

平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書

東京電力福島第一原子力発電所プラント内
核種移行に関する調査

国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

令和 2 年 3 月

本報告書は、原子力規制委員会原子力規制庁からの委託により実施した業務の成果を取りまとめたものです。

本報告書に関する問合せは、原子力規制庁までお願いします。

目次

1.	はじめに	1
2.	1Fプラント内試料の分析及び今後の試料入手に向けた準備等	2
2.1	ヨウ素の化学形態分離	2
2.1.1	緒言	2
2.1.2	分離法	2
2.1.3	コンディショニングの簡易化	4
2.1.4	IO ₃ ⁻ の還元に関する経時変化の確認	5
2.1.5	有機形ヨウ素の分解法の検討	6
2.1.6	化学形態毎の分離の確認	8
2.1.7	まとめ	9
2.2	1F事故で放出された放射性核種の化学形態分析法の開発	10
2.2.1	緒言	10
2.2.2	実験法	10
2.2.3	実験結果	12
2.2.4	まとめ	16
3.	重大事故解析	18
3.1	目的	18
3.2	1号機解析における事故進展	18
3.3	感度解析における仮定	20
3.4	解析結果	21
3.5	まとめ	28
4.	データベース作成	29
4.1	情報ソースデータベース	29
4.2	サンプルデータベース	31
4.3	まとめ	33
5.	OECD/NEA プロジェクトの運営	34
6.	おわりに	47
	付録 A 出張報告	49

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故等を踏まえた重大事故時の対策や安全評価手法並びに安全対策の高度化に関連する技術的知見を取得するために、1F プラント内における核種の移行に関する情報整理を行うとともに、重大事故時のソースターム評価に有益と考えられる 1F プラント内核種移行挙動の把握を目的とした試料の分析に係る検討並びに重大事故解析を実施している。

本事業では、現在進められている 1F 廃止措置の過程で取得される様々な試料の情報に基づき 1F プラント内における核種の移行経路や FP 分布を推定するため、東京電力その他により公開された情報の収集及び整理を行うとともに、平成 29 年度「東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査」事業及び平成 30 年度「シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化」事業において検討された分析計画を踏まえて、水試料や固体試料の分析及び今後の試料入手に向けた準備等を実施し、整理した情報及び取得した知見を 1F 事故分析に係る経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）プロジェクトに提供するためのデータベースを作成した。具体的には、以下を実施した。

- (1) 1F プラント内の核種移行挙動を把握するため、水試料の分析手法やコンクリート等の表面における核種や元素の付着形態を推測するための分析手法を検討するとともに、同手法を検証するための分析を実施した。
- (2) 1F 事故進展に関して得られている知見に基づく重大事故解析を実施し、1F プラント内における核種の濃度や分布に関連する公開情報及び (1) で取得した情報と解析結果の比較により放射性物質移行経路を検討するとともに、今後採取する価値のある試料の位置、分析対象元素等を選定した。
- (3) (1) 及び (2) で取得した情報及び 1F プラント内における核種の濃度や分布に関する公開情報（1F プラント内の汚染水、建屋内線量、がれき、土壌等を分析した結果及び OECD/NEA プロジェクトの成果等）から、現時点で把握可能な核種の移行挙動について情報の収集及び整理を行い、OECD/NEA の 1F 事故分析に係るプロジェクトに提供するためのデータベースを作成した。
- (4) OECD/NEA プロジェクト「1F 原子炉建屋及び格納容器内情報の分析（ARC-F）」の実施機関としてプロジェクトを運営し、2 回の会合（令和元年 7 月東京、令和 2 年 2 月フランス・ブローニュヤンクール）を開催した。
- (5) ARC-F プロジェクトと関連が深い OECD/NEA プロジェクト「デブリの性状推定及びデブリ分析計画の検討（PreADES）」の 2 回の会合に出席し、1F 廃炉の進捗、各種サンプル取得状況等の情報を収集した。また、令和元年 8 月に米国オレゴン州ポートランドで開催された原子炉熱流動国際会議（NURETH-18）に出席し、ARC-F プロジェクトの活動概要を広く周知するとともに、1F 事故に関連する研究の情報を収集した。

2. 1F プラント内試料の分析及び今後の試料入手に向けた準備等

2.1 ヨウ素の化学形態分離

2.1.1 緒言

I-131 は事故時の安全評価上最も重要な核種の 1 つである。しかし、半減期が 8.021 日と短いため、現在では測定不可能なレベルまで減衰している。一方、I-129 は半減期が 1.57×10^7 年と長いため、現在でも事故時と同程度存在する。この長い半減期のため、廃棄物の処理処分における安全評価上の重要核種とされているが、放射能濃度が低く、また、化学的挙動については未解明な部分が多いため、必ずしも現在の 1F からの試料分析において分析されていない[2-1] [2-2] [2-3]。また、福島県沖で採取された海水について、I-129 は I^- で存在し、天然由来の I-127 は主に IO_3^- で存在したという報告などはあり、1F 汚染水起源の I については I^- の化学形態をとっていたと考えられるが[2-4]、オンサイトのものに対しては報告例が無い。しかし、核分裂生成物の放出過程や建屋内濃度分布を議論するためには、ヨウ素の化学形態についての情報が必要である。また、事故時の挙動としては、I-131 と I-129 は同じであると考えられるため[2-5]、I-129 の挙動を分析することで I-131 の挙動を推定することができる。そこで、1F 試料に含まれる I-129 について、化学形態毎の分析法の確立を目的として試験を実施した。

2.1.2 分離法

ヨウ素の主な化学形態として、 I^- 、 IO_3^- と有機形ヨウ素を想定した。分離の方針は昨年度（平成 30 年度）までと同様で[2-6]、陰イオン交換機能を持つ住友 3M 社製ディスク型固相抽出剤（Anion-SR）を用いるものであり、

①Anion-SR に I^- のみを吸着させ、 IO_3^- や有機形ヨウ素を溶出させることで、 I^- とそれ以外を分離する。

② IO_3^- を還元して I^- とし、Anion-SR に吸着させて有機形ヨウ素と分離する。

③有機形ヨウ素を分解して I^- とし、Anion-SR に吸着させて有機成分から生成する。

という 3 段階の逐次分離である。フローを図 2.1-1 に示す。

平成 30 年度の結果から、低濃度の I^- に対して安定した回収率が得られておらず、吸着した I^- が溶出できていない、逐次分離において化学形態毎に分離できたか未確認、 CH_3I は揮発性が高く分解試験が困難、といった課題が提示されていた。

そこで今年度（平成 31 年度）は、平成 30 年度の課題を解決する目的で、箇条書きで示す下記の点（図 2.1-1 において赤字で示す）について検討等を行った。

- ・ Anion-SR のサイズダウン
- ・ コンディショニングの検討
- ・ 2 段階までの逐次分離試験
- ・ I^- フラクションへの IO_3^- や有機形ヨウ素の混入率
- ・ 還元反応の時間依存
- ・ 有機形ヨウ素の分解条件

まず、 I^- の溶出改善と簡易化・効率化を目的として Anion-SR のサイズダウンとコンディショニングの検討を行った。次に、逐次分離試験において、 I^- を I-129 で標識することで化学形態毎の分離を確認した。また、有機形ヨウ素として CH_3I の代わりに沸点の高い $CH_3CH_2CH_2I$ を用いて分解試験を実施した。

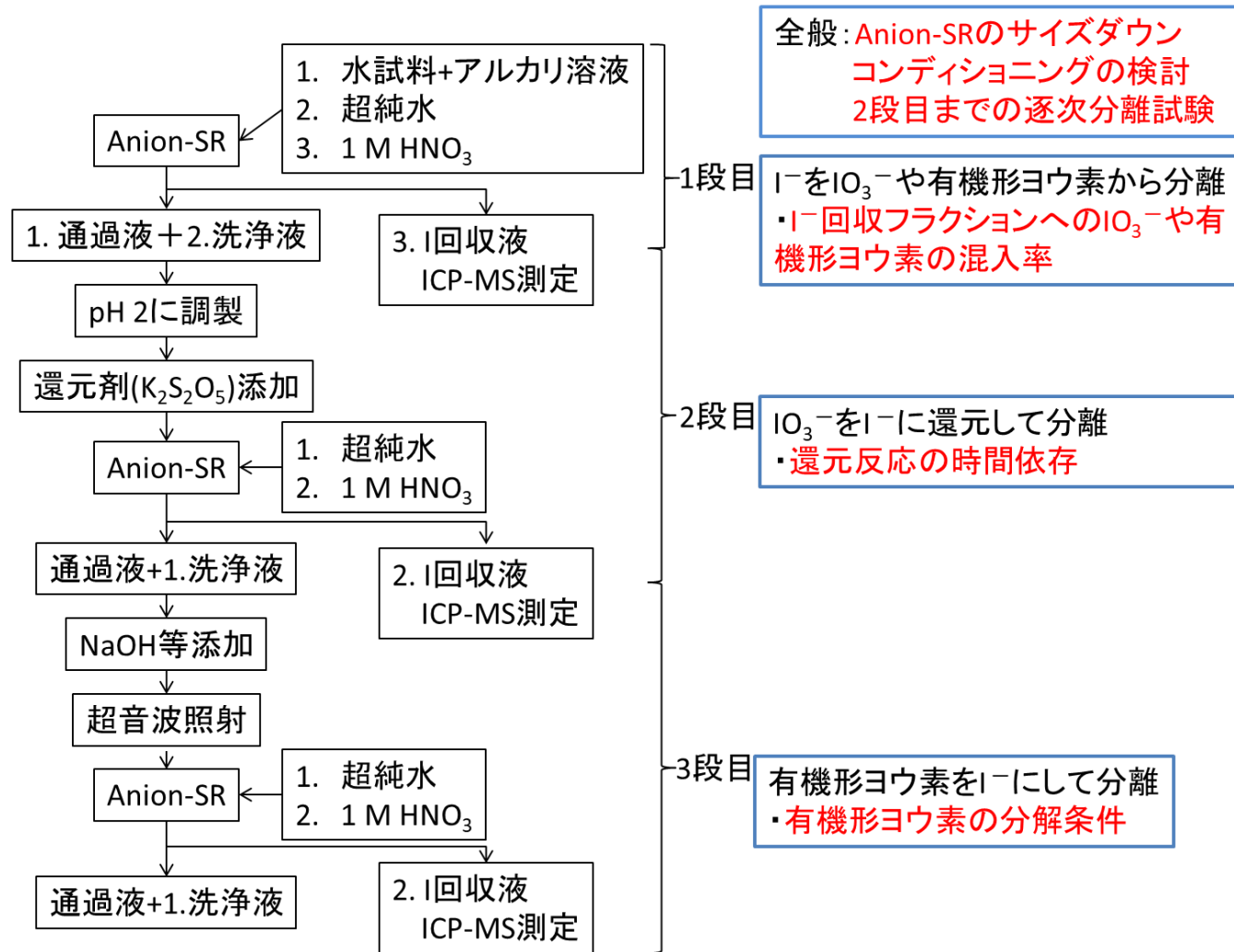


図 2.1-1 ヨウ素化学形態分離フローと平成 31 年度実施項目

2.1.3 コンディショニングの簡易化

Anion-SR の交換容量は約 40 mg であるのに対し、1F 分析試料中の I-129 の濃度は ng オーダーであると想定される[2-1]。昨年度（平成 30 年度）の結果からも、吸着した I⁻ が十分溶離できていないことが分かっていたため、Anion-SR の半径を 47 mm から 25 mm に低減し、有効面積を元の約 28% まで減じることで I⁻ の溶離の改善を試みた。また、それに伴い、15 ml を基本単位としていた通液量を 10 ml に減じた。今年度（平成 31 年度）の試験はすべて半径 25 mm の Anion-SR を用いて実施した。

陰イオン交換体を用いる分離では、試料を導入する前に交換基の陰イオンの状態を整えるコンディショニングが必要である。Anion-SR の取扱い説明書には OH⁻ で陰イオン交換基を整えるコンディショニング法が記載されており、従来のコンディショニングでは下記に示す手順でコンディショニングを行っていた。しかし、陰イオン交換樹脂カラムを用いたヨウ素の化学形態分離において、NO₃⁻ 形の陰イオン交換体は OH⁻ 形の陰イオン交換体よりも IO₃⁻ の溶出が効率的であるとの報告がある[2-7]。Anion-SR は陰イオン交換体を官能基として持つポリマーをディスク上に成形したものであり、性能としては陰イオン交換樹脂と同様であると考えられるため、これを適用することとした。また、I⁻ の回収に 1 M HNO₃ を用いていることから、この変更は I⁻ の回収の改善にも効果が期待された。

1. アセトンによる洗浄 (15 ml)
2. メタノールによる膨潤 (15 ml、通液途中で 1 分間停止)
3. 水による洗浄 (15 ml)
4. 1 M HNO₃ による洗浄 (15 ml)
5. 水による洗浄・液性切り替え (15 ml)
6. 1 M NaOH による交換基の OH⁻ 化 (15 ml)
7. 水による洗浄 (15 ml×3 回)

今回、上記の 5. と 6. の手順を省略し、下記のコンディショニング法に変更した。

1. アセトンによる洗浄 (10 ml)
2. メタノールによる膨潤 (10 ml、通液途中で 1 分間停止)
3. 水による洗浄 (10 ml)
4. 1 M HNO₃ による洗浄 (10 ml)
5. 水による洗浄 (10 ml×3 回)

これらの検討の結果、分析ステップが 2 ステップ削減され、操作を簡略化できた。また、合計 35 ml の通液量が低減されたことで、廃液量が減り、僅かながら作業時間も短縮された。

一方、回収率については、有効面積の低減や NO₃⁻ 形の使用による回収率の増加を期待したが、44~72% (61±10, n = 5) とあまり高い回収率は得られなかった。

2.1.4 IO₃⁻の還元に関する経時変化の確認

昨年度(平成30年度)の試験において、pH 1-6 のとき、IO₃⁻はI⁻に還元されて Anion-SR に吸着されるが、pH 7-13 では、還元されないため Anion-SR に吸着しないという結果を得た。しかし、IO₃⁻を含む溶液に還元剤を添加してから Anion-SR に通液するまでの時間、つまり、還元に必要な時間については考慮しなかった。しかし、酸性条件下ではI⁻がI₂となって揮発してしまう可能性がある。また、実験室の使用状況や試料数などにより、試料調製から Anion-SR 通液までに数日程度間が空くことも想定される。そのような場合に、時間条件が結果に影響するか否かの確認が必要であった。昨年度(平成30年度)の試験においてはpHを1ごとに变化させて試験を行ったが、今回はその両端と中央付近の3種類のpHで溶液を調製し、試料溶液調製時を0時間として、Anion-SR 通液時間(=還元時間)を変化させて試験を行った。このとき、Anion-SR のサイズやコンディショニングは2.1.3に示した条件で実施した。コンディショニング後の Anion-SR に10 ml の試料を通液した後、5 ml の水を6回通液して洗浄した。Anion-SR に吸着したIは、19.5 ml の1 M 硝酸を通液して回収した。その後、100 µl のNaClOを加えてI⁻をIO₃⁻とし、硝酸溶液中でのIの安定性を確保するとともに内標準として100 µl の2 ppm Cs 溶液も添加した。測定日当日に10倍希釈してから、誘導結合プラズマ質量分析計(ICP-MS、パーキンエルマー製、ELAN-DRC)でCsとIを定量した。

表 2.1-1 IO₃⁻の還元に関する経時変化の確認試験の試料溶液条件

I (KIO ₃ 起源) 濃度	NaCl 濃度	K ₂ S ₂ O ₅ 濃度	pH
100 ppb	0.1 M	0.01 M	1 (HCl で調製)
100 ppb	0.1 M	0.01 M	4~5 (無調製)
100 ppb	0.1 M	0.01 M	13 (NaOH で調製)

得られたヨウ素の回収率と還元時間の関係を図 2.1-2 に示す。

pH 1 と pH 4-5 の溶液では、試料調製直後に通液した場合においても80%以上の高い回収率が得られたことから、IO₃⁻が直ちに還元されてI⁻となったと考えられる。酸性条件下ではI⁻が揮発する懸念もあったが、少なくとも1日程度では回収率に大きな変化が見られなかったことから、実験期間中の揮発による損失は無視できると考えられる。また、昨年度(平成30年度)のpH依存性の試験では、直径47 mmのAnion-SRに回収溶液として9.5 mlの1 M 硝酸を通液しており、回収率が60%前後でばらつきが大きかったが、本試験では直径25 mmのAnion-SRに回収溶液として19.5 mlの1 M 硝酸を使用したところ、安定した高い回収率が得られた。

一方、pH 13 の溶液では約3日が経過しても回収率の改善は見られず、アルカリ条件では実験期間中にIO₃⁻が還元されることはないことが分かった。このことから、昨年度(平成30年度)の結果が時間条件により影響されたものではないことが確認された。また、1段目のAnion-SRの分離において、溶液条件をアルカリ性としているため、アルカリ条件で還元可能な場合は酸の添加が不要となるが、酸の添加は必須であることが分かった。

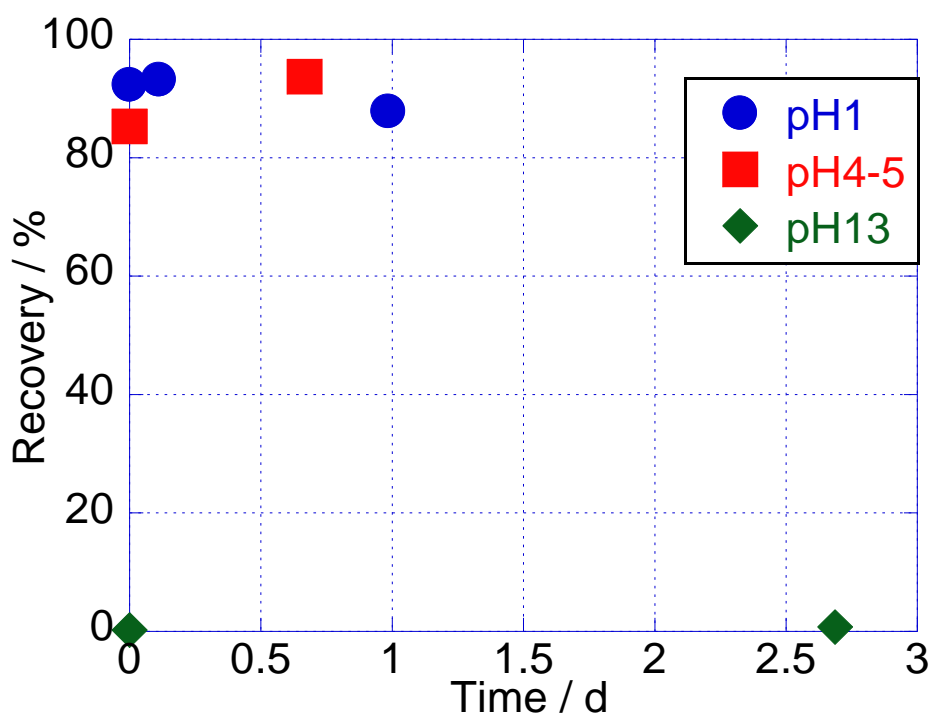


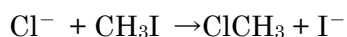
図 2.1-2 各 pH 条件におけるヨウ素の回収率と還元時間の関係

2.1.5 有機形ヨウ素の分解法の検討

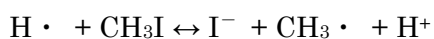
環境試料の分析においては、 CH_3I 、 CH_2ClI 、 CH_2I_2 、 $\text{CH}_3\text{CH}_2\text{CH}_2\text{I}$ のような有機形ヨウ素が同定されているとの報告がある[2-7]。そこで、昨年度（平成 30 年度）は有機形ヨウ素として CH_3I を用いて超音波照射による分解試験を行ったが、1 時間の超音波照射中にウォーターバス温度が CH_3I の沸点である 42.5°C を超えてしまうなど機器の問題もあり、安定した結果が得られなかった。そこで、今年度（平成 31 年度）は上述の有機形ヨウ素の中で最も沸点が高い（ 102°C ） $\text{CH}_3\text{CH}_2\text{CH}_2\text{I}$ を用いて分解試験を行った。

まず、昨年度同様、 NaOH -エタノール溶液中での超音波照射条件において $\text{CH}_3\text{CH}_2\text{CH}_2\text{I}$ の分解を試みたが、照射後の溶液に対する Anion-SR 通液試験の結果、ほとんどヨウ素は回収できなかった。

気相中のシミュレーション試験ではあるが、



の $\text{S}_\text{N}2$ 反応により有機形ヨウ素中の I が Cl と置き換わる反応が報告されている[2-8][2-9]。そこで、ヨウ素を塩素で置き換える目的で NaCl を添加して試験を行うことにした。また、



というハロゲン化ラジカルが有機形ヨウ素を分解する反応も報じられており[2-10]、この化学反応式から pH が反応に影響する可能性が示唆されたため、pH 条件についても変化させて影響を見ることにした。

以上のことから、下記の 3 つの pH 条件の異なる溶液を調製し、溶液を入れた容器を超音波洗浄器に入れて 1 時間超音波を照射した。なお、有機形ヨウ素の分解試験を取り扱った文献において超音波を照射していたことから[2-11]、ここでも照射を行った。

- 25 ppb I(CH₃CH₂CH₂I)–1 M NaCl
- 25 ppb I(CH₃CH₂CH₂I)–1 M NaCl–0.1 M NaOH
- 25 ppb I(CH₃CH₂CH₂I)–1 M NaCl–0.1 M HCl

超音波照射後の試料溶液を Anion-SR に通液した結果、最終的なヨウ素の回収率はそれぞれ 11%、27%、と 13%であった。低いながらもヨウ素が回収されたことから、塩素濃度の増加やアルカリ条件が有効であると考え、次に、表 2.1-2 に示す 3 つの溶液条件で同様の分解試験と Anion-SR 通液試験を行った。

表 2.1-2 CH₃CH₂CH₂I の分解試験の溶液条件

I (CH ₃ CH ₂ CH ₂ I 起源) 濃度	NaCl 濃度	NaOH 濃度	回収率(%)
100 ppb	2 M	—	45
100 ppb	2 M	1.5 M	48
100 ppb	—	1.5 M	51

いずれも 50%程度の回収率が得られ、同位体希釈法などの手法を用いれば分析可能であると考えられる。ここでは、ヨウ素の化合物として CH₃CH₂CH₂I のみを含む試験を行ったが、化学形態毎の分離を行うためには 3 段の逐次分離の各過程での挙動の確認が必要である。

2.1.6 化学形態毎の分離の確認

陰イオン交換では、イオン交換体中の陰イオン（本試験では NO_3^- ）と試料溶液中の陰イオンが交換する形で吸着が起こる。 I^- だけでなく、 IO_3^- も陰イオンであり、Anion-SR に吸着する可能性があったため、 KIO_3 と KI が別々のフラクションに溶出することを確認した。ヨウ素化合物として KIO_3 または KI のみを含む溶液（10 ml）を試料溶液としてコンディショニングされた Anion-SR に通液し、10 ml の水で 5 回洗浄を行った後、 I^- の回収溶液として 10 ml の 1 M 硝酸を 2 回通液した。それぞれの通過液を採取し、その中に含まれる I を ICP-MS で定量した。各フラクションでの回収率を通液量に対してプロットした図を図 2.1-3 に示す。

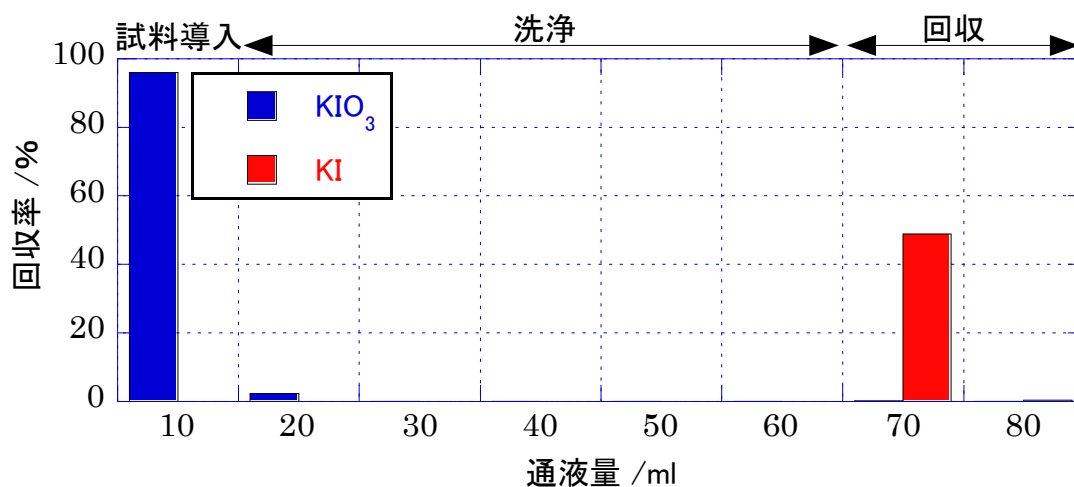


図 2.1-3 IO_3^- と I^- の Anion-SR からの溶出挙動

このように、 IO_3^- は Anion-SR に吸着せずに溶出し、 I^- の回収フラクションではほとんど回収されないことが確認された。一方、 I^- は Anion-SR に強く吸着し、試料導入や洗浄フラクションでは全く溶出しないことが確認された。

また、 I^- 以外の化学形態のヨウ素の回収フラクションへの混入は、化学形態分離の不確かさを増大させることから、 IO_3^- または CH_3I あるいは $\text{CH}_3\text{CH}_2\text{CH}_2\text{I}$ を含む 0.1 M NaOH -0.1 M NaCl 溶液を調製して試料とし、溶離挙動を調べる試験と同様に試料溶液、洗浄用の水、 I^- 回収用の 1 M 硝酸を Anion-SR に通液した。その回収フラクションでの各化学形態の I の回収率を調べたところ、それぞれ 0.3、9.3、0.2% となった。 CH_3I についてはやや高い結果となったが、 NaOH 濃度を 0.01 M とした条件では 2.2% となったこともあり、再確認の必要がある。しかし、 CH_3I の揮発性は非常に高く、滞留水等に含まれる有機形ヨウ素が CH_3I であった場合には、揮発により失われていると考えられるため、水溶液中の存在量としては考慮しなくてもよいかもしれない。

以上の検討により、 IO_3^- と I^- の分離の目途がついたことから、まずはコールドの KIO_3 と KI をそれぞれヨウ素として 100 ppb 含む試料を用いて逐次分離試験を行った。その結果、1 段目の I^- 回収フラクションでは 69%、2 段目の IO_3^- 由来の I^- 回収フラクションでは 85% の回収率が得られた。それぞれのステップで妥当な回収率が得られていることから、分離されたことが示唆されたが、いずれもコールドの I-127 では識別ができないため、次のステ

ップとして、I⁻を I-129 で、IO₃⁻を I-127 で標識し、それぞれの化学形態の分離について確認を行った。1 段目と 2 段目の回収フラクションでの I-127 と I-129 の回収率を表 2.1-3 に示す。

表 2.1-3 逐次分離試験における各段階での ¹²⁷IO₃⁻ と ¹²⁹I⁻ の回収率

	I-127	I-129
1 段目	(9%)	60%
2 段目	73%	0%

1 段目のフラクションにおいて、9%の I-127 が検出されたが、10 ppb ¹²⁹I⁻ 溶液中には 1.4 ppb の ¹²⁷I⁻ が入っていることが標準溶液のみの測定から分かっており、これは I⁻ に起因するものと考えられる。他方、2 段目のステップでは I-129 は検出されておらず、I-127 のみが検出されたことから、IO₃⁻ のみが回収されたといえる。以上のことから、I⁻ と IO₃⁻ が別々に回収できることが確認できた。

残された課題として、CH₃CH₂CH₂I も含めた 3 段の逐次分離についての確証試験を行い、1F 試料を分析する必要がある。

2.1.7 まとめ

I⁻ の回収率改善を目的として Anion-SR のサイズダウンやコンディショニング条件の変更を行ったが、I⁻ の回収率はあまり改善しなかった。しかし、通液する溶液量を低減でき、作業時間も短縮できた。

還元反応については、瞬時に起こることが確認された。

逐次分離試験については、I⁻ と IO₃⁻ が化学形態毎に分離できるところまでは確認ができた。有機形ヨウ素を加えた 3 段の分離について確認が必要である。

2.2 1F 事故で放出された放射性核種の化学形態分析法の開発

2.2.1 緒言

1F 事故時に放出された放射性セシウムや I-131 などの原子炉建屋内構造物への付着しやすさは化学形態によって異なると考えられる。また、原子炉建屋構造物に付着した場合に化学形態が変化することも考えられる。現在の原子炉建屋構造物から採取したコンクリート試料の分析から、事故時の化学形態を推定するためには、特定の化学種が放出されるときにどのような化学形態で放出されるかについてと、付着した後の化学形態についての知見を得る必要がある。

主な Cs 化合物の分子量、水への溶解度、融点および沸点を表 2.2-1 にまとめた。このように、融点や沸点は化合物ごとに異なるため、Cs 化合物が付着したコンクリートを特定の温度で加熱することで、付着した Cs 化合物ごとに揮発させ、分離することができる可能性がある。しかし、沸点に達していなくても蒸気圧により揮発することも考えられるため、温度条件や保持時間などを変化させて、回収や分離に適した条件を求める必要がある。そこで、今年度(平成 31 年度)は CsI の試薬で加熱試験を行い、放出挙動について考察した。

表 2.2-1 主な Cs 化合物の物理的性質

	分子量	水への溶解度	融点 (°C)	沸点 (°C)
CsCl	168.36	161.4	645	1300
CsI	259.81	44	621	1277
Cs ₂ O	281.81	—	490	—
CsOH	149.91	395.5	272.3	990
Cs ₂ MoO ₄	425.75	—	939.85	—

次年度以降において、他の試薬を用いて基本条件を確認した後、コンクリートに試薬を付着させて試験片を作成し、コンクリート片からの試薬の揮発挙動についても確認を行う。

2.2.2 実験法

本試験のために図 2.2-1 に示す実験装置を作成した。本実験装置は管状炉内で試料を加熱し、ガス化した Cs 化合物等を下流に設置したトラップ内に捕集するための装置である。また、Cs 化合物等をコンクリート表面に付着させた試料を作成するためにも用いることができる。ただし、今年度(令和元年度)の試験では、試薬をコンクリートに付着させる試験は行っていない。

実験装置は上流(写真左側)から、空気ポンプ、レギュレーター、流量計、水バブラー、燃焼管、電気炉とその温度コントローラ、トラップ(3~5 段、各水 10 ml)、で構成されている。電気炉内に設置する燃焼ラインとしては、コンクリート片を導入することを想定し、直径が 40 mm の石英管を使用した。本試験は真空試験ではないが、試料を導入した後でラインからのガス漏れをなくすために、真空装置で部品を接続する際によく用いられる NW フランジをもつ燃焼管とキャップを製作し、シール機能を持つエラストマーシールをはさんでチェーンクランプで固定する構造とした。加熱によりガス化した Cs 化合物などを捕集するために、インピンジャーをトラップとして後段に設けることとした。このとき、石英管の下流側をテーパジョイントで 90°C 曲管と接続し、曲管の下流に接続した排気管

によりインピンジャー内にガスを導入することとした。ジョイントはクリップで固定するものとした。また、2 段目以降のトラップはシリコンチューブで接続した。

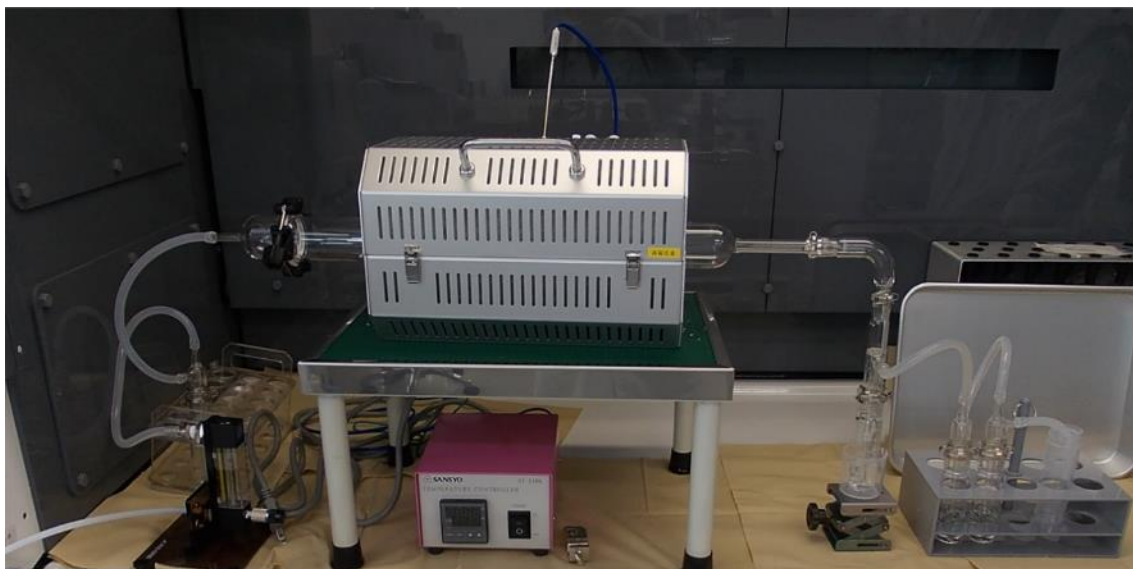


図 2.2-1 実験装置の写真

実験条件を揃えるため、試料導入口が電気炉の上流側から 10 cm 出るように燃焼管を設置することとした。試料導入後の電気炉内の様子を図 2.2-2 に示す。試料設置場所は電気炉の中央とした。このとき、燃焼管保護のため、試料設置場所を Ni 箔で覆い、Ni 箔の内側に試料を載せたアルミナボードを挿入した。



図 2.2-2 試料挿入後の電気炉内の様子

空気ポンベの一次圧はレギュレーターにより 0.5 MPa に設定した（流量計の規格として正確な流量を設定するために求められていたため）。燃焼管の直径が 40 mm と太いため、逆流を防ぎ一定方向に空気を流すため、空気の流速は 500 ml/min とした。1F 事故において、燃料中の放射性核種は水蒸気と共に移動したと考えられるため、水バブラーを通じて加湿した条件を作り、燃焼ラインに流した。

本試験では、0.5 g の CsI を試料とし、融点である 621°C に対して十分低くほぼ揮発しないと考えられる 200 °C、融点直前の 600 °C、融点と沸点の間の 1,000 °C を設定温度とし、設定温度で 1 時間保持した。加熱終了後、電気炉の上蓋を開放して空冷し、十分温度が下がってから、燃焼管内のアルミナボードと Ni 箔を取出した。試料重量測定後、アルミナボード上に残った試料を水で溶解し、メモリ付きポリエチレン容器で定容した。

トラップの水はそれぞれメモリ付きポリエチレン容器に回収した。トラップを水で洗浄し、この洗液をトラップの回収液と合わせたのち、25 ml に定容した。なお、1 段目のトラップに関しては、曲管の洗液も合わせた。

燃焼管を水で洗い、その洗液についてもメモリ付きポリエチレン容器に回収し、定容した。

定容後の溶液を適宜希釈して誘導結合プラズマ質量分析計 (ICP-MS、パーキンエルマー製、ELAN-DRC) で Cs と I を定量した。

2.2.3 実験結果

表 2.2-2 に燃焼前後の試料重量とその差から求めた揮発量をまとめた。CsI の融点は 626 °C、沸点は 1,280 °C である。200 °C では有意な重量変化が見られなかったが、600 °C ではわずかながらも減少が認められた。また、図 2.2-3 に示すように、電気炉の下流以降の燃焼管内に白い析出物が認められた。一方、1,000 °C では、沸点よりも低温であるが、全ての CsI が揮発した。温度上昇中、700 °C を超えたあたりから電気炉下流の燃焼管中の白い析出物が増え始め、800 °C ほどでは、図 2.2-4 に示すように、燃焼管の径が 30 mm から 13 mm に変わった先で白色部分と褐色部分とに分かれて析出した。白色部分の温度は 60 °C 前後、褐色部分の温度は 30 °C 前後であった。また、電気炉内が 1,000 °C まで上昇し、1 時間保持した時、下流側の露出部の温度が徐々に上がり、白色部分と褐色部分の位置が移動した様子を図 2.2-5 に示す。

表 2.2-2 重量変化から求めた CsI の揮発量

	200 °C	600 °C	1000 °C
燃焼前 CsI 重量 /g	0.500	0.501	0.500
燃焼後 CsI 重量 /g	0.501	0.497	0.00
揮発量 /g	0	0.004	0.500
揮発量 /%	0	0.82	100

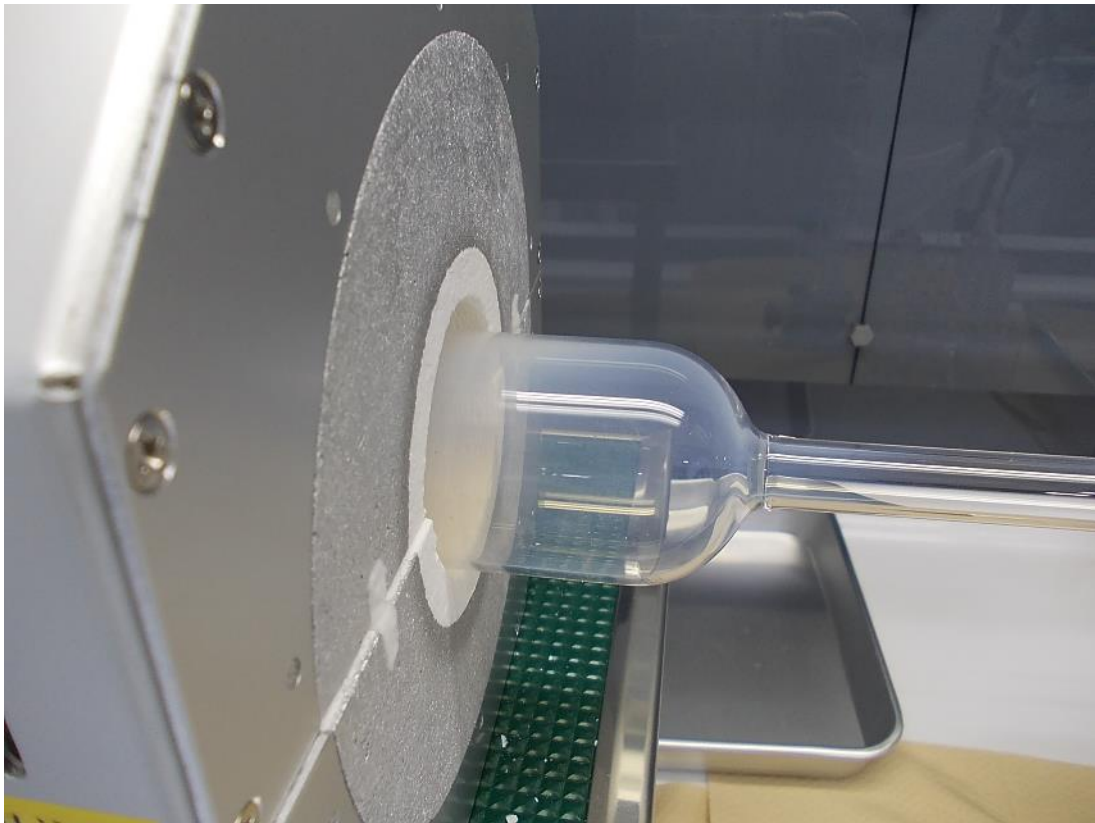


図 2.2-3 600 °C 燃焼試験における燃焼管中の析出物

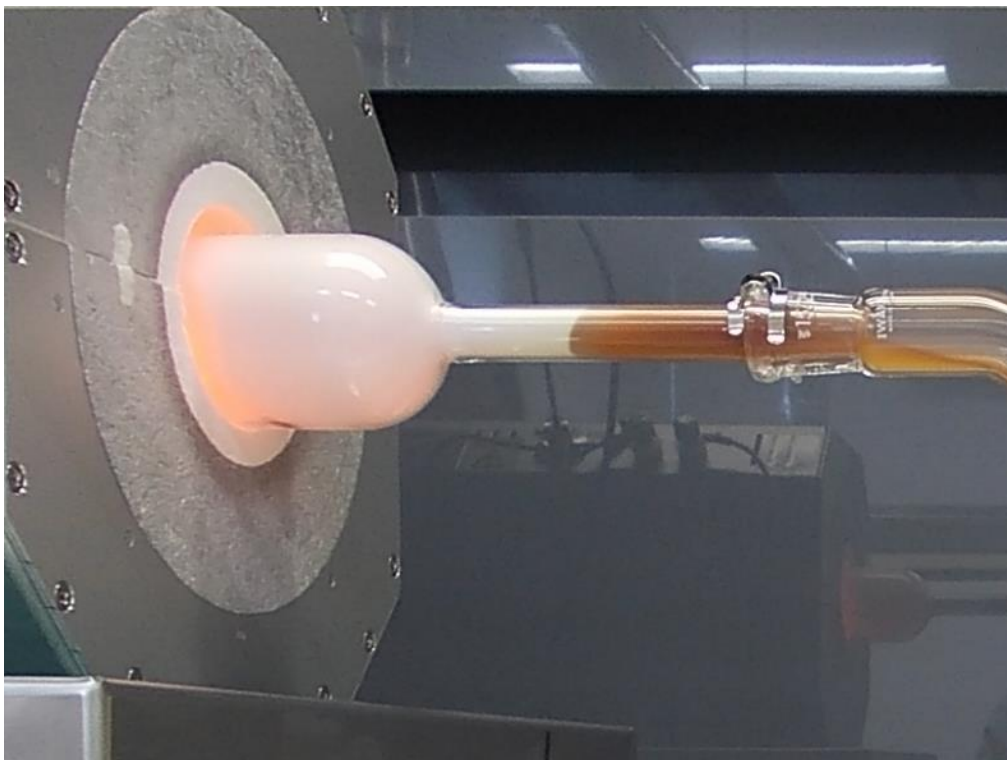


図 2.2-4 温度上昇中、電気炉内約 800 °C の時の下流側の様子

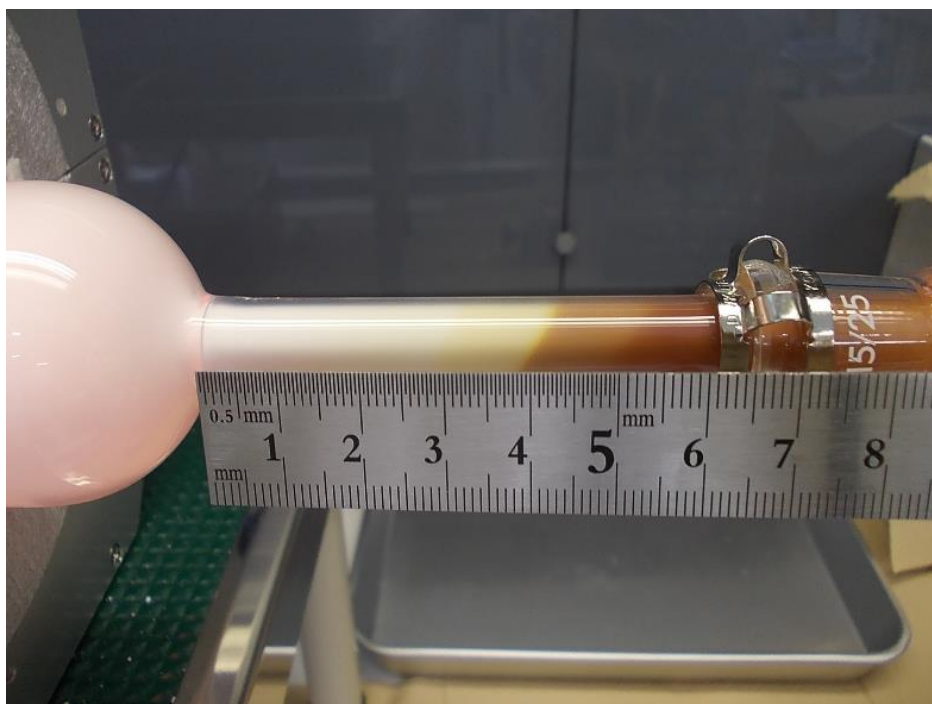


図 2.2-5 1,000 °Cで1時間保持した後の電気炉の下流側の様子

温度領域によって明確に色が変化したことから、揮発する場所だけでなく、沈着する場所の温度が化学形態に影響することが示唆された。

1000 °Cの加熱終了後、試料と Ni 箔を取り出し、放冷した後の石英管の様子を図 2.2-6 に示す。

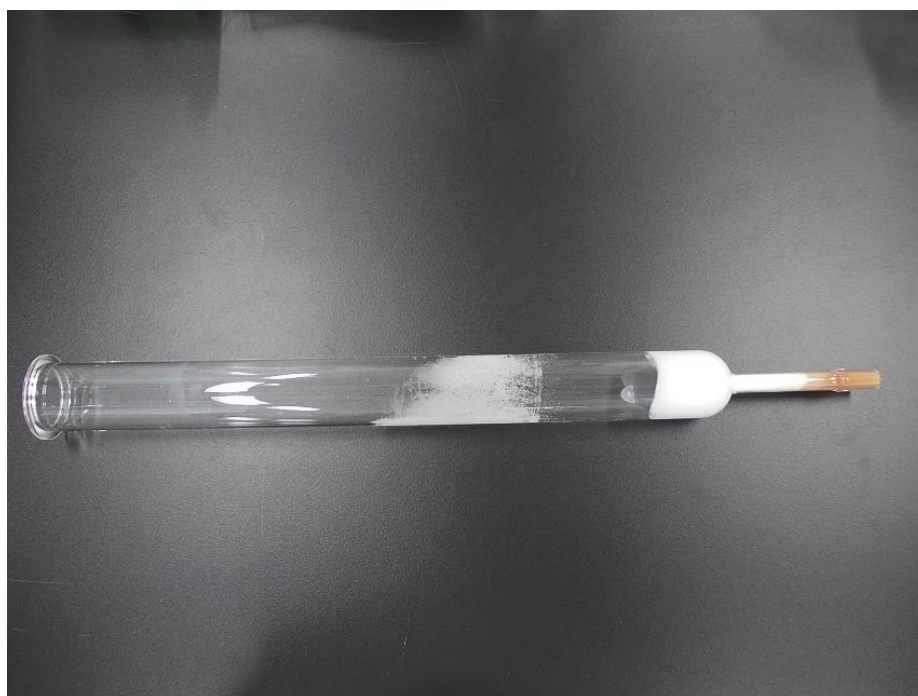


図 2.2-6 1,000 °Cの加熱終了後の石英管

試料設置位置付近において石英管の白濁が認められた。この部分に関しては、CsI が析出したというよりも、石英管が腐食したことによる白濁が主であると考えられる。一方、電気炉から出た直後の部分から白い析出物がみられた。主に下流側で析出しているが、僅かに上流側にも析出がみられた。流速 500 ml/min で湿潤した空気を流しているが、燃焼管内での対流などの影響で逆流するものもあることがうかがえる。電気炉内は 1,000 °C で加熱されているが、電気炉から出た部分で急激に温度が低下し、融点を下回る温度となっているため析出したものと考えられる。

図 2.2-7 に 1,000 °C の試験時の下流に設置したトラップの様子を示す。200 °C や 600 °C の試験では、目視で確認できる変化はなかったが、1,000 °C の試験ではトラップ内の水が褐色に変化した。また、3 段では十分捕捉できておらず、3 段目の下流に褐色の析出物が認められたため、4~5 段目のトラップを増設した。しかし、それでも 5 段目のトラップの下流に褐色の析出物が認められた。



図 2.2-7 1,000 °C 加熱試験時のトラップの様子

各トラップの水とその洗水、石英管の洗水、ボードの洗水に含まれる Cs と I を ICP-MS で分析した結果を表 2.2-3 に示す。ここでは、各場所でトラップされていた Cs と I の重量を示す。200 °C と 600 °C の結果は重量測定の結果と矛盾のない結果であったが、1,000 °C の結果は試料量 0.5 g (Cs : 0.255 g, I : 0.245 g) として各場所での回収率を算出すると合計の回収率が Cs で 141%、I で 131% という結果となった。ヨウ素は化学形態によって ICP-MS でのカウントが変わることが知られており [2-12]、揮発後の化学形態が異なるために CsI で作製した検量線では正しい濃度測定ができなかった可能性がある。

200 °Cの試験では、重量では有意な変化が見られなかったが、トラップにはわずかにヨウ素が検出された。Cs はほとんど検出されていないことから、I のみ I₂ の化学形態で揮発したことが考えられる。

600 °Cの試験では、Cs と I の両方が石英管やトラップで検出された。I の回収率がやや多いが、Cs と I が一緒に揮発しているものと考えられる。

1,000 °Cの試験において、トラップの水が褐色となったことから、ヨウ素のみの揮発が考えられたが、やや少ない程度の Cs も検出され、Cs と I がともに揮発していることが示唆された。しかし、本試験では定量的な評価が行える結果が得られておらず、トラップの溶液種や数の検討や、トラップされた Cs や I を定量的に測定する手法の開発が必要である。また、すべてをトラップで回収するためには、電気炉から出たところから曲管のあたりまでをリボンヒーターで加熱するなどして石英管内で析出しないようにする必要がある。また、今回は試薬試験のみであったが、炉内構造材に付着している化合物を分析するためには、コンクリート試験片へ付着させ、その状態観察や、そこからの放出過程について知見を得る必要がある。

表 2.2-3 各場所で捕捉された Cs と I の重量(g)

	200 °C		600 °C		1000 °C	
	Cs	I	Cs	I	Cs	I
トラップ 1	0	3.5×10^{-6}	2.6×10^{-5}	4.0×10^{-5}	0.028	0.029
トラップ 2	6.4×10^{-8}	1.7×10^{-6}	4.1×10^{-5}	5.1×10^{-5}	0.062	0.063
トラップ 3	0	1.3×10^{-6}	2.1×10^{-5}	2.9×10^{-5}	0.017	0.011
トラップ 4	—	—	—	—	0.0012	0.0012
トラップ 5	—	—	—	—	0.00052	0.00055
石英管	0	1.2×10^{-7}	0.0020	0.0021	0.26	0.21
残渣	0.27	0.31	0.28	0.32	0.000011	0
合計	0.27	0.31	0.28	0.32	0.36	0.32
添加量	0.255	0.245	0.255	0.245	0.255	0.245

2.2.4 まとめ

1F 原子炉建屋内の壁や床に付着した Cs や I 等について、沸点や融点の違いを利用して化学形態毎に分離できる可能性がある。今年度（平成 31 年度）においては、燃焼試験用の装置を製作し、化学形態が明らかである試薬（CsI）を用いて揮発挙動を調査した。その結果、融点である 626 °C よりも低温である 600 °C でもわずかな CsI の揮発が認められ、さらに大部分は融点を越えたあたりで急激に揮発し、沸点である 1,280 °C に至らなくてもすべて揮発してしまうことが分かった。今回の試験では 600 °C の次に 1000 °C で試験を行ったが、1000 °C に至る前にすべて揮発してしまったと考えられるため、625 °C ~ 800 °C の温度条件での揮発状況を把握する必要がある。

また、CsOH や Cs₂MoO₄ など、他の化学形態についても揮発条件を調査するとともに、コンクリートに付着させた試料を作成し、その状態での揮発挙動や付着時の化学形態変化の有無などについても調査が必要である。さらに、複数の化学形態が混在した場合にそれぞれの化学形態毎に分離する条件の検討が必要である。

参考文献

- [2-1] Shimada.A, et al., J. Radioanal. Nucl. Chem. 303(2), 1137-1140, (2015).
- [2-2] Shimada A. et al, Nuclear Back-end and Transmutation Technology for Waste Disposal, 311-317, (2015).
- [2-3] Tanaka K. et al., J. Nucl. Sci. Technol., 51(7-8), 1032-1043, (2014).
- [2-4] Hou X., et al., Environ Sci Technol., 47, 3091-3098, (2013).
- [2-5] Ohno T., et al., Anal. Sci. 29, 271-274, (2013).
- [2-6] 原子力規制庁受託事業, 平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費 (東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査) 事業, 日本原子力研究開発機構, (2019).
- [2-7] Xiaolin Hou, et al., Analytica Chimica Acta, 632, 181-196, (2009).
- [2-8] Zhang J. et al., J. Phys. Chem. A, 114, 9635-9643, (2010).
- [2-9] Zhang J. et al., J. Chem. Phys., 138, 114309, (2013).
- [2-10] Karhu A., NKS-25, (2001).
- [2-11] Schwehr K. A. et al., Limnol. Oceanogr.: Methods, 3, 326-337, (2005).
- [2-12] 文部科学省, 環境試料中ヨウ素 129 迅速分析法 放射能測定シリーズ 32, (2004).

3. 重大事故解析

3.1 目的

福島第一原子力発電所における事故進展を把握するため、原子炉建屋や格納容器等の内部調査やシビアアクシデント解析など様々な取組みが行われており、これら活動により徐々に事故進展の詳細の検討を行える状況になりつつある。このような活動のうち原子炉建屋の線量測定に加え、壁や床表面から試料を採取することも考えられることから、原子炉压力容器内のセシウムの化学挙動やウェットウェルプール内のヨウ素化学挙動を考慮できる THALES2/KICHE[3-1]を用いて、原子炉建屋内ヨウ素及びセシウムの化学種ごとの沈着量のような参考情報を、重大事故解析を通じて取得することとした。ここでは、1号機を対象とした事故解析を行った。本解析では、格納容器からの漏洩箇所やその組合せについて感度解析を行い、それら組合せによる原子炉建屋各フロアの沈着量への影響の検討を行った。

3.2 1号機解析における事故進展

本解析における THALES2/KICHE のボリューム分割図を図 3.2-1 に示す。

1号機では地震発生後外部電源を喪失したが原子炉停止に成功し炉心冷却を行っていた。しかしその後発生した津波により非常用電源及び直流電源の電源盤等の機能を喪失しすべての電源を失う事態に至った。解析では、津波によりすべての電源を失った時点を解析のスタートポイントとした。電源を失った1号機では、注水による冷却は行われず、加熱された蒸気は原子炉圧力を上昇させ、規定値に達すると蒸気安全逃し弁によりウェットウェルプール内に導かれる。この作用により原子炉内の水位は低下をたどり炉心は蒸気にさらされやがて熔融に至る。熔融した燃料は、炉心支持板に移動する。熔融燃料により炉心支持板も熱により破損し、熔融燃料は下部ヘッドに移動する。原子炉压力容器内には炉心の状態を計測するための移動式炉心計装置 (TIP) 案内管があることから、本解析では案内管の熔融温度に達した際に一部の案内管から格納容器内に漏洩するような経路が形成されると仮定した。下部ヘッドに移動した熔融燃料により下部ヘッドは加熱され破損に至り、炉内の熔融燃料のほとんどがペDESTALに落下したと考えられている。THALES2では、設定した温度に至った際に破損と判断し、熔融燃料及び炉内構造物が下部ヘッドの損傷部を通じペDESTALに落下するというモデルを用いている。落下した熔融燃料はペDESTAL内に広がりペDESTAL内のコンクリートを浸食する。その際に生じたガスにより格納容器圧力は上昇する。格納容器圧力は図 3.2-2 に示すように、設計許容圧力を超えおよそ 0.7 MPa 付近をしばらく維持している。この間は、SOARCA プロジェクト[3-2]の解析で考慮されている格納容器のヘッドフランジのボルトが圧力により延伸し、わずかな隙間が生じるといった仮定を採用することで解析上実測された格納容器圧力を再現することができた。格納容器圧力を低下させるため、ウェットウェルを経由するベントを実施しその圧力は低下した。ベント後、原子炉建屋内に漏洩していた燃料被覆管と蒸気の酸化反応等により生じた水素により爆発が生じ、原子炉建屋オペレーションフロアの壁が破損した。爆発が生じたのち、しばらく実測データがないが、50時間の少し手前の時点で計測が可能となったとき、低下していた格納容器圧力が再び約 0.6 MPa に上昇していた。その後、50時間付近で圧力が突然低下し始め、150時間以降ではほぼ大気圧まで低下していた。このことから、格納容器に比較的大きな漏洩が生じたと考えられる。

1号機の事故進展初期において、消防ポンプによる代替注水は炉心には至らないであろうと考えられている。しかし本解析では、建屋へのヨウ素やセシウムに移行の影響を顕著にするため、運転員の操作記録に従い代替注水量のごく少量ではあるが炉心に到達したものとして解析した。

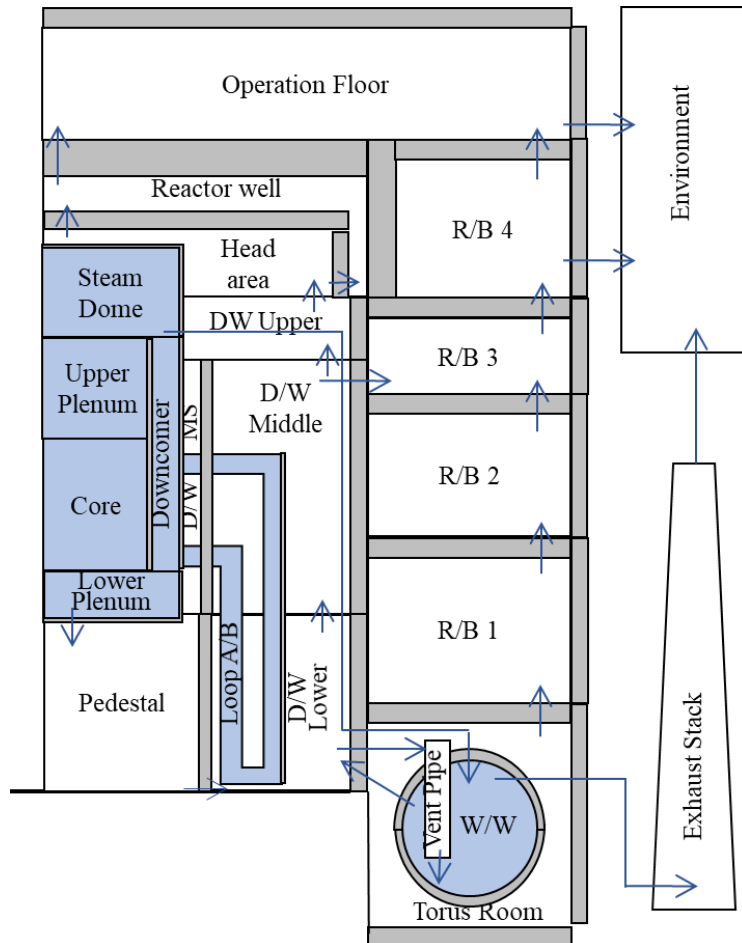


図 3.2-1 1号機解析におけるボリューム分割図

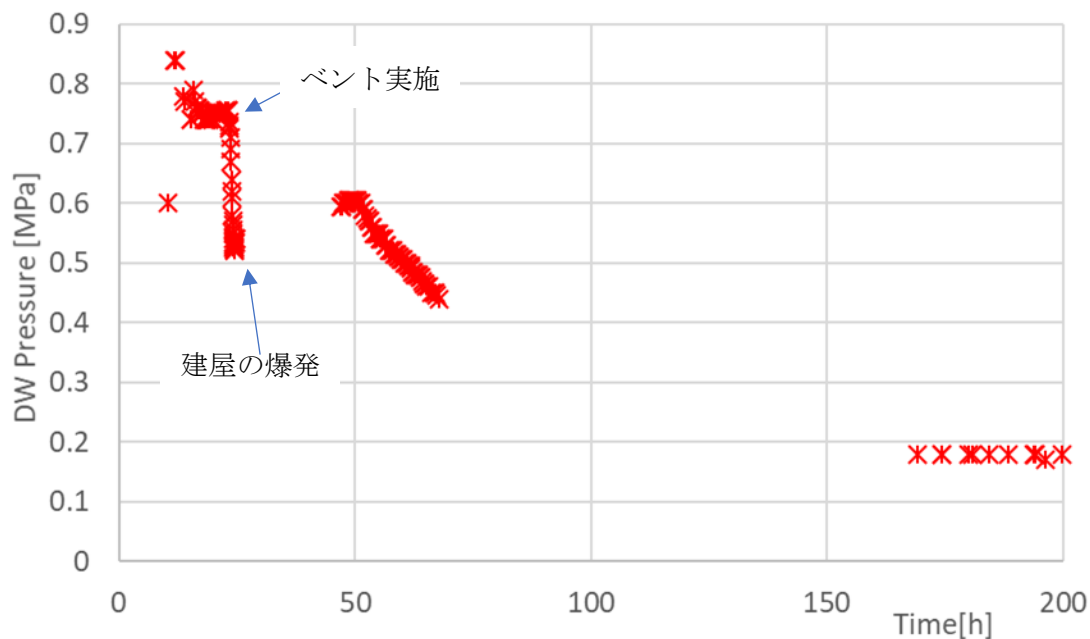


図 3.2-2 1号機事故進展におけるドライウェル圧力履歴（実測値）

3.3 感度解析における仮定

1号機の事故進展を探るうえで実測されている格納容器圧力データは非常に有益である。ここでは、50時間付近までの格納容器圧力データを再現しつつ、図 3.3-1 に示すように、格納容器の破損箇所をドライウェル、ウェットウェル及びそれらを合わせたものの3ケースを感度解析の対象とし、これらによる原子炉建屋への影響を検討した。

ケース 1

ケース 1 では、ドライウェルのみに漏洩箇所があるとした。共通の仮定以外の漏洩箇所として、ドライウェルヘッドフランジのボルトの延伸により生じた隙間から漏洩した高温ガスによりガスケットに損傷が生じ、ベント後の圧力低下後も漏洩が継続しているとした仮定、および 50 時間の圧力低下の原因としてドライウェルの計装用貫通部のパッキンに損傷が生じたとした仮定の 2 か所の漏洩を仮定した。

ケース 2

ケース 2 では、ベント弁がベント操作後完全に締まりきらず隙間が生じウェットウェルから継続的に排気筒を通じ環境に漏洩すると仮定した。50 時間付近の圧力の低下はケース 1 と同様とした。

ケース 3

ケース 3 では、ケース 2 と同様ベント弁の漏洩、ドライウェルの貫通部の漏洩の仮定のほかに真空破壊弁が完全に締まらずドライウェルからウェットウェル気相部にガスが漏洩するという仮定を加えた。これは真空破壊弁が設備されている配管に高線量が計測されていることから、解析上これを再現するため真空破壊弁に漏洩を仮定した。ケース 1 および 2 双方とも計測されている 50 時間付近の圧力データを解析上再現しているが、100 時間付近

に計測されているデータは再現できていない。この間に注水作業が行われていることから、溶融燃料と水の接触により生じた高温の蒸気によりドライウェルに損傷を与えたと仮定し、このタイミングでドライウェルから原子炉建屋への漏洩パスが生じると仮定した。

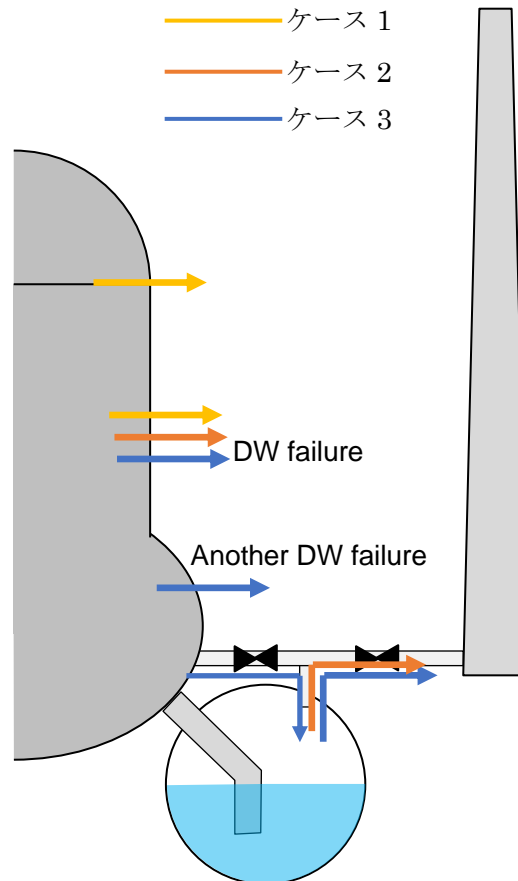


図 3.3-1 感度解析における各ケースの漏洩箇所

3.4 解析結果

THALES2/KICHE を用いて行った原子炉建屋各フロアに沈着、付着したセシウム及びヨウ素の化学種の解析結果について述べる。各ケースにおけるドライウェル圧力履歴を図 3.4-1 に示す。本解析で考慮するセシウム化学種は、ヨウ化セシウム(CsI)、水酸化セシウム(CsOH)、モリブデン酸セシウム(Cs₂MoO₄)、ホウ酸セシウム(CsBO₂)の4種、ヨウ素化学種については、ヨウ化セシウム(CsI)、ヨウ化水素(HI)、ヨウ素(I₂)の3種類である。なお、THALES2/KICHE ではヨウ素の化学種として有機ヨウ素の生成を考慮でき本解析でも利用しているが、揮発性が高く壁等にほとんど付着しないことからここでは図中に示していない。また、図中では、セシウム及びヨウ素の沈着量を事故発生時の炉内存在量に対する割合で示している。図 3.4-2～図 3.4-5 に原子炉建屋各フロアにおけるセシウム及びヨウ素の沈着量を示す。なお、各フロアについて下記の2つの沈着量を区別して示す。

床面沈着量： 拡散泳動・熱泳動等及び重力沈降により上向きの床面に沈着した量

壁面沈着量： 拡散泳動・熱泳動等により垂直壁面及び下向きの天井面に沈着した量

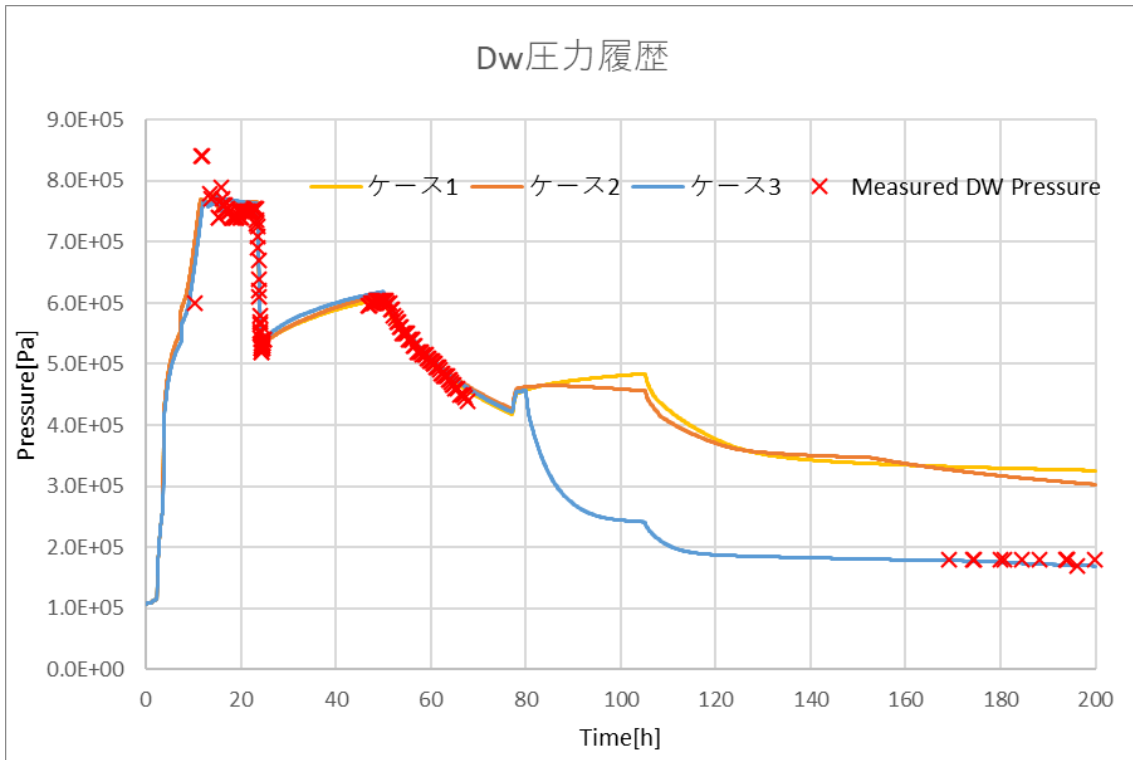


図 3.4-1 各ケースにおけるドライウェル圧力履歴

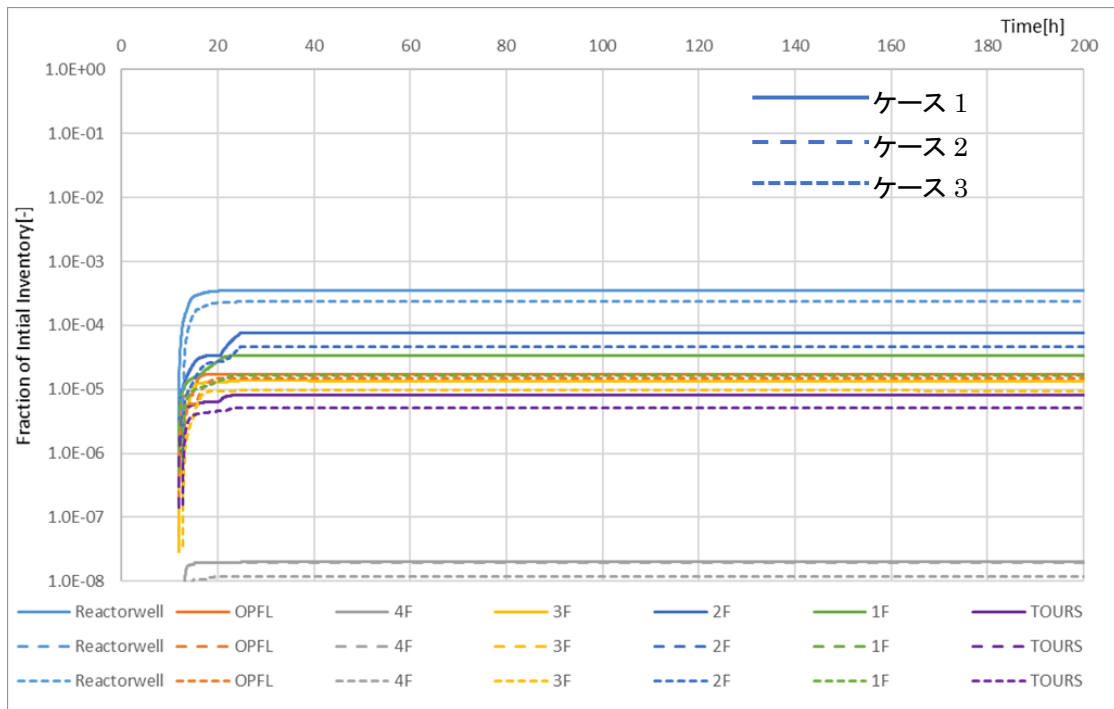


図 3.4-2 セシウムの建屋内床沈着量

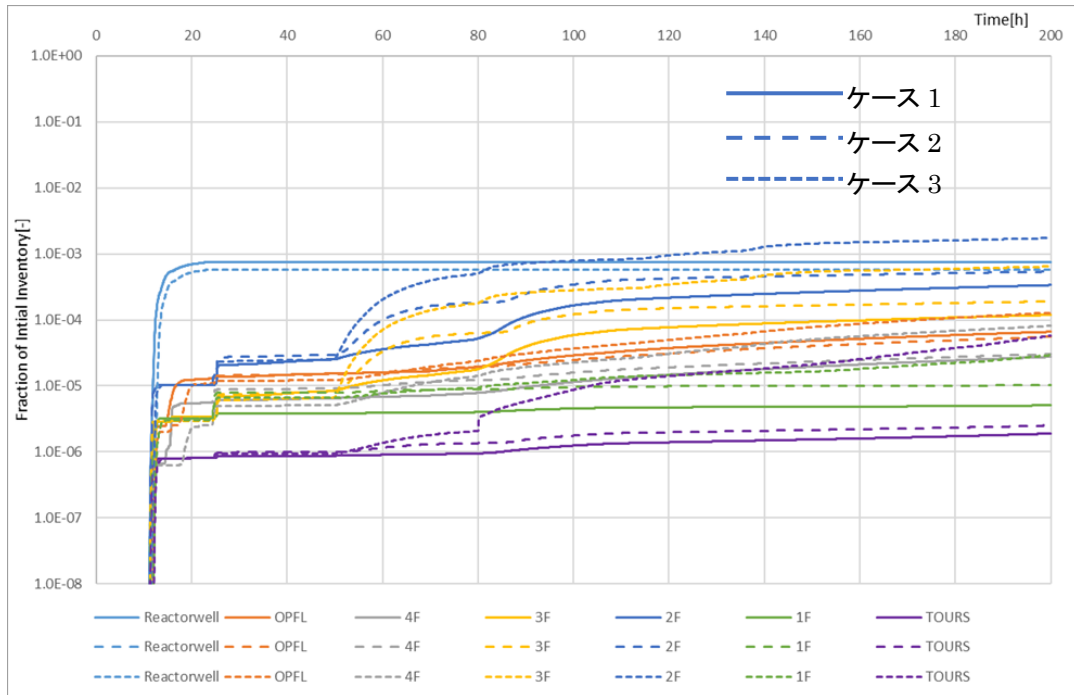


図 3.4-3 セシウムの建屋内壁沈着量

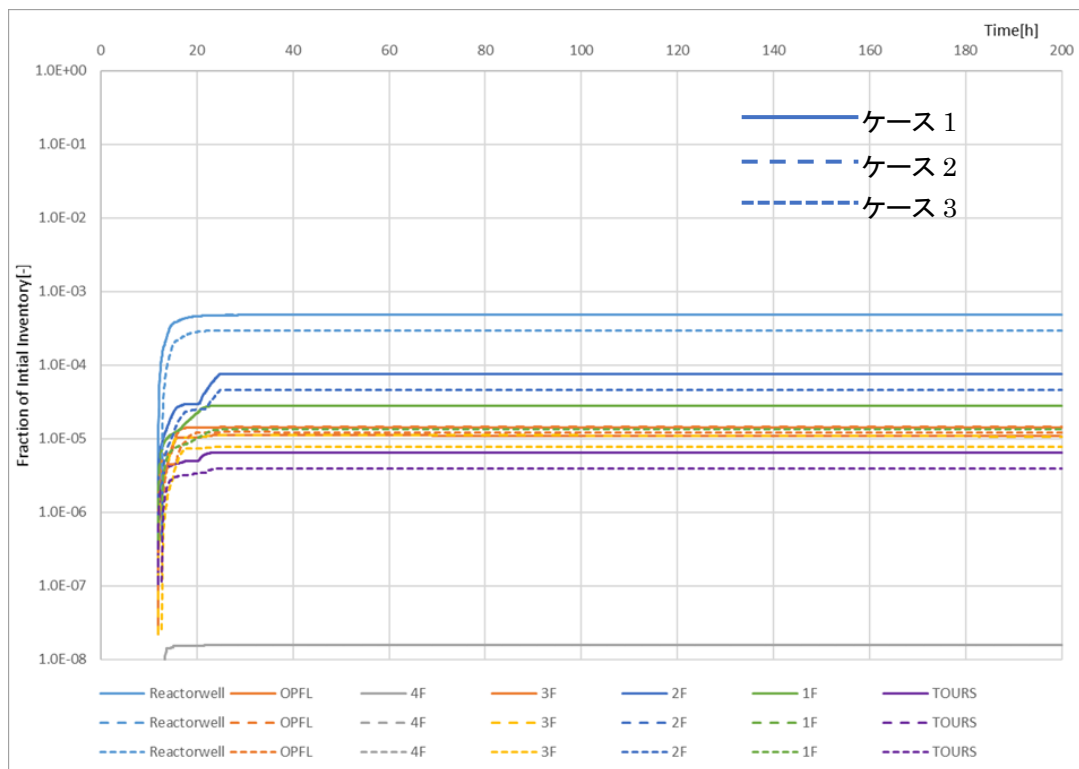


図 3.4-4 ヨウ素の建屋内床沈着量

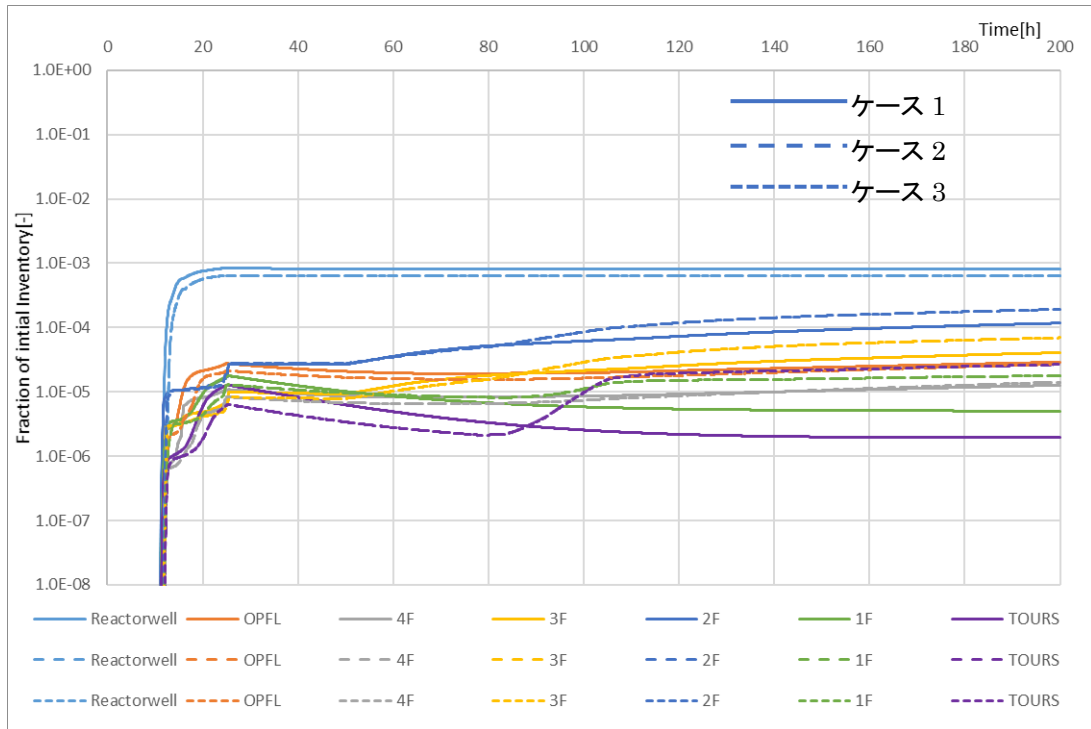


図 3.4-5 ヨウ素の建屋内壁沈着量

セシウム及びヨウ素とも原子炉ウエルの床及び壁に多く沈着している。これはドライウエルヘッドフランジからの漏洩に起因するものである。2番目に多く沈着している場所は原子炉建屋2階であった。2階への漏洩経路としては、上記ヘッドフランジから漏洩したFPを含むガスが原子炉ウエル、オペレーションフロアを経由し、4階、3階、2階と移動していく。沈着量は壁面積及び床面積に関連することから各フロアの各面積を表3.4-1に示す。体積としてオペレーションフロアが大きいが生着量が少ないのは、放出されたガスの温度が十分に下がっておらず沈着に至らなかったと推察される。また、ヘッドフランジからの漏洩が生じる時期には熔融燃料がペDESTALにあり、このため建屋1階の温度も上昇していたと考えられる。このため2階への上昇流が形成され2階での滞留時間が長くなり沈着が促進されたと考えられる。図3.4-3に示すように、壁に沈着したセシウム量は50時間付近で増加している。これは50時間付近のドライウエル圧力履歴を再現するために仮定したドライウエル貫通部の損傷箇所から原子炉建屋3階にガスの流出があったことに起因するものと思われる。流出したガスは3階を経由し4階に上昇、もしくは2階に下降することで壁への沈着が始まっている。一方、図3.4-5に示すように、ヨウ素の壁への沈着挙動はセシウムのものとは異なり壁に付着したヨウ素が再蒸発していることが伺える。

以下では、格納容器から漏洩したガスがはじめて比較的大きいボリュームに漏洩する場所であるオペレーションフロアに沈着しているセシウム及びヨウ素の化学種に着目して述べる。

表 3.4-1 解析における各ボリュームの床及び壁（天井を含む）面積

原子炉建屋	床面積(m ²)	壁面積(m ²)
原子炉ウェル	87	220
オペレーションフロア	1,302	2,216
4 階	920	837
3 階	944	504
2 階	973	774
1 階	1,115	10,002
トールス室	625	1,043

(1) オペレーションフロアにおけるセシウム化学種

床に沈着しているセシウム化学種の割合を図 3.4-6 に示す。

床に沈着したセシウム化学種で最も多い化学種は CsOH であり、その量は初期インベントリの 0.0008%程度であった。引き続き Cs₂MoO₄、CsI、CsBO₂と続き、それぞれ 1/2, 1/8, 1/10 程度である。壁に付着しているセシウムの化学種の割合を図 3.4-7 に示す。図に示すように事故初期は CsOH が最も多い化学種であるが、事故が進展するに従い、Cs₂MoO₄の沈着が増え、解析開始 200 時間後には最大で 2 倍程度にまで達している。

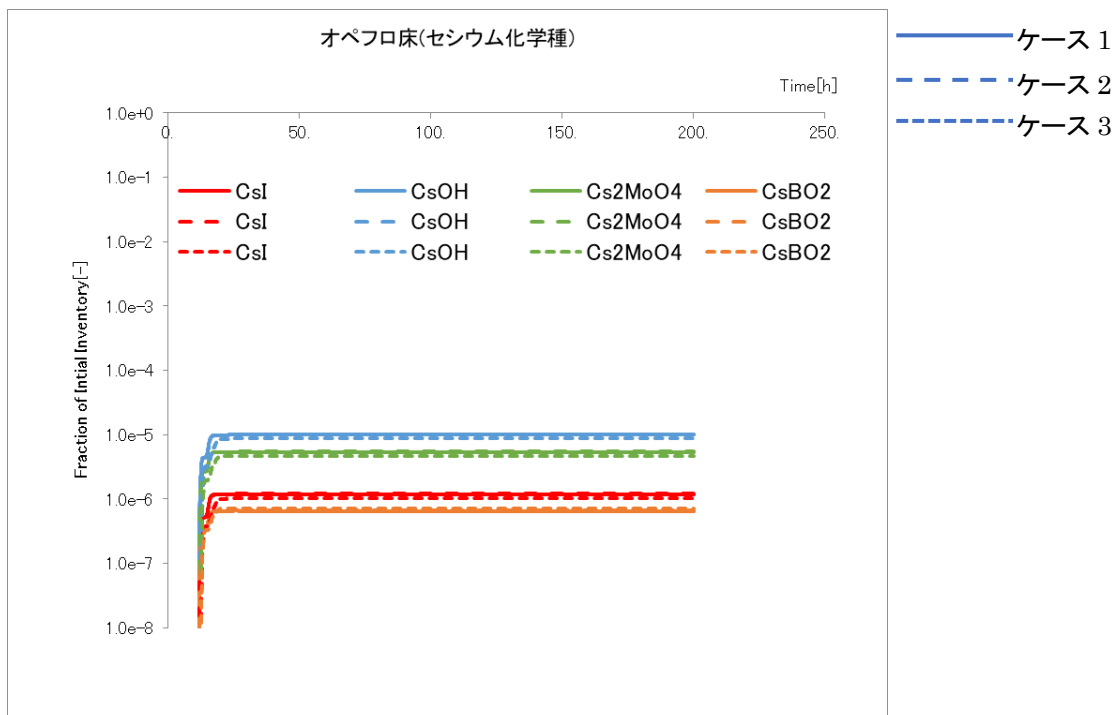


図 3.4-6 オペレーションフロア（5 階）床に沈着したセシウム化学種の割合

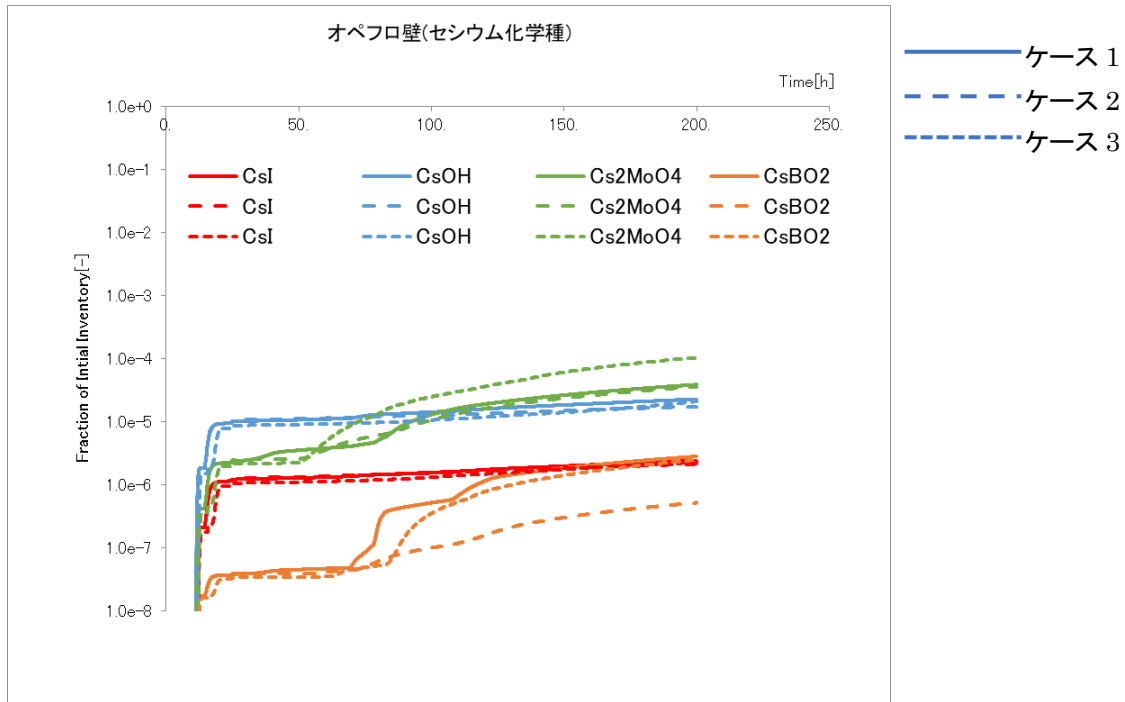


図 3.4-7 オペレーションフロア（5階）壁に沈着したセシウム化学種の割合

(2) オペレーションフロアにおけるヨウ素化学種

床に沈着しているヨウ素化学種の割合を図 3.4-8 に示す。

床に沈着しているヨウ素化学種で最も多いものは CsI であり、その量は初期インベントリの 0.001%程度であった。他の化学種は非常に少なくここでは図に乗せていない。壁に付着しているヨウ素の化学種の割合を図 3.4-9 に示す。壁への沈着で最も多い化学種は図に示すように CsI であり 0.002%程度であった。壁への沈着では気体状ヨウ素が凝縮して付着するが建屋の爆発により再蒸発が促され最終的には CsI と比較して 3 桁程度低くなる結果を得た。ヨウ素に関しては漏洩箇所の違いによる沈着量の変化はほとんどない様子を得た。

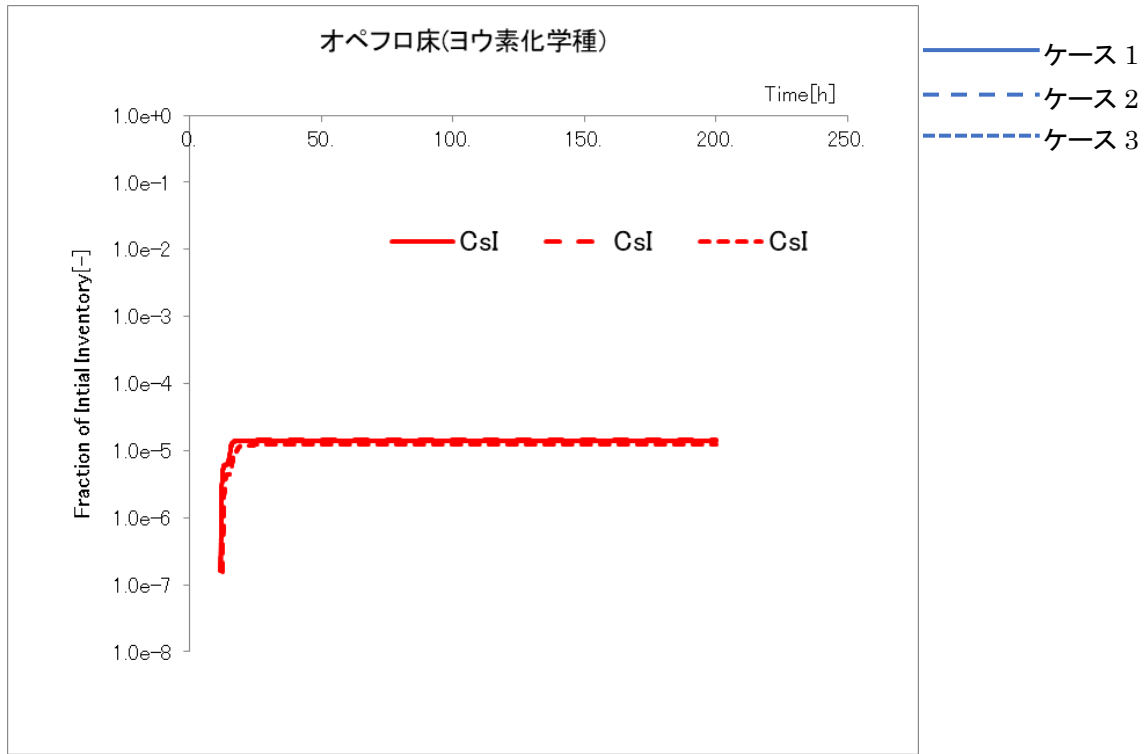


図 3.4-8 オペレーションフロア（5階）床に沈着したヨウ素化学種の割合

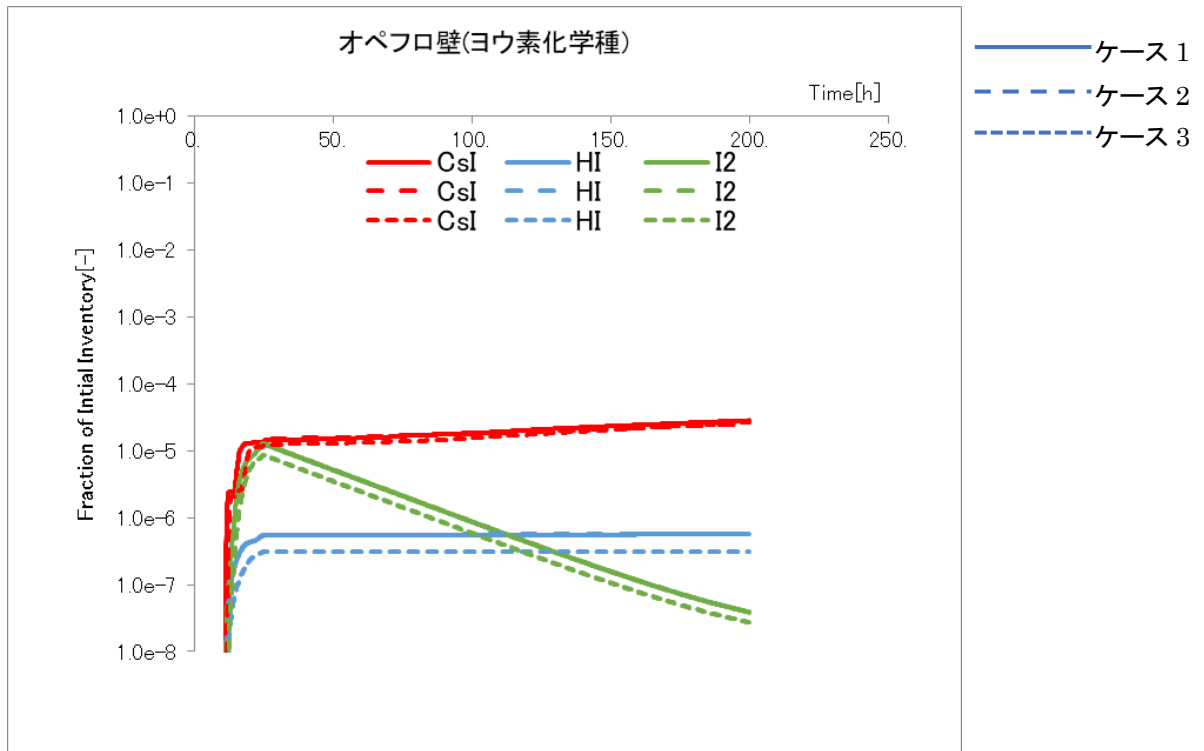


図 3.4-9 オペレーションフロア（5階）壁に沈着したヨウ素化学種の割合

3.5 まとめ

1号機の事故進展解析において原子炉建屋及び環境に漏洩するパスとして、ケース1：ドライウエルからの漏洩のみ、ケース2：ベント弁の閉失敗に引き続きドライウエルからの漏洩、そしてケース3：ケース2の事故進展に加え、事故進展初期における真空破壊弁の閉失敗及び200時間付近のドライウエル実測圧力値になるようにドライウエルからの漏洩を考慮した3ケースについて、THALES2/KICHEを用いた解析を実施し、原子炉建屋内汚染の影響を調査した。本解析の結果は以下のようにまとめることができる。

- ・最もセシウム及びヨウ素が沈着しているエリアは、原子炉ウエルであった。これはドライウエルのヘッドフランジ付近からガスの漏洩を仮定していることによる。他のエリアへの沈降量は壁や床の面積に比例し、今回は最も大きな原子炉建屋2階に原子炉ウエルに引き続き多くのセシウム及びヨウ素が沈着する結果となった。
- ・真空破壊弁の閉失敗を考慮したケース3では、原子炉ウエルのエリアを除き、セシウム、ヨウ素の壁沈着量が最大となる。
- ・各フロアの床からはCsOHが、壁からはCs₂MoO₄が多く採取される可能性がある。
- ・ヨウ素については、壁及び床ともCsIとして検出される可能性がある。
- ・床への沈着量はセシウム、ヨウ素ともケース間の差はほとんどないが、壁面への沈着に関しては図3.4-3及び3.4-7に示されるようにセシウムの分布及び化学形に差が生じている。

上記のうち最後の項目は、今後重点的に試料を採取すべき位置や分析対象とすべき元素を示唆している。すなわち、各フロアにおいて壁面のスミヤまたは壁面自体の採取を行い、セシウム、ヨウ素、モリブデン、ホウ素等の沈着量を系統的に比較することで漏洩パスの特定に資する情報の取得が期待できる。

このとき、フロアごとの分布の取得には濃度（面積当たりの沈着量）による比較が必要となるため、壁面スミヤあるいは壁面採取に際しては面積の評価が重要である。また、同一箇所においてセシウム、ヨウ素、モリブデン、ホウ素等の存在割合を推定する際には、核種ごとの半減期や同位体組成を考慮して事故当時の沈着量に遡って評価する必要がある。

参考文献

- [3-1] J. Ishikawa, K. Kawaguchi and Y. Maruyama, “Analysis for iodine release from unit 3 of Fukushima Dai-ichi nuclear power plant with consideration of water phase iodine chemistry”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, **52(3)**, 308-314 (2015).
- [3-2] N. Bixler, R. Gauntt, J. Jones and M. Leonard, “*State-of-the-art reactor consequence analyses project, Volume 1: Peach Bottom integrated analysis*”, NUREG/CR-7110, Vol.1, Rev.1, Sandia National Laboratories, Albuquerque, New Mexico (2013).

4. データベース作成

東京電力、日本原子力研究開発機構（JAEA）や国際廃炉研究開発機構（IRID）によって公開された、1F プラント内の汚染水、建屋内線量、がれき、土壌等の分析結果に加えて、OECD/NEA の 1F 関連プロジェクト（BASAF-2 等）から収集した情報を整理し、核種の濃度や分布に関するデータベースを作成した。

4.1 情報ソースデータベース

公開の情報源として、表 4.1-1 に示す公開の情報源を対象にウェブページから情報（PDF 等の資料）を収集するとともに、表 4.2-1 に示す 6 つのキーワードを定めて情報を検索できるようにした。今年度（平成 31 年度）は、昨年度（平成 30 年度）まで 2 号機のみとしていた情報の収集対象を 1～4 号機に広げ、水試料の分析手法、コンクリート等の表面における核種や元素の付着形態の推測、1F 事故クロノロジーに基づく重大事故解析のために有用となり得る情報を収集及び整理した。また、これらの収集した情報は「情報ソースデータベース」として情報源ごとにフォルダを作成し、日付でソートできるようにして収録するとともに、エクセルファイルの一覧表を作成した。情報を収録したフォルダ及び一覧表のエクセルファイルは DVD-ROM に収納した。さらに、情報ソースデータベースについて、英語版資料の存在の有無を調査し、存在した資料を情報源ごとにフォルダを作成し、同様に DVD-ROM に収納した。

表 4.1-1 公開の情報源と URL、収録した資料数

公開の情報源	URL (日本語トップページ)	A: 収録総数 (過年度含む)	B: 平成31年度 追加数	C: Bのうち 英語版資料数
特定原子力施設監視・評価委員会	https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuu-shikisya/tokutei_kanshi/index.html	110	42	9
原子力規制庁面談記録 (2016.3月以降)	https://www2.nsr.go.jp/disclosure/meeting/index.html	206	77	1
たまり水週報 (福島第一原子力発電所における高濃度の放射性物質を含むたまり水の貯蔵及び処理の状況について)	http://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/watermanagement/index-j.html	854	703	426
廃炉・汚染水対策福島評議会	https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning.html#fukushima_hyogikai	32	17	8
廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議	https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning.html#team_jimukyoku	398	305	107
IRID 情報	http://irid.or.jp/	59	30	4
JAEA 情報	https://www.jaea.go.jp/	16	10	5
BSAF 情報	https://fdada.info/home/graph/	18	2	1
東京電力資料	http://www.tepco.co.jp/index-j.html	62	37	23
水処理設備の放射能濃度測定結果	http://www.tepco.co.jp/decommission/data/analysis/index-j.html (水処理設備の分析結果)	92	60	0
福島第一 タービン建屋地下階溜まり水の核種分析結果	http://www.tepco.co.jp/decommission/data/analysis/index-j.html (その他のサンプリング)	42	7	0
その他	原子力学会等	9	9	5

表 4.1-2 情報ソースデータベースに付与したキーワード

記号	キーワード
A	水試料
B	固相試料データ
C	線量
D	セシウム以外の元素・核種
E	試料の輸送
F	格納容器/原子炉建屋

4.2 サンプルデータベース

今年度（平成 31 年度）は、OECD/NEA の 1F 原子炉建屋及び格納容器内情報の分析プロジェクト（ARC-F 会合）へ提供するために、情報ソースデータベースに収納した資料のタイトルを英語に翻訳するとともに、サンプルの採取位置が明確であり、線量率、核種濃度等の分析データが含まれる情報を抽出し、英語版のデータベース（サンプルデータベース）としてエクセルファイルに 1～4 号機ごとに分けて整理した。1 号機については 210 件、2 号機は 198 件、3 号機は 58 件、4 号機は 16 件の分析データを収納した。サンプルデータベースのエクセルファイルは DVD-ROM に収納した。サンプルデータベースに収納したデータ項目の一覧表を表 4.2-1 に示す。Floor map については、サンプリング場所（Sampling location）が分かるように作図した（図 4.2-1）。また、抽出した分析データまたは資料に対し、1F 事故に関する他のデータベース類（FRAnDLi、f-dada 及び FNAA）への収録の有無も調査した。核種濃度については、安全評価上重要と思われる核種を暫定的に対象と扱い、ガンマ線、ベータ線及びアルファ線の放出核種ごとに分類し、収録した。

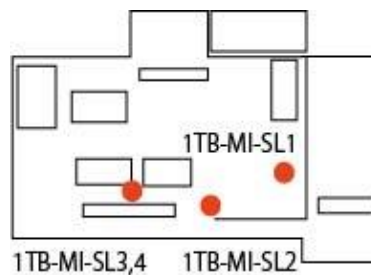


図 4.2-1 Floor map の例
(1 号機タービン建屋地下 1 階でのサンプリング位置の例)

表 4.2-1 抽出したデータ項目一覧

データ項目	内容
Building	サンプリングした建屋の名称、R/B（原子炉建屋）、T/B（タービン建屋）等
Floor map	サンプリングした場所の概略図
Sampling location	サンプリングした場所
Sampling date	サンプリングした日
Name of sample	文献中のサンプル名
Material	サンプルの情報（材質、量等）
Dose rates ($\mu\text{Sv/h}$)	サンプリングした物の線量率
FRAnDLi	FRAnDLi（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/ ）への分析データ登録の有無
f-dada	f-dada（Information Portal for the Fukushima Daiichi Accident Analysis and Decommissioning Activities: https://fdada.info ）への文献登録の有無
Place of source database	情報ソースデータベースに収録した資料
Reference number	情報ソースデータベースに収録した資料の番号
Reference	文献の URL
FNAa_URL	日本語の資料が原子力機構の福島原子力事故関連情報アーカイブ（FNAa）に登録されている場合、その URL
FRAnDLi number	FRAnDLi での登録文献番号
feasibility of analysis of sample	サンプルの再解析可能性
current residence of sample	保管されているサンプルの所在地
60Co, 94Nb, 110mAg, 125Sb, 134Cs, 137Cs, 152Eu, 154Eu	ガンマ線放出核種
3H, 14C, 36Cl, 59Ni, 63Ni, 79Se, 90Sr, 99Tc, 126Sn, 129I	ベータ線放出核種
233U, 234U, 235U, 236U, 238U, 237Np, 238Pu, (239+240)Pu, 242Pu, 241Am, 243Am, 244Cm	アルファ線放出核種

4.3 まとめ

今年度（平成 31 年度）は 1～4 号機を対象に、原子力規制庁や経済産業省、東京電力、日本原子力研究開発機構（JAEA）や国際廃炉研究開発機構（IRID）等によって公開された情報を収集し、整理するとともに、情報ソースデータベースとして取りまとめた。また、情報ソースデータベースから、サンプルの採取位置が明確であり、分析データが含まれる情報を抽出し、英語版のサンプルデータベースを作成し、OECD/NEA の 1F 関連プロジェクトである ARC-F 会合へ情報を提供した。これらのデータベースに収録したデータが膨大になりつつあることから、次年度以降は、効率的なデータの収集及び整理を行うために、データベースソフトを導入し、最終的には Web 上でのデータベースの運用を目指す。

5. OECD/NEA プロジェクトの運営

OECD/NEA の国際プロジェクト「1F 原子炉建屋及び格納容器内情報の分析 (ARC-F)」を実施機関として運営し、同プロジェクトの第 2 回及び第 3 回会合を開催した。

ARC-F プロジェクトの概要

目的

- ・ 福島第一原子力発電所及び関連プロジェクトから得られるデータや情報の分析を行い、シビアアクシデントの進展及び原子炉建屋・格納容器内の状況に対するさらなる理解に向けた参加機関及び専門家の意見を集約する。
- ・ 国際的な情報共有の仕組みを提供する。

実施項目

タスク 1： 1F 事故シナリオ及び関連するプラント内 FP 移行やソースターム解析の更なる検討 (OECD/NEA BSAF 及び BSAF2 プロジェクトの後継)

タスク 2： 格納容器及び原子炉建屋内調査等から得られた情報やデータの収集・管理

タスク 3： 課題の抽出及び長期プロジェクトの検討

参加国

カナダ、中国、フィンランド、フランス、ドイツ、韓国、ロシア、スペイン、スウェーデン、スイス、米国、日本

第 2 回会合

開催日時：令和元年 7 月 1 日(月)～2 日(火)

会場：ホテルフクラシア晴海、東京都中央区晴海

主な議案：解析項目ごとのリーダー選出、1F 試料情報の収集状況、他

第 3 回会合

開催日時：令和 2 年 2 月 10 日(月)～11 日(火)

会場：OECD/NEA 本部、フランス・ブローニュビヤンクール

主な議案：解析チームごとの活動計画、1F 試料情報の収集状況及びデータベース整備状況、他プロジェクト (PreADES、TCOFF) との連携、他

タスク 2 に関連して、第 2 回及び第 3 回会合においてデータベース作成及びヨウ素化学形態の分離技術に関する報告を行った。報告した内容を次ページ以降に示す。



Status and plan of Task 2

Compilation and management of data and information

Tomoyuki Sugiyama
Nuclear Safety Research Center
Japan Atomic Energy Agency

This work is funded by the Nuclear Regulation Authority, Japan.



Objectives of Task 2

- Compilation and analyses of data and information from past, ongoing and future examinations and R&D studies for the Fukushima Daiichi NPS.
- Obtaining supplementary data and information through chemical and radionuclide analyses of various types of samples taken from various locations of the Fukushima Daiichi NPS.

Therefore, the following two sub tasks are performed in Task 2.

- Task 2a : Collection and compilation of data and information
- Task 2b : Analysis of samples



Task 2a: Compilation of data and information

Classification of data by six keywords

A: water samples, B: solid samples, C: dose rates, D: elements and radionuclides other than Cs, E: transportation of samples, F: containment vessels and reactor buildings

Example of compilation about "Information from TEPCO" (in Japanese)

Data	Pages	Japanese web site	A	B	C	D	E	F
Map of accumulated water including radioactive materials	9	http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_110530_03-j.pdf	X	X				
Analysis results of radioactive materials sampled in Naraha	12	http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2014/images/handouts_140212_04-j.pdf		X	X	X		
Transportation of samples with relatively high radioactivity	11	https://www.nsr.go.jp/data/000169471.pdf		X	X	X	X	
Sample analysis performed outside of the FDNPS	1	http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2017/images2/handouts_170921_08-j.pdf		X	X	X	X	
Sample analysis performed outside of the FDNPS	1	http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2017/images2/handouts_171117_01-j.pdf						X
Analysis results of drainage water	1	http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/f1/smp/2018/images1/drainage_180125-j.pdf	X		X	X		
Sampling results of discharge channels of Units 1 and 2	1	http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/f1/smp/2018/images1/drain_1u2u_18012601-j.pdf	X			X		X
Status of contaminated water and measures	9	https://www.pref.fukushima.lg.jp/uploaded/attachment/251829.pdf	X					
Work to create an opening in the outer west wall of Unit 2	3	http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2018/images1/handouts_180412_07-j.pdf						X
Status of the work to create an opening in the outer west wall of Unit 2	4	http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/2018/images1/d180426_07-j.pdf#page=15			X			X
Status of Units 1 to 4	2	https://www.pref.fukushima.lg.jp/uploaded/attachment/267711.pdf		X				X
Nuclear Safety Reform Plan	70	http://www.tepco.co.jp/press/release/2018/pdf2/181112j0102.pdf	X					X

2



Task 2a: Examples of Collected Data: Unit 2 R/B 5F

Sampling location	Sampling date	Sample name	Material	Dose rates (μSv/h)
Shield plug east-side	14th May 2014	R21_2RB-DE-C2	Concrete boring core surface paint film 5.0 g, 12.56 cm ²	73
	22th March 2014	2RB-OP-Curing sheet	Sheet type	100,000 (β+γ) 60,000 (γ)
Ceiling	January and February 2014	2RB-DE-D1	Deck plate (steel) 59 g	11
		2RB-DE-D2	Deck plate (steel) 58 g	3.6
		2RB-DE-D3	Deck plate (steel) 57 g	26
		2RB-DE-D4	Deck plate (steel) 59 g	3.0
		2RB-DE-D5	Deck plate (steel) 57 g	18
Operating floor	16th to 17th April 2018	2RB-OP-1 to 9	Smear (Concrete boring core)	N/M
	July 2018	Floor 1 to 6 Wall 7 to 9	Smear	N/M

N/M: Not measured

3



Task 2a

- Filtering and tagging of collected information sources are on-going. Sample catalogue with links to the original information is in preparation and to be stored in the ARC-F member area on the “fdada” site, but the works, including translation into English, take time.
- Building links to the other available databases is useful, such as “FRAnDLi” developed by JAEA with supports of IRID.

Task 2b

- Development of chemical separation techniques has been continued. Some experimental results and plans to apply to real samples will be presented in the next meeting.



Status of Task 2a

Compilation and management of data and information

Tomoyuki Sugiyama
Nuclear Safety Research Center
Japan Atomic Energy Agency

This work is funded by the Nuclear Regulation Authority, Japan.



- Database of information sources
 - Websites of TEPCO, METI, NRA, IRID and JAEA are the main sources of sample information.
 - The information were tagged with the following keywords
 - A: water samples
 - B: solid samples
 - C: dose rates
 - D: elements and radionuclides other than Cs
 - E: transportation of samples
 - F: containment vessels and reactor buildings
 - URLs to the original information sources are collected.

- Database of samples from units 1 to 4
 - Sample information was collected with the following records.
 - sampling location and date
 - sample ID, form, quantity (weight, volume, etc.)
 - URLs to the original information sources
 - Backup URLs to the Fukushima Nuclear Accident Archive managed by JAEA
 - detected nuclides



Status and plan of database building

- The current version of database is rough and less consistent in the format, because of several times of policy change. This situation will be improved, as JAEA recently introduced a database software, Adobe FileMaker, for flexibility of data type and easiness of data addition and search.
- At present, links to other databases, such as TEPCO's fdata, JAEA's FRAnDLi, etc., are poor. This will also be improved.
- Access to the ARC-F database using a browser will be provided on the fdata server, and a portable version in Excel format is also provided for easy handling.



Status of Task 2b

Development of iodine chemical separation technique for ARC-F/Task2

Asako Shimada

Nuclear Safety Research Center
Japan Atomic Energy Agency

This work is funded by the Nuclear Regulation Authority, Japan.



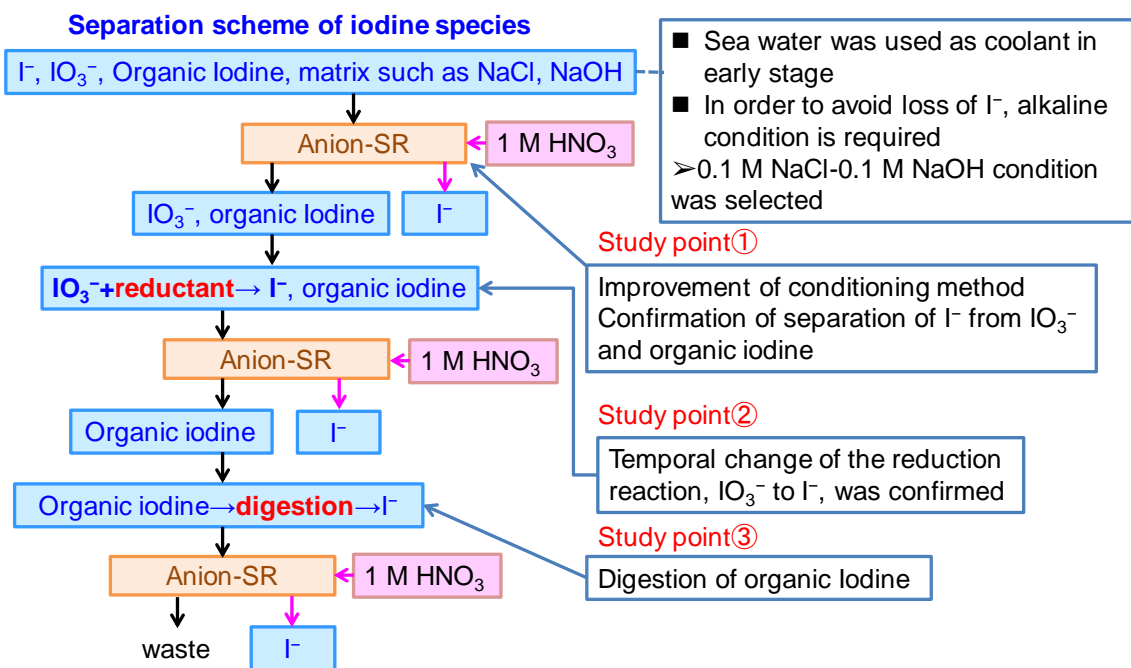
Introduction

1

The radioactive iodine, mainly ^{131}I , is one of the most important FPs for the safety evaluation at the accident, but it is no more a threat in the decommissioning phase due to its short half-life and, thus, the iodine is not a primary target of the present analyses on the samples from the Fukushima Daiich NPS (1F).

However, the quantification of iodine is useful and effective to discuss the distribution, release path and chemical speciation of FPs. This work aims at development of iodine chemical separation technique to quantify the present amount of iodine in the 1F samples and finally to evaluate the amount of total iodine including the radioactive nuclide back to the time of accident.

We focus on ^{129}I for quantification, because it is relatively stable (15.7M year) and not coming from nature.



JAEA Improvement of conditioning method

- NO_3^- form was preferred to OH^- form to separate I^- from IO_3^- using anion exchange resin
(Xiaolin Hou et al., Analytica Chimica Acta, 632 (2009) 181-196.)
- conditioning method was changed to adjust NO_3^- form
- I^- is adsorbed strongly on an Anion-SR
- Diameter was reduced from 47mmΦ to 25mm Φ

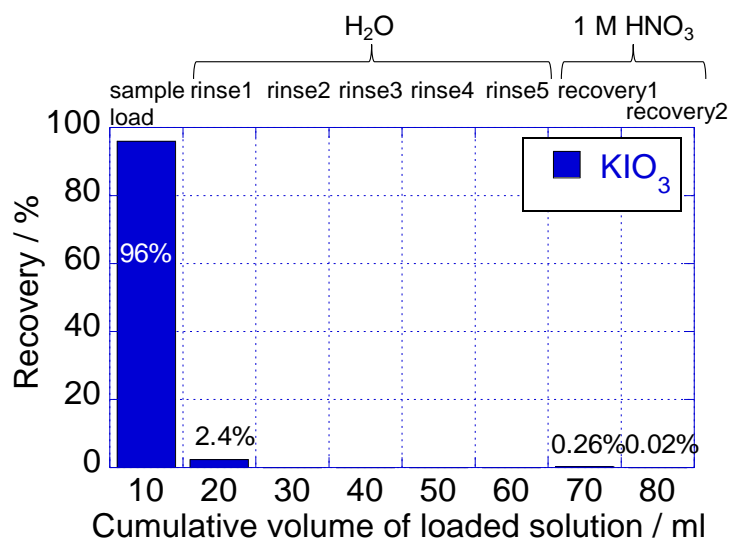
Previous conditioning method

1. Acetone
 2. Methanol
 3. H_2O
 4. 1 M HNO_3
 5. H_2O
 6. 1 M NaOH
 - 7-8. $H_2O \times 3$
- 47mmΦ 15 ml
- skipped

Present conditioning method

1. Acetone
 2. Methanol
 3. H_2O
 4. 1 M HNO_3
 - 5-6. $H_2O \times 3$
- 25mmΦ 10 ml

Comparable recovery was obtained



IO₃⁻ was eluted without retention and rarely recovered in recovery fractions

Experimental conditions

25mmΦ, NO₃⁻ form

Sample1: 0.1 M NaOH-0.1 M NaCl-100ppb I (KI or KIO₃ or CH₃I or CH₃CH₂CH₂I)

Sample2: 0.01 M NaOH-0.1 M NaCl-100ppb I (KI or KIO₃ or CH₃I)

Iodine species	Recovery in recovery fraction	
	sample1	sample2
I ⁻	63%	72%
IO ₃ ⁻	0.3%	0.9%
CH ₃ I	9.3% ?	2.2%
CH ₃ CH ₂ CH ₂ I	0.2%	-

Previous study

IO_3^- was reduced to I^- when pH was 6 or less, it was not reduced when pH was more than 7.

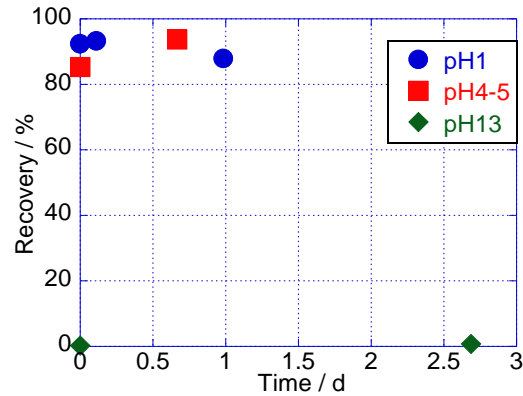
Experimental conditions

25mm Φ , NO_3^- form

Sample: 0.1 M NaCl-100ppb I (KIO_3)-0.01 M $\text{K}_2\text{S}_2\text{O}_5$

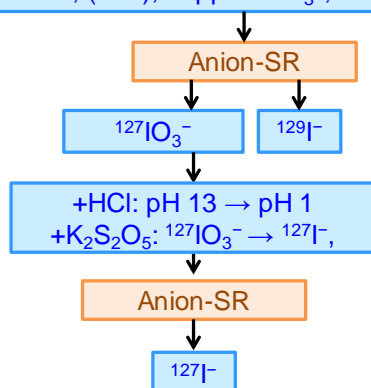
-0.1 M HCl (pH 1) or -(pH 4-5) or 0.1 M NaOH (pH 13)

Sample loading time: 0-3 d



Separation scheme of iodine species

10ppb $^{129}\text{I}^-$, ($^{127}\text{I}^-$), 10ppb $^{127}\text{IO}_3^-$, 0.1 M NaCl, 0.1 M NaOH



	^{127}I	^{129}I
1 st separation	(9%, I^-)	60%
2 nd separation	73%	0%

Sample conditionsSample1: 2 M NaCl-100ppb I (CH₃CH₂CH₂I)Sample2: 1.5 M NaOH-2 M NaCl-100ppb I (CH₃CH₂CH₂I)Sample3: 1.5 M NaOH-100ppb I (CH₃CH₂CH₂I)

After irradiation of ultrasonic wave for 1 h,
the sample solution was loaded into an Anion-SR.

	Recovery
Sample1	45%
Sample2	48%
Sample3	51%

- Improvement of recovery and digestion of organic I

- Analysis of contaminated water from 1F

The developed technique was confirmed with the artificial contaminated water. The real contaminated water sample is finally ready now.

Thank you for your attention

Separation of iodine species using anion exchange resin

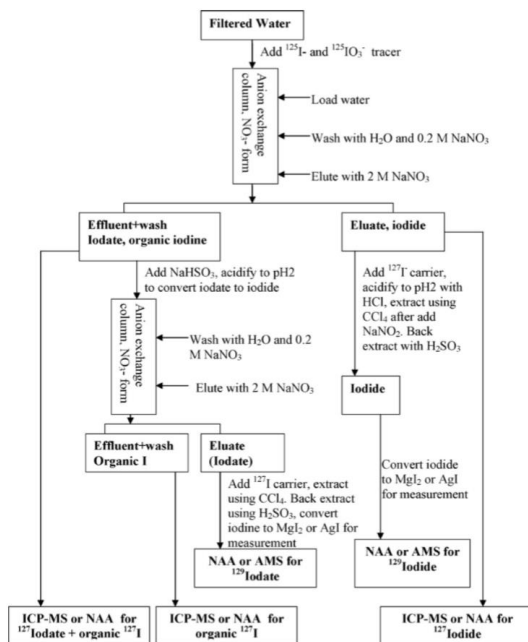


Fig. 6. Chemical procedure for speciation analysis of iodine in water sample.

Xiaolin Hou et al., *Analytica Chimica Acta*, 632 (2009) 181-196.

6. おわりに

本事業では、東京電力福島第一原子力発電所（1F）故等を踏まえた重大事故時の対策や安全評価手法並びに安全対策の高度化に関連する技術的知見を取得するために、1Fプラント内における核種の移行に関する情報整理を行うとともに、重大事故時のソースターム評価に有益と考えられる 1F プラント内核種移行挙動の把握を目的とした試料の分析に係る検討並びに重大事故解析を実施した。さらに、整理した情報及び取得した知見をデータベースにとりまとめた。主な成果は以下のとおりである。

(1) 1F プラント内試料の分析及び今後の試料入手に向けた準備等

プラント内の核種移行挙動の把握を目的として試料分析手法を検討するとともに、手法を検証するための分析を実施した。事故時の安全評価上最も重要な核種のひとつがヨウ素（I-131）だが、約 8 日という短い半減期により既に減衰している。そこで、事故時のヨウ素移行挙動を解明するために半減期の長い I-129 に着目し、これを定量化するために必要な化学分離法の改良を行った。また、コンクリート瓦礫等に付着した核種の分析に向けて揮発性の違いを利用した化学種分離技術の開発を進めており、今年度は CsI の揮発特性に関するデータを取得した。

今後の試料入手に向けた準備として、原子力規制庁による 1F 現地調査に同行し、分析対象とすべき試料の選定に有効な情報を収集した。

(2) 重大事故解析

事故時に放出される放射性物質の化学形を考慮できるシビアアクシデント総合解析コード THALES2/KICHE を用いた重大事故解析により、1F 事故時に 1 号機原子炉建屋内を移行したセシウム及びヨウ素がとり得た化学形を推定し、各フロアの壁や床における沈着量を評価した。このとき、放射性物質が格納容器から建屋への漏洩経路として考えられる 3 ケースの可能性について解析を行い、正しい漏洩経路を特定するために有効な情報が期待できる試料採取場所や着目すべき元素について検討を行った。解析結果によれば、床面よりも壁面の沈着物の方がケース毎の違いをより反映していることから、壁面のスミヤまたは壁面自体の採取を行い、セシウム、ヨウ素、モリブデン、ホウ素等の沈着量を系統的に比較することで漏洩経路の特定に有効な情報の取得が期待できることがわかった。

(3) 1F 事故分析に係るデータベース作成

今年度（平成 31 年度）は 1～4 号機を対象に、原子力規制庁や経済産業省、東京電力、日本原子力研究開発機構（JAEA）や国際廃炉研究開発機構（IRID）等によって公開された情報を収集し、整理するとともに、情報ソースデータベースとして取りまとめた。また、情報ソースデータベースから、サンプルの採取位置が明確で、分析データが含まれる情報を抽出し、英語版のサンプルデータベースを作成し、OECD/NEA の 1F 関連プロジェクトである ARC-F に情報提供するための準備を進めた。

(4) OECD/NEA プロジェクトの運営

OECD/NEA の国際プロジェクト「1F 原子炉建屋及び格納容器内情報の分析 (ARC-F)」を実施機関として運営し、令和元年 7 月に東京、令和 2 年 2 月にフランス・ブローニュビヤンクールにおいてプロジェクト会合を開催した。また、同プロジェクトのタスク 1「1F 事故シナリオ及び関連するプラント内 FP 移行やソースタームの更なる検討」について解析項目別グループの設置、主導機関の選定及び活動計画に係る議論の調整を行うとともに、タスク 2「格納容器及び原子炉建屋内調査等から得られた情報やデータの収集・管理」に関して上記(1)及び(3)の進捗をプロジェクト会合で報告した。

(5) 関連情報の収集

ARC-F プロジェクトと関連が深い OECD/NEA の国際プロジェクト「デブリの性状推定及びデブリ分析計画の検討 (PreADES)」の 2 回の会合に出席し、燃料デブリ分析ニーズや優先度、燃料デブリ分析における課題整理の議論に参加するとともに、1F 廃炉の進捗、各種サンプル取得状況等の情報を収集した。

また、令和元年 8 月に米国オレゴン州ポートランドで開催された原子炉熱流動国際会議 (NURETH-18) に出席し、ARC-F プロジェクトの活動概要を広く周知するとともに、1F 事故解析ベンチマークに係る OECD/NEA プロジェクト BSAF2 のセッションにおける研究報告等を通して 1F 事故関連の研究情報を収集した。

付録 A 出張報告

国内出張（1）

件名	ARC-Fプロジェクト会合及び関連会合への出席
出張先	ホテルクラシア晴海（東京都中央区晴海）
期間	令和元年7月1日（月）～令和元年7月3日（水）
出張者	副センター長 1名、ディビジョン長 1名、技術主幹 1名、 研究主幹 2名、研究副主幹 3名、
概要	OECD/NEA ARC-Fプロジェクト会合に参加し、1Fプラント内核種移行調査に係る情報を入手した。

国内出張（2）

件名	東京電力福島第一原子力発電所現地調査のため
出張先	東京電力福島第一原子力発電所（いわき）
期間	令和2年 1 月 17 日（金）～令和2 年 1 月 17 日（金）
出張者	研究主幹 1名、研究副主幹 1名
概要	「東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する研究」における試料分析業務に資するため、現地の状況を把握した。

国内出張 (3)

件名	東京電力福島第一原子力発電所
出張先	東京電力福島第一原子力発電所 (いわき)
期間	令和2年 2 月 14 日 (金) ~令和元2年 2 月 14日 (金)
出張者	研究主席 1名、研究副主幹 1名
概要	「東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する研究」における試料分析業務に資するため、現地の状況を把握した。

外国出張 (1)

件名	原子炉熱流動国際会議 (NURETH-18) 出席
出張先	米国 / ポートランド
期間	令和元年 8 月 18 日 (日) ~ 令和元年 8 月 24 日 (土)
出張者	技術主幹 1 名
概要	<p>米国オレゴン州ポートランドで8/18~23 に開催された、米国原子力学会主催の第18 回原子炉熱流動国際会議 (NURETH-18) に出席し、経済協力開発機構/原子力機関(OECD/NEA)の「東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故のベンチマーク解析」(BSAF)プロジェクトの特別セッションにおいて、原子力機構を運営機関として本年開始されたOECD/NEA「福島第一原子力発電所の原子炉建屋および格納容器内情報の分析」(ARC-F)プロジェクトの概要を発表するとともに、1F 事故に関連する情報を収集した。</p>

外国出張 (2)

件名	ARC-Fプロジェクト会合及び関連会合への出席
出張先	フランス / ブローニュビヤンクール
期間	令和2年2月9日(日)～令和2年2月15日(土)
出張者	副センター長 1名、ディビジョン長 1名、技術主幹 1名、 研究主幹 1名、研究副主幹 2名、研究員 1名
概要	<p>経済協力開発機構・原子力機関 (OECD/NEA) におけるARC-Fプロジェクトの第3回会合にプロジェクト実施機関として参加し、プロジェクトの進捗状況、予算執行状況について報告するとともに、参加機関からの技術的検討結果等について議論を行った。合わせて、引き続き開催された福島第一原子力発電所(1F)事故に関するプロジェクト間の情報交換セッション及びPreADESプロジェクト第5回会合に出席しシビアアクシデント評価に関連する技術情報を収集した。</p>