約0.62 m、重さ約50 tで、カバー間の隙間は約10 mmで、各カバーは3分割となっている(#14_5-1)。各号機の汚染状況を以下に示す。

① 1号機(#10_6-3)

SPは、水素爆発により下方への衝撃によりズレた。吊り下げにより測定した中間カバー下の最大線量率は1,100 mSv/hであり、事故時の高いPCV圧力の条件下ではフランジ部からの漏えいがあったものと考えた。3D計測により、SPのたわみ量は80~170 mmであった(#27_2-1_別添2)。

② 2号機

水素爆発が起きなかったため、頂部カバー表面の汚染により頂部カバーと中間層カバーの隙間に蓄積しているCs-137の汚染密度を以下の3方法の測定結果から推定した；a)オペフロ床表面から150 cm位置での周辺線量当量率の測定(#31_3)、b)コリメータ付き線量計による表面から30.5 cm高さでのγ線線量率の測定(#15_4)、c)新たに穿孔した穴13個と既存穴(直径5 cm, 深さ7 cm)2個に線量計を挿入して線量当量を測定(#21_5-4, #22_3-3, #27_2-1)。いずれの推定でもオペフロ内壁の寄与の推定にはかなりの「不確かさ」があるが、頂部カバー下面に大量のCs-137が存在していることは間違いないとしている(#31_3)。SPの形状測定では30~60 mm程度の落ち込みがあり(#27_2-1_別添2)、この種の変形によるSPの継ぎ目が放射性物質の放出経路になったと考えた(#28_2-1-3, #32_4-1)。落ち込みの原因は、構造解析により自重変形の可能性が示された(#32_4-2)。

③ 3号機

建屋が水素爆発で破損したためSPは雨ざらしの状況であったが、表面を掘削し除染を行っている(#21_3-3)。SP上の平均汚染密度は $2.6E+10$ Bq/cm²で、半径6 mのSP隙間全体に平均の密度で一様にCs-137があるとすると、総量で約30 PBqとなる(#22_3-3)。SPは中央部に約300 mmの変形が確認されたが、原因は天井クレーン等の落下と推定されている(#27_2-1_別添2)。

(3) 建屋内線量分布

NRAの現地調査により、1号機原子炉建屋1, 2, 3, 4階(#27_2-2, #29_2)、2号機オペフロ(γカメラによる測定)(#11_3-1)、2号機原子力建屋5階(#30_3-1)、3号機原子炉建屋1, 2階(#27_2-2)の線量測定が行われた。また、JAEAにて、瓦礫試料やドレンサンプ水試料(#14_4-2, #15_5, #21_4-1)、建屋等スミア試料

(#22_4-1, #27_4-1, #29_1-3,)の分析・評価が行われた。

3. 調査結果より得られた課題

本委員会の目的の一つである「ソースターム予測技術向上への貢献」の観点から、以下の課題を抽出した。

課題1；ベントガス放射線量評価（上記(1)-③⑤に対応）；ベントラインの汚染程度やPCV内線量分布などのデータから、事故進展シナリオを見直す必要がある。

課題2；ベントラインの汚染メカニズム（上記(1)-④に対応）；現行のSA解析では、ベントガスはS/C気相部から排気塔を介して環境へ直接放出されとしている。このため、事故進展に沿ったベントラインでの汚染メカニズムを検討する必要がある。

課題3；PCVリーク経路の確認（上記(2)に対応）；現行SA解析でPCVリークは想定しているが、SPを介する放出経路（リーク）は想定していない。

4. 今後の進め方

上記課題解決のためには、1F現場で得られるデータをソースタームの観点から見直し、環境へのFP放出モデルを改良する必要がある。各課題の解決に向けた対策案を以下に示す。

課題1；ベントガス放射線量評価；ベントラインの汚染程度、PCV内線量分布等の実測値、及びモニタリングポストでの測定値やWSPEEDIの解析結果³⁾などと、事故進展シナリオから得られる推定値を比べ、事故進展シナリオを見直していく。

課題2；ベントラインの汚染メカニズム；ベントガス放出のタイミングやベントガスの組成に関するデータを基にしたベントラインでの汚染量から、フィルタードベントシステムの汚染程度を評価する。

課題3；PCVリーク経路の確認；事故時のPCV内圧力挙動からPCVトップフランジからのリークタイミングを推定し、SPの蓄積量からリーク量を推定し、これらから事故進展シナリオを見直す。そして、SPでの除染効果を評価する。

これらの検討・評価をワーキンググループで行い、FP放出モデル改良の一助になるように活動経過・結果を技術報告書にまとめていく。なお、重要なデータが得られる事故分析検討会は継続中なので、今後も引き続き注視していく。

参考文献

- 1) 原子力規制委員会、「東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会」、
https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/index.htm
- 2) 原子力規制委員会、「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間とりまとめ」
(2021/3/5)、[000345595.pdf \(nra.go.jp\)](https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/000345595.pdf)
- 3) 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”, *Atoms. Chem. Phys.*, 15, 1029(2015).

*Hidetoshi Karasawa¹, Hidetoshi Okada² and Akihide Hidaka³

¹JAEA, ²IEST and ³Niigata University

企画セッション | 総合講演・報告 | 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

[3E_PL] 1F廃炉作業への貢献とソースターム予測技術向上における FP挙動 に関する技術課題に対する取り組み

座長:高木 純一 (東芝ESS)

2024年3月28日(木) 13:00 ~ 14:30 E会場 (21号館3F 21-313)

[3E_PL01] 本委員会の目的と活動方針並びに委員会での議論紹介

*三輪 周平¹ (1. JAEA)

[3E_PL02] WG3 「環境への移行経路の特定」

*唐澤 英年¹ (1. JAEA)

[3E_PL03] WG2 「サンプリングの目的とデータ活用」

*宮原 直哉¹ (1. MHI)

[3E_PL04] WG1 「FPの量・物質収支と化学形態」

*和田 陽一¹ (1. 日立)

[3E_PL05] 総合討論

講演者全員

総合講演・報告「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

1F 廃炉作業への貢献とソースターム予測技術向上における
FP 挙動に関する技術課題に対する取り組み

Initiatives for technical issues related to FP behaviors to contribute to decommissioning works and improve source-term predicting accuracy

(1) 本委員会の目的と活動方針並びに委員会での議論紹介

(1) Purposes and policies and reporting of the committee activity

三輪 周平 (幹事)

JAEA

1. 本研究専門委員会の目的

福島第一原子力発電所（1F）事故の後、2017 年度～2020 年度の 4 年間に設置された「シビアアクシデント（SA）時の核分裂生成物（FP）挙動」研究専門委員会（先の研究専門委員会）では、1F 事故における FP 挙動を調査し、FP 炉内分布や環境放出量評価における新たな技術課題を整理した[1]。さらに、廃炉作業の進展に伴う FP の移行及びその廃炉作業への影響等、将来にわたる FP 挙動の予測に資するため、「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会（本研究専門委員会）が 2021 年度に設置された。本研究専門委員会を通じて、以下の 2 つの目的のもとに 1F 廃炉並びに軽水炉の安全性向上の取組に資するための調査・検討を進めることとした。

① 1F 事故事象の把握と廃炉作業への貢献。

主に事故後を対象とし、1F 事故事象に関する知見を整理、把握することで、廃炉期間中の FP 挙動（FP 分布把握、廃炉作業までの FP 移行、廃炉作業への影響など）を予測可能な水準まで評価技術を高めるための道筋を示すことにより、廃炉作業に貢献する。

② ソースターム予測技術の向上への貢献。

主に事故時を対象とし、1F 事故事象の把握で得た情報をソースタームの予測技術の向上に反映させ、原子炉安全の一層の向上に繋げるための道筋を示すことにより、ソースターム予測技術の向上に貢献する。

2. 本研究専門委員会の活動方針

上記の 2 つの目的の下に、2021 年からの 2 年間の具体的な活動として、幹事会および研究専門委員会全体会議での議論を経て、担当幹事を中心とした 4 つ「拡大幹事会」を設置して検討すべき技術課題の調査を行い、委員会全体で技術課題に関する議論と課題の特定を行った。この検討結果を受けて、期間延長後の 2023 年度からの 2 年間では選定された技術課題に応じた 3 つのワーキンググループを設置して、委員内外の専門家による講演を基に、各技術課題の解決に向けての調査・検討を進めている（図 1）。

(1) WG1：FP の量・物質収支と化学形態

事故により放出された FP の量・分布、すなわちマスバランスについて検討するとともに、そのために必要な FP の化学形態や、物理・化学的挙動について知見を整理する。

(2) WG2：サンプリングの目的とデータ活用

1F 実機データサンプリング（分析）への期待（ニーズ）について議論を行い、サンプリングの目的を設定するとともに、現状や計画を基に、ニーズとの乖離やその差を埋めるための方策等について議論する。また、点データからマクロな状態を推定する方法や不確かさについて議論を進める。

(3) WG3：環境への移行経路

実機データ（環境放出、シールドプラグ付着）と現状の事故進展シナリオから得られる推定値を比較し、事故進展シナリオを見直し、実測値から得られる事故シナリオ案を提案する。スクラビングモデルやリークモデルの検討を行い、フィルタードベントシステムの汚染対策案を提案する。



図1 WGにおいて検討する課題

3. 本研究専門委員会での議論概要

先ず、1F事故におけるFP挙動における課題を把握するため、SA解析コードを用いた事故進展解析（講演者：エネ総研 木野千晶氏）と実機・環境データを用いた分析からの事故進展の考察（講演者：JAEA 佐藤一憲氏（現早稲田大学））を比較して議論した。SA解析コードの事故進展解析では、圧力挙動は概ね説明可能である一方で[2]、ヨウ素がセシウムよりも環境に放出された可能性があり、ラジオリシスの影響を検討する必要であること、またシールドプラグの汚染メカニズムについて不明であり、原子炉内に残存したセシウムの再移行についての検討が必要であることが示された。実機・環境データからの分析では、課題認識として、各シナリオ・圧力変化に応じたセシウム等の放出メカニズム、燃料デブリの再冠水時や浸水状態の放出についてセシウムの再移行やリークパスについての検討が必要であることが示された[3]。両者の主な相違点としては、圧力挙動の解釈があり、水の吸上げ、デブリと水の接触、水の枯渇、水位の低下という事象の考慮等、SA解析コードによる解析の課題が示された。一方、両者ともにセシウムが再移行している可能性が示され、その評価の重要性が挙げられた。

次にセシウムの再移行を含め、セシウムの炉内における挙動に関して、セシウム含有微粒子の生成（講演者：JAEA 佐藤志彦氏）やセシウムとの反応（講演者：JAEA 三輪周平）に関して議論した。セシウム含有微粒子の生成に関しては、環境試料の分析データから各号機において考えられるセシウムとの反応体系が示された。炉内のセシウムとの反応に関しては、各温度に応じて制御材ホウ素、ステンレス鋼、炭素鋼、保温材、コンクリートとセシウム蒸気種が反応し、水溶性の異なる反応生成物が生成する可能性が示された[4]。1F廃炉でのデブリ取り出し時での被ばくリスク評価には、作業時点でのセシウム等の性状等の情報が必要であると考えられ、上述の検討の進展が期待される。

[参考文献]

- [1] 日本原子力学会「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会、「福島第一原子力発電所における核分裂生成物の短期/長期挙動」、日本原子力学会技術報告書、ISBN 978-4-89047-179-9 (2021/5)。
- [2] 例えば、木野、他、「SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所の事故進展および FP 挙動評価(3) SAMPSON による 3 号機圧力挙動評価」、原子力学会 2021 年秋の大会、2J05 (2021)。
- [3] 例えば、I. Sato, et al, “Estimation of long-term ex-vessel debris cooling behavior in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant unit 3”, Mech. Eng. J., 9(2) (2022) 21-00436.
- [4] 例えば、S. Miwa, et al., “Improvement of Model for Cesium Chemisorption onto Stainless Steel in Severe Accident

Analysis Code SAMPSON (Joint Research)", JAEA-Data/Code, 2021-022 (2023).

*Shuhei Miwa

JAEA

総合講演・報告「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

1F 廃炉作業への貢献とソースターム予測技術向上における
FP 挙動に関する技術課題に対する取り組みInitiatives for technical issues related to FP behaviors to contribute to decommissioning works and
improve source-term predicting accuracy

(2) WG3 「環境への移行経路の特定」

(2) WG3 "Identification of leak path to the environment"

唐澤 英年 (幹事)

JAEA

1. はじめに

ワーキンググループ3 (WG3) では、前半の2年間で今後取り組むべきものとして決定した技術課題の内、「環境への移行経路」について検討を進めている[1]。この課題解決のため、①リーク箇所の特定、②シールドプラグ汚染メカニズムの検討、③FP放出モデルの検討について、委員等専門家からの講演に対して議論を行う形式で活動している。以下に活動状況について記す。

2. WG3 の活動状況

WG3 では、ソースターム予測技術の向上に貢献するため、環境への移行経路を以下の観点で検討し、福島第一原子力発電所 (1F) 事故時のソースタームを評価し、事故進展シナリオの見直しを行う。また、フィルタドベントシステムの汚染対策についても検討する。これらにより現状考慮されていない FP リークを評価できソースタームの予測技術の向上が図れ、軽水炉の更なる安全性向上へとつながることが期待できる。

① リーク箇所の特定

敷地内モニタリングポストでの測定値を、大気拡散解析や事故進展シナリオに基づくシビアアクシデント(SA)解析から得られる推定値と比較しソースタームを検討する。また、原子炉建屋(R/B)や格納容器(PCV)内の線量分布等の実測値から PCV からのリーク箇所の特定を図る。

② シールドプラグ汚染メカニズムの検討

PCV 内圧力挙動から PCV トップフランジからのリークタイミングを、シールドプラグの Cs 蓄積量からリーク量(核種組成、化学形態)を推定する。

③ FP 放出モデルの検討

ソースターム評価に使われているスクラビングモデルやリークモデルを検討し、PCV トップフランジからのリークなど事故進展シナリオやリークモデルの見直しを行う。

WG3 ではこれまでに主に上記①のテーマに係る講演により、敷地内モニタリングポストでの測定値との対応についての議論を行った(表1)。なお、議論に際しては、原子力規制委員会(NRA)の「1Fにおける事故の分析に係る検討会の資料(第32回会合資料2)[2]も参考にした。

大気拡散予測システム WSPEEDI による解析では、新規環境モニタリングデータの追加、拡散計算における沈着過程の精緻化、気象計算の再現性向上のための濃度データのフィードバック、統計的手法による最適化を行い、放出量の最新推定を行った。これにより、 ^{137}Cs の沈着総量と大気中濃度の再現性を向上できたとのことである。WG3 では、得られた放出源情報を、敷地内モニタリングポストでの測定値と比較検討を行った。今後は、風向きなどにより敷地内モニタリングポストで測定されていない放出源情報について、事故進展シナリオとの比較検討を行っていく。

$^{129\text{m}}\text{Te}$ 土壌汚染マップと気象モデルを組み合わせた仮想放出回帰推定法による $^{129\text{m}}\text{Te}$ 放出時間帯の逆推定では、3/11 から 3/16 までの Te 放出時間帯を3つの炉内熱水力事象の違いによる Te 放出パターンから予測した[3]。また、WSPEEDI との比較から ^{137}Cs と ^{131}I の放出時の熱水力事象の検討を行った。WG3 では、WSPEEDI

で予測していない3/11の19時頃と3/12の2時頃のTe放出について議論した。なお、NRAの検討会（第41回会合資料1-1）[2]では、3/11の21時頃に1号機R/B内で観測された線量上昇は、PCVからのリークで説明できるとしている。また、3/12の7時頃に正門付近で観察された線量率の上昇は、NRAの検討会（第40回会合資料1-2）[2]では、1号機オペレーションフロアに充満したFPの放射能で説明できるとしている。現在、日高委員らはTeなどFPの環境中への放出経路について検討を行っている。今後、Te放出情報も事故進展シナリオの見直しに役立てていく。

SA解析コードMELCOR解析では、解析を行った事故進展シナリオにより敷地内モニタリングポストで測定された線量率を説明できるとした。ただし、3/14夜遅くのFP放出は、敷地外のフィルターで測定されたFP濃度から3号機からの放出と判定しているとのことである。このように、敷地外FP濃度測定値を事故進展の推測に資する情報として活用できるとのことであった。今後のWG3におけるソースタームの検討においても、敷地内だけでなく敷地外のデータも活用していく。

PCV貫通部のリーク試験の紹介では、電気配線貫通部低圧モジュールからのリークは温度に支配され圧力には依存しないとの試験結果は、ハウジング／電気配線と樹脂との熱膨張率の相違で説明できるとのことであった。現状のSA解析では、リークは設計圧力・設計温度を超えた場合に発生するとしている。今後、PCVからのリーク箇所特定を行い、リークモデルの高度化の提案を行っていく。

表1 これまでにWG3で報告された講演一覧

回次	講演題目／講演者	分類
1	大気拡散解析によるソースターム推定の現状と課題 ／JAEA 永井晴康委員	リーク箇所の特定／大気拡散予測システムによる推定
2	土壌汚染マップと大気拡散計算から逆推定した福島事故初期の ^{129m} Teソースターム及びヨウ素Csソースタームへの提言[3] ／新潟大学 日高昭秀委員	リーク箇所の特定／仮想放出回帰推定法による逆推定
3	MELCORコードによる解析と環境放出FP測定値に基づく福島第一原子力発電所1~3号機事故の分析 ／CRIEPI 氷見正司委員	リーク箇所の特定／事故進展シナリオによる推定
4	1号機事故初期における ^{129m} Teリーク箇所、放出タイミングの検討（速報） ／新潟大学 日高昭秀委員	リーク箇所の特定／放出経路の検討
5	BWR原子炉格納容器貫通部の漏洩試験 ／IEST 岡田英俊委員	リーク箇所の特定／リークモデルの高度化

3. まとめ

WG3では、これまでの講演により敷地内モニタリングポストでの測定値を説明する推定値、逆推定値、事故進展シナリオを紹介いただいた。来年度は、BSAF(The Benchmark Study of the Accident at the 1F)で検討された事故進展シナリオと今年度得られた放出情報を比較検討(①)し、ソースタームを特定していく。その際、現状のSAコードで予測できないシールドプラグの汚染を、その汚染メカニズムの検討(②)、及びリークモデル等の検討(③)から事故進展シナリオを見直していく。そして、これら検討結果を技術報告書にまとめていく予定である。

[参考文献]

- [1] 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会，日本原子力学会誌，2023;65(11);38-43.
- [2] 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 | 原子力規制委員会 (nra.go.jp)
- [3] Hidaka A, Kawashima S, Kajino M, J. Nucl. Sci. Technol, 2023;60(7):743-758.

Hidetoshi Karasawa¹, ¹JAEA

総合講演・報告「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

1F 廃炉作業への貢献とソースターム予測技術向上における
FP 挙動に関する技術課題に対する取り組み

Initiatives for technical issues related to FP behaviors to contribute to decommissioning works and
improve source-term predicting accuracy

(3) WG2「サンプリングの目的とデータ活用」

(3) WG2"Purpose of sampling and utilization of obtained data"

宮原 直哉 (幹事)

MHI

1. はじめに

ワーキンググループ2 (WG2) では、前半の2年間で今後取り組むべきものとして決定した技術課題の内、「サンプリングの目的とデータ活用」について検討を進めている[1]。主にサンプリングの目的、サンプリングの現状/計画、データの活用における課題について、委員等専門家からの講演に対して議論を行う形式で活動している。以下に活動状況について記す。

2. WG2の活動状況

WG2では、FP挙動の解明につながるサンプリングを前提として、1F実機データサンプリングやデータ活用に関して以下の観点で検討し、サンプリングの目的やデータの活用方法を整理する。これにより福島第一原子力発電所(1F)における燃料デブリ取出しに向けたリスク評価、廃炉作業時の被ばく低減、廃棄物の合理的処理・処分等へとつながり1F廃炉への貢献を実現するとともに、事故事象の把握とソースターム(ST)予測技術の向上が図られることで、軽水炉の安全性向上へとつながることが期待できる。

- ・ サンプリングの目的
各分野の専門家からの講演を基に「1Fデータサンプリング(分析)への期待」(ニーズ)について議論を行い、サンプリングの目的、適用先、ニーズの整理を行う。
- ・ サンプリングの現状/計画
「1Fデータサンプリング(分析)の現状/計画」に関する専門家からの講演を基にニーズとの乖離や、その差を埋めるための方策等について議論を行う。
- ・ データの活用における課題
データ活用において課題となる事項(特に点データからマクロな状態を推定する方法、不確かさ)について、各専門分野の視点で議論を行い、課題に対する方策を整理する。

WG2ではこれまでに上記の各テーマに係る講演により、現状の燃料デブリ等の分析に関する取り組みの把握や、1F廃炉に係るFP挙動把握のためのデータ活用についての議論を行った(表1)。

燃料デブリの取出し・分析に向け、大熊分析・研究センターの運転に向けた準備、茨城地区において燃料デブリ分析に向けた施設の準備、分析技術の精度向上に係る取り組みが進められている。現状において、燃料デブリ分析が可能なホットラボを有する参画機関において、燃料デブリ分析における分析技術及び課題認識の共有化が図られており、量のみならず形態や相状態、密度といった性状の分析の検討が継続されている[2]。また、人材育成を含む体制の整備の一環として、OECD/NEAのFACEプロジェクトへの参画を行っており、分析技術の高度化が図られている。

サンプリングで得られたデータ活用を検討する上で、デブリ取り出しの初期段階において、実際に分析に供される小規模デブリサンプル(g~数10g)の分析の進め方が重要であり、そのための「品質確認」の要

点が整理されている[3]。分析準備や分析技術の高度化とともに、技術用語の定義や分析で実施可能な内容について様々な専門家や関係者で共有すること、分析の制限を踏まえ、分析戦略を立案し、ニーズ側に説明すること、実サンプルの特徴に応じて分析方法を工夫すること、分析技術の原理原則に基づいた分析を実施し、事実と仮説・推定を区別すること、データベース化に取り組むことが重要である。

1F 廃炉に係る FP 挙動について具体的な検討が進められている一例として、本格的な燃料デブリ取出しに必要とされるダスト飛散率のデータ整備がある[4]。コールド模擬材を用いたダスト飛散率測定により、4 工法（ディスクカッター、チゼル、コアボーリング、レーザー）の乾式切削についてダスト飛散挙動に影響を与えるパラメータが明らかにされ、想定される使用範囲での飛散率データが導出されている。さらに任意組成の燃料デブリの飛散率を推定する方法が提案されており、模擬デブリを用いて概ね妥当であることが確認されている。また、ダスト形状による飛散時のふるまいの予測も行われている。これらのことから、1F 実機のサンプリング・性状把握によりこれらの飛散率推定の妥当性確認やダストのふるまい予測が可能となり、より精度の高い安全評価が可能となることから、サンプリングの目的の1つになると考えられる。

表1 これまでに WG2 で報告された講演一覧 [2,3]

回次	講演題目／講演者	分類
1	燃料デブリの分析に係る準備状況について ／JAEA 小山真一氏	サンプリングの現状／計画
2	安全システムの開発（ダスト飛散率データ取得） ／CRIEPI 中村勤也氏	サンプリングの目的
3	試験的・小規模取出しでの燃料デブリサンプルの分析の進め方・品質確認について／JAEA 倉田正輝氏	データの活用における課題

3. まとめ

WG2 では、これまでに燃料デブリのサンプリングの計画や分析準備、分析技術の高度化に向けた取り組みについて、また、これらの分析データを活用する際の留意点について議論を実施した。また、1F 廃炉作業に向けたサンプリングの目的の一例として、燃料デブリの性状に応じたダスト飛散率のデータ整備状況について把握した。今後も引き続き、サンプリングの目的（適用先）や課題について調査・検討を継続し、結果を技術報告書にまとめていく予定である。

[参考文献]

- [1] 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会，日本原子力学会誌，2023:65(11);38-43.
- [2] 例えば，令和 3 年度開始 廃炉・汚染水対策事業費補助金に係る補助事業（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発）2022 年度最終報告
<https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2023/06/2022001seijyouhaaku202306F.pdf>
- [3] 倉田正輝，試験的・小規模取出しでの燃料デブリサンプルの分析の進め方・品質確認について，日本原子力研究開発機構 第 19 回福島部門セミナー，2023 年 11 月 22 日
- [4] 例えば，令和 3 年度開始 廃炉・汚染水対策事業費補助金に係る補助事業（安全システムの開発（ダスト飛散率データ取得））2022 年度最終報告
https://dccc-program.jp/wp-content/uploads/20231025_dentyuken.pdf

Naoya Miyahara

MHI

総合講演・報告「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

1F 廃炉作業への貢献とソースターム予測技術向上における
FP 挙動に関する技術課題に対する取り組みInitiatives for technical issues related to FP behaviors to contribute to decommissioning works and
improve source-term predicting accuracy

(4) WG1「FPの量・物質収支と化学形態」

(4) WG1"FP inventory, mass balance, and chemical forms"

和田 陽一 (幹事)

日立

1. はじめに

本ワーキンググループ 1(WG1)では、前半の2年間で今後取り組むべきものとして決定した技術課題の内、「核分裂生成物(FP)の量・物質収支と化学形態」について検討を進めている[1]。主にFPのマスバランス評価、存在量、化学形態、放射性廃棄物分析データ、FP移行時の物理化学プロセスについて、委員等専門家からのご講演に対し議論を行う形式で活動している。以下に活動状況について記す。

2. WG1の活動状況

図1に本研究専門委員会で取り組んでいる技術課題と予想される成果との関係を示す。WG1においては事故により放出されたFPの量・分布、すなわちマスバランスについて検討し、そのために必要なFPの化学形態や、物理・化学的挙動について知見を整理する。これにより技術課題の解決への道筋を示すことによって、将来的に事故進展シナリオの蓋然性が高まり福島第一原子力発電所(1F)事故事象の把握とソースターム(ST)予測技術の向上が図られ、軽水炉の安全性向上へとつながっていく。また、長期的な影響シナリオの検討での予測精度が向上し、事故時のST評価結果を初期条件としたFPの長期挙動解析、リスク評価、廃炉作業時の被ばく低減、廃棄物の合理的処理・処分へとつながり1F廃炉への貢献が実現する。

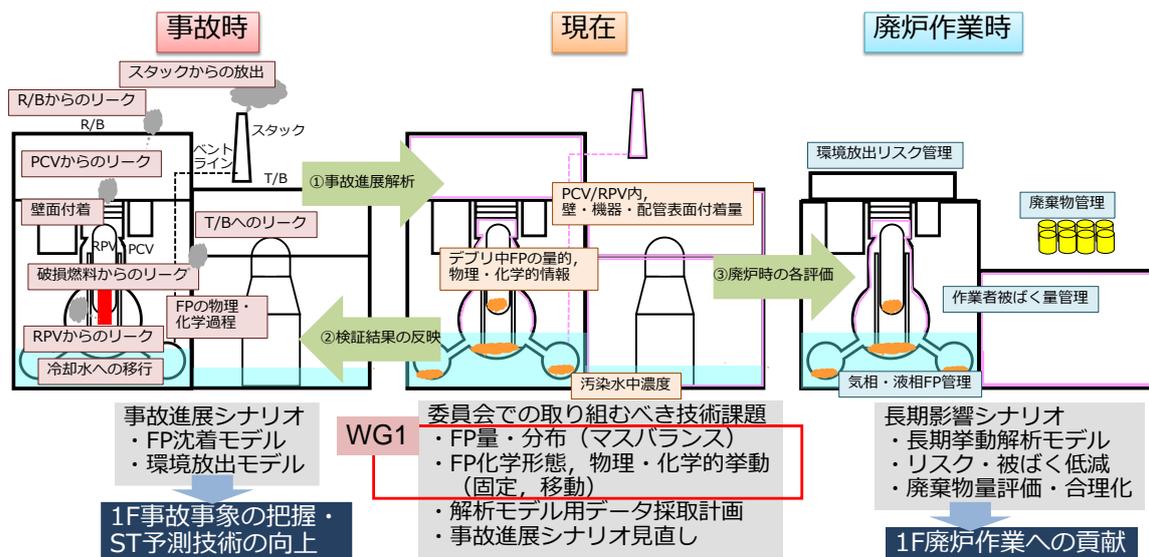


図1 1F 廃炉・軽水炉安全性向上と研究専門委員会の取り組むべき技術課題および成果との関係

WG1 でこれまでに議論を行ってきた講演一覧を表1に示す[2]。これらの講演は、主にFPの基礎的挙動や1Fの廃棄物やリスク評価の研究に関するが、共通技術としてFPのマスバランス評価に係る。

表1 これまでにWG1で報告された講演一覧[2]

回	講演題目	講演者名
1	1F 廃棄物のキャラクタリゼーションに関する進捗	日本原子力研究開発機構 駒 義和 様
2	1FにおけるCsを中心としたマスバランスの推算	日本原子力研究開発機構 内田 俊介 様
3	Cs等のFP核種の移行挙動に関する基礎実験	東京都市大学 佐藤 勇 様
4	福島第一事故廃棄物の解析的インベントリ推算方法の開発	電力中央研究所 杉山 大輔 様
	廃炉リスク評価分科会での活動とFP情報に関する期待	大阪大学 竹田 敏 様

1F事故で放出された核種は通常廃炉と異なる状態のため今後更なる研究開発が必要であるが、現在までの廃棄物分析データがデータベース化され[3]、データに基づいて核種をグルーピングし、各グループのCsを基準とした輸送比が得られている。FPのインベントリが種々の廃棄物に分配されるとの想定により、断片的なデータからベイズ統計を用いて廃棄物の核種組成を推算するモデルが開発されている[4]。またCsを対象としたマスバランスの推算も行われている。事故時を起点としてシビアアクシデント(SA)解析コードを用いた解析によりFPの分布を推算する順解析と、格納容器雰囲気モニタ(CAMS)や汚染水の放射能計測データからFPの分布を推定する逆解析とを組合わせた計算によって、格納容器内のCs分布を評価している[5]。今後、Cs以外のFPのマスバランス評価には上述の輸送比の概念の適用が期待される。さらにFPのインベントリの各部位への分配率に影響を与える、Csの燃料からの放出挙動やコンクリートやエポキシといった表面への吸着挙動についても最新の知見が得られている[6]。1F廃炉でのデブリ取り出し時での、被ばくや放射性物質放出のリスク評価には、作業時点でのFP量と分布、放出率等の情報が必要であり、上述の評価技術等の更なる精緻化が期待される。マスバランス評価の課題解決に必要な項目として以下が指摘された。

- ① 核種のインベントリ評価精度
- ② 核種の吸脱着、堆積、環境(気相)への放出、水相(雨水、Washout等)への移行に関する挙動
- ③ 知識の基盤となる核種分析データの拡充
- ④ FP挙動の最良推定としてのSA解析コードの精度向上と中長期的FP挙動の解析技術

3. まとめ

今後のWG1では、FPの物理・化学的挙動の知見に関する議論を進める。本委員会での講演でもFP化学に関する議論があり、データベース”ECUME”が紹介されている[7]。また、WG2とWG3との連携もさらに深め、技術課題の解決に向けた道筋を技術報告書にまとめていく。さらに、FP情報に関する期待を講演していただいた原子力学会1F廃炉検討委員会リスク評価分科会との連携も成果の反映先として検討していく。

[参考文献]

- [1] 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会、日本原子力学会誌、2023:65(11);38-43.
- [2] 2023年度開催報告, https://www.aesj.net/sp_committee/com_fissionproduct.
- [3] 福島第一原子力発電所事故廃棄物に関する分析データ集, <https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/>
- [4] Sugiyama D et al. J Nucl Sci and Technol, 2021:58(4); 493-506.
- [5] 「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会、”シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動“, 日本原子力学会, ISBN 978-4-89047-179-9, 2021.
- [6] Maeda K, Sasaki S, Kumai M, Sato I et al. J Nucl Sci Technol, 2014:51(7-8);1006-1023.
- [7] 日本原子力研究開発機構 性能高度化技術開発グループ, ”Fission Product Chemistry Database ECUME Version 1.1”, JAEA-Data/Code 2019-017, <https://doi.org/10.11484/jaea-data-code-2019-017>.

Yoichi Wada

Hitachi

(2024年3月28日(木) 13:00 ~ 14:30 E会場)

[3E_PL05] 総合討論

講演者全員

本研究専門委員会は、FP挙動の解明を通じて1F廃炉作業への貢献と原子力安全の一層の向上に繋げることを目標として10部会の各分野の専門家の参加のもとに活動しています。最初の2年間に今後本委員会で取り組むべき3つの技術課題を摘出しました。現在、各技術課題に対応したワーキンググループを設けて課題解決への道筋を議論しています。本企画セッションでは、本委員会およびワーキンググループの取り組みに対してのご意見を期待しています。

Short Report

核分裂生成物挙動把握により福島第一原子力 発電所廃炉作業に貢献するために

日本原子力学会

「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会では、核分裂生成物の挙動を把握することにより、福島第一原子力発電所の廃炉作業、およびソースターム予測技術の向上に貢献することを目標に活動している。今年度は、廃炉作業に係る核分裂生成物挙動に関する課題を抽出するため、事故後の約10年間で得られた情報・知見を整理している。本報では、課題調査方法について紹介する。

I. 本研究専門委員会の目的と活動方針

2017年度～2020年度の4年間で開催された「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会¹⁾では、福島第一原子力発電所(1F)事故のようなシビアアクシデント(SA)における核分裂生成物(FP)挙動を調査し、1F炉内のFP分布やSA時の環境放出量評価における新たな技術課題を整理し、成果を技術報告書にまとめた²⁾。しかし、上記の研究専門委員会の成果は1F事故を含むSA時のFP挙動を理解・予測するためには有益であるが、1F格納容器内のFP分布の把握、1F廃炉作業の進展に伴うFPの移行およびその廃炉作業への影響など将来にわたるFP挙動を予測するにはまだ十分とは言えない。

本研究専門委員会では、「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会で抽出された技術課題を基に、1F廃炉作業により貢献するため以下の目標を掲げた。

- ①これまでの成果を、1F内のFP分布、廃炉作業に伴うFP移行、廃炉作業への影響などのFP挙動を予測できる技術に高めることにより、主に事故後を対象とした1F事故事象の把握と1F廃炉作業に貢献すること。
- ②1F事故事象の把握で得た情報を、主に事故時を対象としたソースターム予測技術の向上に反映させることにより、原子炉安全の一層の向上に貢献すること。

これら目標を達成するための活動について、昨年度に幹事会および本研究専門委員会で議論を重ね、以下の活動方針を決めた。

- 議論を深めることを重要視し、まずは若手を含めた「拡大幹事会」において、1F廃炉に係るFP挙動に関する情報・知見の調査を進め、委員会全体で議論

して課題の特定を行う。課題解決策の検討の段階では、ワーキンググループを構成して調査を進める。

- 計10部会からの委員による、専門分野を跨ぐ多面的なFP挙動の議論・検討を行う。なお、「FP挙動」は、FPだけでなくアクチノイドや放射化物などの放射性核種全般の挙動も対象とする。

II. 課題調査方法

1F廃炉に係るFP挙動に関して、事故後の約10年間で得られた情報や知見を調査するため、担当幹事を中心とした「拡大幹事会」を4つ設置した。本研究専門委員会の目標①を達成するために必要な技術課題調査のため、1F実機データを中心に調査する拡大幹事会1と、研究機関におけるFP挙動関連研究の結果を中心に調査する拡大幹事会2を設置した。また、本研究専門委員会の目標②を達成するために必要な技術課題調査のため、事故分析結果を中心に調査する拡大幹事会4を設置した。そして、拡大幹事会3では、FP挙動に関する既存のロードマップや海外のSA研究に関する調査を行うこととした。なお、調査は会議資料などの公開資料を対象としている。

拡大幹事会1は、1F廃炉作業の内、東京電力ホールディングス(株)(東京電力)ホームページ(HP)、および国際廃炉研究開発機構(IRID)HPに公開されている関連資料の調査を行っている。本研究専門委員会の2つの目標を達成するためには1F現場情報の取得が大前提との考えの下、公開されている直接的なデータを俯瞰し、情報の収集・整理を行っている。なお、データは膨大なため、以下の3テーマを中心に調査を行っている。

- 汚染水対策：汚染滞留水には炉心の燃料デブリから流出・移送されたFP成分が含まれており、適宜放射能除去が行われ、廃棄体となる。その過程で得られた液体、固体放射能の情報を収集する。

- ▶ 燃料デブリ取り出し準備；格納容器内の燃料デブリのFP情報の収集はこれから本格化するが、まずはこれまでの格納容器内部調査等において得られた情報を収集する。
- ▶ 放射性廃棄物処理・処分；大量の廃棄物が発生し、処理・処分方策が議論されている。ソースタームとの関連付けは困難であるが、FP挙動の情報として、JAEAのデータベース(FRAnDLi)³⁾の活用を検討する。

これら情報を収集し、1F廃炉を実現するための技術課題を探っている。

拡大幹事会2は、JAEA/廃炉環境国際共同研究センター(CLADS)関連の調査を行っている。CLADSでは、廃炉作業に向けた基礎・基盤研究を進めており、汚染水対策から処理・処分・環境回復までの廃炉全体工程を俯瞰して解決すべき課題を全体マップとしてまとめている。調査対象は、この基礎・基盤研究の全体マップ⁴⁾の一項目である「FP状況把握」とした。ここには、燃料デブリ取り出しにおける炉内状況把握の一項目としてFPの状況把握が挙げられ、課題の詳細や関連研究が記載されている。これらの情報を調査し、基礎・基盤研究の観点から、これまでに得られている知見と技術課題を整理する。

拡大幹事会3は、ロードマップ・海外研究を対象としている。調査対象は、1F事故の後に軽水炉研究開発/安全研究などにおいて課題を示した熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップと水化学ロードマップ2020、SARNET (Severe accident research network of excellence)のPhenomena Identification and Ranking Table (PIRT)、およびOECD/NEA関連報告書とした。本拡大幹事会では、各ロードマップやPIRTを対象に1F事故前後での変更点等を整理し、重要なFP挙動とその優先度を整理する。また、OECD/NEA関連では、BSAF (NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station)-Phase IIで得られた重要な事象と、PIRTで示されている重要な現象を比較する。これら調査から得られる技術課題の重要度/優先度は、他拡大幹事会で抽出される技術課題の重要度/優先度を定める指標とする。

拡大幹事会4は、ソースターム予測技術に関するものであり、原子力規制委員会(NRA)で実施されている「1Fにおける事故の分析に係る検討会」、「1F廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議」、および「SA技術評価検討会」での配布資料の調査を行っている。資料の多い「1Fにおける事故の分析に係る検討会」に関しては、格納容器から放射性物質等の放出または漏洩経路・箇所に係る検討資料を中心に調査している。これら調査から1F事故分析結果と現地調査結果に基づき技術課題を抽出し、ソースターム予測技術向上に調査結果を反映するための提案を行っていく。

II. まとめ

4つの拡大幹事会で、1F事故後の約10年間で得られた1F廃炉に係るFP挙動に関する情報・知見を調査・整理している。今年度末までには、本研究専門委員会の目標達成に必要な課題を抽出する。そして、来年度から2年間をかけてこれらの検討により抽出された技術課題等をもとに、必要な研究開発や技術を検討し、ロードマップを作成して技術報告書として取りまとめる予定である。

(2022年8月17日記)

－ 参考資料 －

- 1) 「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会, 「活動実績と次期研究専門委員会への展開」, ATOMOE, 63, 547(2021).
- 2) 「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会, “シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動”, 日本原子力学会技術報告書(2021).
- 3) <https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/>
- 4) <https://clads.jaea.go.jp/jp/rd/map/map.html>.

著者紹介

勝村庸介(東京大学名誉教授), 逢坂正彦(日本原子力研究開発機構), 高木純一(東芝エネルギーシステムズ), 三輪周平(日本原子力研究開発機構), 和田陽一(日立製作所), 宮原直哉(三菱重工業), 唐澤英年(日本原子力研究開発機構)

報告

福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測精度向上への貢献に向けた FP 挙動に関する技術調査 —本専門委員会の2年間の活動報告—

「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

本研究専門委員会(本委員会)では、東京電力ホールディングス株式会社(東電)福島第一原子力発電所(1F)事故後の核分裂生成物(FP)挙動を予測可能な技術に高めて廃炉作業に貢献すること、1F事故進展事象の把握で得られた情報をソースターム(ST)の予測技術の向上に反映させ、原子炉安全の一層の向上に繋げることを目標とした活動を実施している。この2年間では、分野毎に拡大幹事会(担当幹事と有志者)を組織し、これまでの12年間の1F実機調査や1F関連研究で得られた情報を調査し、1F廃炉における燃料デブリやFP挙動の予測、およびST予測精度向上に必要な、今後本委員会で重点的に取り組むべき技術課題を決定した。今後委員会を延長し、決定した取り組むべき技術課題の解決に向けた道筋の議論を進める。

KEYWORDS: Fukushima daiichi, Decommissioning, Source term, Light water reactor safety, Fission product, Severe accident

I. 本委員会設置の目的と活動方針

「1F廃炉に係るFP挙動」研究専門委員会(本委員会)が2021年6月に原子力学会の10部会からの委員の参加により設置された¹⁾。本委員会では、2017~2020年度に設置された「シビアアクシデント(SA)時のFP挙動」研究専門委員会で抽出された技術課題^{1, 2)}をもとに、1F廃炉作業により貢献するため以下の2つの目標を掲げて活動している。

- ① 1F事故事象の把握と廃炉作業への貢献。
- ② ソースターム予測技術の向上への貢献。

本報告では、2021年からの2年間の活動として、担当幹事を中心に設置された4つの「拡大幹事会」で行った技術課題の調査と、そこで決定された検討すべき技術課題(以下、検討すべき課題)、さらに検討すべき課題から共通性や関連性に基づいて本委員会が今後重点的に取り組むべきものとして決定した技術課題(以下、今後重点的に取り組むべき技術課題)について述べる。

拡大幹事会での検討すべき課題の調査では、上記の

2つの目標の実現に向けて、膨大な1Fおよびソースターム(ST)関連の情報の中から、次の観点に基づいて調査対象を限定した。まず①1F事故事象の把握と廃炉作業への貢献の観点では、廃炉期間中のFP挙動を予測可能な水準まで評価技術を高めるための道筋を示すことを目指している。そのため、主に事故後のFP挙動およびその結果生じる廃炉作業への影響を把握することに必要な1F事故事象に関するFP関連の知見を整理、把握することを調査目的とした。また②ソースターム予測技術の向上への貢献の観点では、原子炉安全の一層の向上に繋げるための道筋を示すことを目指している。そのため、主に事故中の事象の理解に必要な、1F事故事象の把握から得られる知見と現状のST予測技術から得られる結果とのギャップに関連するFP挙動の情報を得ることを調査目的とした。

II. 検討すべき課題の調査結果

1. 1F実機調査から得られた検討すべき課題

1F実機調査では、事故後に公開された東電・技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)関連のデータを基に、FP挙動に関連性の高い次の3分野に着目して調査した。

- ①汚染水対策：汚染滞留水には炉心の燃料デブリから流出・移送されたFP成分が含まれており、放射能除去の過程で得られる汚染水、および、固体二次廃棄物に含有される放射能の情報を収集した。
- ②燃料デブリ取り出し準備：格納容器(PCV)内の燃料デ

Survey on technical issues of fission products behavior for improvement of decommissioning work efficiency and source-term predicting accuracy; Report on the activity of this research committee for 2 years: Research Committee on Fission Product Behavior Related to Decommissioning Work of Fukushima Daiichi NPP.

(2023年6月28日受理)

ブリのFPおよびアクチニドの情報の収集はこれから本格化するが、まずはこれまでに得られたFP情報を収集した。

③廃棄物処理・処分：大量に発生する廃棄物の情報のデータベースからFP情報を抽出した。

(1) 汚染水対策

汚染水にはPCV内で発生したFP核種(Cs等の γ 核種, Sr等の β 核種)が移行している。特に事故直後は 10^6 Bq/cm³相当の非常に高濃度のCs, Sr放射能が移行したことが確認されている。また、燃料デブリの主体であるアクチニド核種(U, Pu等の α 核種)も、近年、汚染水中やサプレッションプール水中に存在することが報告されている。 α 核種挙動のトピックスとして、2, 3号機のトラス室のサンプル分析結果に関する報告が抽出され、滞留水中の α 核種の大部分が立方晶UO₂をベースとした酸化物の形態で0.1 μ mのフィルタで除去されることが示された。図1に2号機トラス室滞留水の分析結果を示す³⁾。

(2) 燃料デブリ取り出し準備

燃料デブリ自体の核種組成や機械的物性などは、まだサンプリングがされていないこともあり、現時点では情報が少ない。また、FP挙動としては化学形態が重要だが、汚染物質の化学形態については情報がほとんどない。図2に1号機PCV底部堆積物の例を示す⁴⁾。検出された粒子の大きさは約2 μ mであり、(U,Zr)O₂母相の内部に高Zr領域を確認した。冷却過程で(U,Zr)O_{2-x}から分離した α -Zr(O)相と推測される。

(3) 廃棄物処理・処分

廃棄物分野はサイト内のすべての汚染物を対象とし、FPのみならずアクチニド、放射化生成物も含め挙動の全容を把握するニーズがある。特に、処分安全において考

慮すべき長半減期核種が重要である。固体放射性廃棄物の由来(発生源)はさまざまであり、核種の発生源として複数(燃料, 放射化生成物)を考慮する必要がある。検討の対象が多岐にわたることになる。分析による調査では高線量廃棄物(PCV内等)はサンプリングが難しく、実データを得にくいことは燃料デブリと同様の課題である。

これらの調査結果から各分野で抽出した課題を以下に示す。

(汚染水対策について)

① β , γ 放射能のFP核種, 特にCs放射能およびSr放射能のインベントリを評価し, PCV内, 環境, 汚染水におけるマスバランスを把握する。

②溶解性および非溶解性の α 核種について, 滞留水への残留, 系内への付着, 汚染水への移行を評価し, インベントリ, 化学形態, 溶解度等を把握する。

(燃料デブリ取り出し準備について)

①リスク評価, 被ばく評価の手法を検討し, 必要とされる情報の質と量とを明確にする。(ニーズの評価)

②サンプリング・分析の目的, 方法・技術, 評価項目, 実機適用性, 等を策定する。(シーズの評価)

③実測値との比較により既存のSTの評価技術を向上させる。(ニーズとシーズのマッチング)

(廃棄物処理・処分について)

①分析データを活用し, 核種移行のモデルを開発し, インベントリ評価につなげる。

②事故発生当時とそれ以後の汚染, また, 空気経由と水経由の汚染を, それぞれ分けて評価を行う。

③インベントリの不確実性の統計的な評価を行う。

以上各分野で抽出した課題を拡大幹事会で議論し, 次の検討すべき課題を決定した。

(i)FPマスバランスの評価精度の向上

(ii)燃料デブリ取り出しに向けて必要なサンプリング・分析方針の提言

2. JAEA/CLADS 関連研究調査から得られた検討すべき課題

FP挙動に関する基礎・基盤研究の視点から検討すべき課題を抽出するため、日本原子力研究開発機構(JAEA)の廃炉環境国際共同研究センター(CLADS)が所管する基礎・基盤研究の全体マップ⁵⁾のうち「FPの状況把握」のカテゴリで整理されている資料を中心に調査した。また、JAEAを主体に実施されている英知事業や廃炉・汚染水対策事業に基づくFP関連基礎・基盤研究についても何件かについて調査した。

表1に、調査した資料とその内容(得られた成果等)および各資料の内容から拡大幹事会で抽出した課題を示す。JAEA/CLADSで実施されている基礎・基盤研究は、Cs含有放射性微粒子の分析等のミクロな視点の研究から、総合的なIF炉内状況把握といった全体を俯瞰

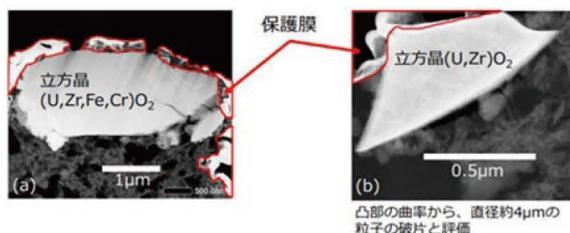


図1 2号機トラス室滞留水0.1 μ mフィルタろ過物の電子顕微鏡・元素分析結果³⁾

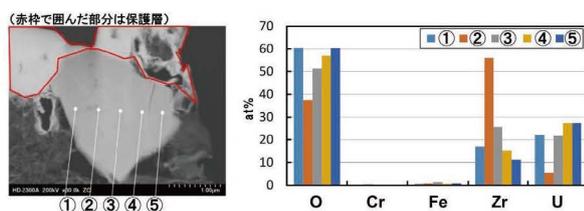


図2 1号機PCV底部堆積物から検出された粒子とその元素組成⁴⁾

表1 JAEA/CLADS 関連研究の調査結果概要

資料名	内容(得られた成果等)	拡大幹事会で抽出した課題
H30/R1 年度英知事業 放射性微粒子の基礎物性解明による廃炉作業リスク低減への貢献 ^{6,7)}	<ul style="list-style-type: none"> ・Cs 含有放射性微粒子の回収分離技術の開発を開始し、同位体組成等の分析を実施 ・Cs 含有放射性微粒子の組成を分析し、いくつかのタイプ(A, B, C)に分類 	<ul style="list-style-type: none"> ・Cs 含有放射性微粒子の生成機構の解明と生成量の評価
R1 年度英知事業 放射線・化学生物的作用の複合効果による燃料デブリ劣化機構解明 ⁸⁾	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線、化学および生物的損傷による燃料デブリの劣化機構解明のための研究を開始 ・予備検討として分析手法の検討、代表物質の選定等を実施 	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料デブリや構造材等の長期的な劣化の有無、メカニズム及びその影響
廃炉・汚染水対策事業 総合的な炉内状況把握の高度化平成 28/29 年度成果報告 ^{9, 10)}	<ul style="list-style-type: none"> ・号機ごとに知見を集約し、燃料デブリの分布・RPV・PCV 状態の推定図を作成 ・FP 化学特性として、Cs が鋼材中の Si と化学反応を起こすことを解明 ・PCV トップフランジが 1F 事故時の主要な FP 移行ルートの一つであったことを特定 	<ul style="list-style-type: none"> ・炉内状況推定の精度向上(内部調査データの蓄積、1F 事故解析技術の高度化(FP 移行ルート、FP 化学モデルの取り込み等))
H28 年度英知事業 汚染コンクリートの解体及びそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討 ¹¹⁾	<ul style="list-style-type: none"> ・1F コンクリートの事故時温度分布を解析し、コンクリート変質条件を評価 ・模擬変質コンクリートへの FP 拡散・収脱着挙動を評価 	<ul style="list-style-type: none"> ・コンクリートの変質や浸透汚染の経時変化に関する更なる現象把握 ・基礎知見を反映した廃棄物の処理・処分方針の検討
廃炉・汚染水対策事業 被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発 ¹²⁾	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋の構造および空間線量率から線源位置を特定し、除染や遮蔽による線量率変化を解析することで、被ばく低減効果を評価できるシステムの開発を開始 	<ul style="list-style-type: none"> ・1F 現場環境改善の合理化 ・実機データ蓄積(線量率測定)、研究(線源推定)及び廃炉現場作業の 3 者連携の効率化
JAEA レポート 東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所燃料デブリ等分析について ¹³⁾	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料デブリの取出し等における課題と分析ニーズを整理し、分析対象項目、分析手法および取得位置やサンプル重量/寸法等を整理。 	<ul style="list-style-type: none"> ・サンプルの平均的な特徴とばらつきの評価方法の整備 ・点データからマクロな現象を推測する手法の整備

した研究まで幅広く実施されており、線源分布の推定やサンプル分析など、1F 実機データ取得と、その活用方法に係る研究も実施されている。総じて、FP の移行過程に着目した研究が多く、1F 実機サンプル(燃料デブリ、Cs 含有放射性微粒子等)のデータが、そのための重要なリファレンスになるものと考えられる。

以上の拡大幹事会で抽出した課題に基づいて、以下を今後の活動で検討すべき課題として決定した。

- (i)FP 移行時の物理化学プロセスの解明
- (ii)1F 実機取得データの活用方法の検討

3. 実機解析調査から得られた検討すべき課題

実機解析調査では、1F 事故やその実機解析結果を踏まえて、FP 挙動に係る課題や研究開発優先度が示されている NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF)¹⁴⁾、熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2020(熱水力ロードマップ 2020)¹⁵⁾、SA 評価に関する調査研究報告書¹⁶⁾、水化学ロードマップ 2020¹⁷⁾、Severe Accident Research Network of Excellence(SARNET)の重要度ランキング¹⁸⁾について調査した。

調査結果から拡大幹事会で抽出した課題を表 2 に示す。BSAF¹⁴⁾では、プールスクラビングを対象として、1F 事故で想定される高温の水中、高いガス注入速度下、

表 2 実機解析調査から得られた重要な FP 挙動と課題^{14~18)}

実機解析での重要な FP 挙動	拡大幹事会で抽出した課題
燃料からの FP 放出	<ul style="list-style-type: none"> ・既存モデルの適用性¹⁵⁾ ・溶融燃料からの放出挙動¹⁶⁾
特定 FP (特に Ru) の挙動	<ul style="list-style-type: none"> ・酸化雰囲気 Ru 挙動¹⁸⁾
制御材等の影響	<ul style="list-style-type: none"> ・B の影響^{14, 16)} ・実機条件下の実験実施¹⁵⁾
再冠水時の挙動	<ul style="list-style-type: none"> ・既存モデルの適用性、1F サンプルの分析¹⁵⁾
溶融固化後の再加熱の影響	
高温 FP 化学の影響	<ul style="list-style-type: none"> ・FP の燃料材料、構造材料との相互作用¹⁷⁾ ・化学反応データベースの整備、速度論的評価¹⁵⁾ ・I 及び Ru の化学種¹⁸⁾
PCV 内ヨウ素挙動	<ul style="list-style-type: none"> ・ヨウ素放出挙動^{14, 16, 18)}
エアロゾル挙動	<ul style="list-style-type: none"> ・エアロゾル粒径¹⁵⁾ ・保持、PCV クラックからの漏洩¹⁸⁾
FP 除去(プールのスクラビング)	<ul style="list-style-type: none"> ・高温水中、高ガス注入速度、圧力低下時の挙動¹⁴⁾ ・放射線照射の影響¹⁷⁾
環境への漏洩経路	<ul style="list-style-type: none"> ・RPV から PCV、環境への漏洩経路^{14, 15)}
中長期的な FP 移行	<ul style="list-style-type: none"> ・FP とコンクリート等の反応¹⁴⁾ ・FP 再移行(水相への浸出)挙動^{14, 15)}

および急速な圧力低下時の挙動評価の重要性が示された。また、中長期にわたる FP 再移行を対象として、燃料デブリからの浸出は SA 解析コードでは考慮されておらず、そのモデル化の重要性が示された。さらに、FP 化学形態を対象として、欧米でも知見が乏しい沸騰水型原子炉の制御材である B による Cs の化合物生成の重要性が示された。熱力学ロードマップ¹⁵⁾では、炉心の高温領域における挙動(制御材の影響, Ru 挙動, FP 化学挙動), ヨウ素化学, エアロゾル挙動, FP 除去, 漏洩経路における FP 除去等について FP 挙動に係る研究実施の優先度が高いと評価された。SA 評価に関する調査研究報告書¹⁶⁾では、炉心からの放出挙動, FP 化学挙動, エアロゾル挙動が FP に係る重要な挙動として挙げられている。水化学ロードマップ¹⁷⁾では、高温水/蒸気中の FP と燃料材料, 構造材料の相互作用(化学形態の変化と構造材への沈着, 放出挙動), 長期的な化学形態変化に伴う FP 移行現象の解明と系統外への放出および除去特性について重要性が示されている。SARNET¹⁸⁾では、加圧水型原子炉を対象として検討されており、FP 挙動としては Ru と I の挙動が重要としている。

以上の調査結果に基づき、化学挙動については、従前から I 等について重要性が示されていたが、1F 事故を受けて Cs の挙動や制御材 B の影響について重要性が高まったこと、中長期的な FP 移行については、1F 事故が長期間継続したことを受け、FP 分布等の予測において、FP の再移行評価についての重要性が高まったこと、SA 対策の影響評価についても、1F 事故を受けて評価が必要になり、プールのスクラビング挙動の不確かさ低減の必要性が高まったことから、以下を今後の活動で検討すべき課題として決定した。

- (i) 化学の適用
- (ii) 中長期的な FP 移行の評価
- (iii) FP 除去効果の評価

4. 事故分析調査から得られた検討すべき課題

事故分析調査では、原子力規制委員会(NRA)で実施している「1Fにおける事故の分析に係る検討会」(以下、「事故分析検討会」と略す)の会合資料¹⁹⁾を対象に調査した。2019年9月から2021年3月までの検討を取りまとめた「1F事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」²⁰⁾を参考にして、FP 挙動に関連性の高い以下の3分野、①ベントラインの汚染状況、②オペレーションフロアおよびシールドプラグ付近の放射線量、③建屋内線量分布、での FP 挙動に関する会合資料を調査した。

NRA での検討課題に対する得られた知見の調査結果を表3に示す。①に関しては、1, 2号機排気塔下部と3, 4号機排気塔下部の汚染状況が異なることから、今後ベントガスの組成の調査が行われる予定である。また、逆流による非常用ガス処理系(SGTS)への配管汚染が1,

2号機で異なることから、その汚染メカニズムの検討が行われた。②に関しては、これまで想定されていなかったシールドプラグカバー間に大量の Cs-137 が沈着していることが明らかにされた。③に関しては、主に水素爆発の痕跡の有無を確認するために、原子炉建屋内部の線量測定が行われた。また、JAEA において床面や壁面に付着した核種の組成に関するデータも取得されている。

以上の調査結果に対し、ベントラインの汚染程度や PCV 内線量分布などから、事故進展シナリオの見直しにつながることで、現行の SA 解析モデルではベントラインの汚染メカニズムが考慮されていないためその検討が必要となっていること、また現行 SA 解析ではシールドプラグを介する放出経路は想定していないので、新たな PCV リーク経路を 1F 調査結果に基づいて検討することが、ST 予測技術向上への貢献の観点から重要であるため、以下を検討すべき課題として決定した。

- (i) ベントガス放射線量評価
- (ii) ベントラインの汚染メカニズム
- (iii) PCV リーク経路の確認

III. 本委員会が今後重点的に取り組むべきものとして決定した技術課題

II 章で述べた各テーマで抽出した検討すべき課題をさらに技術的共通性・関連の深さの観点で整理し、本委員会で今後重点的に取り組むべき技術課題は次の3つとして決定された。

- ① FP の量・物質収支と化学形態
- ② サンプリングの目的とデータ活用
- ③ 環境への移行経路

これらの今後重点的に取り組むべき技術課題に対し、ワーキンググループおよび本委員会では、① FP の量・物質収支と化学形態では、FP のマスバランス評価、量、化学形態、放射性廃棄物分析データ、FP 移行時の物理化学プロセスが議論される。同様に② サンプリングの目的とデータ活用では燃料デブリ等の分析データの活用方法の検討、および FP 挙動の解明および事故時現象の推定の観点から分析計画へのニーズの提言が議論される。さらに③ 環境への移行経路では実測値と推定値を比較し事故進展シナリオ見直し、ベント時期、組成等のデータから FCV ラインでの汚染程度推定および PCV 内圧力挙動と FP 量から事故進展シナリオ見直しが検討される。

IV. まとめと今後の展開

本委員会では、これまでの2年間に拡大幹事会を通じた調査を行い、今後本委員会が重点的に取り組むべき3つの技術課題を決定した。今後の2年間の活動では、ワーキンググループを中心に今後重点的に取り組むべき3つの技術課題を検討し、解決への道筋を活動成果として技術報告書にまとめる計画である。

表3 「1Fにおける事故の分析に係る検討会」合資資料の調査結果

NRAでの検討課題	対象	調査結果	
		汚染状況/線量など	現在までに得られた知見
①ベントラインの汚染状況	排気塔内 (第8回資料2)	1,2号機; 約6,000 mSv/h	・ベント配管が頂部までであると排気塔内の汚染は少ない(第12回資料5-2)
		3,4号機; 3 mSv/h	
	排気塔下部 (第8回資料2)	1,2号機; 2~3,000 mSv/h	・サブプレションチャンバ(S/C)での減圧沸騰の影響は小さいことを大型実験装置により確認した(第8回資料4) ・スクラビング効果では汚染レベル差を説明できない(第10回資料2)
		3,4号機; 3 mSv/h	
SGTS 配管 (第22回資料5-2)	1号機; 0.01~0.1 TBq	・熱流動解析により、水蒸気の凝縮および凝縮水の低所への移動が汚染増加の主因と結論づけた(第35回資料1-2)	
	2号機; 0.1~1 TBq		
真空破壊弁 (第10回資料2)	1号機 S/C 内; 約2.4 Sv/h	・ベントガス組成の痕跡を分析し、真空破壊弁のバイパス流量の推定を行う(第11回資料2-2)	
②オペレーションフロアおよびシールドプラグ付近の放射線線量	1号機	中間カバー下; 最大1,100 mSv/h	・高いPCV圧力の条件下ではフランジ部からの漏えいがあった(第10回資料6-3)
	2号機	(1)床表面から150 cmでの周辺線量当量率(第31回資料3) (2)コリメータ付線量計で表面から30.5 cm高さでのγ線線量率(第15回資料4) (3)穿孔穴内での線量当量(第21回資料5-4, 第22回資料3-3, 第27回資料2-1)	・頂部カバー表面の汚染により頂部カバーと中間層カバーの隙間に蓄積しているCs-137の汚染密度を左記の3方法の測定結果から20~40 PBqと推定した(第31回資料3) ・形状測定では30~60 mm程度の落ち込みがあり、この変形によるSPの継ぎ目が放射性物質の放出経路になったと考えた(第28回資料2-1-3)
		3号機	
③建屋内線量分布	原子炉建屋	1号機1, 2, 3, 4階線量(第27回資料2-2, 第29回資料2)	
		2号機5階線量率(第30回資料3-1)	
		2号機オペレーションフロア汚染密度分布(第11回資料3-1)	
		3号機1,2階線量(第27回資料2-2)	
	その他	瓦礫/ドレンサンプ水試料(第14回資料4-2, 第15回資料5, (第21回資料4-1) 建屋等スミヤ試料(第22回資料4-1, 第27回資料4-1, 第29回資料1-3)	

本委員会の活動により、FPの量、分布、化学形態、マスマスバランス、および物理・化学的挙動等の知見が拡充し、実機測定データの採取計画に必要な項目が反映され、事故進展シナリオの見直しが進むと、FP等の長期挙動解析モデルの精度が向上して将来の廃炉作業時の長期影響シナリオの確立につながり、その結果放射性物質の環境放出リスクおよび作業被ばくが低減し、気相・液相のFP管理および廃棄物管理の合理化が期待される。また、同時に事故時の現状の事故進展解析に対しては、実機の知見に基づくギャップ分析のフィードバックがかかりFP沈着モデルや環境放出モデルなどの精度向上につながり、その結果として事故進展シナリオの蓋然性が向上することが期待される。このようにして、将来的に本委員会の掲げる2つの目標が実現されるよう活動を進めていく。

執筆担当: 勝村庸介(東大名誉)、高木純一、細見憲治(東芝ESS)、宮原直哉(MHI)、駒 義和、井元純平、唐澤英年、三輪周平、塩津弘之(JAEA)、日高昭秀(新潟大)、岡

田英俊(IEST)、和田陽一(日立)

－ 参考資料 －

- 1) 日本原子力学会「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会. 核分裂生成物挙動把握により福島第一原子力発電所廃炉作業に貢献するために. ATOMOS.65 (1). 2023. p59-60.
- 2) 日本原子力学会「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会. 福島第一原子力発電所における核分裂生成物の短期/長期挙動. 日本原子力学会技術報告書. ISBN 978-4-89047-179-9.2021.
- 3) 東京電力HDホームページ. “1~3号機格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果(2020年11月26日)”. https://www.tepco.co.jp/decommission/information/commi/tee/roadmap_progress/pdf/2020/d201126_08-j.pdf
- 4) 東京電力HDホームページ. “福島第一原子力発電所事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果「第6回進捗報告」について(添付資料5)サンプル分析による事故状況の把握(2022年11月10日)”. https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/221110j0109.pdf
- 5) 廃炉環境国際共同研究センターホームページ. “廃炉技術研

- 究基礎・基盤研究の全体マップ”。
<https://clads.jaea.go.jp/jp/rd/map/map.html>.
- 6) 廃炉国際共同研究センター (CLADS) 及び茨城大学. 放射性微粒子の基礎物性解明による廃炉作業リスク低減への貢献 (委託研究); 平成 30 年度英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業. JAEA-Review 2019-041. 2020.
 - 7) 廃炉国際共同研究センター (CLADS) 及び茨城大学. 放射性微粒子の基礎物性解明による廃炉作業リスク低減への貢献 (委託研究); 令和元年度英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業. JAEA-Review 2020-033. 2021.
 - 8) 廃炉国際共同研究センター (CLADS) 及び東京工業大学. 放射線・化学生物的作用の複合効果による燃料デブリ劣化機構解明 (委託研究); 令和元年度英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業. JAEA-Review 2020-046. 2021.
 - 9) 国際廃炉研究開発機構 (IRID) 及びエネルギー総合工学研究所. “廃炉・汚染水対策事業費補助金(総合的な炉内状況把握の高度化)平成 28 年度成果報告”. 2017-6.
 - 10) 国際廃炉研究開発機構 (IRID) 及びエネルギー総合工学研究所. “廃炉・汚染水対策事業費補助金(総合的な炉内状況把握の高度化)平成 29 年度成果報告”. 2018-6.
 - 11) 北海道大学. “汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討; 平成 30 年度英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業”. 2019-3.
 - 12) 岡本ら. “被ばく低減のための環境・線源分布のデジタル化技術の開発(1)全体計画”. 日本原子力学会 2022 秋の大会. 2020. 2B10.
 - 13) 日本原子力研究開発機構. 東京電力ホールディングス(株) 福島第一原子力発電所燃料デブリ等分析について. JAEA-Review 2020-004. 2020.
 - 14) 例えば, Pellegrini, M. et al. Main Findings. Remaining Uncertainties and Lessons Learned from the OECD/NEA BSAF Project. Nucl. Technol. 2020, vol.206. no.9, p. 1449-1463.
 - 15) 日本原子力学会熱流動部会「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討」ワーキンググループ. “熱力学ロードマップ 2020”. 日本原子力学会. 2020-9.
 - 16) 日本原子力学会「シビアアクシデント評価」研究専門委員会. “シビアアクシデント評価に関する調査研究報告書”. 日本原子力学会. 2014-11.
 - 17) 日本原子力学会水化学部会. “水化学ロードマップ 2020”. 日本原子力学会. 2020-3.
<http://wchem.sakura.ne.jp/wcrm2020/>
 - 18) Klein-Heßling, W. et al. Conclusions on severe accident research priorities. Ann. Nucl. Energy. 2014, vol.74. p.4-11.
 - 19) 原子力規制委員会. “東京電力第一原子力発電事故に係る調査・分析”.
https://www.nra.go.jp/activity/regulation/1F/jikochousa_bunseki.html
 - 20) 原子力規制委員会. “東京電力第一原子力発電事故に係る中間とりまとめ～2019 年 9 月から 2021 年 3 月までの検討～”.
<https://www.nra.go.jp/data/000345038.pdf>



書籍販売のご案内

■ 『放射線遮蔽ハンドブックー基礎編ー』

一般社団法人日本原子力学会 「遮蔽ハンドブック」研究専門委員会編

A4 判 370 ページ, CD-ROM 付, ISBN 978-4-89047-161-4, 定価 5,500 円(本体 5,000 円 + 税 10%)

20 年前に刊行されました『ガンマ線遮蔽設計ハンドブック』, 『中性子遮蔽設計ハンドブック』の改訂版『放射線遮蔽ハンドブックー基礎編ー』を 2015 年 3 月 16 日に刊行いたしました。

ガンマ線, 中性子を一体として扱い, 『放射線遮蔽ハンドブック』としています。内容は計算の方法論を説明した基礎編で, 特にモンテカルロ計算, 核データ, 加速器遮蔽などの項目を大幅に加筆いたしました。

販売後, ご好評により増刷しております。この機会にぜひご購入をご検討ください。

なお, 放射線工学部会 HP で表紙, 目次, はしがき, 概要を公開しております。

<http://www.aesj.or.jp/~rst/>

ご購入は日本原子力学会ホームページよりお申し込みください

<https://www.aesj.net/shopping>



報告

福島第一原子力発電所廃炉作業への貢献と ソースターム予測技術向上における FP挙動に関する技術課題に対する取り組み

「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」 研究専門委員会

当研究専門委員会では、東京電力ホールディングス株式会社(東電HD)福島第一原子力発電所(1F)事故後の核分裂生成物(FP)挙動を把握し予測可能な技術に高めて廃炉作業に貢献すること、1F事故進展事象の把握で得られた情報をソースターム(ST)の予測技術の向上に反映させ、原子炉安全の一層の向上に繋げることを目標とした活動を実施している。最初の2年間は、1F廃炉における燃料デブリやFPの挙動の予測、およびST予測精度向上に必要な、今後取り組むべき技術課題を抽出した。2023年度からは、当専門委員会を延長し、取り組むべき技術課題に対応した3つのワーキンググループ(WG)を結成し、技術課題の解決に向けた検討を進めている。本稿では2023年度の活動での検討内容について報告する。

KEYWORDS: Fukushima daiichi, Decommissioning, Source term, Light water reactor safety, Fission product, Severe accident

I. 当研究専門委員会の目的と活動方針

「1F廃炉に係るFP挙動」研究専門委員会(当研究専門委員会)は2021年度に設置され、以下の2つの目的のもとに1F廃炉ならびに軽水炉の安全性向上の取り組みに資するための調査・検討を進めている¹⁾。

- ① 1F事故事象の把握と廃炉作業への貢献。
- ② ST予測技術の向上への貢献。

2021年度からの2年間の具体的な活動として、幹事会および研究専門委員会全体会議での議論を経て、担当幹事を中心とした4つの「拡大幹事会」を設置して検討すべき技術課題の調査を行い、委員会全体で技術課題に関する議論と課題の特定を行った¹⁾。この検討結果を受けて、全体的な課題を議論する全体会議に加え、2023年度からの2年間では技術課題に対応した3つのWGを設置して、委員内外の専門家による講演を基に、各技術課題の解決に向けて調査・検討を進めている。

(1) WG1：FPの量・物質収支と化学形態

事故により放出されたFPの量・分布、すなわちマスバランス(MB)について検討するとともに、そのた

めに必要なFPの化学形態や、物理・化学的挙動について知見を整理する。

(2) WG2：サンプリングの目的とデータ活用

1F実機データサンプリング(分析)への期待(ニーズ)について議論を行い、サンプリングの目的を設定するとともに、現状や計画を基に、ニーズとの乖離やその差を埋めるための方策等について議論する。また、点データからマクロな状態を推定する方法や不確かさについて議論を進める。

(3) WG3：環境への移行経路

実機データ(環境放出、シールドプラグ汚染)と現状の事故進展シナリオから得られる推定値を比較し、事故進展シナリオを見直し、実測値から得られる事故シナリオ案を提案する。スクラビングモデルやリークモデルの検討を行い、フィルタベントシステム(FCVS)の汚染対策案を提案する。

II. 当研究専門委員会および取り組むべき技術課題への各WGでの検討状況

1. 全体会議での検討状況

当研究専門委員会では、取り組むべき技術課題の中で共通性の高い項目あるいは重要な項目について取り上げ全体会議で議論を行った。初めに、1F事故におけるFP挙動に関する課題を把握するため、シビアアクシデント(SA)解析コードを用いた事故進展解析と実機・環境データを用いた分析からの事故進展の考察を比較して議

Initiatives for technical issues related to FP behaviors to contribute to decommissioning works and improve source-term predicting accuracy: Research Committee on Fission Product Behavior Related to Decommissioning Work of Fukushima Daiichi NPP.

(2024年8月23日受理)

論した。SA 解析コードの事故進展解析では、圧力挙動は概ね説明可能である²⁾一方で、シールドプラグの汚染メカニズムについて不明であり、原子炉内に残存したセシウム (Cs) の再移行に関する検討が必要であることが示された。実機・環境データからの分析では、課題認識として、各シナリオ・圧力変化に応じた Cs 等の放出メカニズム、燃料デブリの再冠水時や浸水状態での Cs の再移行やリークパスについての検討が必要であることが示された³⁾。両者の主な相違点としては、燃料デブリの再冠水時等の Cs 放出に係るサブプレションチャンバからの水の吸上げ、デブリと水の接触、水の枯渇、水位の低下という事象の考慮の有無等が挙げられ、SA 解析コードによる解析の課題が示された。一方、両者ともに Cs が再移行している可能性が示され、その評価の重要性が挙げられた。

次に、Cs の再移行を含め、Cs の炉内における挙動に関して、Cs 含有微粒子の生成起源や Cs の構造材との反応の可能性を議論した。Cs 含有微粒子の生成に関しては、環境試料の分析データから各号機において考えられる Cs との反応体系が示された。炉内の Cs の構造材との反応に関しては、各温度に応じて制御材中のほう素、ステンレス鋼、炭素鋼、保温材、コンクリートと Cs 蒸気種が反応し、水溶性の異なる反応物が生成する可能性が示された⁴⁾。これらの 1F 事故における FP 挙動評価における課題について各 WG にて調査・検討を行っている。

2. FP の量・物質収支と化学形態

WG1 で議論を行った講演を表 1 に示す。これらの講演は、共通技術として FP の MB 評価に係る。以下に講演の要点と課題解決に必要な項目について記す。

1F 事故で放出された核種は通常の廃炉と異なる状態のため今後更なる研究開発が必要である。放射性廃棄物の処理や処分の方策を検討するためには、放射性核種の濃度の情報が不可欠であり、環境中に移行しやすい ¹²⁹I や ⁹⁹Tc などの長半減期 FP を含め、放射化学的な分析が継続されている。コンクリート等の瓦礫、スラリー等の水処理二次廃棄物、土壌、植物等の分析データを得て

表 1 WG1 で報告された講演一覧

回	講演題目/講演者	分類
1	1F 廃棄物のキャラクター化に関する進捗/JAEA 駒義和委員	廃棄物
2	1F における Cs を中心としたマスマランスの推算/元東北大 内田俊介委員	Cs の MB
3	Cs 等の FP 核種の移行挙動に関する基礎実験/東京都市大 佐藤勇委員	FP の物理化学的挙動
4	福島第一事故廃棄物の解析的インベントリ推算方法の開発/電中研 杉山大輔委員 廃炉リスク評価分科会での活動と FP 情報に関する期待/大阪大 竹田敏氏	廃棄物 リスク

汚染機構の推定に用いており、公開されているデータ⁵⁾は廃炉への活用が期待される。今後は、燃料デブリの取り出しの進行とともに、より汚染レベルの高い領域のデータが見込まれる。また、従来の茨城地区での分析に加え、JAEA の大熊分析・研究センターでの分析が本格化され、データ蓄積の加速が期待される。

上記のように実廃棄物の採取や分析による情報蓄積が逐次進むことを踏まえ、ベイズ統計を適用し、現時点の評価の不確実性・保守性を明示しながら廃棄物の核種組成を推算する方法が開発されている⁶⁾。廃棄物の全容を分析で把握することは不可能である中で、廃棄物中の核種組成の推算結果を入力とした処分安全評価等との相互フィードバックにより、重点的に低減すべき不確実性の同定とその目標を明確にし、効率的な性状把握研究の推算につなげていくためのツールとして本推算手法が活用されている(図 1)。

また Cs を対象とした 1F 各号機における格納容器 (PCV) 内の MB の推算も行われている¹⁾。廃炉の最重要課題のデブリ取り出し作業では、PCV 内の Cs 量の定量とその影響評価が必須である。現状では測定データが乏しく、SA 解析コードに基づく推算(順解析)に頼らざるを得ない。しかし、現状、順解析の結果と PCV 雰囲気モニタおよび汚染水の放射能の測定値からの逆解析で得られた PCV 内の Cs 量には大きな乖離が認められる号機がある(図 2)。例えば 1 号機は比較的両者がよく一致

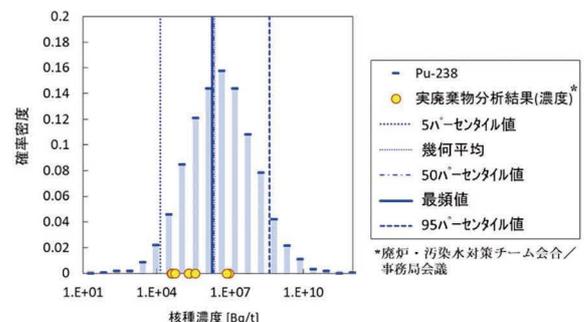


図 1 統計論的アプローチによる核種組成推算結果 (例: 多核種除去設備の炭酸塩沈殿スラリー, Pu-238)

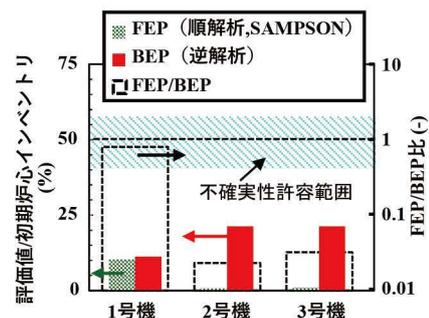


図 2 順解析と逆解析の MB 評価の比較 (ドライウエルプラスコ部壁面部)

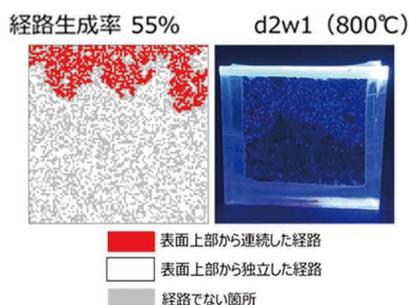


図3 パーコレーション解析によるモルタル微細構造の検討と微細構造の蛍光塗料による観察

するが、2、3号機では極端な過小評価で、順解析の一層の改善が望まれる。また上述の核種組成の推算方法とCs分布を組み合わせることで、Cs以外のFP分布予測も可能となると期待される。

上記のCsのMB評価での精度向上に不可欠なCsの燃料からの放出挙動やコンクリートやエポキシといった素材表面への吸・脱着に関する挙動についても最新の知見が得られている。FPの動態には燃料からの放出にいたる挙動と現環境に到達した後のものがあり、それぞれ性格が異なる。これまでの研究からコンクリート中の水を介した核種の移行挙動ではコンクリート環境に起因する微細構造変化が支配的と考えられている(図3)⁷⁾。

上述したFPのMB評価の適用先の一つとして、本会廃炉検討委員会に設置されている廃炉リスク評価分科会との連携がある。同分科会では、1Fのデブリ取り出し戦略や工法の検討に資するためのリスク評価を実施している。デブリ取り出し時の事象によって影響を受けるFPは、その存在する場所や性状に依存するため、FP情報の精緻化はリスク評価において重要となる。例えば、水素爆発や重量物の落下が想定される場合、これらの影響を受ける場所に存在するFPが再浮遊や舞い上がりを起こす性状であるかどうかの情報が必要となる。また、利用できるデータが必ずしも十分でないことから、リスク評価結果の不確かさの支配要因を検討することも重要であり、FPに関する不確かさ情報の整理も必要となる。同分科会におけるリスク評価のニーズを当研究専門委員会と共有し、当研究専門委員会でも得られた知見をリスク評価で活用することにより、将来のリスクマネジメント戦略の検討に資する有益なリスク情報の提供を目指す。

以上の議論から、MB評価の課題解決に必要な項目として、①核種分析データの拡充、②核種のインベントリ評価精度、③核種の吸・脱着、堆積、環境(気相)への放出、水相(雨水、Washout等)への移行に関する挙動、および④SA解析コードの精度向上とSA解析コードによるより長期のFP挙動解析への対応、が指摘された。

表2 WG2で報告された講演一覧

回	講演題目/講演者	分類
1	燃料デブリの分析に係る準備状況について/JAEA 小山真一氏	サンプリングの現状/計画
2	安全システムの開発(ダスト飛散率データ取得)/電中研 中村勤也委員	サンプリングの目的
3	試験的・小規模取出しでの燃料デブリサンプルの分析の進め方・品質確認について/JAEA 倉田正輝委員	データの活用における課題

3. サンプリングの目的とデータ活用

WG2では、1F実機のサンプリングデータがFP挙動に関する情報を多く含むものと考え、そのデータ活用に関して以下の観点で検討し、サンプリングの目的やデータの活用方法を整理している¹⁾。

• サンプリングの目的

各分野の専門家からの講演を基に、1Fデータサンプリング(分析)へのニーズについて議論を行い、サンプリングの目的、適用先、ニーズの整理を行う。

• サンプリングの現状/計画

1Fデータサンプリング(分析)の現状/計画に関する専門家からの講演を基に、ニーズとの乖離や、その差を埋めるための方策等について議論を行う。

• データの活用における課題

データ活用において課題となる事項(特に点データからマクロな状態を推定する方法、不確かさ)について、各専門分野の視点で議論を行い、課題に対する方策を整理する。

WG2ではこれまでに上記の各テーマに係る講演により、現状の燃料デブリ等の分析に関する取り組みの把握や、1F廃炉に係るFP挙動把握のためのデータ活用についての議論を行った(表2)。

燃料デブリの取り出し・分析に向け、大熊分析・研究センターの運転に向けた準備、茨城地区において燃料デブリ分析に向けた施設の準備、分析技術の精度向上に係る取り組みが進められている。現状において、燃料デブリ分析が可能なホットラボを有する参画機関において、燃料デブリの分析技術および分析における課題認識の共有が図られており、量のみならず形態や相状態、密度といった性状の分析の検討が継続されている⁸⁾。また、人材育成を含む体制の整備の一環として、OECD/NEAのFACEプロジェクト⁹⁾へ参画しており、分析技術の高度化が図られている。

サンプリングで得られたデータ活用を検討する上で、デブリ取り出しの初期段階において、実際に分析に供される小規模デブリサンプル(g~数10g)の分析の進め方が重要であり、そのための「品質確認」の要点として、以下のような点が指摘されている¹⁰⁾。

• 分析準備や分析技術の高度化とともに、技術用語の定義や分析で実施可能な内容についてさまざまな専門家

や関係者で共有すること。

- 分析の制限を踏まえ、分析戦略を立案し、ニーズ側に説明すること。
- 実サンプルの特徴に応じて分析方法を工夫すること。
- 分析技術の原理原則に基づいた分析を実施し、事実と仮説・推定を区別すること。
- データベース化に取り組むこと。

また、1F 廃炉に係る FP 挙動について具体的な検討が進められている一例として、本格的な燃料デブリ取り出しに係る安全評価において必要とされるダスト飛散率のデータ整備がある¹¹⁾。コールド模擬材を用いたダスト飛散率測定により、4工法(ディスクカッター、チゼル、コアボーリング、レーザー)の乾式切削についてダスト飛散挙動に影響を与えるパラメータが明らかにされ、想定される使用範囲での飛散率データが導出されている。さらに任意組成の燃料デブリの飛散率を推定する方法が提案されており、模擬デブリを用いて概ね妥当であることが確認されている。これらの研究により、機械的切削時のダスト飛散率は燃料デブリの機械的物性に大きく依存することが示唆されている。このことから、1F 実機のサンプリング・性状把握によりこれらの飛散率推定の妥当性確認やダストのふるまい予測が可能となり、安全評価の精度向上が期待できることから、サンプリングの目的の1つになると考えられる。

WG2 では、これまでに燃料デブリのサンプリングの計画や分析準備、分析技術の高度化に向けた取り組みについて、また、これらの分析データを活用する際の留意点について議論を実施した。また、1F 廃炉作業に向けたサンプリングの目的の一例として、燃料デブリの性状に応じたダスト飛散率のデータ整備状況について把握した。今後も引き続き、サンプリングの目的(適用先)や課題について調査・検討を継続していく。

4. 環境への移行経路の特定

1F 事故時の FP の環境への移行経路、すなわち ST の特定という技術課題解決のため、表3に示す5件の講演を行い、議論を行った。議論に際しては、原子力規制委員会(NRA)の「1Fにおける事故の分析に係る検討会」(以下「NRA 検討会」)の資料¹²⁾も参考にした。

大気拡散予測コード WSPEEDI による解析¹³⁾では、新規環境モニタリングデータの追加、拡散計算における沈着過程の精緻化、気象計算の再現性向上のための濃度データのフィードバック、統計的手法による最適化を行い、放出量の最新推定を行った。これにより、¹³⁷Cs と ¹³¹I の沈着総量と大気中濃度の再現性を向上できた。WG3 では、得られた放出源情報と、敷地内モニタリングポスト(MP)での測定値との比較検討を行った。今後は、風向きなどにより敷地内 MP で測定されていない放出源情報について、事故進展シナリオとの比較検討を

表3 WG3 で報告された講演一覧

回	講演題目/講演者	分類
1	大気拡散解析によるソースターム推定の現状と課題/JAEA 永井晴康委員	リーク箇所の特定/大気拡散予測システムによる推定
2	土壌汚染マップと大気拡散計算から逆推定した福島事故初期の ^{129m} Te ソースタームおよびヨウ素 Cs ソースタームへの提言 ¹⁴⁾ /新潟大学 日高昭秀委員	リーク箇所の特定/仮想放出回帰推定法による逆推定
3	MELCOR コードによる解析と環境放出 FP 測定値に基づく福島第一原子力発電所 1~3号機事故の分析/電中研 水見正司委員	リーク箇所の特定/事故進展シナリオによる推定
4	1号機事故初期における ^{129m} Te リーク箇所、放出タイミングの検討(速報)/新潟大学 日高昭秀委員	リーク箇所の特定/放出経路の検討
5	BWR 原子炉格納容器貫通部の漏洩試験/IEST 岡田英俊委員	リーク箇所の特定/リークモデルの高度化

行っていく。

^{129m}Te 土壌汚染分布と気象モデルを組合せた仮想放出回帰推定法による^{129m}Te 放出時間帯の逆推定では、2011年(以下省略)3月11日~3月16日の Te 放出時間を3つの炉内熱水力事象の違いによる Te 放出パターンから予測した¹⁴⁾。この手法は、燃料被覆管との化学反応により放出が事故初期に限られる^{129m}Te のような核種に対し、陸側の面的な最終沈着分布を元に、陸風の場合を含めて放出時間を推定できるという特徴がある。WG3 では、観測点の空間線量と気象モデルに基づき、I および Cs に係る WSPEEDI 逆算が予測していない3月11日19時頃と3月12日7時頃(いずれも陸風)の Te 放出とプラント内放出経路について議論した。なお、第40回の NRA 検討会では、3月11日21時頃の1号機原子炉建屋(R/B)内と3月12日7時頃の正門付近での線量率上昇を報告している¹²⁾。

SA 解析コード MELCOR による解析¹⁵⁾では、想定した事故進展シナリオにより敷地内 MP で測定された線量率を説明できた。ただし、3月14日夜遅くの FP 放出は、敷地外のフィルタで測定された FP 濃度から3号機からの放出の可能性もある。このように、敷地外 FP 濃度測定値を事故進展の推測に資する情報として活用できる。今後の WG3 におけるソースタームの検討においても、敷地内だけでなく敷地外のデータも活用していく。

PCV の漏洩が発生する可能性のある箇所として、電気貫通部およびハッチフランジを取り上げ、過温・過圧条件下で漏洩試験が実施されている¹⁶⁾。電気貫通部の漏洩は、鋼と樹脂との熱膨張率の違いから、過温により鋼と樹脂との間に間隙が生じ、漏洩が発生する。ハッチフランジでは、過圧によりフランジの間に間隙が生じ、その間隙に高温となった雰囲気ガスがガスケットに接触

し破損することにより漏洩が生ずる。今後、WG3ではPCVからのリーク箇所特定を行い、高度化したリークモデルを提案する。

米国原子力規制委員会が行ったSOARCAプロジェクトでは、BWR過酷事故において炉内温度上昇により炉内核計装(TIP)案内管が溶融または座屈破損し、炉心内からRPV下部とPCV圧力境界を通り、R/B内のTIP駆動機構のあるTIP室へと抜ける、TIP案内管を経たFP漏洩の可能性を指摘している²⁰⁾。東電HDも1号機でTIP案内管破損が起きPCVへ放出が起きた可能性を指摘したが¹⁸⁾、TIP室扉付近の汚染が少なかったためPCVから原子炉建屋への漏洩は限定的としている¹⁹⁾。そこで、WG3では1号機TIP案内管からの枝配管や枝配管のPCV圧力境界貫通の有無、TIP室の扉をバイパスする換気空調系の汚染状況等について調べている。3月11日19時頃の環境中への放出経路同定は、2号機および3号機での検討でも役立つと考えている。

これら検討結果に基づき事故進展シナリオをより現実的なものとし、ST予測精度の向上に資することとしている。また、ST抑制のため設置されるFCVSに関して、1FのFP測定結果に基づき課題の有無を検討する。なお、これら検討事項であるFPリークパスの検討、およびSTの検討は、「1F事故；未解明事項の調査と評価」²⁰⁾のD項目であるPCVからの漏洩(No.16~No.19)と密接に関連しているため、D項目の検討内容も踏まえて検討していく。

III. まとめと今後の展開

当研究専門委員会では、最初の2年間で抽出した今後重点的に取り組むべき技術課題について、3つのWGを中心に上述のように検討を進めている。当研究専門委員会の活動により、将来の廃炉作業時の放射性物質の環境放出リスクおよび作業被ばくが低減し、気相・液相のFP管理および廃棄物管理が合理化されること、および事故進展シナリオの蓋然性が向上することが期待される。また、密接に関連している「1F事故；未解明事項の調査と評価」²⁰⁾の内容も踏まえて検討を進め、技術課題の解決への道筋を活動成果として技術報告書にまとめる計画である。

執筆担当：勝村庸介(東大名誉)、高木純一(東芝ESS)、宮原直哉(MHI)、内田俊介(元東北大)、駒 義和、唐澤英年、三輪周平、佐藤志彦、永井晴康、倉田正輝(JAEA)、小山真一、佐藤一憲(元JAEA)、佐藤勇(東京都市大)、日高昭秀(新潟大)、竹田 敏(大阪大)、氷見正司、中村勤也、杉山大輔(電中研)、木野千晶(エネ総研)、岡田英俊(IEST)、和田陽一(日立)

－ 参考資料 －

- 1) 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会、日本原子力学会誌、2023;65(11):38-43.
- 2) 例えば、木野、他、原子力学会 2021 年秋の大会、2J05(2021).
- 3) 例えば、Sato I, et al, Mech. Eng. J., 2022;9(2) ;Paper 21-00436.
- 4) 例えば、Miwa S, et al., JAEA-Data/Code, 2021-022 (2023).
- 5) 福島第一原子力発電所事故廃棄物に関する分析データ集。
<https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/>
- 6) Sugiyama D, et al. J Nucl Sci and Technol, 2021;58(4);493-506.
- 7) Maeda K, Sasaki S, Kumai M, Sato I, et al. J Nucl Sci Technol, 2014;51(7-8);1006-1023.
- 8) 例えば、令和3年度開始廃炉・汚染水対策事業費補助金に係る補助事業(燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発)2022年度最終報告。
<https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2023/06/2022001seijyouhaaku202306F.pdf>
- 9) OECD/NEA, Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident Information Collection and Evaluation (FACE) Project.
https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_70741/fukushima-daiichi-nuclear-power-station-accident-information-collection-and-evaluation-face-project
- 10) 倉田正輝、試験的・小規模取出しでの燃料デブリサンプルの分析の進め方・品質確認について、日本原子力研究開発機構 第19回福島部門セミナー、2023年11月22日。
- 11) 例えば、令和3年度開始 廃炉・汚染水対策事業費補助金安全システムの開発(ダスト飛散率データ取得)2022年度最終報告。
https://dccc-program.jp/wp-content/uploads/20231025_dentyuken.pdf
- 12) 原子力規制委員会、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会。
https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/index.html
- 13) Terada H, et al. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2019.106104>.
- 14) Hidaka A, et al. <https://doi.org/10.1080/00223131.2022.2142311>.
- 15) Himi M, et al. Proceedings of the 11th ERMSAR, Stockholm, Sweden, May 13-16, 2024.
- 16) 渡部厚、他、日本原子力学会和文論文誌、2009:8(3):254-263.
- 17) Bixler N, NUREG/CR-7110, Vol. 1, Rev. 1, (2013).
- 18) 日本原子力学会安全部会、福島第一原子力発電所事故に関するセミナー、第2回(平成24年5月8日)、資料2。
<http://www.aesj.or.jp/~safety/pdf/hukushimaseminar/H240508seminorsiryoyou2.pdf>.
- 19) 東京電力、1号機原子炉建屋1階小部屋調査のうちTIP室調査結果について、資料1-4、2015年10月。
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku/committee/genchicousei/2015/pdf/1030_01g.pdf
- 20) 日本原子力学会福島第一原子力発電所廃炉検討委員会、「福島第一原子力発電所事故：未解明事項の調査と評価」(2018).