

**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 2023**

2023 年 10 月 18 日

原子力損害賠償・廃炉等支援機構

目次

1. はじめに	8
1.1 福島第一原子力発電所の廃炉に向けた体制・制度	9
1.2 技術戦略プラン 2023 について	10
2. 福島第一原子力発電所の廃炉のリスク低減及び安全確保の考え方	14
2.1 福島第一原子力発電所廃炉の基本方針	14
2.1.1 第3－①期に向けて取り組むべきリスク管理	14
2.1.1.1 リスク低減	15
2.1.1.2 取り出し規模の更なる拡大に向けて必要となる事項	16
2.2 放射性物質に起因するリスク低減の考え方	17
2.2.1 リスクの定量的把握	17
2.2.2 リスク低減戦略	22
2.2.2.1 リスク低減戦略における当面の目標	22
2.2.2.2 リスク低減における基本的考え方	26
2.3 廃炉作業を進める上での安全確保の考え方	27
2.3.1 福島第一原子力発電所の特徴を踏まえた安全確保の基本方針	27
2.3.1.1 安全視点を第一とする考え「安全ファースト」の浸透	28
2.3.1.2 安全評価を基本とした判断最適化と廃炉対応における適時性確保	29
2.3.1.3 「オペレータ視点」を取り込んだ安全確保	29
2.3.1.4 安全を基軸とした ALARP 判断	30
2.3.2 先行的な実施と得られる情報の後段での活用	30
2.3.3 作業に伴う一時的なリスクレベルの増加への対応の考え方	32
3. 福島第一原子力発電所の廃炉に向けた技術戦略	33
3.1 燃料デブリ取り出し	33
3.1.1 目標	33
3.1.2 進捗	33
3.1.3 主要な課題と技術戦略	38
3.1.3.1 各号機の燃料デブリ取り出し戦略	39
3.1.3.2 試験的取り出し（内部調査及び燃料デブリ採取）	41
3.1.3.3 段階的な取り出し規模の拡大	45
3.1.3.4 取り出し規模の更なる拡大	46
3.1.3.5 事故分析（事故時の発生事象等の明確化）活動の継続	56
3.1.3.6 取り出し規模の更なる拡大に係る研究開発	56
3.1.3.7 保障措置方策の課題	63
3.1.4 主な技術課題のまとめ	63
3.2 廃棄物対策	65
3.2.1 目標	65
3.2.2 進捗	65
3.2.3 主要な課題と技術戦略	70
3.2.3.1 性状把握	70
3.2.3.2 保管・管理	71
3.2.3.3 処理・処分	73
3.2.4 主な技術課題のまとめ	74
3.3 汚染水・処理水対策	76
3.3.1 目標	76
3.3.2 進捗	76
3.3.3 主要な課題と技術戦略	82

3.3.3.1 汚染水発生量の抑制	82
3.3.3.2 建屋滞留水の処理	84
3.3.3.3 燃料デブリ取り出し等の廃炉工程を見据えた汚染水対策の課題	86
3.3.3.4 ALPS 処理水の海洋放出に関する今後の取組	87
3.3.4 主な技術課題と今後の計画	92
3.4 使用済燃料プールからの燃料取り出し	93
3.4.1 目標	93
3.4.2 進捗	93
3.4.3 主要な課題と技術戦略	96
3.4.3.1 プール内燃料取り出し	96
3.4.3.2 将来の処理・保管方法の決定	98
3.4.4 主な技術課題のまとめ	99
4. 廃炉の推進に向けた分析戦略	100
4.1 廃炉に係る分析の意義	100
4.2 分析に係る現状と戦略	101
4.2.1 分析の手法・体制の強化	101
4.2.1.1 分析体制の強化	101
4.2.1.2 分析計画の検討	102
4.2.1.3 分析・評価手法の開発	104
4.2.1.4 分析施設の確保	104
4.2.1.5 分析人材の確保	106
4.2.2 分析結果の品質向上	108
4.2.3 サンプルサイズ・量の増加に向けた分析技術の多様化	109
4.2.3.1 多様な分析・計測手法による総合的な評価	109
4.2.3.2 サンプル分析と非破壊計測の利用	109
4.2.3.3 分析数の改善	111
5. 福島第一原子力発電所の廃炉に向けた研究開発への取組	112
5.1 研究開発の意義と現状	112
5.2 主な課題と戦略	114
5.2.1 研究開発中長期計画	114
5.2.2 廃炉・汚染水・処理水対策事業への取組	114
5.2.3 廃炉現場と大学・研究機関における連携の促進	118
6. 技術戦略を支える取組	121
6.1 廃炉を進めるための能力、組織、人材等	121
6.1.1 東京電力が福島第一原子力発電所のオーナーとして有すべき能力、組織、人材の確保	121
6.1.1.1 廃炉プロジェクト管理の意義と現状	121
6.1.1.2 オーナーが有すべき能力	125
6.1.1.3 組織に関する取組	129
6.1.1.4 人材の確保と育成に関する取組	130
6.1.2 福島第一原子力発電所の廃炉に係る次世代の育成と国民理解の促進	131
6.1.2.1 将来の廃炉を担う次世代の育成	131
6.1.2.2 廃炉及び廃炉に関わる放射線安全等に関する基礎的知識の普及と国民理解の促進	133
6.2 国際連携の強化	133
6.2.1 国際連携の意義と現状	133
6.2.1.1 国際連携の意義	133
6.2.1.2 国際連携の現状	134
6.2.2 主な課題と戦略	135

6.2.2.1 世界の英知の結集と還元.....	135
6.2.2.2 廃炉に対する国際社会の理解・関心や協力関係の維持・発展	136
6.3 地域共生.....	138
6.3.1 地域共生の意義と現状	138
6.3.1.1 基本的な考え方	138
6.3.1.2 現状における具体的な取組	139
6.3.2 主な課題と戦略.....	140
6.3.2.1 コミュニケーションに関する課題と戦略	140
6.3.2.2 廃炉を通じた地域の産業・経済基盤の創出に関する課題と戦略.....	141
略語・用語集.....	143
添付資料	147

図目次

図 1	中長期ロードマップで定める廃炉工程	8
図 2	福島第一原子力発電所の廃炉に係る関係機関等の役割分担	9
図 3	廃炉等積立金制度を踏まえた技術戦略プランの位置付け	10
図 4	福島第一原子力発電所の主要なリスク源が有するリスクレベル	21
図 5	福島第一原子力発電所が有するリスクの低減	21
図 6	主要なリスク源のリスク低減プロセスとその進捗（2023 年 3 月時点）（1/2）	24
図 7	安全を基軸とした ALARP（イメージ）	30
図 8	1～3 号機の燃料デブリ分布の推定、アクセスルート及び周囲の構造物の状況	36
図 9	1 号機 PCV 内部調査の調査範囲（PCV 地下階のペデスタル外側 0°から 215° ペデスタル開口部及びペデスタル内部）	37
図 10	1 号機 PCV 内部調査の調査結果	37
図 11	燃料デブリ取り出し設備のイメージ（試験的取り出し及び段階的な取り出し規模の拡大）	38
図 12	燃料デブリ取り出しから保管までのイメージ（段階的な取り出し規模の拡大）	38
図 13	試験的取り出し（内部調査及び燃料デブリ採取）の作業ステップ	42
図 14	ロボットアームを補完するためのテレスコ式装置のイメージ図	45
図 15	気中工法（RPV 注水）案の一例	50
図 16	気中工法オプション（RPV 充填固化）案の一例	52
図 17	冠水工法（船殻工法）案の一例	54
図 18	燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術における研究テーマと主な実施内容	60
図 19	燃料デブリ取り出しに係る主な技術課題と今後の計画（工程表）	64
図 20	NDA における廃棄物ヒエラルキーの概念と福島第一原子力発電所における対応策	69
図 21	固体廃棄物の安全な処理・処分方法を合理的に選定するための手法	74
図 22	廃棄物対策に係る主な技術課題と今後の計画（工程表）	75
図 23	汚染水対策の概要	76
図 24	汚染水抑制対策の進捗と汚染水発生量の推移	77
図 25	海洋放出設備の概念図	80
図 26	海洋放出設備の全体像	81
図 27	汚染水発生量抑制対策の概要	82
図 28	建屋貫通部の深度分布	83
図 29	サブドレンと建屋の水位低下	83
図 30	建屋間ギャップ部端部の止水イメージ	83
図 31	ゼオライト土嚢の回収作業概要	85
図 32	ALPS 処理水の分析・評価の体制	88
図 33	測定・評価対象核種の選定フロー	89
図 34	海域モニタリングに係る議論の枠組みと実施体制	91

図 35	汚染水対策・処理水対策・自然災害対策に係る主な技術課題と今後の計画（工程表）	92
図 36	共用プール・乾式キャスク仮保管設備配置図、及び作業の流れ	93
図 37	使用済燃料の保管状況（2023 年 6 月時点）	93
図 38	1 号機オペフロ崩落ガレキの状況	94
図 39	1 号機 プール内燃料取り出し工法	94
図 40	2 号機 プール内燃料取り出し工法	95
図 41	プール内燃料取り出しに関する主な技術課題と今後の計画（工程表）	99
図 42	分析対象物の分析目的、分析に必要な設備及び線量率の関係	100
図 43	福島第一原子力発電所の廃止措置における分析戦略の三要素	101
図 44	福島第一原子力発電所の固体廃棄物を対象とした分析実施フロー	103
図 45	燃料デブリ取り出しと新設分析棟の工事・運用スケジュール	106
図 46	分析調整会議と分析サポートチームの役割	108
図 47	燃料デブリ取り出し後のハンドリング工程における非破壊計測の一例	111
図 48	廃炉研究開発の研究範囲と実施機関	112
図 49	福島第一原子力発電所の廃炉に係る研究開発実施体制の概略	113
図 50	2023 年度廃炉研究開発計画一覧	116
図 51	RFI と事業レビュー	117
図 52	福島における JAEA の廃炉研究拠点	120
図 53	標準的なリスクマネジメント・ワークフロー	123
図 54	第 7 回福島第一廃炉国際フォーラムの様子	135
図 55	原子炉建屋内構造図	146
図 56	原子炉圧力容器（RPV）内構造図	146

表 1	福島第一原子力発電所の主要なリスク源	20
表 2	固体廃棄物の保管・管理状況	68
表 3	ALPS 処理水の海洋放出に向けた主な取組	79
表 4	測定・評価対象核種とその定量方法	90
表 5	分析計画策定のねらい	103
表 6	東京電力-JAEA 間の人材交流及び東京電力への NFD からの人材の受け入れの状況	107
表 7	分析施設内で実施するサンプル分析と分析施設外で 実施する非破壊計測における主要諸元の相対比較.....	110
表 8	「Making」と「Buying」の違い.....	129

1. はじめに

東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所（以下「福島第一原子力発電所」という。）の長期にわたる廃炉に係る取組は、政府が策定する「東京電力ホールディングス㈱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」（以下「中長期ロードマップ」という。）に基づいて進められている（図 1）。

事故	初期	第 1 期	第 2 期	第 3 期	
				第 3 - ①期	第 3 - ②期
	●事故 （2011年3月）～ ステップ 2 完了※ （2011年12月）	●ステップ 2 完了 （2011年12月）～ 初号機の使用済燃料 取出し開始（2013年 11月）まで	●第 1 期終了 （2013年11月）～ 初号機の燃料デブリ 取り出し開始まで	●第 2 期終了 （2023年頃）～ 2031年末まで	●第 3 - ①期終了～ 廃止措置終了まで （目標はステップ 2 完了 から 30～40年後）

※「放射性物質の放出が管理され、放射線量が大幅に抑えられている」状況

図 1 中長期ロードマップで定める廃炉工程

2023 年 3 月には 1 号機内部調査でペDESTAL内部の撮影に初めて成功したこと、原子炉建屋滞留水量の低減に係るマイルストーンの達成、8 月には ALPS 処理水の海洋放出が開始されたこと等、廃炉作業は着実に前進している。現在は、第 2 期の最終段階である試験的取り出しを 2023 年度後半に着手するための準備が進められている。また、第 3 - ①期以降に向けては、燃料デブリの取り出し規模の更なる拡大の工法検討や、策定された分析計画に基づき、分析手法の開発、分析人材の確保等が進められている。

原子力損害賠償・廃炉等支援機構（以下「NDF」という。）は 2014 年以降、廃炉の実施に必要な研究開発、助言、指導等を行う組織として福島第一原子力発電所の廃炉に係る取組を支援している。「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」（以下「技術戦略プラン」という。）は、この支援の一環として、以下の目的で 2015 年以降毎年取りまとめているものである（添付資料 1）。

- 中長期ロードマップに確固とした技術的根拠を与え、その円滑かつ着実な実行及び改訂の検討に資する。
- 廃炉等積立金の取戻しに関する計画の作成方針（以下「取戻し計画作成方針」という。）に根拠を与える。

なお、原子力規制委員会が策定する「東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ」（以下「リスク低減目標マップ」という。）は、中長期ロードマップの工程を考慮しているため、技術戦略プランはリスク低減目標マップで掲げる目標達成にも資することとなる。

1.1 福島第一原子力発電所の廃炉に向けた体制・制度

福島第一原子力発電所の廃炉を安全かつ着実に遂行していくため、政府、NDF、東京電力ホールディングス（株）（以下「東京電力」という。）、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）等の研究開発機関が、各々の役割に基づき連携して取組を進めている。この廃炉に係る関係機関等の役割分担は図2のとおり。このような体制の中、事業者である東京電力は、廃炉作業の中長期を見据え各課題への対応を計画的に実施し廃炉作業を着実に進めていくため、プロジェクト管理体制の強化に取り組んでいる（詳細は6章）。

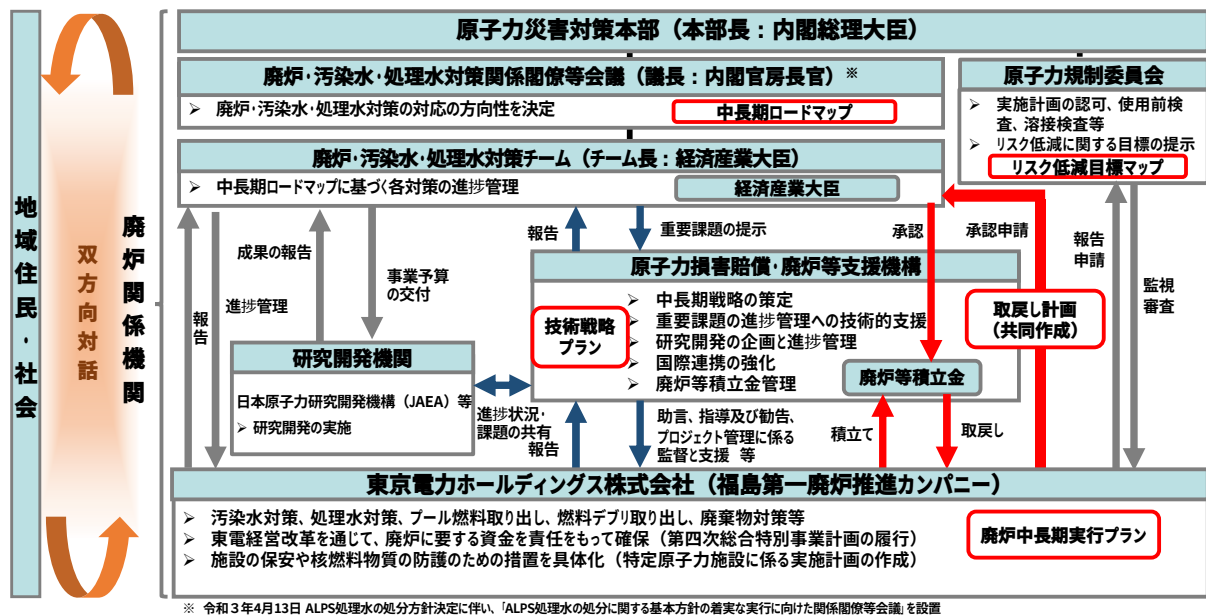


図2 福島第一原子力発電所の廃炉に係る関係機関等の役割分担

また、資金面においては、当面の廃炉作業を確実なものとしていくため、2017年5月に成立した原子力損害賠償・廃炉等支援機構法の一部を改正する法律により創設された廃炉等積立金制度に基づき、廃炉作業が進められている。その主な流れは以下のとおりである。

- ① 毎年度 NDF が定め、経済産業大臣が認可した金額を東京電力が積み立てる
- ② NDF と東京電力が共同で取り戻し計画を作成する
- ③ 経済産業大臣が承認した取戻し計画に基づいて、東京電力が積立金を取り戻す

この制度において NDF は、東京電力による廃炉の実施の管理・監督を行う主体として、廃炉に係る資金についての適切な管理、適切な廃炉の実施体制の管理、積立金制度に基づく着実な作業管理等の役割と責任を担っている。具体的に NDF は、取戻し計画の策定に先立って、技術戦略プランを踏まえた取戻し計画作成方針により、取戻し計画に盛り込むべき作業目標及び主要作業を東京電力に提示する。そして、取戻し計画を東京電力と共同で作成する過程を通じて、東京電力の取組内容についてプロジェクト遂行の観点から妥当性を評価するとともに、計画に盛り込むべき作業等の精査及び提示等を行い、適正かつ着実な廃炉の実施を支えている（図3）。

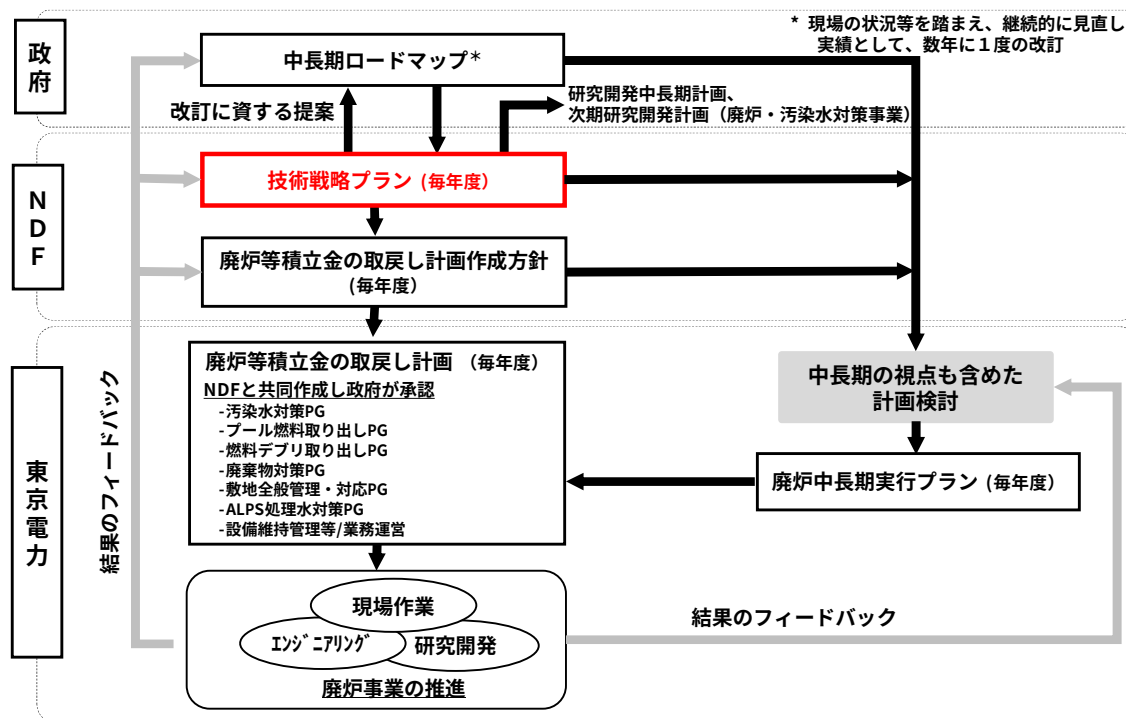


図3 廃炉等積立金制度を踏まえた技術戦略プランの位置付け

1.2 技術戦略プラン 2023 について

技術戦略プラン 2023 は、6つの章から構成されており、以下を特徴的に記載している。

- 1号機 ペDESTALの健全性に関する調査及び評価
- 2号機 試験的取り出し（内部調査及び燃料デブリ採取）に係る準備
- 3号機 燃料デブリの取り出し規模の更なる拡大の工法選定に係る検討
- ALPS 処理水の海洋放出
- 分析体制の強化

上記を含め、技術戦略プラン 2023 での主な変更点は以下のとおりである。なお、これまでの福島第一原子力発電所に係る取組実績は添付資料2に示す。

2章 福島第一原子力発電所の廃炉のリスク低減及び安全確保の考え方

- SED評価¹について、2023年3月末時点での各リスク源の放射線量や管理状態を踏まえ潜在的影響度や安全管理要求度の見直しを行っている。2022年3月末時点からの変化が顕著なものとしては、積算吸収線量の基準を超過したHICに保管されているALPSスラリーの移替作業の進捗による潜在的影響度の減少及び新たに判明した現場状況を踏まえた「建屋内汚染構造物等」の安全管理要求度の見直しについて記載。
- 従前から、リスク源の「安全管理要求度」を下げ、「十分に安定管理されている領域」に移行させることを当面の目標としてきている。技術戦略プラン 2023では、その具体的な施策の方向性を明確にするために、「安全管理要求度」を2つの成分（施設の閉じ込め

¹ 放射性物質に起因するリスクの大きさ（リスクレベル）を表現するため、英国原子力廃止措置機関が開発したSafety and Environmental Detriment（SED）をベースとした手法。詳細は添付資料5を参照。

性に係る成分、リスク源の長期的な安定性に係る成分）に分解し、それぞれの観点から「安全管理要求度」を低減させる方法を記載。

3章 福島第一原子力発電所の廃炉に向けた技術戦略

(1) 燃料デブリ取り出し

- 2023 年 3 月に実施された 1 号機の内部調査結果、ペDESTAL 外側の堆積物の高さ等の状況、ペDESTAL 内底部の堆積物や落下物の状況等、多くの情報が得られたことを記載。
- 「取り出し規模の更なる拡大」に関し、技術戦略プラン 2022 では、2022 年上半期までの工法検討を踏まえ、検討プロセス及び組上に上がった 2 工法（気中工法、冠水工法）の概要と課題の例、以降の取組方針等を記載した。技術戦略プラン 2023 では、記載内容を全面的に見直し、工法評価を進めるに当たり留意すべき、燃料デブリ取り出しを困難にしている要因 6 項目を整理するとともに、気中工法（RPV 注水）、気中工法オプション（RPV 充填固化）、冠水工法（船殻工法）の工法ごとに、当該要因に対する課題と取組方針を記載。
- この工法の選定は、中長期にわたる廃炉の成否を分ける極めて重要な決定事項であり、東京電力、国、NDF が連携して検討を進める必要があるため、2023 年 2 月より、「燃料デブリ取り出し工法評価小委員会」を設置し、各工法の技術成立性、事業継続性²等について、専門的かつ集中的な検討・評価を行っている旨を記載。
- 技術戦略プラン 2022 では 3.1.2.6 として技術要件ごとの課題を網羅的に記載していたが、前段との記載の重複があったため、技術戦略プラン 2023 では、現在、廃炉・汚染水・処理水対策事業で実施中の取り出し規模の更なる拡大に係る研究開発項目を記載。

(2) 廃棄物対策

- 廃棄物対策を進める上で重要な要素である分析に関する検討が進展したため、東京電力は、2023 年 3 月に固体廃棄物の処理・処分方法の検討に向けた性状把握及び保管・管理の適正化を目的として分析計画を策定した旨を記載。
- この分析計画等を踏まえ、分析に関する新たな目標を設定するとともに、「性状把握」、「保管・管理」、「処理・処分」の分野ごとの取組方針を記載。

(3) 汚染水・処理水対策

- 技術戦略プラン 2023 では、平均的な降雨に対して、汚染水発生量を 2025 年以内に 100m³/日以下に抑制することの見通しが立ちつつあること、及び原子炉建屋滞留水量の 2020 年末の半分程度への低減を達成したことに伴い、新たに目標を設定（2028 年度末に、50～70 m³/日程度に抑制）するとともに、それに向けた取組方針を記載。
- 技術戦略プラン 2022 では ALPS 処理水の海洋放出開始に向けて取り組むべきこと、並びに海洋放出開始以降の課題に対する戦略を記載した。技術戦略プラン 2023 では ALPS 処理水放出に向けて進めてきた取組（クロスチェック体制の構築、測定・評価対象核種 29

² 廃炉を長期にわたり持続可能な事業として成立するかどうかを判断するための指標。例えば、コスト、工程、作業員確保、社会受容性などが挙げられる。

核種の選定等)の成果を取りまとめるとともに、今後取り組むべき課題と取組方針を記載。

(4) 使用済燃料プールからの燃料取り出し

- 高線量機器の取り出しに関し、技術戦略プラン 2022 では、その意義を述べるとともに、燃料取扱設備の設計においては、高線量機器の取り出し計画や工程を十分考慮する必要がある旨を記載した。計画の進展を踏まえ、サイトバンカ容量に関する課題と取組の必要性を記載。
- 使用済燃料の高台での乾式保管に関し、技術戦略プラン 2022 では、被覆管の破損した燃料等の取扱いも含め、海外知見も参考に検討を進めるべきである旨を記載した。技術戦略プラン 2023 では、廃炉中長期実行プラン 2023 にて新たに公表されたコンクリートキャスク（海外では保管実績があるが、国内では実績なし）の適用検討を進める上での、課題と取組方針を記載。

4章 廃炉の推進に向けた分析戦略

- これまでは主に燃料デブリに係る分析について記載していたが、分析に関する検討が進展し、分析計画の策定等が行われたことを踏まえ、燃料デブリ以外にもその対象範囲を拡大し、その課題と取組方針を記載。
- 分析計画の検討、分析・評価手法の開発を新規項目として記載を充実させるとともに、人材の確保に係る新たな取組である「分析調整会議」・「分析サポートチーム」の活動方針を記載。

5章 研究開発への取組

- 廃炉・汚染水・処理水対策事業の実施体制に関し、技術戦略プラン 2022 では国際廃炉研究開発機構（以下「IRID」という。）中心から新たな体制に移行することを見据えた留意点、必要な取組（RFI（情報提供依頼：Request for Information）、事業レビュー）を記載した。技術戦略プラン 2023 では、新体制として、東京電力のニーズをベースに、研究機関、メーカー等を実施主体とした体制に移行した旨を記載。
- IRID が担ってきた機能の好事例を継続し、より一層強化するため、NDF が取り組んでいる具体策として、RFI、事業レビューの具体的な内容を記載

6章 技術戦略を支える取組

(1) 廃炉を進めるための能力、組織、人材等

- 技術戦略プラン 2022 では、東京電力が強化すべき重要項目「安全とオペレータ視点、「安全ファースト」の浸透」、「オーナーズ・エンジニア能力（プロジェクトマネジメント力、安全とオペレータ視点を基盤とする技術力）」を記載した。技術戦略プラン 2023 では、東京電力の検討の進展を踏まえ、オーナーが有するべき能力として、「プロジェクト上流側の検討能力」の拡充の必要性を記載。

- 「廃炉と復興の両立」に向けて、東京電力が進める福島第二とその本社機能について福島第一廃炉推進カンパニーへの統合・再編を検討することを記載。

(2) 国際連携の強化

- 6.2.2.1「世界の英知の結集と還元」について、これまでの記述を発展的に3つの戦略（具体的には、①カウンターパートとの連携強化、②情報収集の対象の拡大、③成果の還元）にまとめ記載。
- 6.2.2.2「廃炉に関する国際社会の理解・関心や協力関係の維持・発展」について、ALPS処理水をめぐる対応から得た経験も踏まえ、国際的な理解を得るための2つの戦略（①専門家へのアプローチ、②一般市民へのアプローチ）を記載。

(3) 地域共生

- 地域産業・経済基盤の創出に関し、地元企業の参入拡大に向けて2020年9月から「中長期発注見通し」を作成している。2022年度からは地元企業参画の候補となる作業を「中長期発注見通し」に明示する等を行っており、引き続き地元企業が参画しやすくなる取組の継続や拡充が必要である旨を記載。

2. 福島第一原子力発電所の廃炉のリスク低減及び安全確保の考え方

2.1 福島第一原子力発電所廃炉の基本方針

＜福島第一原子力発電所廃炉の基本方針＞

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

福島第一原子力発電所は、原子力規制委員会が「特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項」において要求している安全上必要な措置を講じており、一定の安定状態で維持管理されている。

しかしながら、福島第一原子力発電所には、事故により損傷を受けた建物の中に燃料デブリ及び使用済燃料が残されていること、プラントの状態が十分に把握されていない箇所があること、放射性物質を含む汚染水が発生していること、従来にないような放射性廃棄物が多量に発生していること等から、大きなリスクが存在している。このリスクの存在に対して何ら対策を取らない場合、施設の経年劣化等によって更にリスクが増加する可能性もあるため、このリスクを可及的速やかに低減させることが強く求められる。

このため、福島第一原子力発電所の廃炉は、リスク低減のための特段の対策を講ずることを通じて、「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」を基本方針とする。一般的に、事故を起こした施設のリスクを低減させるには、①損傷した施設の閉じ込め機能を改善すること、②閉じ込められている放射性物質の性状や形態をより安定な状態に持ち込むこと、③異常の発生や進展を抑制・緩和できるように設備等の監視や制御性を高めること等の措置が有効であり、また、それらを総合的に実現するためには、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て、より健全な保管状態に移行させることが有効である。

事故以降、作業員被ばくや事故を防ぐべく周到な準備をした上で、このような様々なリスクを低減させる対策を講じてきた（添付資料 3）。

2.1.1 第 3－①期に向けて取り組むべきリスク管理

第 3－①期においても中長期ロードマップにおけるマイルストーンに従い以下の複数のリスク低減のための工程を並行して進めることになる。

- 1～6 号機の使用済燃料プールからの燃料取り出しの完了を目指す。
- 燃料デブリの試験的取り出しに着手し段階的に取り出し規模の拡大を進める。
- 汚染水発生量を最小限にとどめ安定的に維持する。
- 廃棄物対策としてガレキ等の一時保管を解消する。

燃料デブリ取り出しについては、より本格的な廃炉作業となる取り出し規模の更なる拡大に向けた工法の準備を進めることになる。現在は冷温停止状態の宣言から約 12 年が経過し PCV 内の温度や圧力は安定的な状態にあるが、燃料デブリの取り出しが始まると PCV 内の状態は変動す

ることになる。取り出しの進捗に従って燃料デブリに起因するリスクは低減するが、従前小さいと認識していたリスクが相対的に大きくなったり、未知であったリスクが新たに顕在化する可能性がある。これらのリスクに備え、取り出し規模の更なる拡大に向けてリスク対応を実効的なものとしていくためにこれらの、リスク変動が一番生じやすい PCV 内の状態把握能力を向上させるべきである。そのため、現在の PCV 内の監視パラメータの監視目的や設置数、現場施工の困難さを踏まえつつ、監視対象の種類や数の拡充に向けた検討を進めていくべきである。例えば、取り出し規模の更なる拡大においては取り出し作業に伴い PCV 内のダスト濃度が上昇することが予想されるが、先行する試験的取り出しや段階的取り出し規模の拡大の段階で PCV 内のダスト濃度を測定できるようにしておき、取り出し作業の場所や規模等とダスト濃度の相関を把握できれば、取り出し作業に伴う不確かさを低減でき適切な安全裕度を維持しつつ作業効率を高めることができる。

また、PCV 内の状態をより多角的に把握できるようになると、取り出し規模の更なる拡大のために検討している設備類の要・不要の判断材料を提供でき、リソースの最適化に寄与することも期待できる。

さらに、工法に関わる設備類の設計・製造・設置を進めることに加え、操作員・保守要員の確保・教育や管理体制の整備、取り出した燃料デブリに対する合理的な分析体制を構築していくことも重要である。

2.1.1.1 リスク低減

2.1.1.1.1 PCV からの放射性物質の移行抑制に向けた更なる対策

- ・ 気体状・ダスト状の放射性物質

移行しやすい気体状・ダスト状の放射性物質の PCV からの移行を減らすことで、燃料デブリ取り出しに向けて閉じ込め能力をより向上させる。具体的には、PCV 圧力の均圧化（微負圧化）と、2.1.1 で示した PCV 内のダスト濃度の監視機能を充実させ、PCV 外へのダスト移行量の低減効果を把握できるようにする。

- ・ 液体状の放射性物質

気体状・ダスト状の放射性物質に次いで移行しやすい液体状の放射性物質の移行抑制を更に確実なものとする。具体的には、現在東京電力にて進められているサプレッションチェンバ（以下「S/C」という。）保有水や他の系統保有水の抜き取りを加速し、PCV 水量の最小化を進める。

上記を進めるに当たっては、その可否の見極めや課題の所在、困難さを判断するために、原子炉注水停止試験や窒素供給量の低減試験等、現在の設備構成で可能な試験を、2.3.2 で述べる「先行的な実施と得られる情報の後段での活用」の考え方によって積極的に実施すべきである。

2.1.1.1.2 燃料デブリを収める原子炉压力容器（RPV）・原子炉格納容器（PCV）・原子炉建屋の健全性に対する長期的なリスクへの備え

原子炉压力容器（以下「RPV」という。）や PCV は事故の影響を直接受けており、RPV 底部は溶融燃料により、PCV は過熱・過圧により一部が損傷していることが判明している。

また、PCV 底部では、炉心溶融物との接触による影響や溶融物の熱による影響も発生し、1号機 PCV ペDESTAL内部では内壁の配筋やインナースカートの露出を確認している。このため、金属材の腐食による強度低下や閉じ込め性能の劣化、影響を受けたコンクリート構造材の強度の低下等のおそれに対して、RPV や PCV の閉じ込め性能や原子炉建屋を含めた強度に関わる長期的な健全性を維持するための慎重な対応が必要である。

このためには、特に PCV 内部の損傷状況の確認を鋭意進めるとともに、地震や経年劣化といった今後生じ得る長期的なリスクを想定した上で、PCV 内部に関する最新情報に基づいた健全性評価を進める必要がある（添付資料 4）。損傷状態に関する情報が限られる中で、この評価には不確かさが常に伴うが、不確かさを低減するための評価用データの更新や最新の炉内情報の反映等を鋭意努める必要がある。

2.1.1.1.2 取り出し規模の更なる拡大に向けて必要となる事項

取り出し規模の更なる拡大の段階において、安全かつ確実な燃料デブリ取り出し作業を行うために以下の事項が必要となる。

- 試験的取り出しを確実に実施し知見を得て、その後の段階的取り出し規模の拡大に活用するとともに、それを取り出し規模の更なる拡大に活かす。
- 工法に関わる設備類の設計・製作・設置を進める。
- 操作員の確保・教育や管理体制を整備し、必要な訓練を実施する。
- 取り出し準備作業等においては高線量の原子炉建屋での作業が必要となることから、現場の環境改善を進めるとともに、作業が長期にわたるため作業員の被ばく管理と長期的な作業員の確保ができることを確認する。
- ハード整備の事前準備として、排気筒、廃棄物処理建屋の解体・撤去等の周辺環境整備を進める。
- 取り出した燃料デブリに対して、合理的な分析ができるように分析計画、分析施設及び分析体制を関係機関で協議、整備しておく。
- 以上の作業に支障が出ないよう、廃棄物保管の整備を推進する。

以上の、具体的な取組については3章及び4章に記載する。

2.2 放射性物質に起因するリスク低減の考え方

2.2.1 リスクの定量的把握

「リスク」という用語は分野や場面ごとに様々な用法で用いられているが、一般的にその適切な管理を検討する場合、リスクとは何らかの事象によってもたらされる負の影響の期待値として理解される。すなわち、個々の対象（リスク源）が有するリスクの大きさ（リスクレベル）は、対象において発生し得る事象の「影響度」とその「起こりやすさ」の積で示される。

技術戦略プランでは、放射性物質に起因するリスクの大きさ（リスクレベル）を表現するため、英国原子力廃止措置機関（以下「NDA」という。）が開発した Safety and Environmental Detriment（以下「SED」という。）をベースとした手法を用いる。SED で表すリスクレベルは以下の計算式で与えられる。

$$\text{SED で表すリスクレベル} = \text{「潜在的影響度」} \times \text{「安全管理要求度」} \quad (\text{式 1})$$

ここでの「潜在的影響度」とは、事象の影響度（リスク源の放射性物質が人体に取り込まれた場合の内部被ばくの影響度）の指標であり、リスク源に含まれる放射性物質の量（放射性物質が有する毒性）であるインベントリと、リスク源の形態やリスク顕在化までの余裕時間に依存する係数の積で定義される。また、「安全管理要求度」とは、事象の起こりやすさの指標であり、施設の健全性等やリスク源の梱包・監視状態等に依存する係数で定義される（添付資料 5）。なお、この「安全管理要求度」は、技術戦略プラン 2022 まで名称を「管理重要度」としていたものであり、技術戦略プラン 2023 では名称を見直しているが定義等に変更はない。この見直しは、リスク源を内包する施設の健全性や梱包・監視状態等が不十分な場合や、リスク源そのものの反応性が高い場合には、より高いレベルの安全管理上の措置が要求されることを明示的に表すため行ったものである。

福島第一原子力発電所の主要なリスク源を表 1 に示す。また、各リスク源の 2023 年 3 月末時点でのリスクレベルを図 4 に示す。また、これらのリスク源の総和としての福島第一原子力発電所のリスクレベル及びその経年変化を図 5 に示す。図 4 では 2023 年 3 月末時点での各リスク源の放射線量や管理状態を踏まえ潜在的影響度や安全管理要求度の見直しを行っており、特に 2022 年 3 月末時点からの変化が顕著なものとしては、積算吸収線量の基準を超過した HIC に保管されている ALPS スラリーの移替え作業の進捗による「ALPS スラリー（移替え対象 HIC）」の潜在的影響度の「ALPS スラリー」への移行や、事故時に PCV に接続された系統内へ流入した水素の滞留を踏まえた「建屋内汚染構造物等」の安全管理要求度の見直しがある。後者については、万一の水素爆発を仮定した場合の配管健全性評価の結果、3 号機 S/C と高圧注水系（以下「HPCI」という。）が弾性変形範囲を超える結果となったことを踏まえて安全管理要求度が上昇したものである。ただし、S/C については内包水による水素爆発の圧力波の減衰は考慮しない条件のもとでの評価であり、また、弾性変形範囲を超えた場合でも破断に至るためには塑性変形を経る必要があるため、これらの系統から直ちに内包水等が漏えいする事態になることは考えにく

い³。なお、1号機の PCV 内部調査により明らかとなった、ペDESTALのコンクリートの一部消失による燃料デブリや建屋内汚染構造物等の安全管理要求度への影響については、東京電力において実施中のペDESTALの耐震評価等を参照の上、今後評価を実施する。

中長期ロードマップでは、これらリスク源への対処に関して、以下3つの基本分類を用いて優先順位を付け、最適な対策を実施している。

- ① 相対的にリスクが高く優先順位が高いもの（建屋内滞留水やプール内燃料）
- ② 直ちにリスクとして発現するとは考えにくいが拙速に対処した場合にかえってリスクを増加させ得るもの（燃料デブリ）
- ③ 将来的にもリスクが大きくなるとは考えにくいが廃炉工程において適切に対処すべきもの（除染装置スラッジ等の固体廃棄物）

図4では、上記の①を桃色、②を黄色及び③等を緑色で示し、このうち「十分に安定管理されている領域」（水色の領域）にあるリスク源については、水色で表している⁴。福島第一原子力発電所全体のリスク低減戦略を検討するに当たり、上述の SED はある時間断面での放射性物質に起因するリスクを定量的に示したものであり、リスク源の対策の優先順位を判断する際に有効な手法である。

なお、福島第一原子力発電所の主要なリスク源は表1のとおりであるが、廃炉作業全体を長期的に見据えた場合には事故前から存在する廃棄物や、潜在的影響度が必ずしも高くはないが十分に安定管理されていないものが存在する。これらは、技術戦略プラン2019から提示しており、特に、これまで明示的に検討の対象としていなかったリスク源を収納する設備については、地震、津波、雨水等の外部事象を考慮した調査・検討を進めている。調査・検討によりリスク源の情報が明らかになり、主要なリスク源と同様に優先順位を付けて対処すべきと判断されたものについては今後リスクレベルを評価していく（添付資料6）。

また、廃炉作業中の長期的な時間経過に従い、これまで想定できていない事象も発生しており、想定外のリスクを抽出していく取組が重要になる。このようなリスクの抽出は容易ではないが、想定外の事象が発生した際にその事象を分析し、これまで想定できていなかった要因を明らかにしていくことはリスク抽出の糸口となる。

2021年3月25日に報告されたガレキ等の一時保管エリアにおける全β汚染物の漏えい事象⁵では、内容物が把握されていない容器（コンテナ）からの放射性物質の漏えいが確認された。これまで、ガレキ等固体状の内容物は、容器破損により直ちに放射性物質を環境に移行させることは

³ 東京電力ホールディングス株式会社、「1号機 RCW の水素滞留事象を踏まえた対応について（水素滞留事象の影響評価）」特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合（第10回）資料2-1，2023年6月5日

⁴ 図4 福島第一原子力発電所の主要なリスク源が有するリスクレベルにおいて「十分に安定管理されている領域」は、共用プール、乾式キャスク等の事故前から安全に設計・使用されており、事故の影響を受けていない施設、吸着塔類等の事故後に長期保管できるよう設計された施設に保管されているリスク源の安全管理要求度を内包するように定めている。

⁵ 東京電力ホールディングス株式会社、「物揚場排水路 事故事象報告及び瓦礫類の保管管理について」、特定原子力施設監視・評価検討会（第90回）資料4，2021年4月19日

ないと想定していたが、その後の分析によりコンテナ内面の腐食が漏えいの要因と推定された⁶。本事象を踏まえるとリスク源の所在と放射能に加えて物理化学的状態とその経年変化の把握がリスク抽出に重要となる。また、2021年2月13日に発生した福島県沖を震源とする地震⁷では、1号機と3号機でのPCVの水位低下や構内のタンクでタンク設置時に評価した滑動量を超える滑動が確認された。2022年3月16日に発生した福島県沖を震源とする地震においても1号機と3号機でのPCVの水位低下や一時保管エリアのコンテナの転倒が確認された⁸。現在の状態が十分に把握できていないPCV等については、内部調査とともに、事故発生時の状況の理解による損傷状態の把握及び監視や評価による経年変化の推定がリスク抽出に役立つ。自然災害等の外部事象については、既存設備や新規設備の設計条件を超える事象に対する影響と対応策の可否をあらかじめ十分に評価する必要がある。

上記の事例はいずれも重大な結果に至っていないが、根本原因分析等の手法を用いて事象を丁寧分析し、これまでに想定できていないリスクを抽出し、重大な結果の発生防止に役立てることが重要である。そのためには、東京電力において、上述のような想定外の事象から学び取る取組が必要である。

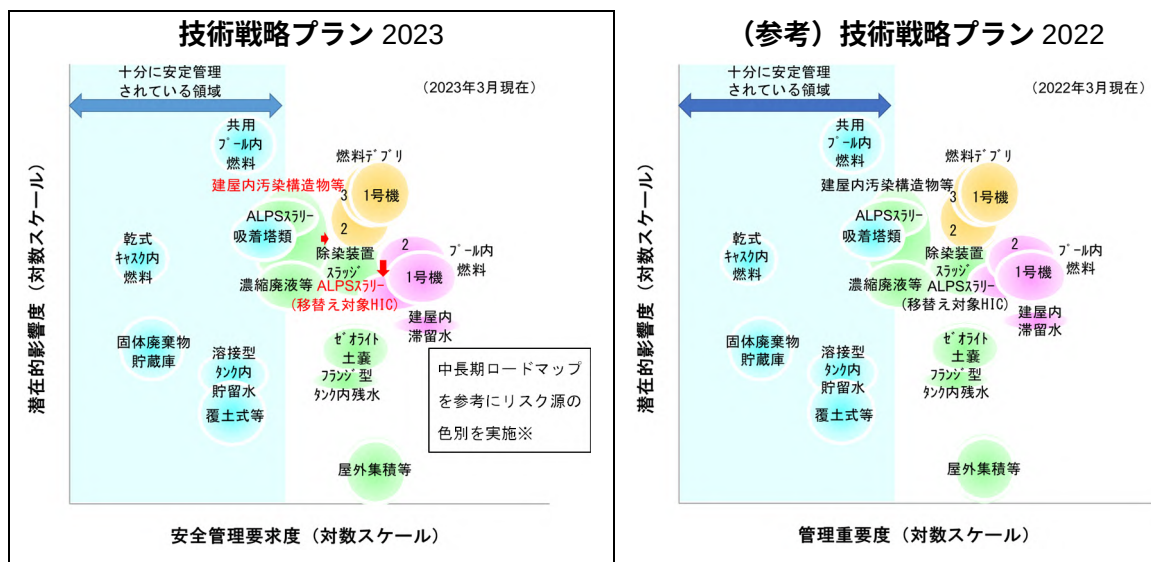
⁶ 東京電力ホールディングス株式会社、「1F規則第18条第10号判断について（物揚場排水路PSFモニタ放射能高警報発生事象）」、廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合/事務局会議（第90回）資料3-6，2021年5月27日

⁷ 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2月13日地震に対する設備の追加点検及び耐震評価について」、特定原子力施設監視・評価検討会（第90回）資料5-1-3，2021年5月19日

⁸ 東京電力ホールディングス株式会社、「3月16日地震発生後の福島第一原子力発電所の状況について」、特定原子力施設監視・評価検討会（第99回）資料1-1，2022年4月18日

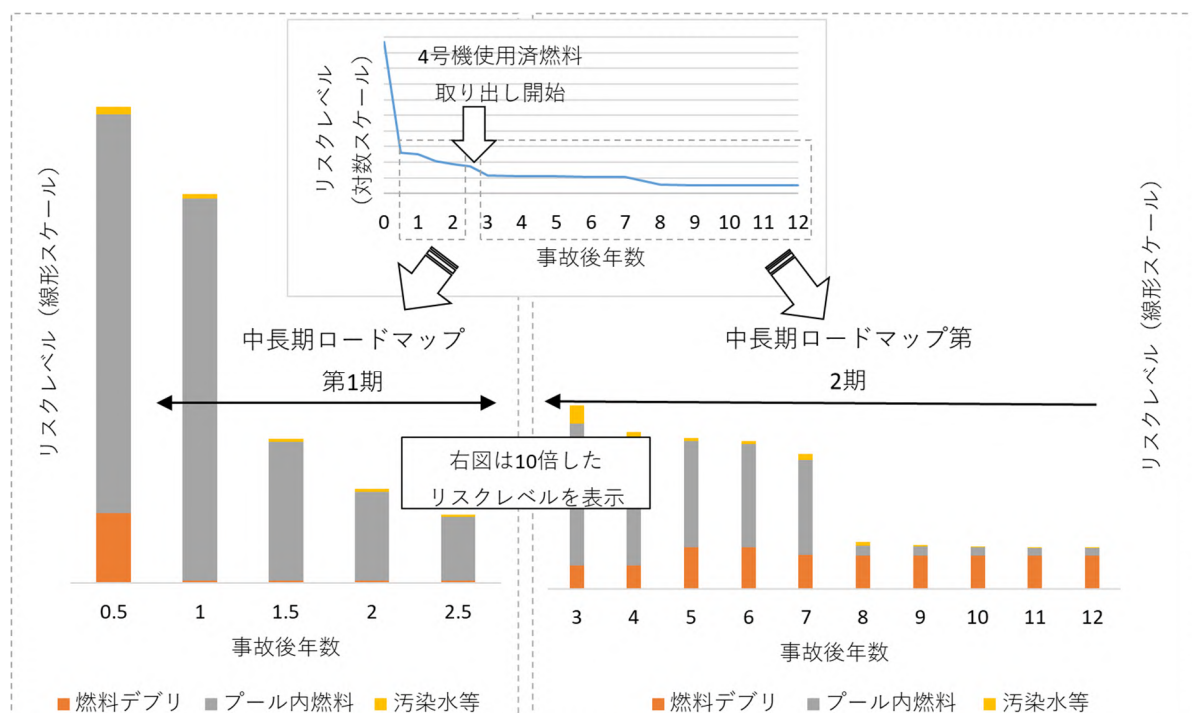
表 1 福島第一原子力発電所の主要なリスク源

燃料デブリ		1～3号機の原子炉圧力容器（RPV）／原子炉格納容器（PCV）内の燃料デブリ
使用済燃料	プール内燃料	1～2号機の使用済燃料プール内に保管されている燃料集合体
	共用プール内燃料	共用プール内に保管されている燃料集合体
	乾式キャスク内燃料	乾式キャスク内に保管されている燃料集合体
汚染水等	建屋内滞留水	1～3号機原子炉建屋、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋内に滞留する汚染水、1～3号機建屋底部のα核種含有スラッジ
	ゼオライト土嚢	プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋地下階に設置された土嚢内のゼオライト等
	溶接型タンク内貯留水	溶接型タンク内に保管されているストロンチウム処理水、ALPS 処理水
	フランジ型タンク内残水	フランジ型タンク底部に残っている濃縮塩水の残水及びα核種含有スラッジ
水処理 二次廃棄物	吸着塔類	セシウム吸着装置等の各種の汚染水処理設備から発生した使用済吸着塔等
	ALPS スラリー	多核種除去設備、増設多核種除去設備で発生した、高性能容器（HIC）に保管されているスラリー、廃吸着材
	ALPS スラリー（移替え対象 HIC）	β線照射の影響を受けた HIC のうち、積算吸収線量が基準値 5,000kGy（落下に対する構造健全性が確認できている積算吸収線量）を超えた又は超える時期が近いと評価され、HIC 移替えが計画されている ALPS スラリー
	除染装置スラッジ	除染装置の運転に伴って発生した凝集沈殿物
	濃縮廃液等	濃縮塩水を蒸発濃縮装置で更に濃縮減容した濃縮廃液及び濃縮廃液から収集した炭酸塩スラリー
ガレキ等	固体廃棄物貯蔵庫	固体廃棄物貯蔵庫内に収納されているガレキ類（30 mSv/h 超）
	覆土式等	覆土式一時保管施設、容器収納にて保管されているガレキ類（1～30 mSv/h）、一時保管槽にて保管されている伐採木
	屋外集積等	屋外シート養生にて保管されているガレキ類（0.1～1 mSv/h）、屋外集積にて保管されているガレキ類（0.1 mSv/h 未満）、屋外集積にて保管されている伐採木
建屋内汚染構造物等		原子炉建屋、PCV／RPV 内で、事故により飛散した放射性物質により汚染された構造物・配管・機器等（シールドプラグ・非常用ガス処理系配管等）及び事故以前の運転時の放射化物



※「相対的にリスクが高く優先順位が高いもの」を桃色、「直ちにリスクとして発現するとは考えにくいが拙速に対処した場合にかえってリスクを増加させ得るもの」を黄色、「将来的にもリスクが大きくなるとは考えにくいが廃炉工程において適切に対処すべきもの」等を緑色で示し、このうち「十分に安定管理されている領域」にあるリスク源を水色で示す。また、朱記は技術戦略プラン 2022 (2022 年 3 月時点評価) からの変化が顕著なリスク源を表し、矢印の元は技術戦略プラン 2022 の位置を示している。ALPS スラリー (移替え対象 HIC) は、移替え作業の進捗により ALPS スラリー (緑色) へ移行した分の潜在的影響度が減少し、下方に移動している。なお、元々の ALPS スラリー (緑色) の潜在的影響度に対する移行割合は少ないため、対数スケール上の ALPS スラリー (緑色) の変動はほとんどない。「建屋内汚染構造物等」については、事故時に PCV に接続された系統内へ流入した水素の滞留状況を反映し安全管理要求度が上昇した。

図 4 福島第一原子力発電所の主要なリスク源が有するリスクレベル



- ※1 事故直後は燃料デブリによるリスクレベルが高かったが、事故後1年にかけて燃料デブリ中の放射性物質の減衰により潜在的影響度が大きく減少したため、リスクレベルが大きく低下している。
- ※2 事故後8年の評価において、使用済燃料プールの冷却停止後の水温上昇がこれまでの想定よりも緩やかであるとの知見を取り入れた結果、リスクが顕在化するまでの時間的余裕が増すことから、プール内燃料のリスクはそれ以前の評価よりも低くなっている。

図 5 福島第一原子力発電所が有するリスクの低減

2.2.2 リスク低減戦略

2.2.2.1 リスク低減戦略における当面の目標

式1で示されるように、SED で評価されるリスクレベルを低減させるための対策としては、「潜在的影響度」で表される放射性物質の公衆への影響を低減させる方法と、「安全管理要求度」を低減させる方法がある。

「潜在的影響度」は、リスク源に含まれる放射性物質の量であるインベントリと、リスク源の気体、液体、固体等の性状の相違による放出のされやすさや安全機能喪失時のリスク顕在化までの余裕時間に係る指標との積で表される。「潜在的影響度」を低減させる例としては、放射性崩壊に伴うインベントリや崩壊熱の低下、液体や気体を移動しにくい形態に変化させること等がある。汚染水を処理して二次廃棄物にすることは形態変化の例である。

「安全管理要求度」は、リスク源を内包する施設の閉じ込め機能の十分性（閉じ込め性）に係る指標と、リスク源の特性（劣化や活性度）や梱包、監視状態等のリスク源の長期的な安定性や取扱い性に係る指標の2つの積を用いて表される。「安全管理要求度」で表される事象の起こりやすさを低減させる方法としては、第一にリスク源を内包する施設の閉じ込め性を改善することである。閉じ込め性の改善方法としては、リスク源を津波の影響を受けにくい高台のより健全な施設へ移送することや、現状の保管施設の損傷箇所の修復等がある。第二にリスク源の取扱いの不確かさを低減し、リスク源の特性を踏まえた管理を長期的かつ安定的に可能にすることで、長期的安定性を改善することである。そのためには、リスク源の分布の調査、分析・測定による性状把握、監視状態の改善等により、十分な情報を取得し、リスク源の特性に応じて回収方法や保管方法に適切に反映することが重要となる。このようなリスク源の取扱いの不確かさを低減するための取組は、リスク源の回収作業等のリスク低減措置に伴う一時的なリスクレベルの増加を低く抑えることにも役立つ。

様々なリスク低減対策のうち一般に工学的に実現しやすいものは、この「安全管理要求度」で表される事象の起こりやすさの低減である。したがって、「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」（2.1 節参照）を基本方針とする福島第一原子力発電所の廃炉におけるリスク低減策の当面の目標としては、上述の方法によりリスク源の「安全管理要求度」を、図4の「十分に安定管理されている領域」

（水色の領域）に持ち込むこととする。「十分に安定管理されている領域」の中でも「安全管理要求度」を更に下げていくことは、安定状態を維持するための注水や窒素封入等の動的な対応が不要な状態である受動的安全性が確保された状態を達成することにつながる。

主要なリスク源について、当面の目標である「十分に安定管理されている領域」に持ち込むまでのプロセス及びそのプロセスに沿った廃炉作業の進捗を図6に示す。

図6(a)は、これまでの廃炉作業及び今後の計画の概要をフロー化し、俯瞰的に廃炉作業全体の流れを示すとともに、図4の色別を用いて各リスク源のリスクレベルを表すことにより、リスクの低減の流れを提示している。このフローを基に、燃料デブリ、使用済燃料及び事故時に放出されたCs-137について展開することにより、事故時に比べ、どのようにリスク源が移行したのかを可視化することが可能である。図6(b)には、使用済燃料について、作業進捗が分かりやすい燃料集合体体数を指標として、図6(c)には、Cs-137について、様々な形態で存在するリスク源に

共通する放射能推定値 (Bq) を指標として、「十分に安定管理されている領域」への移行状況を、各々円グラフにより表現し、廃炉作業の進捗状況を提示している。図 6 (b)は技術戦略プラン 2022 からの進捗はない。図 6 (c)には、2022 年度中の建屋内滞留水量の変動、吸着塔類の増加、固体廃棄物貯蔵庫等での保管量の増加、減衰分の増加による Cs-137 の増減を反映し、そのうち、割合の大きい減衰分の増加を明灰色で示している。図 6 (d)には、フロー中に示されたリスク源とその処理プロセスに対応する安全管理要求度の推移をリスク源の分類ごとグラフで示している。ここで示す安全管理要求度は、上述の安全管理要求度を低減させる方法と対応付けるため、閉じ込め性に係る成分と長期的安定性に係る成分の 2 つに分けて表示している⁹。これによりリスク源を十分に安定管理されている領域に移行させるために、閉じ込め性又は長期的安定性のどちらの対策を優先的に取り組むべきか判別ができる。また、フローで将来検討又は検討中の範囲としている処理プロセスにおいて、安全管理要求度を十分に安定管理されている領域（グラフ中の水色の領域）まで低減させる際に改善すべき対象を、図 6 (d)でそれぞれ青色と橙色の矢印により示した。なお、図 6 (d-1)における取り出した燃料デブリや、図 6 (d-4)の安定化処理後の水処理二次廃棄物の安全管理要求度の閉じ込め性については乾式キャスクや固体廃棄物貯蔵庫等の施設と同等とし、長期的安定性については、リスク源が有する反応性を考慮して適切な保管管理ができる状態を想定している。この想定は現時点での仮定であり、今後の検討の進捗等により変わり得る。各リスク源のリスク低減に係る具体的な戦略は 3 章で詳述する。

⁹ 添付資料 5 に示される安全管理要求度の指標のうち、FD に係る成分を閉じ込め性に、WUD に係る成分を長期的安定性に対応付けた。図 6 (d)では各々のリスク源の安全管理要求度($FD \times WUD$)⁴の対数をとることにより、安全管理要求度を閉じ込め性に係る成分と長期的安定性に係る成分に分解して表示している。青色と橙色の棒の高さは、潜在的影響度に安全管理要求度を乗じる際に、閉じ込め性に係る成分と長期的安定性に係る成分によって何倍にされるかを対数で表している。なお、当該リスク源が複数のリスク源から構成される場合、その中で代表的なリスク源について表示している。

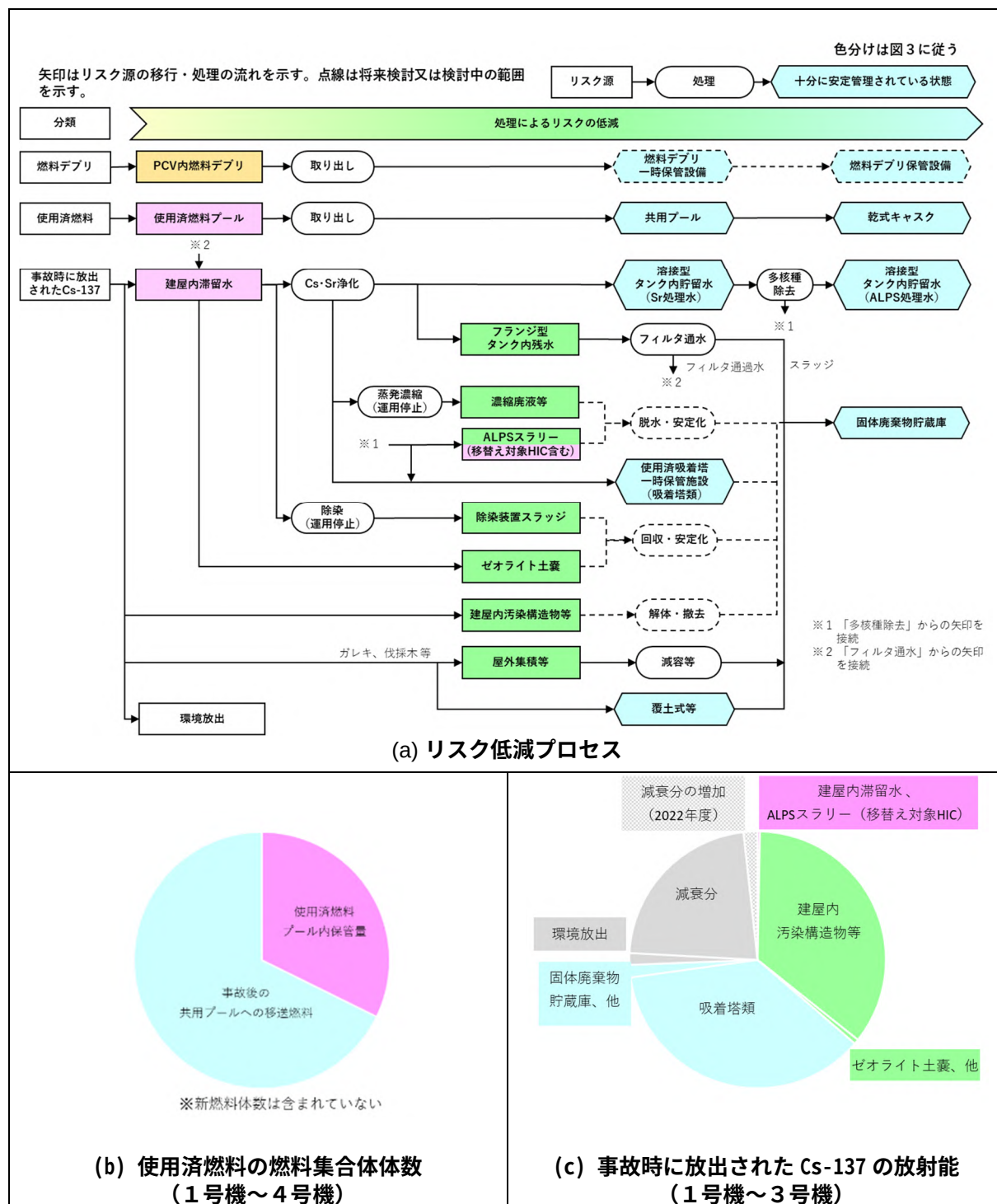


図6 主要なリスク源のリスク低減プロセスとその進捗 (2023年3月時点) (1/2)

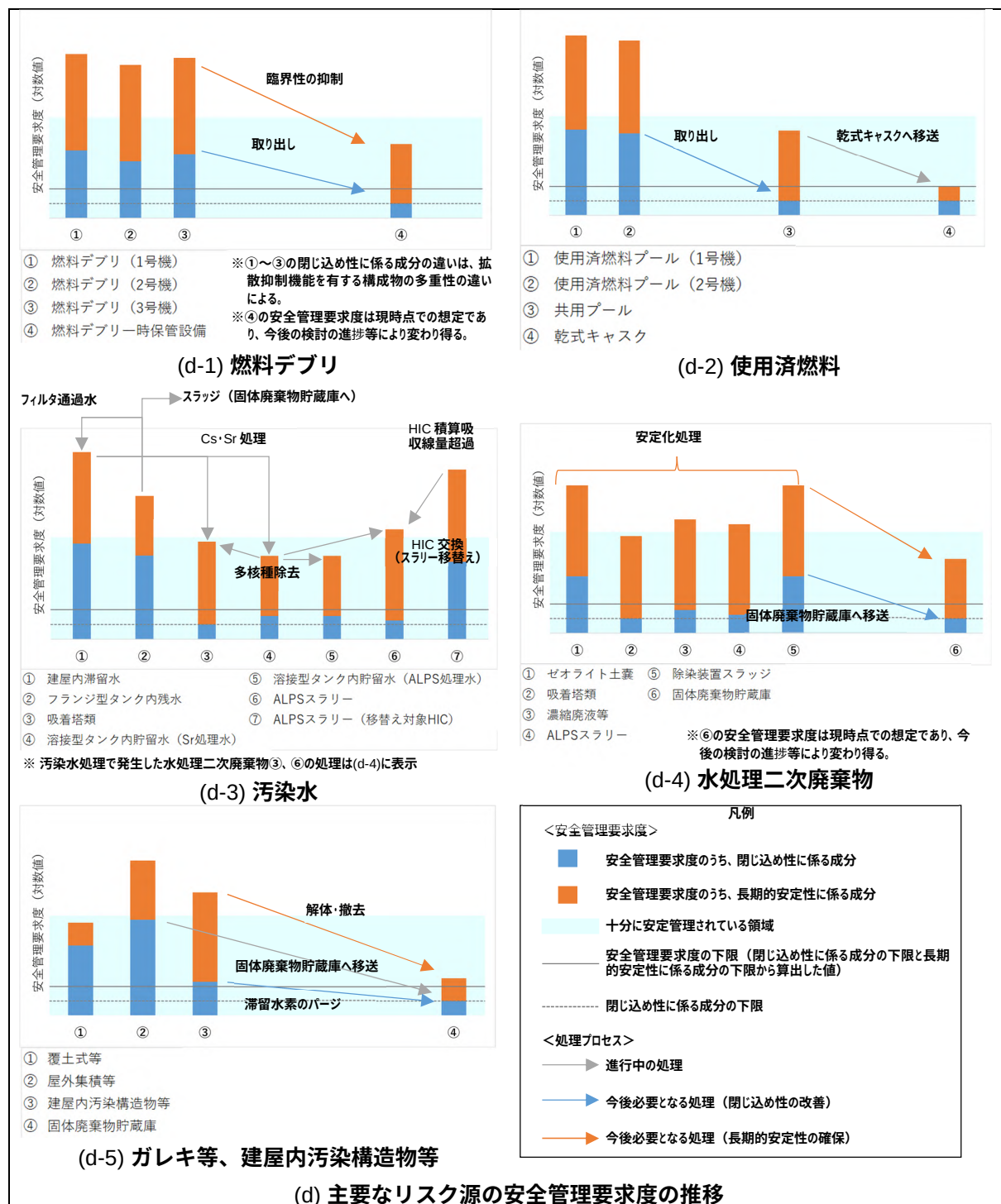


図6 主要なリスク源のリスク低減プロセスとその進捗 (2/2) (2023年3月時点)

2.2.2.2 リスク低減における基本的考え方

福島第一原子力発電所の廃炉は、大きな不確かさを内在した事業である。現在までに、事故進展過程のシミュレーション、ミュオン測定による燃料デブリ位置の推定、PCV内への調査機器の投入、建屋内の線量測定や映像撮影等により、1～3号機 PCV 内部の様子をある程度推定できるようになってきているが、いまだ大きな不確かさが存在している。この不確かさを解消するためには、多くのリソース、特に膨大な時間を要することになるが、速やかなリスク低減を目指すためには、ある程度の不確かさが存在していても、安全の確保を最優先に、これまでの経験、知見、実験や解析によるシミュレーション等を活用し、方向性を見定めた上で柔軟かつ迅速に廃炉作業を進める必要がある。

このような総合的な判断を行う上での視点として、NDF では次に示す5つの基本的考え方を整理している。

(5つの基本的考え方)

- **安全** 放射性物質によるリスクの低減並びに労働安全の確保
(検討例：放射性物質の閉じ込め（環境への影響）、作業員の被ばく、リスク低減効果)
- **確実** 信頼性が高く、柔軟性のある技術の採用
(検討例：要求事項への適合性、効果、不確かさに対する柔軟性)
- **合理的** リソース（ヒト、モノ、カネ、スペース等）の有効活用
(検討例：廃棄物発生量の抑制、コスト、効率性、作業エリア・敷地の確保)
- **迅速** 時間軸の意識
(検討例：燃料デブリ取り出しへの早期着手、燃料デブリ取り出しにかかる期間)
- **現場指向** 徹底的な三現（現場、現物、現実）主義
(検討例：作業性（環境、アクセス性、操作性）、保守性（メンテナンス、トラブル対応）)

5つの基本的考え方を実際の現場に適用した場合、作業に伴う放射線から人と環境を防護することを目的とした安全確保に最も力点を置き、人と環境に与える放射線影響評価を徹底して行い、適切な放射線防護対策を講じた上で廃炉作業を進めることが重要である（安全）。

福島第一原子力発電所の廃炉においては、事故により損傷を受けた設備等の劣化が進行して公衆リスクレベルは時間とともに上昇することから、現場の状況に照らし可及的速やかに（迅速）、このリスクを合理的に達成できる限り低く管理しつつ（確実、合理的）、現場の厳しい条件下でも実行できる方法により（現場指向）廃炉を進めることが、中長期的な安全確保につながる。

このような基本的考え方に基づく判断結果について、広く社会から受容されるよう丁寧な情報発信を行う等の努力をしていくことが重要である。

2.3 廃炉作業を進める上での安全確保の考え方

2.3.1 福島第一原子力発電所の特徴を踏まえた安全確保の基本方針

事故炉である福島第一原子力発電所の廃炉は、通常炉と異なる特殊な環境で行われる未経験の取組であることから、その安全確保に当たって以下の安全上の特徴（特殊性）を十分に踏まえ検討を進めていくことが課題である。

- 多量の放射性物質（内部被ばくに大きな影響をもつ α 核種を含む）が通常にない様々な形態（非定型）で非密封状態にあること
- 原子炉建屋、PCV といった放射性物質を閉じ込める障壁が完全でないこと
- これらの放射性物質や閉じ込め障壁の状況等に大きな不確かさがあること
- 現場の放射線レベルが高い等の制約から現場へのアクセスや現場情報を得るための計装装置の設置が困難であること
- 現状の放射線レベルが高く、また閉じ込め障壁等の更なる劣化が懸念されることから時間軸を意識した対応が必要なこと

そのため、廃炉事業執行者である東京電力は、廃炉作業を進めるに当たって、5つの基本的考え方を踏まえ、以下の点に特に留意した検討をする必要がある。

第一に、「安全」に関して、放射性物質や閉じ込め障壁の状況等に大きな不確かさがあり、かつ、その不確かさを小さくするための現場アクセスや計装装置の設置も制約されている状況において、非定型、非密封の多量の放射性物質を不完全な閉じ込め状態で扱うことになる。このため、幅広い可能性（ケース）を想定し、それらについて確実に安全確保が可能であることの確認を全ての検討の起点とすることが必要である。同時に、「安全」に関して、作業期間全体にわたるリスクを踏まえて作業期間を長期化させないことが重要であり、そのために、リスクに釣り合わない過剰な安全対策を避け、理にかなった安全対策を講じること（ALARP¹⁰）が必要である。「安全」に関するこのような視点（安全視点）を廃炉作業の検討に反映することが重要である。

第二に、「現場指向」に関して、

- ・ 現場環境が、高い放射線レベル等の特殊な状況にあり、安全対策を施工／実施する際の現場実現性に留意が必要であること
- ・ 大きな不確かさのために設計単独での対応に限界があること

等から、実際の現場から得られた情報を適確にエンジニアリングに反映していくことが不可欠である。燃料デブリ取り出しのような、過去に例のないエンジニアリングを確実に実施していくためには、実際に現場（運転操作、保全、放射線管理、計装、分析等）において作業を担う現場を熟知した人や組織（オペレータ）の目線や感覚を大切に、現場を直視した着眼点や判断等（オペレータ視点）を尊重していくことが重要である。また、長期にわたる廃炉を推進するに当たり、オペレータの目線や感覚の維持・強化を図る必要があり、東京電力自らがオペレータ視点を継承していくべきである。そのため、東京電力は外部の専門家や難作業の経験者、現場一線を

¹⁰ As Low As Reasonably Practicable の略。放射線影響を合理的に実行できる限り低くしなければならないというもの。

離れた経験者等の「オペレータ視点」を有する技術者を招へいし指導・教育を仰ぐ等、廃炉作業全体において現場を常に意識した取組を実施していく必要がある。

廃炉作業の実際の検討に当たっては、廃炉事業執行者である東京電力がその作業に関する規制要求を満足する要求事項を定め、その実現に向けた具体的な安全対策を検討する。その際は、福島第一原子力発電所の廃炉の特徴（特殊性）に対応するため安全視点、オペレータ視点を反映することが基本である。

不確かさが大きな廃炉作業では、要求事項やそれらを満足する設備や運用の仕様を事前に一意に定めることが困難な場面が多い。その場合でも、後述する「先行的な実施と得られる情報の後段での活用」や「イタレーション型¹¹のエンジニアリング」、具体的に選択した安全対策の効用の確認と改善によって、柔軟かつ迅速に廃炉作業を進める必要がある。

本節では、まず、事業者による「安全ファースト」の浸透を求める。次に、福島第一原子力発電所の特徴に対して、オペレータ視点も包含した安全評価による安全確保策と、安全を確保する過程で多段階に取り込むべきオペレータ視点の重要性を述べる。最後に、ALARP 判断の必要性について言及する。また、これら諸点と前述のリスク低減における5つの基本的な考えとの関連にも言及する。

2.3.1.1 安全視点を第一とする考え「安全ファースト」の浸透

工法・装置は、安全上の視点が十分に反映されていなければ、その使用は基本的に許容されない。したがって、工法・装置が現場で使用されるまでの過程（プロジェクト）に携わる者全てが、安全視点を第一とする考え（以下、「安全ファースト」という。）をもって業務に当たることが重要である。なお、安全ファーストの考えをプロジェクトへ具体的に適用すると、「プロジェクトの検討を行う際に、工法・装置の使用に伴う安全性の評価を尽くし、必要十分な安全の確保を確認した上で、技術的な確実性、合理性、迅速性、現場適用性等を総合的に考慮して、工法・装置とそれに伴う安全対策を決定する」ということになる。

東京電力では、福島第一原子力発電所の事故後、原子力リーダー間の対話、原子力リーダーから一般社員に向けてのメッセージの発信等、リーダー自らが率先して原子力安全に関する意識向上に向けた一層の取組を実施してきている。しかしながら、現場も含むプロジェクトに携わる者全てに安全ファーストをあまねく浸透させるためには、組織トップの姿勢（原子力安全が特別なものであり、特別な意識を向ける必要があることを訴求し続ける姿勢）が重要である。

以上の考え方を5つの基本的な考え方と関連付けて整理すると、プロジェクトを進めるに当たっては「安全」が最も重要であり、その他の4つは「安全」の次に考慮すべき考え方と位置付けるのが安全ファーストの考え方ということになる。ただし、2.3.1.3で述べるとおり福島第一原子力発電所の廃炉作業に当たっては、「現場指向」は「安全」と相互補完的に機能させるべき考え方となる。

¹¹ ある結果を基に次の結果を求め、これを繰り返すことによって次第にエンジニアリングの完成度を高めていくやり方

2.3.1.2 安全評価を基本とした判断最適化と廃炉対応における適時性確保

燃料デブリ取り出し等技術的に難易度が高く、大きな不確かさを有し、かつ多量の放射性物質を取り扱う作業は、適切な対策を実施して安全を確保することが最も重要との安全ファーストをもって廃炉作業を進める必要がある。その上で、十分に検討された安全評価を安全対策の判断の基本とすることで、リソースを寡少でも過剰でもなく投入することができ、必要かつ十分に実行可能な安全対策が実現できる（確実、合理的）。

また、福島第一原子力発電所の廃炉に固有な安全視点として、遅滞ない廃炉作業進捗の重要性が挙げられる。既に顕在化している高い放射線影響、更には閉じ込め障壁等の劣化進展のおそれを考慮すると、遅滞なく廃炉作業を進展させることが廃炉全体の安全確保に大きな意味を持つことになる（迅速）。

以上の考え方を5つの基本的な考え方と関連付けて整理すると、安全ファーストを前提に十分な安全評価を通じた判断により、「確実」「合理的」な安全対策を実現でき、それが「迅速」な廃炉作業の進展につながるということになる。

2.3.1.3 「オペレータ視点」を取り込んだ安全確保

安全対策を施工／実施する際の現場実現性に留意が必要であることや、大きな不確かさのために設計単独での対応に限界があること等から、実際の現場から得られた情報を適確にエンジニアリングに反映していくことが不可欠である。すなわち、安全対策を真に実効的なものとするために、現場での運転操作、保全、放射線管理、計装、分析等の実務を担う現場を熟知した人や組織の着眼点や判断等（オペレータ視点）を尊重する必要がある。また、通常炉と異なる以下の点からもオペレータ視点は重要である。

- ・ 運転操作を含めた運用による設計の補完：

大きな不確かさゆえに全ての状況に設計のみで対応することには限界があるため、操作者による対応や現場運用で設計を補い、運用とトータルで安全を高めることが有効である。例えば、臨界安全に資する情報（燃料デブリの組成や未臨界度等）は、現場の計測が困難であるため、測定値の不確かさが大きい。このような環境下でも臨界に関する安全を確保しつつ、燃料デブリの取り出しを一定の規模で進める必要がある。そのためには、作業ステップごとに变化する臨界の兆候を計測値の有意な変動として、燃料デブリ取り出しの操作者が認識できなければならない。仮に、ノイズと識別可能な計測値の有意な変動を生じさせる程度の大きさの切削等を未臨界度が比較的小さい状態で行う場合であっても、設計と実測値を踏まえた運用によって未臨界の維持や臨界兆候を把握することで対応が可能となる。つまり、前述のとおり、大きな不確かさのある環境においては、運用による対応を可能とするよう検知技術の開発が一層重要となる。

- ・ 監視、分析等による情報の設計での活用：

大きな不確かさへの対応として、現場での運用において得られる監視、分析等による情報を次の段階の設計に活用することでより適正なものとしていく。

- ・ 異常時対応における時間的余裕の考慮：

異常状態への進展防止に万全を図ることが基本ではあるが、万一の異常発生時の備えとして、異常時の進展は緩やかで対応の時間的余裕が大きいという特徴を考慮した現場対応が有効である¹²。

2.3.1.4 安全を基軸とした ALARP 判断

安全には、このレベルを達成しなければ当該の工法・装置は使用できないという安全の基準に係る最低限のレベルがある。この最低限のレベルを満足した上でどの程度の安全を達成するかについては、達成される安全レベルとそれに要するリソース（コスト、期間、従事者の被ばく線量等）との間で最適化を図り、採用する工法・装置を決定すべきである。工法・装置を決める判断には、「安全の基準をはっきりさせ（安全視点）」、「現場での実現性等について指摘する（オペレータ視点）」、それを「プロジェクトで検討、議論（プロジェクトマネジメント）」していくという図 7 のサイクルを回しながら、最終的に採用する工法・装置を決めていくことが大切である。この図に示されるように、安全視点とオペレータ視点はそれぞれが独立なものでなく、安全視点をベースにプロジェクトが行った ALARP 判断は、オペレータ視点をベースとした実現性のチェックを経て、工法・装置の決定に至る。安全視点が実際に現場に反映されるためにはオペレータ視点が不可欠であり、一方、オペレータ視点が活かされるためには安全視点をベースにした判断が必要である。

以上の考え方を 5 つの基本的な考え方と関連付けて整理すると、「安全」と「現場指向」が相互補完的に機能する考え方である点は 2.3.1.3 と同じである。最低限の安全レベルを確保した上で ALARP 判断の要素として「確実」、「合理的」、「迅速」といったプロジェクト的な視点も考慮するというものである。

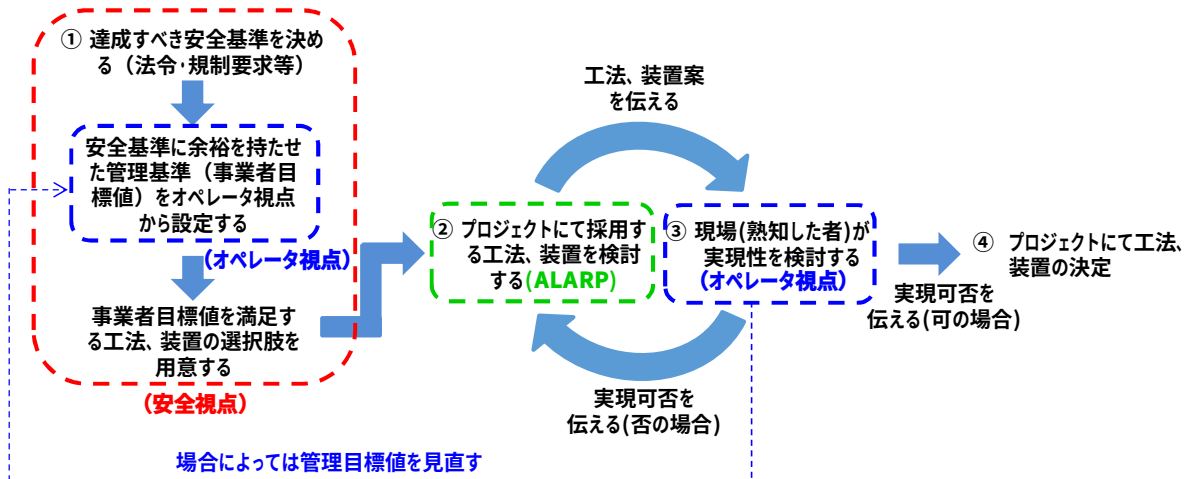


図 7 安全を基軸とした ALARP (イメージ)

2.3.2 先行的な実施と得られる情報の後段での活用

事故炉である福島第一原子力発電所の現場状況には大きな不確かさが存在することから、燃料デブリ取り出し等の大掛かりな作業は、既存の知見のみに基づくと極めて大きな安全余裕や幅広

¹² 福島第一原子力発電所は事故後長時間が経過しており、放射性物質放散の駆動力となる内在エネルギー（崩壊熱）が小さい。そのため、一般的に、異常の進展は緩やかで、対応の時間的余裕が大きいという特徴がある。

い技術選択肢の想定が必要となる。このため、対応期間の長大化や手戻りのリスクが避けられず、その結果、廃炉全体の遅れ、廃炉費用の高騰、作業員被ばくの増加等を招き、プロジェクト全体の成立性や予見性を低下させる可能性が大きくなる。

一方で、既に放射線レベルが高い環境下にあること、閉じ込め障壁等の更なる劣化、今後の大きな自然事象（地震や津波等）の発生の可能性等を考慮すると、リスク状態の改善と不確かさの縮小は早急に行うことが求められる。このため、作業をいくつかの段階に分けた上で、実質的な安全の確保を保証できる「最初の段階の作業」に取り組み、そこで得られた情報を次の段階に展開するという「逐次型の取組」が重要となる。この取組方式¹³では、各段階の作業において、炉内部の状態監視、操作の制限、機動的な対応等¹⁴によって安全を確保した上で作業を進め、作業や試験によって得られた情報を次段階の作業の設計に活用することで、次段階の作業の不確かさを低減し、安全確保の信頼性向上と設計の合理化を図ることができる。

東京電力は、このような取組方式を実際のエンジニアリングやプロジェクト管理に積極的に導入していくべきである¹⁵。

逐次型の取組そのものではないが、関連する活動として東京電力が 2019 年度以降進めている原子炉注水停止試験がある。この試験は、燃料デブリ取り出しの工法選定の柔軟性を維持する観点も含め、将来の注水停止の可否判断に資することを目的の一つとしたものである。注水停止に伴う様々なリスク（燃料デブリや RPV 底部温度の上昇、PCV 外へのダスト飛散量の増加、注水再開時の再臨界発生）を把握し、一定のリスクをとりつつも段階的に試験時間を長くしていく方法により、注水停止の可否に関する知見を積み上げている。東京電力ではこれらの知見も踏まえ 2 号機の注水について、連続的な注水を維持しつつ注水量を低減することとしている。

今後は、安全確保のための逐次型の取組の中で、現場作業によって得られる情報も十分にに取り込み、知見として積み上げていくことを方針として明確にすることが望ましい。以下に事例を示す。

- 燃料デブリ取り出し時における水素リスクの把握：窒素供給量や排気流量を試験的に低減させる試験によって水素蓄積と燃焼に至るリスクを把握し、必要な窒素供給量や排気設備の風量や台数等の安全確保のための機能の決定に資する。
- 燃料デブリ取り出し時における注水設備設計に資する根拠：燃料デブリ取り出し時に必要となる注水ポンプの台数や適切な注水量、注水箇所の相違による燃料デブリの冷却状況の変化等の情報を取得する。

これらの逐次型の取組方式の過程で得られる上手くいった経験や上手くいかなかった経験を実績として積み上げることで廃炉作業に伴う大きな不確かさを徐々に小さくすることができる。これを例えばサンプリングによる不確かさの低減方策と組み合わせることで不確かさを小さくしていくことが重要である。こうした不確かさを低減する取組により、廃炉を着実に進展させることができ、

¹³ セラフィールドの廃止施設等、英国でも用いられており、リード・アンド・ラーン（Lead & Learn）と呼ばれている。

¹⁴ 例としては、臨界防止の観点から、実現可能な範囲での核計装を設置する、デブリ加工量を制限する、放射性ダスト濃度の管理値を定めて作業を規制する、などの措置を講ずること等。

¹⁵ 福島第一原子力発電所の廃炉等の実施に関する方針等を取りまとめた廃炉等実施計画書（2022 年 2 月 17 日、東京電力 HD）において述べられている。https://www.tepco.co.jp/press/release/2022/1693977_8712.html

中長期的なリスク低減の観点から福島第一原子力発電所の廃炉における安全確保に資することができる。

2.3.3 作業に伴う一時的なリスクレベルの増加への対応の考え方

廃炉作業は、中長期的な観点から速やかなリスク低減を目指すものであるが、作業に伴って一時的にリスクレベルが変化することや、作業員の被ばく量が増加する可能性について慎重に考慮する必要がある。廃炉作業は、リスクを有しつつも一定の安定状態にある現状に対して何らかの操作を加えることであり、操作の加え方によっては、そのリスクが顕在化するおそれがあるためである。例えば、燃料デブリを取り出すために原子炉内部にアクセスすることは、現状維持されている閉じ込め状態に影響を与えることになり、また、取り出し作業での特殊な操作や保守の実施は、作業従事者の被ばくを増加させることにつながる。

このような廃炉作業による一時的なリスクレベルの高まりや被ばく増加の可能性については、それらを防止・抑制する措置を講ずることが重要であり、特に作業員の放射線安全は ALARP の考え方に沿って確保する等、周到な準備を施した上で作業を行うことで作業中のリスクレベルの増加を可能な限り抑えなければならない。

なお、廃炉作業の実施が過度に遅れることは現存する大きなリスクが長期間存在し続けることを意味し、建屋や設備の劣化に伴うリスクが徐々に増加していく可能性も有するため、廃炉作業を速やかに実施するという基本姿勢は堅持されなければならない。このため、廃炉作業中のリスク増加の抑制を要件として、準備や作業にかかる時間、コスト、作業員被ばくの制限等の種々の制約条件をも考慮に入れた上で、早期の実施を実現するための慎重で総合的な判断を行うこととなる（添付資料 7）。

福島第一原子力発電所の廃炉は、政府、NDF、東京電力等のみならず、地域の皆様を含む幅広い方々の理解を得ながら進める必要がある。このためには、本章で述べたリスク低減の全体の取組について十分に理解いただき、廃炉事業への理解を得ていくことが必要不可欠である。特に、廃炉作業がどのようなリスク低減戦略に基づいて行われるのか、廃炉作業の安全がどのように確保されるのか、廃炉作業によってサイト全体のリスク低減がどのように継続的に進んでいるか等について、幅広い方々にとって分かりやすいリスクの継続的な監視の仕組みを整え、社会に発信していくことが重要である。

NDFでは、技術戦略プランを通して継続的に福島第一原子力発電所の廃炉に係るリスクの状況を提示することに加え、2.2.2.1に示した廃炉作業の進捗に伴うリスク低減プロセスを提示する検討を進めている。東京電力においても、サイト全体のリスクを把握する仕組みを整備するとともに、リスク低減の状況について東京電力自ら社会への発信を意識した対応が求められる。

3. 福島第一原子力発電所の廃炉に向けた技術戦略

3.1 燃料デブリ取り出し

3.1.1 目標

- (1) 周到な準備をした上で燃料デブリを安全に回収し、これを十分に管理された安定保管の状態に持ち込む。
- (2) 2号機の試験的取り出しについては、取り出し作業の安全性と確実性を高めるために工程を見直しており、2023年度後半目途に着手する。また、段階的な取り出し規模の拡大等の一連の作業を進め、その後の取り出し規模の更なる拡大に向けて必要な情報・経験を得る（燃料デブリ取り出しの対象については添付資料8参照）。
- (3) 取り出し規模の更なる拡大については、2号機の燃料デブリ取り出し、内部調査、研究開発、現場環境整備等を見極めつつ、収納・移送・保管方法を含め、その方法の検討を進める。

3.1.2 進捗

燃料デブリ取り出しに関わる各号機の取組状況について以下に示す。

また、各号機の燃料デブリ分布の推定、アクセスルート及び周囲の構造物の状況を図8に示す。

a. 1号機

各種計測センサを搭載できる潜水機能付ボート型アクセス調査装置（以下「水中ROV」という。）を用いたPCV内部調査を2022年2月～2023年3月に実施した。水中ROVはPCV貫通部X-2ペネトレーション（以下「X-2ペネ」という。）からPCV内へ投入され、ペDESTAL外地下階にアクセスするものである（図9）。2022年2月からペDESTAL外側で、詳細目視、堆積物厚さ測定、堆積物デブリ検知・評価（中性子束レベル等）、堆積物3Dマッピング測定等を実施した。堆積物のサンプリングも成功しており、今後分析が実施される予定。また、2023年3月にはペDESTAL内に水中ROVを導入させる調査に初めて成功し、ペDESTAL下部のコンクリートの消失状態、ペDESTAL内底部の堆積物や落下物の状態、制御棒駆動機構（以下「CRD」という。）ハウジング等の上部の構造物の状態等、多くの情報が得られた（図10）。得られた主な知見は以下のとおり。

- (ア) ペDESTAL外はペDESTAL開口（作業員アクセス口）部近傍から幅広い範囲に堆積物が分布しており、ペDESTAL開口部付近が比較的高く、水中ROV投入位置であるX-2ペネ付近に近づくにつれて徐々に低くなっていること
- (イ) ペDESTAL外の堆積物については、全体として粉状・泥状の堆積物が薄いことや、ペDESTAL開口部付近においては棚状の堆積物が存在し、内部は空洞であること
- (ウ) ペDESTAL外の調査ポイント全てにおいて、熱中性子束及びEu-154が検出され、それらの数値については、ペDESTAL開口部からの距離と堆積物の高さとの相関は確認されなかったことから、燃料デブリから遊離した物質（燃料デブリ由来の物質）が調査範囲に広く存在していると推定されること

(エ) ペDESTAL内底部にほぼ様な高さの堆積物と CRD ハウジング等上部の構造物の一部が存在すること

(オ) 上方の CRD ハウジング等に溶融物が固化したと思われる塊が付着していること

(カ) 作業員アクセス口部付近やペDESTAL内壁面のほぼ全周では、下部のコンクリートが消失していること

ペDESTALのコンクリートの一部が消失していたことを受けて、原子力規制庁は 2023 年 5 月 24 日の第 12 回原子力規制委員会における議論を踏まえ、東京電力に対し、①ペDESTALの支持機能には期待できないという前提の下、RPV が沈下し PCV に主蒸気管相当の開口部が生じる場合も含めて、敷地境界におけるダスト飛散の影響を評価すること、②評価結果にかかわらず取り得る対策を検討すること、③支持機能が失われて RPV が沈下した場合の RPV 及び PCV がどのような状態に至るか構造上の影響に関する評価を行うことを指示した¹⁶。①と②の指示に対して、東京電力はペDESTALの強度評価結果等から大規模な損壊等に至る可能性は低いと想定しているが、仮にペDESTALの RPV 支持機能が低下し PCV に大開口が発生した場合の外部への被ばく影響を評価している。東京電力は、PCV 内部の状態等を保守的な条件に設定して評価した結果から、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと考えている¹⁷。また、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと考えているが、更なる安全上の措置として、機動的対応や PCV 閉じ込め機能の強化の検討を進めている¹⁷。東京電力によるこれらの評価は原子力規制庁から原子力規制委員会に報告され、その場において了承されている¹⁸。③の指示に対して、東京電力は Ss900 地震動を想定した強度評価を実施し、RPV ペDESTAL基礎部のインナースカート、ペDESTAL上部構造物のスタビライザ及びバルクヘッドは地震時荷重を支持可能であることから大規模な損壊には至らないと評価している¹⁹。この評価に対して、原子力規制庁は、評価の前提や入力値を仮定に基づいて設定せざるを得ないことから、事故後の実態を反映した評価を実施することには限界があることを認識し、妥当性を確認することは困難であると判断したものの、極端な事象を仮に想定した場合でも原子炉建屋全体としての構造健全性は十分に維持されることを確認したとの見解を示している²⁰。また、環境への影響に関しては、前述の東京電力評価が保守的であり最大のものであるという考えに変わりはないことを確認したとの見解も示しており、これらの原子力規制庁の見解も原子力規制委員会において了承されている²⁰。

なお、原子炉建屋の現場環境整備（線量低減）のため実施している高線量機器（原子炉補機冷却系（以下「RCW」という。））の内包水抜取作業において内部に事故時に流入した水素の滞留が認められており、水素濃度の低減・監視を慎重に行いながら作業を進めている。

¹⁶ 2023 年 5 月 24 日 福島第一原子力発電所一号機ペDESTALの状況を踏まえた今後の対応に関する面談 議事要旨

¹⁷ 第 108 回特定原子力施設監視・評価検討会「資料 2-1：1 号機 ペDESTALの状況を踏まえた今後の対応に関する指示への対応状況について（東京電力ホールディングス株式会社）」

¹⁸ 2023 年度第 24 回原子力規制委員会「資料 2：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の 1 号機ペDESTALの状況を踏まえた対応状況（原子力規制庁）」

¹⁹ 第 109 回特定原子力施設監視・評価検討会「資料 2-1：1 号機 ペDESTALの状況を踏まえた今後の対応に関する指示への対応状況について（東京電力ホールディングス株式会社）」

²⁰ 2023 年度第 37 回原子力規制委員会「資料 2：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の 1 号機ペDESTALの状況を踏まえた対応状況（2 回目）（原子力規制庁）」

b. 2号機

試験的取り出しに使用するアーム型のアクセス装置（以下「ロボットアーム」という。）については、2021年6月に英国での製作及び確認試験を完了させた後、日本国内に持ち込み、以下において、性能確認試験、実機模擬環境における検証試験（以下「モックアップ試験」という。）及び訓練を実施している。

- 2021年7月より国内工場（神戸）
- 2022年2月より JAEA 櫛葉遠隔技術開発センター

これらの試験を踏まえ新たに必要となった制御ソフトの改修・検証、一部装置の改良等を実施し、ロボットアーム単独の要求機能の確認を進めている。また、現場での準備工事として、2021年11月より既設のPCV貫通部X-6ペネトレーション（以下「X-6ペネ」という。）のハッチ開放に向けた隔離部屋設置作業に着手した。その作業中に発生した隔離部屋の箱型ゴム部損傷（隔離部屋据付作業中の接触による損傷）、ガイドローラ曲がり（2022年3月16日の地震による影響）、遮へい扉の位置ずれ（2022年3月16日の地震による影響）、押付機構部品の破損（設計強度の余裕不足）等について対策を実施し、隔離部屋の設置が2023年4月に完了した。現在は、X-6ペネのフランジボルト取り外し、ハッチ開放、ペネ内の堆積物除去等の作業を進めており、安全かつ慎重に作業を実施する必要がある。

段階的な取り出し規模の拡大に向けた計画も進めており、取り出し装置は、試験的取り出し装置の検証段階で判明した改善点等も踏まえ、可搬重量の増加やアクセス性を向上する等の改良を行う計画である。この計画では、ロボットアームとエンクロージャ等について、性能に関わる要求事項や設計・据付時の要求事項を明確化し検討を進めている。取り出した燃料デブリは、エンクロージャ内で燃料デブリ取り出し容器及び構内輸送容器に収納された後、第一保管施設²¹（受入・払出セル及び保管容器等）まで構内移送され、保管される。また、分析のために受入・払出セルで燃料デブリの一部分を採取し、放射性物質分析・研究施設第2棟や茨城県にある分析施設に移送する計画である。現在、取り出し装置、第一保管施設を設計中である（図12）。

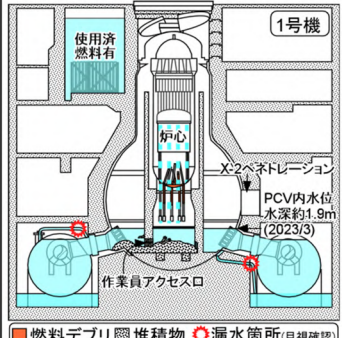
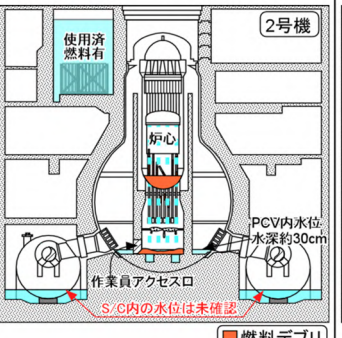
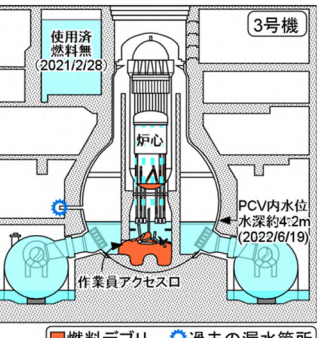
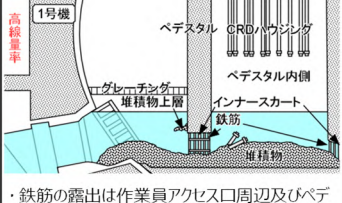
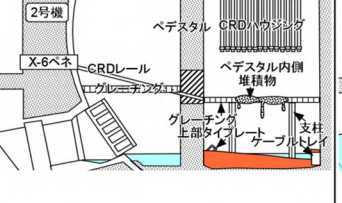
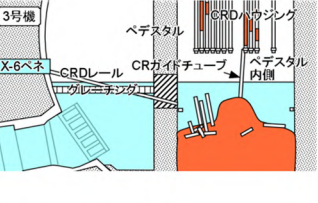
c. 3号機

東京電力は、取り出し規模の更なる拡大について、概念検討の中で工法検討を進めたところ、俎上に上がった各工法について、難度の高い課題が数多く抽出され、これらの課題の対応策に対する現場適用性、技術成立性の確認を行っている。2023年度は各工法の課題検討を継続するとともに、事業継続性²を含めた評価を行っているところである。また、2023年2月より、NDFの委員会である廃炉等技術委員会の下に「燃料デブリ取り出し工法評価小委員会」を設置し、燃料デブリ取り出しのための各工法の技術成立性、事業継続性等について、専門的かつ集中的な検討・評価を行っている。（詳細は3.1.3.4項を参照）

また、PCV内の水位が高いため、PCV内部調査やS/Cの耐震性向上を行うことを念頭に、PCV水位を低下させる計画である。2022年6月の原子炉注水停止試験においては、PCV水位がPCV新設温度計／水位計下端を下回ったと判断した後に注水を再開・調整したところ、PCV水

²¹ 検討の進捗に伴い、取り出した燃料デブリを一時保管設備に一時保管することなく、保管施設で保管する方針としたことから、東京電力が名称を変更した。

位が概ね安定したことから、漏えい個所は当該温度計／水位計下端より低い位置にあると推定されている²²。今後、PCV 水位低下を進めるために、現在よりも低い位置での水位計設置の検討を進めている。なお、これと並行して 2022 年 10 月より PCV 取水設備の運転を開始し、S/C 底部から取水することで原子炉注水と入れ替え、PCV 水位低下に向けた S/C 内包水の水質改善を実施中である。

	1号機	2号機	3号機
	 使用済燃料有 X-6ベネトレーション PCV内水位 水深約1.9m (2023/5) 作業員アクセス口 燃料デブリ 堆積物 漏水箇所(目視確認)	 使用済燃料有 X-6ベネトレーション PCV内水位 水深約30cm 作業員アクセス口 S/C内の水位は未確認 燃料デブリ	 使用済燃料無 (2021/2/28) X-6ベネトレーション PCV内水位 水深約4.2m (2022/6/19) 作業員アクセス口 燃料デブリ 過去の漏水箇所
炉心部	・炉心部にはほぼ燃料デブリなし。	・炉心部にはほぼ燃料デブリなし (外周部に切り株状燃料の残存の可能性あり)。	・炉心部にはほぼ燃料デブリなし。
RPV底部	・RPV底部に少量の燃料デブリが存在。 ・CRDハウジング内部及び外表面などに少量の燃料デブリが存在。	・RPV底部に多くの燃料デブリが存在。 ・CRDハウジング内部及び外表面などに少量の燃料デブリが存在。	・RPV底部に一部の燃料デブリが存在。 ・CRDハウジング内部及び外表面などに少量の燃料デブリが存在。
PCV底部 (ベデスタル内側)	・ベデスタル内側床面に大部分の燃料デブリが存在。	・ベデスタル内側床面に一定量の燃料デブリが存在。	・ベデスタル内側床面に2号機と比較して多くの燃料デブリが存在。
PCV底部 (ベデスタル外側)	・作業員アクセス口を通してベデスタル外側に燃料デブリが広がった可能性あり(堆積物を確認)。	・作業員アクセス口を通してベデスタル外側に燃料デブリが広がった可能性は小さい。	・作業員アクセス口を通してベデスタル外側に燃料デブリが広がった可能性あり。
作業現場の線量 ^{※1}	・R/B 1階X-6ベネトレーション周りの線量が高い(145mSv/h)。	・R/B 1階の線量は全体的に約5mSv/hまで低減している。	・R/B 1階の線量は数～数十mSv/h以上であり、線量が高い。
	 高線量率 ベデスタル CRDハウジング ベデスタル内側 インナースカート 鉄筋 堆積物 ・鉄筋の露出は作業員アクセス口周辺及びベデスタル内側表面で確認。	 ベデスタル CRDハウジング X-6ベネ CRDレール ベデスタル内側 堆積物 ・CRDレール上やベデスタル開口部付近には大きな障害物なし。 ・ベデスタル開口部からベデスタル内側底部へのアクセスが可能であることを確認。	 ベデスタル CRDハウジング X-6ベネ CRDレール ベデスタル内側 堆積物 ・ベデスタル開口部からベデスタル内側底部へのアクセスが可能であることを確認。
燃料デブリへのアクセスルートに関する情報 ^{※2}	・グレーチング上側から、ベデスタル外側のドライウエル底部へのアクセス可能。 ・X-6ベネからベデスタル内につながるCRDレール周辺の状態は確認できず。	・CRDレール上やベデスタル開口部付近には大きな障害物なし。 ・ベデスタル開口部からベデスタル内側底部へのアクセスが可能であることを確認。	・ベデスタル開口部からベデスタル内側底部へのアクセスが可能であることを確認。
周囲の構造物の状況に関する情報	・作業員アクセス口において、内部の鉄筋、インナースカートが露出し、RCW系配管が欠損。 ・ベデスタル外側の作業員アクセス口周辺で厚さ約1mの堆積物を確認(但し、堆積物内部の状態(空洞の存在等)については評価できていない)。 ・グレーチング上側のベデスタル外側壁面に大きな損傷なし。 ・ベデスタル外側の堆積物から中性子線とEu-154のガンマ線を検出。	・ベデスタル内底部に燃料集合体の一部が落下していたが、調査した範囲では、CRDハウジングサポートには大きな損傷はなし。 ・ベデスタル内側壁面及びベデスタル内の既設構造物(CRD交換機等)には大きな損傷なし。	・ベデスタル内において複数の構造物の損傷や落下物(一部は炉内構造物と推定可能)、CRDハウジングサポートの一部脱落、変形を確認。 ・ベデスタル内側壁面に大きな損傷なし。

※ 1 東京電力提供資料

※ 2 横アクセスによる燃料デブリ取り出しのための有力なアクセスルートと考えられる、X-6ベネからベデスタル内側へ至るルートに、落下物等による支障がないかを判断するための情報として、これまでの内部調査で確認された内容を記載。
PCV内の燃料デブリ取り出しのアクセスルートについては、機器ハッチ等からのアクセスルートを廃炉・汚染水対策事業で検討中。
1号機のX-6ベネの周りは高線量率であるため、作業環境整備が困難な場合は、機器ハッチをアクセスルートとする可能性がある。

(第 81 回特定原子力施設監視・評価検討会「資料 4-1：建屋滞留水処理の進捗状況について」等に基づき作成)

図 8 1～3号機の燃料デブリ分布の推定、アクセスルート及び周囲の構造物の状況

²² 東京電力ホールディングス株式会社 福島第一廃炉推進カンパニー、2022 年 7 月 19 日、「福島第一原子力発電所 3 号機原子炉注水停止試験の終了について」

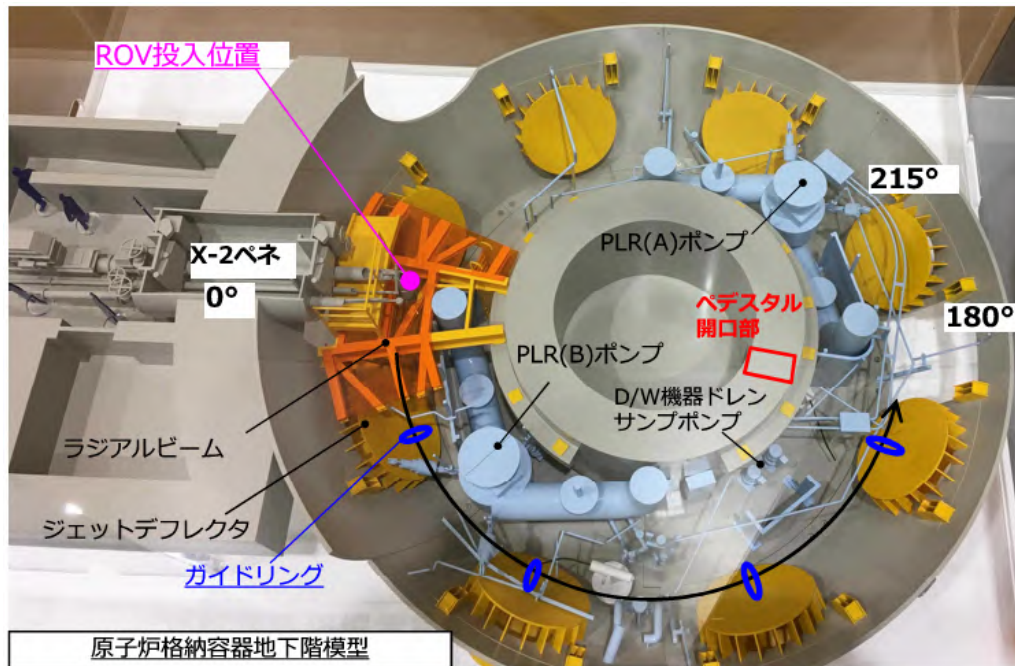
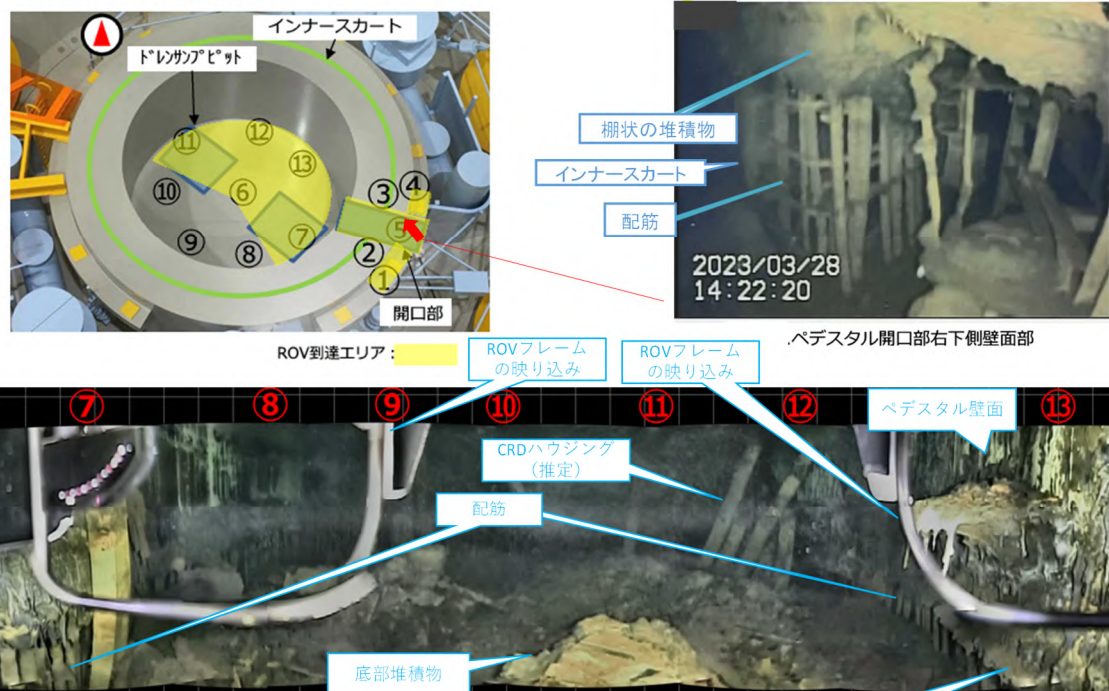


図9 1号機 PCV 内部調査の調査範囲 (PCV 地下階のペデスタル外側 0° から 215° ペデスタル開口部及びペデスタル内部) ²³

【1号機ペデスタル内部】



ペデスタル開口部から撮影した映像のパノラマ画像

「1号機 PCV内部調査（後半）の状況について」、廃炉・汚染水・処理水対策事務局会議チーム会合、2023.4.27、IRID・東電HD

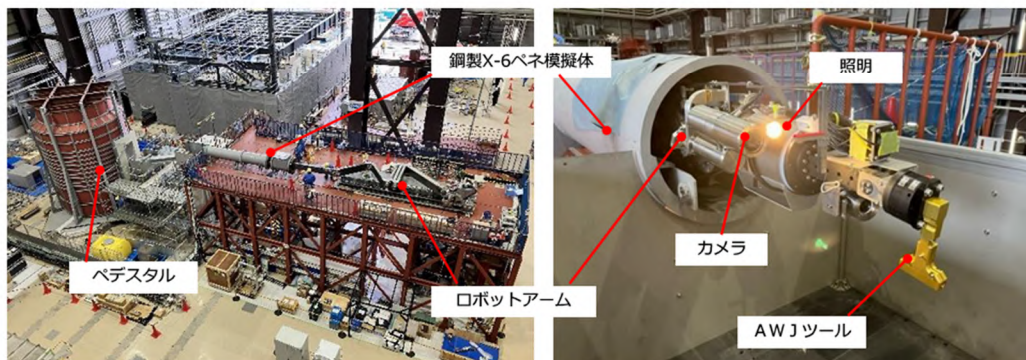
図10 1号機 PCV 内部調査の調査結果²⁴

²³ 「1号機 PCV 内部調査の状況について」、廃炉・汚染水・処理水対策事務局会議チーム会合、2022. 2. 24、IRID・東京電力 HD

²⁴ 「1号機 PCV 内部調査（後半）の状況について」、廃炉・汚染水・処理水対策事務局会議チーム会合、2023. 4. 27、IRID・東京電力 HD



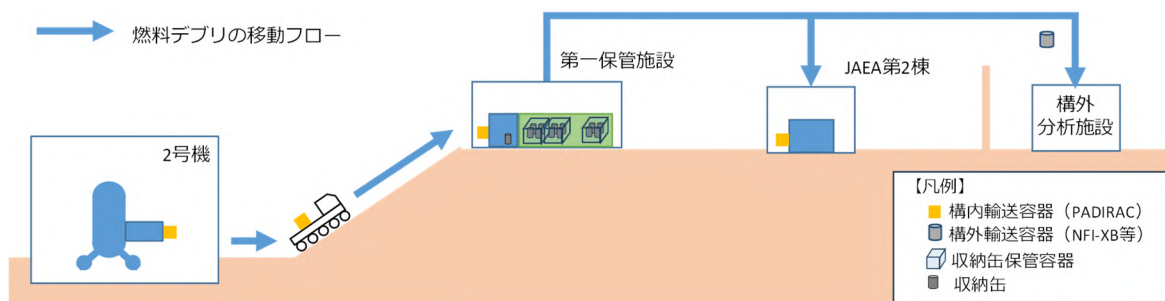
写真：ロボットアーム、エンクロージャ



写真：ロボットアームのX-6ベネ通過性確認試験の状況（橋葉遠隔技術開発センター（JAEA）試験設備）

（東京電力、IRID 資料を基に NDF にて作成）

図 11 燃料デブリ取り出し設備のイメージ²⁵
（試験的取り出し及び段階的な取り出し規模の拡大）



（東京電力資料を NDF にて加工）

図 12 燃料デブリ取り出しから保管までのイメージ（段階的な取り出し規模の拡大）

3.1.3 主要な課題と技術戦略

燃料デブリ取り出しに係る設計や計画に対しては、今後得られる知見（内部調査、研究開発成果等）や 2 号機の試験的取り出しを通して得られる情報、経験等をその後の段階的な取り出し規模の拡大及び取り出し規模の更なる拡大の検討に的確に反映することが課題である。

東京電力は、2022 年 10 月に取り出し規模の更なる拡大に向けたシステム・設備の基本設計及び研究開発を行う東双みらいテクノロジー株式会社（以下「デコミテック」という。）を設立

²⁵ 「2 号機 PCV 内部調査・試験的取り出し作業の準備状況」、廃炉・汚染水・処理水対策事務局会議チーム会合、2023.6.29、IRID・東京電力 HD

し、このデコミテックを含む関係機関との適切な役割分担の下、デブリ取り出しに係る取組を進めている。この取組を通じて培われる技術を、後述する東京電力自身の安全とオペレータ視点を基盤とする技術力の向上に有効につなげていくべきである。

この項では以下の流れで記載する。

- 3.1.3.1：各号機の燃料デブリ取り出し戦略
- 3.1.3.2：試験的取り出し（内部調査及び燃料デブリ採取）
- 3.1.3.3：段階的な取り出し規模の拡大
- 3.1.3.4：取り出し規模の更なる拡大
- 3.1.3.5：事故分析活動の状況
- 3.1.3.6：研究開発の状況

3.1.3.1 各号機の燃料デブリ取り出し戦略

(1) 各号機に共通の戦略

- 各号機とも直接的な映像情報が得られていないエリアが多い状況であり、更なる内部調査を推進し、種々の情報を得ることが課題であり、取り出し規模の更なる拡大を想定した場合、どのエリアを優先して調査すべきかを明確にするため、今後の内部調査計画を策定・更新しつつ進めていく。このための技術開発は進められており、エンジニアリングの後戻りを避けるため、及び選択する工法の確実性を高めるためにも、取得した情報を基に燃料デブリ取り出し戦略の方向性を確認していくべきである。
- これまで経験してきた現場トラブルについて、原因分析・究明を実施した上で、組織、体制等も含めて改善することが課題であり、再発防止策を次の作業に反映していく。また、これらの経験を基に、想定されるリスクを排除できる工法を策定し、排除できないリスクはそのリスクが発生した際の対応策をあらかじめ準備しておくべきである。
- 燃料デブリ取り出しは、高線量下という厳しい環境での作業となる。様々な状況下で遠隔操作装置を使用することになるが、作業員による現場作業も少なからず発生する。また、遠隔操作装置の保全や故障時の復旧も考慮する必要がある。このような取り出しの準備から完了までに至る全体工事シーケンス及び必要な投入リソース・物量（廃棄物）を含めた各プロセスを考慮した工法検討が課題である。
- 事業継続性を見据えた上で、現場状況が全て特定できなくても取り出しが成立する工法、地震等の外部事象に影響されにくい工法（ロバストな工法）を施設・設備の損傷状況等の現場状況を踏まえつつ検討すべきである。

- 高線量下の作業が必要となることから、以下の取組を進めるべきであり、これらの取組を進めるに当たっては、作業計画、被ばく管理を効率化できるデータベースの整備が重要である。
 - ✓ 作業員被ばくの特定の個人への偏り防止
 - ✓ 作業員全体の被ばく低減
 - ✓ 長期的視点での人的資源の確保
- 今後は各号機の内部調査等により知見を拡充させていくとともに、事故時の考察を進めていくべきである。1号機においては、堆積物がペDESTAL外へ流出したことが確認されており、他号機も含め、ペDESTAL内外の堆積物の取り出し方法、S/Cへの堆積物の流入可能性等の検討を行い、燃料デブリ取り出し工法へ反映していくべきである。

(2) 1号機

取り出し規模の更なる拡大に向け、以下を考慮して計画を進めるべきである。

- 研究開発とその成果を現場適用するためのエンジニアリングを推進し、2号機の試験的取り出し、段階的な取り出し規模の拡大を通じて得られる知見を装置設計や取り出し手順、安全評価等へ反映する。また、先行する3号機における工法検討結果等も反映していく。
- これまでのミュオンを用いた調査・解析等により、炉心部にはほぼ燃料デブリはないと評価されている。また、これまでにPCV内部調査は行われているが、RPV内の調査は未実施である。これらの状況を踏まえ、更にRPV・PCV内部の情報を得ることが課題であり、そこで得られる情報を考慮する。
- PCV内部調査の結果、以下の事項等が分かっており、これらを考慮する。
 - ✓ ペDESTAL外は幅広い範囲に堆積物が分布
 - ✓ ペDESTAL内底部にほぼ一様な高さの堆積物とCRDハウジング等上部の構造物の一部が存在
 - ✓ ペDESTAL開口（作業員アクセス口）部付近やペDESTAL内壁面ではほぼ全周に渡り下部のコンクリートが消失
- 以下の他号機との差異も適切に考慮する。
 - ✓ 2、3号機と比較してRPVやPCVのサイズが小さく、設備の配置も異なっている
 - ✓ これまでの調査の結果から、ペDESTAL内外の堆積物分布は2、3号機と異なっている

(3) 2号機

- 現在、試験的取り出しの準備が進められており、その後、段階的な取り出し規模の拡大を実施していく計画である。

- 段階的な取り出し規模の拡大に向け、試験的取り出しを通じて得られる知見の活用が課題である。この知見を踏まえ、燃料デブリ取り出しに必要となる以下設備の設計・製作・設置を進めるべきである。
 - ✓ 燃料デブリ取り出し設備・安全システム（閉じ込め、燃料デブリ冷却、臨界管理等）
 - ✓ 燃料デブリ保管施設（第一保管施設）
 - ✓ 取り出し設備のメンテナンス設備
- これまでに実施された PCV 内部（ペDESTAL内）の調査及びミュオンを用いた調査・解析等では、RPV 底部に多くの燃料デブリが存在すると考えられており、また炉心部にも燃料が一部存在している可能性が指摘されている。さらに、PCV 底部に落下した燃料デブリはペDESTAL外へ拡がった可能性は低いとされている。なお、RPV 内部とペDESTAL外の調査は未実施である。これらの状況を踏まえ、更に RPV・PCV 内部の情報を得ることが課題である。
- 取り出し規模の更なる拡大に向けては、2号機の取り出しを通じて得られる知見の活用が課題である。ただし、横アクセス工法にて実施するこの取り出しでは、全ての燃料デブリを取り出す計画ではないため、得られた知見、先行する3号機における工法検討結果等も踏まえ、取り出し方法を検討すべきである。

(4) 3号機

- プール燃料の取り出しが完了し他の作業との干渉が少ないこと及び原子炉建屋の作業環境改善が1号機より早く進められることを勘案し、他の号機に先行して取り出し規模の更なる拡大に向けた工法の検討が進められており、工法の課題・リスクに対して、現場適用性、技術成立性の検討を進める必要がある。
- これまでに PCV 内部（ペDESTAL内）の調査が実施され、CRDハウジングサポートの一部脱落、変形している状況や、ペDESTAL内下部には、炉内構造物と推定されるものを含む複数の構造物が落下している状況が確認されており、また、燃料デブリと推定される堆積物も確認されている。さらに、ミュオン調査・解析等から2号機よりも多くの燃料デブリがペDESTAL内に落下し、作業員アクセス口からペDESTAL外へ拡がった可能性が推定されている。なお、RPV 内部とペDESTAL外の調査は未実施である。これらの状況を踏まえ、更に RPV・PCV 内部の情報を得ることが課題である。

3.1.3.2 試験的取り出し（内部調査及び燃料デブリ採取）

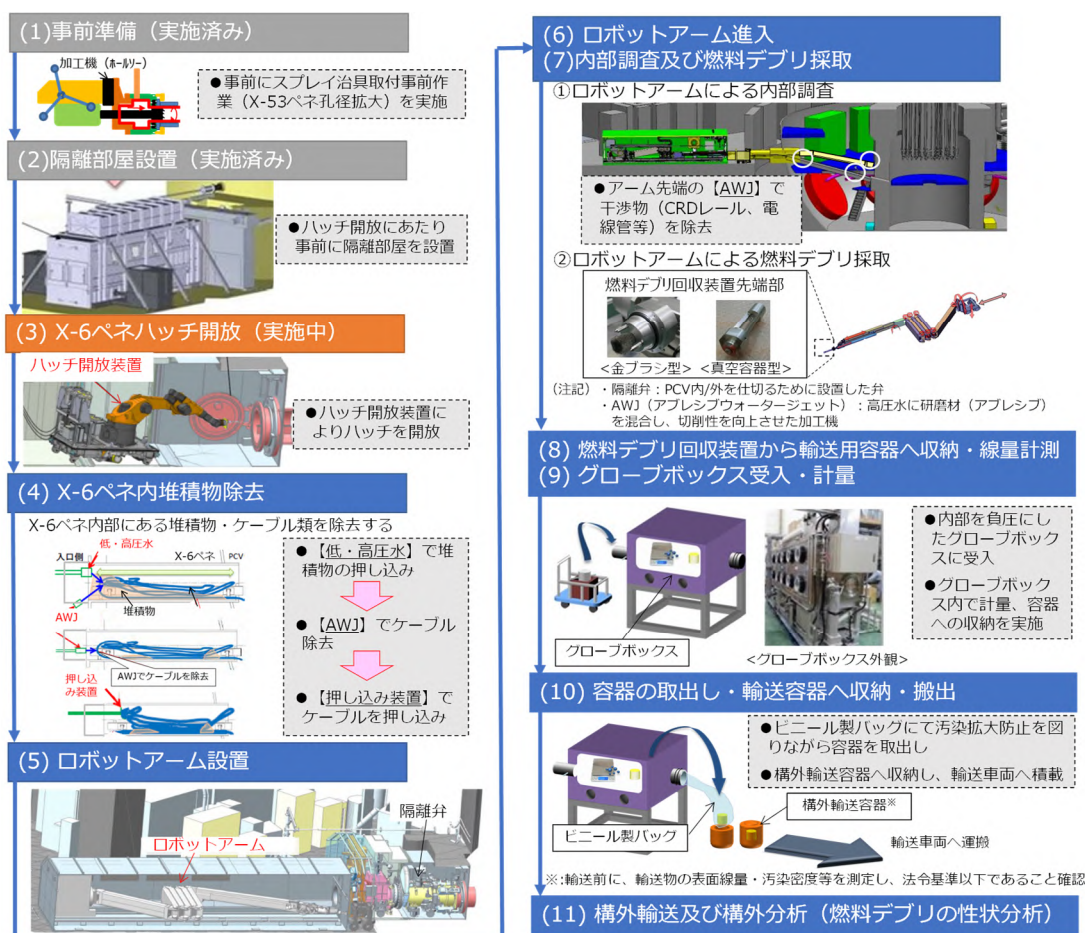
2号機で準備を進めている試験的取り出しは、PCVの外からペDESTAL内部までアクセスして、更なる内部調査を行い、併せて微量の燃料デブリを採取することを目的としている。

この作業では、従来の閉じ込め障壁の位置が X-6 ペネのハッチであったものから、X-6 ペネハッチ開放作業時に設置する隔離部屋（ロボット搬入部屋等から構成）や新たに設置するエンクロージャ（ロボットアーム等を内蔵）に拡張することになる。これは、規模は小さいながらも、PCV の既設 X-6 ペネのハッチを解放して、PCV 外側に閉じ込め障壁を拡張するという今後の取

り出し作業の基本的な現場構成の形であり、新たな段階に入る取組であることに大きな意義がある。

得られた情報は、後続の段階的な取り出し規模の拡大や、取り出し規模の更なる拡大に活用される。また、燃料デブリの取り出しは福島第一原子力発電所で初めてとなることから、検討から取り出し作業までのプロセスで得られた経験や取り出したサンプルの分析により得られた情報は今後の廃炉の取組の中で活用される。

以下に示す試験的取り出しの一連の作業を段階的に進めていくことが課題である（図 13）。PCV 内部状況の不確かさゆえに、実際の現場の状況次第では、追加作業や作業のやり直し等が発生し、計画した作業どおりに行かない可能性も想定し、安全かつ慎重に作業を進めるべきである。また、一つ一つの作業は未経験の作業であるため、これらの作業を通して得られる貴重な情報、経験等を、他号機を含む後続の取り出し作業に的確に活かしていくべきである。加えて、トラブル時の対応やその体制についても事前に検討しておくことで速やかに対処できるようにしておくことも重要である。



（東京電力資料を NDF にて加工）

- 分析結果は、後続の段階的な取り出し規模の拡大や、取り出し規模の更なる拡大に活用

図 13 試験的取り出し（内部調査及び燃料デブリ採取）の作業ステップ

新たに開発したロボットアームについては、2022年2月から、JAEA 櫛葉遠隔技術開発センターにおいてモックアップ試験を開始した。試験結果を踏まえて新たに必要となった制御ソフトの改修・検証、一部装置の改良等を実施し、ロボットアーム単独での要求機能を満足できることの確認を進めている。今後、ロボットアームとエンクロージャを組み合わせた全体システムでのモックアップ試験及び訓練を行う計画である。

不確かな現場への適用に向けて、様々な状態での機能を検証すること及び万一の際に装置を確実に救出できることが課題である。そのため、必要な準備を整えること、現場を模擬したモックアップ試験等を行うことにより、時間をかけてでも要求機能を満足していることを確実に確認すること、新たに抽出されたりリスクを確実に潰していく取組を行うべきである。さらに、モックアップ試験では、現場の厳しい環境を模擬することに加え、特に事故を経た現在の状態等の模擬していない部分を明らかにし、実機適用時の必要な方策を十分に準備すべきである。

一方、現場のアクセスルート構築作業においては、作業中や設計上の不具合対応や地震対策等により遅れていた隔離部屋の設置が2023年4月に完了し、X-6ペネのフランジボルト取り外し、ハッチ開放、ペネ内堆積物除去等の作業を進めている。その後は、X-6ペネ接続構造・エンクロージャ（ロボットアーム等を内蔵）の設置作業を行うことでアクセスルートの構築を図る計画である。

隔離部屋の設置作業においては、隔離部屋の箱型ゴム部損傷（隔離部屋据付作業中の接触による損傷）、ガイドローラ曲がり（2022年3月16日の地震による影響）、遮へい扉の位置ずれ（2022年3月16日の地震による影響）、押付機構部品の破損（設計強度の余裕不足）等の対策に時間を要した。特に高線量環境下での作業となることの作業性や、万一の部品破損等の修復作業性を十分に考慮した設計となっていなかった反省がある。

また、X-6ペネのハッチ開放に向けた作業においては、複数のボルト固着状態が事前の想定よりも著しかったために取り外せず、取り外し方法を見直して対応した。このような事前の想定と異なる事象が発生した場合にも柔軟に対応できるように事前準備をしておくことが重要である。

さらに、今回のようなボルトの固着状況等を踏まえると、X-6ペネ内の堆積物除去が困難であることも懸念されるため、ペネ内の堆積物が完全に除去できない場合でも、燃料デブリの取り出し可能な手法を事前に検討しておくことが必要である。東電は、過去の調査で用いた実績があり、ペDESTAL底部へのアクセス性が確認できているテレスコ式の装置について、ロボットアームでの内部調査・試験的取り出しを補完する手法として並行して検討を進めるとしている（図14）。

今後ロボットアーム設置のようなPCV外側に既設構造物と取り合った設備を設置し、閉じ込め障壁を拡張する作業等においても、高線量環境下での非常に難しい作業であるため、これらの事象を踏まえた周到な準備が課題である。今後も同等以上の大きな地震の発生が予想されること等、福島第一原子力発電所の特徴に十分留意し、改めて作業内容の確認や作業訓練等を実施し、作業の安全性と確実性を高めるべきである。さらに、取り出し規模の更なる拡大の燃料デブリ取り出し工法の検討においても、上記の特徴や今回得られた知見、経験等を反映していくべきである。

以下に主な技術課題と対応策や留意点について述べる。

- X-6 ペネ内堆積物除去等に伴うダスト拡散抑制対策
1号機 PCV 内部調査アクセスルート構築におけるアブレシブウォータージェット（以下「AWJ」という。）によるダスト拡散事象を踏まえ、X-6 ペネ内堆積物除去作業に伴うダスト拡散を抑制するために、低圧水洗浄装置による堆積物除去、スプレイカーテンによる拡散抑制等の対策を準備した。また、作業手順として、ダスト濃度をモニタリングしながら、徐々に作業を拡大していく等、安全対策が十分考慮されていることを確認している。安全確保を第一としつつも、作業の制約となり工程が大幅に延伸しないような適正なダスト濃度の作業管理値を設定することも課題である。
- プロジェクト管理の留意点
海外企業を含めた受注者やその外注先の工程の進捗管理に注意を払い、プロジェクトを進めていくべきである。東京電力においては、プロジェクト管理の取組の中で、遅れのリスクを事前評価し、リスク発生の防止策や代替案を立案すべきである。NDF としても、受注者やその外注先の会議体へ参加し、きめの細かい状況の確認を行い、リスクの事前評価をサポートする。
- 試験的取り出し可能範囲の制約と段階的な取り出し規模の拡大への反映
PCV 内部調査では、ロボットアームを用いて、ペDESTAL 内側の既設構造物の状況や堆積物の分布（3D データ）、底部及びプラットフォーム上のガンマ線分布、中性子カウント数分布を取得する。しかしながら、設計当初の計画に比べペDESTAL 内の構造物やプラットフォーム等の干渉物が多く、ロボットアームが炉底部へアクセスできる範囲が制約され、ペDESTAL 底部の中性子計測や試験的取り出しの可能な範囲は限定的となる。
JAEA 櫛葉遠隔技術開発センターでのアーム・ツールの組合せ試験結果も反映し、取得できるデータの範囲、種類、そのデータに基づく炉内状況の評価方法（燃料デブリの分布等）を計画する。
また、プラットフォーム上の堆積物は底部同様に燃料デブリの可能性が高いため、取り出しの対象として計画をしている。制限された範囲での調査や試験的取り出しとなる中で、次の段階的な取り出し規模の拡大に向け必要な情報は何かを事前に十分に検討した上で、確実に作業を進める必要がある。
- 段階的な取り出し規模の拡大に向けた人材育成、技術継承
試験的取り出しについては、PCV 内の状況把握が限定的であり、ロボットアームの開発や堆積物、干渉物の除去に不確かさ及び難しさがある。そのため、こうした作業を進める際には、東京電力や関係者において、必要に応じて外部からの招へいも含め現場経験豊富な人材を活用し、現場の目線や感覚の浸透を図る人材育成を行っていくとともに、そこで培った技術の継承を行っていく取組が必要である。

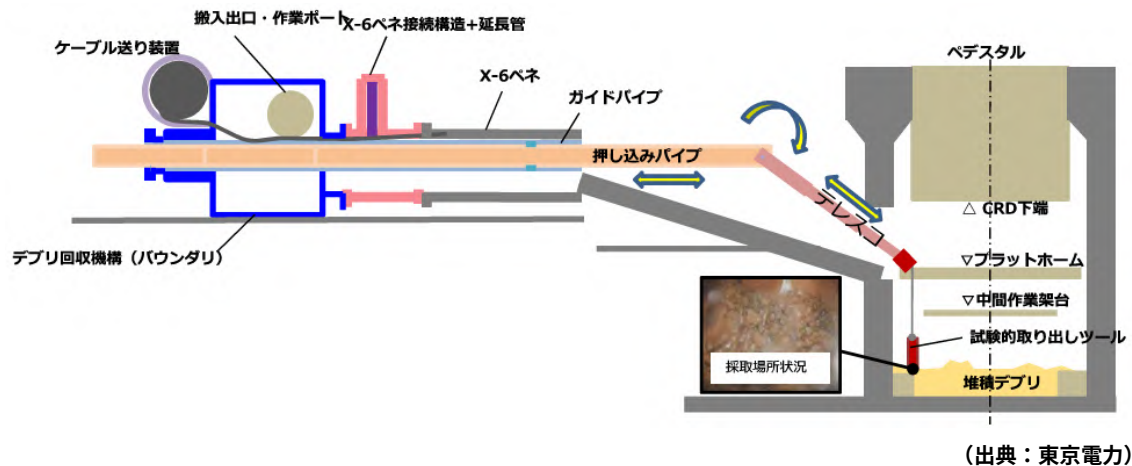


図 14 ロボットアームを補完するためのテレスコ式装置のイメージ図

3.1.3.3 段階的な取り出し規模の拡大

段階的な取り出し規模の拡大は、取り出し規模の更なる拡大が開始されるまでの期間において、取り出し装置の検証、取り出し作業中の環境への影響のデータ取得、取り出し量の増加、より多くのサンプルからの燃料デブリ組成や性状等のデータ取得、作業員の取り出し経験の蓄積等を主な目的として、2号機で準備を進めている。

(1) 取り出し用装置について

段階的な取り出し規模の拡大に適用する取り出し用の装置は、試験的取り出し装置の検証段階で判明した改善点等も踏まえ、可搬重量の増加やアクセス性を向上する等の改良を行う。取り出し範囲については、実績を積みながら、ステップ・バイ・ステップで範囲を拡大していく計画である。把持・吸引できる燃料デブリから取り出しを開始し、切削を伴う燃料デブリ取り出しに拡大していく。併せて、プラットフォームの梁切断の可否や切断範囲を検討していく計画である。内部にロボットアーム等を内蔵するエンクロージャについては、PCV 内部から燃料デブリをエンクロージャ内に持ち込むため、遮へい、水素対策や汚染拡大防止の対策、燃料デブリをエンクロージャ外へ持ち出すための方法、閉じ込め障壁や動的機器の機能維持の確認及び遠隔メンテナンス方法が検討されている。

以下に主な技術課題と対応策について述べる。

- 燃料デブリを持ち込むエンクロージャの閉じ込め性の確保

取り出し作業は、PCV 内から取り出した燃料デブリをエンクロージャへ持ち込み、ユニット缶²⁶に収納し、構内移送のためエンクロージャ外へ搬出するという作業を繰り返し行うことになる。このため、エンクロージャ内が徐々に汚染するため、閉じ込め性の確保が課題である。

こうした作業は、ロボットアームの出し入れに合わせて、エンクロージャ内の圧力をコントロールしながら実施する。このため、エンクロージャの耐久性を含めた気密性能や動作の

²⁶ 燃料デブリを PCV 内からユニット缶に入れて取り出し、燃料デブリの入ったユニット缶を収納缶に格納して保管することを、一つの案として検討している。

信頼性を確認するため、事前のモックアップ試験、装置設置後の試験、その後の異常監視が課題である。

- マニピュレータの信頼性確保

エンクロージャ内に設置されるマニピュレータは、エンクロージャ内で様々な作業・保守を行う重要な役割を担っている。このため、作業の再現性を確保することが課題である。事前に様々な作業・保守に対する十分な訓練を行い、運転員の養成を行っていくべきである。

- 供用期間中の装置類保守の確保と対応

作業期間が数年オーダーになるため、定期的な保守に加えて、万一の故障に備えた準備が課題である。エンクロージャが設置される2号機の原子炉建屋内は線量が高く、その場での保守は困難であるため、建屋外にメンテナンス建屋を設け、そこまで装置類あるいはエンクロージャごと移送し、その中で、除染、解体、補修あるいは交換等を実施することを計画している。また、こうした供用期間中の装置類保守によって得られる経験を、取り出し規模の更なる拡大にも活かしていくことも課題である。故障履歴や対応結果を含めたメンテナンス記録を確実に残す仕組みを構築すべきである。

NDF としても引き続き、研究開発及び東京電力のエンジニアリングの両面から、取り出し用装置の技術開発の状況や現場への適用準備の状況を適時把握して、安全性確保や現場適用性の観点から確認していく。

(2) 第一保管施設について

第一保管施設は、設計時には取り出された燃料デブリの受入れや分析施設への試料の送付等の関連施設との接点があり、据付時には周辺工事を含む多岐にわたる工事間の取り合いや接点が多い。このため、第一保管施設は規模が小さいながらも設計、据付時において、工程管理や懸案事項の解決等に東京電力によるプロジェクト管理が必須である。この工事での経験や知見は今後の取り出し規模の更なる拡大における作業のプロジェクト管理、工事管理に活かされることが期待される。

第一保管施設における燃料デブリの取扱いでは多様な遠隔操作装置を使用する計画であり、多様な遠隔操作装置を計画どおりに使用することが課題である。設計段階においてこれらの装置を用いた作業内容を十分に確認し、潜んでいるリスクに対する対策を検討して設計に反映しておくべきである。さらに、先行する PCV 内部調査や試験的取り出しにおける遠隔操作装置に関する知見や経験を参考にして、設計の検証やモックアップ試験/訓練を行っていくべきである。

3.1.3.4 取り出し規模の更なる拡大

取り出し規模の更なる拡大においては、「燃料デブリ取り出しは廃炉事業の重要なプロセスでありその確実な実施は廃炉事業の成否を左右する」ことを踏まえて、技術的な成立性のみならず事業継続性も見据えた総合的な見地からの工法検討を東京電力が責任を持って取り組んでいく必

要がある。そのため、本節では工法検討の進め方について詳述する。(参考として、これまでの技術戦略プランにおける工法検討の変遷を添付資料 9 に示す。)

事故炉である福島第一原子力発電所は通常炉とは大きく異なる特殊な環境であり、燃料デブリ取り出しを困難にしている以下の要因を十分認識する必要がある。

① PCV・RPV 内が極めて高線量

PCV・RPV 内の線量当量率は数 Sv/h～数百 Sv/h オーダーであり、人が入ることができない。

② 原子炉建屋内が高線量

原子炉建屋内の線量当量率は数 mSv/h～数十 mSv/h オーダーであり、人が入るのは短い時間に限定される。

③ 現場情報の不足

上記①、②の制約から現場情報の取得が困難（不確かさがある）であり、推定した条件に基づき検討しなければならない。

④ 閉じ込め障壁構築

原子炉建屋、PCV を閉じ込め障壁とする場合は、事故により損傷していること及び経年劣化を考慮しなければならない。一方、新たに閉じ込め障壁を構築する場合は現場の状況に応じた耐震性を含む閉じ込め性が要求される。

⑤ 臨界管理

現状は未臨界状態である燃料デブリに対して、取り出し時の加工等の外力を加えると燃料デブリの移動や形状変化が発生する。このような状態変化に起因する影響を適切に把握するためには現場情報（燃料デブリ組成、分布、中性子束等）を取り込む必要がある。

⑥ 廃棄物管理

廃炉作業に伴い新たに発生する固体廃棄物については、中長期ロードマップで示された「固体廃棄物の基本的考え方」に沿って、検討しなければならない。特に、固体廃棄物の管理全体の負荷を軽減するため、可能な限り発生物量を低減していく必要がある。

そのため、工法の検討や評価をする際には以下について留意する必要がある。

(1) 工法を検討する際の留意点

● 安全確保に係る要求事項の適切な設定

通常炉とは異なる特殊な環境であることも踏まえ、安全の確保については、作業期間を長期化させないため、プロジェクト全体として見た際に合理的な安全対策を講じること（ALARP）が必要である。このため、地震や臨界等の安全に係る事象が起きた時の影響評価を実施した上で、要求事項を適切に設定して対策を検討することが重要である。

- 工法検討に必要な情報の推定

工法を検討する上で燃料デブリの位置・量・性状、核分裂生成物分布、PCV 内部状況等の情報が重要である。このため、これまでの内部調査による推定、解析による推定、過去の事故・研究の知見及び実験による推定等を基に総合的な分析・評価を行い、工法検討に必要な情報を推定している。今後もこのような取組を継続し、内部調査等で新たに得られる成果を適宜、工法検討のための情報に反映していくことにより工法検討の精度を向上させるべきである。

- 燃料デブリ取り出しシナリオの策定

PCV 内の状況把握が限定的な中、工法の検討では、号機ごとに複数の燃料デブリ取り出しシナリオを検討し、スタートからゴールまでの複数の道筋を明らかにすることは重要である。燃料デブリ取り出しシナリオの検討においては、将来実施される PCV や RPV の内部調査等の現場情報や技術検討等の進捗により得られる成果をあらかじめ複数想定した上で、それらを活用する前提条件の基に検討するものである。こうした複数の道筋を検討した上で、その後得られる情報に応じ、道筋の組み合わせや絞り込みを行うことが重要である。

また、複数の道筋を検討する上では、準備工事から燃料デブリ取り出し完了までの各プロセスに潜むリスクの管理が必要であり、常にリスクレベル及びリスクへの対応策を確認しながら、シナリオを策定する必要がある。

- 要求事項の明確化

取り出し規模の更なる拡大については、2号機の燃料デブリ取り出し（試験的取り出し、段階的な取り出し規模の拡大）に比べ、作業、装置及び施設が大規模化し、工事範囲が広域化することから、他工事も含めて福島第一原子力発電所全体を見据えた検討が課題となる。このため、工法に係る作業・装置に求める要求事項（閉じ込め、臨界管理、操作性、メンテナンス性、処理能力等）に加え、発電所全体を見据えた要求事項（敷地利用面積、既存設備との取り合い、地下水対策、廃棄物対策等）をより明確に設定して進めるべきであり、要求事項の相互の関係にも留意すべきである。

- 課題の抽出と現場適用性、技術成立性の確認

策定した工法案のプロセスの中で一つでも技術的に成立しない課題が潜んでいた場合や建設工事・取り出し作業・保守の中で見落としていた課題等が顕在化すると作業が頓挫して先に進めなくなる恐れがある。これを防ぐためには設計段階において体系的・網羅的な方法により課題を抽出すべきである。このためには、準備工事から燃料デブリ取り出し作業、保守、取り出し完了までの工事シーケンスを検討し、各プロセスの作業に対し、技術成立性に大きく影響する可能性のある課題を網羅的に抽出することがその有効な手段である。また、抽出された課題については、対応策を検討の上、現場適用性、技術成立性の視点で対応できることを確認しておくべきである。

(2) 工法を評価する際の留意点

● 判断指標と判断基準の設定

工法を評価する際は、5つの視点(安全、確実、合理的、迅速、現場指向)に基づき、目標とする安全レベルを満足し、現場適用性、技術成立性を確認する評価に加え、事業継続性に係る評価も判断指標とする必要がある。また、工法検討の初期段階から判断指標を設定し、評価に用いる判断基準を明確にすべきである。加えて、判断基準については客観的に判断するための材料(例えば、被ばく評価、構造評価等)をあらかじめ明らかにしておくべきである。

東京電力は、3号機で先行して、取り出し規模の更なる拡大についての概念検討を実施中であり、燃料デブリ取り出しシナリオを検討するとともに工法の検討を進めている。この中で、2021年度末までに俎上に上がった各工法については、難度の高い課題が数多く抽出された。2022年度は、これらの課題の対応策に対する現場適用性、技術成立性を確認してきた。2023年度は各工法の課題検討を継続するとともに、事業継続性を含めた評価を進めている。加えて、工法にかかわらず必要となるヤード整備等の準備工事について、早期に具体化するため、対象となる工事の抽出・整理も行っている。具体的な工法の選定は、中長期にわたる廃炉の成否を分ける極めて重要な決定事項であり、東京電力のみでなく、国、NDFが連携して、安全性を大前提に技術成立性等を総合的に検討・評価することが必要である。このため、2023年2月より、NDFの委員会である廃炉等技術委員会の下に「燃料デブリ取り出し工法評価小委員会」を設置し、燃料デブリ取り出しのための各工法の技術成立性、事業継続性等について、専門的かつ集中的な検討・評価を行っている。

以下に、気中工法((RPV注水)、オプション(RPV充填固化))、冠水工法(船殻工法)の概要と課題を示す。なお、各工法の概要は一例であり、確定的なものではない。

3.1.3.4.1 気中工法の概要と課題

3.1.3.4.1.1 気中工法(RPV注水)案の概要と課題

(1) 気中工法(RPV注水)案の概要

気中工法(RPV注水)は、燃料デブリが気中に露出した状態もしくは低水位で浸漬した状態で、RPV内部へ水をかけ流しながら取り出す工法である(図15)。

取り出し方法は従来から検討してきた上アクセスと横アクセスを、単独ではなく組み合わせた形の方法としている。これにより、増設建屋に設置する安全システムや移送前処理設備等を共用化し、設備全体の合理化を図っている。上アクセスと横アクセスの役割は、作業開口を大きくとれること、直線方向でのアクセスが可能であることを踏まえ、上アクセスをメインの取り出しとしてRPV内、ペDESTAL内の取り出しを実施し、上からのアクセス性が悪いペDESTAL外の取り出しは横アクセスとしている。また、横アクセスは上アクセスに先行してペDESTAL内外に対し、燃料デブリ加工時の切削粉の蓄積等による臨界対策、RPVからの重量物落下対策等の安全対策を実施する。取り出し時のダスト飛散防止、汚染拡大防止のため、2重化した閉じ込め障壁を構築する。1次閉じ込め障壁はPCV等で、2次閉じ込め障壁は原子炉建屋等で

構成される。また、気相系閉じ込めシステムを1次／2次閉じ込め障壁に設置し、閉じ込め障壁内外の差圧管理により動的な閉じ込めを実施する。

取り出された燃料デブリは原子炉建屋と接続した増設建屋に搬送し、移送前処理を実施する。移送前処理では、移送容器への収納・水素濃度計測等の検査を実施する。移送容器は増設建屋から保管前処理施設へ移送され、保管前処理として燃料デブリの分析、仕分け、乾燥を行う。その後、保管容器に収納し、保管施設で保管する。

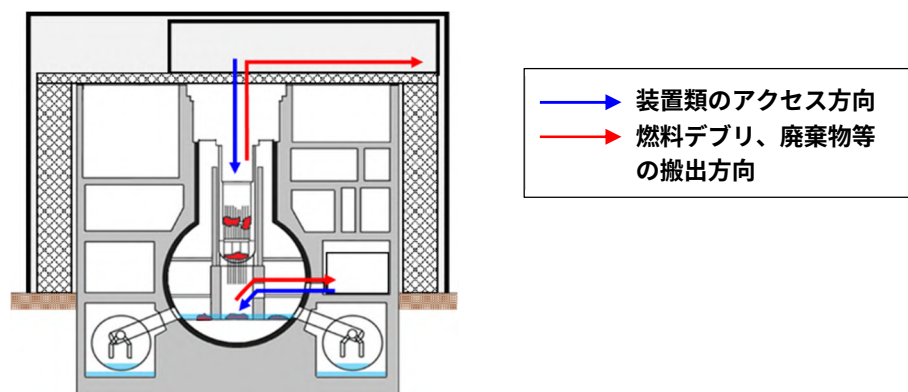


図 15 気中工法（RPV 注水）案の一例
（上アクセスと横アクセスの組合せのイメージ図）

(2) 気中工法（RPV 注水）案の課題

上記(1)で示した気中工法（RPV 注水）案に対し、前述した燃料デブリ取り出しを困難にしている要因①～⑥ごとに課題と対応策を整理した。

- 要因①（PCV・RPV 内が高線量）に対しては、人が近づけないことから、全ての作業が遠隔操作装置を用いた作業となることが課題である。燃料デブリ取り出しや PCV 内干渉物撤去等、想定も含め必要になる作業を特定した上で、その作業を遠隔で実現できる装置の機能、構造、安全要件（耐放射線性、防水性、温度範囲、遠隔点検・保守性、遠隔操作性、視野確保、衝突回避や異常時自動停止等の保護機構、高い信頼性と適切な冗長性等）を設定すべきである。
- 要因②（原子炉建屋内が高線量）に対しては、建屋内作業は一部人手作業が可能であるものの、その場合は環境改善（除染や遮へい）とともに周到な被ばく管理が課題となる。また、線量低減が困難な高線量エリアについては遠隔操作装置を用いた作業となることも課題である。取り出し用アクセスルートの設置等は遠隔作業となるため、要因①と同様な対応が必要である。
- 要因③（現場情報の不足）に対しては、現場の調査結果が限られているため、現場情報の不確かさを前提とした工法を検討しなければならないことが課題である。そのため、PCV 内部調査による現場情報取得を進めるとともに、それでも現場状況が特定できない場合は、柔軟に対応できるような遠隔操作装置、作業手順等を検討すべきである。

- 要因④（閉じ込め障壁構築）に対しては、上アクセスのため、遮へい機能を持たせた高重量のセルや取り出し用機器等を構台で支持する必要がある、それらの耐震成立性と既設構造物との取り付け部の気密性が課題である。対応策として耐震条件の妥当性評価及び上部荷重を減らす方策の検討や気密性を確保する構造等の検討が必要である。また、原子炉建屋、PCV等の既設構造物を閉じ込め障壁として活用するため、事故により損傷していること及び経年劣化を考慮した気密性、耐震性も課題である。今後の長期使用に鑑み、損傷状況や劣化・腐食状況等を監視・調査・評価し、これらを考慮した耐震性、構造健全性等を継続的に確認していく必要がある。
- 要因⑤（臨界管理）に対しては、現場に適した臨界管理（監視、臨界防止策、影響緩和策）の具体化が課題である。対応策は、設計と運用の両面から検討されるべきである。設計面の対応策としては、複数の監視手段（希ガス濃度モニタや中性子検出器等）の活用、加工作業の制限等の設定（臨界防止策）、中性子吸収材を投入できる設備の設置（影響緩和策）を検討する。他方、運用面の対応策としては、状態変化量を把握（監視）し、臨界近接を検知した場合には、作業停止、中性子吸収材投入及び作業再開判断によって臨界を防止する。今後、現場作業時に得られる情報（燃料デブリ組成、分布、中性子束等）を蓄積・評価することで、当初の設計の妥当性の確認も可能となる。
- 要因⑥（廃棄物管理）に対しては、新規構造物（上アクセス用セルを支持する構台や増設建屋等）の建設に干渉するエリアの建屋解体物や掘削された土壌等の膨大な廃棄物量の扱いが課題となる。発電所敷地内の廃棄物全体の保管計画を立て、発生する廃棄物を保管できることを確認しておくべきである。

これらの課題に対し、対応策を検討し、現場適用性、技術成立性の確認、事業継続性の評価を進めていく。

3.1.3.4.1.2 気中工法オプション（RPV 充填固化）の概要と課題

気中工法（RPV 注水）案の各要因に関して、要因①、②の課題の困難さを下げるためには、遠隔操作装置を使用する作業や原子炉建屋内の有人作業を最小限で単純化することが効果的である。また、要因④から既設構造物の損傷、経年劣化による気密性低下、強度低下による影響を緩和できる方策が望ましい。要因⑤に対しては、作業に伴う燃料デブリの移動や形状変化を抑制することによって臨界可能性の軽減につなげることが可能になる。これらを実現できる可能性がある方策として、気中工法オプション（RPV 充填固化）が考えられる。以下に本オプションの概要と課題を示す。

(1) 気中工法オプション（RPV 充填固化）案の概要

気中工法オプション（RPV 充填固化）は、ペDESTAL底部、RPV、原子炉ウェル等を充填材で固めて物理的に安定化させた上で、充填材とともに燃料デブリを掘削して取り出す工法である（図 16）。

RPV 内、ペDESTAL内の燃料デブリ等の取り出し方法は、まずは横アクセスによりペDESTAL内底部に充填材等を注入した上で、上アクセスにより原子炉ウェルからペDESTAL内、RPV

内に充填材を注入し固化させた後、上アクセスによりペDESTAL底部まで掘削し、燃料デブリ等を回収する。ペDESTAL外の燃料デブリ等に対しても充填材を注入し、ケーシングを設置してから掘削により燃料デブリ等を回収する。なお、充填に伴う廃棄物発生量を削減するため、炉心部とペDESTAL内に充填せず、原子炉ウェルから RPV ヘッド上部とペDESTAL低部だけを充填した上で、燃料デブリ等を回収するためのケーシングを RPV 上部からペDESTAL底部に設置し、掘削により燃料デブリ等を回収するオプションも考えられる。

掘削部には水を供給し、粉碎した燃料デブリ等を流動化させつつ、充填材とともにフィルタ型回収容器に移送して循環回収することになる。

取り出し時のダスト飛散防止、汚染拡大防止のため、2重化した閉じ込め障壁を構築する。気中工法（RPV 注水）と同様に、1次閉じ込め障壁は PCV 等で、2次閉じ込め障壁は原子炉建屋等で構成される。ただし、気中工法（RPV 注水）と比較すると、充填材が燃料デブリ等を覆うため、閉じ込め性をより強固にすることが期待できる。また、気相系閉じ込めシステムを1次／2次閉じ込め障壁に設置し、閉じ込め障壁内外の差圧管理により動的な閉じ込めを実施する。

回収容器に収納された燃料デブリ等の移送、保管については、気中工法（RPV 注水）案や冠水工法（船殻工法）案を参考にした検討が必要である。

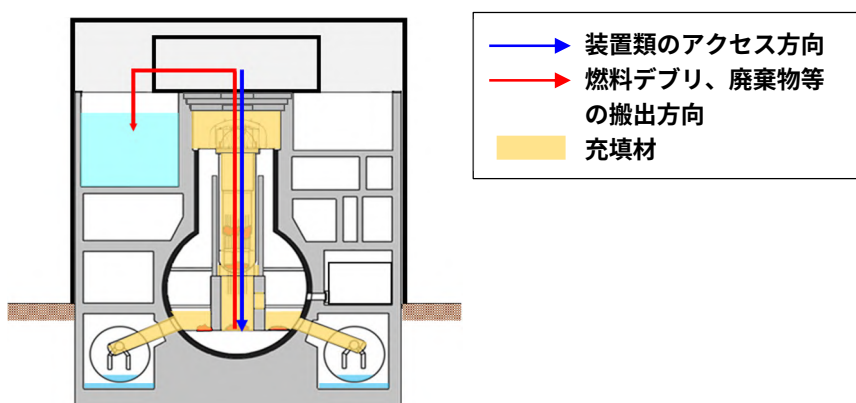


図 16 気中工法オプション（RPV 充填固化）案の一例

(2) 気中工法オプション（RPV 充填固化）案の課題

上記(1)で示した気中工法オプション（RPV 充填固化）に対し、前述した燃料デブリ取り出しを困難にしている要因①～⑥ごとに課題と対応策を整理した。

- 要因①（PCV・RPV 内が高線量）に対しては、掘削した燃料デブリ等を水と混合させた状態で回収することになるため、この汚染水のセル内または外部への漏えいを防止することが課題である。万一の漏えいに備えた検知方法や汚染拡大防止策、汚染後の復旧方法の検討が必要である。
- 要因②（原子炉建屋内が高線量）に対しては、横アクセスでペDESTAL内底部に充填材を注入することから、充填ホースの敷設方法の検討が課題である。過去にペDESTAL内まで

アクセスした実績がある2号機 PCV 内部調査の実施例を参考に検討することになると見込まれる。

- 要因③（現場情報の不足）に対しては、工法検討に際し現場情報の不確かさを考慮しなければならないことが課題である。本オプション特有の課題として、充填材の流動・固化特性がある。掘削性の向上のため、掘削場所とその範囲に充填材を注入する必要があるが、流動性を良くすると開口部から充填材が漏えいしやすくなる。他方、PCV や RPV の内部状況の調査には限界があり、PCV や RPV の亀裂の箇所や大きさを特定することは困難である。このため、充填材の流動・固化特性を試験によって把握し、様々な状況を想定しても適切に充填できる充填材の選定並びに手順と充填できたことの確認方法あるいは代替手段の検討が必要である。このように充填材に要求される機能を明確にした上で開発を進めるべきである。また、燃料デブリを充填材で覆うため、崩壊熱の除熱も要否を含め課題である。どこからどの程度の崩壊熱が発生しているかは不明な状況ながらも、崩壊熱の除熱が阻害される可能性についても検討しておかなければならない。
- 要因④（閉じ込め障壁構築）に対しては、原子炉建屋及びオペフロ上に設置するセルの耐震成立性や、セルやセルを覆うカバーと既設構造物との取り付け部に必要な気密性を確保することが課題である。対応策としてオペフロに設置する機器類を具体化させた上で耐震評価を実施するとともに、気密性を確保する構造等の検討をすべきである。なお、気中工法（RPV注水）の上アクセスでは、気中で放射線量が高い構造物等が露出した状態になるため、その際の遮へい機能がセル等に要求されるが、本オプションではそれらが露出しないため、セル等に要求される遮へい機能は気中工法（RPV注水）よりも軽減されることが見込まれ、セルや取り出し用機器等を支持する構台が不要となる可能性がある。一方また、原子炉建屋、PCV等の既設構造物を閉じ込め障壁として活用するため、事故により損傷していること及び経年劣化の可能性を考慮した気密性、耐震性も課題である。今後の長期使用に鑑み、損傷状況や劣化・腐食状況等を監視・調査・評価し、これらを考慮した耐震性、構造健全性を継続的に確認していく必要があるのは気中工法（RPV注水）と同様であるが、充填材を期待どおりに充填できれば、経年劣化等の影響を緩和できると見込まれる。
- 要因⑤（臨界管理）に対しては、気中工法（RPV注水）案と同様の課題がある。本オプション固有の対策として、例えば、燃料デブリ回収ラインを臨界しない寸法に制限すること、中性子吸収材を充填材にあらかじめ添加すること等が想定されるが、臨界の可能性を整理した上で、万一の臨界発生に伴う被ばく影響を評価し、必要になる対応策を具体的に検討しなければならない。
- 要因⑥（廃棄物管理）に対しては、掘削・回収のために大量の充填材を使用することから、それらを全て放射性廃棄物として扱わなければならないことが課題である。このため、充填範囲の縮小化を検討することや、発電所敷地内の廃棄物全体の保管計画を立て、発生する廃棄物を保管できることを確認しておくべきである。また、掘削場所を把握できていれば回収された掘削粉の由来は明らかではあるものの、特に燃料デブリ近傍部から回収した

掘削粉は燃料デブリ、構造物及び充填材が混合しているため、燃料デブリと廃棄物の仕分け方法も検討しておくべきである。

3.1.3.4.2 冠水工法（船殻工法）の概要と課題

(1) 冠水工法（船殻工法）案の概要

冠水工法（船殻工法）は、閉じ込め障壁として船殻構造体と呼ばれる新規構造物で原子炉建屋全体を囲い、原子炉建屋を冠水させ燃料デブリを取り出す工法である（図 17）。

上アクセスにより、RPV内、ペDESTAL内外の取り出しを実施する。ペDESTAL外作業については、ペDESTAL内側から地下階にある作業員アクセス口を経由して実施する。

原子炉建屋全体を囲う形で船殻構造体を設置し、内側に原子炉建屋を冠水させる程度に水を張る。水と接触する内壁面及びオペフロに設置するセルを1次閉じ込め障壁、船殻構造体内部を2次閉じ込め障壁、外壁面を遮水閉じ込め障壁とした3層構造としている。また、気相系閉じ込めシステムを1次／2次閉じ込め障壁に設置し、閉じ込め障壁内外の差圧管理により動的な閉じ込めを実施する。

取り出された燃料デブリの移送前処理は遮へい容器への収納までを水中で実施し、容器の洗浄・水切り・蓋締め・検査を気中にて実施する。移送容器に含まれる水分の放射性分解に対して可燃限界以下の水素濃度を担保するため、事前の水素発生量測定と収納量の制限を行う。移送容器は船殻構造体から保管前処理施設へ移送され、保管前処理として燃料デブリの分析、仕分け、乾燥を行う。その後、保管容器に収納し、保管施設で保管する。

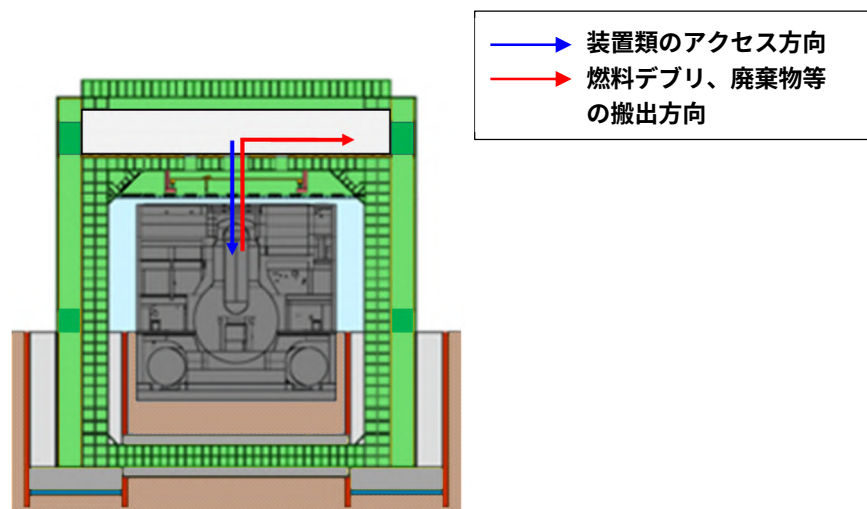


図 17 冠水工法（船殻工法）案の一例
（船殻工法のイメージ図）

(2) 冠水工法（船殻工法）案の課題

上記(1)で示した冠水工法（船殻工法）案に対し、前述した燃料デブリ取り出しを困難にしている要因①～⑥ごとに課題と対応策を整理した。

- 要因①（PCV・RPV 内が極めて高線量）に対しては、冠水させた水の遮へい効果により船殻構造物内で取り出し作業を行う中間架台上には人が近づくことが可能であるが、

PCV・RPV 内の作業は全て遠隔作業となるため、気中工法（RPV 注水）案と同様な対応が必要である。

- 要因②（原子炉建屋内が高線量）に対しては、船殻構造体設置前に行う炉注水設備の配置変更等の準備作業の一部では、原子炉建屋内での作業が必要となる。人手作業が主となるため、気中工法（RPV 注水）案と同様、環境改善（除染や遮へい）とともに周到な被ばく管理が課題となる。遠隔作業が必要となった場合にも、気中工法（RPV 注水）案と同様な対応が必要である。
- 要因③（現場情報の不足）に対しては、船殻構造体の構築のための仮設構造物（立坑、シールドトンネル）設置に関し、原子炉建屋周辺の海側サブドレン水調査、地質調査（ボーリング調査）により土壌の汚染状況を確認することが必要であるが、原子炉建屋周辺土壌が汚染している可能性を完全には排除できないことが課題である。掘削土壌（地下水を含む）が汚染している前提での工事成立性についても事前に検討しておく必要がある。
- 要因④（閉じ込め障壁構築）に対しては、現場情報の不確かさを前提とした工法検討に加え、特に船殻構造体底部はシールドトンネル内の空間に横からのアクセスのみで組み立てることが課題である。溶接施工、検査方法の実現性について確認する必要がある。また、汚染した保有水を万一にも 3 層の閉じ込め障壁を持つ船殻構造体の外部に漏えいさせないことも課題である。閉じ込め障壁間へ漏えいした水を検知し、その後の復旧対策を検討しておく必要がある。なお、施工時及び地震時における仮設構造物、周辺地盤、及び船殻構造体の健全性については、水圧（内部水、地下水）、土圧、地震荷重等を考慮した有限要素法による解析・評価で成立性の見込みを確認している。
- 要因⑤（臨界管理）に対しては、気中工法（RPV 注水）案と同様の課題がある。加えて、万一の臨界に備えた対応策として常時ホウ酸水環境とする場合には、ホウ素濃度の維持管理やホウ酸の供給管理等が課題となる。
- 要因⑥（廃棄物管理）に対しては、船殻構造体の建設のため、ヤード整備に干渉する建屋解体物や掘削された土壌等の廃棄物量が膨大となることから、気中工法（RPV 注水）案と同様な対応が必要である。

気中工法同様に、これらの課題に対し、対応策を検討し、現場適用性、技術成立性の確認、事業継続性の評価を進めているところである。

以上各工法について、課題と対応策を述べてきた。各工法とも技術的課題が残されているが、一方で、補完し合う技術もある（例えば充填材の使用による遮へい効果等は、気中工法、冠水工法とも共通で適応可能な要素技術）。

今後、各工法において検討されてきた技術について、技術成立性・事業継続性が高く、また、課題に対する解決の効果が高い要素を抽出し、これらを組み合わせることにより、より合理性、成立性の高い工法を作り上げていく方向で検討を進めることが望ましい。

3.1.3.5 事故分析（事故時の発生事象等の明確化）活動の継続

東京電力は、PCV 内部調査で得られた知見及び採取された堆積物サンプルの分析データを参照して、RPV や PCV の状態推定に関する検討を進め、現場調査の計画的な実施及び燃料デブリ取り出し工法、保管管理等の検討に反映している。一方で、いまだに線量が高く内部調査を行えない箇所が多く存在する。このため、現場知見に照らし合わせて事故履歴を分析し事故進展の未解明問題を解決する等、事故時の事象の理解を進める活動により燃料デブリの所在や分布、並びに線量分布等の情報を精緻化し、RPV や PCV の状態推定に反映していくことが重要である。今後、事故時の事象の理解を進める活動及び廃炉作業への反映を継続していく。また、原子力規制庁は、東京電力と協働して、事故の原因究明に貢献するとともに、将来の原子力安全性の向上に資するため、事故分析で得られた知見の検討を進めている。国際協力については、OECD/NEA において、各国・機関の知見に基づいて、事故分析に係るプロジェクトが進んでいる。

本節に係る進捗については添付資料 10 に、OECD/NEA の活動の詳細は 4 章に記述した。

3.1.3.6 取り出し規模の更なる拡大に係る研究開発

エンジニアリングで対応するには難易度が高い課題、もしくは、将来を見据えた課題については廃炉・汚染水・処理水対策事業にて研究開発を行ってきている。この研究開発は 5.2 章に記載する研究開発中長期計画及び次期廃炉研究開発計画に従って進められており、網羅的、計画的及び効率的に、また廃炉の実施主体である東京電力のニーズに沿ったものであることを確認しながら進めることが重要である。実施中の研究開発の項目について以下に記載する。なお、3.1.3.6.8 項以外は選択される工法によらず共通の研究開発である。3.1.3.6.8 項は、現時点で気中工法のみに係る研究開発となっているが、今後、その他の工法についても研究課題を抽出し、必要により研究開発に着手していく。

3.1.3.6.1 RPV 内部調査技術

RPV 内部の燃料デブリ取り出し工法におけるエンジニアリングの後戻りを避けるためには、燃料デブリの分布や RPV 内の状況、線量等の環境条件を確認することが有用である。

廃炉・汚染水・処理水対策事業ではこれまでに、上部から炉心にアクセスする工法（上部穴開け調査工法）と側面から炉心にアクセスする工法（側面穴開け調査工法）が検討され、2019 年度までに、実機適用に向けた装置の機能確認までを実施した。上部穴開け調査工法では、炉内構造物（乾燥器、気水分離器、シュラウドヘッド）の穿孔（開口）には AWJ を使用する計画であるが、AWJ 切断に伴う多量の研磨剤が PCV 内及び RPV 内に入ることになるため、内部調査への影響、廃棄物の増加等の問題が指摘された。

このため、2020 年度から二次廃棄物（研磨剤等）を少なくする加工技術を検討し、小型ノズルの AWJ、レーザー切断を候補技術として選定した。2023 年度までに、この加工装置を用いたオペフロからの遠隔施工性の確認試験を実施する計画である。

上部穴開け調査工法については、使用済燃料プールからの燃料取り出し作業との干渉、RPV 内部調査装置を設置する現場状況の調査、現場環境の整備等のエンジニアリング作業の計画を具体化する必要がある。

より早期に RPV 内部調査を実施可能な工法の開発を進めることも重要であると考え、PCV 内部調査のために構築されたアクセスルート等を利用して PCV 内部へ調査装置を投入し、RPV 底部に存在すると想定される開口部から調査装置を RPV 内に挿入して内部を調査する下部アクセス調査工法を 2020 年度から検討している。検討の結果、1 号機は CRD 開口部から小型ドローンをペDESTAL 内に入れて調査する方法、2 号機及び 3 号機は CRD 開口部からロボットアームに搭載したテレスコピック型装置をペDESTAL 内に入れて調査する方法を開発した。2023 年度までに、これらの下部アクセス調査装置の実機適用性を試験で確認する計画である。

東京電力は、簡易な調査方法として、小径で高い耐放射線性のあるファイバースコープを既設の計装配管（小口径配管）に挿入して RPV 内部にアクセス、調査する工法を検討している。

この検討の発展として、シュラウド内部にアクセス可能な既存配管を利用した内部調査の技術課題（配管途中の逆止弁や T 型の管継手等の閉塞部の通過等）に関しては、2022 年度から廃炉・汚染水・処理水対策事業にて、課題解決のための要素技術の開発が進められている。

各号機とも RPV 内部の直接的な映像情報が得られていないため、廃炉・汚染水・処理水対策事業での技術開発と開発された技術を活用したエンジニアリングを推進して、RPV 内部の情報を早期に得ることが課題である。エンジニアリングの後戻りを避けるため、及び選択する工法の確実性を高めるためにも、取得した情報を基に燃料デブリ取り出し戦略の方向性を確認していくことになる。

3.1.3.6.2 原子炉建屋内の環境改善のための技術

中長期ロードマップ、東京電力の廃炉中長期実行プランに沿い、作業エリア・アクセスルートの作業環境の改善として、原子炉建屋内の干渉物撤去、線量低減が進められている。今後、燃料デブリ取り出し関連作業では、高線量・高汚染の設備等の干渉物に対して、安全で合理的な撤去方法の構築及び作業エリアの線量低減等による作業時の被ばく低減が環境改善の課題であり、東京電力のエンジニアリングを支援するために廃炉・汚染水・処理水対策事業による原子炉建屋内の環境改善のための技術に関する研究開発を進めている。

燃料デブリ取り出し関連作業では、主な作業エリアは原子炉建屋内等の高線量区域である上、内部被ばくの際の線量寄与が大きい α 線放出核種を含む核燃料物質等を取り扱うことになる。このため、環境改善の方策の検討に当たっては、構造物、設備機器、放射線源、線量等の作業環境や除染、遮へい、撤去等の作業形態に基づいた放射線防護対策を適切に実施することで、作業者の過度な被ばくを防止し、被ばく低減を実現することが基本となる。外部被ばく防護に関しては、作業エリアの対象線源と線量率及び作業時間から被ばく線量を評価し、「時間、距離、遮へい」の三原則にのっとり、合理的に達成可能な被ばく低減対策を実施する必要がある。また、内部被ばく防護に関しては、放射性ダストの飛散抑制、汚染拡大防止等に対する設備上の措置に加え、作業エリアの汚染状態に応じた防護対策を選定し吸入摂取や身体汚染の防止に努めることが肝要である。このような考え方を念頭に置き、除染、遮へい、遠隔技術等の方策の適切な組み合わせを目指すべきである。

特に、燃料デブリ取り出し作業において、考慮すべき重要な観点を以下に示す。

- 原子炉建屋内の作業環境を十分確保した上で、X-6 ペネ等から PCV 内にアクセスすべきである。
- 原子炉建屋内は、事故による損傷状態が不明な箇所が残りいまだに線量が高い環境であるため、線量分布、汚染状況について対象範囲の周囲の寄与も含めて十分に調査し、線源位置、強度を可能な限り特定して作業計画を立てることに取り組む。
- 作業エリア・アクセスルート目標線量率は、作業の成立性を十分に検証し、法令で定められた作業員の被ばく線量限度（50mSv/年及び100mSv/5年）に対する裕度も考慮して設定する。
- 高線量区域の線量低減計画は、作業ニーズを明確化し、線量限度に従う作業時間と作業達成に必要な作業時間について、可能な限り総被ばく線量を抑制して作業を達成するための対策を検討する。
- 高所の設備機器、重量物など比較的撤去が難しい干渉物の遠隔撤去技術の開発に取り組む。

これらを踏まえ、廃炉・汚染水・処理水対策事業による研究開発として、安全・効率的な作業計画の策定に向けて、環境調査データを用いた放射線源の特定、デジタル技術によって可視化する環境・線源分布のデジタル化技術の開発を2021年度から着手した。2022年度にはプロトタイプを試作しており、さらに、2023年度から現場適用に向けた機能向上を目指した開発を進めている。長期的に運用することで、実績のある知見を蓄積可能なシステム構築への一助となると考えられる。また、高所の設備機器、重量物など比較的撤去が難しい干渉物撤去については、高線量下における環境改善・干渉物撤去のための遠隔技術の開発を2020年度から着手し、撤去対象物を選定して、要求機能を踏まえた遠隔操作装置の仕様を提案し、2022年度に終了した。今後は、具体化に向けた開発を東京電力のエンジニアリングで進める。

3.1.3.6.3 被ばく線量評価のための分析手法の技術開発

α線放出核種等の作業員身体への内部取り込み事象の発生時は、体外計測法（肺モニタ）やバイオアッセイ法により預託実効線量を適切に評価する必要がある。このため、以下の事項が重要である。

- 事前に被ばく評価において重要なα線放出核種を選定し、空气中濃度の管理、防護装備の着用基準、機器校正管理へ反映しておくこと。
- 区域区分を超えた汚染拡大を早期に発見し、遊離性汚染から再浮遊したダストによる内部取り込みを未然に防止するために、作業環境や入退域の作業員身体における表面密度を管理すること。

原子炉建屋内では、一部に比較的高いα汚染が確認されているとともに、廃炉作業の進捗に従って原子炉建屋内作業の頻度が高くなっている。トラブル事象への人の作業による回復作業も発生していることから、従前よりも内部取り込みに対し、十分注意して作業を進める必要がある。今後のデブリ取り出しの本格化に向けては、内部取り込みに対する防護機能の向上及び万一内部

取り込み事象が発生した場合への対応・対策の検討をより適確にするため、取り込んだ放射性物質の放射エネルギーを速やかに把握して線量を評価することが課題である。

α線放出核種等の内部取り込みに対しては、α線測定の高難さ、内部被ばく線量への寄与が大きいこと等のため、可能な限り早期のバイオアッセイ等による評価が必須になる。近年ではプルトニウムによる内部被ばくに対して薬剤投与等の医療介入が行われる等、取り込み事象へのより複雑な対応が課題となる。さらに、福島第一原子力発電所の廃炉に係る作業環境は、取り扱う放射性物質の核種組成や濃度、管理対象となる作業の状況・従事者数等が、国内外の既存施設とは大きく異なるという特殊性を考慮すべきである。

これらを踏まえ、2021年度から内部取り込み防護と取り込み時の線量評価のための廃炉・汚染水・処理水対策事業による研究開発に着手し、内部被ばく線量評価プログラムの概念の検討、バイオアッセイ手法の迅速化等に関する調査・検討、防護装備の最適化等の技術開発を進めている。2023年度からは、バイオアッセイや体外計測を用いた総合的な内部被ばく線量評価体系の整備及び標準の開発、並びに内部被ばく線量の測定・評価に関わる技術開発の継続により、内部被ばく線量評価プログラムの開発を進めている。

3.1.3.6.4 液体処理システム（α線放出核種除去技術）

燃料デブリ取り出しにおいては、燃料デブリに対し湿潤もしくは水中環境下で切削加工等が加えられることから、粒子状及び溶解性のα線放出核種が現状の汚染水よりも高い濃度で混入・溶出する可能性がある。福島第一原子力発電所の廃炉においては、特にα線放出核種の除去が重要な課題であり、現在、汚染水から放射性物質を除去する水処理設備（SARRY、ALPS等）が運用中であるが、α線放出核種の濃度が高くなった場合でも、汚染水からα線放出核種を除去し、所定の濃度まで低減できる技術の確立が必要である。そのため、廃炉・汚染水・処理水対策事業にてこれまで放射性核種を含む粒子の除去技術や実機環境も模擬した状態での溶解性α線放出核種の除去技術、並びに二次廃棄物処理技術が研究開発されてきた。しかしながら、燃料デブリ取り出し時の汚染水の水質は、実際に取り出しが開始されるまでは明確にはならず、除去設備の設計においては、除去が難しいコロイド状のα線放出核種の存在等、その不確かな点をカバーできる様、保守的に設備仕様を設定することとなる。そのため、今後も既存の建屋に滞留している汚染水を用いて試験することで、これまでの研究開発で候補に挙がっている除去方法の知見を拡充し技術の開発を続けることがより合理的な設計を実現するために有用と考える。また、二次廃棄物の処理技術については、後続の作業である仕分け・移送・保管の検討と連携しながら更に研究を進める必要がある。2023年度は、溶解性α線放出核種に加えコロイド状のα線放出核種にも対応し得る除去技術の開発、建屋に滞留している汚染水を用いた試験の準備及びより合理的な二次廃棄物処理技術の開発等を実施している。

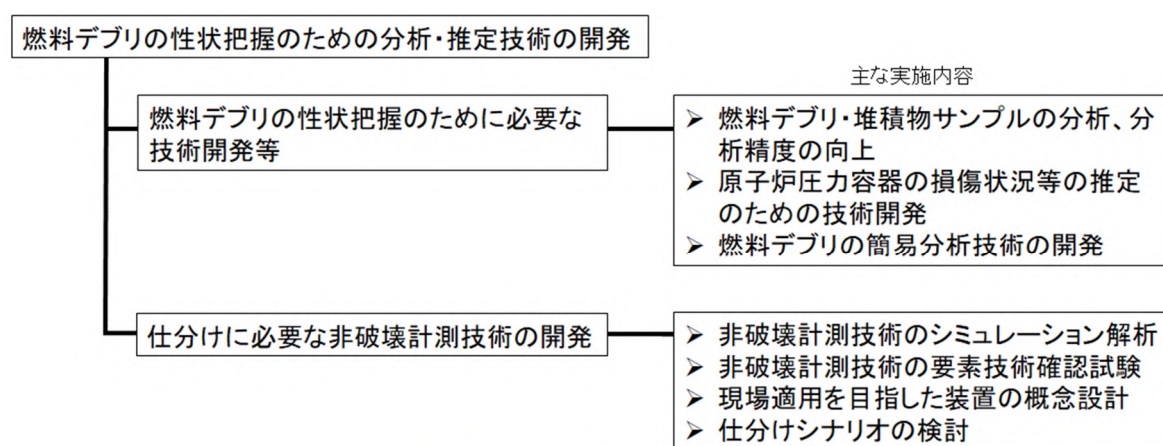
なお、除去設備の基本設計・詳細設計は取り出し規模の更なる拡大の準備として進めることになるが、各設計段階で研究開発の成果を順次取り込みながら進めることが出来ればより合理的であり、その点を考慮してエンジニアリングを進めるべきである。

3.1.3.6.5 燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し方法、燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発等に資することを目的として、燃料デブリの性状を分析・推定するのに必要な技術開発等を行っている。2023 年度からは、図 18 に示すように、「燃料デブリの性状把握のために必要な技術開発」及び「仕分けに必要な非破壊計測技術の開発」の 2 つのテーマを中心に実施している。

「燃料デブリの性状把握のために必要な技術開発」では、2 号機の試験的取り出しにおいて採取が計画されている燃料デブリサンプルや 1 号機の水中 ROV による PCV 内部調査において採取した堆積物サンプルをホットラボ施設で分析するとともに、スリーマイルアイランド原子力発電所 2 号機（以下「TMI-2」という。）の事故で生じた燃料デブリを用いて構造解析や X 線 CT 撮影を行い、福島第一原子力発電所の燃料デブリとの比較データを確保する計画である。また、RPV の損傷に注目して事故進展解析、材料の溶融試験、溶融物の移行挙動評価を実施するとともに、今後、燃料デブリの取り出し量が増加した場合にホットラボ施設へのサンプル輸送負担軽減を目指して燃料成分の有無を迅速に確認する簡易分析技術を開発している。

燃料デブリのサンプル分析では取り出す燃料デブリのうち、一部の量しか性状を把握できないことから、燃料デブリ中の核燃料の量に対象を絞り、「仕分けに必要な非破壊計測技術の開発」を行っている。分析には汚染拡大や内部被ばくのリスクが伴うことから、容器に密封した状態で対象物から放出、または透過する放射線を計測し、対象物を破壊せず、迅速に核燃料の量を求めることを目指している。燃料デブリは、中性子吸収材等、多くの核種、元素が不均一に混合しており、それが計測を阻害する場合があることから、広範な化学組成はシミュレーション解析で再現し、阻害要因の影響については既存の試験装置を用いた試験で確認している。それらの結果を基に、装置の概念設計や仕分けシナリオの検討を実施している。



※簡潔な表現、理解性を優先させたため、公募要領中の表現と厳密には一致していない。

図 18 燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術における研究テーマと主な実施内容

3.1.3.6.6 燃料デブリ収納・移送・保管技術

段階的な取り出し規模の拡大の開始までに、未臨界維持、閉じ込め、水素発生対策、冷却等の安全機能を備え、取り出した燃料デブリ（塊状～粉状）の収納から移送、保管までの一連のシステムを構築する必要がある。そのため、2022 年度までに以下の検討が進められている^{27 28}。

- 収納缶²⁶の基本仕様、すなわち取扱性を考慮した高さや作業効率と未臨界維持を考慮した内径、材質、蓋構造等の策定と、試験による収納缶の構造健全性の実証
- 収納缶に収納した燃料デブリからの現実的かつ合理的な水素発生予測法の検討とその予測法を用いた収納缶の蓋に設置される水素ガス放出用のベント機構の検討と移送容器内の水素ガスの蓄積を考慮した安全な移送条件の設定
- ユニット缶²⁶内に収納された燃料デブリに対して適用可能で効率的な乾燥技術の開発及びその技術を用いた乾燥システム及び乾燥処理条件の検討
- 収納缶内での粉状燃料デブリの挙動の机上検討

さらに、東京電力において、これらの検討結果を参考にして段階的な取り出し規模の拡大に必要となる保管用収納缶や第一保管施設（受入・払出セル、保管容器等）を、関連する他のプロジェクトと協調しながら具体化する活動が継続されている。また、取り出し規模の更なる拡大に向けて、移送/保管のプロセスの検討、保管技術/形式の調査と候補の絞り込み、及び燃料デブリの保管前に必要となる処理、保管場所までの移送方法やルート等の検討も進められてきている。これらの検討は主として塊状、粒状の燃料デブリを対象としてきた。燃料デブリの回収のための加工（切断、切削等）に伴って発生する粉状の燃料デブリは、ガス管理システムや冷却水循環システムにおいて粉状、スラリー・スラッジ状態で回収することが検討されている。そのため、廃炉・汚染水・処理水対策事業においてスラリー・スラッジ状の燃料デブリを安全、確実、合理的に保管するための技術的課題の抽出を 2020 年度に実施した。その結果を踏まえて 2021 年度からはスラリー・スラッジ状燃料デブリの乾燥方法、水素ガス発生挙動特性・放出特性の机上検討、及び移送から保管までの取扱中の挙動について主として机上での検討や評価を実施してきた。2023 年度以降は関連する廃炉・汚染水・処理水対策事業や東京電力での検討、及び燃料デブリの性状や PCV 内状況に関する新たな知見等を踏まえてこれまでの検討や評価結果を更に検討して考察を深めるとともに、要素試験等で確認を行う。この活動を着実に進めて、スラリー・スラッジ状の燃料デブリを安全、確実、合理的に保管するために必要なプロセスの確立とそれに必要な機器・設備の設計に資する情報を蓄積・共有していく必要がある。

現在、燃料デブリの性状に関する情報、知見が限定的であることから、廃炉・汚染水・処理水対策事業や東京電力での検討では燃料デブリの性状等を保守的に想定して機器・設備を設計している。取り出し規模の更なる拡大における燃料デブリの収納・移送・保管のための機器・設備の設計では試験的取り出しや段階的に規模を拡大した取り出しにおいて収集・蓄積される水素発生

²⁷ 「燃料デブリ乾燥技術の開発」に関する 2022 年度成果報告公開版

(<https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2023/06/2022013syuunoukankansouF202306.pdf>)

²⁸ 「粉状、スラリー・スラッジ状燃料デブリの取り扱い技術の開発」に関する 2022 年度成果報告公開版

(<https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2023/06/2022014syuunoukankonajyouF202306.pdf>)

量や燃料デブリ性状等の各種計測データや、燃料デブリの移送から保管までの作業における燃料デブリの取扱いに関する知見や経験を活用して合理化を進めることが重要である。また、燃料デブリの収納から保管までの機器・設備の具体化に際して、保障措置の要求に対しても配慮する必要がある。

燃料デブリが収納されたユニット缶や収納缶の取扱いは遠隔操作装置を用いて安全かつ確実に継続して実施されていく必要がある。そのため、詳細設計の初期の段階で実際に使用する又は類似の遠隔操作装置を用いて想定される作業のモックアップ試験を行うことが有用である。さらに、モックアップ試験で得られた知見を踏まえて燃料デブリの収納・移送・保管のための機器・設備の仕様、サイズ、配置や燃料デブリの動線等を確定していくというアプローチは設計の後戻りの抑制の観点から有用と考えられる。

なお、中長期ロードマップにおいては、取り出した燃料デブリの処理・処分については燃料デブリ取り出し開始後の第3期に決定することとされている。

3.1.3.6.7 ダスト飛散率データ取得

取り出し規模の更なる拡大に向けて、燃料デブリ取り出し工法や事故事象に対する安全評価技術の開発が必要である。安全評価は、燃料デブリ取り出しにおける加工、切削等により発生するダストに対し、取り出し箇所から気中への移行、量の把握に加え、根拠となる飛散、沈着、再浮遊等を含めた移行挙動を把握する必要がある。ダスト飛散率データ取得では、その点に着目し、燃料デブリ取り出し環境を模擬したダスト飛散率データ取得試験を通じて、ダスト発生や移行等のダスト飛散に関する知見の取得が行われている。

この安全評価技術の開発のため、燃料デブリ取り出し時に発生するダスト飛散の基礎的な影響を把握することを目的として、乾燥条件におけるダスト飛散率データが取得された。2023年度からは、2022年度までに取得した成果を踏まえて、燃料デブリ取り出し時に想定されるPCV内の湿潤環境について、複数の工法を対象としたダスト飛散率データの取得を行っている。取得したデータは、今後の福島第一原子力発電所の廃止措置作業における、燃料デブリ取り出し時の安全評価の技術的根拠となるよう体系的な整備が進められている。

3.1.3.6.8 燃料デブリ取り出し工法

取り出し規模の更なる拡大における燃料デブリ取り出し工法については、燃料デブリ取り出し作業が高線量下・高汚染下、不確定要素を含む環境下での遠隔作業になることを前提に、PCV内へのアクセスルート構築や燃料デブリ取り出しに必要な機器・装置及びシステムに係る技術開発等が課題となっている。これらの課題に対して、中長期ロードマップ（2017年9月26日）の「燃料デブリ取り出し方針」において、気中工法に重点を置いた取組方針が示されたことから、それ以降の研究開発は、気中工法の横アクセス、上アクセスによる取り出し方法及び横・上アクセス共通の要素技術の開発が廃炉・汚染水・処理水対策事業の中で進められている。横アクセスによる取り出し方法の要素技術として、燃料デブリ回収システム（吸引、把持等）、燃料デブリ切削・集塵システム、S/Cへの汚染拡大防止技術、アクセスルート構築に係るセル構造、搬入・設置技術、PCVとの接続技術、干渉物の撤去技術、遠隔操作支援システム等が開発されてきている。上アクセスによる取り出し方法としては、当初は燃料デブリを原子炉内で細断し搬出する取

り出し方法を検討していたが、2019 年度より処理能力向上を目的に、炉内構造物や燃料デブリを大型一体で切断し搬出する取り出し方法を検討している。この要素技術として、大型一体で切断する方法・装置、大型搬送装置、オペフロと増設建屋間の汚染拡大防止のための隔離機構、大型搬出容器等が開発されてきている。横・上アクセス共通の要素技術としては、汚染した装置の遠隔除染・保守技術の開発、燃料デブリの加工時のダスト飛散抑制材の開発等を進めてきている。

2023 年度からは、これまでの上アクセスによる取り出し方法の開発で得られた成果の中で抽出された課題の対応として、閉じ込め性を考慮した大型搬送装置等のオペフロ上部設備の開発、損傷した炉内構造物を充填安定化させ切断する技術等の技術開発を進める。また、新たな課題の対応として、上アクセスによる取り出し時に、加工時の破片や振動等により重量物がペデスタル底部へ落下する可能性があることから、落下による再臨界防止及びダスト飛散抑制、機器損傷等防止のため、落下対策の技術開発を進める。さらに、東京電力は取り出し規模の更なる拡大のための工法策定に向けた概念検討を実施中であり、3.1.3.4で示した気中工法、冠水工法（船殻工法）の課題に対する対応策の現場適用性、技術成立性を確認しているところ。この中で新たに開発の必要性が高く、技術的難易度が高いと判断された課題については、廃炉・汚染水・処理水対策事業の中で必要な技術開発を実施していく。

3.1.3.7 保障措置方策の課題

取り出した燃料デブリに対する計量管理や保障措置は前例のないことであり、その検討や現場への適用に際して東京電力が技術的課題に直面する可能性があるため、NDFは、計量管理や保障措置に関わる既存技術を広範囲に調査することで東京電力の技術支援に備えるとともに、エンジニアリング的視点も踏まえながら、保障措置の適用に係る設備対応が廃炉工程に影響を与えないことをプロジェクト進捗状況から確認していく。

3.1.4 主な技術課題のまとめ

本節に述べた主な技術課題と今後の計画を整理すると、図 19 のとおりである。

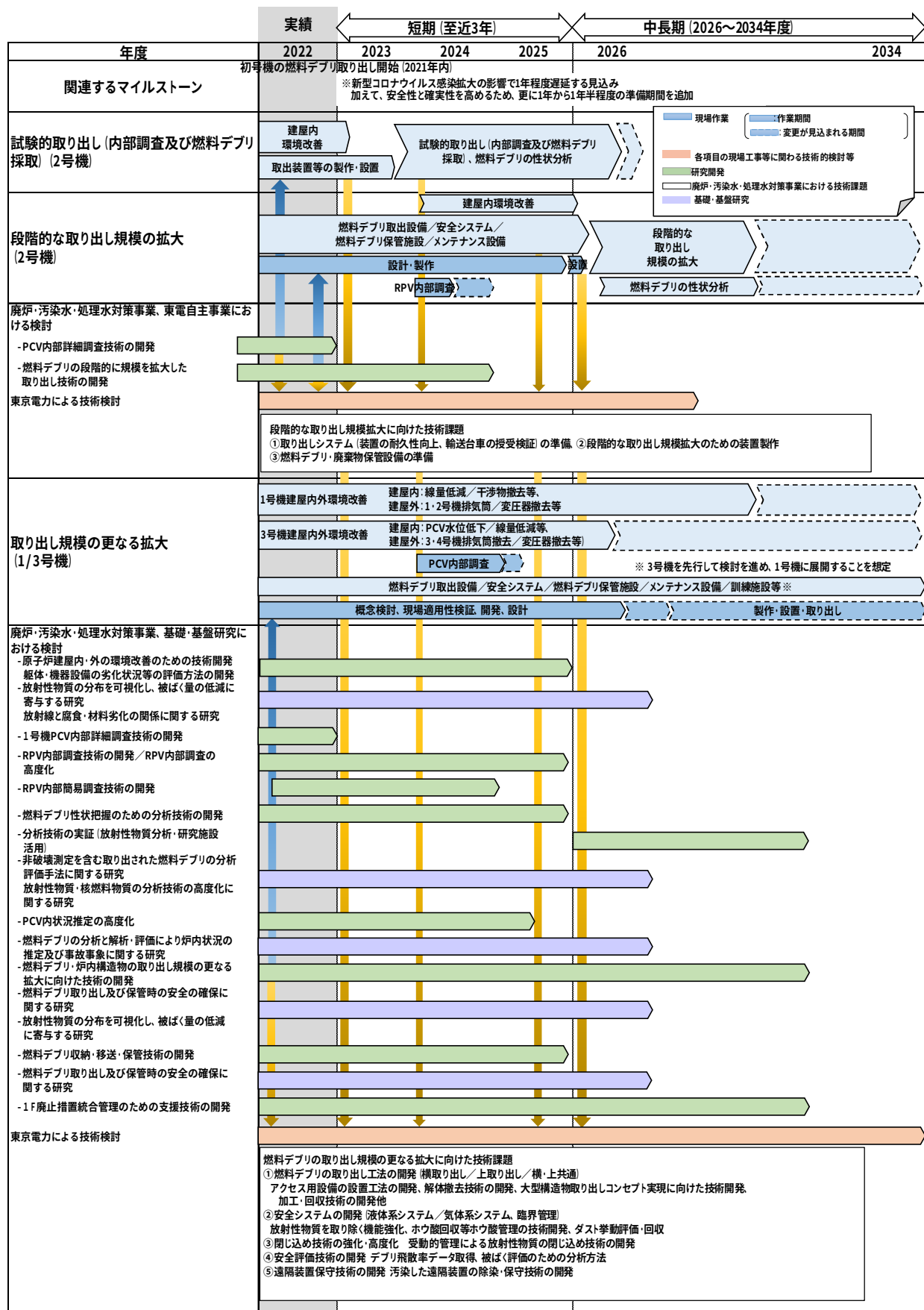


図 19 燃料デブリ取り出しに係る主な技術課題と今後の計画 (工程表)

3.2 廃棄物対策

3.2.1 目標

- (1) 当面 10 年間程度に発生する固体廃棄物²⁹の物量予測を定期的に見直ししながら、固体廃棄物の保管管理計画の策定・更新を実施するとともに、それに基づいて発生抑制と減容、保管・管理状況のモニタリング等の適正な保管管理を遂行する。
- (2) 2021 年度に示した処理・処分方策とその安全性に関する技術的見通し（以下「技術的見通し」という。）を踏まえ、固体廃棄物の特徴に応じた廃棄物ストリームの構築に向けて、性状把握を進めつつ、処理・処分方策の選択肢の創出とその比較・評価を行い、固体廃棄物の具体的管理について全体として適切な対処方策の提示に向けた検討を進める。
- (3) 保管・管理及び処理・処分の検討を進める上で必要な分析計画の策定・更新を実施するとともに、それに基づいた分析を着実に進める。

3.2.2 進捗

廃棄物対策は、発生から保管・管理、処理等を経て処分に至るまでの各段階でリスクを低減しつつ、最終的な処分の実施の見通しを得る必要がある長期にわたる取組である。放射性廃棄物管理に関する用語について、IAEA の用語集における定義を添付資料 11 に、国内外の放射性廃棄物の分類と処分について添付資料 12 に示す。

福島第一原子力発電所の廃炉に伴い発生する固体廃棄物は、多種多様な性状を有する廃棄物が大量に存在することから、中長期ロードマップで取りまとめられた以下の固体廃棄物についての基本的考え方に基づく取組を進めている。

<「固体廃棄物についての基本的考え方」のポイント>

① 閉じ込めと隔離の徹底

- ・人が有意な被ばくを受けないように、放射性物質と人の接近を防ぐための閉じ込めと隔離を徹底

② 固体廃棄物量の低減

- ・廃炉作業に伴って発生する固体廃棄物について、可能な範囲で物量を低減

③ 性状把握の推進

- ・固体廃棄物の処理・処分の検討を進めていくための、分析試料数の増加に対応した適切な性状把握

④ 保管・管理の徹底

- ・発生した固体廃棄物について、その性状を踏まえた安全かつ合理的な保管・管理
- ・福島第一原子力発電所の敷地内で確実に保管・管理できるよう、保管容量の確保

²⁹ 中長期ロードマップにおいて「固体廃棄物」は、「事故後に発生したガレキ等には、後述のとおり、敷地内での再利用等により廃棄物あるいは放射性廃棄物とされない可能性があるものもあるが、これらや水処理二次廃棄物及び事故以前から福島第一原子力発電所に保管されていた放射性固体廃棄物を含めて、以下「固体廃棄物」という。」とされている。

⑤ 処分を念頭に置いた先行的処理方法の選定手法の構築

- ・処分の技術的要件が決定される前に、安定化・固定化するための処理（先行的処理）の選定手法を構築し、先行的処理方法を選定

⑥ 固体廃棄物の管理全体を俯瞰した効率的な研究開発の推進

- ・性状把握、処理・処分の研究開発の各分野が連携し、固体廃棄物の管理全体を俯瞰した上で、必要な研究開発課題を確認

⑦ 継続的な運用体制の構築

- ・固体廃棄物の管理全体を安全かつ着実に継続していくため、関連する施設の整備や人材の育成を含めた継続的な運用体制の構築

⑧ 作業員の被ばく低減対策等

- ・関連する法令に基づいた被ばく管理、健康管理、安全管理を徹底

東京電力には発生する固体廃棄物の安全かつ合理的な保管・管理を徹底することが求められている。固体廃棄物の性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の専門的検討は、NDFを中心に関係機関が各々の役割に基づき取組を進めており、性状把握のための分析能力の向上、柔軟で合理的な廃棄物ストリーム（性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の流れ）の構築に向けた開発の成果を踏まえ、2021 年度に、技術的見通しを示した。中長期ロードマップでは、第 3 期には、固体廃棄物の性状分析等を進め、廃棄体の仕様や製造方法を確定するとされているため、固体廃棄物の具体的管理について全体としての適切な対処方策の提示に向けた検討に着手した。

なお、2021 年度まで固体廃棄物に関する廃炉・汚染水・処理水対策事業は、IRID が JAEA を核とした体制の下、その中心を担ってきたが、2022 年度開始事業より JAEA が単独でその中心を担う体制となっている。

a. 福島第一原子力発電所における保管・管理の現状

固体廃棄物の現在の保管・管理状況は表 2 のとおりである。これら固体廃棄物の適切な保管・管理を行うため、東京電力は保管管理計画を公表し、今後 10 年程度の固体廃棄物の発生量の予測とそれに伴い必要となる廃棄物関連施設の設置等の方針を示している。

この計画に基づき、水処理二次廃棄物及び再使用・リサイクル対象を除く全ての固体廃棄物の屋外での一時保管を 2028 年度内までに解消するとしており、それに必要な設備の整備を進めるとともに（添付資料 13）、それに関わる処理計画³⁰及び移送計画³¹の検討を行った。

また、これまでの廃棄物の保管・管理では、大量に発生するガレキ等がフォールアウト起因汚染であったため、表面線量率を指標とした区分による管理をしてきた。今後は、より適切な保管・管理を行っていく上で、構内での再利用を進めることを念頭に、廃棄物ごとの分析による放射能濃度の把握を行っていくこととしている。

³⁰ 必要な減容処理が完了することについて、各減容設備の竣工時期から運用期間並びに処理期間を試算して確認

³¹ 固体廃棄物貯蔵庫の竣工時期の影響という観点から、受入作業への影響を評価

技術的見通しにおいて、廃棄物ヒエラルキーの考え方（廃棄物対策として取るべき方策は、①廃棄物発生抑制、②廃棄物量最小化、③再使用、④リサイクル、⑤処分、の優先順位とする。①の方策から優先的に可能な限り取り組み、⑤の処分は最後の手段とする考え方（図 20））を実践している諸外国の例を示したが、東京電力でもこの考え方に対応する取組が実行されている。

再使用・リサイクル対象のうち、コンクリートガラについては破碎し、表面線量率がバックグラウンド相当と確認した上で、福島第一原子力発電所構内の路盤材としてリサイクルを実施している。また、金属については、リサイクルに供するための除染方法として溶融除染等の検討が行われている。廃炉・汚染水・処理水対策事業においても、この実現に必要な研究開発として、溶融・除染時の核種分配挙動の解明と溶融処理後の検認手法に係る検討に取り組んでいる。

水処理二次廃棄物についても、内包する放射能の大きい吸着塔を優先的に建屋内保管に移行する計画としており、吸着塔類の保管施設として、大型廃棄物保管庫の建設が進められている。また、含水率が高く流動性のある多核種除去設備等で発生した ALPS スラリー及び除染装置スラッジについては、より安全に保管・管理を行うため、前者については特定原子力施設・監視評価検討会及び特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合における保管リスク低減や減容等に関する論点を踏まえた上で、安定化（脱水）処理（2026 年度の処理設備設置予定）の実施に向けた検討を行い、後者については、現在の保管場所である建屋内地下貯槽から回収し、脱水処理、容器収納して高台の保管施設へ移送（2025 年度回収着手予定）することとしている。福島第一原子力発電所の中長期リスクの低減目標マップでは、水処理廃棄物等（不安定なもの）について、2025 年度までに脱水物・回収物・吸着材の固化処理方針を策定し、今後の更なる目標（2026～2034 年度）として、「より安定な状態への移行（脱水処理又は固化処理及び必要な耐震性を有する施設での保管）」が実現すべき姿として示されている。

これらの福島第一原子力発電所において適切な保管・管理が求められる固体廃棄物は一部を除いて今後も継続的に発生する。また 2023 年 2 月公表の保管管理計画では、今後の燃料デブリ取り出し準備工事等において相当量の廃棄物が発生することが見込まれていると記載されている。この廃棄物発生量については、燃料デブリ取り出し工法が決まっていないことによる不確かさがあることを前提にした上で、具体的には、1～4 号機周辺の建屋の解体及び震災前に発生した樹脂等で、少なくとも約 30 万 m³ の廃棄物が発生すると試算されている。なお、今後この廃棄物発生量については、焼却・破碎等の減容効果を見込み精査される予定である。さらに、燃料デブリ取り出しに伴っても、固体廃棄物が発生する。この固体廃棄物に係る対応についても今後、検討する必要がある。

表 2 固体廃棄物の保管・管理状況

(a) ガレキ類・伐採木・使用済保護衣等の管理状況（2023.7.31 時点）

分類	保管量 (m ³) / 保管容量 (m ³) (割合)
屋外集積（表面線量率 ≤ 0.1 mSv/h）	302,200 / 397,900 (76%)
シート養生（表面線量率 0.1～1 mSv/h）	43,700 / 55,300 (79%)
覆土式一時保管施設、容器（表面線量率 1～30 mSv/h）	16,400 / 17,200 (95%)
容器*（固体廃棄物貯蔵庫内）	29,700 / 39,600 (75%)
合計	392,000 / 509,900 (77%)

伐採木

分類	保管量 (m ³) / 保管容量 (m ³) (割合)
屋外集積（幹・根・枝・葉）	70,000 / 134,000 (52%)
一時保管槽（枝・葉）	37,300 / 41,600 (90%)
合計	107,300 / 175,600 (61%)

使用済保護衣等

分類	保管量 (m ³) / 保管容量 (m ³) (割合)
屋外集積	20,000 / 25,300 (79%)

*水処理二次廃棄物（小型フィルタ等）を含む

なお保管量は端数処理で 100m³未満を四捨五入しているため、合計と内訳が整合しない場合がある。

(b) 水処理二次廃棄物の管理状況（2023.8.3 時点）

吸着塔類

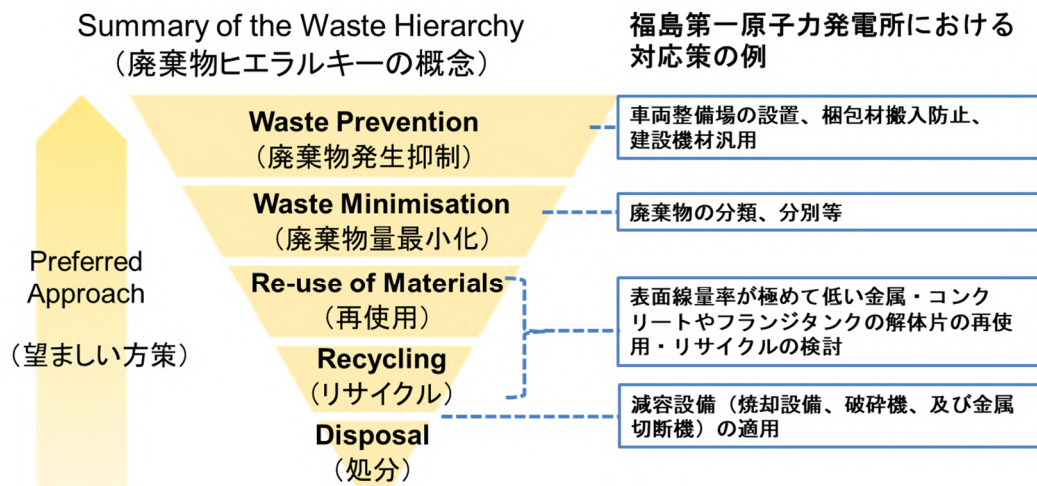
保管場所		保管量		保管量/保管容量 (割合)
使用済吸着塔保管施設	セシウム吸着装置使用済ベッセル	779	本	5,608 / 6,500 (86%)
	第二セシウム吸着装置使用済ベッセル	263	本	
	第三セシウム吸着装置使用済ベッセル	18	本	
	多核種除去設備等保管容器	4,212	基	
	高性能多核種除去設備使用済ベッセル	90	本	
	多核種除去設備処理カラム	17	塔	
	モバイル式処理装置等使用済ベッセル及びフィルタ類	229	本	

廃スラッジ

保管場所	保管量 (m ³) /保管容量 (m ³) (割合)
廃スラッジ貯蔵施設	434 / 700 (62%)

濃縮廃液

保管方法	保管量 (m ³) /保管容量 (m ³) (割合)
濃縮廃液タンク	9,468 / 10,300 (92%)



出典: Strategy Effective from April 2011 (print friendly version), NDA を加工

図 20 NDA における廃棄物ヒエラルキーの概念と福島第一原子力発電所における対応策

b. 処理・処分方策の検討

性状把握について、対象とする固体廃棄物とその優先度、分析の定量目標等を定める中長期的な分析戦略を策定するための方法論確立に向けた検討を行っている。これまでに検討してきたデータを簡易・迅速に取得するための分析手法については、その成果を放射性物質分析・研究施設第 1 棟において、標準的な分析法として利用するための成立性評価及び妥当性評価を行っている。また、高線量廃棄物の分析データの取得に向け、福島第一原子力発電所構内においてセシウム吸着塔（KURION 及び SARRY）の吸着材採取に取り組んでいる。

保管・管理については、金属廃棄物の減容・再利用技術のため汚染金属を溶融・除染する際の核種分配挙動及び溶融処理後の検認手法について検討を行っている。

処理技術については、低温処理技術に関し、実規模試験による実機適用の見通しの確認を行うとともに、固化可能性検査手法の更なる検討や各種処理技術により作製された固化体の安定性（浸出特性、長期変質現象、放射線影響等）評価手法について検討を行っている。また、低温処理技術の適用範囲の拡大等、技術オプションの拡大に資するため、熱分解処理等の中間処理技術について、有機物の無害化、反応性・腐食性物質の不活性化等への適用性の確認に取り

組んでいる。さらに、当面の廃炉作業で想定される課題に対し、柔軟かつ合理的に対応するための対策の予備検討として、以下の可能性について検討に着手した。

- 分別が困難で、有害物等が含まれている可能性がある雑多で多量なガレキ類を、分別せずに一括固化する技術
- 安定化処理後のスラリー脱水物を処理する際の前工程が簡素化され、容器からの取り出しに係る開発を不要とするスラリー脱水物とその容器の一体処理技術

処分技術については、処分概念に求められるニーズへの対応策構築のため、廃棄物ストリームの検討が進んでいる廃棄物について、必要な情報・知識の調査を行っている。また、固体廃棄物処分に関して重要なシナリオ抽出のために、処分施設における重要事象進展のストーリーボードの構築等に取り組んでいる。

3.2.3 主要な課題と技術戦略

中長期ロードマップにおいて、第3期には、固体廃棄物の性状把握等を進め、廃棄体の仕様や製造方法を確定するとされている。このため、性状把握、処理・処分の各分野の連携の下、必要な研究開発課題を確認しつつ、固体廃棄物の具体的管理について全体としての適切な対処方策の提示に向けた検討を以下のとおり進める。

- 処理技術に関する未対応の課題や中間処理に関する検討及び処分オプション案の検討により、処理・処分方策の選択肢の創出を行う。
- その上で、明らかになりつつある性状データ等を用いて選択肢の比較・評価を行い、固体廃棄物の特徴に適した廃棄物ストリームの構築等の検討を進める。

これら固体廃棄物の性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の専門的検討は、NDFを中心に関係機関が各々の役割に基づき取組を進める。

これらを円滑に進めるために、関係機関は、引き続き高いレベルでの技術・人材を備えた研究開発体制による取組の継続に向け、廃棄物分野の人材育成・技術力向上に不断に努めるとともに、廃棄物分野内での連携強化、成果の相互活用等によるリソースの効率的な活用に取り組むことが不可欠である。また、廃棄物管理の各段階で必要な要素技術及びそれを支える周辺技術等のサプライチェーンの維持・強化を可能とする環境の整備についても検討するべきである。

3.2.3.1 性状把握

(1) 分析データの取得・管理等

処理・処分を含む固体廃棄物対策検討の基礎情報である固体廃棄物のインベントリについて、分析データを蓄積しながら不断の改善を行っていく。その際には、ガレキ類等の低線量廃棄物、水処理二次廃棄物や燃料デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物等の高線量廃棄物について、それぞれの特徴に応じた取組を進める。

低線量廃棄物については、分析作業自体の困難性は高くないものの、物量が膨大なこと、高線量廃棄物については、試料採取や分析自体が困難で取得される分析データの数が限定される、といった特徴から、必要な精度を効率的に担保するアプローチが重要となり、ともに DQO プ

ロセス³²と統計論的方法を組み合わせた効率的な分析計画法の確立に取り組んでいるところであり、その取組を継続する。

また、セシウム吸着塔から採取する試料やデブリ取り出しに伴い発生する廃棄物等の分析や難測定核種の分析等に必要な技術開発に取り組む。

(2) 分析能力の向上及び分析を着実に実施していくための枠組み整備

性状把握を着実に推進するため、施設整備、分析人材の育成、分析技術力の継承・強化の取組を進めている。2022 年に放射性物質・分析研究施設第 1 棟が竣工したことにより分析能力が増強されたことから、その能力を前提として、廃炉工程における課題の解決に資する分析を試料の優先度を踏まえ計画的に実施する。

これまで廃炉・汚染水・処理水対策事業において、中長期的な分析戦略策定から、年度の分析計画策定、データ取得・分析、取得したデータの処理・処分方策検討への反映とその効果の評価、評価結果に基づく次期中長期分析計画の策定、フローの確立を進めている。取得したデータは廃棄物対策全般に活用されるべきであり、東京電力は、分析のサプライチェーン³³の調整も含む、固体廃棄物の性状把握に関して統括的な管理を行うべきである。

東京電力は、2023 年 3 月に固体廃棄物の処理・処分方法の検討に向けた性状把握及び保管管理の適正化を目的として分析計画を策定した。今後はそれを基に JAEA と協働し、以下に取り組む。

- 具体的な分析業務への落とし込み
- 分析計画の見直し
- 必要な技術開発課題の具体化
- 分析のサプライチェーンの運用体制の早期確立

放射性物質・分析研究施設第 1 棟では、2022 年 10 月に放射性物質を用いた分析作業を開始したところである。これまで進めてきた簡易・迅速化された分析技術の標準的な分析法としての実証を 2023 年度中に行う。

また、東京電力による新たな分析施設は 2020 年代後半運用開始が予定されている。上記の分析計画及び今後の廃炉工程における分析ニーズ及び既存施設との適切な役割分担を十分考慮し、計画的に整備する。

3.2.3.2 保管・管理

固体廃棄物の保管・管理については、放射能濃度や性状等、リスクに応じて適切に行う。また、保管・管理状況のモニタリングやサーベイランスにより必要な情報を得つつ、性状把握に資する多様な情報という観点からも、測定項目・測定時期等を見直していくことが重要である。

(1) 放射能濃度区分による管理への移行

³² 米国環境保護庁により開発された、意思決定のために分析試料のサンプリングを計画する方法。

³³ 試料採取、分析を行う施設の確保、試料の輸送等に係る工程全体

現在の保管・管理は、大量に発生するガレキ等がフォールアウト汚染起因であることから表面線量率による区分で行われている。今後の廃炉の進捗に伴う固体廃棄物の発生量の増大に備え、放射性廃棄物を放射能濃度による管理に移行し、合理的な廃棄物区分や構内再利用等を検討していく。

(2) 屋外一時保管の解消に向けた取組

中長期ロードマップでは、水処理二次廃棄物及び再使用・リサイクル対象を除く全ての固体廃棄物の屋外一時保管を 2028 年度内までに解消するとされている。この目標の達成のため、焼却・減容施設、固体廃棄物貯蔵庫等の必要な設備・施設を計画的に整備し、固体廃棄物の建屋内保管への集約を着実に進める必要がある。また、特定原子力施設・監視評価検討会及び特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合における低レベルコンクリート等廃棄物の保管に関する現実性・合理性に関する見解³⁴も加味した上で、長期的な処理・処分を視野に入れた主要核種の特徴に応じた分類等、安全かつ合理的で、実現可能な保管・管理の在り方について検討を進める。

(3) ALPS スラリーの保管・管理

ALPS スラリー安定化処理設備の設置時期の遅れは生じているものの、保管施設の増設により、当面の保管容量は確保されている。また、安定化処理までに積算吸収線量の上限值（5,000kGy）を超えると評価されるため、移替えが必要となる HIC が継続的に発生している。当面の保管容量の確保及び移替えを確実に実施するとともに、より安定な状態へ移行するため、安定化処理設備の設置及び処理を計画的に進める。

(4) 燃料デブリ取り出しに伴い発生する固体廃棄物の保管・管理

燃料デブリ取り出し規模の更なる拡大により発生すると想定した高線量廃棄物の保管・管理についての課題と対策は、2021 年度までの廃炉・汚染水・処理水対策事業の成果によって明確にしたところであり、今後は燃料デブリ取り出し工法の検討に応じた見直しを行う。なお、それ以前に行われる燃料デブリ取り出し作業（試験的取り出し、段階的な取り出し規模の拡大）において発生が想定される固体廃棄物の保管・管理についても確実に対策を講じる。

燃料デブリ取り出し準備工事では、取り出し工法によらず、1～4 号機周辺の建屋の解体及び震災前に発生した樹脂等で少なくとも約 30 万 m³の廃棄物が発生すると試算されている。この廃棄物発生量については、焼却・減容設備による減容効果を見込んでおらず、今後精査が必要ではあるものの、今後の廃炉作業で固体廃棄物の発生は継続することから、固体廃棄物の保管容量を増大する対応のみではいずれ限界となる。まずはこれまで実行している物量低減に関する対策（図 20）を着実に継続するとともに、より物量を低減するために他国の先進事例を参考にする等、更なる物量低減可能性に係る検討を進めることが必須である。

³⁴ 第 107 回特定原子力施設監視・評価検討会 資料 3-1 「中期的リスクの低減目標マップにおける固形状の放射性物質の目標に対する進め方」 原子力規制庁

3.2.3.3 処理・処分

全ての廃棄物ストリームを束ねた適切な全体像の具体化のため、適切な廃棄物ストリームの設定の試行例を積み重ね、廃棄物ストリームごとの知見を幅広く得る。そのため、図 21 の一連の検討に必要な処理技術、処分技術の研究開発に継続して取り組む。

(1) 処理技術

これまで研究開発を進めてきた低温・高温処理技術について、

- まだ適用性が検討されていない廃棄物ストリームについての評価
- 作製される固化体の安定性等の評価

等、未対応となっている課題への取組を継続する。

低温処理技術については、固化可能性検査手法や固化体の変質に関する検討を行う。高温処理技術では、固化処理プロセスだけでなく供給系や排気系を含めた処理システム全体としての成立性が課題であり、処理の開始時期に応じた適切な時期に検討を行う必要がある。

ALPS スラリーについては、水処理で継続的に発生し保管容量が課題となっていることから、特定原子力施設・監視評価検討会及び特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合におけるスラリー脱水処理技術に係る論点を踏まえた上で、脱水処理に伴う課題についても十分に勘案し、適用する処理技術の選定に関する要件について優先的に検討を行う。

中長期的な廃棄物ストリームの確立の課題に対する対策に加え、当面の廃炉作業で想定される課題に対し、柔軟かつ合理的に対応するための検討に以下のように取り組む。

- 分別が困難で、有害物等が含まれている可能性がある雑多で多量なガレキ類についての対策として、分別せずに一括固化する技術の可能性に関する検討を行う。なお、分別によるアプローチに関しても、検討の対象とすべく情報収集を継続する。
- 早期の設置が必要としているスラリーの安定化処理設備で得られるスラリー脱水物を処理する際、前工程が簡素化され、容器からの取り出しに係る開発を不要とするスラリー脱水物とその容器の一体処理技術の可能性について検討する。

(2) 処分技術

処分技術に関しては、処分概念の信頼性を高めるために、固体廃棄物の特徴を踏まえ、処分施設の長期変遷挙動の検討に基づき処分概念の成立性を評価し、処分概念の検討に反映する。また、成立性の示された処分概念に適切に廃棄物を割り当てるためには、廃棄体の特性、処分施設やその周辺の環境条件の変化等を、適切に線量評価のシナリオやパラメータに反映した上で試行を繰り返すことにより、これらのシナリオやパラメータの線量への感度構造に関する知識を拡充する。この知識を活用し、安全で合理的な処分オプション案を提示する。さらに、この処分オプションを反映した廃棄物ストリームの対象を広げ、福島第一原子力発電所の固体廃棄物全体を俯瞰した処分オプション群の検討を行うとともに、性状把握に必要な精度や廃棄体性能の目標の提示等といった処分以外の分野で得られる知見と連携して、固体廃棄物の具体的管理について全体としての適切な対処方策検討に寄与する。

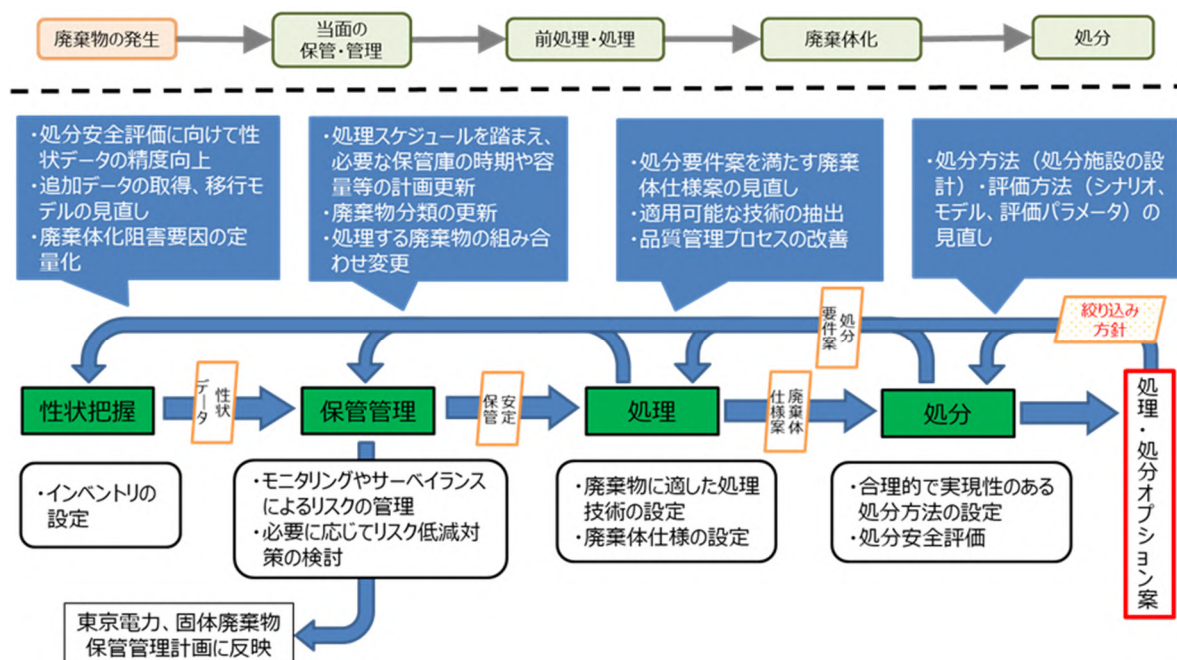


図 21 固体廃棄物の安全な処理・処分方法を合理的に選定するための手法

3.2.4 主な技術課題のまとめ

本節に述べた主な技術課題と今後の計画を整理すると、図 22 のとおりである。

中長期ロードマップにおいて、第 3 期には、固体廃棄物の性状分析等を進め、廃棄体の仕様や製造方法を確定するとされている。このため、第 3 - ①期では、固体廃棄物の具体的管理に関する全体としての適切な対処方策の提示に向けた検討を進める。具体的には、分析データの蓄積と統計論的方法の適用により評価された性状データを反映した現実的インベントリ設定を基に、

- 安全確保を前提とした適切な廃棄物ストリームの設定の試行例を積み重ね、廃棄物ストリームごとの知見を幅広く得る
- その上で、全ての廃棄物ストリームを束ねた適切な全体像の具体化に向けた検討を進め、その考え方を明らかにする。

これらの検討の際には、最新知見を反映すること及び利用可能な最良の技術 (Best Available Techniques) の概念を適用することにより、利用実績や経済的実現性をも考慮して、適切な方策を柔軟に検討することが重要である。検討が進み、廃棄物の全体像に対する処理・処分方策を固めていくに当たっては、地元・社会と問題意識を共通理解にする等、全体最適化に向けた検討の過程を共有することが重要である。

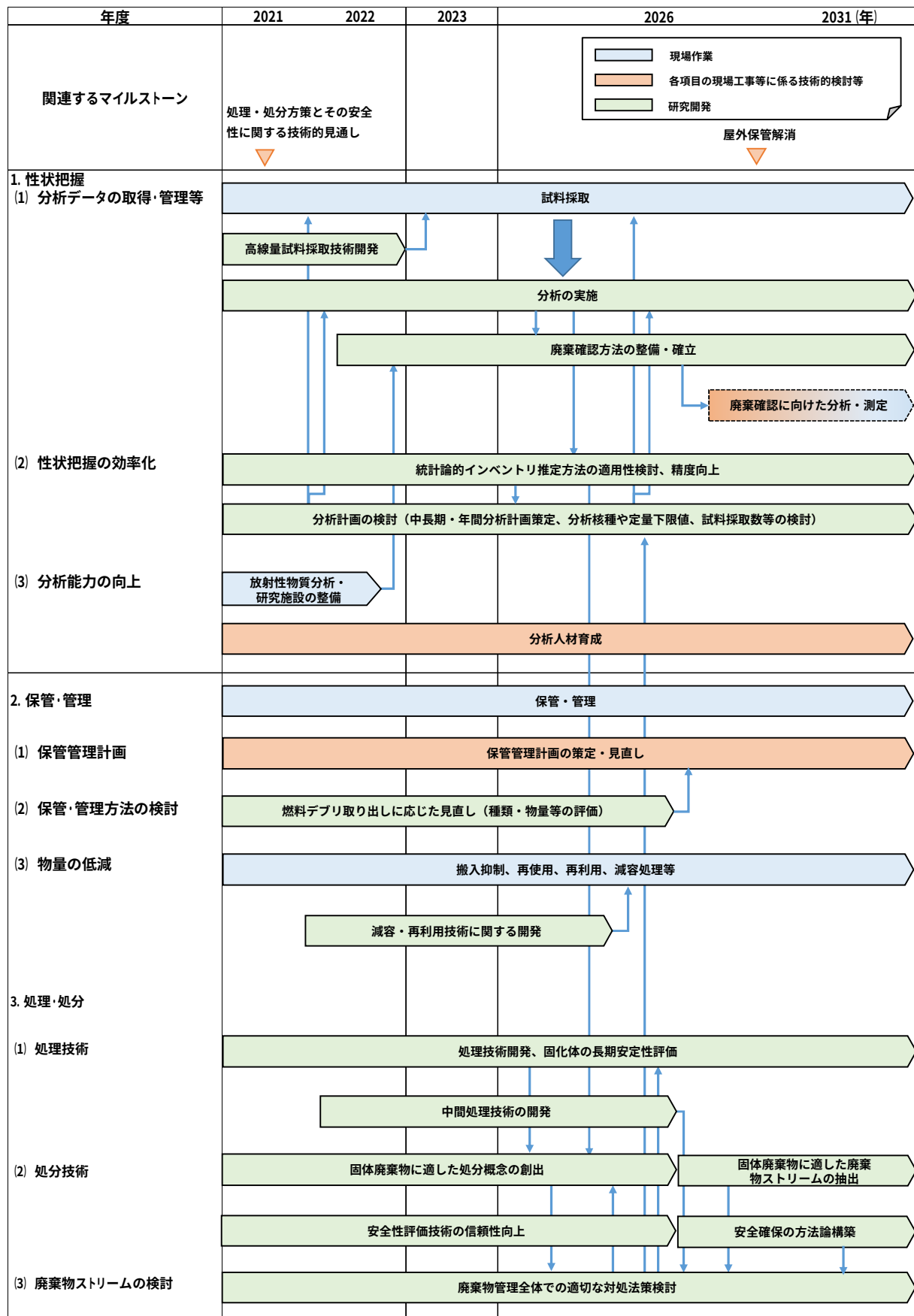
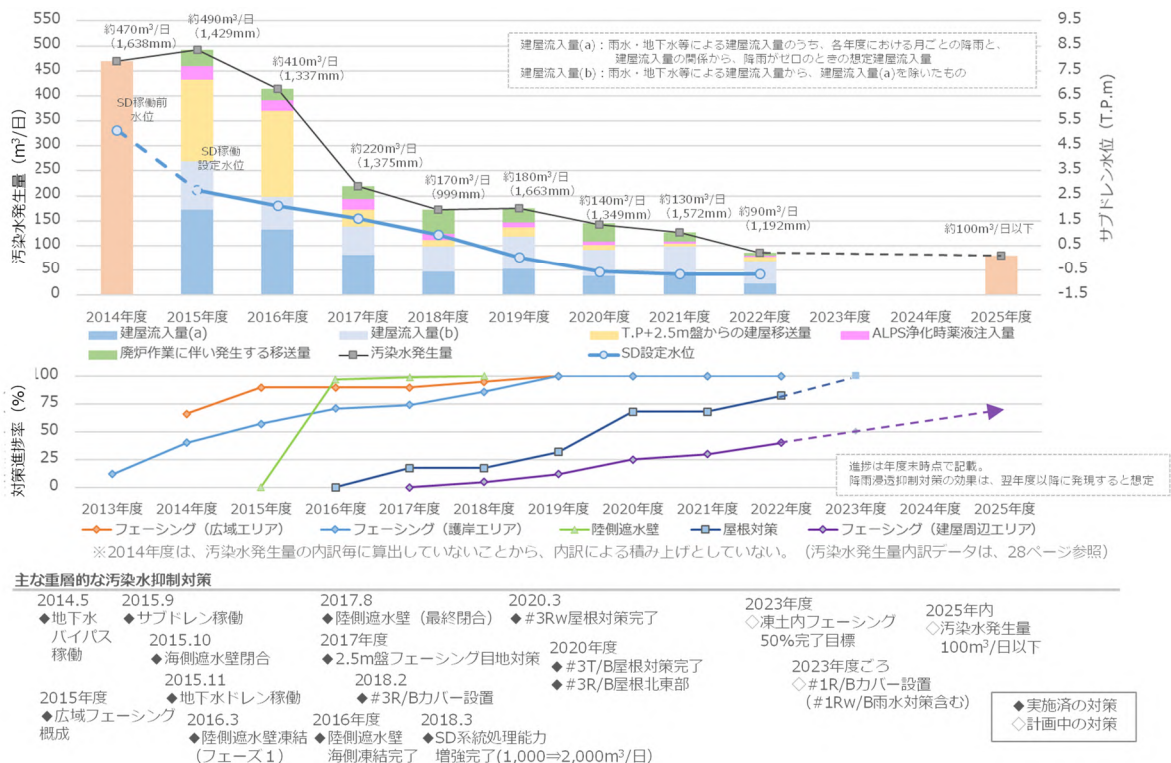


図 22 廃棄物対策に係る主な技術課題と今後の計画（工程表）

現在、汚染水・処理水対策として、以下の4つの取組が進められている。

(1) 3つの基本方針（汚染源を「取り除く」、汚染源に水を「近づけない」、汚染水を「漏らさない」）に従った汚染水対策の推進に関する取組

汚染水発生量を2025年以内に100m³/日以下に抑制するため、陸側遮水壁、サブドレン等の重層的な汚染水対策により、原子炉建屋周辺の地下水位を低位で安定的に管理するとともに、建屋屋根の損傷部の補修や構内のフェーシング等の雨水浸透防止対策を講じた結果、降雨時の汚染水発生量の増加も抑制傾向を呈している。汚染水発生量は、対策前の約490m³/日（2015年度）から、約90m³/日（2022年度）まで低減した。但し、2022年度は例年に比べ降雨量が少なかったことを踏まえ、中長期ロードマップ目標達成については、2023年以降のデータをもって評価することとした。さらに、2028年度末頃に汚染水発生量を約50～70m³/日程度に抑制することを目指し、建屋流入量の抑制策として局所的な建屋止水³⁷を進めている。図24に、汚染水抑制対策の進捗と汚染水発生量の推移を示す³⁸。



（出典：東京電力）

図24 汚染水抑制対策の進捗と汚染水発生量の推移³⁸

(2) 建屋滞留水の処理完了に向けた取組

原子炉建屋内に存在する滞留水の系外漏えいリスク低減を目的に、建屋滞留水の貯留量低減（建屋滞留水の水位低下）、滞留水に含まれる放射性物質の濃度低減及び汚染水発生量の低減

³⁷ 建屋間ギャップ（原子炉建屋周辺の建屋同士を隣接して建設する際に生じる外壁間の隙間のことで、配管等の貫通部が存在）の端部を対象とした止水など

³⁸ 第108回特定原子力施設監視・評価検討会、資料3-4

が進められてきた。その結果、2020 年度に 1～3 号機原子炉建屋、プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋を除き、建屋の床面露出を完了させたことに加え、2022 年度には、中長期ロードマップのマイルストーンである「2022 年度～2024 年度に、原子炉建屋滞留水量を 2020 年末の半分程度に低減」を達成した。なお、引き続き以下の取組が進められている。

- 床面露出が完了した 1～4 号機タービン建屋等については、床面に存在するスラッジ等の回収方法の検討
- プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋については、滞留水処理完了に向け、最下階に設置しているゼオライト土嚢等の回収に関する準備

(3) 汚染水対策の安定的な運用に向けた取組

津波対策として、2020 年 9 月に千島海溝津波防潮堤、2022 年 1 月に建屋開口部の閉止対策が完了し、その後は日本海溝津波防潮堤の設置、陸側遮水壁の保全強化、サブドレン等の集水機能設備類の護岸側から高台への移転、除染装置スラッジの高台への移送等を進めている。豪雨対策としては、1～4 号機周辺における浸水リスクの解消を目指すため、D 排水路を新設し、2022 年 8 月より低線量エリアから供用を開始した。2022 年 11 月に D 排水路連続監視設備が完成し、2023 年 2 月に既設排水路の拡幅工事及びバイパス工事が完了したことにより、D 排水路が本格運用され、既存排水路の排水機能が強化された。

また、陸側遮水壁等の重層的な対策の重要性は変わっていないものの、設備の損傷等が発生していることも踏まえ、予防保全、状態監視保全を組み合わせた管理体制の構築が進められている。

(4) ALPS 処理水の海洋放出に向けた取組

ALPS 処理水の処分方法については、6 年以上に及ぶ専門家会議^{39,40}での総合的な議論を経て 2020 年 2 月に公表された報告書において「海洋放出がより現実的」と結論付け、これに対し IAEA も「科学的根拠に基づく」と評価した。その後、政府は、自治体や農林水産業者等との数百回に及ぶ意見交換や各省副大臣による意見聴取、更に書面による意見募集（4 千件を超える意見）を踏まえて、2021 年 4 月、「廃炉・汚染水・処理水対策関係閣僚等会議」において基本方針⁴¹が決定された。基本方針には、「復興と廃炉の両立」に向けた基本的な考え方、ALPS 処理水の海洋放出の具体的な方法、風評影響への対応についてまとめられた。同時に、基本方針に定めた事項の実施状況をフォローアップし、必要な追加対策を機動的に実施するため、「ALPS 処理水の処分に係る基本方針の着実な実行に向けた関係閣僚等会議」を立ち上げた。表 3 に基本方針公表以後の ALPS 処理水の海洋放出に向けた主な取組を示す。政府は同関係閣僚等会議をこれまで 6 回開催し、当面の対策と具体的な行動計画を取りまとめ、進捗を管理している。また、2021 年以降、海域環境の監視測定タスクフォース、海域モニタリング専門家会議が継続的に開催され、海域モニタリングの強化に向けた取組が実施されている。2022 年 10 月からは水産物の流通・小売事業者の方々を対象にした「ALPS 処理水モニタリン

³⁹ トリチウム水タスクフォース報告書、2016 年 6 月 3 日

⁴⁰ 多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会報告書、2020 年 2 月 10 日

⁴¹ 廃炉・汚染水・処理水対策関係閣僚等会議（第 5 回）、資料 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における多核種除去設備等処理水の処分に係る基本方針（案）、2021 年 4 月 13 日

グシンポジウム」が開始され、食の安全・安心を守るためのモニタリング等の取組について、丁寧な説明と対話が進められている。

東京電力は政府の基本方針を踏まえ、ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の設計・運用等の具体的な検討を進め、2021 年 12 月に「福島第一原子力発電所特定原子力施設に係る実施計画変更認可申請書（ALPS 処理水の海洋放出関連設備の設置等）」を原子力規制委員会に提出し、2022 年 7 月に認可を取得した。

表 3 ALPS 処理水の海洋放出に向けた主な取組

年度	2021年度	2022年度	2023年度
政府	▼「ALPS処理水の処分に関する基本方針」の公表 ■ALPS処理水の処分に関する基本方針の着実な実行に向けた関係閣僚等会議 ▼第1回 ▼第2回 ▼第3回 ▼海域環境の監視測定タスクフォース設置 ▼海域モニタリング専門家会議設置 ▼IAEAとの付託事項(TOR)署名 ▼IAEAが放出前のALPS処理水の第三者分析を実施	▼海域モニタリング開始 ▼第4回 ▼第5回 ALPS処理水モニタリングシンポジウム開催 ▼第1回 ▼第2回 ▼第3回	▼第6回
東京電力	▼「政府基本方針を受けた当社の対応」を公表 ▼「安全確保のための設備の検討状況について」を公表 ▼「ALPS処理水の海洋放出に係る放射線影響評価報告書(設計段階)」の公表 ▼「特定原子力施設に係る実施計画変更認可申請書(ALPS処理水の海洋放出関連設備の設置等)」の提出	▼「放射線影響評価報告書(建設段階)」の公表 ▼「特定原子力施設に係る実施計画変更認可申請書(ALPS処理水の海洋放出時の運用等)」の提出 ▼「実施計画変更認可申請書一部補正」の提出 設備設置等工事	▼海洋放出開始(8/24)
原子力規制委員会	▼第1回審査会合 ▼第2回審査会合 審査会合(第3回～第15回)	審査 バブコム等 ▼認可	使用前検査 ▼認可 ▼終了証交付
IAEA	▼日本政府とのTOR署名 ▼安全性レビュー(第1回)→▼報告書① ▼規制レビュー(第1回)→▼報告書②	▼安全性レビュー(第2回)→▼報告書③ ▼報告書③(サンプリング・データ裏付け・分析活動) ▼規制レビュー(第2回)→▼報告書④	▼包括レビュー ▼包括報告書の公表 ▼ILC報告書(分析機関間比較) ▼報告書⑤

その後、ALPS 処理水希釈放出設備の運転・保守管理等の組織体制の明記、海洋放出前に放出基準を満足していることを確認するための測定・評価対象核種の選定、さらに測定・評価対象核種の選定を踏まえた人と環境への放射線影響評価の改訂を行い、2022 年 11 月に「特定原子力施設に係る実施計画変更認可申請書（ALPS 処理水の海洋放出時の運用等）」を提出した。その後に開催された、原子力規制庁による特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合における議論を反映し、2023 年 2～4 月に実施計画変更認可申請書の一部補正が実施され、同年 5 月に認可された。

ALPS 処理水希釈放出設備に関しては、2022 年 8 月から海底トンネル等の本格工事に着手し、2023 年 6 月に工事が完了、その後、原子力規制委員会による使用前検査を終了した。

東京電力が公表している海洋放出設備の概念図、及び設備の全体像をそれぞれ図 25、図 26 に示す^{42,43}。この海洋放出設備は、[処理] → [分析・確認] → [希釈] → [放出] のプロセスで構成され、主要な設備と手順は次のとおりである。

⁴² 第 98 回特定原子力施設監視・評価検討会、資料 2-2 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の新設について、2022 年 3 月 14 日

⁴³ 東京電力ホームページ、<https://www.tepco.co.jp/press/release/2023/pdf3/230822j0101.pdf>

① 測定・確認用設備

測定・確認用設備にて ALPS 処理水を循環・攪拌して均質化をした後、試料採取・分析を行い、トリチウム以外の放射性核種濃度が放出に関する規制基準値（トリチウムを除く放射性核種の告示濃度限度比総和が1未満）を確実に下回るまで浄化されていること、トリチウム濃度が100万 Bq/Lを下回っていること、除去対象核種⁴⁴が有意に存在しないこと、及び水質に問題が無いことを確認する。

② 希釈設備

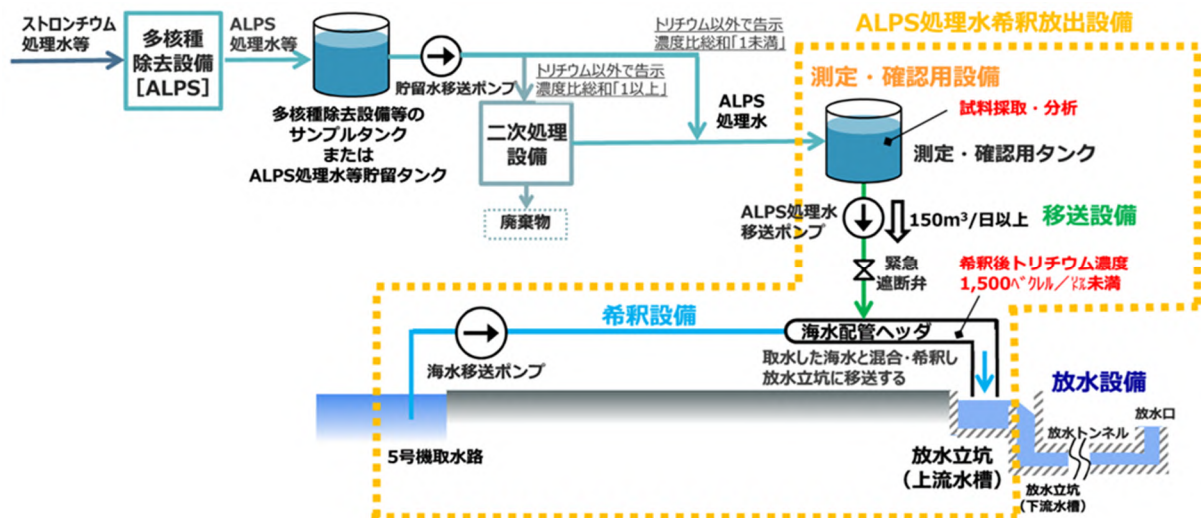
規制基準値を満たすことが確認された ALPS 処理水について、トリチウム濃度が1,500 Bq/L未満⁴⁵となるように、海水を用いて混合・希釈する。希釈後のトリチウム濃度は、ALPS 処理水の流量と希釈する海水の流量をリアルタイムに監視し、両者の割合から確認する。

④ 取水・放水設備

取水設備については、港湾内の放射性物質の影響を避けるため、5、6号機取水路開渠に仕切堤を構築するとともに、港湾外から希釈用海水を取水するために北防波堤の透過防止工の一部を撤去した。放水設備については、放出した水が取水した海水に再循環することを抑制するため、海底トンネル（約1km）を経由して放出する。

④ 異常時の措置

希釈用の海水ポンプが停止した場合は、緊急遮断弁を速やかに閉じて放出を停止する。また海域モニタリングで放出停止判断レベルを超える値が確認された場合も、一旦放出を停止し状況調査を実施する。

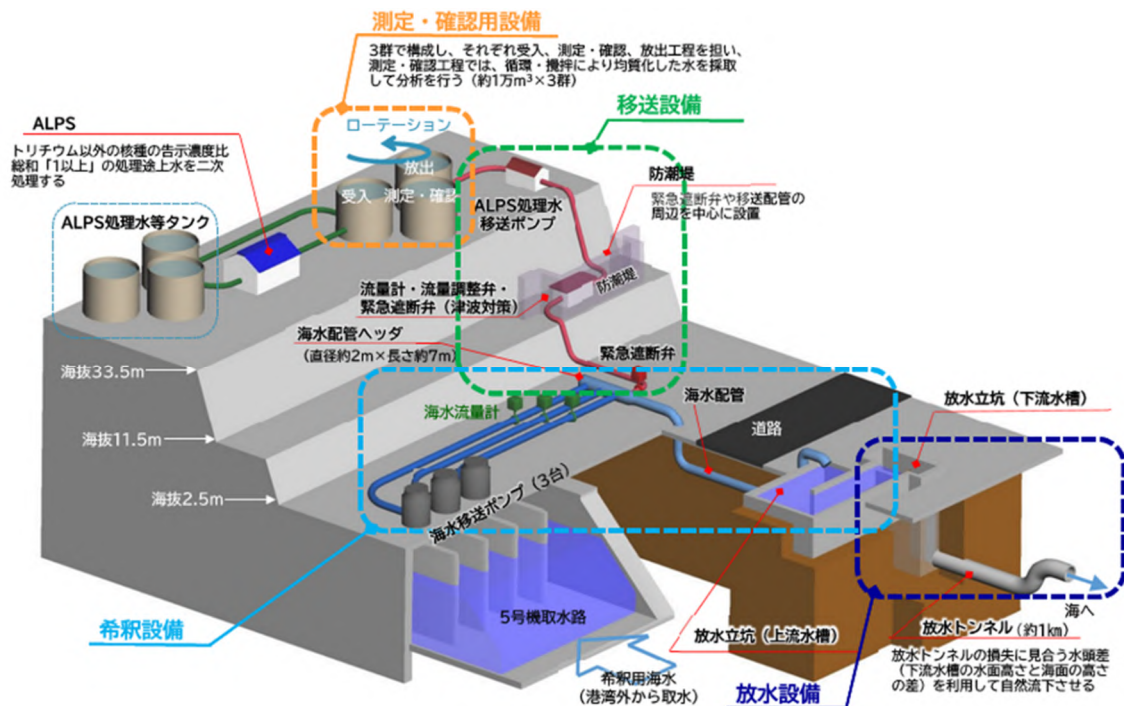


（出典：東京電力）

図 25 海洋放出設備の概念図

⁴⁴ 測定・評価対象核種（29 核種）以外の ALPS 除去対象核種（39 核種）

⁴⁵ 告示濃度限度（60,000 Bq/L）の 1/40 であり、WHO 飲料水基準（10,000 Bq/L）の 1/7 程度



(出典：東京電力)

図 26 海洋放出設備の全体像⁴³

IAEA は政府との付託事項に基づき、ALPS 処理水の取扱いに係る安全性や規制及びサンプリング・分析に関するレビューを実施しており、それぞれのレビューについて、報告書を公表しているが、2023 年 7 月にレビューを総括した包括報告書⁴⁶が公表された。ここで IAEA は、

- ALPS 処理水の海洋放出へのアプローチ、並びに、東京電力、原子力規制委員会及び日本政府による関係する活動は、関連する国際的な安全基準に合致している
- 東京電力が現在計画している ALPS 処理水の海洋放出は、人及び環境に対し無視できるほどの放射線影響 (negligible radiological impact) である

と結論付けた。

2023 年 8 月 22 日に開催された第 6 回廃炉・汚染水・処理水対策関係閣僚等会議及び第 6 回 ALPS 処理水の処分に係る基本方針の着実な実行に向けた関係閣僚等会議において、ALPS 処理水の処分に係る安全確保や風評対策に関するこれまでの取組状況について政府全体での確認がなされ、ALPS 処理水の具体的な海洋放出時期の見込みが提示された⁴⁷ことを踏まえ、8 月 24 日に ALPS 処理水の海洋放出が開始された。

東京電力は ALPS 処理水の海洋放出に係る取組を確実に進めるため、社内関係部署を横断的に統括する社長直轄の「ALPS 処理水統合対策プロジェクトチーム」、及び福島のみならず全国の様々な地域も含めた情報発信・風評対策・賠償対応に一元的に対応する「ALPS 処理水影響対策チーム」を設置する等体制を強化した⁴⁸。

⁴⁶ IAEA ホームページ, https://www.iaea.org/sites/default/files/iaea_comprehensive_alps_report.pdf

⁴⁷ 首相官邸ホームページ, https://www.kantei.go.jp/jp/singi/hairo_osensui/dai6/siryou2.pdf

⁴⁸ 東京電力ホームページ, https://www.tepco.co.jp/press/release/2023/1666016_8713.html

また、訪問説明や説明会等、様々な機会を捉えたコミュニケーション、ホームページ（処理水ポータルサイト）等の様々な媒体を通じた情報発信により、タイムリーに分かりやすく現場状況を公開する取組が進められている。一例として、処理水ポータルサイトでは、ALPS 処理水の海洋放出における各設備の状況の一つにまとめたページが新たに公開され、「希釈・放水設備の状況」のページ⁴⁹では海水や ALPS 処理水の流量、希釈後の ALPS 処理水のトリチウム濃度等のリアルタイムのデータを一目で確認することができる。これらのデータは IAEA の WEB サイトにおいても公開されている。

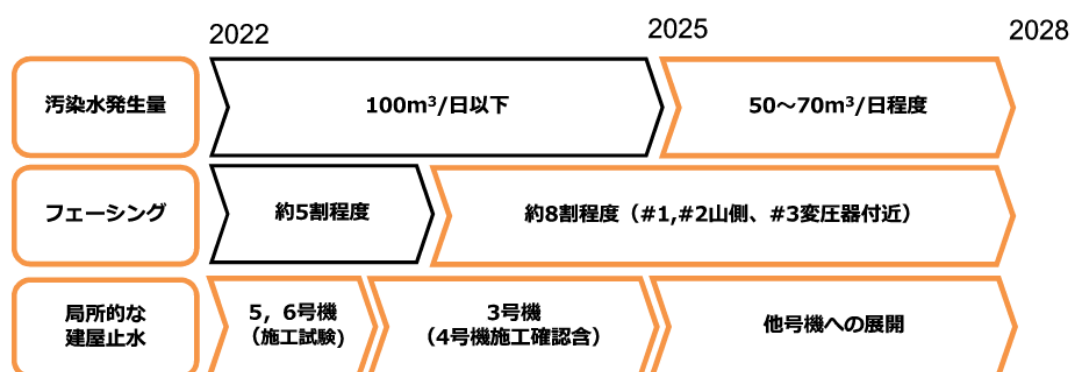
3.3.3 主要な課題と技術戦略

3.3.3.1 汚染水発生量の抑制

汚染水発生量の抑制は、これまで進めているサブドレン水位低下、フェーシング等の建屋流入量の低減対策により、平均的な降雨に対して、2025 年 100m³/日以下とのロードマップ目標が達成できるよう取り組みを進めているところであるが、それ以降も局所止水対策を実施することにより、更なる建屋流入量の抑制に向けて取り組む計画である（図 27）。

建屋への地下水流入の主要因と考えている外壁部及び建屋間ギャップ部の貫通部は図 28 に示すような深度分布となっている⁵⁰。特に建屋間ギャップ部では、現状のサブドレン水位（L 値）である T.P.-0.65m（図 27）で見ると約 200 箇所近い貫通部が存在し、2025 年度の想定地下水位（T.P.-1m 程度）まで下げると、貫通部がほぼ半減することで建屋流入量の低減効果は期待できるものの、T.P.-1m より以深にはまだ約 100 箇所近い貫通部が残存する。

そのため、このギャップ部の貫通箇所からの地下水の流入を抑制するために、ギャップ端部にボーリング削孔し、そこにモルタル等を充填することで止水部を構築する対策（図 30）を実施していく。ギャップ端部の止水対策は、構外において試験体を用いて施工方法や材料等の試験を行い、これを基に 3 号機へ展開していく建屋外壁の貫通部の止水対策や建屋周辺エリアのフェーシングも他の廃炉作業と調整しながら並行して実施し、2028 年度末の目標（約 50～70m³/日程度）に向けて進めていく計画である。

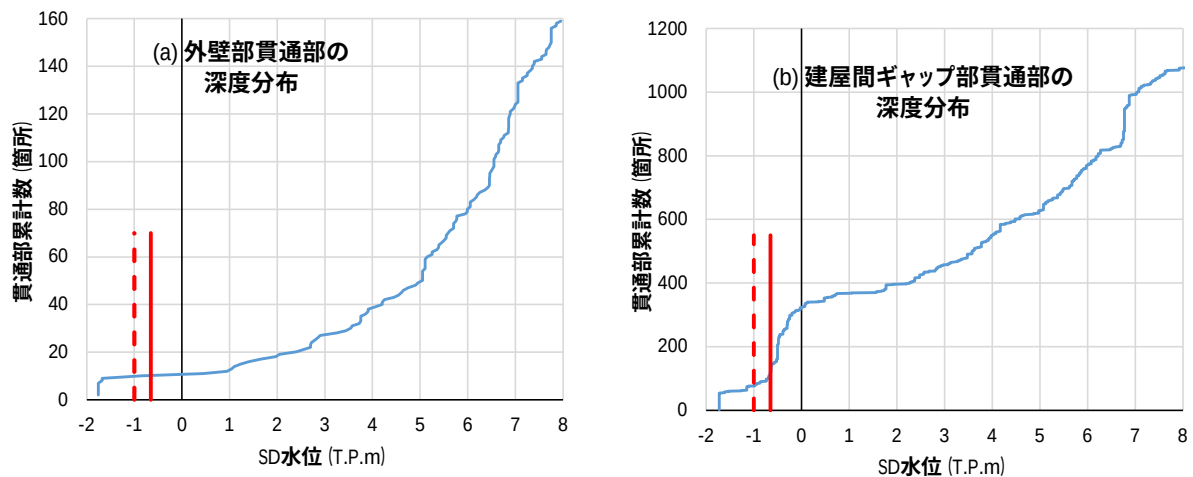


（出典：東京電力）

図 27 汚染水発生量抑制対策の概要

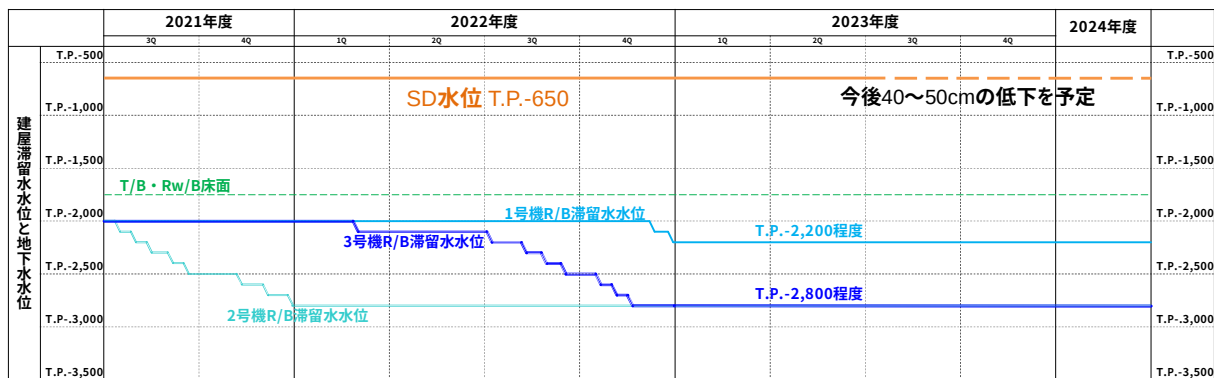
⁴⁹ 東京電力ホームページ，<https://www.tepco.co.jp/decommission/progress/watertreatment/dischargefacility/>

⁵⁰ 汚染水処理対策委員会（第 26 回），資料 1，「これまでの福島第一原子力発電所の汚染水処理対策の状況」，2022 年 12 月 21 日



(東京電力資料を NDF にて加工)

図 28 建屋貫通部の深度分布 ⁵⁰



(東京電力資料を NDF にて加工)

図 29 サブドレンと建屋の水位低下 ⁵⁰

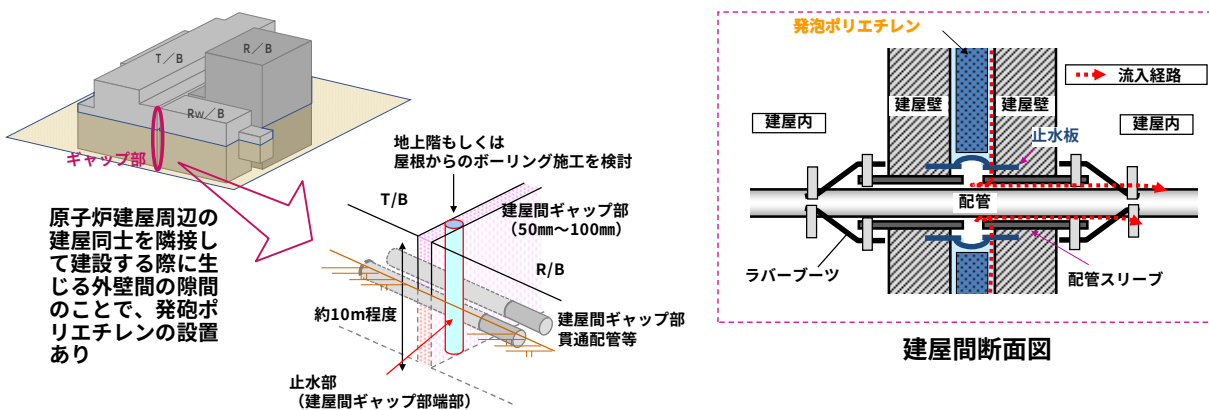


図 30 建屋間ギャップ部端部の止水イメージ ⁵⁰

3.3.3.2 建屋滞留水の処理

(1) 滞留水量の更なる低減

原子炉建屋の床面近傍には Cs や α 核種を含む高線量のスラッジが存在するため、建屋滞留水量を減らすために建屋水位を過度に下げた場合、以下の懸念がある。

- 水の遮へい効果が低下し原子炉建屋内の線量上昇やダスト飛散等を引き起こし作業環境が悪化
- KURION や SARRY 等の Cs 吸着装置に通常よりも数桁高い放射能濃度の汚染水が流入することにより浄化性能が著しく低下

原子炉建屋滞留水量を 2020 年末の半分程度に低減させることは達成されたが、滞留水量低減の新たな目標設定 については、燃料デブリ取り出し工法との一体的な検討が必要であり、廃炉作業を通じて安定的な滞留水管理を行うステップにシフトしていくべきである。

(2) プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋の滞留水処理

現在、プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋の地下階にも建屋滞留水が貯留されている。2024 年度から建屋の床面露出に向けた水位低下を行う計画である。これを行う以下対応が必須となる。

- プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋の地下階に存在する高線量のゼオライト土囊の回収⁵¹
- 地下階への貯留に代わる滞留水一時貯留設備の設置⁵²。

プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋ともに地下階には、事故直後に滞留水の水質改善を目的として設置されたゼオライト土囊が高線量状態（表面最大線量：約 4,400mSv/h）で存在している。また、階段室には活性炭土囊も存在することが確認されている。滞留水も高線量線源であるものの、地下階を床面露出した場合、より高線量であるゼオライト土囊の水遮へいがなくなることにより、地上階の開口部についても線量の大幅な上昇が予想される。

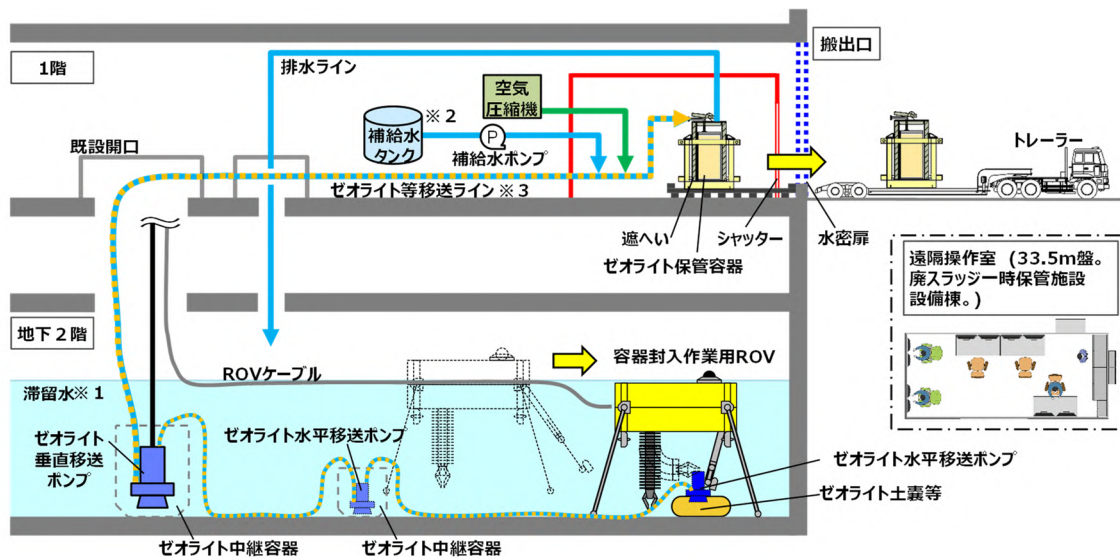
現在検討されているゼオライト土囊の回収に係る作業計画は以下のとおり。また概要を図 31 に示す。

- ① 作業効率化のため、ゼオライト土囊を水没させた環境で可能な限り集積作業を実施
- ② 集積されたゼオライト等を回収ロボット（ROV（Remotely Operated Vehicle）＋ポンプ）で地上階に移送
- ③ 建屋内で脱塩、脱水を行い、金属製の保管容器に封入し、一時保管施設に移送

本作業においてゼオライトは粒子状で吸引回収される予定である。この作業で得られた知見は、今後計画される原子炉建屋の床面に堆積する高線量スラッジの回収作業等にも適用できる可能性があり、今後の廃炉作業の進展において非常に重要な知見となる。

⁵¹ 第 5 回技術会合、資料 2-2 「ゼオライト土囊等処理の検討状況について」、2023 年 2 月 1 日

⁵² 原子力規制委員会ホームページ、https://www.nra.go.jp/disclosure/law_new/FAM/140000310.html



(出典：東京電力)

図 31 ゼオライト土壌の回収作業概要⁵¹

一方、プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋の床面露出に向けた水位低下を行うことで、これら建屋への建屋滞留水の貯留ができなくなるため、プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋がこれまで担ってきた以下の機能を引き継ぐ滞留水一時貯留設備の設計が進められている。

- 建屋滞留水の受入
- セシウム吸着装置(KURION,SARRY,SARRY II)を安定稼働させるための滞留水バッファ
- 各建屋滞留水の濃度平均化
- スラッジ類の沈降分離

これらの滞留水一時貯留設備はプロセス主建屋の4階に設置される予定であり、設置後のプロセス主建屋の地下階は大雨時等の流入量が増大する時にのみ使用されることとなる。滞留水一時貯留設備は上述の機能を引き継ぐため、以下の2種類の槽の組み合わせで構成される予定である。

- 一時受入槽（容量：約 15m³）：滞留水を受入れスラッジ類を沈降分離
- 一時貯留槽（容量：約 24m³）：一時受入槽で沈降分離された上澄み水を貯留し、濃度を均質化

これまでのプロセス主建屋地下階（最大容量：約 16,000m³）、高温焼却炉建屋地下階（最大容量：約 5,000m³）に比べて大幅に小さくなっているため、小容量でも機能の維持がなされるよう設計検討が進められており、2023～2024 年度に設置工事、その後運転確認等が実施される予定である。

3.3.3.3 燃料デブリ取り出し等の廃炉工程を見据えた汚染水対策の課題

(1) α 核種の拡大防止と燃料デブリ取り出しに向けた水処理設備の検討

原子炉建屋のトラス室底部より採取された滞留水からは比較的高い全 α 濃度が検出されており、主として微粒子状（ α スラッジ）で存在することが確認されている⁵³。 α 核種は吸入摂取した場合の実効線量係数が顕著に高いため、 α 核種が建屋滞留水や水処理設備に拡がった場合には特別な管理や対策が必要となる。こうした事態を回避するためには、 α 核種の拡がりをできるだけ限られた範囲に抑えることが課題である。

現状では、セシウム吸着装置（SARRY/SARRY II）入口では 10Bq/L オーダーの全 α 濃度が維持されており下流側への汚染拡大は抑えられている。一方、今後建屋底部のスラッジ蓄積量の増加に伴い汚染水へのスラッジ混入が多くなり、水処理設備入口での全 α 濃度が上昇する可能性がある。こうした懸念に対応するため、セシウム吸着装置の後段にフィルタ設備の設置を検討している⁵⁴。

燃料デブリ取り出しに向けた水処理設備については、その取り出し時期と手法、その時点において求められる処理施設の性能について、整合性をもって検討していくことが重要である。

また、燃料デブリ取り出し時には切削等の加工により多量の微粒子を含む汚染水が発生し、燃料デブリに含まれる α 核種も微粒子やイオン、コロイド等様々な形態で存在する可能性がある。汚染水の水質は切削等の加工の方法に依存するため、燃料デブリ取り出し工法が確定していない状況では水質の想定が難しく、燃料デブリ取り出し時の水処理システムは幅広い水質条件や α 核種の形態に対応した設備設計が課題である。

一方、これまでの建屋滞留水の分析では、全 α 濃度はろ過処理により 2～3 桁低下する結果が得られており、大部分の α 核種はろ過処理によって除去できる可能性があることが分かりつつある。薬剤等を使用しない機械的な加工では化学的な水質の変化は小さいため、これらの分析結果と同様に大部分の α 核種は微粒子として発生し、溶解性の α 核種濃度は低く抑えられる可能性がある。そのため、現在、サンプリングしている各所での α 核種の形態、粒径等を確認し、燃料デブリ取り出し規模の更なる拡大での設備設計に反映していくべきである。具体的に、切削等の加工方法の確立に向けては、室内試験等を行い水質の化学的变化にどのような影響を及ぼすかの検討を進めるべきであり、これにより現実的な汚染水の水質条件の設定が可能となり、水処理システムの合理化、信頼性向上につながる。

(2) 汚染水対策設備の中長期的対応

汚染水対策の効果を中長期にわたって維持するため、陸側遮水壁やサブドレン設備、既存の水処理設備（SARRY、ALPS 等）等、各設備の定期的な点検、更新を確実に行うことが課題である。そのためには、経年変化に伴う設備機能の低下、材料劣化や自然災害で生じる配管の損傷等様々なリスクを想定し、監視・早期復旧対策の体制強化や安定運用に向けた予備・代替品の調達手配等を整え、計画的に維持管理・設備更新を進めるべきである。

⁵³ 汚染水処理対策委員会（第 24 回）、参考資料 1、「これまでの福島第一原子力発電所の汚染水処理対策の状況 参考資料集」、2022 年 6 月 15 日

⁵⁴ α 核種除去の観点からはフィルタ設備はセシウム吸着装置の前段に設置すべきであるが、その場合フィルタが粒子状の放射性セシウムを捕捉してしまい、フィルタ設備が高線量となり交換作業が困難となる。このため、フィルタ設備はセシウム吸着装置の後段に設置される。

また、燃料デブリ取り出し完了までには長期間を要することから、現在進められている燃料デブリ取り出し規模の更なる拡大の工法選定と併せ、中長期を見据えた汚染水対策を俯瞰し、より安定的な汚染水対策の在り方や各設備のより適切な維持・管理が課題である。このため、これらに係る検討を進め、燃料デブリ取り出し作業との干渉性を考慮するべきである。具体的には、燃料デブリ取り出しを冠水条件下で行う場合（冠水工法）、その工法は自ずと止水対策を備えることになるため対象号機に対する現行の汚染水対策は不要となる。一方、冠水工法によらない場合（気中工法）、現行対策の継続を含め、汚染水のアウトリーク防止を前提としてインリーク抑制策も取られた汚染水対策工法であることが望ましく、燃料デブリ取り出しのための構築物設置や周辺施設解体と干渉しないような検討が必要である。いずれの工法においても、現場適用性や技術成立性の確認と合わせ、燃料デブリ取り出し工法を見据えた中長期的な汚染水対策について検討を進めるべきである。

3.3.3.4 ALPS 処理水の海洋放出に関する今後の取組

原子力施設から発生する液体廃棄物を、法令に基づき、人と環境への放射線影響を十分に低く抑えた上で海洋へ管理放出することは、国際的にも認められ国内外で広く採用されている方法である。IAEA は、ALPS 処理水の海洋放出に関係する活動は、関連する国際的な安全基準に整合しており、ALPS 処理水の海洋放出は人及び環境に対して無視できるほどの放射線影響とのレビュー結果を公表している。こうした内容も含めて、科学的根拠に基づき透明性高く情報発信を行い、風評影響の抑制に取り組む必要がある。

政府が策定した ALPS 処理水の処分に関する基本方針の着実な実行に向けた行動計画に基づき、東京電力は ALPS 処理水の海洋放出において、自ら立案した計画どおり確実に設備を運用し、その状況を透明性高く発信することが必要不可欠である。

(1) ALPS 処理水の分析・評価の体制

測定・確認用設備で採取された ALPS 処理水の分析・評価の体制を図 32 に示す。

東京電力は海洋放出前に、自社での分析に加え、ISO/IEC17025⁵⁵の認定証等を持つ独立した外部機関にも委託して分析を実施し、規制基準に照らし、放出可否を判断している。また、JAEA 大熊分析・研究センター（放射性物質分析・研究施設第 1 棟）においても、政府の基本方針に基づき、放出前に毎回分析を実施している。

原子力規制庁は東京電力が実施計画に従い測定・評価対象核種分析の体制整備や分析に係る品質保証活動を適切に実施しているかを保安検査で確認していることに加えて、JAEA 安全研究センターに委託して ALPS 処理水の分析を実施し、独立した立場で東京電力の分析品質を確認している。

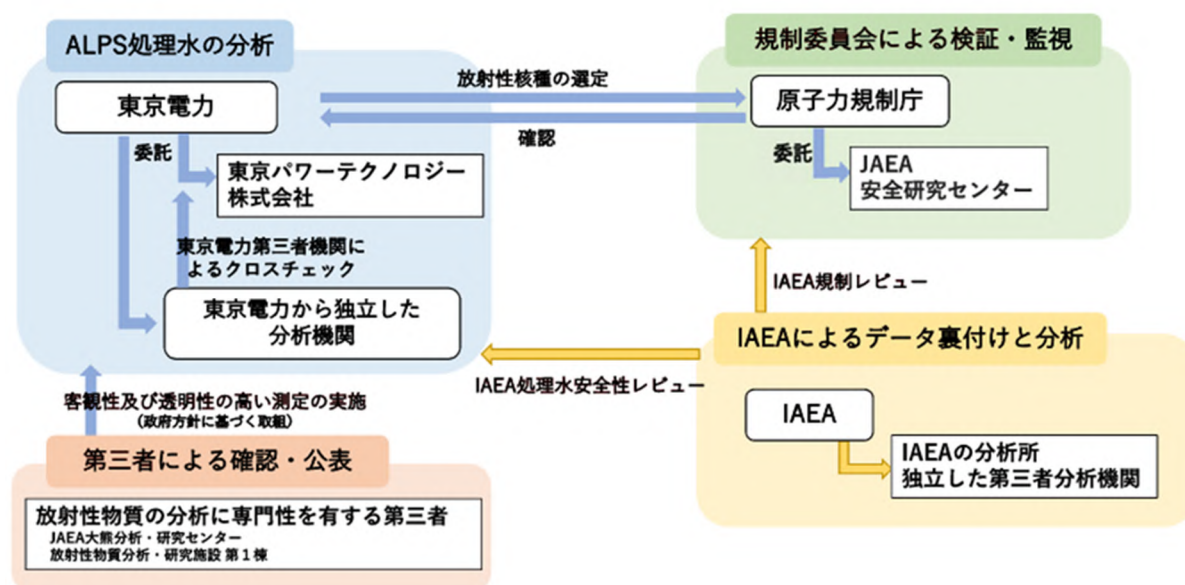
また、IAEA が主体となり IAEA 及び第三国の分析機関においても ALPS 処理水の分析が実施され、東京電力のデータの裏付け、分析品質の確認が実施されている。2023 年 5 月に公表された第 1 回分析機関間比較（ILC）結果報告書⁵⁶によれば、東京電力は正確で精密な ALPS

⁵⁵ 国際標準化機構によって策定された、試験所及び校正機関の能力に関する一般要求事項の国際標準規格

⁵⁶ IAEA ホームページ、

https://www.iaea.org/sites/default/files/first_interlaboratory_comparison_on_the_determination_of_radionuclides_in_alps_treated_water.pdf

処理水の分析能力を有しており、サンプル採取手順や核種分析方法についても適切であることが実証されたと結論付けている。



（出典：原子力規制庁）

図 32 ALPS 処理水の分析・評価の体制⁵⁷

このように放出前の ALPS 処理水については、東京電力が公表する分析データに対し、複数の機関により多重の第三者分析が行われているが、それらのデータが迅速かつ透明性をもって公表されるよう運用していくことが重要である。海洋放出が長期にわたることを踏まえ、分析・評価の品質を維持していく観点から、こうした体制を維持していくことが重要である。

(2) 測定・評価対象核種の定期的な確認

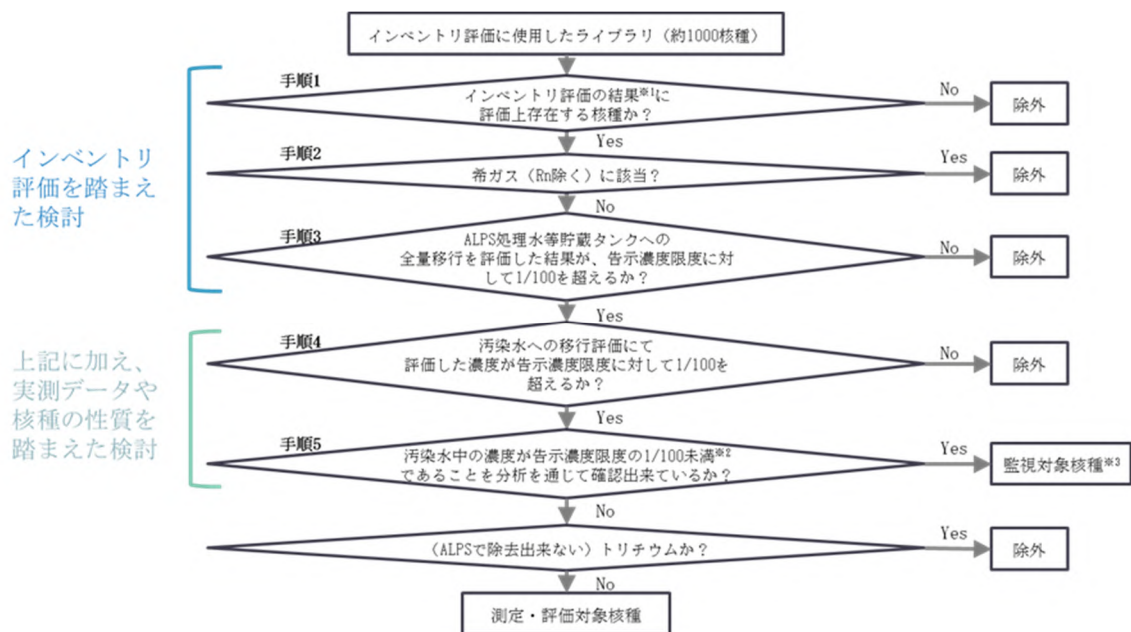
ALPS 処理水の海洋放出前に測定・評価する対象核種については、国内における原子力発電所の廃止措置や埋設施設に関する知見を踏まえ、セシウム吸着装置や ALPS 等で処理される前の汚染水中に有意に存在し得る核種を改めて検証した上で、測定・評価の対象核種を選定した。対象核種を選定に際しては、専門家の意見も踏まえ、インベントリ評価と、建屋滞留水等の核種濃度の実測データ及び核種の物理・化学的な性質の考察を組み合わせた対象核種を選定フロー（図 33）を構築し、この手順に基づいて測定・評価対象核種として 29 核種を選定した⁵⁸（表 4）。測定・評価対象核種選定の考え方については添付資料 14 に要約した。

ALPS 処理水の海洋放出に当たっては、選定した測定・評価対象核種の告示濃度限度比の和が 1 未満を満足しているかを確認していくこととなる。他方、この測定・評価対象核種は、過去の分析結果を確認した上で選定しているが、今後の廃炉作業の進捗によって、例えば燃料デブリから汚染水への移行係数が変化する等の要因により測定・評価対象核種とすべき核種に変化が生じる可能性が考えられる。したがって、選定した測定・評価対象核種以外の核種（以

⁵⁷ 第 101 回 特定原子力施設・監視評価検討会 資料 1-1、別添 2

⁵⁸ 福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画 変更認可申請書の一部補正について、2023 年 2 月 20 日

下「その他核種」という。)が有意に存在しないことを継続して確認していくことが必要である。その他核種が有意に(告示濃度限度の 1/100 以上で)存在することが確認された場合は、図 33 のフローに従い、測定・評価対象核種の再評価を行う。なお、放射性核種の減衰についても、選定フローの中で反映する。この再評価の結果、その他核種が確認された場合、改めて環境影響評価を行う必要がある。なお、ALPS で除去対象とした 62 核種のうち、今回測定・評価対象外とした 39 核種⁵⁹は、風評抑制の観点から、放出前に自主的に測定し有意な存在がないことを確認する。



※1: インベントリ評価の減衰期間は、選定結果を使用する時期に応じて適切に設定 (初回は 2023 年 (事故後 12 年) に設定)

※2: 過去に検出されたことのある核種は検出値の最大値、一度も検出されたことのない核種は検出下限値の最小値で確認

※3: 汚染水中に有意に存在しないか継続して確認する核種

(出典: 東京電力)

図 33 測定・評価対象核種の選定フロー⁵⁸

⁵⁹ 今回選定した 29 核種には ALPS 除去対象 62 核種に含まれていない 6 核種 (C-14, Fe-55, Se-79, U-234, U-238, Np-237) が含まれる。したがって、62 核種から測定・対象外とした核種は 62-(29-6)=39 核種。

表 4 測定・評価対象核種とその定量方法⁵⁸

No.	核種	定量方法	No.	核種	定量方法
1	C-14	化学分離後、β線測定	16	Ce-144	γ線核種分析
2	Mn-54	γ線核種分析	17	Pm-147	代表核種（Eu-154）の 放射能濃度より評価
3	Fe-55	化学分離後、X線測定	18	Sm-151	
4	Co-60	γ線核種分析	19	Eu-154	γ線核種分析
5	Ni-63	化学分離後、β線測定	20	Eu-155	γ線核種分析
6	Se-79	化学分離後、β線測定	21	U-234	全α放射能に包含され るものとして評価
7	Sr-90	化学分離後、β線測定	22	U-238	
8	Y-90	Sr-90 と放射平衡	23	Np-237	
9	Tc-99	ICP-MS 測定	24	Pu-238	
10	Ru-106	γ線核種分析	25	Pu-239	
11	Sb-125	γ線核種分析	26	Pu-240	
12	Te-125m	Sb-125 と放射平衡	27	Pu-241	代表核種（Pu-238）の 放射能濃度より評価
13	I-129	ICP-MS 測定	28	Am-241	全α放射能に包含され るものとして評価
14	Cs-134	γ線核種分析	29	Cm-244	
15	Cs-137	γ線核種分析			

(出典：東京電力)

(3) 海域モニタリングの強化・拡充

福島第一原子力発電所の事故に係るきめ細やかな放射線モニタリングを確実に、かつ計画的に実施するため、政府は、原子力災害対策本部の下に環境大臣を議長とするモニタリング調整会議を設置し、総合モニタリング計画⁶⁰を策定、これに基づき、関係府省、自治体、事業者が連携してモニタリングを実施することとした。

2021年4月に決定された政府の「ALPS 処理水の処分に係る基本方針」に、海域モニタリングを強化・拡充することが盛り込まれたことに基づき、同年、モニタリング調整会議の下に環境省が主導する「海域環境の監視測定タスクフォース」、及び「ALPS 処理水に係る海域モニタリング専門家会議」が設置され、海域モニタリング強化に向けた取組がなされてきた（図34）。専門家からの助言を踏まえ、2022年3月に総合モニタリング計画が改定され、4月には海洋放出前の海域モニタリングが開始されたが、これによれば、福島第一原子力発電所近傍の海域では、東京電力に加え、環境省、原子力規制委員会、福島県も同じ海域を独立してモニタリングすることとされており、東京電力を含めてそれぞれが客観性・透明性を高めてモニタリングを実施する枠組みが構築されている。また、海洋放出開始直後は、迅速に分析を行い、その結果を速報で公表する取組を進めている。

また、海域モニタリングデータの信頼性及び透明性の維持向上のため、IAEA により、データ裏付けや分析機関間比較（ILC）等が実施されている。2022年6月に公表された海水、海底土、魚の放射性核種分析に関する ILC 結果報告書⁶¹の中では、参加した日本の分析機関（東京電力、JAEA 等 10 機関）の試料採取方法は適切であり、かつ高い正確性と能力を有している

⁶⁰ 原子力規制委員会ホームページ，https://radioactivity.nra.go.jp/ja/contents/16000/15822/24/1001_0802r.pdf

⁶¹ IAEA ホームページ，https://www.iaea.org/sites/default/files/22/06/2022-06-21_japan_ilc_2021_report_v4.2.pdf

との評価を得ている。IAEA の包括報告書においても「ALPS 処理水の放出に対処するため東京電力と日本政府により強化された環境モニタリングは明確に定義された計画を有している」との評価がなされている。

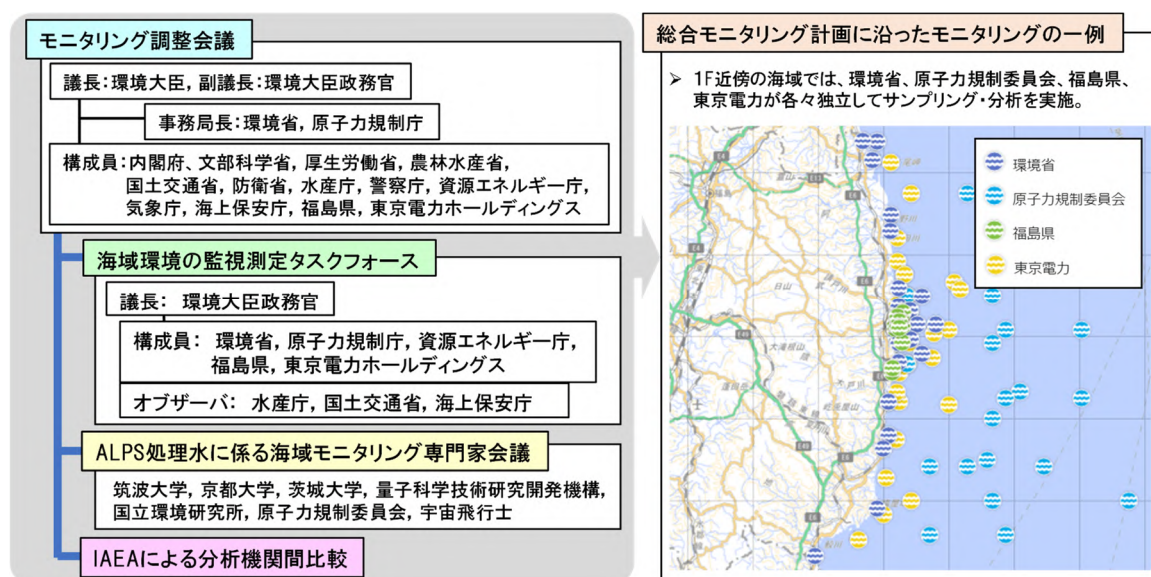


図 34 海域モニタリングに係る議論の枠組みと実施体制

（モニタリング調整会議資料⁶²、東京電力ホームページ⁶³等を参考に NDF にて作成）

風評影響抑制の観点では、分析の迅速化及びモニタリング結果の分かりやすく、タイムリーな情報発信が重要である。海域モニタリングでは、極めて低濃度の放射性核種を検出するため、高度な分析技術と長時間の測定が必要となる。分析を迅速化するためには、放射性核種を濃縮するための前処理に加えて、短時間分析による速報値と長時間分析による確定値を時間差で公表する等、運用面での工夫が進められている。

東京電力は分析結果を分かりやすく情報発信するため、処理水ポータルサイト内に、モニタリング結果を視覚的に分かりやすく表示したページを公開し、多言語化（英語、中国語、韓国語）することで、国内外へ最新の情報を提供している。さらに、各者の分析結果を分かりやすく確認できるサイトとして、2023年3月に包括的海域モニタリング閲覧システム（ORBS）を開設している⁶⁴。

海域モニタリングでは、東京電力、環境省、原子力規制委員会、福島県など複数の機関でサンプリング・分析が実施されるため、それらのデータが迅速かつ透明性をもって公表されるよう、今後も継続して同システムを運用していくことが重要である。

(4) 今後の運用計画等

今後も継続して、東京電力は ALPS 処理水の海洋放出システムの運用実績や海域環境モニタリングの結果についてチェック＆レビューを実施し、必要に応じて柔軟に計画の見直し・拡充

⁶² 環境省ホームページ, <https://www.env.go.jp/content/000120258.pdf>

⁶³ 東京電力ホームページ, <https://www.tepco.co.jp/decommission/progress/watertreatment/monitoring/>

⁶⁴ 東京電力、包括的海域モニタリング閲覧システム（ORBS）の開設について、2023年3月13日

を図っていくことが必要である。その上で、処理水放出後の敷地活用については、その迅速かつ確実な実施が課題である。このため、タンク内処理水のトリチウムの濃度や減衰を考慮しつつ、敷地利用計画に応じた放出計画を策定するとともに、状況に応じて計画を適切に見直していくべきである。また、長期にわたる廃炉を安全かつ着実に進めるためには、設備操作、分析等に係る協力会社も含めた教育・訓練を計画的に進めていく必要がある。

IAEA は、国と東京電力が実施する安全確保の取組に対して放出前、放出中及び放出後と継続的にレビューすることをコミットしており、放出前後には IAEA 職員が福島第一原子力発電所に常駐し、確認を継続する体制が構築されている。国と東京電力は、今後も IAEA と必要な情報共有を継続するとともに、日本国内及び国際社会に対して高い透明性をもって科学的根拠に基づく説明を続けていくことが重要である。

NDF は、東京電力が進める汚染水・処理水対策の計画や運用に対し、技術的・専門的な支援を行うとともに、国内外の関係機関との会合、会議等を通じて、正確かつ受け手の関心に応じた情報発信や理解促進を進めていく。さらに、風評影響を最大限抑制する対策が確実に実施されていること、万が一風評被害が発生した場合には適切かつ十分な賠償により対応していることを確認していく。

3.3.4 主な技術課題と今後の計画

本節に述べた主な技術課題と今後の計画を整理すると、図 35 のとおりである。

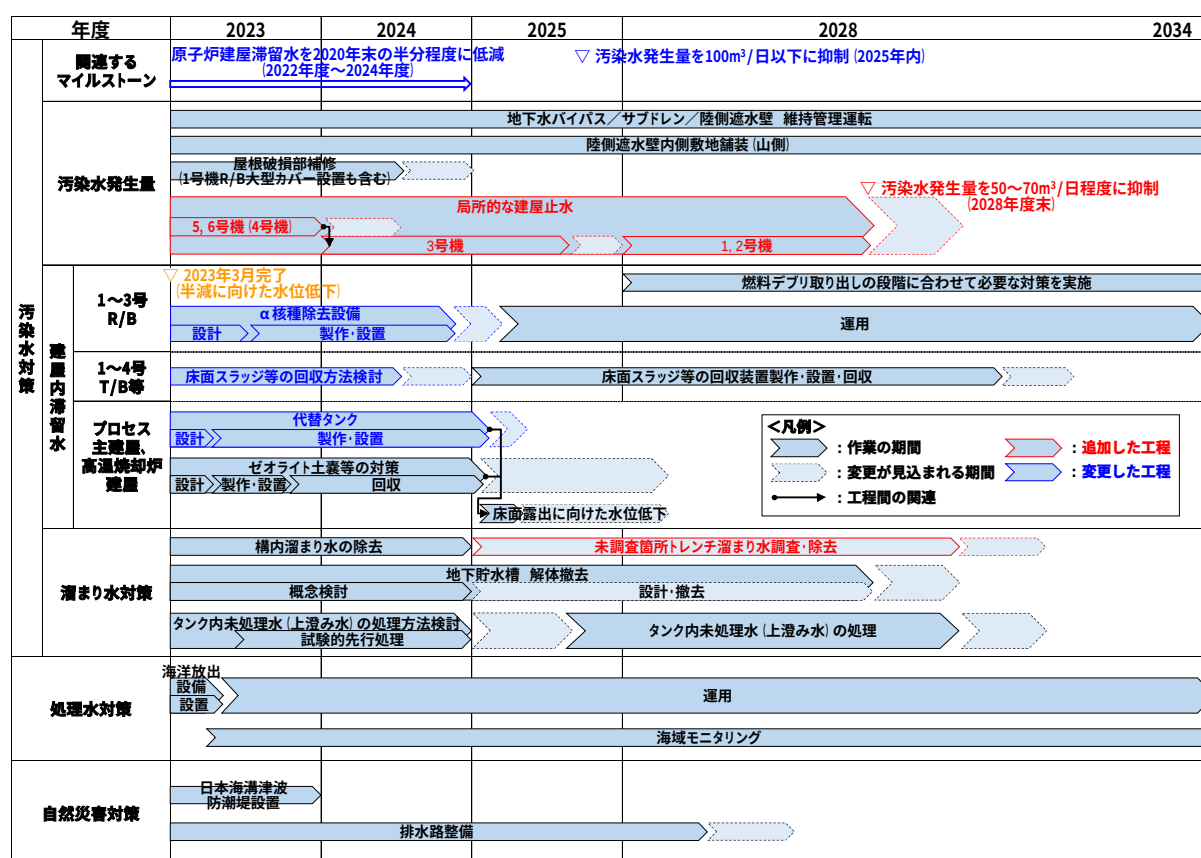


図 35 汚染水対策・処理水対策・自然災害対策に係る主な技術課題と今後の計画（工程表）

3.4 使用済燃料プールからの燃料取り出し

3.4.1 目標

- (1) 2031 年以内に1～6 号機の全てで使用済燃料プールからの燃料取り出しの完了を目指す。
- (2) 周辺地域で住民の帰還と復興が徐々に進む中、放射性物質の飛散防止を始めとしたリスク評価・安全確保を確実にを行い、1 号機は 2027～2028 年度、2 号機は 2024～2026 年度にプール内燃料取り出しを開始する。
- (3) 海水やガレキの影響を受けた1～4 号機の燃料については、使用済燃料プールから取り出した後に共用プール等へ移送して適切に保管することにより、安定管理状態とする。なお、共用プールの容量確保に向け、共用プールに保管されている燃料を乾式キャスク仮保管設備へ移送・保管する。
- (4) 取り出した燃料の長期的な健全性の評価及び処理に向けた検討を行い、将来の処理・保管方法を決定する。

3.4.2 進捗

中長期ロードマップ及び廃炉中長期実行プランに示された作業計画に基づき、2031 年以内に1～6 号機の全てで使用済燃料プールからの燃料取り出し完了に向け、取組を進めている。図 36 に使用済燃料の共用プール及び乾式キャスク仮保管設備の配置図及び作業の流れの全体像、図 37 に空き容量の状況を示す。5、6 号機を含むプール内燃料を全て取り出して共用プールに保管するためには、共用プールの空き容量を確保する必要がある。このため、共用プール内燃料の一部を乾式キャスク仮保管設備へ移送するべく、乾式キャスク仮保管設備の増設や計画的な新燃料の所外搬出に取り組んでいる。これらの取組を進め、2031 年以内に全ての号機の燃料取り出しを完了する計画である。なお、新燃料の所外搬出については、6 号機の搬出を 2023 年度以降に開始する計画としており、4 号機から取り出した新燃料については、線量測定・洗浄作業を 2022 年 3 月に完了している。



図 36 共用プール・乾式キャスク仮保管設備配置図、及び作業の流れ

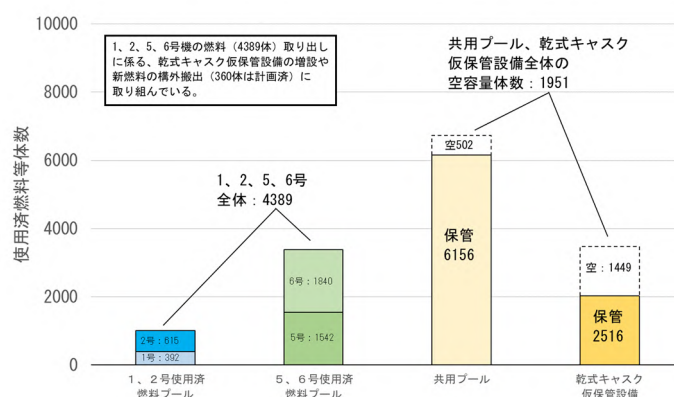


図 37 使用済燃料の保管状況（2023 年 6 月時点）

a. 1号機

水素爆発により、オペフロ上に屋根板、建屋上部を構成していた鉄骨等の建築材及び天井クレーン等がガレキとなり崩落している（図 38）。住民の帰還が進む中、ダスト飛散リスクの更なる低減の観点から、オペフロ全体を大型カバーで覆い、カバー内においてガレキ撤去やプール内燃料取り出しを行う工法への変更が 2019 年 12 月に行われた。本工法のイメージを図 39 に示す。

大型カバー設置やその後のガレキ撤去作業の準備として、以下が完了している。

- 使用済燃料プール養生（2020 年 6 月完了）
- 天井クレーンや燃料取扱機への支保の設置（2020 年 11 月完了）
- 干渉する既存の建屋カバー（残置部）の撤去（2021 年 6 月完了）

その後、原子炉建屋周辺の整備を進めているが、非常用ガス処理系（以下、「SGTS」という。）配管の撤去作業（遠隔操作による高線量配管の撤去）の遅延により準備工事に遅れが生じた。廃炉中長期実行プラン 2023 では 2022 年版と同様に、準備工事の遅れによる 1 号大型カバー設置工事設置完了を 2024 年度中頃までとしている。なお、中長期ロードマップのマイルストーンである 1 号機燃料取り出しは予定どおり 2027～28 年度に開始見込みである。構外ヤードで大型カバーの架構地組作業、並行して 1 号機原子炉建屋では、下部架構設置を進めている。

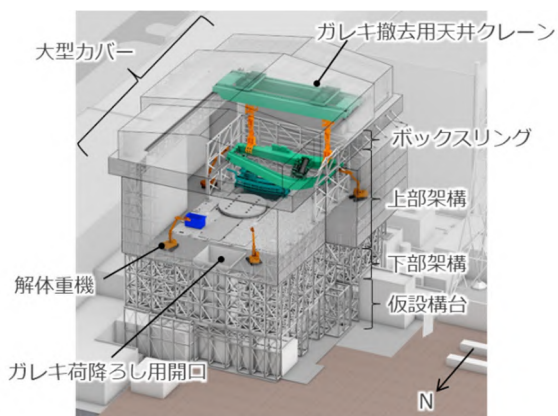


崩落屋根下の既存設備の状況（イメージ図）

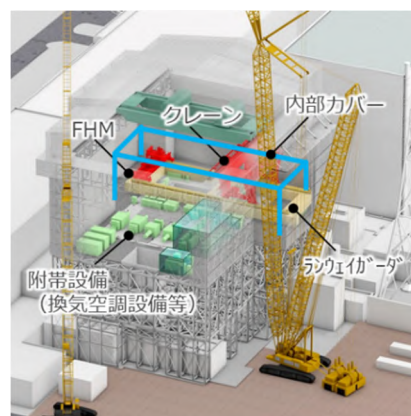


南側崩落屋根の状況

図 38 1号機オペフロ崩落ガレキの状況



ガレキ撤去時（イメージ図）



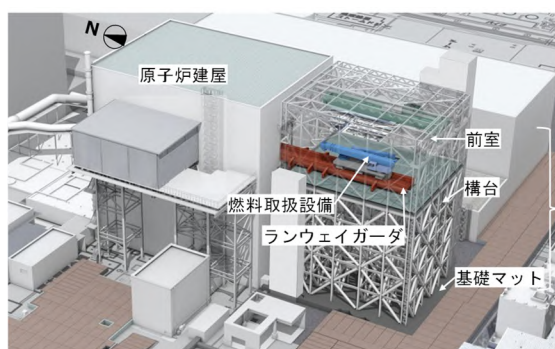
燃料取り出し時（イメージ図）

図 39 1号機 プール内燃料取り出し工法

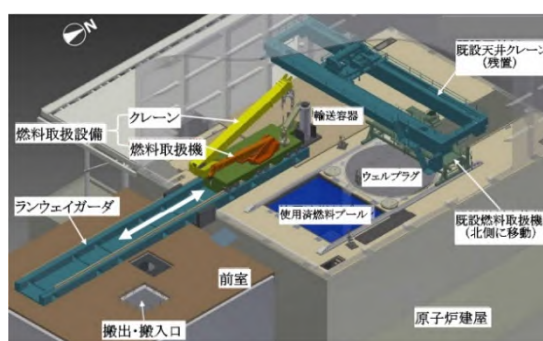
b. 2号機

ダスト飛散リスクの更なる低減の観点から、オペフロ上部を解体せず、原子炉建屋南側に設置する燃料取り出し用構台からアクセスする工法が採用されている。本工法のイメージを図40に示す。

地盤改良を2022年4月、燃料取り出し用構台基礎マットの設置工事を11月に完了し、鉄骨建方作業を2023年1月に開始した。併せて燃料取扱設備の製作を進めている。オペフロ内では、2021年に実施した線量調査結果を基に除染、ウェルプラグ上部等への遮へい体設置を行い、2022年5月に再度線量低減効果を確認している。また、既設燃料取扱機の移動を2022年6月に、使用済燃料プール南側の燃料取扱機操作室等の干渉物撤去を2023年3月に完了し、除染作業を進めている。



燃料取り出し工法（イメージ図）



燃料取扱設備（イメージ図）

図40 2号機 プール内燃料取り出し工法

c. 5、6号機

1、2号機の作業に影響を与えない範囲で燃料取り出し作業を実施する方針である。6号機については、使用済燃料プールから共用プールへの移送を2022年8月に開始した。共用プールの空き容量を確保するため、共用プールから乾式キャスク仮保管設備への燃料移送作業を進めていたが、2022年5月に共用プールにおいて乾式キャスクへの燃料装荷後の気密性確認作業にやり直しが発生した。これにより共用プールから乾式キャスク仮保管設備への燃料移送工程が見直しとなり、6号機使用済燃料の共用プールへの移送全体工程が遅延している。そのため、共用プールに新たに導入した燃料洗浄装置による使用済燃料の洗浄やキャスク内水置換のプロセスを追加する等、気密性確保の改善を行っている。なお、やり直しが生じた原因は、3／4号機 SFP 内の燃料を共用プールに移送した影響で、共用プール内での乾式キャスク一次蓋取り付け時に酸化鉄（クラッド）またはカルシウム成分（粒子状またはイオン）がフランジ面に入り込み異物となっているためと推定されている。

d. 高線量機器の取り出し

各号機の使用済燃料プール内には、燃料以外に制御棒、チャンネルボックス、フィルタ等の高線量機器が保管されている。これらについては、冷却は不要だが、遮へいが必要であり、プール水が漏えいした場合にプール内の線源が露出する等のリスクが残っている。そのため、リスク低減の観点から、プール内燃料に続いてこれらの高線量機器の取り出しが進められている。

使用済燃料プール側の取り出し機器、受け入れ側のサイトバンクの準備が整ったことから、2023年3月に3号機使用済燃料プールからの高線量機器取り出しを開始した。

3.4.3 主要な課題と技術戦略

3.4.3.1 プール内燃料取り出し

1、2号機については、決定された工法の実現に向けて、着実に作業を進めることが必要である。

プロジェクトを進めるに際しては、作業に伴う安全性を評価し、必要十分な安全の確保を確認した上で、技術的な確実性、合理性、作業工程に関わる迅速性、現場適用性、プロジェクト上のリスク等を総合的に考慮して、課題への対応を行うことが基本である。

(1) 1号機

オペフロ上部には、天井クレーンが、落下防止の支保は設置されているものの、不安定な状態で存在しており、燃料交換機への崩落及びそれに伴うこれらの使用済燃料プールへの落下を防止するため、安全かつ確実に天井クレーンを撤去することが主要な課題の一つである。そのため、現在進めている天井クレーンの撤去方法の検討に当たっては、安全評価を行うことが前提であり、以下を行い作業の合理性や他の作業への影響等の観点を踏まえ、総合的に検討していくことが重要である⁶⁵。

- リスク項目を抽出し得る具体的な作業手順及び作業計画の作成
- 想定されるリスクシナリオとその対策の検討
- 作業員被ばく等のオペレータ視点に立った考慮事項の抽出

天井クレーンの撤去方法については、現時点では屋根スラブ下部の状況に関する情報が限られているため、スラブを除去後に詳細調査を行うこととなる。この結果によってはクレーン解体工程が遅延するリスクがあることから、調査や確認等の必要作業を抽出した上で作業手順等を立案し、調査が可能となった段階で速やかに天井クレーン等の調査を行い、リスクケースを含め安全評価、ガレキ撤去計画に反映すべきである。

1～3号機のウェルプラグの汚染状態については、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にて、その汚染の高さから、「安全面及び廃炉作業面において非常に重要な意味を持つ」と指摘されている⁶⁶。このうち、1号機のウェルプラグについては、2、3号機の数十PBqに比べ2桁程度低い汚染であることが上記検討会にて評価されているものの、事故時の爆発の影響でずれが生じ、不安定な状態になっているため、対処方策の検討を進めている。今後、ウェルプラグへの対応方法は、検討結果を踏まえ、プール内燃料取り出しや後段作業である燃料デブリ取り出しへの影響を考慮し、安全評価を尽くした上で、総合的に判断すべきである。

⁶⁵ NDF、「福島第一1号機燃料取り出し工法（プラン）の選定に関する評価」、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第73回）資料3-2、2019.12.19

⁶⁶ 原子力規制委員会、「意見募集の結果等を踏まえた中間取りまとめ（案）の修正案について」、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19回会合）、資料3（P.81～83）、令和3年3月5日

なお、1号機のプール内に事故前より保管されている被覆管の破損した燃料⁶⁷ 67体についても、2031年の燃料取り出し完了に向けて、取扱計画の具体化を進めているところである。特に、事故後の状況の確認、取扱方法の検討とその開発、取扱いに係るリスク検討等を確実に実施すべきである。

(2) 2号機

オペフロ南側の開口部から、これまで国内原子力施設では経験のないブーム型クレーン式の燃料取扱設備を用いて、プール内燃料取り出しを行うことが主要課題である。この燃料取扱設備は新たな設備であるため、以下の取組を確実に行うべきである⁶⁷。

- 裕度を持たせた適切な設計・製作スケジュールの設定
- 現場状況と操作方法を十分に模擬したモックアップ試験の実施及びその結果の設計・製作へのフィードバック
- 遠隔操作により取り出しを行うことから事前に設備の操作・機能性の十分な習熟等

燃料取扱設備を設置するためには、構台上への前室の設置、原子炉建屋オペフロ南側への開口部の設置等の準備作業を着実に実施することが課題である。また、プール内燃料取り出しは遠隔操作による無人作業を基本とするが、一部設備の設置時とトラブルへの対応時には有人作業も想定していること、前述の検討会におけるウェルプラグの高い汚染の指摘⁶⁶も踏まえ、可能な限りオペフロの線量を低減し環境を整備することが課題である。線量低減に向け、既設の燃料取扱機の移動等の完了後の除染、遮へい体設置を実施しているが、除染後にオペフロ南側の開口部設置作業を実施予定であり、作業エリアが再度汚染するリスクがあるため、開口部設置時のダスト飛散対策を徹底すべきである。

(3) 高線量機器取り出し

プール水が漏えいした場合のリスク低減の観点から、高線量機器取り出しが課題であり、取り出しに向けた取組が進められている。高線量機器取り出しが完了すれば、プールの水抜きを行いプールの水を管理対象から除外でき、これによりオペフロの活用の自由度が増し、その後の燃料デブリ取り出し作業の円滑な実施にもつながる。

高線量機器の取り出しに際しては、燃料取り出しやガレキ撤去に用いた装置等を活用することが効率的である。既存装置の保守管理の観点からも、保管先の確保等の取り出しに向けた準備が整い次第、速やかに進めるべきである。今後設置される1号機の燃料取り出し設備についても、高線量機器の取り出し等を見据えて設計、保守を進めるべきである。また、取り出しを開始した3号機の高線量機器を保管する既設サイトバンカの容量にも限りがあることから、引き続き取り出しを行う他号機にも備えサイトバンカの新設を進めるべきである。

プールの水抜きに際しては、事前に水抜き後のプールからの線量やダスト飛散を評価し、安全性を確認しておくべきである。

⁶⁷ NDF、「福島第一2号機燃料取り出し工法（プラン）の選定に関する評価」、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第71回）資料3-2、2019.10.31

3.4.3.2 将来の処理・保管方法の決定

プール内燃料の将来の処理・保管方法は、事故時に受けた海水やガレキの影響、及び事故前から保管している破損燃料を考慮した上で決定することが必要である。これまで、4号機から取り出した燃料について海水やガレキの影響評価を行い、これらの影響は少ないと見通されている。他方、今後取り出した燃料の状況を踏まえ、長期的な健全性の評価及び処理に向けた検討を進め、将来の処理・保管方法を決定すべきである。

2031 年内までに全ての号機のプール内燃料を共用プールへ移送する計画であるが、その後は、津波リスクも考慮し、共用プール内の既存燃料を含め、高台での乾式保管に向けた検討を進めている。東京電力は乾式保管設備として既存の金属キャスクに加えて、海外で実績のあるキャニスタを用いたコンクリートキャスクの適用の検討を実施することを公表している⁶⁸。いずれの乾式保管設備を選択するに際してもプール内に存在する破損燃料等の保管が課題である。

コンクリートキャスクのメリットとしては以下が挙げられる。

- 海外で多数の健全・破損燃料等の保管実績
- コンクリート製造に関して地元企業を活用
- 金属部分が少なく使用後の廃棄物量を低減
- 乾式保管設備の選択肢が拡大し調達リスク低減

一方で懸念事項として、キャニスタへの塩分付着による応力腐食割れ（SCC）が生じた場合の密封機能の劣化のリスクがあり、この対応策を確立すべきである。また、コンクリートキャスクを適用する場合には、円滑な運用開始に向けて実証試験等の必要な確認項目を明確にしたエンジニアリングスケジュールを設定し、計画的に進めることが肝要である。

金属キャスクのメリットは、これまで国内外で多数の健全燃料の保管実績があることが挙げられる。しかしながら、破損燃料等の保管に関しては、海外での事例も限られ、国内では事例はない。

海水やガレキの影響を受けた燃料も含めて、両キャスクの得失及び福島第一原子力発電所の特徴を踏まえた上で、適用する乾式保管設備を判断すべきである。

⁶⁸ 廃炉中長期実行プラン 2023（2023 年 3 月 30 日）東京電力ホールディングス株式会社

3.4.4 主な技術課題のまとめ

本節に述べた主な技術課題と今後の計画を整理すると、図 41 のとおりである。

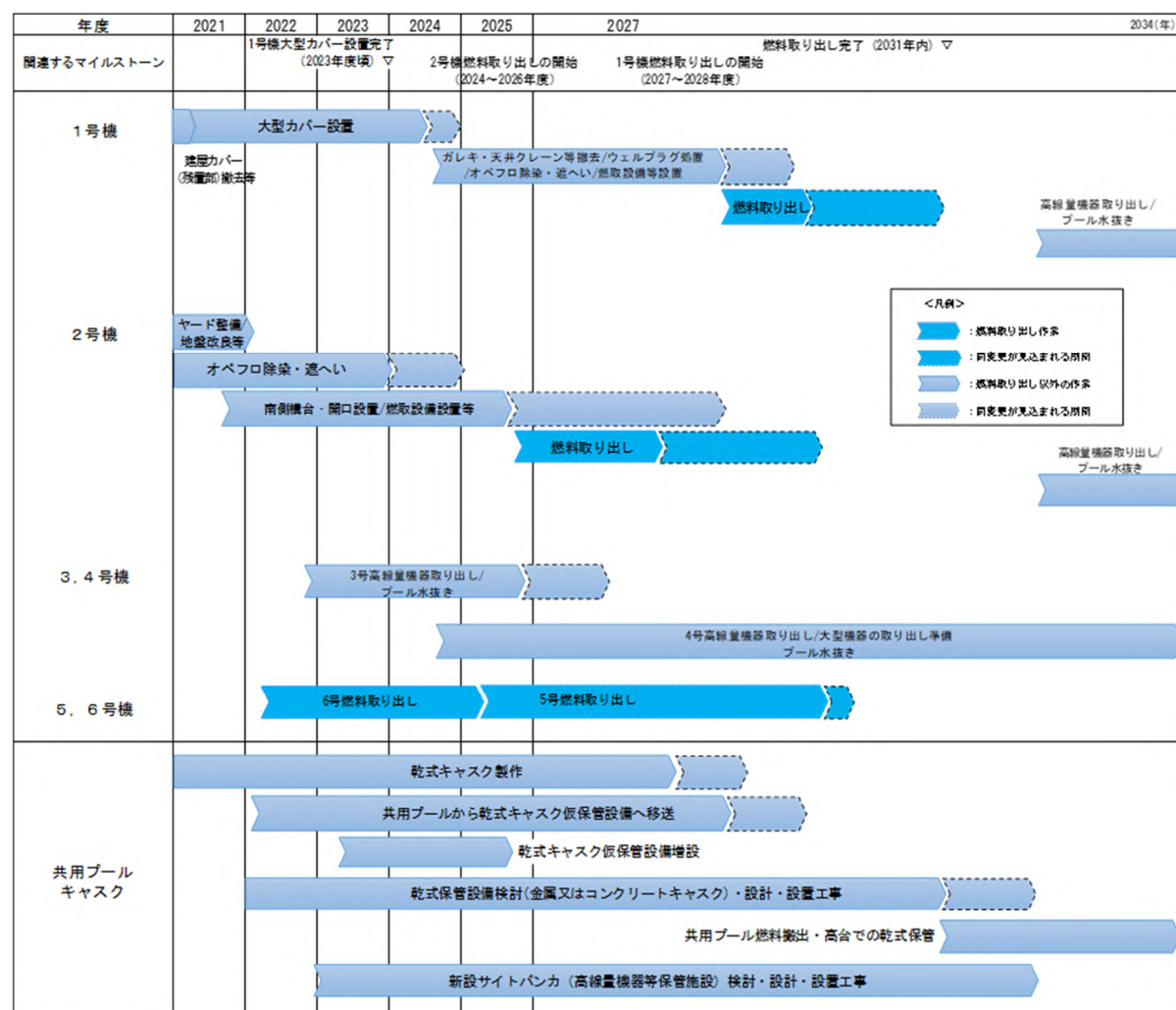


図 41 プール内燃料取り出しに関する主な技術課題と今後の計画（工程表）

4. 廃炉の推進に向けた分析戦略

4.1 廃炉に係る分析の意義

福島第一原子力発電所の事故では、世界で前例のない沸騰水型原子炉の炉心溶融事故であるとともに、事故時の停電により温度を始めとする多くの記録が存在しない。さらに、安全機器の作動状況が不明瞭であること、事故収束のために海水注入が行われたこと等が影響して、炉内状況、燃料デブリの状態、核分裂生成物の放出経路等に多くの不確かさが存在する。

そうした中、福島第一原子力発電所の廃炉作業においては、図 42 に示すような、分析対象物、目的、線量率が多岐に及ぶ分析を行わなければならない。

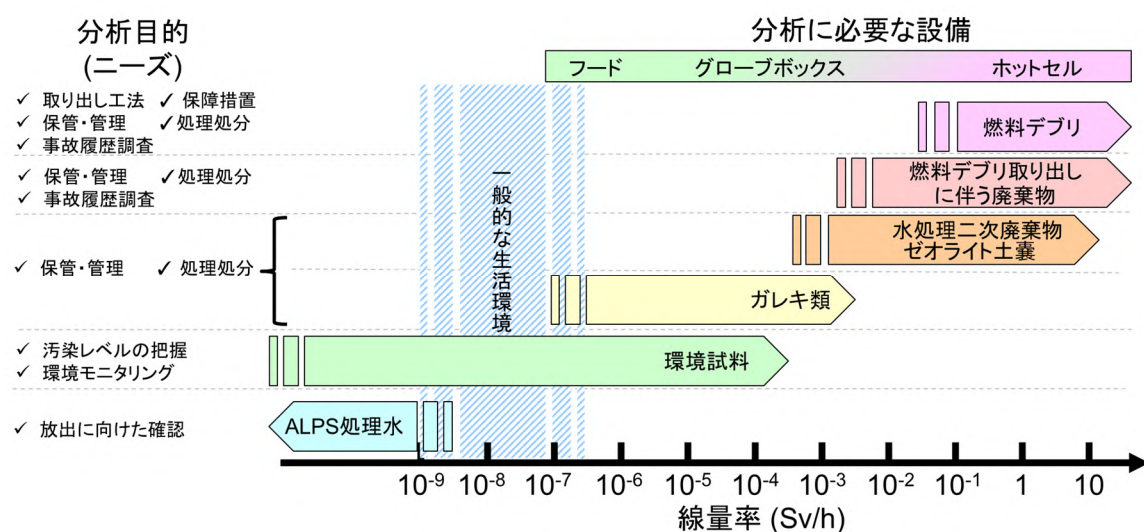


図 42 分析対象物の分析目的、分析に必要な設備及び線量率の関係

燃料デブリは、生成過程に不確かさが存在し、人為的な管理下でもないために、化学組成、ミクロ組織、密度等の各種物性値において不均質性を有するものと考えられる。また、福島第一原子力発電所の廃炉に係る安全対策の設計に関しては、事故前の燃料中の U-235 の含有率である 4 ～ 5 mass% を用いて臨界管理や輸送の安全評価、安全対策を保守的に検討することが想定される。原子炉内での燃焼に伴って U-235 の含有率は低下している上、事故解析や PCV 内部調査の映像から、周囲の構造材と溶融・混合によっても U-235 の含有率は低下している可能性が高いが、評価に用いるデータが不明なことから安全対策に過度の裕度を含ませることになる。採取したサンプルの分析を行うことにより、このような不確かさの幅を低減できれば、燃料デブリの取扱いや安全評価及び安全対策の中に過度な裕度を含める必要がなくなり、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、適正な保管管理の遂行及び処理・処分方策の検討に当たり、保管時の安全性向上のための物理的・化学的性状の把握、及び処理・処分方策の検討に資する核種組成や放射能濃度等の性状データを取得するための分析を着実に進めていくことが不可欠である。そのため、性状が多様でかつ物量が多いという固体廃棄物の特徴を踏まえ、分析施設の整備や分析人

材の育成等に取り組むとともに、性状把握を効率的に実施するための分析・評価手法を用いて分析を行う必要がある。また、中長期ロードマップにおいて、固体廃棄物の性状分析等を進め、廃棄体の仕様や製造方法を確定する、とされている第3期を控え、固体廃棄物の分析の着実な実施は、それらの確定を含めた廃棄物対策全般を着実に進めていく上で、今後重要な課題となる。そのため、これまでの取組の成果をもとに、分析を計画的に行うための体制整備に取り組むことが必須である。

燃料デブリと廃棄物は回収した上で、環境に放出されないよう容器に収納等により閉じ込め、保管・管理を行うこととしている。一方、ALPS 処理水については、海洋放出を安全に実施するため、希釈前の ALPS 処理水に対して、トリチウムを除く核種の告示濃度比の総和が1未満であること等を分析により確実に確認することが必要である。さらに、トリチウム等の拡散状況を把握するため海域での環境試料を対象としたモニタリング活動を継続することが重要である。なお、東京電力による海域モニタリングの強化策として、福島第一原子力発電所の港湾外及び沿岸の海水、海藻類、20km 圏内の魚類のモニタリングが 2022 年 4 月より開始されている。

福島第一原子力発電所の廃炉作業を安全かつ着実に進捗させるため、上述の目的に照らして適切な分析結果を得ることが不可欠である。これを取得するには図 43 に示すように、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り、そのための取組が現在進められている。

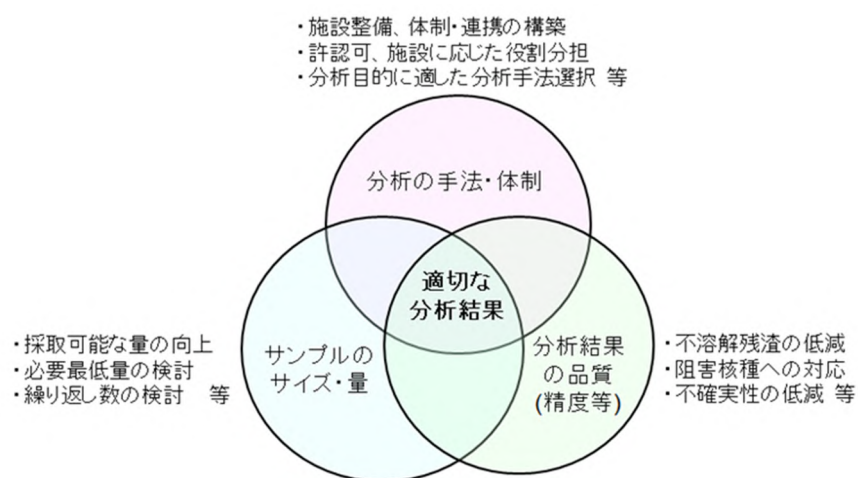


図 43 福島第一原子力発電所の廃止措置における分析戦略の三要素

4.2 分析に係る現状と戦略

4.2.1 分析の手法・体制の強化

4.2.1.1 分析体制の強化

これまで、政府が中心となり中長期ロードマップ⁶⁹を策定するとともに、東京電力、JAEA、NDF等の関係機関は、分析施設の整備、国内ホットラボ機関の連携、分析・評価手法の開発、人材交流等の分析体制の構築を連携しながら進めている。初号機の燃料デブリ取り出し開始以降か

⁶⁹ 第4回廃炉・汚染水・処理水対策関係閣僚会議、2019年12月27日、「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」

らの第3期を目前に控え、これまで取り組んできた分析体制の整備を一層加速することが急務である。

原子力規制委員会では、廃炉作業が進むにつれ、固体廃棄物の発生量や放射性物質の分析作業が更に増加していくことが明らかであるとの認識を示しており⁷⁰、リスク低減目標マップを改定し、「分析計画（施設・人材含む）の策定」を主要な目標の一つとして追加した⁷¹。さらに、原子力規制委員会は福島第一原子力発電所の廃炉等に必要な分析体制の強化に向けて、早急な課題解決のための取組（オールジャパンとしての取組等）を検討すべきと提起している⁷²。

東京電力、JAEA、NDF 等の関係機関においても、分析作業の増加は懸念事項であったため、分析体制の強化として、これまで以上に、分析計画の検討、分析・評価手法の開発、分析施設の確保、分析人材の確保等の取組を着実に進めるとともに、関係機関間の連携強化を図っている。これら分析体制の整備に係る当面の対応方策を資源エネルギー庁が取りまとめ、廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合/事務局会議、原子力規制委員会にて公表・報告している（関係機関個別の実行計画については添付資料 15 参照）^{73,74}。今後も当面の取組を着実に実施するとともに、状況を踏まえ必要な対応を実施していく。

4.2.1.2 分析計画の検討

東京電力は、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⁷⁵。ALPS 処理水、環境試料等のより低濃度領域の分析需要が拡大すると、検出精度の向上を行う必要が生じ、燃料デブリや高線量廃棄物等の高線量領域の分析需要が拡大すると、遮へい及び閉じ込めのような放射線防護機能の拡充や元素分布や構造解析のような分析の多様化を行う必要がある。このような分析需要の変化に柔軟に対応し、分析が原因で廃炉作業が停滞しないよう計画的に準備を進めなければならない。特に、燃料デブリや水処理二次廃棄物に代表される高い線量率を有する対象物は、遮へい及び閉じ込め能力を有するホットセルを分析設備として必要とするが、その数に限りがある。これらを有効に活用するため、分析対象物に対して取得を望む情報とその数量、検出精度、分析頻度等に関してバランスを取り、定期メンテナンス等を考慮した分析計画を立案することが重要である。

東京電力は、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⁷⁶。表 5 に分析計画策定のねらいを示す。また、廃棄物ごとの分析計画を統合・調整し、必要な分析能力の年度展開を策定し、それを基に分析要員計画に反映させている。この分析計画は、今後の廃炉の進捗に伴うニ

⁷⁰ 第 97 回特定原子力施設監視・評価検討会「資料 1-1：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の中期的リスクの低減目標マップの改定(1 回目)」

⁷¹ 第 98 回特定原子力施設監視・評価検討会「資料 1-1：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の中期的リスクの低減目標マップ(2022 年 3 月版)」

⁷² 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分析体制の強化について」

⁷³ 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：東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた分析体制の整備に係る当面の対応について」

⁷⁴ 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」

⁷⁵ 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状況について」

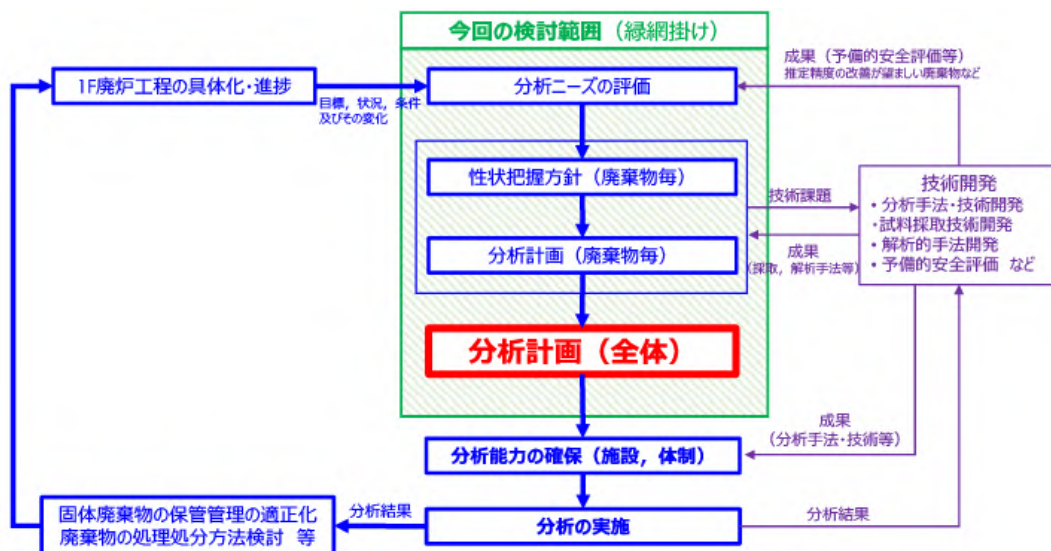
⁷⁶ 第 112 回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合/事務局会議「資料 3-4：東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた固体廃棄物の分析計画」

ーズの変化等を反映し継続的に更新していく。また、計画の取組を実行するとともに、その進捗を踏まえ、必要な対策について不断の見直しを行う。図 44 に固体廃棄物を対象とした分析実施フローを示す。

表 5 分析計画策定のねらい

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	・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 ✓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	・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・化学的特性の把握
試料採取・分析の高難度化対応	・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	・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

（出典：東京電力）



（出典：東京電力）

図 44 福島第一原子力発電所の固体廃棄物を対象とした分析実施フロー

これまで、JAEA は、日本核燃料開発株式会社（以下「NFD」という。）及び MHI 原子力研究開発株式会社（以下「NDC」という。）とともに、PCV 内部調査に伴う堆積物、付着物、固体廃

棄物サンプル等の分析を実施してきている^{77,78,79}。これにより燃料デブリや廃棄物の性状の一部が明らかになっている。JAEA では、これまでの経験と実績に基づいて、廃炉作業を安全かつ着実に進めるニーズの観点で課題解決に必要な燃料デブリの分析対象項目や分析フローを検討している⁸⁰。JAEA の検討に加え、後述する分析サポートチームの協力を得ながら、燃料デブリの分析計画へ拡大することになる。

4.2.1.3 分析・評価手法の開発

固体廃棄物は、核種組成や放射能濃度が多様かつ物量が多い特徴を有することから、通常の発電炉における廃棄物確認方法の整備と異なり、スケーリングファクター法、その他の評価方法設定のためのデータ取得、蓄積、整理、統計的手法の適用といった福島第一原子力発電所の廃棄物に特有な廃棄物確認方法の整備に係る開発業務が必要である。特に、処理・処分方策検討に必要なインベントリに係る性状把握については、迅速かつ効率的に進めなければならない。このため、データを簡易・迅速に取得するための分析手法を開発、試料前処理の合理化・自動化等により迅速化した分析方法の標準化⁸¹及び様々な試料形態や難測定核種に対応するための分析手法開発に取り組む。またこの取組とともに、DQO プロセスとベイズ統計を用いたデータ取得計画法や統計論的インベントリ推定手法といった、少ない分析データで性状把握を行うための手法の構築への取組を廃炉・汚染水・処理水対策事業等において行っている。今後、分析手法の開発については、JAEA の放射性物質分析・研究施設第1棟において検証を行い、分析手法を確立し、東京電力のニーズを踏まえた分析計画に基づき、性状把握を行う計画である⁸²。また、燃料デブリ取り出し時の廃棄物については、熔融燃料や構造材料が混在しているため、損傷した支柱や配管等への付着物中にUが含まれるか否かを迅速に確認することができれば、作業性の向上が期待できる。そのため、簡易（その場）分析の技術開発としてレーザー誘起ブレイクダウン分光分析法による技術開発を実施している。

4.2.1.4 分析施設の確保

福島第一原子力発電所の廃炉に必須な施設として、政府の補正予算（2012 年度）⁸³により JAEA が放射性物質分析・研究施設の整備・運用を福島第一原子力発電所の隣接地に実施している⁸⁴。これらの運用開始時に、福島第一原子力発電所の周辺監視区域内の施設として順次設定するため、構外輸送にならない利点がある。これを活かして基礎的な物性を迅速に把握し、安全評価、作業手順等へ反映させることが有効である。このうち第1棟では固体廃棄物の分析及び

⁷⁷ 廃炉・汚染水対策事業費補助金(燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発) 2021 年度実施分成果、技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)、(2022)

⁷⁸ 第 108 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：廃棄物の性状把握に関する最近の成果-主要なリスク源の性状把握-」

⁷⁹ 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 年 9 月、技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)、(2022)

⁸⁰ 燃料デブリ等研究戦略検討作業部会、国立研究開発法人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)

⁸¹ 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 年 9 月、技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)、(2022)

⁸² 第 104 回特定原子力施設監視・評価検討会「資料 1-3-3：分析・評価手法の開発の流れ」

⁸³ 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」

⁸⁴ 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」

ALPS 処理水の第三者分析⁸⁵、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。第1棟は2022年6月に竣工^{86,87}、10月に特定原子力施設の一部として管理区域等を設定し放射性物質を用いた分析作業を開始し⁸⁸、2023年3月にALPS処理水の第三者分析を開始した⁸⁹。第2棟は実施計画変更認可申請審査及び事業者選定プロセス中であり、2026年度の竣工を目指している。東京電力も現行のルーチン分析のほか、燃料デブリや固体廃棄物の分析といった将来の分析ニーズを踏まえた分析施設(総合分析施設)の建設を検討しており、2020年代後半の竣工を目指している。

図45に示すように、第2棟と総合分析施設が燃料デブリの試験的取り出し以降の運用開始予定のため、それまでの間、茨城地区の分析施設での分析を行うことになる。燃料デブリに対しては、金属組織観察、ミクロ組織観察、元素マッピング等、廃棄物の分析よりも分析項目が多くなるため、第2棟の運用開始以降において第2棟の分析キャパシティを超過することが懸念される。第2棟の分析の負荷軽減として、第2棟の運用開始後も高線量を有するサンプルの前処理に特別な技術が必要、あるいは分析や試験に長時間が必要な場合は、(i) 研究者、技術者が多くおり、(ii) 特殊な分析装置の種類も多く、(iii) 閉じ込め・遮へい機能を有するホットセルの数・用途の選択肢が多い茨城地区で引き続き行うことが有効である。現在、第1棟では核燃料物質の使用許可を取得していないが、長期的には第2棟で燃料デブリの溶解、希釈を行った後、第1棟において希釈溶液を用いた分析の可能性を検討し、福島第一原子力発電所の敷地内・隣接地では迅速性が高い分析を優先することも燃料デブリの分析キャパシティの拡大策の一つである。

固体廃棄物の分析についても、燃料デブリの試験的取り出しの進捗に伴い、微細な燃料デブリや核分裂生成物を捕獲したフィルタ等、これまで経験していない固体廃棄物が発生することが予想される。このような経験が乏しく、かつ、高線量の固体廃棄物については、上記と同様の理由により茨城地区で分析することが望ましく、第1棟の運用開始後もしばらくの間は茨城地区での固体廃棄物分析を継続することが必要である。これらを踏まえ、福島第一原子力発電所の敷地内・隣接地の分析施設と茨城地区の分析施設では、使用許可の対象核種や構外輸送の有無等が異なることから、特徴に応じた役割分担とし、燃料デブリ及び固体廃棄物の分析データの拡充を図ることが有効である。ただし、茨城地区の分析施設はいずれも運用開始後30年以上経過しており、特に、JAEAでは施設の集約化・重点化を計画している⁹⁰ことから、今後も使用を継続する施設に関して使用時期を検討する必要がある。

⁸⁵ 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」

⁸⁶ 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、2022年6月24日“放射性物質分析・研究施設第1棟(大熊分析・研究センター)の竣工と今後の予定について”

⁸⁷ 第103回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合/事務局会議「資料4-1:放射性物質分析・研究施設第1棟(大熊分析・研究センター)の竣工と今後の予定について」

⁸⁸ 第106回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合/事務局会議「資料その他：放射性物質分析・研究施設第1棟の分析作業開始について」

⁸⁹ 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 福島研究開発部門、2023年3月30日“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”

⁹⁰ 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、2022年4月1日、「施設中長期計画」

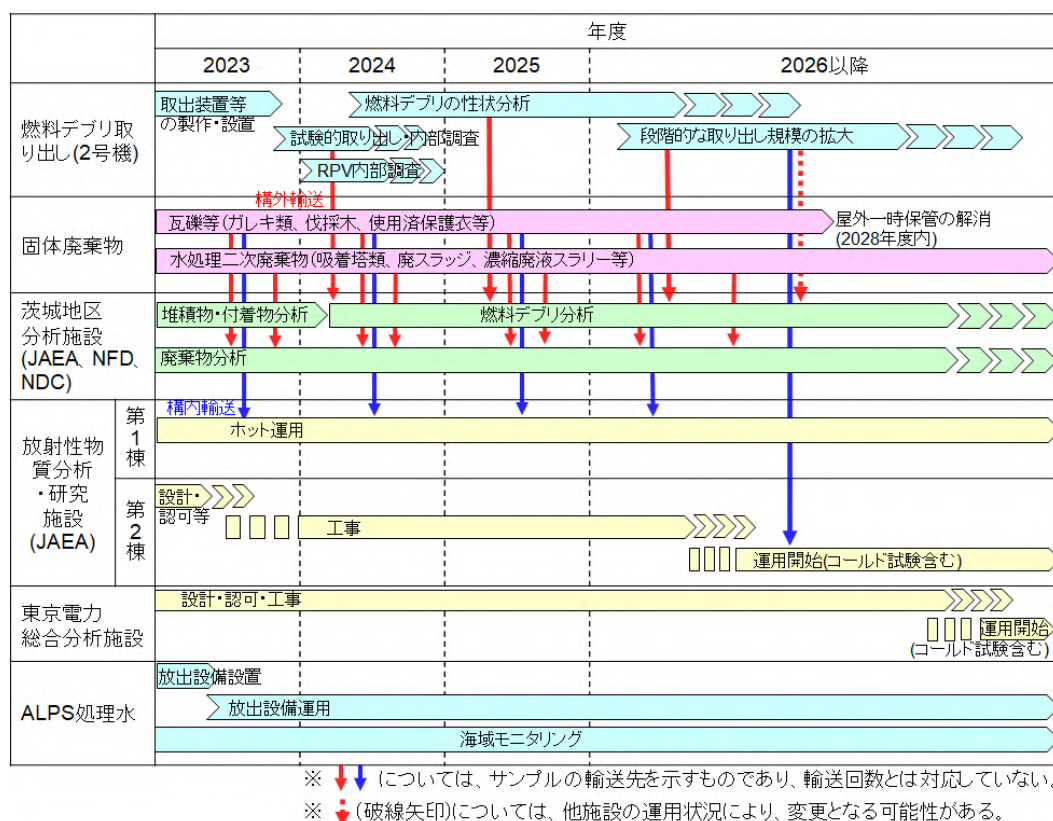


図 45 燃料デブリ取り出しと新設分析棟の工事・運用スケジュール

4.2.1.5 分析人材の確保

茨城地区の分析施設はもとより、福島第一原子力発電所の敷地内・隣接地の分析施設では安定的な施設稼働を継続するために必要な人的資源は不足しており、分析人材の確保と維持の検討が必要である。この際には、種々の分析業務に対して各分析人材に期待される資質をあらかじめ考慮し、求められる役割が適切に達成されるように分析人材を計画的に育成することが重要である。東京電力では、現体制の 117 名に加え、廃棄物の分析に対して 2030 年代に向けて 30 名程度の追加人員が必要になると試算しており、廃炉・汚染水・処理水対策事業の分析関連プロジェクトに参画させて実践経験を積みながら育成することを 2023 年度より開始している⁹¹。JAEA の施設中長期計画では廃止措置を含むバックエンド対策の実施を示しており、JAEA においても廃止措置に関連する分析に必要な人材の育成は重要な問題である。東京電力及び JAEA が時間経過に伴う分析ニーズの変化と課題を相互に抽出、連携しながら人材育成を進め、資源エネルギー庁、NDF 等の関係機関も分析人材確保に係る支援を行うことが必要である。

通常の原子力発電所においては、燃料は燃料被覆管の中に密封されており、福島第一原子力発電所においても事故前は非密封状態の α 放射性核種を直接取り扱うことはなかった。事故により生じた燃料デブリは、非密封状態の燃料、核分裂生成物を含んでおり、分析の際には、内部・外部被ばくや汚染拡大のリスクを伴うことになる。このため、東京電力にとっては経験の少ない分野での人材育成を可能な限り短時間で行わねばならない。α 放射性核種の取扱いや燃料の分析技

⁹¹ 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」

術に関して十分な知識と経験を有する JAEA 及び民間企業の協力^{92,93}を得ながら、東京電力が分析技術者の育成に効率的に取り組むことが必要である。東京電力-JAEA 間での人材交流及び東京電力への NFD から人材の受け入れの状況を表 6 に示す。

表 6 東京電力-JAEA 間の人材交流及び東京電力への NFD からの人材の受け入れの状況

		年度				
		2018	2019	2020	2021	2022
東京電力→JAEA	出向・派遣・外来研究員	1	1	3	3	4
	移籍・再雇用	0	0	0	1	0
JAEA→東京電力	出向・派遣等	0	3	11	4	1
	移籍・再雇用	0	0	1	0	0
NFD→東京電力	出向・派遣	0	0	1	0	0
	移籍・再雇用	1	1	0	1	0

福島第一原子力発電所構内の分析作業員においては、これまで主に液体試料の分析経験のみであったため、総合分析施設の立ち上げに向けて、第 1 棟においてホットセルやグローブボックスを用いた高線量試料の分析トレーニングを行うとともに、2023 年度から将来の分析技術者候補を JAEA 及び民間企業に派遣し、研究開発に参加することで分析技術者の育成を実施する⁹⁴。

分析作業員の育成・確保に向けた取組については、分析作業員となる人材の裾野を広げるために、福島国際研究教育機構（以下「F-REI」という。）と資源エネルギー庁が連携して、「放射能分析の人材育成研修プログラム」の開始を目指して準備を進めている。

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(取り出し工法、保障措置、保管・管理、処理処分)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、個人でこれらの全ての能力に対応することは困難である。そのため、図 46 に示す「分析調整会義」及び「分析サポートチーム」を NDF 内に組織した。分析調整会義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議論・検討を行い、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。分析調整会義及び分析サポートチームの第 1 回会合を 2023 年 8 月に開催し、分析の計画と課題解決に向けた議論を行った⁹⁵。

⁹² 東京電力ホールディングス(株)、日本原燃(株)、2022 年 1 月 27 日、「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

⁹³ 東京電力ホールディングス(株)、日本核燃料開発(株)、2022 年 8 月 1 日、「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

⁹⁴ 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：東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた分析体制の整備に係る当面の対応について」

⁹⁵ 第 1 回 分析調整会義、<https://www.dd.ndf.go.jp/tech-committee/>

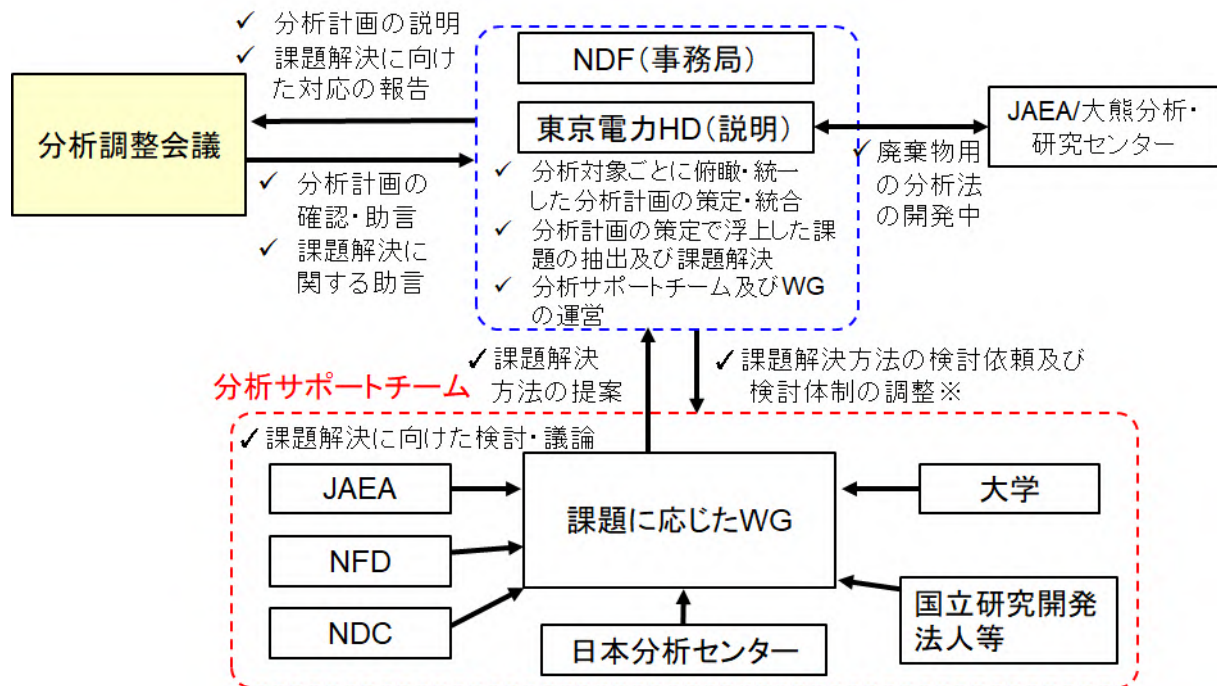


図 46 分析調整会議と分析サポートチームの役割

4.2.2 分析結果の品質向上

燃料デブリは、難測定核種、妨害元素、不溶性物質等を含み、サンプルの均一溶解、同重体の選別等の前処理や測定時の課題があることから、分析により微量成分までの全ての元素、同位体の同定・定量を精密に行うことは難しい。このため、誤差要因の影響を考慮してサンプルの分析結果に対して多角的な視点を持つことが重要である。サンプルの分析結果の検証の意味も兼ねて、解析、調査、試験結果等の既存知見と照らし合わせて検討し、矛盾のない性状評価を導出することが分析結果の信頼性を向上させ、分析結果の品質向上へつながることになる。

分析結果の品質向上のため、JAEA、NFD、NDC、東北大学が協力して共通試料を用いて化学分析や構造解析を 2020 年度から実施している^{96,97}。現在は燃料デブリデータ拡充のため、茨城地区の事業所間において、最新の技術による TMI-2 デブリの分析準備をしている。また、事故時の挙動等を推定する活動を東京電力と JAEA が協力して実施している⁹⁸。

国際的な議論を行い、事故進展や燃料デブリ分析・評価技術を吸収するための場として、OECD/NEA のプロジェクトとして実施してきた、BSAF、BSAF-2、PreADES 及び ARC-F が終了し、2022 年 7 月から FACE プロジェクトが開始されている。FACE プロジェクトは、(i) 核分裂生成物の移行挙動や水素爆発等を含む事故進展に係る詳細な検討、(ii) 原子炉建屋等から採取された U 含有粒子の特性評価及び廃止措置に向けた燃料デブリ分析技術の構築、(iii) データ、情報の収集及び共有をスコープとしている。13 カ国から 24 機関が参加し、我が国からは、原子力

⁹⁶ 「廃炉・汚染水対策事業費補助金(燃料デブリの分析精度の向上及び熱挙動の推定のための技術開発)」に係る補助事業 2020 年度最終報告 2021 年 8 月 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構(2021)

⁹⁷ 池内、小山、逢坂ら、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「燃料デブリの分析精度向上のための技術開発 2020 年度成果報告(廃炉・汚染水対策事業費補助金)」、JAEA-Technology 2022-021、(2022)

⁹⁸ 廃炉・汚染水対策事業費補助金(燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発) 2021 年度実施成果、技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)、(2022)

規制庁、資源エネルギー庁、JAEA、一般財団法人電力中央研究所、一般財団法人エネルギー工学総合研究所及び NDF の 6 機関が参加している。

廃棄物においては、限られた分析データから多量の廃棄物全体の性状を把握するため、必要な精度を効率的に担保するアプローチが重要となり、DQO プロセスを用いた効率的な分析計画法、及びベイズ統計を用いた統計論的インベントリ推定方法の開発を進めている。

分析データの品質の指標の一つとして不確かさや検出下限値等の精度があるが、精度と計測時間は相互に関連しており、計測時間を長くすれば精度の向上は期待できる。一方で、計測時間が数週間から数か月を要するのであれば、分析量の増加に対応することは困難となる。そのため、分析目的、対象物、分析手法に応じて、精度、計測時間及び当該分析手法による計測頻度を適切に選択することも重要である。

4.2.3 サンプルサイズ・量の増加に向けた分析技術の多様化

4.2.3.1 多様な分析・計測手法による総合的な評価

現在のサンプル分析は、スミアサンプル等を茨城地区の分析施設へ輸送後、電子顕微鏡を用いた分析を中心に行っている。微小、少量のサンプルでは、密度や硬さ等の測定不可能な項目があるため、今後、燃料デブリ取り出し工程の進捗に伴い、サンプルのサイズ、量ともに増加させる必要がある。ホットセル内の分析工程ではマニピュレータを用いての分析であり、1つの工程ごとに時間を要する上、各々のホットセルでは取り扱える核種ごとに使用量が定められていることから多量に分析することは困難である。このため、取り出し・保管量と分析量の間に大きな乖離が生じてしまう。

特に、燃料デブリは不均質性を持つために採取された部位に応じて分析値に幅がある上、十分な量を分析できる状況ではなく、評価における不確かさに幅が生じることになる。分析品質の向上やサンプル量の改善に制限がある中で、従来のホットラボでのサンプル分析での数量の増加に注力するだけでなく、他の分析・計測手法の多様化も必要である。他の手法により得られる分析項目の短所、長所を把握した上で、分析結果の用途に応じて相互に補完することを検討し、総合的な評価をすることが有効である。また、用途によっては、単独の項目を計測することしかできない手法を検討することも価値がある。

4.2.3.2 サンプル分析と非破壊計測の利用

ホットラボ施設でのサンプル分析では多くの分析項目を行えるが、分析に要する時間は長く、1回の分析量も少量である。試料そのものが核燃料を含み、放射性物質の微粒子が付着している可能性も高いことから、被ばく事故や汚染拡大のリスクを伴うことになる。機器の養生、除染、分析時に生じた放射性廃液の処理等に割くリソースも常に一定以上あり、迅速に多量のサンプル分析を行うことは困難である。

サンプル分析の結果を補完する分析・計測の手法の一つとして、サンプルから放出、散乱、又は透過した放射線、量子等を利用して、サンプルを破壊せずに核燃料や放射能の量等を評価する手法（以下「非破壊計測」という。）がある。表 7 に分析施設内で実施するサンプル分析と分析施設外で実施する非破壊計測の項目やサンプル量等を相対的に比較したものを示す。サンプル分析では多くの分析項目を行えるが、分析に要する時間は長く、1回の分析量も少量である。固体

廃棄物のうち、容器に収納された燃料デブリ取り出しに伴って発生する高線量廃棄物については、非破壊計測可能な Cs-137 や Co-60 等からのガンマ線を測定し、これらの核種を指標として、その他の難測定核種等の放射能評価を目指した技術開発を実施している。一方、非破壊計測ではサンプル分析よりも計測可能な項目が少ないものの、計測時間は短く、1回の計測につき多くの量が計測でき、汚染拡大防止のために密封容器に対象物を収納しての計測も可能であり、放射性廃液の発生もない。

表 7 分析施設内で実施するサンプル分析と分析施設外で
実施する非破壊計測における主要諸元の相対比較

	分析施設内で実施する* サンプル分析	分析施設外で実施する** 非破壊計測
分析・計測時間	長(△)	短(○)
分析・計測項目	多(◎)	少(△)
1回の分析・計測量	少(△)	多(◎)
廃液の発生	有(△)	無(○)
分析・計測時の閉じ込め性	非密封	非密封、密封どちらも可
ダスト対策	必要	必要
放射線の遮へい施設	必要	必要

◎：優 ○：良 △：可

*: 燃料デブリのサンプルを取り扱うのに適したホットラボ等の分析専用の施設内での実施。

**：燃料デブリを取り出して保管・管理するまでの工程で利用する施設であり、分析専用ではない施設での実施。

燃料デブリは核燃料の溶融時に周囲の制御棒(中性子吸収材)を取り込んでいるため、中性子を利用した非破壊計測技術では正確性に懸念が示されている。また、燃料集合体が健全であれば、透過力の強いガンマ線源である Cs-137 からのガンマ線を計測することで燃焼度を評価する手法も利用できたが、核燃料の溶融時に Cs-137 が揮発してしまったためにガンマ線量と燃焼度の対応が取れなくなっている。このように、燃料デブリには、非破壊計測の阻害要因が含まれているため、それら阻害要因が計測に及ぼす影響の程度を確認する必要がある。このため、廃炉・汚染水・処理水対策事業において、シミュレーション解析と既存試験装置を活用した実試験により現場適用を目指した技術開発を実施している⁹⁹。

非破壊計測を適用する場合の一例として、燃料デブリ取り出しから、保管・管理までのハンドリング工程での非破壊計測の利用を図 47 に示す。図中の[非破壊計測①]では廃棄物のレベル分け、[非破壊計測②]では未臨界維持、[非破壊計測③]では輸送・保管用の値付けを目的としている。図 47 は一例の提示であり、今後の研究開発、検討の結果に応じて変更となる可能性があるが、非破壊計測を燃料デブリの収納容器または廃棄物の保管容器に対して実施できれば、サンプル分析数の補助、最小臨界質量未満の迅速な確認、未臨界状態を維持しての次の工程への移行、保管・管理時の負担軽減等に資することが可能となる。このとき、サンプルの分析数、サンプル採取時

⁹⁹ 令和 2 年度開始廃炉・汚染水対策事業費補助金「燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発(燃料デブリと放射性廃棄物の仕分け技術の開発)」最終報告 2022 年 8 月 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)、(2022)

の座標情報等のサンプルに関する情報量を増やしてデータの信頼性を向上させながら、可能な限り燃料デブリのもつ性状の不確かさを小さく抑えることが望ましい。

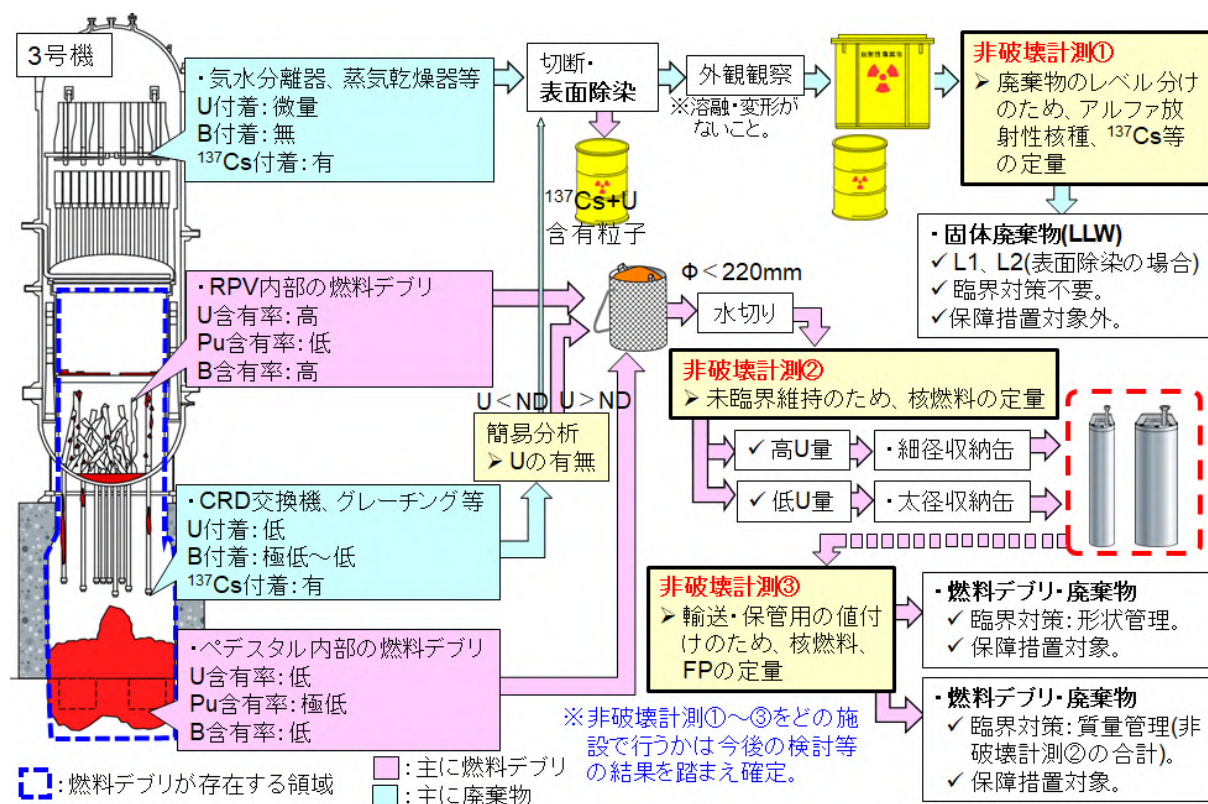


図 47 燃料デブリ取り出し後のハンドリング工程における非破壊計測の一例

非破壊計測技術のうち、核燃料の核分裂に伴う中性子を検出する手法、素粒子ミュオンの散乱を利用する手法については、核燃料を含む燃料デブリ及びα放射性核種に汚染した廃棄物を対象とした計測には有効であるが、α放射性核種を含まない廃棄物には適さない。一方、核分裂生成物や放射化生成物からのγ線を測定する手法や外部からのX線CT法については、α放射性核種を含まない廃棄物においても容器の内容物の情報を取得可能であり、工業用、医療用では実用化されている。

4.2.3.3 分析数の改善

いずれのサンプルに対しても全体を把握するために分析数を増やすことは重要であるが、燃料デブリやセシウム吸着塔サンプルのような高線量を有し、サンプルの採取自体が困難な場合については、分析数が足りていない。採取装置の開発等を通して、採取数の改善を図ることも重要である。

5. 福島第一原子力発電所の廃炉に向けた研究開発への取組

5.1 研究開発の意義と現状

福島第一原子力発電所の廃炉を安全、確実、合理的、迅速及び現場指向の視点で推進していく上では、研究開発が必要となる困難な技術課題が多数存在する。燃料デブリの試験的取り出しが開始されようとしている現在、段階的な取り出し規模の拡大、取り出し規模の更なる拡大に向けて現場での適用を見据えた研究開発を加速する必要がある。

これら技術課題を解決するため、国内外の大学や JAEA 等の研究機関による基礎基盤研究及び応用研究、メーカー、東京電力等による実用化研究、現場実証等が産学官の海外企業を含む多様な機関により実施されている（図 48）。

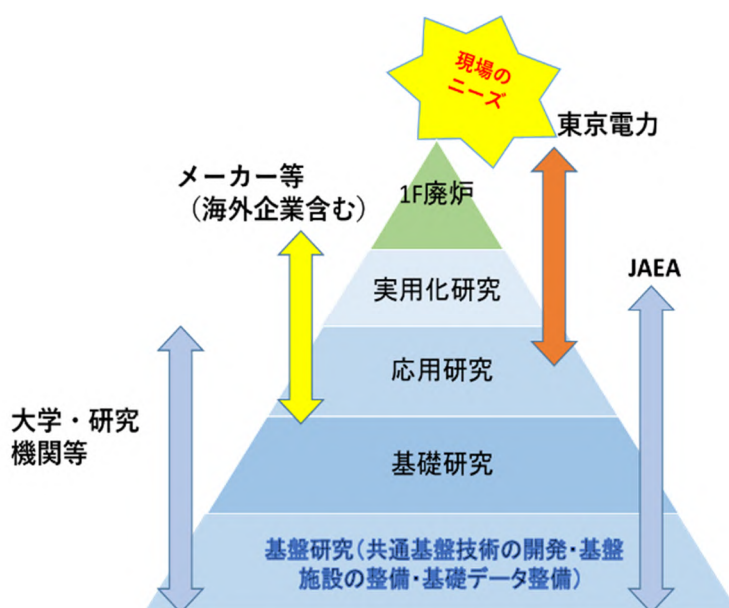


図 48 廃炉研究開発の研究範囲と実施機関

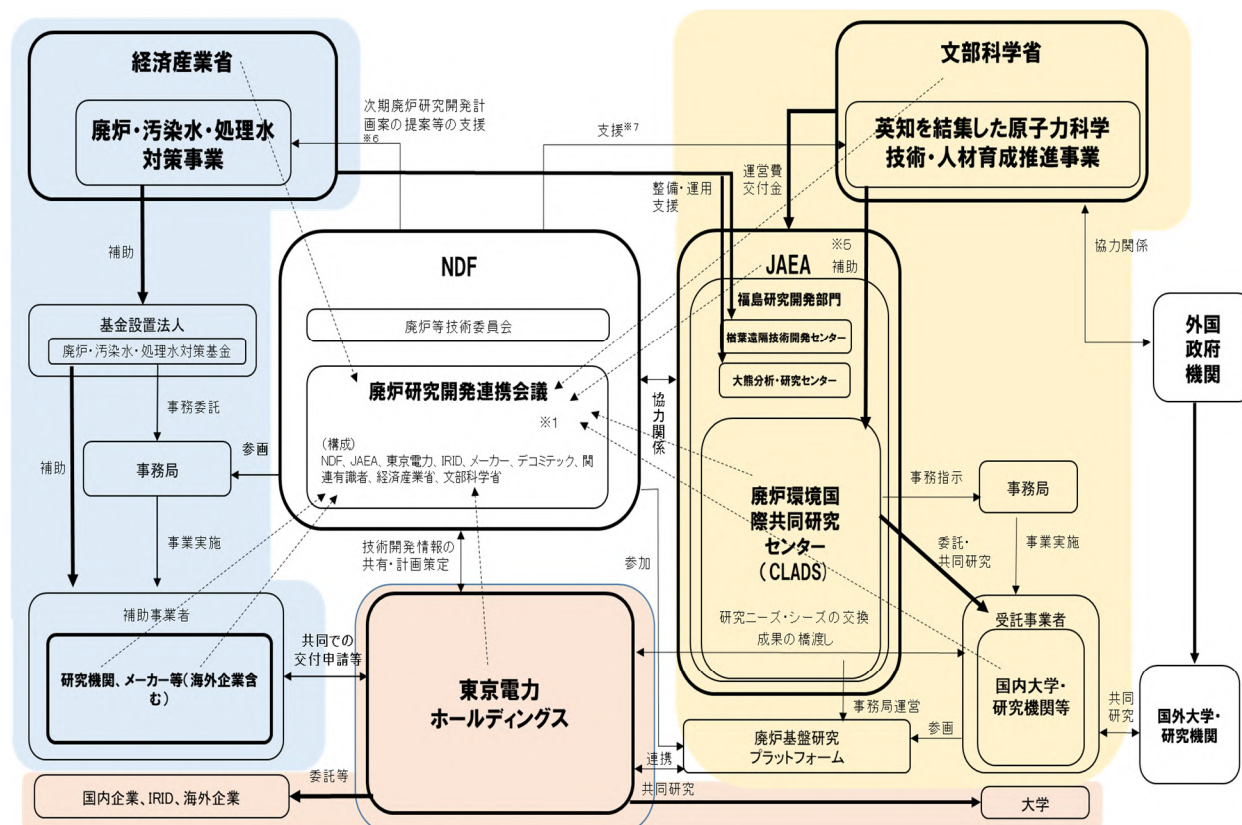
政府は廃炉に向けた応用研究、実用化研究のうち技術的難易度の高い課題の解決を目指すため「廃炉・汚染水・処理水対策事業」により、また、国内外の大学、研究機関等の基礎的・基盤的研究及び人材育成の取組を推進するため「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業（以下「英知事業」という。）」により各機関が行う研究開発を支援している。

東京電力においては、現場適用に直結した技術開発に取り組むとともに、廃炉中長期実行プランに紐づいた研究・技術開発課題の抽出と解決策の検討、技術開発の進捗管理と開発計画への反映等を行っている。

NDFにおいては、研究開発中長期計画や次年度廃炉研究開発計画の企画検討及び英知事業の支援を行うとともに、関係機関の代表者や大学等の有識者をメンバーとする「廃炉研究開発連携会議」を設置し、研究開発のニーズとシーズの情報共有、廃炉作業のニーズを踏まえた研究開発の調整、研究開発・人材育成に係る協力促進等の諸課題について検討している。また、廃炉・汚染水・処理水対策事業と英知事業の連携強化が廃炉研究開発連携会議等を通じて進められている。

JAEA は英知事業の実施主体として基礎基盤研究、人材育成を推進するとともに、廃炉・汚染水・処理水対策事業において JAEA の知見や経験等を活用し燃料デブリの性状把握のための分析・推定、廃棄物対策等の研究開発において主要な役割を果たしている。

これら研究開発実施体制の概略を図 49 に示す。



- ※1 廃炉研究開発連携会議は、廃炉・汚染水対策チーム会合決定によりNDFに設置。
 ※2 太い実線矢印は研究費・運営費等の支出（施設費除く）、細い実線矢印は協力関係等、点線矢印は廃炉研究開発連携会議への参加を示す。
 ※3 JAEA等、一部機関は複数個所に存在している。
 ※4 各機関はそれぞれMOU等に基づき外国機関との協力関係を有する。
 ※5 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の補助金は、JAEAに交付されるが、わかりやすさのためCLADSに交付されるものと表現した。
 ※6 廃炉・汚染水・処理水対策事業は、中長期ロードマップや戦略プランにおける方針、研究開発の進捗状況等を踏まえ、NDFがその次期廃炉研究開発計画案を策定し、経済産業省が確定する。
 ※7 NDFは、英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業のステアリングコミッティに構成員として参加する。

図 49 福島第一原子力発電所の廃炉に係る研究開発実施体制の概略

炉内調査の進展により廃炉作業の現場ニーズが明確になってきたこと、東京電力が燃料デブリ取り出しに向けたエンジニアリングを本格的に開始したことを踏まえ、廃炉・汚染水・処理水対策事業の主要な実施主体はこれまでの IRID 中心から東京電力ニーズをベースにし、研究機関、メーカー等を実施主体とした体制となっており、研究開発の実施主体と東京電力の円滑な連携が求められる。IRID は、2023 年 4 月に定款第 52 条（存続期間）の削除を行い、2 号機 PCV 内部詳細調査・燃料デブリの試験的取り出し等引き続き対応すべき研究開発を実施している。

このほか、福島復興及び再生に寄与するため、F-REI が 2023 年 4 月に政府により設置された。F-REI では 5 分野（①ロボット、②農林水産、③エネルギー、④放射線科学・創薬医療、⑤原子力災害に関するデータや知見の集積・発信）での研究開発が計画されている。この中で、廃炉に資する研究開発として、①のロボット分野において、廃炉を想定した遠隔操作の要素技術

（触覚フィードバック等）の開発、分析手法開発・人材育成及び IAEA と連携しての国際研究者育成が計画されている¹⁰⁰。

F-REI は技術や手法を分野横断的・学術的に融合させ、新たな領域での取組を進めている。こうした取組が原子力以外の幅広い分野からの廃炉の研究開発への参画を得ていくことにもつながると考えられる。NDF は F-REI の研究開発や人材育成の状況について情報収集を行っていくとともに、その実施内容を踏まえ連携を図っていく。

5.2 主な課題と戦略

5.2.1 研究開発中長期計画

NDF 及び東京電力は、福島第一原子力発電所の廃炉に係る研究開発が網羅的、計画的、効率的に進むように、廃炉の今後約 10 年程度の研究開発の全体を俯瞰した研究開発中長期計画を 2020 年度から毎年度作成している。研究開発中長期計画は、東京電力のエンジニアリングスケジュールに基づき、求められる研究開発を洗い出し、その研究成果が必要とされる時期に適切に反映されるよう作成している。また、2022 年度からは基礎基盤研究についても計画に含めている。2023 年度は、東京電力の廃炉中長期実行プランの改訂、燃料デブリの取り出し規模の更なる拡大に向けての工法検討、現在実施されている研究開発の進展、情報提供依頼（RFI）のほか、東京電力、デコミテック、JAEA 福島研究開発部門福島研究開発拠点廃炉環境国際共同研究センター（以下「JAEA/CLADS」という。）及び NDF の四者で検討している中長期の課題を踏まえ、研究開発中長期計画の改訂を行った（添付資料 16）。

5.2.2 廃炉・汚染水・処理水対策事業への取組

(1) 廃炉・汚染水・処理水対策事業

経済産業省は、廃炉に向けた技術的難易度の高い課題の解決を目指すため、廃炉・汚染水・処理水対策事業によって研究開発の支援を 2013 年度から行っている。これまで廃炉・汚染水・処理水対策事業においては、多くの廃炉研究開発がなされており、その主な成果と課題は以下のとおり。

- 高線量・高汚染に阻まれ状況が不明であった PCV 内部に調査装置を進入させ 1 号機のペデスタル内外の状況、2 号機の燃料デブリの可能性のある堆積物の把持、3 号機の炉内構造物の破損状況等を明らかにしてきたが、RPV 底部の損傷状況の把握等の課題がある。
- RPV 内部についてミュオン調査により燃料の残存状態の推定を行ってきたが、RPV 内部に実際に進入しての調査が課題である。
- 前例のない BWR の燃料デブリの分析について、迅速、適確に行うための分析手法の確立や標準化、建屋内や炉内調査で得られた堆積物、付着物の分析を基にした燃料デブリの性状把握等を行ってきたが、これらの取組を引き続き行うとともに燃料デブリのサイズ・量の増加への対応、不均質な組成に起因するデータ評価手法等が課題である。

¹⁰⁰ 第 11 回廃炉研究開発連携会議 資料 1-1-3 「F-REI における廃炉に資する研究開発について」

- 燃料デブリ取り出しは高線量・高汚染下での作業となるため遠隔操作により行わざるを得ず、非常に困難な作業になる。取り出し工法、臨界管理や放射性物質の閉じ込めといった安全対策についていくつかの課題解決案の提案を行ってきたが、今後、燃料デブリ取り出し工法の検討に伴い出てくる新たな課題の解決が必要である。
- 大量かつ多種多様な性状を有する固体廃棄物に対する柔軟で合理的な廃棄物ストリーム（性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の流れ）の確立に取り組み、2021 年度に技術的見通しを示した。今後は、固体廃棄物の具体的な保管・管理について、全体として適切な対処方策を提示するため、性状把握を進めつつ、処理・処分方策の選択肢の検討とその比較・評価を行うことが課題である。
- 廃止措置統合管理のための支援技術の開発¹⁰¹等、燃料デブリの取り出し規模の更なる拡大以降に必要となる将来的課題

以上に鑑み、引き続き廃炉・汚染水・処理水対策事業は廃炉の完遂のための重要な研究開発として推し進めていくべきである。研究開発のこれまでの取組を添付資料 17 に示す。

(2) 次年度廃炉研究開発計画

NDF は、廃炉・汚染水・処理水対策事業を支援するため、毎年度、直近 2 年間の次年度廃炉研究開発計画を策定している。次年度廃炉研究開発計画は、東京電力、文部科学省、経済産業省、NDF が参加する研究開発企画会議等において関係者間で調整検討の上、NDF の委員会である燃料デブリ取り出し専門委員会、廃棄物対策専門委員会での審議を経た後、廃炉等技術委員会で審議し NDF 提案として取りまとめている。この次年度廃炉研究開発計画は、経済産業省から廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議に報告され、これに沿って廃炉・汚染水・処理水対策事業が実施されている。2023 年 2 月の第 111 回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議¹⁰²で報告された次年度廃炉研究開発計画としての 2023 年度廃炉研究開発計画一覧を図 50 に示す。

¹⁰¹ 長期となる廃止措置期間中に取得する監視データ、運転データ等をデジタル技術の利用により統合、共有化し、的確な現場操作を実施して安全操業を維持するための情報管理システムの開発

¹⁰² 第 111 回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合/事務局会議「2023 年度廃炉研究開発計画について」

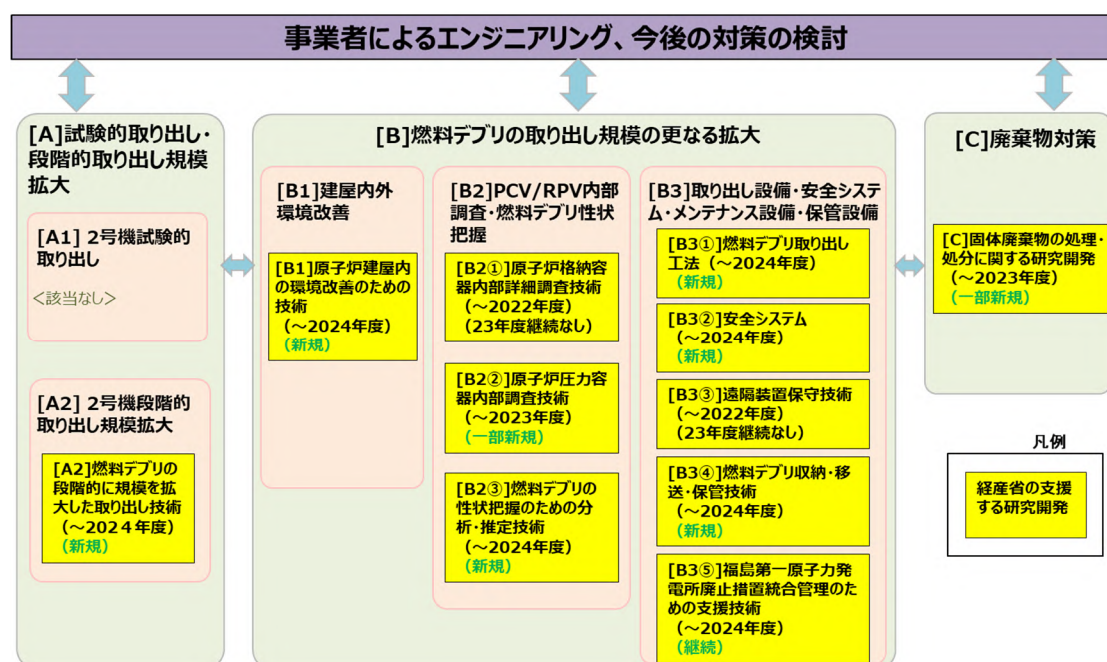


図 50 2023 年度廃炉研究開発計画一覧

次年度廃炉研究開発計画の検討においては、これまでの研究開発成果を評価し、更に達成度を向上すべき課題や新たに出てきた課題を抽出するとともに、研究開発中長期計画を見据えた新たな課題を抽出して技術課題を整理している。課題の抽出に当たっては、網羅的に課題を抽出するとともに、各課題が廃炉の実施主体である東京電力のニーズに沿ったものであることを確認し、研究開発成果が東京電力のエンジニアリングに活用されるものを目指すことが重要である。

また、2022 年度から次年度廃炉研究開発計画の検討に資するため、研究開発の企画・提案として、福島第一原子力発電所の廃炉に向けて取り組むべき研究開発内容を広く募集する情報提供依頼（RFI：Request for Information）を実施している。

(3) 廃炉・汚染水・処理水対策事業に係る今後の研究開発実施体制

炉内調査の進展により廃炉作業の現場ニーズが明確になってきたこと、東京電力が燃料デブリ取り出しに向けたエンジニアリングを本格的に開始したことを踏まえ、廃炉研究開発は IRID による共同の取組から東京電力のエンジニアリングに基づく開発を進める段階になってきている。これらの環境変化を踏まえ、廃炉・汚染水・処理水対策事業の実施体制は、IRID を中心とした補助事業の実施体制から、東京電力ニーズをベースにし、研究機関、メーカー等を実施主体とした新たな研究開発体制へと移行した。また、東京電力が研究実施主体と共同での交付申請を行い研究実施主体との円滑な連携を図るとともに事業のプロジェクト管理に責任を持つ体制としている。

こうした新たな実施体制に移行したことにより以下の課題があるため、NDF は研究実施主体と東京電力との連携を確保するとともに、研究開発の企画提案や研究成果の現場適用性確保に係る機能をより一層強化していくため、情報提供依頼（RFI）と事業レビューの取組を実施している（図 51）。

- 廃炉・汚染水・処理水対策事業において幅広い視点から研究開発内容を検討すること

- 実機エンジニアリングや現場適用性の観点から事業の評価を行い研究開発内容に反映していくこと

a. 情報提供依頼（RFI：Request for Information）

RFI は、研究開発の企画提案として、福島第一原子力発電所の廃炉に向けて取り組むべき研究開発内容を広く募集する取組である。具体的には、研究開発テーマ、研究開発の内容（解決すべき技術的課題と実施内容）、研究開発の規模、想定される共同研究開発先、研究開発分野等について公募により情報提供を求めるものである。2022 年度に行った RFI においては、数十件の提案がなされ、その中のいくつかは 2023 年度廃炉研究開発計画に反映されている。2023 年度、RFI は 2022 年度の経験を踏まえ、公募期間の延長や記載要領の変更等の募集方法の改善を行った上で公募を実施している。引き続き、提案された内容の精査の方法等、制度の改善を図っていく予定である。これまでの IRID を中心とした補助事業の体制においては、新たな事業者の参入が少なかったことと、新たな研究開発シーズの掘り起こしが課題であった。このため、RFI を通じて、廃炉・汚染水・処理水対策事業に参入する事業者の裾野を広げるとともに、研究開発シーズを公募により広く集め、廃炉の課題解決の加速につなげていく。

b. 事業レビュー

事業レビューとは、補助事業を対象にマイルストーンを適切に設定した上で、適切なタイミングで補助事業者の計画、試験、設計、製作等の活動に対して、以下の観点で専門家、関係機関による評価を行い必要な指導・助言を行う取組である。

- 設定された目標に向けた計画となっているか
- 実機エンジニアリング、現場への適用性の確認

事業レビューは 2023 年度から開始した。これは初めての試みであるため、実施結果について振り返りを行い継続的に制度の改善を図っていく。

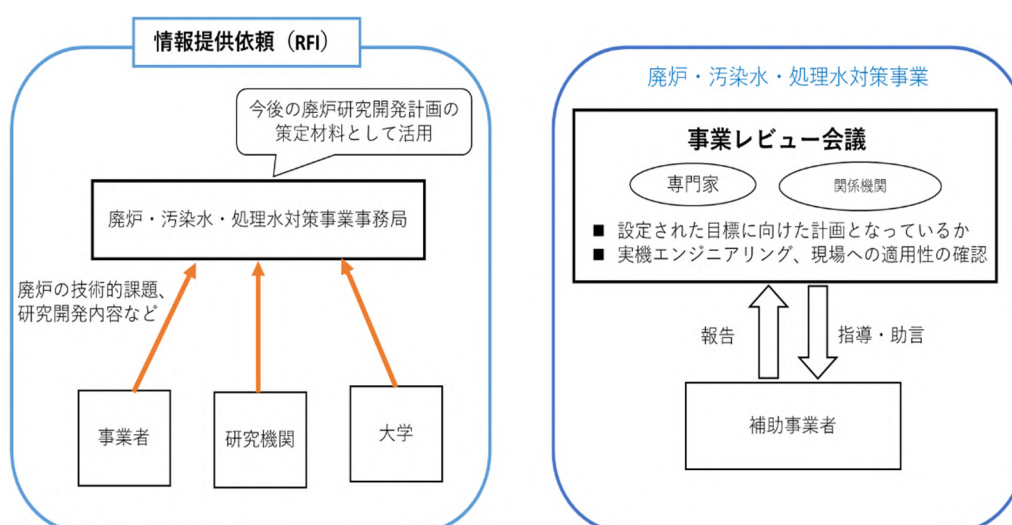


図 51 RFI と事業レビュー

これまで廃炉・汚染水・処理水対策事業により開発してきた成果については、福島第一原子力発電所の廃炉は国家的・社会的課題であることから、廃炉の研究開発に参画する機関が得られた知見等の研究開発成果を効果的に活用できるアクセスしやすい体制構築が課題である。そのため、成果の情報開示とナレッジシェアの観点からのアーカイブ化を進めるべきであり、IRIDを中心とした実施体制での研究開発成果の継承については東京電力を中心に進められており、また、公開可能な成果について事業終了後速やかに廃炉・汚染水・処理水対策事業事務局 HP¹⁰³で公開している。

5.2.3 廃炉現場と大学・研究機関における連携の促進

(1) 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業

基礎・基盤研究を担う大学・研究機関には、将来、理工学的知見を要する技術課題が発生したときに即応できる人材、知識・基盤を維持・育成していくことが期待され、大学・研究機関においても、廃炉現場が抱える課題や認識を共有しておくことが重要である。長期にわたる福島第一原子力発電所の廃炉を推進するに当たっては、中長期的な観点から、原理の理解や理論に基づいた理工学的検討も重要である。

このような背景の下、文部科学省においては英知事業として、大学・研究機関等を対象とし、原子力分野の垣根を越え、国際共同研究も含めて緊密に融合・連携させることにより、国内外の英知を結集し、福島第一原子力発電所の廃炉等の課題解決に資する基礎的・基盤的研究及び人材育成の取組を推進してきている。英知事業の実施は JAEA/CLADS が担い、大学・研究機関等との連携を強化し、廃炉に資する中長期的な研究開発・人材育成をより安定的かつ継続的に実施する体制としている。なお、この英知事業の公募に当たっては、汚染水対策から廃棄物の処理・処分まで含めた廃炉全体を俯瞰し、求められる研究開発のニーズとシーズを整理した「基礎・基盤研究の全体マップ」を活用している¹⁰⁴。

2023 年度の英知事業では、以下 3 つのプログラムを実施している。また、2024 年度開始事業ではあるが日英に加え日米共同研究の公募が今秋から開始されている。過去に採択された英知事業の選定課題を添付資料 18 に示す。

- 課題解決型廃炉研究プログラム：福島第一原子力発電所の廃炉を着実に進展させるためのニーズに基づいた研究開発の推進により課題解決を目指す
- 国際協力型廃炉研究プログラム（日英共同研究）：福島第一原子力発電所の廃炉の加速に資することを目的として、日英の様々な分野の研究を融合・連携し幅広い知見を集めて研究開発を推進する
- 研究人材育成型廃炉研究プログラム：福島第一原子力発電所の廃炉に向けて、JAEA と大学等が連携ラボ¹⁰⁵を設置し廃炉研究を中長期的に支える人材育成等を推進する。

¹⁰³ 廃炉・汚染水・処理水対策事業事務局 HP (<https://dccc-program.jp/category/result>)

¹⁰⁴ 『基礎・基盤研究の全体マップ』は、6 つの重要研究開発課題を含め廃炉に必要な研究要素を整理したもの。なお、6 つの重要研究開発課題とは、2016 年に NDF に設置された研究連携タスクフォースで抽出し、研究連携タスクフォース中間報告（平成 28 年 11 月 30 日）で取りまとめたもの。

¹⁰⁵ JAEA が中核となり大学や民間企業と緊密に連携する「産学連携ラボラトリ」

なお、2021 年度から廃炉ニーズと研究シーズのマッチングのため東京電力や廃炉に携わる企業参加のワークショップ開催等の取組が進められるとともに、2022 年度からは廃炉現場への成果の活用や成果を最大化するためのリサーチ・サポーター（RS）¹⁰⁶を導入している。

廃炉現場の課題解決に資する基礎・基盤研究の成果を廃炉現場に十分に反映していくことが課題となっており、廃炉研究開発連携会議等の場を活用した廃炉現場からのニーズと大学・研究機関のシーズのマッチングや英知事業により得られた優れた成果の橋渡しを進めていくことが重要である。

(2) 廃炉・汚染水・処理水対策事業と英知事業の連携及び東京電力における産学連携の取組

ニーズとシーズのマッチングの深化及び基礎基盤研究から応用実用化研究までの廃炉研究開発の整合のとれた実施のため、これまで、廃炉・汚染水・処理水対策事業と英知事業の連携が図られており、英知事業の一部が廃炉・汚染水・処理水対策事業に展開されている。今後の廃炉研究開発をこれまで以上に発展させていくため、それぞれの事業の成果等の情報交換、情報共有を積極的に図るとともに、廃炉研究開発連携会議の活用、当該会議において共有された今後の方向性や課題共有の取組について、NDFや関係機関が連携して取り組んでいくべきである。なお、研究成果の現場適用に向けては東京電力との更なる連携が求められる。

また、東京電力においても、基礎基盤研究分野を中心に、原子力分野だけでなく、大学が持つ幅広い研究リソースから廃炉に役立つニーズに合った技術シーズを発掘するため大学（東京大学、東京工業大学、東北大学、福島大学）との産学連携の取組を行っている。

政府、JAEA/CLADS、NDF、東京電力等の関係機関はニーズとシーズのマッチング及び成果の橋渡しの強化に向けて、更に連携を強化していくべきである。

(3) 基礎研究拠点・研究開発基盤の構築

長期にわたる福島第一原子力発電所の廃炉を技術面においてより着実なものとしていくためには、基盤技術や基礎データの整備、研究拠点や研究施設・設備の構築、人材の育成等の研究開発基盤の整備や技術知識の蓄積が必要不可欠である。福島第一原子力発電所の廃炉の研究開発においては、こうした蓄積がイノベーションの源泉となっていくことが期待される。

JAEA 廃炉環境国際共同研究センター（福島県富岡町）では、JAEA/CLADS を中核とし、廃炉ニーズを一層踏まえた研究開発等に取り組む等、国内外の大学、研究機関、産業界等がネットワークを形成し研究開発と人材育成を一体的に推進し、英知事業における「研究人材育成型廃炉研究プログラム」の創設や研究・人材育成拠点（連携ラボ）を形成した上での組織間をクロスアポイントメント制度¹⁰⁷で結ぶ研究開発・人材育成事業等、拠点機能の強化を図っている。

また、ハードウェアとしての研究開発基盤の構築も重要である。2016 年 4 月に福島県楢葉町で本格運用を開始した JAEA 楢葉遠隔技術開発センターは、遠隔操作機器・装置の開発・実証のためのモックアップ試験が行える施設である。特に人間がアクセスできない過酷環境への

¹⁰⁶ リサーチサポーターとは、個々の英知事業採択機関に対して JAEA/CLADS として研究をサポートする JAEA 担当者のこと。

¹⁰⁷ クロスアポイントメント制度とは、研究者等が大学、公的研究機関の中で二つ以上の機関に雇用されつつ、一定の従事率（エフォート）管理の下で、それぞれの機関における役割に応じて研究・開発及び教育に従事することを可能にする制度。

機器投入に先立って、実スケールでのモックアップ試験を行うことは、性能検証のみならず遠隔操作の訓練や操作手順の確立のために必要不可欠である。2023 年度においては、2022 年 2 月から引き続き、燃料デブリの試験的取り出しに向けたロボットアームのモックアップ試験・訓練を行った。

さらに、福島県大熊町においては、福島第一原子力発電所の廃止措置に向け固体廃棄物及び燃料デブリ等の性状把握を通じた研究開発を行うため、JAEA 大熊分析・研究センター（放射性物質分析・研究施設）の運用・建設が進んでいる。低線量・中線量の固体廃棄物の分析及び ALPS 処理水の第三者分析を行う放射性物質分析・研究施設第 1 棟が 2022 年 6 月に竣工、同年 10 月に管理区域設定し、放射性物質を用いたホット試験を行った後、施設の運用を開始している。燃料デブリ等の高線量試料を分析する第 2 棟については 2022 年秋から事前準備工事に着手し 2026 年度の竣工を目指し準備が進められている。分析や研究で得られたデータは福島第一原子力発電所の廃炉に向けた放射性廃棄物の確実な処理・処分方策とその安全性に関する技術基盤の確立や燃料デブリの性状解明等に活用される。

このように、福島県内に、JAEA の廃炉事業に関連する研究施設が立地してきており、廃炉研究開発の世界的な拠点が形成され、中長期を見通した研究開発基盤が構築されつつある。

(図 52)

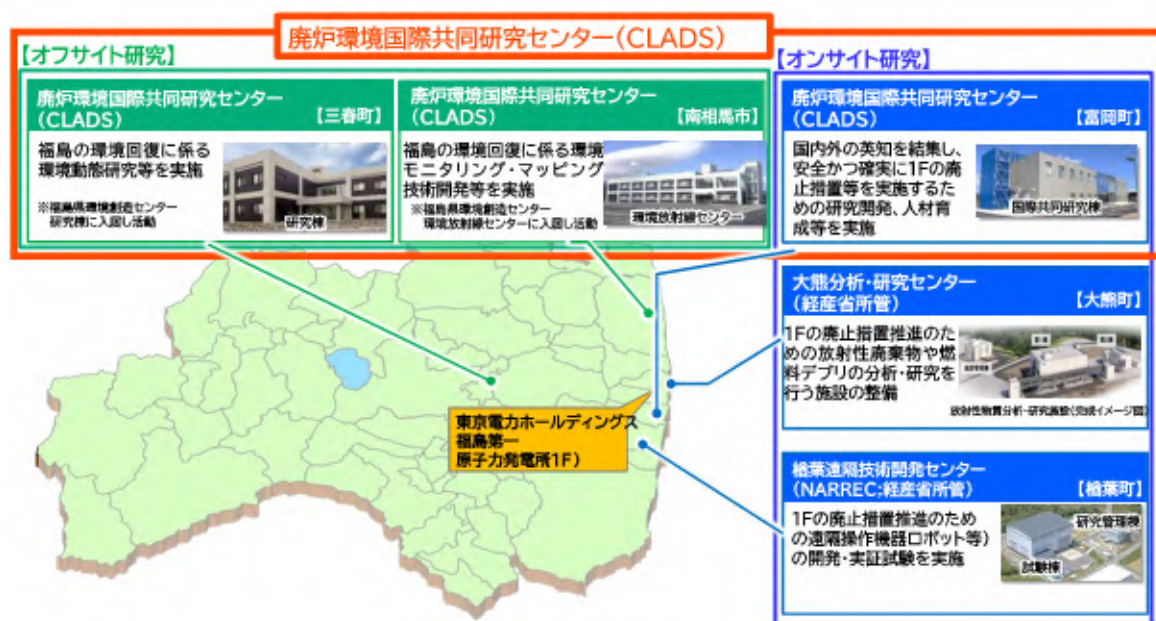


図 52 福島における JAEA の廃炉研究拠点¹⁰⁸

¹⁰⁸ 出典：第 11 回廃炉研究開発連携会議資料 2-1 「研究開発の状況と今後の方向性について」

6. 技術戦略を支える取組

6.1 廃炉を進めるための能力、組織、人材等

6.1.1 東京電力が福島第一原子力発電所のオーナーとして有すべき能力、組織、人材の確保

東京電力は福島第一原子力発電所の廃炉に責任を持つサイトオーナーとして廃炉プロジェクトを管理する主体であるとともに、ユーティリティーとしての責務を担っている組織でもある。両者に共通するものもあるが、新たに福島第一原子力発電所のサイトオーナーとして必要となる技術戦略をいかに実行するかが福島第一原子力発電所の廃炉にとっては極めて重要である。ここでは東京電力による廃炉プロジェクト管理の現状及び今後、東京電力が廃炉技術戦略の実行を支えるために有すべき能力、組織、人材に関する取組について述べる。

6.1.1.1 廃炉プロジェクト管理の意義と現状

福島第一原子力発電所における廃炉作業のようなプロジェクト型の業務においては「何のためにいつまでに何をするか」の目的を明確化し、目的を達するための手段となる具体的な作業内容を定め、その安全性や効率性を確認し、必要な設備等を設計/製造/構築し、必要な要員を確保し、それらを活用して目的を達成することが一連の作業となる。したがって、目的、手段、必要資源とスケジュールを明確化し、目的を達するためにプロジェクト実行を計画的に管理することがプロジェクト管理の意義である。

東京電力はこれまでプロジェクト管理体制の構築・強化に取り組んできており、2020 年 4 月に組織を改編し、約 3 年間の運用を通じてプロジェクト型の組織運営はほぼ定着した。今後第 3-①期に入り、廃炉作業がより難度と不確かさを増していくにつれ、中長期を見据えたプロジェクト全体を調整・整合させながら円滑に進めていくためには、これに関係する組織が達成目標に向かって協働していく管理体制を一層強化し、その総合力を高めていくことがより重要となる。

東京電力における 2022 年度までの主な取組例としては、組織改編によるプロジェクトマネージャーの権限強化、リスクモニタリングシステムの構築・運用、安全・品質レベル向上、先を見据えた計画（廃炉中長期実行プラン）の作成等がある。主な取組内容を以下に示す。

① 組織改編によるプロジェクトマネージャーの権限強化、安全・品質レベル向上

2020 年 4 月に福島第一廃炉推進カンパニーを組織改編してプログラム¹⁰⁹/プロジェクト体制を構築するとともに最高責任者（CDO）直下に廃炉安全・品質室を設置した。これに伴い「プロジェクトマネージャーの専任化」や「予算執行権限の付与」等のプロジェクトマネージャー権限を強化し、運用面でも工程管理ソフトを活用した工程管理を進め、経営層を始めとした関係者が毎月各プログラム、プロジェクトの進捗状況、課題、リスク等について情報共有する仕組みを構築する等、廃炉プロジェクトの業務推進力向上を図った。また、廃炉安全・品質室を設置したことにより、燃料デブリ取り出し等の不確かさ及び技術的難易度の極めて高い取組が本格化していく中での、廃炉作業における安全の確保や業務品質のレベル維持・向上を図っている。

¹⁰⁹ プログラムはプロジェクトの上位に位置し、全体使命を実現するために複数のプロジェクトが有機的に結合された事業である。

なお、東京電力は 2022 年、大規模デブリ取り出しに関するエンジニアリング等を実施するためにデコミテックを設立した。さらに、ここに社員を出向させ、これまでメーカーに依存してきた、作業完了に必要なコスト及び工程に関する管理、不確定要素に対するリスク管理や設計ノウハウの取得に自ら取り組ませている。このような OJT による能力向上を図ることで、より難度を増す廃炉作業に関するエンジニアリング業務や EPC¹¹⁰マネジメント業務に係り、主体性を強めようとしており、プロジェクト管理能力の強化は重要である。

② リスクマネジメント強化

リスクマネジメントとは、不確かな事象が顕在化する前に把握し、プロジェクトにマイナスの影響が発生しないよう「未然に対処する」、あるいは発生した場合でも「その影響を最小限にとどめる」ように対処する活動である。

東京電力は実際の廃炉作業を通じてリスクマネジメントの重要性を認識しており、現在図 53 に示すワークフローに沿って体系的リスクマネジメント強化の取組を進めている。実際に、例えば SGTS 配管撤去作業において遅延が発生している件¹¹¹等、事前に対策すべきであったと考えられるリスクについての認識不足が原因となった事例が認められている。リスクの内容は、安全に関するもの、プロジェクト成立性に関するもの等、多岐に渡るが、今後、第3－①期以降本格化する廃炉作業において、このようなリスクの顕在化による影響を未然に防ぐ、あるいは最小限に留めるために、リスクマネジメントの重要性は増大する。

また、福島第一原子力発電所では廃炉を進めるために多くの設備を設置し運用しているが、それら設備に対してリスク評価を実施し、適切に保守し、確実に運用する必要がある。そのため、東京電力では、リスクマネジメントの一環として、設備を運転、運用していく上で考えられる設備のリスク評価を実施し、発生確率と影響度を軸に評価を行っている。リスクが高いと評価した設備に対し、必要な対応を優先的に進め、効果的にリスクの低減対策を図っている。なお、東京電力は上記設備の経年劣化リスクの対応として、保全対象機器のデータベース化を通じた設備情報等の一元管理化を進め、同情報を基に経年劣化リスク評価を行い、その結果を長期保守管理計画に反映するシステムの開発を進めている。

¹¹⁰ E：Engineering（設計）、P：Procurement（調達）、C：Construction（建設）

¹¹¹ 配管切断装置の噛み込み、クレーン油圧ホース油漏れ、ウレタン未充填箇所切断等、モックアップと実際の現場状況とのギャップに関する認識を始めとするリスク認識の不足により配管撤去工程が大幅に遅延した。リスクマネジメントの不足によりリスク顕在化を招いた事例と考えられる。

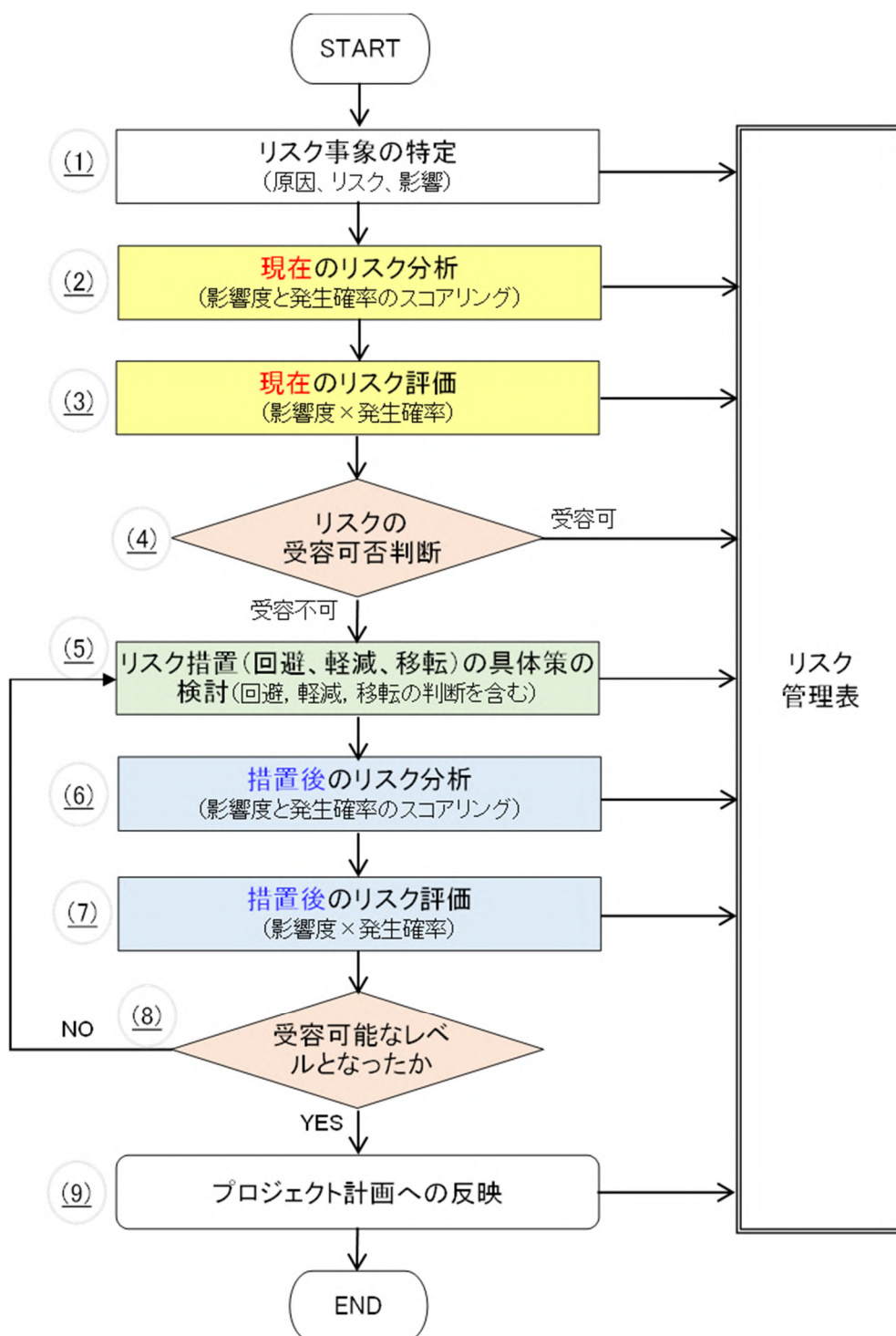


図 53 標準的なリスクマネジメント・ワークフロー

③ 先を見据えた計画（廃炉中長期実行プラン）の作成

東京電力は、福島第一原子力発電所の事故以降、原子力災害対策特別措置法及び原子炉等規制法¹¹²に基づく要求や、廃炉・汚染水・処理水対策関係閣僚等会議において決定された中長期ロードマップ並びに原子力規制委員会が作成したリスク低減目標マップの目標工程（マイルス

¹¹² 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律

トーン)を道標として廃炉事業を実施してきたが、中長期ロードマップ並びにリスク低減目標マップのマイルストーンを達成するための具体的な作業計画を示すことを目的として廃炉中長期実行プランを作成、2020年3月に公表した。これ以降、作業進捗を踏まえて毎年更新し、2023年3月には廃炉中長期実行プラン2023を公表した。同プランでは至近約10か年の作業計画を主な対策ごとに示しており、同プランの至近3か年の計画を基に廃炉等積立金の取戻し計画を作成している。

廃炉中長期実行プランは複雑かつ長期にわたる廃炉事業に一定の透明性を与えており、地元や社会の皆さまとの効果的なコミュニケーションツールとしても重要なものとなっている。

④ 研究開発中長期計画¹¹³の作成

今後プロジェクト難易度や不確かさが高まると予想されることから、プロジェクト成立性を確保する上で、研究開発との連携の重要性が高まっている。東京電力は技術開発課題の検討や実施計画を推進するための研究開発の企画・管理機能の強化を目的として、2021年8月に廃炉技術開発センターを設立し、廃炉中長期実行プランに紐づいた技術開発課題を抽出するとともに、重要な課題については研究開発中長期計画への反映を進めている。

このような動きは廃炉作業を円滑に進めるために必要であり、更に今後プロジェクト難易度や不確かさが高まることを考えれば、その成立性を左右する技術開発について、体制を整備しつつ、プロジェクト上流段階から中長期的かつ戦略的に進めることの重要性は増大している。

⑤ 予算計画の強化

毎年度、廃炉に必要なプログラム/プロジェクト作業、プログラム外の作業（維持管理やユーティリティ設備）及び運営費の予算計画を策定しており、廃炉中長期実行プランを踏まえた件名の計上、早期設計確定、予算月報差異理由書の作成・分析等の取組により、予算精度の向上に取り組んできた。こうした取組により、仕事の進め方の問題（検討不足、調整不足、確認不足等）が原因となった予実差は減少傾向にある。

一方、プロジェクトを進めるために実施する工事等についてはいまだに会計年度を意識して契約期間を設定し、検収時期が年度末に集中、その結果、本来計上すべき時期から外れて計上するケースが見られる。よりプロジェクトオリエンテッドに契約期間を設定することで、業務負荷を平準化し、効率的に業務を進めることが肝要と考える。

⑥ プロジェクトを横断する課題への対応

α 核種拡散防止、耐震設計に関する統一的な考え方の整備、事故炉周辺における作業錯綜の解消といった複数プロジェクトを横断する課題への対応は、相互に関連するプロジェクトの数が増え、複雑化するにつれ重要性を増す。東京電力では個々のプログラム/プロジェクトに収まらない横断的課題に対しては部門横断的な体制を構築し対応している。このような仕組みは現在機能しており、CDOを始めとする経営層ともこのような横断課題に対する認識を共有しつつ解決に向けて駒を進める意識が定着しつつある。

⑦ 核セキュリティに関する対応

¹¹³ 詳細については5章を参照のこと。

東京電力は東京電力ホールディングス(株)柏崎刈羽原子力発電所（以下「柏崎刈羽」という。）における ID カード不正使用及び核物質防護設備の機能の一部喪失に関わる核物質防護事案に対して、2021 年 9 月に「改善措置報告書」を原子力規制庁に提出した。これら核物質防護事案に対する「改善措置計画」は 36 項目に及び、現在全て実施段階に移行し、大宗の項目で有効性評価に着手している。追加検査を通じ、原子力規制庁からもアドバイスを受けながら、随時、措置を改善している。2022 年 9 月原子力規制委員会で示された確認方針を踏まえ、東京電力では「継続的な設備面の信頼性向上」「経営層が主体的に改善に向けた運用の定着に関与」「改善措置を一過性のものとししない仕組みの構築」を推進している。また、特に核セキュリティを始めとする現場力の強化に向けた「リソース投入」を躊躇なく進めることとしている。

今後、東京電力は核物質防護機能の強化策や各対策の評価について「改善措置成果報告書」として取りまとめる予定である。

廃止措置に取り組む福島第一原子力発電所においても、上記方針にのっとり、2022 年 5 月に、発電所の核セキュリティ全般を管理・運営するため、発電所長の直下に「セキュリティ管理部」が新設された。「セキュリティ管理部」では、核セキュリティに係る警備（監視・巡視）、出入管理及び設備管理に加え、サイバーセキュリティの総括に関する業務が行われている。福島第一原子力発電所では使用済燃料プールからの燃料取り出しや、燃料デブリの試験的取り出し等が予定されているが、全ての業務に対して、核セキュリティに関わる脅威が常にあり、細心の注意を払うことを、東京電力社員のみならず、協力企業社員にもより一層理解されることが求められる。東京電力は本社と発電所が一体となり、地元や社会から信頼を得られる組織や企業文化を醸成するための検討に加え、核セキュリティ機能や作業の安全性の確保、廃炉事業を通じた地域共生の観点から、さらなる「現場重視の事業運営」を目指して体制の検討がなされている。

6.1.1.2 オーナーが有すべき能力

第 4 次総合特別事業計画においてオーナーズ・エンジニアリングの重要性が述べられている。ここでオーナーズ・エンジニアリング能力とは、事業者である東京電力が「サイトオーナー」及び「ライセンスホルダー」として求められる能力で、具体的にはプロジェクトマネジメント力、及び安全とオペレータ視点を基盤とする技術力の双方の要素から成る能力のことである。このような能力はいずれも大変重要なものである。加えて、このほかにも、福島第一原子力発電所の特殊性に鑑み廃炉全体戦略を高度化し、復興と廃炉の両立を進めるために必要な能力は存在する。東京電力は、2022 年に海外原子力関連施設の廃止措置に豊富な経験を有する Jacobs との間でパートナーシップ契約を締結し、現在彼らの支援を受けながら、国際的良好事例等をベンチマークとしてオーナーが有すべき能力の強化に取り組んでいる。

以下の各項では、NDFとして東京電力が今後、戦略的に強化すべきと考える能力について述べるが、東京電力においては指摘された事項のみに取り組むのではなく、廃炉事業の戦略・計画作成から実行に至るまでの全ての活動に必要な能力について、その中でも何を優先的に獲得すべきかを自ら考え、主体的にその獲得に努める姿勢を今後も継続すべきである。

6.1.1.2.1 安全ファーストの浸透¹¹⁴及び安全とオペレータ視点¹¹⁴を基盤とする技術力

前章までに記載のとおり、福島第一原子力発電所は事故前と現場の状況が大きく変化し、原子炉建屋、PCV といった放射性物質を閉じ込める障壁が完全でない中で多量の放射性物質が非定形・非密封状態で存在している状態にある上、天候・地震等の自然事象や機器・建物等の経年劣化により常に状態が変化し得る環境にあり、放射性物質や閉じ込め障壁の状況等に不確かさを含んでいる。高線量及び機器・建物等の損傷により人・設備のアクセス性にも制約があり、現場情報を完全に把握することが困難な状況にある。また、他発電所と異なり、個々の作業の目的を達成する上で安全上どのような要件を満足すべきかの詳細が必ずしも明確になっていない。

一方、各プラントが内包するエネルギーは通常炉と比較して大幅に少なく、管理すべき動的機器も少なく、プラントコンフィグレーション管理¹¹⁵上の制約も少ないという特徴も併せ持つ。

現在は、燃料デブリ、汚染水等の放射性物質を安定な状態にコントロールできているが、福島第一原子力発電所の廃炉は過去の建設、運転、保守等において経験したことがない作業が連続する現場であるため、東京電力は、引き続き、予測困難な事態が発生し得るということを常に念頭に置きつつ現場に目を向け、現場の変化を早く察知し、現場目線で適切に物事を考える必要がある。

ここで、東京電力は、福島第一原子力発電所が特殊であっても同所の廃炉に関する安全を軽視して良いことにはならない点を肝に銘じるべきである。例えば、通常炉において安全機能維持のために求められる保全作業や老朽化対策等を、そのまま福島第一原子力発電所に当てはめることは労働安全上の制約等から困難な場合もあるが、そのような事情のみから安易に長期保全や劣化管理上の要件等を緩和して良い訳ではない。またそのような安易な管理により劣化等に起因する不具合が生じた場合、地域社会の反応はより厳しいものになる点も肝に銘じるべきである¹¹⁶。東京電力は、福島第一原子力発電所の特殊性に鑑み、安全ファーストを浸透させ続ける必要がある。

また、そのためには福島第一原子力発電所の現場を熟知している者の現場目線はもちろんのこと、非密封放射性物質のハンドリング等、東京電力が経験のない分野での現場目線までも考慮しなければならない。したがって、そのような考慮に際しては単一組織の守備範囲を超える知見・経験の広さ、深さが求められるゆえ、東京電力には学際的体制の構築¹¹⁷も求められる。

つまり、東京電力は、前例がなく、かつ不確かさが大きい福島第一原子力発電所において、自ら適切に安全要件を定め、様々なステークホルダーとの間で自ら定めた事項について合意を形成し、その合意の下で他者と協調、連携しつつ廃炉作業を進めるべきである。

¹¹⁴ 詳細については2章を参照のこと。

¹¹⁵ コンフィグレーション管理とは、原子力発電所の各設備・機器が設計で要求されたとおりに製作・設置され、運転・維持（保守）されていることを常に確認、保証する仕組みをいう。

¹¹⁶ 例えば2021年2月、福島第一原子力発電所3号機原子炉建屋に試験的に設置した地震計の故障情報が組織内で共有されず、かつ長期間修理・復旧がなされなかった事例が報告され、社外からも厳しい指摘を受けている。東京電力は本事例を反省し、現在長期保全プロセスの改善等に取り組んでいる。

¹¹⁷ 特に燃料デブリ取り出しの様なプロジェクトは極めて複雑、かつ技術的難易度が高く、一つの組織が持つ技術のみにてやりとげることが困難である。したがって、東京電力には個々の技術の良し悪しを判断する工学的判断能力を備え、取り入れるべき要素技術をシステムとして統合し所定の性能を発揮させる能力が求められる。そのために、東京電力には、技術開発や技術の適用に関し、経験を有する複数の国内外組織と連携する、或いは経験の豊富な外部人材を取り入れるなど、学際的体制の構築が求められる。

その上で、現場を熟知するオペレータが現場の実情¹¹⁸に立脚し、安全を総合的にチェックし、それを基に同所に適した安全要件を定め、作業するプロセスを確立する必要がある。そのために必要となる現場力¹¹⁹を始めとする能力の総体が、安全とオペレータ視点を基盤とする技術力であり、東京電力に当該能力の一層の強化が求められることは論を待たない。また、東京電力が現在進めている手の内化¹²⁰は、このような能力の強化につながる重要な施策であり、今後も引き続き精力的に取り組むべきである。

6.1.1.2.2 プロジェクト上流側における検討能力

前述のとおり、通常の原子力発電所のように設計の上流側における考え方や基準等が整備されていない福島第一原子力発電所の廃炉作業において、東京電力は倣うべき前例、確立された基準や手法がない中で、非常に難しく不確かさの大きい課題を前にして何をすべきかを自ら見出す必要がある。福島第一原子力発電所の廃炉作業においては、プロジェクトを起案し進めた後に、どのような機能を実現すべきか、そのためにはどのような安全要件を満足する必要があるかの検討に再度、立ち戻った例¹²¹が認められている。

また、3章に記載のとおり、燃料デブリ取り出しに向けた準備作業において発生する廃棄物等、廃炉作業の進捗に伴い発生する廃棄物等について、あらかじめどのように対処、管理すべきか検討を進める必要がある。今後、東京電力はプロジェクトを進める意義や目標（何のためにいつまでに何をするか）を明確化し、自ら安全要件を明確化し、発生抑制、再利用等を含む総合的な廃棄物に関する計画を策定し、その上でプロジェクト成立性を確保すべきである。そのためには、廃炉作業の計画から実施までのプロセスにおいて、特に上流側の検討能力についての拡充を進める必要がある。

ただし、福島第一原子力発電所における廃炉に特有の非常に高い不確かさゆえに、上流側における検討を充実させるとしても、全てがその結果どおりに進行するとは限らない点にも留意すべきである。東京電力は、今後もある程度のイタレーション型エンジニアリングが必要であることを前提に、研究開発等の最新の知見も加えた上で、プロジェクト上流側における検討能力の最適化を目指すべきである。

6.1.1.2.3 プロジェクトマネジメントを高度化する能力

今後想定される、より大規模かつ複雑であり、不確かさの大きい高難度プロジェクトの実施に当たっては、発注者、受注者双方が協調し、契約上のリスクを分担し、合意した達成目標を目指

¹¹⁸ 1Fにおいて何らかの作業を行う際には、通常の発電所における「実情」に加え、1F特有の現場情報の不確かさ、作業経験の少なさ、線量の高さ、規制の違い、内包エネルギーの少なさ、動的機器の少なさや、それらに備えるための安全マージンに関する過剰/過少判断の難しさ等を踏まえ、逐次型の取組や ALARP の様なアプローチも含めて作業の実施可否や改善を考える必要がある。「現場の実情」とはこの様な状況を指す。

¹¹⁹ ここで現場力とは、予測困難な事態が発生し得るということを常に念頭に置きつつ現場に目を向け、現場の変化を一早く察知し、現場目線で適切に物事を考える力のことを指す。

¹²⁰ 手の内化とは、計画・設計や保全・運転を自ら行う力を獲得することであり、これにより社員技術力や生産性、及び業務品質等の向上を図ることを目指している。この取組は結果的に安全性の向上にも寄与する。また、手の内化により獲得する知見を適切にナレッジマネジメントすることにより、未経験の業務に対する工学的判断力の向上、運転・保全品質の向上や現場力の強化等、様々な効果が期待できる。

¹²¹ 3章に記載の ALPS スラリー安定化処理設備設置時期遅延はその一例である。放射性物質の閉じ込めに係る安全要件についての認識が不足していたことから施設設計に手戻りが生じている。

すような新たな概念によるプロジェクト運営が提唱されている。発注者から受注者といった一方通行のモノ買い（Buying）ではなく、開発から製造そして運用保守までも考慮し、発注者と受注者がパートナーとして協働し「モノを作り上げていく」（Making）ことで“最終成果を取得する（Acquisition）”ことを目指すものである（表 8）。

このような Making 型プロジェクトに対応するためには、仕様を具体化する技術力を向上させることに加え、“成果の取得”を主眼としたプロジェクトマネジメント力が求められる。

NDFと東京電力は、このようなプロジェクト運営形態を取る先行事例の一つであり、米国連邦政府が採用している取得マネジメント^{122,123}をベンチマークとし、2017 年度から外部専門家の協力を得てその手法を学習しており、また実際のプロジェクトを例にとり、同マネジメントを適用した場合に必要な作業を試験的に一部実施、手順等の検証を行っている。

東京電力は 2022 年より、このようなプロジェクト運営を熟知する Jacobs の支援を受け、今後の廃炉作業において必要となるプロジェクトマネジメント、及びその実行に必要な能力について検討を続けている。Jacobs は英国 NDA のセラフィールドサイトや米国 DOE の原子力サイト等で豊富な廃止措置に係る経験を有している。東京電力は、Jacobs が有している豊富な先行事例をもとに、国際的良好事例と東京電力の現状とのギャップについて分析を実施中である。加えて、東京電力は、英国セラフィールドと協力協定を結び、社員を出向させ、知見獲得、人材育成等の取組を続けている。どのようなプロジェクト運営がベストなものであるかはプロジェクトの特徴や国情、オーナー及び受注者の抱える事情等により異なるため、安易な他事例の模倣は控えるべきであるが、東京電力は、Buying 型での業務遂行が容易ではなくなってくる状況に適應すべく、受注者との関係及び契約の仕方を含め、プロジェクトマネジメントの高度化を進めるべきである。

中でも、リスクが大きく先を見通し難いプロジェクトについて、「成果を獲得するためのパートナー」として受注者と協働する体制の有効性を見極め、その導入について検討すべきである。

¹²² 取得マネジメントとは、1990 年代に米国連邦政府の予算編成プロセスにおいて採用され（法制化）継続的に改善されてきたプロジェクトマネジメント手法。信頼あるデータに基づいた科学的・体系的なマネジメント手法を用い成果（製品、構造物、成果品）の取得（Acquisition）を目的としている。WBS（Work Breakdown Structure）の Work を作業ではなく獲得する成果（製品、構造物、成果品）要素に分解する点が、従来と大きく異なる。また、この分解した要素ごとのコストを、計画工程に基づいて積み上げ、プロジェクト進捗状況を可視化することで、計画と実際のギャップを適切に把握しリスクを早期に把握、対策することが可能となる。

¹²³ 取得マネジメントでは、「取得：Acquisition」と「調達：Procurement」を次のように定義し厳密に使い分けている。ある目的・目標を実現するために獲得しようとする特定の装備品などの成果（物）を開発から製造、そして運用保守までライフサイクルを通じてその価値・能力の獲得を“取得”と呼ぶ。一方、この取得の流れの中で、開発や製造といった各段階において外部組織に契約ベースで委託することがあるが、このような契約単位での特定の要素の獲得を「調達」と呼ぶ。すなわち、「取得」は複数の「調達（契約ベースでの成果物）」により成り立っている。

表 8 「Making」と「Buying」の違い

	Making	Buying
目的	プロジェクトの最終成果の獲得 (Acquisition)	仕様に適合した製品（モノ）を購入
受注者の呼び方、役割	Contractor（請負契約者）、プロジェクトの最終成果を獲得するための Partner	Vender（ベンダー）、仕様に適合した機器の供給
受注者の決め方	提案内容と実現性で選定	価格で選定
契約方法	リスク配分に沿った契約	確定価格契約
コスト見積り方法	データに基づいたコスト推計（アナロジー：類推、積算、パラメトリック：感度解析等）	見積書/価格表等

6.1.1.2.4 核セキュリティ管理能力

柏崎刈羽において発生した核物質防護事案に対する改善措置に関しては、福島第一原子力発電所では事情が異なる点も多いが、共通点については水平展開し改善を確実に進める必要がある。

今後、福島第一原子力発電所においては、燃料デブリの試験的取り出し作業が開始される等、引き続き核セキュリティや安全意識の不断の向上に取り組むことが求められる。これらの取組を通じて、地元や社会に対して、安全な状態が維持されていることを発信することが必要である。

6.1.1.3 組織に関する取組

福島第一原子力発電所では、これまで「廃炉事業をやり遂げる」という視点から、プロジェクト管理体制の構築・強化を始め、様々な施策に取り組んできた。同時に、2020年に東京電力が公表した「復興と廃炉の両立に向けた福島の皆さまへのお約束（以下「お約束」という。）」の実現に向けて、福島本部、福島第二原子力発電所といった福島地区に所在する他事業所と連携しつつ、発電所内で行われる廃炉作業等の地元発注の拡大等にも取り組んでおり、一定の成果も生まれ始めている。

今後、東京電力が更に「復興と廃炉の両立」を進めていくためには、福島第一原子力発電所内外を問わず、この地域に東京電力としてどのような貢献を行えるのかについて、全ての社員が同じ志と責任感を持ち、より一層、組織の壁を越えて最善を尽くしていかなければならない。

これを実現するため、東京電力は、現在は原子力・立地本部に所属する福島第二原子力発電所とその本社機能について福島第一廃炉推進カンパニーへの統合・再編を検討することとし、その統括組織として2023年7月に「組織再編準備室」を設置した。

これまでは「事故炉である福島第一原子力発電所は福島第一廃炉推進カンパニー」「通常炉である福島第二原子力発電所は原子力・立地本部」という整理をしてきたが、「福島第二原子力発電所が廃炉を進めるに当たっては、既に廃炉を10年以上進めてきている福島第一原子力発電所のノウハウを共有することが有効であること」「地元発注拡大等の地域共生推進には、両発電所一体となって取り組むことが望ましいこと」等の理由により、今後は福島第一廃炉推進カンパニーが両発電所の廃炉を一元的に実施すべきとの判断に至ったものである。この組織改編を通じ、東京電力は復興と廃炉の両立に向けた取組をより加速していく予定である。NDFとしてもこの東

京電力の取組を前向きに受け止めており、また今後、統合・再編が進み、復興と廃炉の両立に向かって東京電力が歩みを強めていくよう、その取組を確認していく考えである。

6.1.1.4 人材の確保と育成に関する取組

福島第一原子力発電所では、燃料デブリ取り出し計画の進捗に伴う業務の拡大等を見据え、今後も計画的に人材の確保・育成を進めていく必要がある。具体的には、短期的なニーズへの対応を行いつつ、中長期の業務見通しに基づき必要な能力・資質と要員数を含む人材配置計画を立案すること、それを達成するための方策をまとめた組織としての人材確保計画を立案すること、併せて要員のモチベーション向上策を展開することである。さらに、2020 年以降取り組んできた「お約束」の一段の活動のシンカ（深化／進化）に向け、福島第一原子力発電所の廃炉にとどまらず、復興と廃炉の両立に向けて広く人材配置を考える姿勢が求められる。

6.1.1.4.1 短期的な取組

福島第一原子力発電所の廃炉事業は、ここ数年における最も重要なマイルストーンである燃料デブリの試験的取り出しを開始しようという段階にあり、燃料デブリの取り出し規模の段階的な拡大に合わせるように、発電所全体の業務量も増加しつつある。そのような中、発電所における繁忙感も年々強くなってきており、現場で求められる人員数も増加している。

東京電力では、そのような現場での旺盛な人員に対する需要を少しでも満たすべく積極的な採用活動を行っているが、相手のあることであり、必ずしも望む人材を獲得できるとは限らない。

したがって、積極的な採用活動は継続すべきであるが、加えて、リーダー¹²⁴による業務の優先順位明確化と優先度に応じたリソース配分の推進及び現有人材の多能化/生産性向上のための人材育成の推進が必須である。東京電力では従来からカイゼン活動を進めているが、これはトヨタカイゼンの手法を取り入れた、品質・安全向上を目的とした取組であり、副次的にはリソース課題解決にも役立つゆえ、今後も精力的に継続すべきである。そのほかにも教育・訓練¹²⁵やDX(Digital Transformation)¹²⁶を進め、限られたリソースによって必要なアウトプットを得る努力が不可欠である。

6.1.1.4.2 中長期的な取組

東京電力の目指す復興と廃炉の両立は、福島第一原子力発電所内で行われる廃炉作業のみでは成し得ず、福島復興と廃炉に関わる全ての組織に関して必要な業務運営やガバナンスの在り方の見直しはもとより、必要な人材の確保及び育成の在り方についても今後具体化していくことが望まれる。東京電力が検討を進める福島第一廃炉推進カンパニーと福島第二原子力発電所の統合は、組織の改編を通じ、事業所の枠を超えて人材活用の最適化を目指す意味においても重要なも

¹²⁴ リーダーとは、課題や目標に向かってチームを率い、成果を求められるポジションの者であり、東京電力の職位で言えば、CDO からチームリーダーまでを含む。

¹²⁵ 直接的業務ニーズに応じた OJT(On the Job Training)等の教育を含む教育・訓練による要員育成・多能化は勿論、その他、社外コミュニケーションエラーに起因する社会不安増大の回避、社内コミュニケーションにおける心理的安全性確保を通じたエラー防止、プロジェクトをスムーズに進めるためのマネジメント能力向上などを目的とする教育・訓練は、人的リソースの効率的活用に効果的である。

¹²⁶ 東京電力が進める設備・機器類長期保全管理高度化などは DX 推進を通じた人的リソース節約例でもある。

のである。統合に伴い要員の多能化や業務運営共通化・効率化を進め、必要な人材の確保にもつながる取組とすべきである。

さらに、中長期的な人材確保を進める際、福島第一廃炉推進カンパニーがユーティリティーとしてのルーチン型業務実施組織から廃止措置サイトオーナーとしてのプロジェクト型業務実施組織への移行を進めている点には十分留意する必要がある。従来東京電力が継続してきた通常発電所の運営・保守を前提とした人材確保策を引き続き適用すべき範囲を見定め、一方で今後業務量増大が予想される廃炉作業において、逐一変化していくプロジェクト型業務に必要となる人材、及びプロジェクト実行の結果新たに設置される施設等の運転・保全に必要となる人材を確保するため、中長期的に何時頃どのような人材が必要となるかを東京電力自身が見定め、早くからその必要性を明確に提示し、様々なチャンネルを通じて広く社内外から人材を確保するための活動を進められるようにすべきである。このことは、採用¹²⁷のためにも、中長期を見据えた社員のリスクリング¹²⁸のためにも、若手社員に対する魅力的なキャリアパスデザイン等の人材マネジメントのためにも、地域理解促進¹²⁹のためにも、そして、外部組織との連携¹³⁰によって人材を補うためにも必要である。

また、廃炉が長期間にわたる取組であることに鑑みれば、東京電力は中長期的視点で計画的かつ体系的に廃炉を担うリーダー育成に取り組む必要がある。困難かつ多様な多くの短期的・中長期的な課題を前に、日々、業務の優先順位に応じた取捨選択をし、やるべきことに取り組む体制を作るため、特に、かつてない困難な廃炉のプロジェクトを担うリーダーには、他のプロジェクトに比べるとより高度の胆力・人間力が求められることは論を待たないが、それらに加え、変化する事業環境を先取りする嗅覚や変化への適応能力、学習能力等が必要となる。さらに、組織における他の人間が、ナショナルチャレンジたる廃炉に取り組むリーダー達や、リーダーに連なる指導層の姿に影響を受け、自身の可能性に気づき、成長へのモチベーションを持つことが出来れば、それは廃炉人材の中長期的確保・育成にもつながる。リーダー育成には長い時間を要し、育成に適したキャリアパスを設定すべきであることから、東京電力はその育成を計画的に進めるべきである。

6.1.2 福島第一原子力発電所の廃炉に係る次世代の育成と国民理解の促進

6.1.2.1 将来の廃炉を担う次世代の育成

長期にわたる福島第一原子力発電所の廃炉を継続的に実施し、それに必要な研究開発活動を行うためには、将来の研究者・技術者の育成・確保及び確実な技術の継承が不可欠であり、産学官全体として、高等・中等教育段階の各階層に応じた取組を着実に進めていく必要がある。

¹²⁷ 例えば専門人材の獲得に向けた取組には、多くの最先端技術を必要とする前人未至のプロジェクトであることや、海外も含め多種多様な高度人材との交流を期待できること等、効果的にアピール出来る要素を整理しておく必要がある。

¹²⁸ 例えばアクチニド化学、分析評価、耐震、環境影響評価等、高度かつ将来需要が高まりそうな業務知識は何かを見定め、戦略的に習得を進める必要がある。

¹²⁹ 例えば地元の高校や高等専門学校、大学からの採用、あるいは各地に進学した地元出身者の採用など、地元人材の獲得に向けた取組は、長期にわたって復興と廃炉の両立を地元とともに目指す上で、副次的に地域理解が深まる効果も期待できる。

¹³⁰ 例えば分析要員の育成、確保は急務であり、東京電力は JAEA 等、分析の専門分野を有する組織での OJT による育成に着手している。このような連携により、分析実施者のみならず、分析計画策定や評価等、高度技能を有する分析技術者を含め、分析要員の育成を進める必要がある。

6.1.1 に示したとおり、東京電力による人材の確保が重要であることは言うまでもない。一方で、福島第一原子力発電所の廃炉には、原子力を専門とする人材のみならず、他分野の科学や技術を備えた、様々なバックグラウンドを持った人材の確保・育成が求められる。

そのため、東京電力による廃炉人材の確保に加えて、大学・大学院・高等専門学校・高校等から卒業し、科学や技術に関する専門性を備えた優秀な人材が、廃炉に携わる様々な組織にいかに関続的に供給される道筋を付けるかが課題である。これを安定的に実現していくためには、高等・中等教育機関において、専門的な知識に加え周辺知識を学習・獲得する場の形成、関連するシステム及び制度が教員を含め全体として機能するように維持されることが必要である。

こうしたことから、文部科学省及び JAEA/CLADS の英知事業では、学生及び若手研究者が廃炉研究に携わる仕組みを導入した。また、人材育成の観点からは、若手の研究者や教員が廃炉に関わる講義カリキュラムを作成・実施する支援等を行ってきた。英知事業の一環として実施している高専生を対象とした廃炉創造ロボコンでは、学生による研究成果が発表され、福島第一原子力発電所の廃炉に携わる研究者・技術者等との意見交換や優秀者の表彰が継続的に行われている。

英知事業発足から8年を経て、これらの仕組み・実施内容は、高等教育機関の研究・人材育成の両面から大きな成果を創出しており、卒業生が実際に廃炉関連事業に従事する等の人材の活性化にもつながっている。また、学生を対象とした研究発表の場である「次世代イニシアティブ廃炉技術カンファレンス (NDEC)」は、学生と廃炉に携わる研究者・技術者とが直接交流できる機会としてこれまで7回の実施を重ねており、新型コロナウイルス感染症の影響が緩和された2023年には4年ぶりに対面での開催が実現した。引き続き、こうした仕組みの下、東京電力の廃炉現場と高等教育機関の活動の視点が一層一致することを目指し、事業を実施していくべきである。

より手前の段階の高等学校、中学校の中等教育段階の生徒に対しては、廃炉を含む原子力分野に携わる魅力を紹介し、廃炉に特化した技術的な関心を寄せる取組や福島第一原子力発電所の廃炉や復興、広くは理系の進路等について理解を広げる取組が大切である。中等教育段階は、自らの個性を伸ばし、興味・関心を探索しつつ、社会に参画・貢献する前の大切な準備段階である。こうした時分に、社会で活躍する研究者・技術者、理科教員等から刺激を受け、主体的な選択と進路の決定に役立ててもらうことは大きな意義がある。こうした観点から、NDF においては、OECD/NEA と連携した「国際メンタリングワークショップ Joshikai in Fukushima」を2019年から開催している。これは、廃炉を始めとした福島の問題に取り組む理工系女性人材の獲得を目指すもので、福島県を始めとした女子高校生等を対象に、国内外の理工系女性研究者・技術者との交流を通じて科学・工学への関心を高めるイベントである。このほか、福島県内の高校生等を対象に、福島復興について考えることを目的とした「学生セッション」を福島第一廃炉国際フォーラム（以下「国際フォーラム」という。）と併せて開催している。2022年、学生セッションでは、双葉地域の状況が分かる見学を初めて実施し、そこで得た知見を翌日の「未来ワークショップ」に活かした。未来ワークショップは、双葉地域の統計データから導かれる将来予測、廃炉の状況等の情報を基に、望ましい双葉地域の未来を手繰り寄せるために今何をすべきかを考えるものである。これらの機会を将来の進路を具体的に検討する時期にある約60名の高校生等に提供し、廃炉と復興等に向けた理解を広げて、興味・関心及び貢献意欲の醸成を図っており、一定の成果を上げている。

こうした取組を通じて、福島第一原子力発電所の廃炉に係る人材の育成は、基礎研究や関連研究等にその裾野を拡げていくことも必要である。日本の基礎技術基盤全体を底上げするという方向性の中で、原子力レガシーへの対応や原子力安全への取組が広く定着していくことが期待される。

今後も次世代を担う人材確保・育成のための取組を関係機関がそれぞれの役割・階層に応じ、引き続き推進・強化していくべきである。

6.1.2.2 廃炉及び廃炉に関わる放射線安全等に関する基礎的知識の普及と国民理解の促進

多くの国民が、福島第一原子力発電所の事故・廃炉、災害対応、放射線安全、食品安全等について基礎的な知識を身に付けることは、廃炉及びそれに関係する放射線安全等に関して正確な情報に基づく議論が行われ、国民理解が促進されるための基礎である。特に、今後の様々な災害へのレジリエンス（強靱性）を高める観点からも、原子力や廃炉に関する知識・体験を得るとともに、子供の発達段階に応じた学ぶ機会の確保が課題である。子供は教員や親等の周囲の大人の知識・体験を通じて興味・関心を持つことから、初等教育機関に従事する者も含めた幅広い者に対して原子力や廃炉に関する科学的根拠に基づく知識の一層の普及が効果的である。こうしたことから、政府では、「ALPS 処理水の処分にに関する基本方針の着実な実行に向けた行動計画」（2021 年 12 月 28 日策定、2022 年 8 月 30 日改訂）を踏まえ、出前授業の継続・拡大、放射線副読本の活用促進等が進められている。また、NDFにおいても、上述のような地元の学生等を対象にした廃炉と復興について考えるワークショップを開催している。

6.2 国際連携の強化

6.2.1 国際連携の意義と現状

6.2.1.1 国際連携の意義

近年、原子力利用の黎明期に建設された原子炉や核燃料サイクル関連施設が運転寿命を迎え、各国ではこれらの施設の廃止措置が本格化している。また、過酷事故を起こした原子炉としては、英国のウィンズケール原子炉 1 号炉（Windscale Pile-1）、米国のスリーマイルアイランド原子力発電所 2 号機（TMI-2）、ウクライナのチョルノービリ原子力発電所 4 号機（ChNPP-4）がある。これらの施設では長年にわたって安定化作業、安全対策等が講じられてきている。さらに、海外にある過去の核関連施設（以下「レガシーサイト」という。）においては、多種多様な放射性物質の管理に大きな不確かさが存在し、その廃止措置及び環境修復の取組は長期にわたることが見込まれている。これらの施設やレガシーサイトの設備やそれぞれの状態は多様であるが、いずれにおいても各国は、「unknown unknowns」（何が分からないかが分からない）とも言われる技術的な困難や、長期にわたるプロジェクト運営、多額の資金の確保といった課題に直面しながらも、それらを乗り越えるための挑戦を続けている。

福島第一原子力発電所の廃炉は長期にわたると見込まれ、原子炉建屋、PCV、RPV 等の内部の状況を推定する調査や解析、及びそれらを実行するための研究開発並びに作業従事者の訓練を含むモックアップ試験等において我が国には十分な経験がない一方で、難度が高い工学的課題が存在している。こうした課題への取組は、我が国内には十分な経験や研究の蓄積がなかったが、

事故発生後の努力の蓄積の期間においては上記のような既に知見を蓄積している諸外国の現場で行われてきた廃止措置活動で得られた経験や教訓を学び、取り入れつつ進めることが、福島第一原子力発電所の廃炉の成否を分けると考えられ、リスク低減戦略として重要であった。このための具体的な取組としては、各相手国の事情に即しつつ二国間協力を進めるとともに、IAEA や OECD/NEA 等の国際機関を通じた多国間協力の枠組みを活用して、世界の廃止措置活動の有用な経験を取り入れて実施していくことが必要であると認識してきた。

また、これらの国際機関は、廃止措置に関する国際基準の策定、技術情報の集約や紹介、研究者や技術者間の連携や組織化、国際基準や良好事例経験に基づいたピアレビュー、国際的広報活動等多数の重要で有用な役割を担っている。我が国の廃炉の経験を基に技術者や研究者が国際基準の策定、技術課題の集約やピアレビュー等に参画していくことは、福島第一原子力発電所の廃炉を国際的に開かれた形で進めるために有意義である。また、事故後の多くの取組を経て我が国内に蓄積されている知識や情報を各国に対して共有することで、国際社会に対する責任の一端を果たすことも期待される。

我が国が福島第一原子力発電所の廃炉を進める上で、国際的に理解を得ることは重要である。そのためには、英知の結集や経験の還元に加えて、国際社会に対する透明性の高い情報の発信と継続的な対話が必要である。

6.2.1.2 国際連携の現状

こうした国際連携の意義の観点から、我が国では、廃炉に関する二国間協力のため、政府間の枠組みとして、各国行政機関や研究機関との情報共有を行う年次対話の開催や会議が設置されている。NDF 及び東京電力は、こうした政府間の枠組みと連携しつつ、米国、英国、仏国等の廃止措置活動において実績ある専門組織との協力関係を形成し、継続している。このように、国内の各関係機関は、海外の関係機関と協力協定を結ぶ等して国際連携を強化している。

他方、多国間協力についても、政府及び国内の各関係機関は、国際機関の各種会議や専門委員会に参画してきている。東京電力は、IAEA 及び OECD/NEA が開催する各種会議やプロジェクトへの参加、加えて NDF は、OECD/NEA の常設技術委員会である廃止措置及びレガシー管理委員会の副議長を務めること等により、廃炉に関する多国間協力の基盤維持への貢献と情報発信に取り組んできている（添付資料 19）。

日本政府、東京電力、NDF 及び関係機関のそれぞれが、各々のカウンターパートと廃炉に関する技術協力、情報、経験、教訓等の共有等を図っており、今後の長期的な廃炉を見据えた強固な協力関係の構築を目指している。

福島第一原子力発電所のエンジニアリングが本格化する中、世界の優れた技術や人材の最新状況を把握し、これらを有効に活用することが重要である。現在、国内外を問わず、廃炉は多数の企業と廃止措置事業者との契約の下で実施されており、その世界市場は大きな広がりを見せている。そのような中、東京電力は海外の民間企業との技術交流を活発に行っている。

2020 年以降、新型コロナウイルス感染症の世界的な流行の中、諸外国との行き来が規制され、会議はオンラインでの開催が主流であったが、現在は以前のように対面で実施され、現地で登壇する機会が増加している。NDFにおいても、会議開催に当たっては、こうした海外機関等の動き、参加者の都合等を考慮しつつ、対面開催、オンライン開催、対面とオンラインを組み合わせた開催を検討し、実施している（図 54）。新型コロナウイルス感染症の流行前よりも、オンラインシステムを活用した会議開催が浸透したことで、海外機関等とのコミュニケーションの機会確保が容易になり、業務効率が向上したことや、関係の維持・発展等に貢献している。



図 54 第 7 回福島第一廃炉国際フォーラムの様子
(2023 年 8 月)

6.2.2 主な課題と戦略

6.2.2.1 世界の英知の結集と還元

難度の高い工学的課題を扱う福島第一原子力発電所の廃炉を着実に進めるためには、困難を伴う廃止措置を実施する海外の原子力施設での実績、レガシーサイトの廃止措置活動等の事例から教訓を学び、廃炉に活かしていくことや、世界最高水準の技術や人材を国内の技術に活用することが要求される。すなわち世界の英知を結集し、活用すると同時に国内の研究開発を進め、経験と実績を積み上げつつ課題解決を実現することが求められる。我が国としても、国際社会への廃炉に関する課題等の情報発信や国際共同活動への参画等を通じ、海外の政府機関、規制当局や研究開発機関の職員、もしくは独立の有識者から様々な支援を受けてきたところである。

各国のレガシーサイトの廃止措置は、公的な廃止措置実施機関が中心となってこれを推進しており、モデルとして技術面や運営面等において参考になる点が多い。技術面では、原子炉等の運転・保守とは異なる専門的知識や考え方、新技術の必要性等、運営面では、制度・政策、戦略策定と事業計画・運営、安全確保、地域コミュニケーション等の課題に対応している。東京電力は、レガシーサイトへ駐在員を派遣し、実務経験を得ているほか、視察や廃止措置関連機関・企業との定期的な情報交換を行っている。NDF は、各国で中心的な役割を担う公的な廃止措置実施機関として、英国 NDA、仏国原子力・代替エネルギー庁（CEA）、米国エネルギー省（DOE）等との長期的なパートナーシップを通して、世界の高難度措置を実施する施設やレガシーサイトでの廃止措置で得られた教訓等の英知を集める必要がある

このため、下記 3 つの戦略を意識して、廃止措置に取り組んでいくことが期待される。

第一の戦略として、東京電力は廃炉を着実に進めるための実施主体として、NDF は中長期的な視点から、廃炉の適正かつ着実な実施の確保を図るための助言、指導等を行う組織として、それぞれのカウンターパートとの連携を強化することが重要である。国内関係機関との連携及び現在有する海外専門家との人的コンタクトを技術者レベル、役員レベルそれぞれにおいて高度に維持

し、引き続き定期的な情報交換を実施することで、福島第一原子力発電所の廃止措置の実現にむけて、技術面・運営面での世界の英知を集め、所要の課題解決に最大限反映・活用することが期待される。

第二の戦略として、上記の国々に加えて、より多くの国々の汎用技術を廃炉に応用する可能性を模索し、原子力技術を利用していない国々も含めて、一層多くの専門家から協力を得るため、技術的な情報を収集していくことが望まれる。福島第一原子力発電所の廃炉は、遠隔技術を始めとした、原子力分野だけに限らない様々な分野の知見を組み合わせながら未踏の工学的課題を解決していくプロセスであり、福島第一原子力発電所の廃炉がイノベーション創出の有力な場になり得るものと期待できる。

第三に、事故から 12 年が経ち、これまで国内で蓄積したノウハウや成果を国際社会に対して還流・還元することを意識しつつ、互惠的関係の継続を図ることも戦略として堅持することが重要である。国際共同活動への参画に当たっては、我が国にとっての最優先課題である廃炉の着実な実施を前提としつつ、国際社会の利益の確保にも留意するべきである。また、成果の還元の側面からは、例えば、事故や廃炉そのものだけでなく原子力以外の課題への応用といった側面にも関心が拡がりつつある。こうした国際社会の変化に応えることで、その関心の維持に努めることも有用である。

世界から多様な知や経験を福島に集約することは、第一義的には福島第一原子力発電所の廃炉そのものを着実に進めるための重要な取組であるが、廃炉プロセスを通じて生み出されるイノベーションを地元産業の復興につなげ、長期にわたる廃炉を進めるに当たって不可欠な地域との共生関係を構築していくという観点からも重要な取組である。

6.2.2.2 廃炉に対する国際社会の理解・関心や協力関係の維持・発展

福島第一原子力発電所の廃炉に世界の英知を結集し、廃炉の実施に対する対立的構造のリスクを可能な限り抑えるためには、国際社会の理解・関心や協力関係の維持・発展が課題となる。国際世論は、廃炉の進捗や成否に相当の影響を与え得る。このため、海外における福島第一原子力発電所の廃炉に関する誤った認識が広がることで、廃炉の進捗に影響をもたらす。このことを認識し、国際連携を戦略的に検討し実施することは重要である。「福島第一原子力発電所の廃炉は安全に実施できる」とする見方が国内のみならず、海外に十分に行き渡るための取組をするべきである。こうした見方が広がらない場合、対立した構造が発生しかねず、国内の世論や理解の形成及び廃炉の結果に影響するリスクが存在するととらえるべきである。

このため、例えば必要かつ現実的で実施可能と考えられる新たな技術的取組や政策的議論の立ち上がり時に、海外の社会において理解不足を伴うような状況が存在すれば、この取組等に対する懸念の表明、更に進めば国際的安心のためには取組を停止するよう求めること等の影響が想定され得る。このリスクは、NDF 及び国内関係機関によってこれらの可能性を事前に評価し、前向きに発信していくことで低減できる。逆に対応が遅れれば廃炉プロジェクトの支障、ひいては地域の復興に遅延をきたすリスクが伴うことになる。また、昨今の気候変動対策への取組、国際紛争に伴うエネルギー安全保障政策の変化、エネルギー供給インフラの強靱化ニーズの拡大等を反映し、世界のエネルギー情勢は変化している。これに対応し、各国においてエネルギー政策の

見直しが行われている。このような中においても、各国の最新の状況を的確に把握しつつ、福島第一原子力発電所の廃炉に向けて、各国との協力関係を円滑に維持していくことが課題である。

国際的な理解を得るための戦略として、①専門家へのアプローチと、②一般市民へのアプローチに分けて対応する必要がある。

① 専門家へのアプローチ

福島第一原子力発電所の廃炉に向けた取組が、科学的・技術的に妥当であることが、海外の専門家に正確に理解されることは国際社会の理解の基礎である。事故から約 12 年が経過し、近年国際的な学会等では、福島第一原子力発電所の廃炉に関する論文発表数の減少等、廃炉技術や進捗への国際的な関心低下の兆しがうかがえる。国外の関心を維持するためにも、官民の枠を超えて、技術の実務に関与する技術実施者、技術開発者及び研究者のレベルにおいて国外と対話・交流を活性化していくべきである。

これまでは、廃炉技術の協力のための枠組みに基づいて、レガシーサイトを保有する原子力先進国等を主な相手方とし、情報発信・交流を行ってきた。例えば、NDF 及び東京電力は、国際フォーラム、二国間の定例会合、多国間枠組みへの参加等の様々な機会を通して、世界へ向けて廃炉の現状や課題に関する技術的な説明や情報発信を行ってきた。加えて、東京電力は、海外専門家らの福島第一原子力発電所の視察機会を積極的に提供している。こうした活動は、海外の専門家に対して、最新の技術情報を直接伝えることができる点で国際広報を補完する意義があり、国際的な理解を得る上で重要である。さらに、燃料デブリ取り出し、廃棄物管理等、福島第一原子力発電所の特殊な環境の上で進める前例のない取組については、周辺諸国や原子力技術を使用していない国々の多くの専門家との対話を通じて、新たな視点からの意見を取り入れるとともに取組に対する正確な理解を得ていくことも重要である。そうした専門家らの理解を足掛かりとして、その国で正しい理解が広まることも期待される。社会的に影響を持つ専門家らが自身の国で正しい知識に基づき発言をし、最終的に国際世論に良い影響をもたらせるように、我が国としても支援していくべきである。今後は、日本政府機関、東京電力、また特に IAEA の原子力安全セキュリティ部局とが相互に協力した上で、幅広く議論を実施し、戦略的に強靱な新たな国際連携を構築することを目指す。

科学的で正確な情報に基づく国際世論の形成に資するためには、まずは、世界の専門家に正しく理解してもらう。このことを認識し、我が国は、各国政府機関や国際機関と連携し、廃炉に向けた取組の実績について情報発信することはもちろんのこと、一層丁寧な対話に努め、継続していくべきである。

② 一般市民へのアプローチ

情報の受け手の関心等が事故当時から変化しているほか、理解のベースとなる知識や情報量に国ごとに違いがある部分もある。また、我が国として、原子力先進国以外の国々に対しても、国際機関と連携し、福島第一原子力発電所の事故及び廃炉に向けた取組、実績等について、積極的に情報発信を行うことが望まれる。

このため、以下のような配慮が求められる。

- 専門家だけでなく非専門家にも分かりやすい情報を発信すること

- 動画やイラストを効果的に用いる等、受け手の関心や理解度を考慮しつつ説明に工夫を加えること
- 日本語や英語以外の多言語で情報を発信すること 等

こうしたことにより受け手の理解を深めることは、結果として、透明性を高め、信頼関係の構築につながるため、継続して取り組むべきである。また、事故を起こした我が国の責務として、行政機関、大学、研究機関、民間企業を含む国内関係機関が、廃炉に関して情報の透明性の高い、正確な情報発信を継続することが、国際社会の理解の維持・強化や信頼関係の構築のための課題である。

ALPS 処理水の海洋放出については、外務省、経済産業省を中心として、科学的な見地に基づき、閣僚級会合、国際会議、二国間対話、在外公館等における説明を数多く実施している。ほかにも、経済産業省、原子力規制委員会等による IAEA のレビュー実施に対応する等の日本政府一丸となった方策が取られている。このように、日本政府は外交チャンネルを活かし国際機関、各国政府、海外の報道機関等への説明を強化、多言語での情報発信、海外報道機関への情報提供ウェブサイトやメディアを通じた発信等の積極的な広報を継続して実施している。また、事実と異なる報道があった際には、メディアへの説明に加えて、反論記事を掲載する等、適切な報道対応を実施している。

福島第一原子力発電所の廃炉は、世界の理解なくして進めることは難しい。このため、福島第一原子力発電所の事故に関する調査研究及び廃炉を進める中で得られた知見等を国際社会に積極的かつ戦略的に還元していくことで、信頼を構築できるように努めていくべきである。また、事故を起こした我が国の責務として、政府を始めとした国内関係機関が、廃炉に関する透明性高く正確な情報発信を継続することが課題であり、今後とも戦略的に取り組んでいくべきである。

6.3 地域共生

6.3.1 地域共生の意義と現状

6.3.1.1 基本的な考え方

福島第一原子力発電所の廃炉における大原則は、「復興と廃炉の両立」である。避難指示が解除された地域において、住民の帰還や事業活動の再開はもとより、域外からの移住・定住や新たな投資の促進等、復興への歩みが徐々に進んでいる中であっては、より一層の周辺環境へのリスク低減や安全確保を最優先としつつ、地域からの信頼を獲得するため、地域とのコミュニケーションを強化するとともに地域との共生を進めていくことが必要である。廃炉に対する不安感や不信感によって、復興の動きに廃炉が妨げになることは決してあってはならない。

そのため、一方的な情報発信ではなく、地域住民の不安や疑問に真摯に耳を傾け、それらを取り除くための双方向のコミュニケーションを通じて、地域住民が廃炉について理解を深め、安心していただくことが重要である。

また、非常に長期にわたる廃炉を貫徹するためには、地元企業を中心とした企業の継続的な御協力が不可欠である。それと同時に、地元企業に廃炉事業に参画いただくことで、この地で廃炉

関連産業が活性化し、雇用や技術が生まれるのみならず、他の地域や産業への成果の広がりにつながることから、福島復興に貢献するための重要な柱でもある。このことを踏まえ、「福島イノベーション・コースト構想」の取組とも連携しつつ、廃炉を通じて地域の雇用創出、人材育成、産業・経済基盤の創造等に貢献し、「復興と廃炉の両立」の実現を目指すこととしている。

6.3.1.2 現状における具体的な取組

(1) コミュニケーションの取組

政府においては、「廃炉・汚染水・処理水対策福島評議会」等、主催する会議体における地元関係機関等との意見交換、廃炉の現状をまとめた動画や Web サイト、パンフレット等による情報発信、地域住民や関係自治体を対象とした説明会・座談会の開催等を行っている。

NDFにおいては、国内外の専門家との廃炉に関する最新の知見や技術的成果・課題の共有を目的に国際フォーラムを開催し、地域住民を始めとした参加者と関係機関等との廃炉に関する率直な意見交換も行っている。なお、意見交換の促進のため、国際フォーラム開催前に高校生・高専生を含む地元の方々と対話を行う「ヒアリング活動」を例年実施しており、「生の声」を収集、整理及び編集し、冊子「ぼいすふるむふくしま」にまとめ、国際フォーラムで配布しているほか、政府や地元自治体主催の会議等での廃炉に関する進捗の説明等に努めている。

東京電力においては、政府や福島県主催の会議体における地域代表者等への説明・対話の取組のほか、報道機関向けの定例の会見やレクチャー、自社の Web サイト、パンフレット等を活用した情報発信を継続的にしている。また、廃炉の現状を見聞きして、率直な意見を交わすことが共通理解の形成に資することから、視察受け入れは非常に有効である。こうした考えの下、福島第一原子力発電所の視察受け入れを積極的に行っている（視察者数：2019 年度視察者数 18,238 人、2020 年度 4,322 人、2021 年度 6,138 人、2022 年度 14,728 人）。一方、新型コロナウイルス感染症の影響で視察に制限が必要となった等、今後もその必要が生じる可能性があることや、直接視察を行えない方もいることから、東京電力の Web サイトで 2018 年から福島第一原子力発電所の廃炉現場を巡るバーチャルツアーを公開しており、こうした疑似体験プログラムも活用した積極的な情報発信に取り組んでいる。

加えて、原子力発電所事故の経過と廃炉の進捗を学べる場として富岡町に設置している「東京電力廃炉資料館」では、2023 年 3 月末時点の累計来場者数が約 100,000 人となっている。2020 年度からは、福島県が双葉町に開所した「東日本大震災・原子力災害伝承館」との連携を図っている。

(2) 廃炉を通じた地域の産業・経済基盤の創造に向けた取組

東京電力は、2020 年 3 月末に策定した「お約束」に基づき、廃炉産業集積に向けた取組を大きく「①地元企業の参画拡大」、「②地元企業のステップアップサポート」、「③地元での新規産業創出」の 3 つに整理し、段階的に着手している。また、これらの地域共生の取組を着実に進めるため、東京電力は組織改編を随時実施している。具体的には、2020 年 4 月に福島第一廃炉推進カンパニー内に地域パートナーシップ推進グループを、2020 年 10 月には福島第一原子力発電所内に地域との共生に取り組む専門部署を設置したほか、社長直轄として浜通り廃炉

産業プロジェクト室を設置した。それぞれ役割分担の下、社内外の調整や地元での現場対応、中長期的な方向性の検討等を行っている。

①及び②の取組については、福島イノベーション・コースト構想推進機構及び福島相双復興推進機構と連携し、以下を実施している。

- 廃炉事業への参画希望や興味・関心を持つ地元企業と地元企業への発注を検討している元請企業とのマッチングを支援するための共同相談窓口の設置・運用
- 元請企業と地元企業との廃炉関連産業マッチングの開催
- 元請企業と地元企業との関係構築のための廃炉関連産業交流会の開催
- 地元企業への個別訪問
- 地元企業を対象とした福島第一原子力発電所の視察ツアー 等

また、人材育成に関する元請企業・地元企業双方へのニーズ調査、複数の大学との共同研究等に着手しているほか、2020年9月に作成した「中長期発注見通し」の内容を、廃炉作業の進捗に合わせて適宜更新し、元請企業はもとより、地元の商工団体や地元企業に対する説明会を順次実施している。特に、2022年度からは「中長期発注見通し」に地元企業参画の候補となる具体的な作業を明示する工夫を実施し、地元企業の参画の検討に資する情報の共有を行った。

これらの取組により、2020年7月のマッチングサポート事務局（東京電力、福島イノベーション・コースト構想推進機構及び福島相双復興推進機構で組織）開設以降、2023年7月末までにおいて、廃炉関連マッチング（成約）件数が累計706件になる等、着実に成果につながっている。

③の取組については、地元で「開発・設計」から「製造」、「運用」、「保管」、「リサイクル」という一貫した廃炉事業の実施体制を構築するため、これまで海外を含め福島県外に発注していた比較的難度の高い設計や技術開発、高機能な製品の製造等を浜通り地域で完結できるよう、2020年代に複数の新たな施設を設置・運用を予定している。特に「開発・設計」及び「製造」については、パートナー企業と共同事業体を設立し、地元企業との緊密な連携を図ることで、地域の雇用創出、人材育成、産業・経済基盤の創造等を目指している（2022年4月27日公表）。具体的な取組として、2022年10月に、使用済燃料キャスク等、廃炉に向けて必要となる様々な中核製品を製造する工場を設置するための「東双みらい製造株式会社」、及び燃料デブリの大規模取り出しに必要なシステム・設備の基本設計、必要となる研究開発を行う「東双みらいテクノロジー株式会社」を設立した。

6.3.2 主な課題と戦略

6.3.2.1 コミュニケーションに関する課題と戦略

廃炉に関する不適切な情報発信による誤解や懸念、風評の発生は、廃炉に対する地域はもとより社会全体の評価・信頼を失墜させ、廃炉の遅れのみならず福島復興への妨げにつながることから、東京電力は、様々な手段を講じて廃炉の現状を分かりやすく速やかに発信していくことが課題となる。このため、引き続き対面や視察といった直接参加する取組に加え、バーチ

ャルツアーのような疑似体験プログラムやオンライン会議システムといったツールの積極的な活用、写真・動画コンテンツの一層の充実を図る等、非対面・非接触でも可能なコミュニケーションを強化していくべきである。

また、政府、NDF 及び東京電力が適切に連携し、情報提供をより一層丁寧に行い、地域との信頼構築に努めることも課題となる。このため、座談会の開催や地域の会議体・行事へ参加する等、機会を捉えた地域住民との直接対話や関係機関等との連携を積極的に図っていくとともに、国際フォーラム等のイベントを通じ、不安や疑問に真摯に耳を傾ける等、対話による双方向のコミュニケーションを図り、正確な情報を分かりやすく丁寧に伝えていく。こうした機会を捉え、地域や東京電力、政府、NDF、関係機関等が、様々な状況変化の中で、ともに知見を深めてくべきである。

特に、ALPS 処理水の処分方針に関して政府においては、「ALPS 処理水の処分に関する基本方針の着実な実行に向けた行動計画」（2021 年 12 月 28 日策定、2022 年 8 月 30 日改訂）に基づき、科学的根拠に基づく安全性を発信する等、風評を生じさせない対策や、漁業者の設備投資や販路拡大に対する支援、基金や賠償等のセーフティネットの充実を行うことで風評に打ち勝つための対策を実施している。

また、東京電力においては「多核種除去設備等処理水の処分に関する政府の基本方針を踏まえた当社の対応について」（2021 年 4 月 16 日公表）に基づき「処理水ポータルサイト」による情報発信や関係機関による安全確認等を通じた風評影響の抑制に向けて取り組んでおり、引き続き、地元等の理解醸成に最大限取り組み、信頼を積み重ねるべきである。

6.3.2.2 廃炉を通じた地域の産業・経済基盤の創出に関する課題と戦略

6.3.1.2(2)で示したように、東京電力は、「お約束」の実現に向けた様々な取組を進めているが、これらはすぐに目に見える成果が出るものではなく、一定の期間を要する。「③地元での新規産業創出」の取組である 2020 年代の複数の新たな施設を設置・運用、及びパートナー企業と共同企業の設立については、比較的大規模な投資であり、浜通り地域への大きな経済効果が見込まれることから、着実に取組の推進・強化を行っていくことが求められる。一方、特に高機能製品の製造については高度な技術を要することから、地元企業の技術力の向上を図る等、地元企業の積極的な参画につなげられるかが課題となる。よって、当面は「①地元企業の参画拡大」「②地元企業のステップアップサポート」といった現状の取組もしっかりと継続・強化するとともに、新たな廃炉関連施設の立地場所や規模、建設・運用までのスケジュール、雇用・協業・発注における地元との関わりなど諸々の検討状況について、地元の自治体、商工団体及び関係機関に丁寧に説明し、理解・協力を得ながら取組を進めていくべきである。

また、元請企業の理解の下、地元企業が受注しやすくなるような発注・契約を含めた様々な取組を具体的に検討し、試行的に実施することも必要である。2020 年度、地元企業を対象に行ったヒアリングの結果、地元企業は必ずしも元請となることを希望しておらず、まずは下請けとして参入して技術や経験を得ることを望む傾向にあるといったことが明らかとなった。こうした地元企業の意向やニーズを適切に把握した上で、地元企業へのアプローチのみならず、既存の元請企業に対しても、例えば技術指導を含めた地元企業への発注を促進し、地元企業の受注や人材育成に関し一定の成果があった場合には、複数年契約や優先発注のような契約上のイ

ンセンティブを元請企業に付与するといった仕組みを構築する等、両者にメリットが生じるような手法を取り入れることで、地元企業の受注促進に寄与するものと考えられる。特に、2022年度から「中長期発注見通し」に地元企業参画の候補となる具体的な作業を明示する工夫を実施したが、参画拡大の取組を継続して実施していくことが重要である。引き続き地元企業が参画しやすくなる取組や、地元企業が継続した一定規模の発注を見通すことができる取組を検討する等、今後長期にわたる廃炉作業を地元・福島とともに進めていくという姿勢を示していくべきである。

あわせて、人材育成の取組に関しては、2018年に発足し、これまで放射線防護教育、低圧電気取扱等の特定事項に関する特別教育等を実施してきている福島原子力企業協議会の福島廃炉技術者研修センターを活用し、地元企業向けに特化した研修を拡充させることが課題である。こうした様々な取組を状況の変化に適宜対応しながら着実に進め、廃炉事業を通じた地元産業・経済の基盤づくりと地元企業・人材の育成を図っていくべきである。

さらに、廃炉に関する研究開発はもとより、域外企業の進出や地元企業への技術指導等が今後進んでくると、域外から来訪・滞在する技術者や研究者の増加が見込まれる。そうした外部人材が地域社会に溶け込み、その一員として活躍することができるよう、必要な環境整備や支援体制の構築が課題である。特に環境整備については、単身はもとより家族ぐるみで安心して生活できるよう、日常生活や教育等の機能を幅広く考慮する必要がある。こうした課題に対応するため、福島県が住民の帰還促進に加え、広域的な移住・定住を促進することで避難地域の復興を加速化させるため、主に県外から12市町村への移住・定住を支援する「ふくしま12市町村移住支援センター」を開設し、全国の移住に関心を持つ層への情報発信や12市町村への移住希望者に対する各種支援等を行っている。東京電力は、こうした地元の取組との連携・協力の可能性を検討していくべきである。

これらの地域共生の取組を着実に進めるには、東京電力社内における各部署間の緊密な連携が不可欠である。6.3.1.2(2)で示した、東京電力が組織改編により地域共生の専門部署を順次設置し、廃炉を通じた地元の産業振興に向けた取組が少しずつではあるが前に進んでおり、地元からも一定の評価を得つつある。この流れを絶やさず着実に進めつつ、更なる地元の産業振興に向け、必要に応じて社内の取組を強化していくべきである。

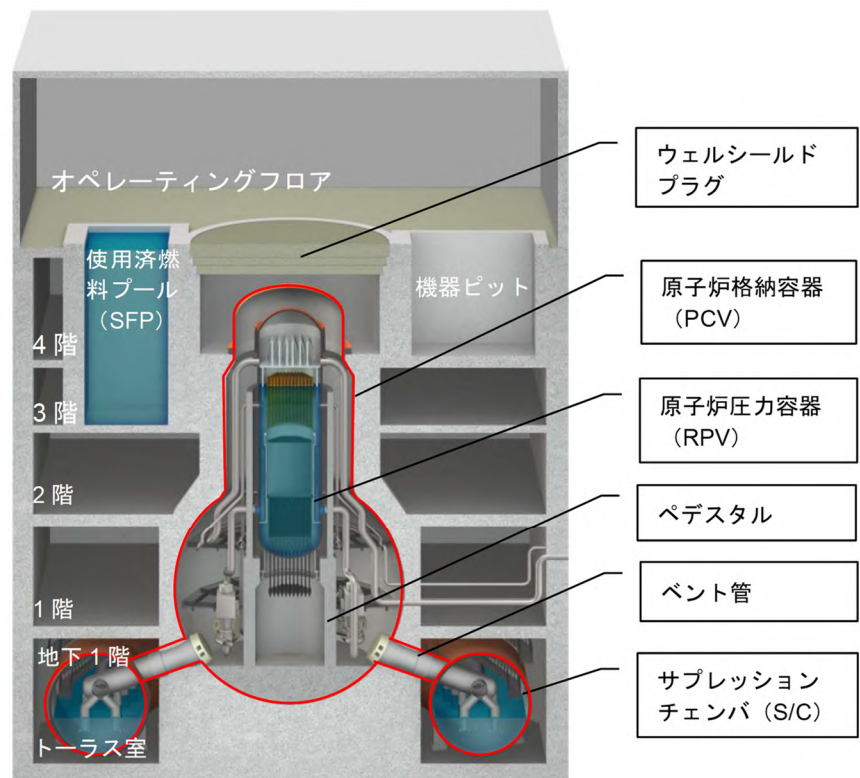
さらに、福島県を始めとする地元自治体、共同相談窓口の運用やマッチング会の共催等を行っている福島イノベーション・コースト構想推進機構、福島相双復興推進機構を始めとする地元関係機関との連携・協働をより一層強化していく必要がある。NDFは、東京電力の地域共生に関する取組を適切に支援するとともに、地元自治体、関係機関等との連携・協働の強化に努めていく。

略語・用語集

略 語	正 式 名 称
ALARP	As Low As Reasonably Practicable：危険/効用基準あるいはコストを含めて、リスク低減策の実現性を考慮しながらも、最小限のリスクまで低減すべきという考え方
ALARA	As Low As Reasonably Achievable：全ての被ばくは社会的、経済的要因を考慮に入れながら合理的に実行可能な限り低く抑えるべきである、という被ばく管理の基本精神
ALPS 処理水	多核種除去設備（ALPS：Advanced Liquid Processing System）等を使って「汚染水」からトリチウム以外の放射性物質を規制基準以下まで取り除いたもの
AWJ	Abrasive Water Jet（アブレシブウォータージェット）
CRD	Control Rod Drive：制御棒駆動機構
DOE	United States Department of Energy：米国エネルギー省
DQO プロセス	Data Quality Objectives プロセス：米国環境保護庁により開発された、意思決定のために分析試料のサンプリングを計画する方法
FP	Fission Products：核分裂生成物
F-REI	Fukushima Institute for Research, Education and Innovation：福島国際研究教育機構
HIC	High Integrity Container：高性能容器
IAEA	International Atomic Energy Agency：国際原子力機関
ILC	Interlaboratory Comparison：分析機関間比較
IRID	International Research Institute for Nuclear Decommissioning：国際廃炉研究開発機構
JAEA	Japan Atomic Energy Agency：日本原子力研究開発機構
JAEA/CLADS	JAEA Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science：JAEA 福島研究開発部門福島研究開発拠点 廃炉環境国際共同研究センター
MADA 評価	多属性効用分析手法
NDA	Nuclear Decommissioning Authority：英国原子力廃止措置機関
NDC	MHI 原子力研究開発株式会社
NDF	Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation：原子力損害賠償・廃炉等支援機構
NFD	Nippon Nuclear Fuel Development Co.,Ltd：日本核燃料開発株式会社
OECD/NEA	OECD Nuclear Energy Agency：経済協力開発機構/原子力機関
ORBS	Overarching Radiation-monitoring data Browsing System in the coastal ocean of Japan：包括的海域モニタリング閲覧システム
PCV	Primary Containment Vessel：原子炉格納容器

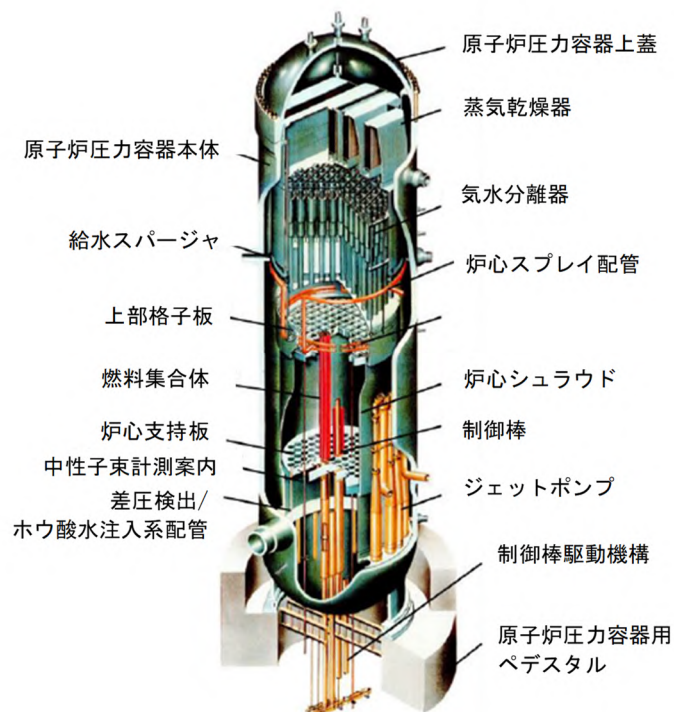
略 語	正 式 名 称
ROV	Remotely Operated Vehicle
RPV	Reactor Pressure Vessel：原子炉压力容器
S/C	Suppression Chamber：サプレッションチェンバ
SED	Safety and Environmental Detriment：英国原子力廃止措置機関が開発したリスクレベルを表現する手法
SGTS	Standby Gas Treatment System：非常用ガス処理系
TMI-2	Three Mile Island Nuclear Power Plant Unit 2：米国スリーマイルアイランド原子力発電所2号機
X-2 ペネ	PCV 貫通部 X-2 ペネトレーション
X-6 ペネ	PCV 貫通部 X-6 ペネトレーション
英知事業	英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業
オペフロ	オペレーティングフロア
お約束	復興と廃炉の両立に向けた福島の方々へのお約束
柏崎刈羽	東京電力ホールディングス(株)柏崎刈羽原子力発電所
技術戦略プラン	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
技術的見通し	固体廃棄物の処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通し
国際フォーラム	福島第一廃炉国際フォーラム
水中 ROV	潜水機能付ボート型アクセス調査装置（ROV：Remotely Operated Vehicle）
中長期ロードマップ	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
東京電力	東京電力ホールディングス(株)
非破壊計測	サンプルから放出、散乱、又は透過した放射線、量子等を利用して、サンプルを破壊せずに核燃料や放射能の量等を評価する手法
福島第一原子力発電所	東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所
ミュオン測定（ミュオンによる燃料デブリ検知技術）	宇宙や大気から降り注ぐミュー粒子（ミュオン）が物質を通り抜ける際に、密度の違いにより粒子の数や軌跡が変化する特性を利用して燃料の位置や形状を把握する技術
リスク低減目標マップ	東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ

用 語	説 明
インベントリ	リスク源に含まれる放射性物質の量（放射能、放射性物質の濃度または放射性物質が有する毒性）
ウェルプラグ（シールドプラグ）	原子炉格納容器の上部にある遮へい用のコンクリート製上蓋（運転中は原子炉建屋最上階の床面となっている。）
エンジニアリング	技術要素を現場に適用するための設計等の作業
キャスク	使用済燃料の輸送や貯蔵に用いられる専用の容器
サブドレン	建屋近傍の井戸
除染装置スラッジ	汚染水を処理するため 2011 年 6 月～9 月にかけて運転していた除染装置 (AREVA)により発生した高濃度の放射性物質を含むスラッジ
スプレイカーテン	ダストを封じ込めて、沈降を促すための散水
スラッジ	泥状物質、汚泥
スラリー	液体中に鉱物や汚泥等が混ざった液状の懸濁物
ゼオライト	セシウム等の放射性物質を回収するために用いる吸着材
船殻構造	船舶・飛行機で用いられている板（面）で受けた力を防撓材（撓みを押さえる骨組み）が支える構造
トーラス室	非常用炉心冷却系の水源として用いる水を擁する大きなドーナツ状の圧力抑制室を収納する部屋
燃料デブリ	原子炉冷却材の喪失等により核燃料が炉内構造物の一部と熔融した後に再度固化した状態
バイオアッセイ法	被ばく量の推定ため、排泄物など人体からの試料を分析することにより、体内に摂取された放射性核種の種類と量を評価する方法
フェーシング	発電所構内の地表面をアスファルト等で覆うこと
プラットフォーム	ペデスタル内側で原子炉圧力容器の下に設置された作業用の足場
フランジ型タンク	ボルト締めによる組み立て式のタンク
ペデスタル	原子炉本体を支える基礎
マニピュレータ	燃料デブリ取り出しのサポートを行うロボットアーム
モックアップ	実物とほぼ同様に似せて作られた模型



(IRID 提供)

図 55 原子炉建屋内構造図



(IRID 提供)

図 56 原子炉圧力容器 (RPV) 内構造図

添付資料

目次

添付資料 1 中長期ロードマップの改訂とこれまで公表した技術戦略プランについて	148
添付資料 2 福島第一原子力発電所の廃炉に係るこれまでの主な実績	150
添付資料 3 これまでに実施した主なリスク低減対策と今後の計画	156
添付資料 4 PCV・建屋等の構造健全性における課題	161
添付資料 5 SED 指標の概要	165
添付資料 6 主要なリスク源として明示的に取り扱っていないリスク源	171
添付資料 7 リスクの時間変化	173
添付資料 8 燃料デブリ取り出しの対象となる燃料デブリについて	174
添付資料 9 これまでの工法検討の変遷	176
添付資料 10 事故分析（事故時の発生事象等の明確化）活動の継続（最近の活動の進捗）	183
添付資料 11 放射性廃棄物管理に関する用語	186
添付資料 12 放射性廃棄物処分について	187
添付資料 13 福島第一原子力発電所の固体廃棄物の保管管理計画の全体イメージ	190
添付資料 14 ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種選定の考え方	192
添付資料 15 分析に係る関係機関個別の実行計画	205
添付資料 16 研究開発中長期計画	207
添付資料 17 廃炉・汚染水・処理水対策事業における研究開発のこれまでの取組	209
添付資料 18 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業（英知事業） 選定課題	210
添付資料 19 国際連携の強化に係る主な活動実績	216

添付資料1 中長期ロードマップの改訂とこれまで公表した技術戦略プランについて

【中長期ロードマップ 初版（2011年12月21日）】 - 事故発生後に政府及び東京電力で取りまとめた「東京電力福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋 当面のロードマップ」におけるステップ2が完了したことに伴い、確実に安定状態を維持するための取組、使用済燃料プールからの燃料取り出しや燃料デブリの取り出し等の中長期に亘って進めるべき必要な措置を、東京電力、資源エネルギー庁、原子力安全・保安院の3者にて取りまとめ、政府・東京電力中長期対策会議で決定 - 中長期の取組の実施に向けた基本原則の提示や、廃止措置終了までの期間を使用済燃料取り出し開始までの期間（第1期）、第1期終了後から燃料デブリ取り出し開始までの期間（第2期）、第2期終了後から廃止措置終了までの期間（第3期）に区分した上で時期的目標を設定
【中長期ロードマップ 改訂第1版（2012年7月30日）】 ステップ2以降に東京電力が策定した「中期的な信頼性向上のために優先的に取り組むべき事項についての具体的な計画」の反映や、作業の進捗状況に応じた目標の明確化
【中長期ロードマップ 改訂第2版（2013年6月27日）】 使用済燃料プールからの燃料取り出し、燃料デブリ取り出しについて号機ごとの状況を踏まえたスケジュールの検討（複数プランの提示）及びこれを踏まえた研究開発計画の見直し
【技術戦略プラン 2015（2015年4月30日）】 - 福島第一原子力発電所の廃炉を適正かつ着実に実施する観点から、中長期ロードマップにしっかりとした技術的根拠を与えるために初版となる技術戦略プランを公表 (NDFは2014年8月18日に既存の原子力損害賠償支援機構を改組する形で発足) - 福島第一原子力発電所の廃炉を「過酷事故により顕在化した放射性物質によるリスクから人と環境を守るための継続的なリスク低減活動」と位置付け、リスク低減のための5つの基本的考え方（安全、確実、合理的、迅速、現場指向）を提示 - 燃料デブリ取り出し分野について、冠水－上アクセス工法・気中－上アクセス工法・気中－横アクセス工法を重点的に検討する工法と位置付け、実現可能性のあるシナリオを検討 - 廃棄物対策分野について、処分の安全確保や処理の在り方の基本的考え方を踏まえ、中長期的観点から保管・管理等の方針を検討
【中長期ロードマップ 改訂第3版（2015年6月12日）】 - リスク低減を重視し、長期的にリスクが確実に下がるように取組の優先順位付けを実施 - 燃料デブリ取り出し方針の決定（2年後を目処）、建屋内滞留水中の放射性物質の量を半減（2018年度）等、数年間の目標の具体化
【技術戦略プラン 2016（2016年7月13日）】 技術戦略プラン 2015 公表からの廃炉の進捗状況を踏まえつつ、中長期ロードマップで規定された2017年夏頃の「号機ごとの燃料デブリ取り出し方針の決定」、2017年度の「放射性廃棄物の処理・処分に関する基本的な考え方」とりまとめ」等の目標工程に向けて、技術戦略プラン 2015 の考え方や取組の方向性に従って具体的な考え方や方法を展開
【技術戦略プラン 2017（2017年8月31日）】 - 燃料デブリ取り出しの重点3工法について実現性評価等を行い、燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた提言と予備エンジニアリング等方針決定以降の取組を戦略的提案として提言 - 固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方の取りまとめに向けた提言
【中長期ロードマップ 改訂第4版（2017年9月26日）】 NDFの技術提言を踏まえ、燃料デブリ取り出し方針と当面の取組を決定

・ 固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方の取りまとめ ・ 個別作業を具体化するに当たり、「廃炉作業全体の最適化」の視点
【技術戦略プラン 2018（2018 年 10 月 2 日）】 ・ 汚染水対策及び使用済燃料プールからの燃料取り出し等も含めた構成とし、福島第一原子力発電所廃炉の取組全体を俯瞰した中長期的視点での方向性を提示
【技術戦略プラン 2019（2019 年 9 月 9 日）】 ・ 初号機の燃料デブリ取り出し方法を確定するための戦略的提案を提示するとともに、廃棄物対策等も含め、福島第一原子力発電所の取組全体を俯瞰した中長期視点での方向性を提示
【中長期ロードマップ 改訂第 5 版（2019 年 12 月 27 日）】 ・ 燃料デブリを取り出す初号機と、その取り出し方法を確定 ・ 1、2 号機のプール内燃料の取り出しに係る工法を変更 ・ 1 日当たりの汚染水発生量について、2020 年以内に 150m³ まで低減させる目標は堅持。加えて、2025 年以内に 100m³ まで低減させる新たな目標を設定
【技術戦略プラン 2020（2020 年 10 月 6 日）】 ・ 廃炉中長期実行プランが策定されたこと、規模の更なる拡大に向けた燃料デブリ取り出し方法の検討に必要な要求事項の抽出、廃炉作業における安全確保の考え方の明確化、研究開発の重要性の高まりを受けた管理体制の強化等を特徴的に記載
【技術戦略プラン 2020（2020 年 10 月 6 日）】 ・ 固体廃棄物の処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通しを提示するとともに、新型コロナウイルス感染症の影響を最小限にするための試験的取り出しに向けた課題、取り出し規模の更なる拡大の工法選定に向けた論点整理、ALPS 処理水に係る取組等を記載
【技術戦略プラン 2022（2022 年 10 月 11 日）】 ・ 2 号機の試験的取り出しに向けた準備状況、取り出し規模の更なる拡大に向けた工法検討として俎上に上がった工法の例（気中工法、冠水工法）の概要と課題、ALPS 処理水の海洋放出に向けた取組状況、廃炉の推進に向けた分析戦略等を記載

添付資料2 福島第一原子力発電所の廃炉に係るこれまでの主な実績¹³¹

1 汚染水対策

- 3つの基本方針に従った汚染水対策の推進に関する取り組みを行っています
 - ①汚染源を「取り除く」 ②汚染源に水を「近づけない」 ③汚染水を「漏らさない」

中長期ロードマップにおけるマイルストーン（主要な目標工程）

- ・【完了】汚染水発生量を150m³/日以下に抑制（2020年内）
- ・汚染水発生量を100m³/日以下に抑制（2025年内）
- ・【完了】建屋内滞留水処理完了※（2020年内） ※1～3号機原子炉建屋、カセ主建屋、高温炉却建屋を除く。
- ・【完了】原子炉建屋滞留水を2020年末の半分程度に低減（2022年度～2024年度）

参考資料 1/6

2023年8月31日

廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合

事務局会議

[illegible]

2 多核種除去設備等処理水の処分

2021年4月13日、「廃炉・汚染水・処理水対策関係閣僚等会議」が開催され、多核種除去設備等処理水の処分に関する基本方針が決定されました。これを踏まえて、4月16日に東京電力の対応について公表しました。

処理水の海洋放出にあたっては、安全に関する基準等を遵守し、人及び周辺環境、農林水産物の安全を確保してまいります。また、風評影響を最大限抑制するべく、モニタリングのさらなる強化や第三者による客観性・透明性の確保、IAEAによる安全性確認などに取り組むとともに、正確な情報を透明性高く、継続的に発信してまいります。

理解醸成に向けた情報発信・コミュニケーション



●福島第一原子力発電所視察・座談会の開催
皆さまの疑問を解決するために、実際に発電所をご視察いただき、現場でご質問にお答えします。ご参加いただいた皆さまからは、「廃炉の現場を直に見ることで話により、現状や課題、安全対策への話について理解が深まった」等の感想をいただいております。オンライン視察も含めてより多くの方々にご視察いただけるよう今後も取り組んでいきます。
<2022年度開催実績：15回 計：142名>

- 福島第一原子力発電所の廃炉・汚染水・処理水対策は、長期にわたるリスク低減の取り組みが必要です。廃炉作業の一環であるALPS処理水の取扱いについて、引き続き、地元の皆さま、漁業関係者の皆さまをはじめ関係する皆さまに対し、安全を確保するための設備設計や運用・管理、放射性物質のモニタリング等の考えや対応について説明を尽くし、**皆さまのご懸念や関心に向き合い一つひとつお応えしていく取組み**を進めていきます。
- また、広く国内外の皆さまに**ご理解をより深めていただける**よう、ALPS処理水の測定結果や設備の運用、放射線影響評価などに関する情報を、**分かりやすい形で発信**していく取組みを継続・強化していきます。

- 海外は、「**処理水ポータルサイトの英・中・韓版**」のリニューアルを行いました。
- 「海域モニタリング」の英・中・韓版ページを公開
- 「IAEAによる1回目のレビュー」の解説冊子を英・中・韓にて公開
- 不正確であったり、誤解を与える海外報道を確認した場合は、風評の最大限の抑制に向けて、リターン・コール他の対応を行います。
- 海外メディアや在日大使館に、科学的根拠に基づいた情報が届く状態を作ります。
- 主要メディア・大使館へのアプローチ強化をしています
- 正確な報道にむけて、今後も定期的に会見を行います。

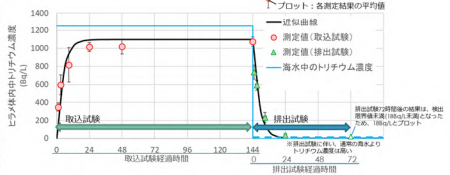


IAEAによるALPS処理水サンプル採取の立ち合い

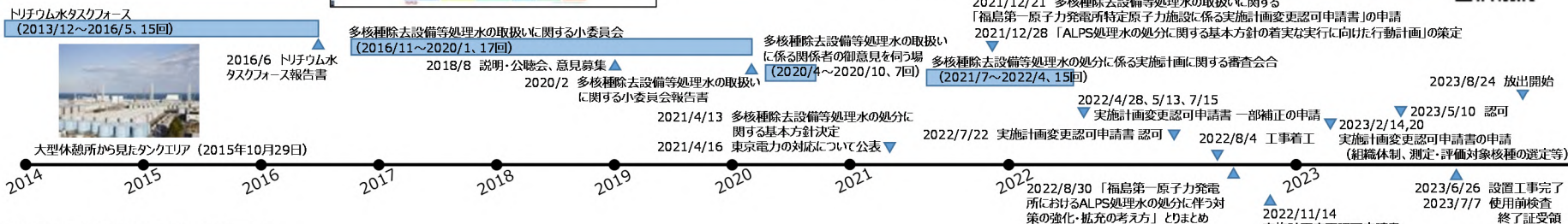
●国際原子力機関（IAEA）の安全性レビュー包括報告書
ALPS処理水の取扱いに係る安全性レビューを総括する報告書が2023年7月4日、IAEAから公表されました。同報告書の要旨では、①日本のALPS処理水に係る活動は関連する国際的な安全基準に整合的であること、②ALPS処理水の海洋放出が人及び環境に与える放射線の影響は無視できるものであることが結論付けられています。今後とも、IAEAに対する必要な情報共有を継続するとともにALPS処理水の海洋放出について、国際社会の一層の理解を醸成していくことに努めます。

●ヒラメ（トリチウム濃度1500Bq/L未満）のトリチウム濃度の測定と結果考察
トリチウム濃度の測定結果から、過去の知見と同様に以下のことが確認されました。

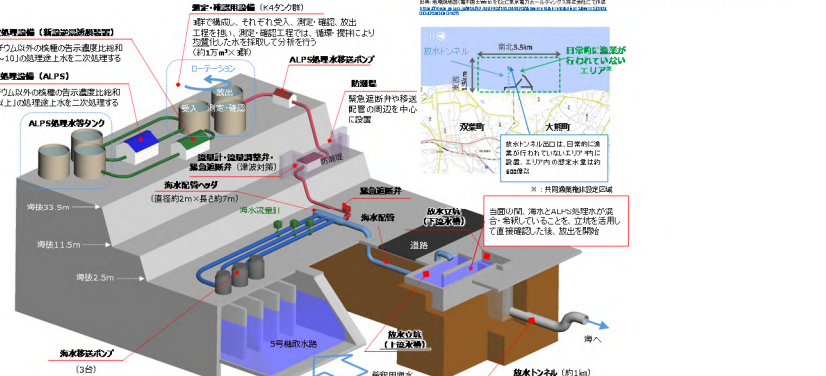
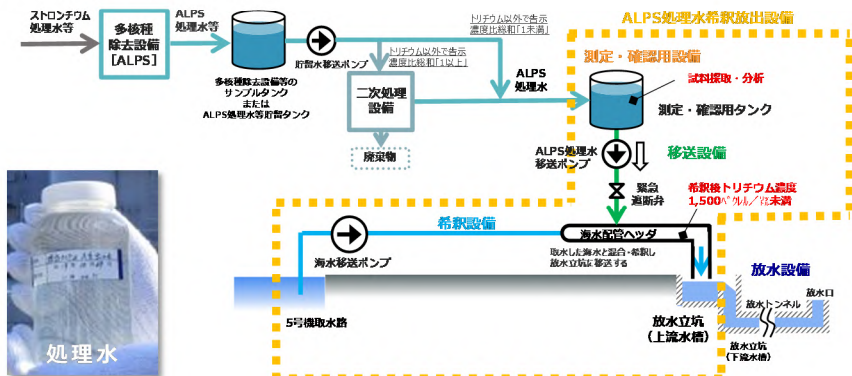
- 「**取込試験**」
 - －トリチウム濃度は生育環境以上の濃度（本試験では、海水で希釈したALPS処理水中のトリチウム濃度以上の濃度）にならないこと
 - －トリチウム濃度は一定期間で平衡状態に達すること
- 「**排出試験**」
 - －通常海水以上のトリチウム濃度で平衡状態に達したヒラメを通常海水に戻すと、時間経過とともにトリチウム濃度が下がること
- 日々の飼育状況は東京電力ホームページ、ツイッターで公開しています。
- －ホームページアドレス：
<http://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/breedingtest/index-j.html>
- －ツイッターアドレス：<https://twitter.com/TEPCOfishkeeper>



ALPS処理水の取扱いに関する検討状況



【ALPS処理水希釈放出設備の全体概要】

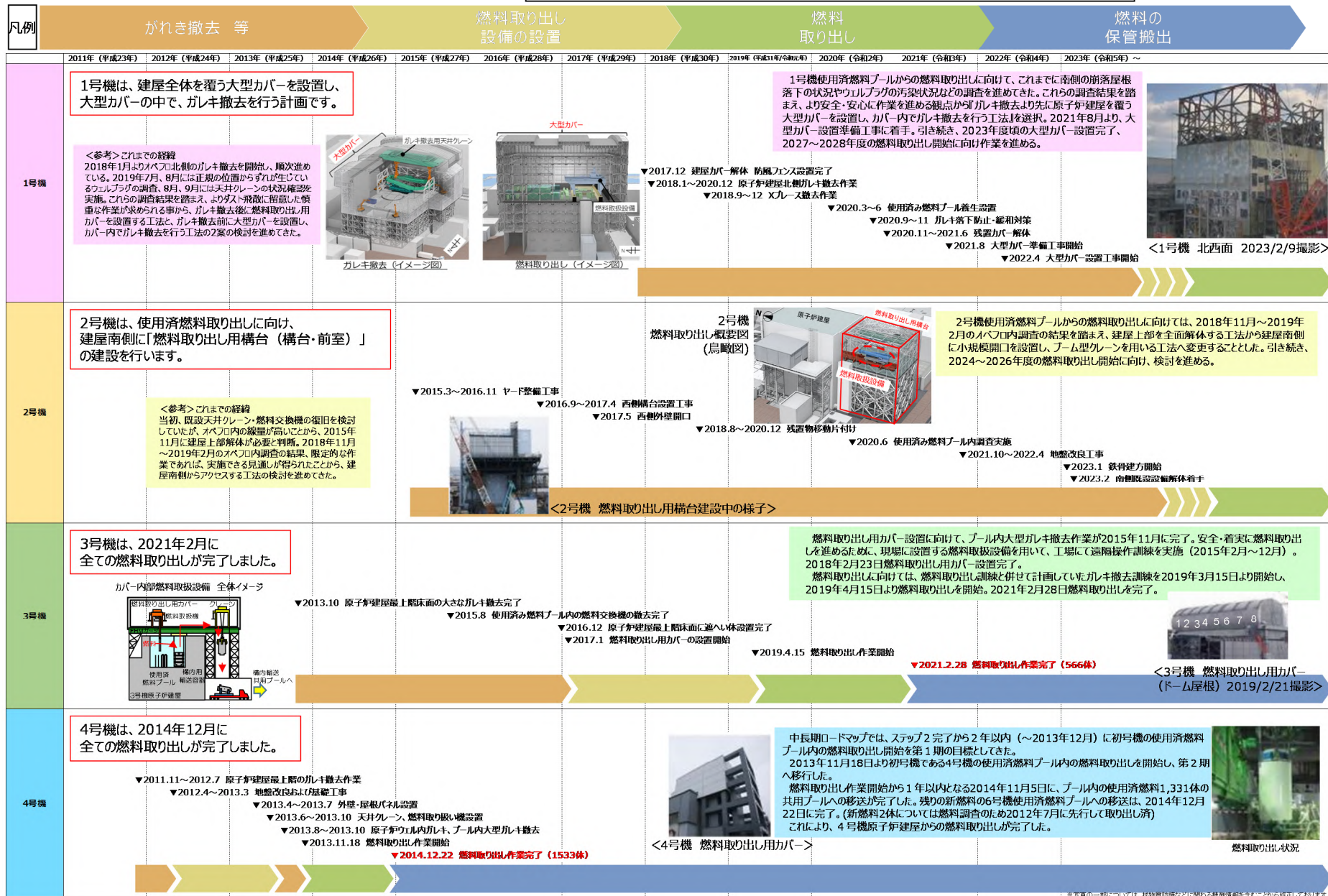


3 使用済燃料プールからの燃料の取り出し作業

中長期ロードマップにおけるマイルストーン（主要な目標工程）

- ・1～6号機燃料取り出しの完了（2031年内）
- ・1号機大型カバーの設置完了（2023年度頃）、1号機燃料取り出しの開始（2027年度～2028年度）
- ・2号機燃料取り出しの開始（2024年度～2026年度）

参考資料 3/6
2023年8月31日
廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合
事務局会議



※写真の一部については、施設開放などに関する機密情報を含むことから加工しております。

4 燃料デブリの取り出しに向けた作業

参考資料 4/6
2023年8月31日
廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合
事務局会議

中長期ロードマップにおけるマイルストーン（主要な目標工程）

初号機の燃料デブリ取り出しの開始 2号機から着手。段階的に取り出し規模を拡大（2021年※新型コロナウイルス感染拡大の影響及び、作業の安全性と確実性を高めるため、2023年度後半目途の着手へ工程を見直し）

燃料デブリ取り出しに先立ち、燃料デブリの位置等格納容器内の状況把握のため原子炉格納容器（以下、PCV）内部調査を実施。

1号機 調査概要

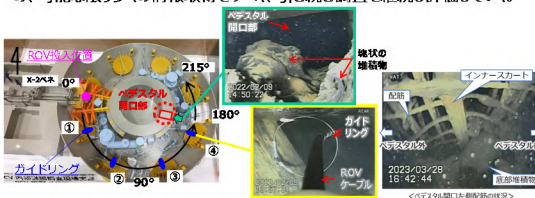
・2015年4月に、狭隘なアクセス口（内径φ100mm）から調査装置を格納容器内に進入させ、格納容器1階内部の映像、空間線量等の情報を取得。

・2017年3月、ベデスタル外地下階へのデブリの広がりを調査するため、自走式調査装置を用いた調査を実施し、PCV底部の状況を初めて撮影。得られた画像データと線量データを元に、PCV内部の状況を継続検討していく。



＜測定イメージ＞

・2022年2月に、調査を円滑に進める装置である「ガイドリング」を取付。2023年3月28日よりROV-A2によるベデスタル内の調査を開始し、ベデスタル内側の基礎部において一部配筋が露出していることを確認。ベデスタルの健全性に関しては、過去IRIDで実施した耐震性評価より、ベデスタルが一部欠損していても重大なリスクはないと評価しているが、現時点の情報は部分的なものであるため、可能な限り多くの情報取得をすべく、引き続き調査を継続し評価していく。



1号機 PCV内部調査実績

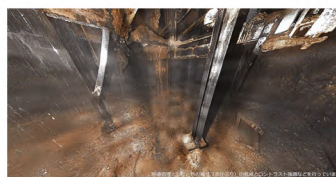
PCV内部 調査実績	1回目 (2012年10月)	・映像取得 ・雰囲気温度、線量測定 ・水位、水温測定 ・滞留水の採取 ・常設監視計器設置
	2回目 (2015年4月)	PCV1階の状況確認 ・映像取得 ・雰囲気温度、線量測定 ・常設監視計器交換
	3回目 (2017年3月)	PCV地下1階の状況確認 ・映像取得 ・線量測定 ・堆積物の採取 ・常設監視計器交換
	4回目 (2022年2月～)	PCV内部（A2エリア内外）の情報収集 ・映像取得 ・堆積物厚と測定、採取 ・堆積物デブリ検知、3Dマッピング
PCVからの漏 えい箇所	・PCVバント管真空破壊ラインバローズ部(2014年5月確認) ・サンドクッションドレンライン（2013年11月確認）	
ミオン測定による燃料デブリ位置評価 炉心部に大きな燃料がないことを確認。（2015年2月～5月）		

2号機 調査概要

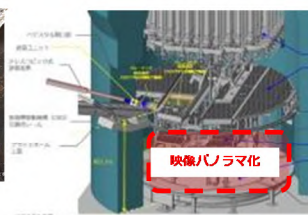
・2017年1月に、格納容器貫通部からカメラを挿入し、ロボットが走行するレールの状況を確認。一連の調査で、ベデスタル内のグレーチングの脱落や変形、ベデスタル内に多くの堆積物があることを確認。

・2018年1月、ベデスタル内プラットフォーム下の調査を実施。取得した画像を分析した結果、燃料デブリを含むと思われる堆積物がベデスタル底部に堆積している状況を確認。堆積物が周囲より高く堆積している箇所が複数あることから、燃料デブリの落下経路が複数存在していると推定。

・2019年2月、ベデスタル底部及びプラットフォーム上の堆積物への接触調査を実施し、小石状の堆積物を把持して動かせること、把持できない硬い岩状の堆積物が存在する可能性があることを確認。



ベデスタル底部の状況（ヒラマ合成処理後）



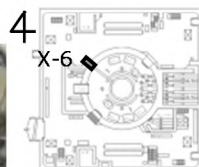
・2020年10月、格納容器内部調査及び試験的取り出し作業の準備段階として、PCV貫通部（X-6ベネ）の堆積物接触調査を実施。調査ユニットを内蔵したガイドパイプをベネ内に挿入した。今回の調査範囲において、接触により貫通孔内の堆積物は形状が変化し、固着していないことを確認。確認結果は、X-6ベネ内堆積物除去のモックアップ試験に活用。



＜接触前後の堆積物の状況＞



＜貫通孔前での作業状況＞



＜2号機原子炉建屋1階ベネ配置図＞

2号機 PCV内部調査実績

PCV内部調査実績	1回目（2012年1月）	・映像取得 ・雰囲気温度測定
	2回目（2012年3月）	・水面確認 ・水温測定 ・雰囲気線量測定
	3回目（2013年2月～2014年6月）	・映像取得 ・滞留水の採取 ・水位測定 ・常設監視計器設置
	4回目（2017年1月～2月）	・映像取得 ・雰囲気線量測定 ・雰囲気温度測定
	5回目（2018年1月）	・映像取得 ・雰囲気線量測定 ・雰囲気温度測定
	6回目（2019年2月）	・映像取得 ・雰囲気線量測定 ・雰囲気温度測定 ・一部堆積物の性状把握
PCVからの漏えい箇所	・トラス室上部漏えい無 ・S/C内側・外側全周漏えい無	
ミオン測定による燃料デブリ位置評価 圧力容器底部及び炉心下部、炉心外周域に燃料デブリと考えられる高密度の物質が存在していることを確認。燃料デブリの大部分が圧力容器底部に存在していると推定。（2016年3月～7月）		

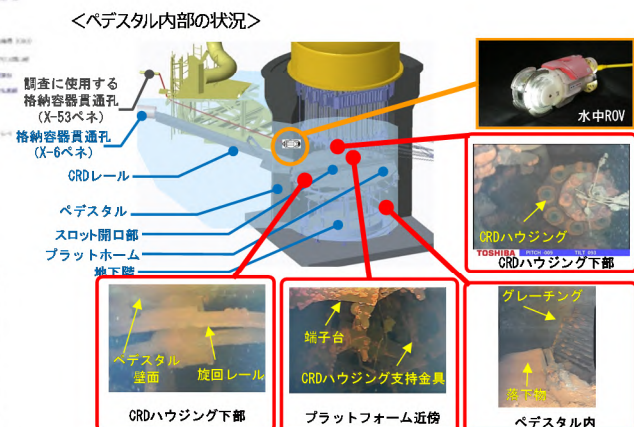
3号機 調査概要

・2014年10月、PCV内部調査用に予定しているPCV貫通部（X-53ベネ）の水没確認を遠隔超音波探傷装置を用いて調査を実施し、水没していないことを確認。

・2015年10月、PCV内を確認するため、X-53ベネから格納容器内部へ調査装置を入れ、映像、線量、温度の情報を取得、内部の滞留水を採取。格納容器内の構造物・壁面に損傷は確認されず、水位は推定値と一致しており、内部の線量は他の号機に比べて低いことを確認。

・2017年7月に、水中ROV（水中遊泳式遠隔調査装置）を用いて、ベデスタル内の調査を実施。調査で得られた画像データの分析を行い、複数の構造物の損傷や炉内構造物と推定される構造物を確認。

・また、調査で得られた映像による3次元復元を実施。復元により、旋回式のプラットフォームがレール上から外れ一部が堆積物に埋まっている状況等、構造物の相対的な位置を視覚的に把握することが出来た。



3号機 PCV内部調査実績

PCV内部 調査実績	1回目 (2015年10月～12月)	・映像取得 ・雰囲気温度、線量測定 ・水位、水温測定 ・滞留水の採取 ・常設監視計器設置 (2015年12月)
	2回目 (2017年7月)	・映像取得 ・常設監視計器交換 (2017年8月)
PCVからの 漏えい箇所	・主蒸気配管バローズ部 (2014年5月確認)	
ミオン測定による燃料デブリ位置評価 もともと燃料が存在していた炉心域に大きな塊は存在しないこと、原子炉圧力容器底部に一部燃料デブリが存在している可能性があることを評価。(2017年5月～9月)		

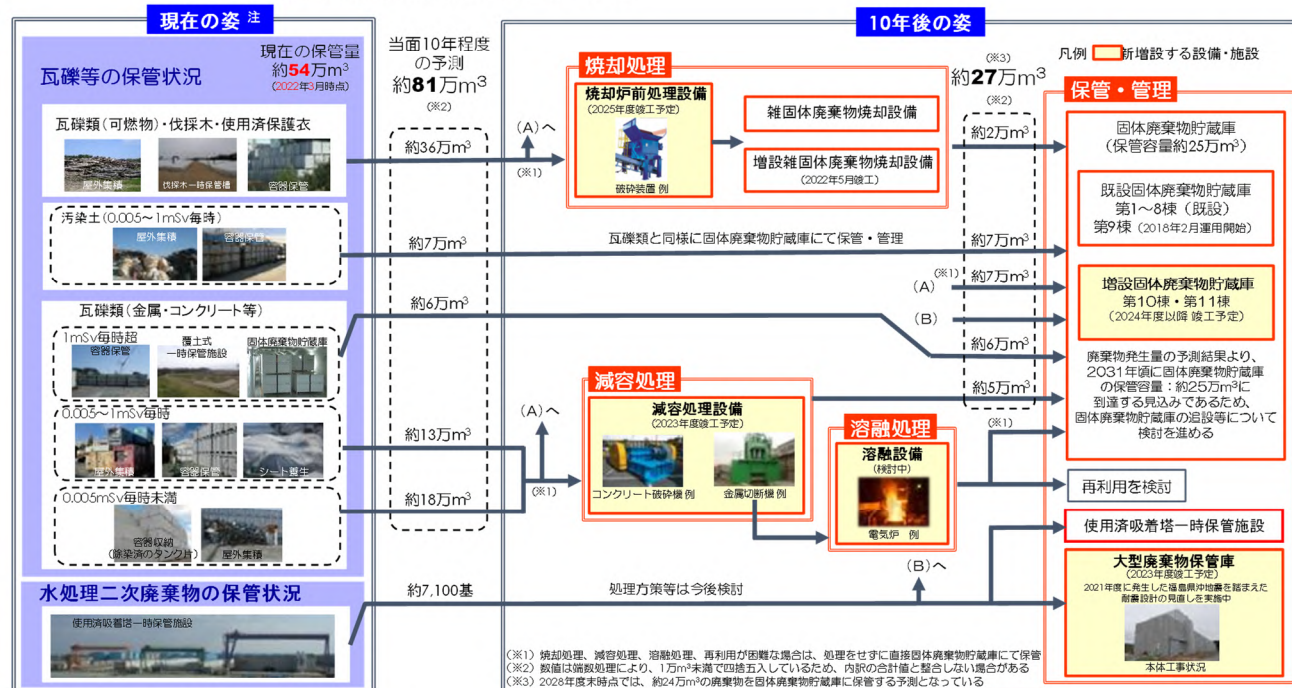
画像提供：国際廃炉研究開発機構（IRID）

5 放射性固体廃棄物の管理

中長期ロードマップにおけるマイルストーン（主要な目標工程）

ガレキ等の屋外一時保管解消 ※水処理二次廃棄物及び再利用・再使用対象を除く（2028年度内）

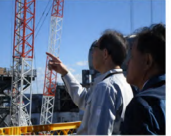
参考資料 5/6
2023年8月31日
廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合
事務局会議



- 屋内保管への集約および屋外保管の解消により、敷地境界の線量は低減する見通しです。
- 焼却設備の排ガスや敷地境界の線量を計測し、ホームページ等にて公表しています。

作業員の被ばく線量管理を確実に実施しながら長期に亘って要員を確保。また、現場のニーズを把握しながら継続的に作業環境や労働条件を改善

発電所全体の放射線量低減、汚染拡大防止については、これまでガレキ撤去や表土除去、フェーシングを行うことで構内の放射線量を低減するとともに、環境改善が進んだ範囲をグリーンゾーンとして、身体的負荷の少ない一般作業服と使い捨て式防塵マスクで作業できるよう運用の改善も図ってまいりました。

2011年（平成23年）	2012年（平成24年）	2013年（平成25年）	2014年（平成26年）	2015年（平成27年）	2016年（平成28年）	2017年（平成29年）	2018年（平成30年）	2019年（令和元年）	2020年（令和2年）	2021年（令和3年）	2022年（令和4年）	2023年（令和5年）～
▼ 2011年3月12日より、空气中放射性物質濃度の上昇を受けて、免震重要棟・休憩所を除く福島第一原子力発電所構内全域で全面マスク着用を指示。	入退域管理施設外観 	▼ 2013年5月～、全面マスク着用者略1万を順次拡大。 ▼ 2013年6月、福島第一原子力発電所正門付近の入退域管理施設運用を開始。これまでバリエーションで実施していた汚染検査・除染、防護装備の着脱及び搬送計の配布回収を実施。	大型休憩所建設中（2014年9月30日撮影） 	▼ 福島第一構内で働く作業員の方が、現状状況を正確に把握しながら作業できるよう、2015年1月までに合計86台の搬送車を設置。これにより、作業する場所の搬送率を、その場でリアルタイムに確認可能となる。 ▼ 2015年3月、福島給食センター開所 ▼ 作業員の皆さんが休憩する大型休憩所を設置し、2015年5月より運用を開始。大型休憩所には、休憩スペースに加え、事務作業が出来るスペースや集合して作業前の安全確認が実施できるスペースを設けている。大型休憩所内において、2016年3月にコンビニエンスストアが開店、4月よりシャワー室が利用可能となった。	入退域管理棟（2014年11月7日撮影） 	▼ 2017年2月、新事務本館に隣接した協力企業棟を運用開始。 ▼ 2017年5月、救急搬送用ヘリポートを福島第一原子力発電所敷地内に設置し、運用開始。従来の運用（双葉町・郡山海岸又は福島第二にてドクターヘリに乗り継ぎ）に比べ、外部医療機関の処置が必要な重症者の対応が速やかに出来るようになる。	▼ 2017年3月、GV-1万を拡大（敷地全体の95%まで拡大）	▼ 2018年5月、構内の約96%のエリアで一般作業服を使いながら防じんマスクなどの軽装備で作業可能。	▼ 2021年8月、1～4号機周辺防護区域外（5～6号機建屋内を除く）のゾーンにおける軽作業にてDS2マスクを不要とする運用を開始。	▼ 2019年11月より、1～4号機を視察できる西側高台エリアにおいて、お越し頂いたままの服装で視察可能になった。 	片田堤地区による福島第一原子力発電所の視察（2023年8月21日） シャワー施設や給食センターの熱水循環設備の稼働も確認されている様子 	＜構内主要道路の走行サーベイ結果＞ 昨年度と比較すると、4号機タービン建屋南側及びロセス主建屋西側付近（図中黄緑色箇所）の道路において搬送率の低下を確認した。 ＜2021年度 第4四半期＞  ＜2022年度 第4四半期＞ 



一般作業服での移動風景
(2016年1月7日撮影)

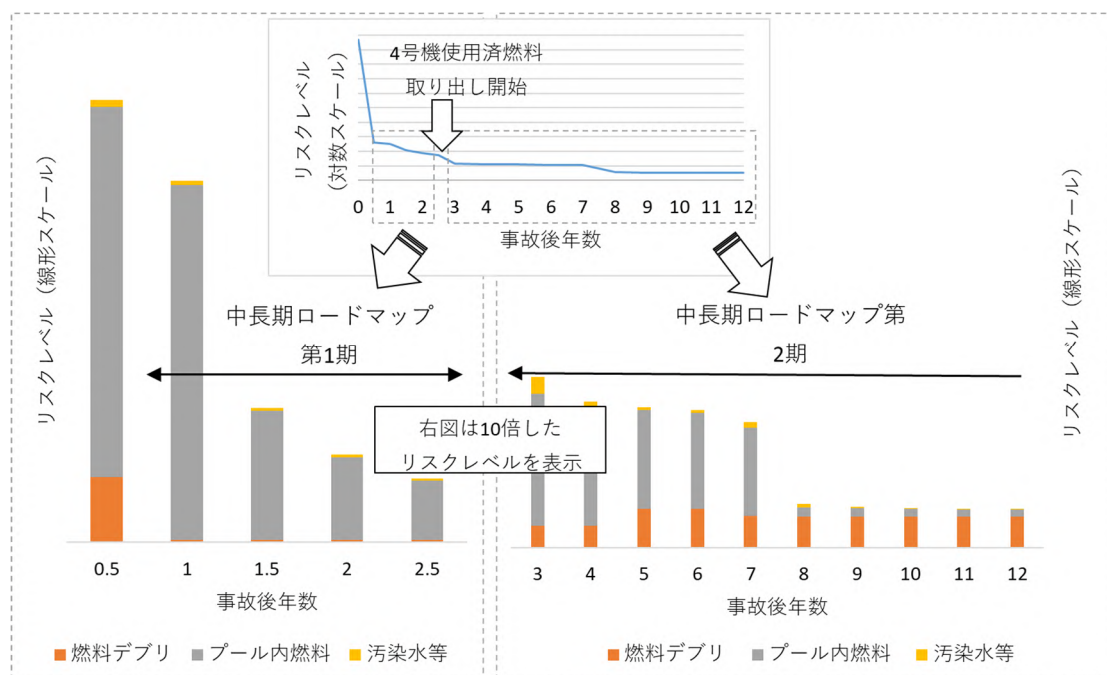
フエーシング
(2017年4月13日撮影)

添付資料3 これまでに実施した主なリスク低減対策と今後の計画

福島第一原子力発電所が有するリスクレベルの時間的変化を SED で評価すると、図 A3-1 のとおりである。同図中の上部に示したグラフの縦軸は常用対数スケールのリスクレベルであり、横軸は事故後年数を示している。

事故後 0 年時点では、冷却機能が失われたプール内燃料や溶融した核燃料によりリスクレベルは高い状態にあったが、燃料プールの冷却機能回復、炉心スプレイ系注水による燃料デブリの冷却、窒素注入等の安全対策が行われ（2011 年）、放射性物質の減衰によるインベントリ及び崩壊熱の減少も寄与し、事故後 0.5 年にかけて潜在的影響度・安全管理要求度ともに大きく低下してリスクレベルが低下している。

事故後 0.5 年から 2.5 年までについては同図中の左下部の縦軸を線形スケールにしたグラフにおいて、リスクレベルを主なリスク源（燃料デブリ、プール内燃料、汚染水等）ごとの内訳とともに示しており、更に事故後 3 年以降のリスクレベルについては同図中の右下部に線形スケールの縦軸を 10 倍に拡大したグラフとして示している。いずれからも、継続的なリスク低減が図られていることが確認できる。



※事故後 8 年のプール内燃料の評価は、冷却停止試験の水温上昇結果を反映（詳細は本文図 4）

図 A3-1 福島第一原子力発電所が有するリスクの低減

この事故後 0.5 年以降のリスクレベルの変化を、更に詳細なリスク源ごとに示すと図 A3-2 のとおりである。同図におけるリスク源は、対数スケールで表示することによって、線形スケールの図 A3-1 では小さすぎて表示されなかったリスク源についても表示されている。なお、十分に安定管理がなされている共用プール内燃料と乾式キャスク内燃料は省略した。また、図 A3-2 に示す「建屋内滞留水+ゼオライト土嚢」は事故後 0～8 年の間は建屋内滞留水の情報に基づいて

評価したが、事故後9年後からは、プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋地下階に設置されたゼオライト入り土壌の情報が明らかになってきたためこれを評価に取り入れた。

主なリスク源の中でも、燃料デブリ、プール内燃料、建屋内滞留水及びゼオライト入り土壌、水処理二次廃棄物は、比較的风险レベルが高い。近年は、建屋内滞留水の処理が進み、「建屋内滞留水＋ゼオライト土壌」のリスクレベルは低下傾向にあるものの、高線量状態で存在するゼオライト土壌は今後の廃炉作業において支障を及ぼす可能性があるため留意が必要である。水処理二次廃棄物については、ALPS スラリーが保管されている一部の HIC についてβ線照射の影響を踏まえ移替えが必要になったことにより、リスクレベルが技術戦略プラン 2022（事故後 11 年）で高くなったが、移替え作業が進捗したことにより技術戦略プラン 2023（事故後 12 年）では低下傾向にある。また、タンク内貯留水（フランジ型タンク及び溶接型タンク）は、フランジ型タンク貯留水の処理の進行に従ってリスクレベルが低下しており、濃縮塩水残水の処理完了によって、更にリスクが低下する見込みである。建屋内汚染構造物等については、事故時に PCV に接続された系統内へ流入した水素の滞留及び当該配管における万一の水素爆発を仮定した健全性評価結果等を踏まえ、リスクレベルが上昇した。

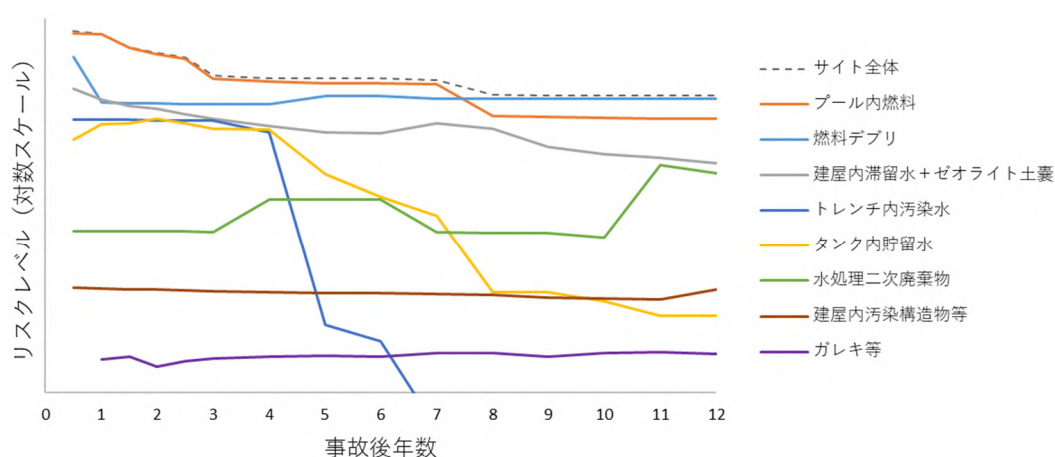


図 A3-2 主なリスク源ごとのリスクレベルの推移

(1) プール内燃料

事故後1年頃から、4号機について、燃料取り出し準備としてガレキ撤去や燃料取り出し用カバー設置等が行われ、プール内燃料のガレキ等による損傷リスクや損傷時における拡散抑制機能が強化されたこと、また、事故後2.5年から燃料の取り出しが行われ安全管理要求度の低い共用プールに移送したことにより、リスクレベルが低減した（2014年完了）¹³²。

1号機の建屋カバー（2011年設置）の拡散抑制機能により、安全管理要求度の低減によるリスクレベルの低減効果があったが、プール内燃料取り出し準備のために建屋カバーが取り外されたことにより（2015年）、現在ではこの効果はなくなっている¹³³。今後、ガレキ撤去時のダ

¹³² 廃炉プロジェクト 廃炉作業の状況 4号機燃料取り出し作業（ウェブサイト）東京電力ホールディングス株式会社

¹³³ 特定原子力施設監視・評価検討会（第57回）資料7「福島第一原子力発電所1号機 進捗状況およびオペレーティングフロア北側のガレキ撤去について」東京電力ホールディングス株式会社

スト飛散抑制のため、大型カバーを設置し、2027 年度～2028 年度にプール内燃料の取り出しを開始する計画である¹³⁴。

2 号機については、原子炉建屋の南側に燃料取り出し用構台を設置し、2024 年度～2026 年度にプール内燃料の取り出しを開始する計画である¹³⁴。

3 号機については、プール内燃料取り出し準備としてガレキ撤去等を実施した後に、2018 年に燃料取り出し用カバーが設置され、2019 年 4 月からプール内燃料取り出しを開始した。その後、2021 年 2 月に共用プールへの移送が完了した¹³⁵。

なお、プール内燃料の冷却が停止した場合、崩壊熱によりプール水温度の上昇及びプール水位の低下が考えられる。事故後 8 年目以降においては、使用済燃料プールの冷却停止後の水温上昇がこれまでの想定よりも緩やかであるとの知見を取り入れた結果、水位低下等のリスクが顕在化するまでの時間的余裕が増すことから、プール内燃料のリスクレベルはこれまでの評価よりも低くなっている。

(2) 燃料デブリ

燃料デブリは事故直後、溶融状態にあり、また、放射性物質の放出リスクが顕在化したため、リスクレベルの高い状態にあったが、放射性物質の減衰に加え、冷却機能の回復・強化により潜在的影響度・安全管理要求度が低減し、リスクレベルが低減した。

なお、(1)に記載のとおり、1 号機の建屋カバーの拡散抑制機能により、燃料デブリの飛散に伴うリスクが低減し、安全管理要求度の低減によるリスクレベルの低減効果があったが、現在ではこの効果はなくなっている。

(3) 建屋内滞留水+ゼオライト土嚢

建屋内滞留水は、燃料デブリの冷却及び地下水の建屋内への侵入等によって発生するが、セシウム吸着装置（KURION）及び第二セシウム吸着装置（SARRY）の運転開始、サブドレン・陸側遮水壁の効果、復水器中の水抜き、第三セシウム吸着装置（SARRY II）の運転開始等により、リスクレベルは低減している。この建屋内滞留水の処理は、プール内燃料取り出しに次いで、これまでサイト全体のリスクレベル低減に大きく寄与している。

(4) トレンチ内汚染水

2～4 号機の海水配管トレンチには事故直後から高濃度の汚染水が滞留していたが、トレンチ内を閉塞してその処理を完了している（2015 年完了）¹³⁶。2～4 号機に比べて低濃度である 1 号機の海水配管トレンチは、溜まり水の浄化について検討中である¹³⁷。

(5) タンク内貯留水

タンク内貯留水には浄化処理の段階により放射性物質濃度が異なる複数種類の貯留水が存在

¹³⁴ 廃炉中長期実行プラン（2022 年 3 月 31 日）東京電力ホールディングス株式会社

¹³⁵ 廃炉プロジェクト 廃炉作業の状況 3 号機使用済燃料プールからの燃料取り出し（ウェブサイト）東京電力ホールディングス株式会社

¹³⁶ 廃炉プロジェクト 廃炉作業の状況 海水配管トレンチ内の汚染水除去（ウェブサイト）東京電力ホールディングス株式会社

¹³⁷ 福島第一原子力発電所のトレンチ内で発見された放射性物質を含む溜まり水の点検について（2021 年度）東京電力ホールディングス株式会社

する。まず、建屋内滞留水の KURION、SARRY 及び SARRY II による浄化処理で発生するストロンチウム処理水は溶接型タンク内貯留水として保管されている。その後、多核種除去設備（ALPS）等により、更にリスクレベルが低減され、ALPS 処理水等（ALPS 処理水及び処理途上水）として溶接型タンクに保管されている。事故直後の短期間のみ稼働した蒸発濃縮装置から発生した濃縮廃液等は、放射性物質濃度の高い沈殿状のスラリー（濃縮廃液スラリー）が分離され、残った液体（濃縮廃液）については、溶接型タンクに移送することにより、漏えいリスクの低減及びリスクレベルの低減を図っている。

ALPS が稼働する前に KURION による処理で発生した濃縮塩水は、ALPS 及び高性能多核種除去設備（高性能 ALPS）の稼働により、2015 年に処理が完了している¹³⁸。

これらのタンク内貯留水は、堰のかさ上げと 2 重化（既設タンクは 2014 年に完了）、フランジ型タンクから溶接型タンクへの移送、フランジ型タンク底部に残水として存在していたストロンチウム処理水の処理（2019 年）及び ALPS 処理水等の処理（2020 年）により、リスクレベルの低減が図られている。なお、濃縮塩水のフランジ型タンク底部の残水については、2023 年 3 月末現在、タンク解体に向けて回収作業を実施中であり、フィルタ通水によりスラッジ分を除去した残水はプロセス主建屋へと移送される計画となっている。

(6) 水処理二次廃棄物

汚染水の処理により、多くの放射性物質が水処理二次廃棄物に移行する。除染装置スラッジ、KURION 及び SARRY 稼働（2011 年）、SARRY II 稼働（2019 年）による廃吸着塔、ALPS の稼働（2013 年）による ALPS スラリー、高性能 ALPS の稼働（2014 年）による廃吸着塔、海水配管トレンチを処理したモバイル式処理装置による廃吸着塔等が発生している。リスクレベルは、移替え対象 HIC に保管されている ALPS スラリーの影響により、事故後 2011 年以降、水処理二次廃棄物の中でも支配的な要因となっている。積算吸収線量の基準値を超えた又は超える時期が近いと評価された HIC は 2023 年度中の移替えが計画されており、2022 年度中の移替え作業の進捗を踏まえリスクレベルは低下傾向にある。時間経過とともに積算吸収線量が基準値に近づく HIC は徐々に増えていくが、移替え作業を計画的に実施し、積算吸収線量の基準値を超えないように管理できるようにすることでリスクレベルの低減につながる。それ以外のリスク源としては、除染装置スラッジの寄与が大きい。除染装置スラッジは現在では新たに発生しておらず、水処理二次廃棄物全体のリスクレベルは増加傾向にはない。今後は、津波対策としてプロセス主建屋内（T.P. 8.5m 盤）に保管されている除染装置スラッジを抜き出し（2025 年度計画）、保管容器に入れ、高台エリア（T.P. 33.5m 盤）に移送する計画である¹³⁹。

濃縮廃液から分離された濃縮廃液スラリーは、基礎がない地表に置かれ堰もない溶接型横置きタンクに収納されていたが、鉄筋コンクリートの基礎と堰が設置される安全対策がなされリスクレベルが低減した。

(7) 建屋内汚染構造物等

¹³⁸ 廃炉プロジェクト 廃炉作業の状況 汚染水の浄化処理（ウェブサイト）東京電力ホールディングス株式会社

¹³⁹ 特定原子力施設監視・評価検討会（第 104 回）資料 1-1-7 「除染装置スラッジの抜き出し工程変更について（補足説明資料）」東京電力ホールディングス株式会社

原子炉建屋、PCV 又は RPV 内で事故により飛散した放射性物質により汚染された構造物・配管・機器等（シールドプラグ・非常用ガス処理系配管等）からなる建屋内汚染構造物等は、事故時に PCV に接続された系統内へ流入した水素の滞留及び当該配管における万一の水素爆発を仮定した健全性評価結果等を踏まえリスクレベルが技術戦略プラン 2022 より上昇した。水素爆発を仮定した健全性評価の結果、弾性変形範囲を超えた 3 号機 S/C や HPCI タービン排気ラインについては、パージ作業等の計画が検討されている¹⁴⁰。

(8) ガレキ等

固体廃棄物のうちガレキ等は、固体廃棄物貯蔵庫、一時保管施設、屋外集積等、様々な状態で保管されており、それぞれで安全管理要求度が異なり、屋外シート養生や屋外集積のリスクレベルが最も高い。これまでも、覆土式一時保管施設受入開始（2012 年）、伐採木一時保管槽受入開始（2013 年）、固体廃棄物貯蔵庫増設（2018 年）等により、より管理状態の良い施設が増強されてきた。また、仮設保管設備のガレキ等については、より管理状態の良い固体廃棄物貯蔵庫への移送を実施した（2020 年）。増設固体廃棄物焼却設備の運用開始（2022 年 5 月）により、屋外保管の可燃性ガレキ類等について焼却減容を図った上で固体廃棄物貯蔵庫へ移送することが可能となった。今後は固体廃棄物保管管理計画に従って、減容処理設備、固体廃棄物貯蔵庫の更なる増設等により、2028 年度までに屋外一時保管を解消する計画である¹⁴¹。

¹⁴⁰ 特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合（第 10 回）資料 2-1「1 号機 RCW の水素滞留事象を踏まえた対応について（水素滞留事象の影響評価）」東京電力ホールディングス株式会社

¹⁴¹ 福島第一原子力発電所の固体廃棄物の保管管理計画（2023 年 2 月版）東京電力ホールディングス株式会社

添付資料4 PCV・建屋等の構造健全性における課題

PCV、RPV ペデスタル等の主要機器と原子炉建屋に関して、事故後、東京電力の検討や廃炉・汚染水・処理水対策事業において、構造健全性等の評価が進められた。その結果、主要機器と原子炉建屋等が一定の耐震裕度を有していることが確認されている。

今後は、既設の主要機器と原子炉建屋等、及び、燃料デブリ取り出しのために今後新設する機器・設備と建屋（既設の機器・設備と建屋の改造部を含む）が、要求機能を満足し、比較的長期にわたる燃料デブリ取り出しにおいて、①作業を安全に実施できること、②地震と津波を始めとする外部事象に対して所要の安全性を確保できることが必要である。また、③長期的な保守管理を前提としつつ、④今後の PCV 内部調査や燃料デブリ分析結果等で得られる新たな知見を燃料デブリ取り出し設備の設計や工法の検討にフィードバックすることが重要である。主な要求機能を以下に例示する。

○既設の機器・設備と建屋に関して（改造部を含む。必要に応じて経年影響も考慮）

- ・ PCV、RPV 及び原子炉建屋等の閉じ込め機能の劣化を抑制し、放射性物質の大量放出を抑制・防止する（閉じ込め機能の維持）。
- ・ 原子炉建屋等が、既設の主要機器に加えて、燃料デブリ取り出しのために原子炉建屋等に新たに設置される機器・設備を安全に支持する（支持機能の維持）。

○燃料デブリ取り出しのために新設する機器・設備と建屋に関して（既設の機器・設備への接続部を含む）

- ・ 設計要求に応じた機能を有し、放射性物質の大量放出を抑制・防止する（閉じ込め機能の確保）。
- ・ 燃料デブリ取り出しのために設置される機器・設備を安全に支持する。（支持機能の確保）。
- ・ 新設する建屋等が所要の安全な作業環境を提供する（遮へい性能の確保等）。

東京電力では、既設の構内の設備・機器と建屋に対し、劣化進展を考慮した長期保守管理計画を 2020 年度に策定し、運用を開始している。今後の調査等により事故についての新たな事実が明らかになった時には、事故進展解析等の評価を行って特に損傷等の事故影響を明らかにするとともに、劣化進展を考慮の上で廃炉期間にわたる機能の確保を図ることが必要である。また、既設の機器・設備と建屋に関し、2021 年 2 月 13 日及び 2022 年 3 月 16 日に発生した福島県沖を震源とする地震^{142,143}では、1、3 号機の PCV の水位低下が確認された。いずれの地震でも冷却機能は維持されたが、両地震も踏まえ、中長期を見据えた上記の機能を有する機器・設備と建屋を保全管理するために、事故影響、経年劣化、並びに今後の廃炉期間中に想定される外部事象（地震、津波等）に対する影響評価を進めておく必要がある。これらの影響に関し

¹⁴² 福島県沖を震源とする地震。宮城県と福島県で最大震度6強を観測した。福島第一では、6号機原子炉建屋の地下2階（基礎盤上）に設置した地震計で最大加速度235galの揺れが記録された。これは、原子力規制委員会の決定した新耐震設計方針適用前の基準地震動Ss（600gal）に対する建屋の地震応答解析結果の約半分程度の応答レベルに相当する。

¹⁴³ 福島県沖を震源とする地震。宮城県と福島県で最大震度6強を観測した。福島第一原子力発電所では、6号機原子炉建屋の地下2階（基礎盤上）に設置した地震計で最大加速度221galの揺れが記録された。

従来の評価では限定的であったことに鑑み、高線量下での遠隔操作等が困難な課題となる調査計画の立案及び推進に、既往の技術や評価結果を最大限活用するほか、状況把握のための要素技術の開発が必要である。その際には、安全性を優先しつつ、原子力分野だけでなく、広く他分野の最新知見と実績の積極的な導入を図ることが有用である。特に、1号機のRPVペデスタルについては、PCV内部調査によって作業員アクセス口部付近やペデスタル内壁面のほぼ全周では、下部のコンクリートが消失している等の状況が確認されたことから、東京電力ではこれらを踏まえた評価を実施している。ただし、得られた情報はまだまだ限定的であり、検討条件の多くは推測に基づくこととなる。このため、評価結果によらず、支持機能の喪失等の事象を想定した影響評価と必要な対策の検討が重要である。また、得られた情報は事故進展の解明についても有用な手掛かりとなり、他の情報と併せて今後の評価に活用すべきである。

上記の影響評価に基づいて、今後想定される地震や経年劣化によるリスクへの備えをできることから実施していくことが重要である。以下に地震リスクと経年劣化リスクへの備えについて述べる。

(1) 地震リスクへの備え

今後想定される地震によるリスクへの備えとして、耐震評価によって裕度を見極めた上で、対策を具体化することが重要であるが、その際には現場の不確かさと作業の難易度、作業員被ばくを十分に考慮しなければならない。

耐震評価のためには、事故による影響や経年劣化による減肉等を実状に合わせて考慮し、検討条件として設定する必要がある。しかし、高線量環境下にあるため、把握できる情報は限定的であり、検討条件の多くを推定に基づいて保守的に設定することにより、対策の難易度を高める可能性がある。したがって、不確かさが高いがゆえに過度に保守的な条件設定になることを考慮し、事故時の影響のほか、経年劣化の実状を精度良く把握することに努めることが重要である。例えば、計測できるところは限定的ではあるが、配管等の腐食進展速度の計測結果を、モデル分析を踏まえて測定出来ない場所の推定に生かす等、そのフィードバックの範囲や仕方について、不確かさを低減するべく工夫していく必要がある。

そのほか、地震リスクへの備えの一つとして地震時に発生する応力を低減させる方法がある。この例としては、事故の影響によって水位が通常運転時よりも高い1、3号機のS/Cの水抜きを計画中である。いずれも水位低下作業に万全を期するため、まずは測定範囲の広い水位計の新規設置に向けた対応を実施している。

1～3号機の原子炉建屋については、事故後の損傷状態を考慮した耐震評価により一定の安全性を確認している。しかし、上記の主要な設備と同様、燃料デブリ取り出し期間中の長期にわたって、今後、耐震安全性を確認していく必要がある。

そのためには、高線量下のため、実施困難な状況にあるとはいえ、継続的な調査を行い、損傷状態や劣化・腐食状況の把握に努めなければならない。

東京電力では以下の取組を進めているが、継続的な調査により知見の蓄積を図り、建屋の状態に関する情報として集約することが重要である。

- ・ ロボットやドローン等を活用した無人化・省人化技術の適用
- ・ 詳細評価が可能な4号機を活用したコンクリートの調査

- ・地震計の整備と観測記録の活用

耐震評価上考慮している部材に対して、上記の調査等により、構造性能の低下、大地震による損傷の追加等の新たな事実や知見が明らかになった場合には、建屋の状態に関する情報を更新し、耐震評価に適宜反映することが重要である。

(2) 経年劣化リスクへの備え

RPV や PCV 等の経年劣化としては腐食による減肉が想定されるため、経年的には構造強度が低下していく傾向にある。このための備えとしては、構造物そのものへの対策と、構造物が置かれている環境への対策が考えられる。前者としては、一般的にはコーティング等があるが、人が容易に近づけないことを考えると難易度が極めて高い。このため、後者の環境への取組を優先して検討する。現状の取組として、原子炉注水に対しては、タンク内での窒素バブリングやヒドラジン注入により、溶存酸素濃度の低減を図る対策を講じており、気相部に関しては PCV 内部に窒素を封入する対策を講じている。

一方で PCV は損傷しており、経年劣化も進展していくことも考えると、特に PCV 内部の酸素濃度が低い状態を適切に継続的に維持していく取組が重要である。

また、既設及び新設の機器・設備と建屋に関しては、燃料デブリ取り出し時の荷重条件（新設される機器・設備の配置、大きさ、重量、PCV/生体遮へい壁への開口部の新設等）が今後の設計進捗に応じて具体化される。機器・設備と建屋の構造健全性の確保に向け、サイトの状況を反映しつつ、それらの最新の設計情報に基づいて着実に検討を進める。

なお、新設する機器・設備と建屋の具体的な設計では、耐震クラスの設定とそれに基づいて耐震評価を行うことが重要となる。一方、事故で損傷した建屋や主要機器等については、いまだに高線量の環境下で補修や補強も容易でない状況にある。このため、設計に用いる地震動やクライテリアは、原子力規制委員会の決定した新耐震設計方針^{144,145}に従って、リスク評価の観点も含めて適切に設定する。その際、今後の燃料デブリ取り出しを始めとする個々の廃炉作業に必要な設備の設計方針に関し、安全確保最優先であることは当然として、適用する地震動や解釈等について、審査の独立性を担保しつつ、申請前に東京電力が原子力規制庁と意見交換のできる枠組みを構築し、運用することが重要と考える。

そのほか、既設設備の評価において、耐震性に直接影響がない部材や耐震評価上、無視している部材についても、事故影響で破損した部位等が崩落した場合には、構造上及び放射線安全上の支障が生じなくても社会的に大きな影響を与える可能性がある。それを避けるため、日々のモニタリングにより劣化の進行がないか注視するとともに、人身安全、設備安全の観点からの管理を徹底する必要がある。

¹⁴⁴ 原子力規制庁 「令和3年2月13日の地震を踏まえた東京電力福島第一原子力発電所の耐震設計における地震動とその適用の考え方」、原子力規制委員会（第19回）資料3、2021.7.7。

¹⁴⁵ 原子力規制庁 「令和3年2月13日の地震を踏まえた東京電力福島第一原子力発電所の耐震設計における地震動とその適用の考え方（2回目）」、原子力規制委員会（第30回）資料2、2021.9.8。

○原子力規制委員会の決定した新耐震設計方針について（参考）

原子力規制委員会では、「平成 23 年度東北地方太平洋沖地震の地震動は Ss600 を上回り、令和 3 年 2 月 13 日の地震動が Sd300 を上回るものであったことに鑑みれば、今後の 1F の耐震設計に用いる地震動は、このような地震動が実際に観測されたこと等を考慮したものが必要と考える」³とした上で、『・・・当面の間、検討用地震動（Ss900）を基本とした「1F の耐震設計における地震動とその適用の考え方」を再整理することが適当・・・』³とし、従来の検討用地震動¹⁴⁶を基本とする体系（Ss900 体系）を適用することを了承した。また、従来の耐震クラス（S クラス、B クラス、C クラス）に加え、B クラスより高い耐震クラスとして新たに B+を導入³した。

以上から、新規に設置する設備等については、以下の耐震方針³が適用される。

- ・ 検討用地震動（Ss900）を福島第一原子力発電所における新たな基準地震動（Ss900）として設定する。
- ・ 1/2 Ss（最大加速度 450gal（Ss900 の 1/2）。以下「Sd450」という。）を新たな弾性設計用地震動（Sd）として適用する

その上で、福島第一原子力発電所の状況を勘案して以下を求めている。

- ・ 地震力の算定に際しては水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせる。
- ・ B+クラスには、B クラスに適用する地震動に加えて、Sd450 に対して安全機能が維持されること。
- ・ 既に設置している設備については、原則として上記と同様の考えを適用する。ただし、該当する耐震クラスに対応した耐震性を評価した上で追加の対応が必要とされる設備のうち、廃炉作業への影響や対応の実施による被ばくリスク等を勘案し合理的な範囲内で補強等の対応ができないものについては、耐震性の不足に起因するリスクを早期に低減するための対策を個別に検討する。

福島第一原子力発電所の耐震設計における耐震クラス分類と地震動の適用の考え方については、「1F の施設・設備の耐震評価については、①耐震クラス分類（S、B+、B、C）、②廃炉活動への影響、上位クラスへの波及的影響、供用期間、設計の進捗状況、内包する液体の放射エネルギー等を考慮して適用する地震動を設定するとともに、必要に応じて対策を判断する。」⁴としている。耐震クラス分類と施設等の特徴に応じた地震動の設定及び必要な対策を判断する流れについては別添⁴で定めていたが、被ばく評価期間、放射線防護対策、建屋耐震設計等の現実的な緩和策を考慮した上で判断するよう変更¹⁴⁷されている。また、1/2Ss に対して機能維持を求めている B+クラスの施設・設備については、2022 年 3 月 16 日の福島県沖の地震動が当該施設・設備の機能に与える影響を評価することを求めている。

¹⁴⁶ 東京電力HD「東京電力福島第一原子力発電所の外部事象に対する防護の検討について」、特定原子力施設監視・評価検討会（第27回）資料2、2014.10.3。

¹⁴⁷ 原子力規制庁「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における耐震クラス分類と地震動の適用の考え方」、原子力規制委員会（第51回）資料3、2022.11.16

添付資料5 SED 指標の概要

サイト全体に存在する様々な特徴を有するリスク源について、リスク低減対策を実施すべき優先度を決定する上で重要な要素として、NDA が開発した SED 指標¹⁴⁸を参考にして分析を実施した。福島第一原子力発電所への適用に当たっては、福島第一原子力発電所固有の特徴を反映しやすいように一部変更した（次ページ以降参照）。以下に、SED 指標の概要と、福島第一原子力発電所への適用に当たって変更した部分について述べる。

SED 指標は下式で表される。第一式は廃棄物等を対象として広くに用いられるもの、第二式は汚染土壌の評価に用いられるものである。各々の式において、第一項をリスク源が持つ潜在的影響度、第二項を安全管理要求度と呼ぶ。

$$SED = (RHP + CHP) \times (FD \times WUD)^4$$

または

$$SED = (RHP + CHP) \times (SSR \times BER \times CU)^4$$

潜在的影響度はリスク源が有する放射能等に基づく公衆への影響を表す指標であり、第一式の安全管理要求度はリスク源を内包する施設の閉じ込め機能の十分性や、リスク源の特性（劣化や活性度）等による長期的な安定性や取扱い性を表す指標である。第二式の安全管理要求度は、敷地境界までの距離や地下水の流れの状況等による汚染土壌の公衆へのリスク顕在化までの時間猶予、リスク低減対策を早期に実施することのメリット、現状評価及び将来予測の不確実性を表す指標である。福島第一原子力発電所の主要なリスク源の SED 指標は、第一式により評価を実施している。潜在的影響度と安全管理要求度は、両者ともリスク低減対策の優先度を決定する上で考慮されるべき要素であり、NDA が開発した SED 指標は、潜在的影響度と安全管理要求度の両者の優先度への寄与を大まかに表せるように、掛け算の形で表されている。閉じ込め機能が脆弱で多量の放射能を有するリスク源は対策の優先度が高く、反対に閉じ込め機能が十分で少量の放射能を有するリスク源の対策の優先度は低い。これらのリスク源の中間的な状態にある、閉じ込め機能が十分で多量の放射能を有するリスク源と、閉じ込め機能が脆弱で少量の放射能を有するリスク源を比較した場合には、後者の方が対策の優先度が高くなることから、優先度への寄与としては安全管理要求度の方が潜在的影響度よりも支配的になるように設定されるべきものである。しかしながら、後述するように潜在的影響度には放射能等の数値の影響が直接的に表れる一方で、第一式の安全管理要求度を構成する FD 及び WUD にはそれぞれ 2～100 の範囲のスコアが割り当てられることから、安全管理要求度を FD と WUD の積のみで定義して潜在的影響度に乗じるだけでは、対策の優先度への寄与としては潜在的影響度の方が支配的になり得る。これらを考慮して、対策の優先度への安全管理要求度の寄与を大きくするために、SED 指標では潜在的影響度に FD と WUD の積の 4 乗で定義した安全管理要求度を乗じるように設定されている¹⁴⁹。

¹⁴⁸ NDA Prioritization – Calculation of Safety and Environmental Detriment score, EPGR02 Rev.6, April 2011.

¹⁴⁹ The NDA Prioritisation Process - Development Process Route Map Report, EGR014 Rev.0, July 2006.

以下、各指標について説明する。CHP は化学物質の潜在的影響度であるが、ここでは使用しないので、説明は省略する。

(1) 潜在的影響度

Radiological Hazard Potential (RHP) は、放射性物質の潜在的影響度を表す指標であり、放射性物質が全量放出された際に公衆に及ぼす影響を下式で表したものである。

$$RHP = Inventory \times \frac{Form Factor}{Control Factor}$$

Inventory は、下式のように、リスク源の放射能 Radioactivity と潜在的比毒性 Specific Toxic Potential (STP) で表され、実効線量に相当する¹⁵⁰。STP は、1TBq の放射性物質を水で希釈し、その一定量を 1 年間摂取した際の被ばく量が 1mSv となるような水の希釈量であり、線量係数に相当する。SED 指標では保守的に、経口摂取と呼吸のうち大きい線量係数を用いている。

$$Inventory(m^3) = Radioactivity(TBq) \times STP(m^3/TBq)$$

Form Factor (FF) は、気体、液体、固体等の性状の相違によって、実際にどれだけの放射性物質が放出されるかを表す指標であり、表 A5-1 に与えられている。気体や液体は、閉じ込め機能を完全に喪失すると 100%放出、粉末は測定データに基づいて 10%放出としている。固体には明確な根拠はなく、放出されにくいことを表すために十分小さい数値として設定したものである。

表 A5-1 では、NDA が使用している定義に、特に燃料デブリに対して想定されるいくつかの形態を追加した。#4 と#5 はスコア自体、新たに設定したものである。

Control Factor (CF) は、リスク源の特徴として、発熱性、腐食性、可燃性、水素発生等の可能性、空気や水との反応性、臨界性等を考慮したものであり、安定している現状を維持するための安全機能が喪失した場合に、復旧するまでにどの程度の時間余裕があるかを示す指標であり、表 A5-2 に与えられている。CF は NDA の定義どおりである。

(2) 安全管理要求度—FD, WUD

Facility Descriptor (FD) は、施設の閉じ込め機能が十分かどうかを表す指標である。施設の健全性、閉じ込め機能の多重性、安全対応状況等の要素の組み合わせによってリスク源を序列化する。

Waste Uncertainty Descriptor (WUD) は、リスク源の取り出しが遅れた場合に影響が生じるかどうかを表す指標である。リスク源の劣化や活性度、梱包や監視状態等の組み合わせによってリスク源を序列化する。

これらは、NDA の定義のままでは福島第一原子力発電所に適用することが困難であったため、各々表 A5-3 及び表 A5-4 のように再設定した。

¹⁵⁰ Instruction for the calculation of the Radiological Hazard Potential, EGPR02-WI01 Rev.3, March 2010.

(3) 安全管理要求度－SSR, BER, CU

汚染土壌の安全管理要求度評価に用いる SSR, BER, CU は NDA の定義のままであり、各々のスコアを表 A5-5 に示す。

Speed to Significant Risk (SSR) は、敷地境界までの距離や地下水の流れの状況等、公衆が影響を受けるまでの時間に関するもので、対策の緊急度を評価するための指標である。

Benefit of Early Remediation (BER) は、リスク対策を早期に実施することのメリットを評価するための指標である。

Characterisation Uncertainty (CU) は、リスク評価モデルの信頼性または不確実性を評価するための指標である。

表 A5-1 FF の定義とスコア表

#	形態	FF
1	気体、液体、水分の多いスラッジ [※] 及び凝集粒子 [※]	1
2	その他スラッジ	1/10 = 0.1
3	粉及び遊離性汚染物（表面汚染等） [※]	1/10 = 0.1
4	固着性 [※] または浸透汚染物（表面浸透汚染） [※]	1/100 = 0.01
5	脆く分解しやすい固体（空隙部の多い MCCI 等） [※]	1/10,000 = 1E-4
6	不連続な固体（ペレット等、人力で運搬可能な大きさと重さ）	1/100,000 = 1E-5
7	連続した固体	1/1,000,000 = 1E-6

※：福島第一原子力発電所への適合性を高める目的で、NDA での定義に加えて追加した形態

表 A5-2 CF の定義とスコア

#	リスクが顕在化するまでの時間裕度	CF
1	数時間	1
2	数日	10
3	数週間	100
4	数か月	1,000
5	数年	10,000
6	数十年	100,000

表 A5-3 FD の判断基準とスコア

カテゴリ	判断基準 (福島第一原子力発電所への適合性を高める目的で、NDA での定義を修正)	NDF スコア
1	拡散抑制機能の構成物が存在しない。このため格納機能についての評価ができない。	100
2	事故の影響等により「評価時点 ^{*1} 」において、「安全評価基準 ^{*2} 」を満たさない。 拡散抑止機能の構成物は一重。	91
3	事故の影響等により「評価時点」において、「安全評価基準」を満たさない。 拡散抑制機能の構成物は多重。	74
4	拡散抑制機能の構成物に内包されるリスク源の「作業時点（移動、処理、回収等の作業を行う時点） ^{*3} 」まで、「安全評価基準」を満たさない。 「評価時点」では、「安全評価基準」を満足する拡散抑制機能の構成物が存在する。	52
5	リスク源の「作業時点（移動、処理、回収等の作業を行う時点）」まで、拡散抑制機能の健全性が評価されており、「安全評価基準」を満足する。 「不測の事態 ^{*4} 」の発生頻度が高く、不測の事態が発生した際に、内包されるリスク源の拡散を防止する対策が不十分。 拡散抑制機能の構成物は一重。	29
6	リスク源の「作業時点（移動、処理、回収等の作業を行う時点）」まで、「安全評価基準」を満足する。 「不測の事態」の発生頻度が高く、内包されるリスク源の拡散を防止する対策が不十分。 拡散抑制機能の構成物は多重。	15
7	リスク源の「作業時点（移動、処理、回収等の作業を行う時点）」まで、「安全評価基準」を満足する。 周辺に「安全評価基準」を満足しない施設等があり、これら隣接施設へ（からの）リスク源の拡散影響 ^{*5} を与える（受ける）可能性が高い。 拡散抑制機能の構成物は一重。	8
8	リスク源の「作業時点（移動、処理、回収等の作業を行う時点）」まで、「安全評価基準」を満足する。 隣接施設へ（からの）リスク源の拡散影響を与える（受ける）可能性が高い。 拡散抑制機能の構成物は多重。	5
9	リスク源の「作業時点（移動、処理、回収等の作業を行う時点）」まで、「安全評価基準」を満足する。 隣接施設へ（からの）リスク源の拡散影響を与える（受ける）可能性が低い。 拡散抑制機能の構成物は一重。	3
10	リスク源の「作業時点（移動、処理、回収等の作業を行う時点）」まで、「安	2

	全評価基準」を満足する。 隣接施設へ（からの）リスク源の拡散影響を与える（受ける）可能性が低い。 拡散抑制機能の構成物は多重。	
^{*1} SED スコアを検討する「時点」、すなわち評価する「現時点」をいう。 ^{*2} ここでいう「安全評価基準」とは、「措置を講ずべき事項」、あるいは、「設計基準事象の範囲での拡散抑制機能の確保」をいう。 ^{*3} SED スコアを検討する対象であるリスク源を、処分・搬出等のために「回収」する時点をいう。 ^{*4} 不測の事態としては外部事象（自然災害等）を想定する。 ^{*5} 不測の事態による外的影響や隣接施設における事象（火災等）等による影響を受けた際に、隣接施設へ（からの）リスク源の拡散の可能性がある。		

表 A5-4 WUD の判断基準とスコア

カテゴリ	判断基準 (福島第一原子力発電所への適合性を高める目的で、NDA での定義を修正)	NDF スコア
1	燃料（核分裂性物質を含有するもの）であり、活性 ^{*1} である。 処理や回収等の作業に必要な情報（存在量、存在箇所、放射能等）が不十分で（確認または推定ができず）、モニタリング等による管理・監視が不可能な状態である。 ハンドリングに適した形状となっていない、或いは、専用容器に収納されていない等の理由で、そのままの形態・状態ではハンドリングできない。	100
2	燃料であり、活性（核分裂性を有する）である。 処理や回収等の作業に必要な情報が不十分で、管理・監視が不可能な状態である。 ハンドリングに適した形状となっている、或いは、専用容器に収納されている等の理由で、そのままの形態・状態でハンドリングできる。	90
3	活性であるが、燃料以外（廃棄物）である。 処理や回収等の作業に必要な情報が不十分。	74
4	燃料であり、活性（核分裂性を有する）である。 処理や回収等の作業に必要な情報が得られており（確認または推定でき）、モニタリング等により管理・監視が可能な状態である。 そのままの形態・状態でハンドリングできない。	50
5	燃料であり、活性（核分裂性を有する）である。 処理や回収等の作業に必要な情報が得られており、管理・監視が可能な状態である。 そのままの形態・状態でハンドリングできる。	30
6	活性であるが、燃料以外（廃棄物）である。 処理や回収等の作業に必要な情報がある。	17
7	不活性 ^{*2} であるが、物理的・幾何学的な不安定性がある。 そのままの形態・状態でハンドリングができない。	9
8	不活性であるが、物理的・幾何学的な不安定性がある。 そのままの形態・状態でハンドリングできる。	5
9	不活性であり、物理的・幾何学的な不安定性が無い、或いは、十分低い。 そのままの形態・状態でハンドリングができない。	3
10	不活性であり、物理的・幾何学的な不安定性が無い、或いは、十分低い。 そのままの形態・状態でハンドリングできる。	2
^{*1} 「活性」とは、CF で定義する反応性を、管理や作業に影響を及ぼす程度に顕著に有するもの。 ^{*2} 「不活性」とは、反応性を有さない、或いは、十分低いもの。		

表 A5-5 SSR, BER, CU の定義とスコア

指標	スコア	判断基準	
SSR	25	5 年以内にリスクが顕在化する可能性がある。	
	5	40 年以内にリスクが顕在化する可能性がある。	
	1	40 年以上（リスクが顕在化する可能性はほぼ無い）。	
BER	20	対策の実施により、リスクを 2 桁以上低減可能、または管理が階段状に容易になる。	
	4	対策の実施により、リスクを 1 桁以上低減可能、ただし管理は容易にならない。	
	1	リスク低減効果が非常に小さく、管理も容易にならない。	
CU	20	①+②= 5～6 点	①現状に対する評価 1 点：主要な核種や拡散経路がモニタされている。 2 点：モニタされているが、評価モデルの構築に十分なデータはない。 3 点：モニタされていない。 ②将来予測に対する評価 1 点：評価モデルの構築に十分なサイト特性が得られている。 2 点：サイトを代表する主要な特性が得られている。 3 点：将来予測に使用可能なモデルが無い。
	4	①+②= 3～4 点	
	1	①+②= 2 点	

添付資料6 主要なリスク源として明示的に取り扱っていないリスク源

主要なリスク源は本文表 1 のとおりであるが、福島第一原子力発電所全体の廃炉を見据えると、主要なリスク源では明示的に取り扱っていないリスク源にも着目しておく必要がある。表 A6-1 では、事故前から存在する廃棄物や事故により拡散された低濃度の放射性物質等に着目し、原子力規制委員会の中期的リスクの低減目標マップ¹⁵¹も参考にして整理した。

表 A6-1 主要なリスク源として明示的に取り扱っていないリスク源 (1/2)

分野	リスク源	概略
液状の放射性物質	建屋内床面スラッジ	1～4号機のタービン建屋及び廃棄物処理建屋、4号機の原子炉建屋は床面露出状態を維持し、これらの露出後のスラッジは $1.9 \times 10^{13} \text{Bq}^{152}$ 。なお、1～3号機の原子炉建屋、プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋は滞留水処理を継続中。
	地下貯水槽	全地下貯水槽の残水回収は完了 ¹⁵³ 。解体・撤去の方針は検討中。
	構内溜まり水	2015年のリスク総点検で抽出し ¹⁵⁴ 、以降、適宜、放射性物質濃度、水量を確認している状況 ¹⁵⁵ 。
使用済燃料	5／6号機プール内燃料	5号機：1,374体、6号機：1,456体 ¹⁵⁶
	使用済制御棒等	使用済制御棒等：23,547本。シュラウド片等：193m ³ ¹⁵⁷ 。主要核種はCo-60。
	プール水	2013年までに2～4号機の塩分除去完了。

¹⁵¹ 東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ（2023年3月版）原子力規制委員会

¹⁵² 第87回特定原子力施設監視・評価検討会「資料3-5：建屋滞留水処理等の進捗状況について」

¹⁵³ 第44回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合/事務局会議「資料3-6：発電所内のモニタリング状況等について（1～3号機放水路の状況、地下貯水槽の状況について）」

¹⁵⁴ 福島第一原子力発電所の敷地境界外に影響を与えるリスク総点検～検討結果～（2015年4月28日）東京電力株式会社

¹⁵⁵ 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1：汚染水等構内溜まり水の状況（2022.3.24時点）」

¹⁵⁶ 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3-2：使用済燃料等の保管状況」

¹⁵⁷ 原子力規制委員会 被規制者との面談資料「福島第一原子力発電所における固体廃棄物について」2021年6月18日 東京電力ホールディングス株式会社

表 A6-1 主要なリスク源として明示的に取り扱っていないリスク源 (2/2)

分野	リスク源	概略
固形状の放射性物質	建屋周辺のカレキ	水素爆発により建屋上屋に飛散したカレキの撤去が作業・計画中。物量については未確認。
	震災前廃棄物	ドラム缶相当で 185,816 本保管 ¹⁵⁸ 。主要核種は Co-60。
外部事象等への対応	建屋への雨水流入水	屋上のカレキ撤去・新規防水。雨樋への浄化材設置。排水管への逆止弁設置。ルーフトレインの改修・閉塞 ¹⁵⁹ 。T.P.2m、T.P.6m 及び T.P.8.5m 盤のフェーシングを完了 ¹⁶⁰ 。
	メガフロート	着底・内部充填作業完了 ¹⁶¹ 。護岸整備工事及び盛土工事を実施中。
廃炉作業を進める上で重要なもの	オベフロのダスト	放出管理目標値 (1×10^7 Bq/h) 未満。徐々に低下傾向 ¹⁶² 。
	3号機原子炉建屋 3・4階の放射線源	3階では、複数箇所の梁が損傷、最大 45mSv/h を測定。4階では 104mSv/h を確認 ¹⁶³ 。
	排水路	A 排水路では Cs-137: ND~23Bq/L へ低下 ¹⁶⁴ 。K 排水路では 2号機原子炉建屋屋上の汚染源除去を実施し、67Bq/L まで低下。その他、浄化材を設置 ¹⁶⁵ 、弁別型 PSF モニタの運用等の対策を実施 ¹⁶⁶ 。
	排気筒	1/2号機排気筒: 2019年8月より解体作業を実施し、全高 120m のうち、上部 61m を全 23 ブロックに分割して解体。2020年5月1日に地上 59m の筒身部に雨水侵入防止用の蓋を設置し解体完了 ¹⁶⁷ 。 3/4号機排気筒: 基部で 3 mSv/h を測定 ¹⁶⁸ 。
	汚染土壌	表土分析の結果、採取サンプルの半数以上が放射性物質対処措置法に基づく指定基準 (8,000Bq/kg) を超過 ¹⁶⁹ 。

¹⁵⁸ 原子力規制委員会 被規制者との面談資料「福島第一原子力発電所使用済燃料共用プール運用補助共用施設排気放射線モニタおよび燃料貯蔵区域換気空調系の復旧状況について」2018年9月21日 東京電力ホールディングス株式会社

¹⁵⁹ 第78回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合/事務局会議「資料3-1: 屋根雨水対策の進捗状況」

¹⁶⁰ 第84回特定原子力施設監視・評価検討会「資料1-3: 汚染水発生抑制対策の進捗及び検討状況 建屋毎の地下水及び雨水流入量」

¹⁶¹ 第81回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合/事務局会議「資料3-1: 1F メガフロートの津波リスク低減完了について」

¹⁶² 福島第一原子力発電所における日々の放射性物質の分析結果 (ウェブサイト) 東京電力ホールディングス株式会社

¹⁶³ 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「資料3: 現地調査の実施状況について」

¹⁶⁴ 第32回特定原子力施設監視・評価検討会「資料2: K 排水路の廃水濃度低減対策状況について」

¹⁶⁵ 第63回特定原子力施設監視・評価検討会「資料2: 雨水流入抑制対策 (タービン建屋雨水排水 浄化材設置の進捗状況)」

¹⁶⁶ 第74回廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合/事務局会議「資料3-6: K 排水路における PSF モニタの運用開始について」

¹⁶⁷ 「福島第一原子力発電所1/2号機排気筒解体作業完了について」(2020年5月1日) 東京電力ホールディングス株式会社

¹⁶⁸ 第19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「資料4: 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(案)」

¹⁶⁹ 福島第一原子力発電所における日々の放射性物質の分析結果 (ウェブサイト) 東京電力ホールディングス株式会社

添付資料7 リスクの時間変化

英国のリスク管理の考え方の概要を、図 A7-1 に示す。現在のリスクレベルが白色の領域にあるとしても、そのままの状態がいつまでも許容されるわけではなく、許容できない時期が到来する（黄色の領域）。さらに、時間の経過とともに、施設やリスク源の劣化等によりリスクレベルが増加する可能性がある（点線）。一方、リスク低減措置を実施する場合には、リスクレベルが一時的に増加する可能性があるものの、周到な準備と万全の管理によって、受容できない領域（赤色の領域）に入らないようにすることが可能である。このように、受容又は許容できない領域に入ることなく、リスクレベルを十分に下げることを目指すべきである（実線）。

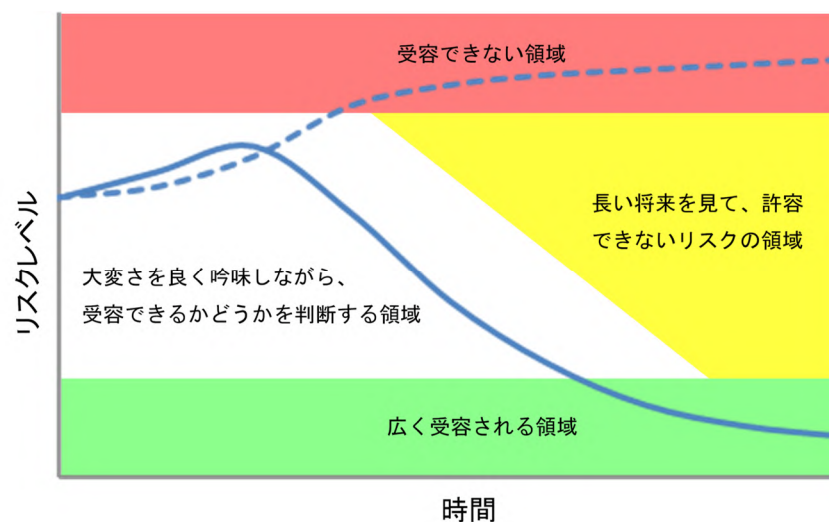


図 A7-1 リスクの時間変化¹⁷⁰

¹⁷⁰ V. Roberts, G. Jonsson and P. Hallington, "Collaborative Working Is Driving Progress in Hazard and Risk Reduction Delivery at Sellafield" 16387, WM2016 Conference, March 6-10, 2016. M. Weightman, "The Regulation of Decommissioning and Associated Waste Management" 第1回福島廃炉国際フォーラム（2016年4月）。

添付資料8 燃料デブリ取り出しの対象となる燃料デブリについて

東京電力（株）福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ（2011年12月21日）においては、燃料デブリを「燃料と被覆管等が溶融し再固化したもの」と解説しており、IAEAのレポート^{171,172}の趣旨に従うと、燃料デブリとは「燃料集合体、制御棒、炉内の構造材がともに溶融して固まった燃料」である。

PCV内の状態を、これまでの内部調査、TMI-2やチヨルノービリ原子炉といった過去の事故事例、溶融再現試験等の結果から総合的に想定したものを図A8-1に示す。ただし、図の損傷状況は特定の号機を示しているものではない。図中に示されるように、詳細にみると、燃料デブリは損傷ペレット、デブリ、クラスト等のように形態に応じて呼称することができる。

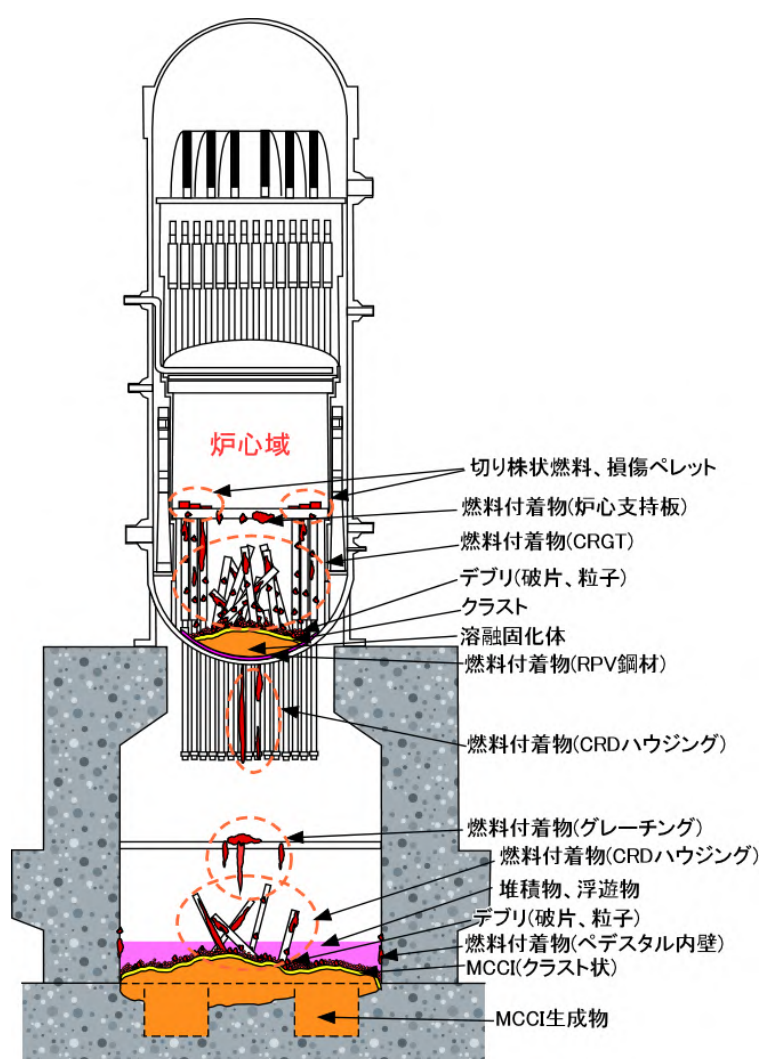


図 A8-1 福島第一原子力発電所で想定される PCV 内の状態

¹⁷¹ International Atomic Energy Agency Experiences and Lessons Learned Worldwide in the Cleanup and Decommissioning of Nuclear Facilities in the Aftermath of Accidents, IAEA Nuclear Energy Series No. NW-T-2.7, Vienna (2014)

¹⁷² Managing the Unexpected in Decommissioning, IAEA Nuclear Energy Series No. NW-T-2.8, Vienna (2016)

核燃料物質を含むものには臨界性への配慮が必要であるため、今後の取り出し、収納・移送・保管の観点から、PCV内に存在する物質は、核燃料物質を含むものと含まないものに大きく分類することが合理的であると考えられる。核燃料物質を含まないものであっても、放射性のセシウム-137 や放射化生成物であるコバルト-60 等の放射性物質が含有、あるいは付着していると想定される。その場合には放射性廃棄物として取り扱うことになる。

以上を踏まえ、燃料デブリ取り出しの対象としての燃料デブリの概念を整理した一例が図 A8-2 である。炉心損傷により生じた物質は、燃料成分の含有量、外観上の形態から様々な呼称があるが、臨界対策の必要性、燃料含有量により分類した。

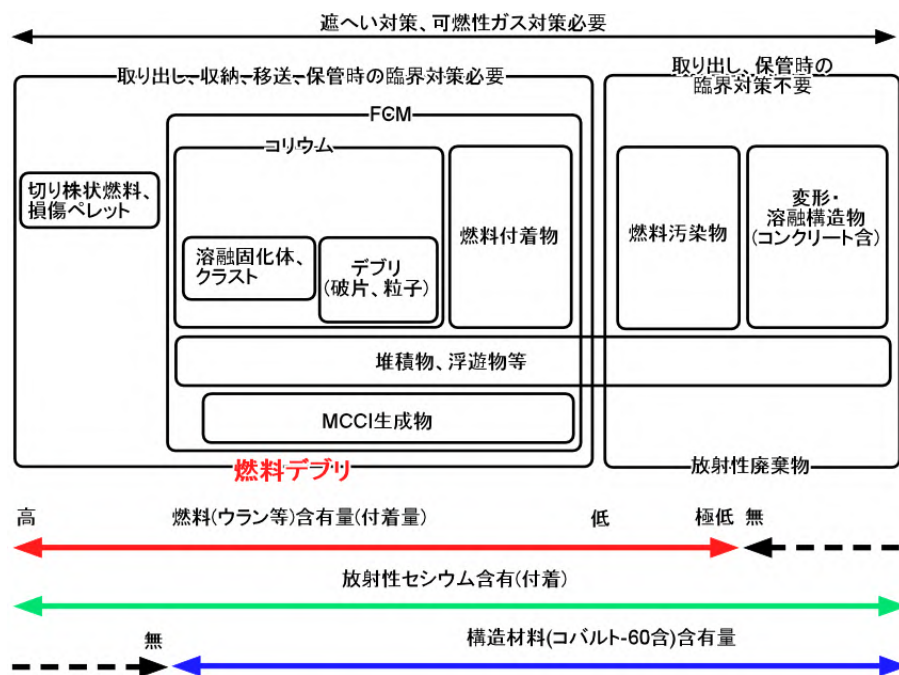


図 A8-2 福島第一原子力発電所事故における燃料デブリ取り出しの対象となる燃料デブリの概念整理の例

【用語解説】

- ・ FCM : Fuel Containing Materials (燃料含有物質)。溶融した燃料成分が構造材を巻き込みながら、固化したものを広義に指す。外観から、lava-like FCM (溶岩状 FCM) と呼称することもある。
- ・ コリウム : corium。主に炉心成分である燃料集合体、制御棒成分が溶融固化したものの。
- ・ クラスト : crust。固い外皮、甲殻のこと。溶融した燃料が固化する際に表面層では冷却速度が大きいために、殻状に硬く固化することがある。
- ・ MCCI 生成物 : Molten Core Concrete Interaction (溶融炉心コンクリート相互作用) により生じたものの。コンクリート成分である、カルシウム、ケイ素等を含む。
- ・ 燃料付着物 : CRD ハウジング、グレーチング等、元来、燃料成分を含まない部材に溶融した燃料が付着、固化したもので、目視で燃料の付着が確認可能なもの。
- ・ 燃料汚染物 : 目視では溶融した燃料の付着が確認できないがα線検出器等により燃料成分が検知されるもの。付着している燃料成分の粒子の大きさが極めて小さく、かつ微量であるために、電子顕微鏡でなければ、燃料成分の所在が特定できないもの。

添付資料9 これまでの工法検討の変遷

技術戦略プラン 2015 及び 2016 では、PCV内水位レベル（完全冠水、冠水、気中、完全気中）や燃料デブリへのアクセス方向（上アクセス・横アクセス・下アクセス）の組み合わせによる燃料デブリ取り出し工法オプションの検討を行い、重点的な検討を進めるべき3つの工法（①冠水-上アクセス工法、②気中-上アクセス工法、③気中-横アクセス工法）を選定し、その検討を進めてきた。（図 A9-1～図 A9-3 参照）

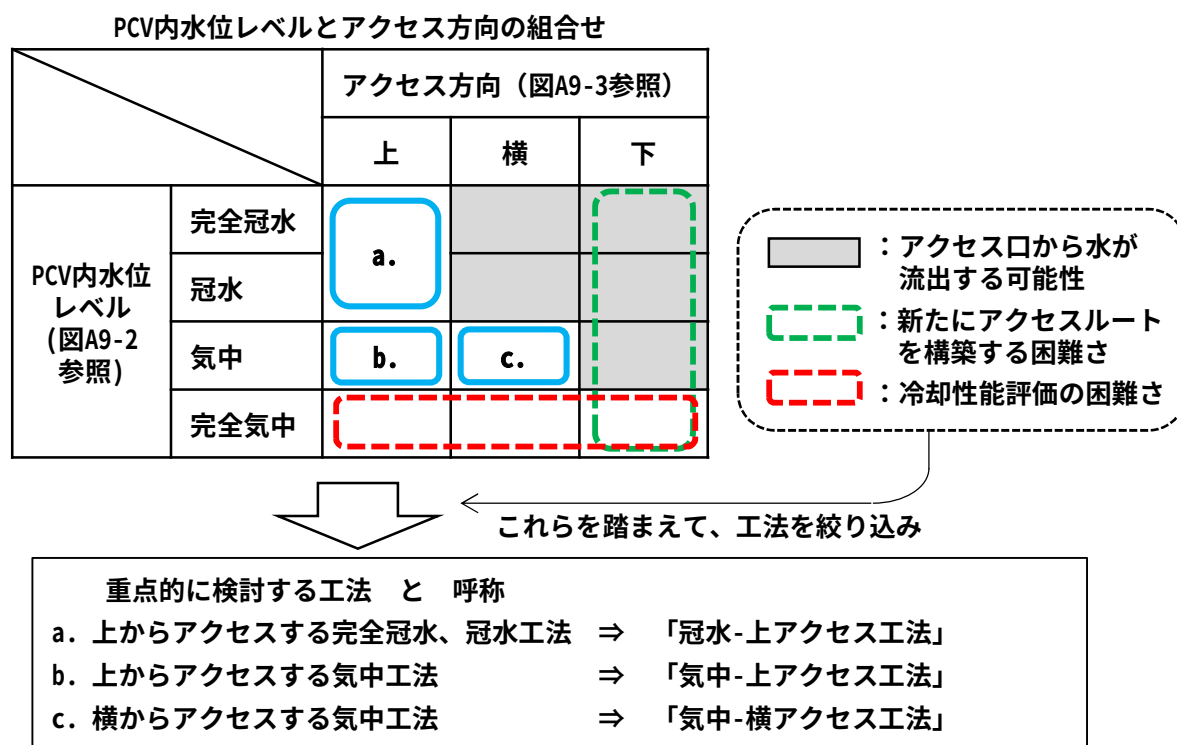
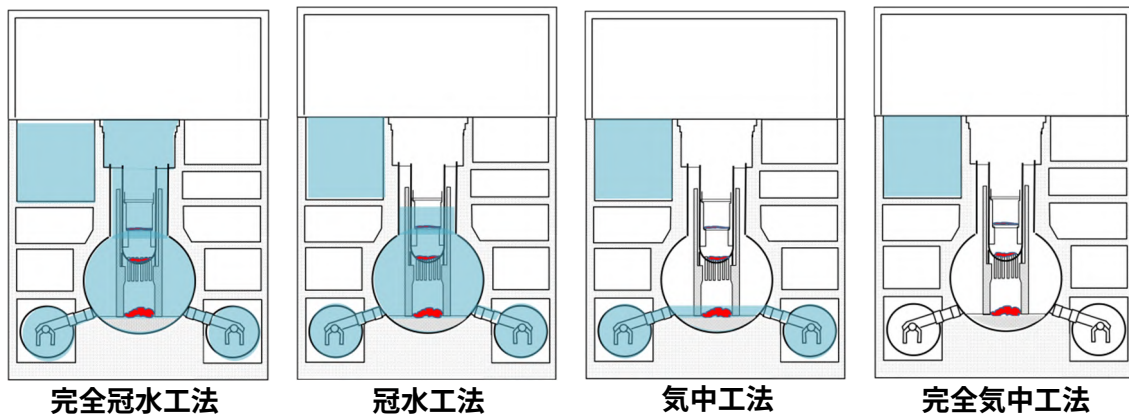


図 A9-1 PCV 水位と燃料デブリへのアクセス方向の組合せによる工法の検討



- 完全冠水工法：原子炉ウェル上部までの水張りを行う工法
- 冠水工法：燃料デブリ分布位置より上部までの水張りを行う工法
 (補足) 現状、燃料デブリは炉心領域より上に分布がないものと想定し、炉心領域上端部以上の水位では、冠水工法と呼ぶ。
- 気中工法：燃料デブリ分布位置最上部より低いレベルまで水張りを行い、気中の燃料デブリには水を掛けながら取り出しを行う工法
 (補足) 現状、炉心領域上端部より下の水位では、気中に露出する燃料デブリが存在すると想定し、気中工法と呼ぶ。
- 完全気中工法：燃料デブリ分布全範囲を気中とし、水冷、散水を全く行わない工法

図 A9-2 PCV 内水位レベルに応じた工法分類

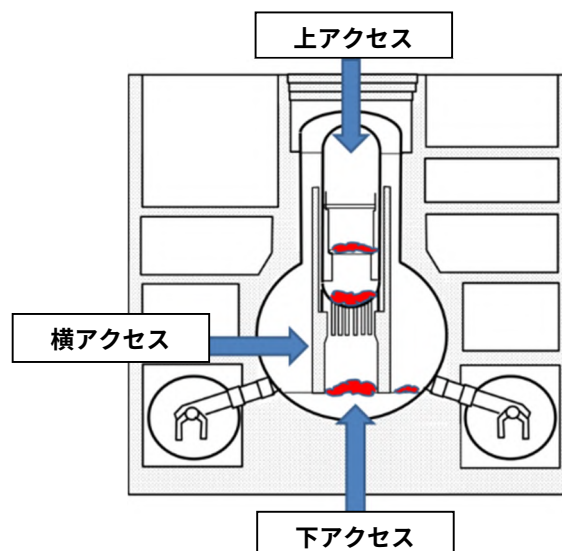


図 A9-3 燃料デブリへのアクセス方向

技術戦略プラン 2017 においては、上記の3つの燃料デブリ取り出し工法に関して、燃料デブリの安全な取り出しのために満足すべきものとして9つの技術要件（①閉じ込め機能、②冷却機能、③臨界管理、④構造健全性、⑤被ばく低減、⑥労働安全、⑦アクセスルート、⑧機器・装置開発、⑨系統設備・エリア構築）に加え、燃料デブリの安全・安定保管に係る3つの技術要件（①収納・移送・保管、②取り出し作業で発生する廃棄物の取扱い、③保障措置）に関してそれぞれ実現可能性評価を行い、5つの基本的考え方（安全、確実、合理的、迅速、現場指向）による総合評価の上で、燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた戦略的提案（燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた提言と決定以降の取組）を行った。2017 年9月に改訂された中長期ロードマップでは、この戦略的提案の内容を踏まえ、燃料デブリ取り出し方針が次のように決定されている。

燃料デブリ取り出し方針

① ステップ・バイ・ステップのアプローチ

早期のリスク低減を図るため、先行して着手すべき燃料デブリ取り出し工法を設定した上で、取り出しを進めながら徐々に得られる情報に基づいて、柔軟に方向性を調整するステップ・バイ・ステップのアプローチで進める。

燃料デブリ取り出し作業と原子炉格納容器内部及び原子炉压力容器内部の調査は相互に連携させながら一体的に実施する。燃料デブリ取り出しは、小規模なものから始め、燃料デブリの性状や作業経験等から得られる新たな知見を踏まえ、作業を柔軟に見直しつつ、段階的に取り出し規模を拡大していく。

② 廃炉作業全体の最適化

燃料デブリ取り出しを、準備工事から取り出し工事、搬出・処理・保管及び後片付けまで、現場における他の工事等との調整も含め、全体最適化を目指した総合的な計画として検討を進める。

③ 複数の工法の組み合わせ

単一の工法で全ての燃料デブリを取り出すことを前提とせず、号機ごとに、燃料デブリが存在すると考えられる部位に応じた最適な取り出し工法を組み合わせる。

現時点では、アクセス性の観点から、原子炉格納容器底部には横からアクセスする工法、原子炉压力容器内部には上からアクセスする工法を前提に検討を進めることとする。

④ 気中工法に重点を置いた取組

原子炉格納容器上部止水の技術的難度と想定される作業時の被ばく量を踏まえると、現時点で冠水工法は技術的難度が高いため、より実現性の高い気中工法に軸足を置いて今後の取組を進めることとする。

なお、冠水工法については、放射線の遮へい効果等に利点があること等を考慮し、今後の研究開発の進展状況を踏まえ、将来改めて検討の対象とすることも視野に入れる。

⑤ 原子炉格納容器底部に横からアクセスする燃料デブリ取り出しの先行

各号機においては、分布の違いはあるが、原子炉格納容器底部及び原子炉压力容器内部の両方に燃料デブリが存在すると分析されている。取り出しに伴うリスクの増加を最小限に留めながら、迅速に燃料デブリのリスクを低減する観点から、以下の項目を考慮し、まず、原子炉格納容器底部にある燃料デブリを横からのアクセスで取り出すことを先行することとする。

- 原子炉格納容器底部へのアクセス性が最もよく、原子炉格納容器内部調査を通じて一定の知見が蓄積されていること
- より早期に燃料デブリ取り出しを開始できる可能性のあること
- 使用済燃料の取り出し作業と並行し得ること

技術戦略プラン 2018 及び 2019 では、初号機とその燃料デブリ取り出し方法の検討を行っている。初号機とその取り出し方法の検討プロセスとしては、これまでの研究開発成果や PCV 内部調査結果等を基に、東京電力による予備エンジニアリングにおける燃料デブリ取り出しシステムの概念検討とその号機ごとの現場適用性の評価に基づいたシナリオ（作業工程案）を踏まえ、各号機のシナリオとサイト全体の計画を組み合わせた全体最適化を検討して、初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた提言をまとめている。検討の流れを図 A9-4 に示す。

上記検討の結果、燃料デブリを取り出した上で、収納・移送した後に安定的に保管するまでの一連の作業を継続して行う「燃料デブリ取り出し方法」としては、取り出しに伴うリスク増加を最小限に留めながら、「迅速」に小規模な取り出しを開始し、取り出し規模を拡大した取り出しや初号機以外での取り出しに向けた情報・経験等を「迅速」に得ることで、1～3号機の燃料デブリ全体のリスクを低減する。具体的には、現場の状態は大きく変えずに、既存の安全システムの活用を基本として、現場適用の目処が立ちつつあるアーム型アクセス装置とそれを格納する気密性を有したエンクロージャ等を用い、把持、吸引といった方法から始めることで、「安全」、「確実」、「迅速」に実施できる可能性があると評価している。なお、把持、吸引だけでなく、小規模な取り出しで燃料デブリの切削等を行う場合は、既存の安全システムの大幅な変更を行わない範囲で行う。

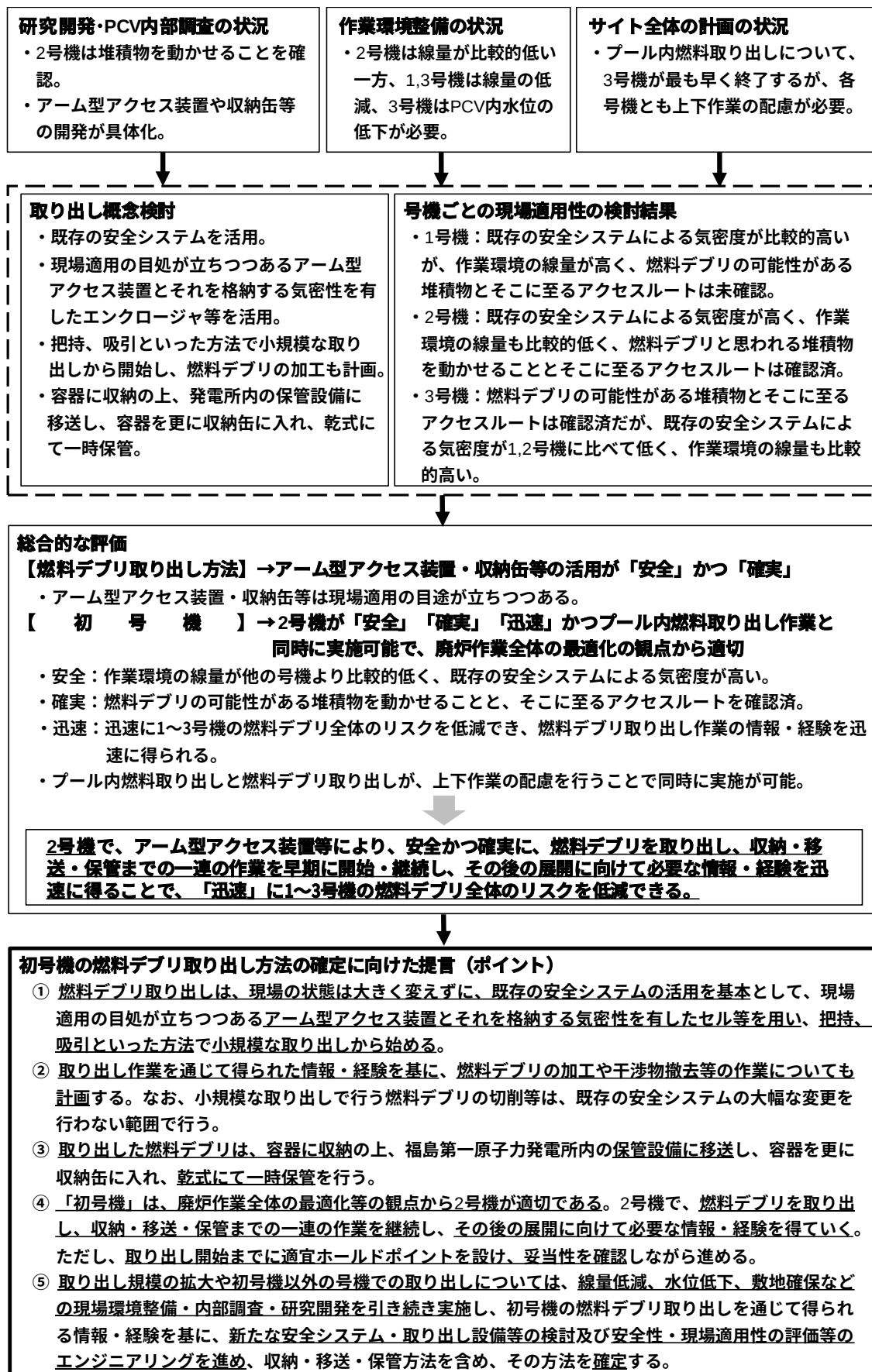
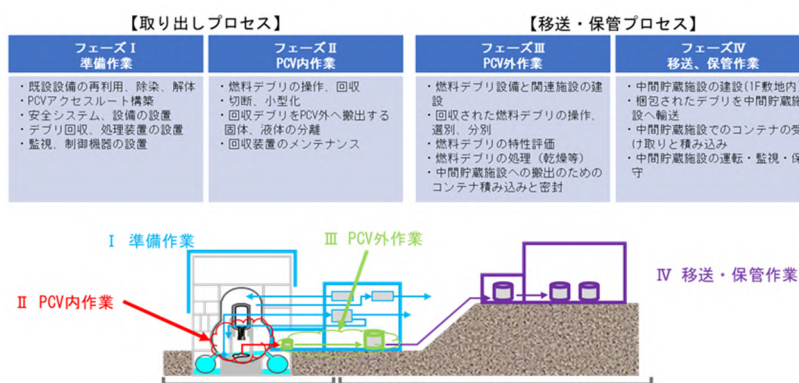


図 A9-4 初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定の検討の流れ

その後、技術戦略プラン 2022 までに進められた工法の検討状況を以下に示す。

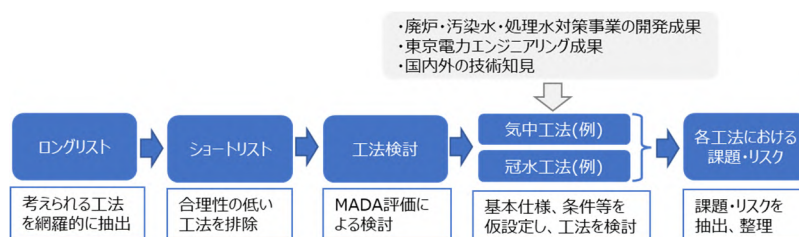
東京電力は、取り出し規模の更なる拡大についての概念検討を、3号機を先行して実施中であり、燃料デブリ取り出しシナリオを検討するとともに工法の検討を進めている。

2021 年度に実施した内容を以下に示す。工法を検討するに当たって、作業プロセスを取り出しプロセスと移送・保管プロセスの大きく2つに分け、さらに、取り出しプロセスは準備作業と PCV 内作業、移送・保管プロセスは PCV 外作業と移送・保管作業の合計4つの主要な作業フェーズⅠ～Ⅳに分類した（図 A9-5 参照）。作業フェーズごとに工法の検討を行うため、各作業フェーズで考えられる工法をあらゆる可能性を排除せず幅広く網羅的に抽出（ロングリストの設定）した上で、合理性の低い工法を排除した（ショートリストへの整理）。次に、ショートリスト各々に対し、多属性効用分析評価¹⁷³（MADA 評価）によりスコアリングを実施した。また、粗上に上がった工法に対し、廃炉・汚染水・処理水対策事業の開発成果や東京電力のエンジニアリング成果や国内外の技術知見を取り入れ、基本仕様、条件等を仮設定した上で工法を検討し、課題・リスクを抽出、整理した（図 A9-6 参照）。



（東京電力資料を NDF にて加工）

図 A9-5 各作業フェーズのイメージ（プロセスの分割）



（東京電力資料を NDF にて加工）

図 A9-6 2021 年度 工法の検討フロー（概要）

上記の検討により、気中工法及び冠水工法が粗上に上がってきている。今回の気中工法は、従来から考えられてきた上アクセス工法と横アクセス工法を単独ではなく組み合わせした形の工法としている（今回の気中工法のイメージ図は図 A9-7 参照）。

¹⁷³ 意思決定を行う際にひとつの属性（評価項目）だけではなく複数の属性（評価項目）に着目し優劣を判断する手法。この手法を工法策定プロセスに当てはめ「Σ（各属性（評価項目）の評価）×（各属性（評価項目）の重み=重要度）」の得点が高い工法を残す。今回、工法の検討で活用したが、今後も複数の工法オプション（例えば、アクセス装置等）の絞り込みの際には本手法の評価も有効であると考えられる。

一方、今回の冠水工法については、以下に示すように従来の冠水の考え方と相違している。従来の冠水工法（PCV に水を張る工法：PCV 冠水工法）は放射線の遮へい効果等に利点があるものの、PCV 上部止水の技術的難度と作業時の被ばく量を踏まえると、実現性が低いと判断されていた（従来の冠水工法（PCV 冠水工法）のイメージ図は図 A9-8 参照）。このため、2017 年及び 2019 年の中長期ロードマップにおける取り出し方針では、気中工法に軸足を置いて進めることとし、冠水工法については研究開発の進展状況を踏まえ、将来改めて検討の対象とすることとしていた。今回の冠水工法は、上述の PCV 冠水工法と相違し、新たな発想により、閉じ込め障壁として船殻構造体と呼ばれる新規構造物で原子炉建屋全体を囲い、原子炉建屋を冠水させる方式の工法である（今回の冠水工法（船殻工法）のイメージ図は図 A9-9 参照）。

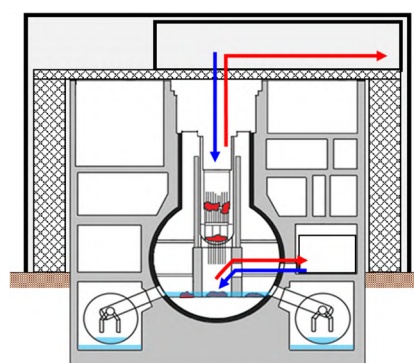


図 A9-7～図 A9-9 共通
 装置類のアクセス方向
 燃料デブリ、廃棄物等の搬出方向

図 A9-7 気中工法の一例
 （上アクセスと横アクセスの組合せのイメージ図）

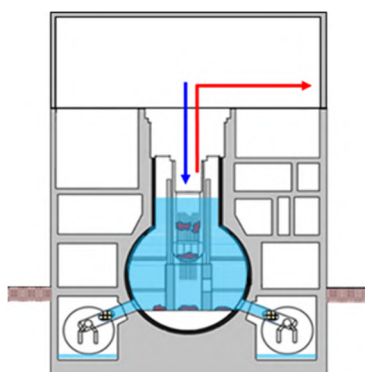


図 A9-8 参考：従来の冠水工法
 （PCV 冠水工法のイメージ図）

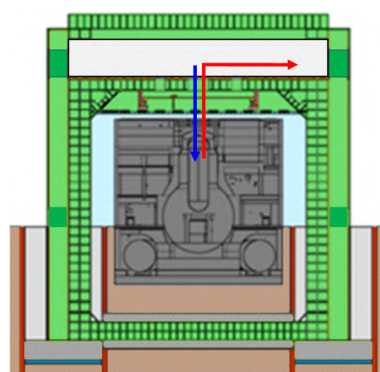


図 A9-9 冠水工法の一例
 （船殻工法のイメージ図）

添付資料10 事故分析（事故時の発生事象等の明確化）活動の継続（最近の活動の進捗）

東京電力は、PCV 内部調査で得られる知見及び採取された堆積物サンプルの分析データを、燃料デブリ取り出し工法や保管管理等の検討に反映している。

東京電力と IRID/日立 GE の協働により、2022 年度、水中 ROV を用いた 1 号機 PCV 内部調査が実施され、事故後初めてペDESTAL 内部の状況を観測することに成功した^{174,175,176,}

^{177,178,179,180,181,182,183,184,185,186,187}。中性子や γ 線計測により、燃料を含む物質がドライウェル領域に広範囲に堆積していること、撮影された画像解析により、ペDESTAL 開口部付近や内壁面のほぼ全周では、下部のコンクリートのみが消失し、鉄筋のみが残留している様子が確認された。これらの観測結果に基づいて、1 号機の炉内状況把握の精緻化が進められている^{188,189,190,191}。

-
- ¹⁷⁴ 第 101 回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料 3-3：1 号機 PCV 内部調査の状況について」令和 4 年 4 月 27 日
- ¹⁷⁵ 第 102 回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料 3-3：1 号機 PCV 内部調査の状況について」令和 4 年 5 月 26 日
- ¹⁷⁶ 第 103 回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料 3-3：1 号機 PCV 内部調査の状況について」令和 4 年 6 月 30 日
- ¹⁷⁷ 第 104 回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料 3-3：1 号機 PCV 内部調査の状況について」令和 4 年 7 月 28 日
- ¹⁷⁸ 第 106 回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料 3-3：1 号機 PCV 内部調査（後半）について」令和 4 年 9 月 29 日
- ¹⁷⁹ 第 107 回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料 3-3：1 号機 PCV 内部調査（後半）について」令和 4 年 10 月 27 日
- ¹⁸⁰ 第 108 回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料 3-3：1 号機 PCV 内部調査（後半）の方針について」令和 4 年 11 月 25 日
- ¹⁸¹ 第 109 回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料 3-3：1 号機 PCV 内部調査（後半）の方針について」令和 4 年 12 月 22 日
- ¹⁸² 第 30 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「資料 1-1：1 号機 PCV 内部調査の状況について [技術研究組合国際廃炉研究開発機構 東京電力ホールディングス株式会社]」令和 4 年 6 月 30 日
- ¹⁸³ 第 31 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「資料 1-1：1 号機 PCV 内部調査の状況について [技術研究組合国際廃炉研究開発機構 東京電力ホールディングス株式会社]」令和 4 年 9 月 6 日
- ¹⁸⁴ 第 32 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「資料 1-1：1 号機 PCV 内部調査（後半）について [技術研究組合国際廃炉研究開発機構 東京電力ホールディングス株式会社]」令和 4 年 10 月 31 日
- ¹⁸⁵ 第 33 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「資料 1-1：福島第一原子力発電所 1 号機の格納容器内部調査から得られた情報（前半調査とりまとめ） [東京電力ホールディングス株式会社]」令和 4 年 12 月 5 日
- ¹⁸⁶ 第 34 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「資料 1-1：1 号機 PCV 内部調査（後半）について [東京電力ホールディングス株式会社]」令和 4 年 12 月 20 日
- ¹⁸⁷ 第 36 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「資料 3：1 号機 PCV 内部調査（後半）について [東京電力ホールディングス株式会社]」令和 5 年 3 月 7 日
- ¹⁸⁸ 第 30 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「参考 1：解析・評価等による燃料デブリ分布の推定について [技術研究組合国際廃炉研究開発機構 一般財団法人エネルギー総合工学研究所]」令和 4 年 6 月 30 日
- ¹⁸⁹ 第 32 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「資料 1-2：東京電力福島第一原子力発電所 1 号機 PCV 内部調査により確認されたコンクリートに関する事象の検討 [大阪大学大学院]」令和 4 年 10 月 31 日
- ¹⁹⁰ 第 33 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「資料 3：福島第一原子力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・検討結果のご報告～第 6 回進捗報告～ [東京電力ホールディングス]」令和 4 年 12 月 5 日
- ¹⁹¹ 第 34 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「資料 1-2：東京電力福島第一原子力発電所 1 号機 PCV 内部調査により確認されたコンクリートに関する事象の検討 [大阪大学]」令和 4 年 12 月 20 日

また、東京電力は各号機の原子炉建屋内調査を独自に実施している。2021、2022 年度には、2 号機原子炉建屋 5 階の汚染状態、3 号機原子炉建屋の損傷状態、1 号機原子炉建屋の外観、4 号機原子炉建屋の 3D レーザースキャナー調査、SGTS 室内、2 号機燃料棒取扱操作室、1 号機の RCW 熱交換器、1 号機のタービン建屋内地下階のスラッジ、等の調査が行われた^{192,193,194,195,196,197,198}。また、3 号機の残留熱除去系熱交換器の残水調査で採集されたサンプル等の分析が実施された^{199,200}。さらに、東京電力と JAEA の協働により、2、3 号機に関する最新の内部調査の結果を反映して、解析コードによる、2、3 号機の事故進展評価と RPV 破損と燃料デブリ移行過程に関する詳細解析が実施された²⁰¹。これらの調査や解析で得られた知見は、炉内状況推定図に反映され、事故原因の究明等に利用されている^{202,203,204,205}。また、分析データと推定図は debrisWiki により一般に公開されている²⁰⁶。1、3 号機での水素爆発状況の分析については、水素爆発条件の評価に向けたケーブル等からの可燃性ガス発生量の推定のため、実機同

¹⁹² 第 30 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「資料 3-1：現地調査の実施状況について（2 号機原子炉建屋 5 階調査、3 号機原子炉建屋損傷調査、1 号機原子炉建屋外観調査、4 号機原子炉建屋 3D レーザースキャナー調査、1 / 2 号機 SGTS 切断配管サンプル調査）」令和 4 年 6 月 30 日

¹⁹³ 第 31 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「資料 6-1：2 号機燃料取扱機操作室調査について [東京電力ホールディングス株式会社]」令和 4 年 9 月 6 日

¹⁹⁴ 第 32 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「資料 4-3：2 号機シールドプラグにおける汚染について [東京電力ホールディングス株式会社]」令和 4 年 10 月 31 日

¹⁹⁵ 第 32 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「資料 6-1：2 号機燃料取扱機操作室調査について [東京電力ホールディングス株式会社]」令和 4 年 10 月 31 日

¹⁹⁶ 第 36 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「資料 2-1：1 号機 RCW 熱交換器入口ヘッダ配管の滞留ガス及び熱交換器内包水サンプリングについて [東京電力ホールディングス株式会社]」令和 5 年 3 月 7 日

¹⁹⁷ 第 36 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「資料 2-2：RCW 配管の損傷状況について [東京電力ホールディングス株式会社]」令和 5 年 3 月 7 日

¹⁹⁸ 第 36 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「資料 4-2：1 号機タービン建屋内地下階スラッジ調査 [東京電力ホールディングス株式会社]」令和 5 年 3 月 7 日

¹⁹⁹ 平成 30 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発）2021 年度実施成果、技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID) 2022 年 11 月

²⁰⁰ 令和 3 年度開始廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発）2022 年度実施成果、技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID) 2023 年

²⁰¹ 令和 4 年度開始廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（原子炉圧力容器の損傷状況等の推定のための技術開発））2022 年度実施成果、日本原子力研究開発機構(JAEA) 2023 年

²⁰² 第 90 回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料 3-3：2 号機シールドプラグ高濃度汚染への対応状況について」令和 3 年 5 月 27 日

²⁰³ 第 91 回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料 3-3：2 号機シールドプラグ高濃度汚染への対応状況について」令和 3 年 6 月 24 日

²⁰⁴ 第 94 回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料 3-3：2 号機オペフロ内シールドプラグ穿孔部調査について」令和 3 年 9 月 30 日

²⁰⁵ 第 95 回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料 3-3：2 号機オペフロ内シールドプラグ穿孔部調査について」令和 3 年 10 月 28 日

²⁰⁶ debrisWiki メインページ： <https://fdada-plus.info/wiki/index.php?title=メインページ>

等材を用いた燃焼試験が行われ、可燃性ガスの発生条件と生成ガス成分の調査が進められている^{207,208,209,210,211}。

事故の継続的な調査・分析を所掌する原子力規制庁²¹²は、東京電力と協働して、「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」を設置して事故分析に係る検討を進めている^{213,214,215}。2020年度の中間報告では、PCVからの核分裂生成物の放出や漏洩経路・箇所について、1から4号機のSGTS配管系の汚染や、2、3号機シールドプラグ下面での高線量の検討結果が示された。また、水素爆発と原子炉冷却機器の動作状況については、1、3号機での水素爆発状況の分析と、3号機のRPV、PCV内圧力変動の検討がそれぞれ行われた^{212,213}。更に2022年度中間報告では、ベント配管やシールドプラグの汚染状況に基づくCs-137の移動メカニズムの考察、1、2、3号機で崩落した炉心物質のPCVへの影響の検討等が示された²¹⁴。これらの調査に基づき、原子力規制庁と東京電力の協働により、2号機のシールドプラグに穿孔した穴の内側での線量測定及びシールドプラグの変形の有無を確認するための形状測定が実施された。

また、原子力規制庁は、施設解体等の廃炉作業により事故分析に必要な現場情報が影響を受けるケースや、逆に、事故分析のための取組が廃炉作業に干渉するケース等に対応できるように、「福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議」を設置し、資源エネルギー庁、東京電力、NDF等の間で事故分析と廃炉に関する連絡・調整を行っている。2021年度には、廃炉における中期的リスクの低減目標マップが改定され、およそ10年後に目指すべき姿として連絡・調整会議で提示された²¹⁶。さらに、上述した1号機PCV内部調査やRCW熱交換器入口ヘッダ配管の滞留ガス²¹⁷に関する情報の共有、1、2号機でのSGTS配管の撤去に関する情報²¹⁸等の共有が進められた。

²⁰⁷ 第29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「資料1-1：BWR格納容器内有機材料熱分解生成気体の分析結果[国立研究開発法人日本原子力研究開発機構]」2022年4月26日

²⁰⁸ 第29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「資料1-2：ケーブル・塗料・保温材の可燃性ガス発生量評価試験結果[東京電力ホールディングス株式会社]」2022年4月26日

²⁰⁹ 第31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「資料4-1：BWR格納容器内有機材料熱分解生成ガス分析の計画[国立研究開発法人日本原子力研究開発機構]」2022年9月6日

²¹⁰ 第31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「資料4-2：可燃性有機ガス発評価計画について[東京電力ホールディングス株式会社]」2022年9月6日

²¹¹ 第33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「資料1-2：ケーブル・塗料・保温材の可燃性ガス発生量評価試験結果[東京電力ホールディングス株式会社]」2022年12月5日

²¹² 原子力規制委員会設置法第4条第1項第11号「原子炉の運転等に起因する事故の原因及び原子力事故により発生した被害の原因を究明するための調査に関すること」

²¹³ 東京電力福島第一原子力発電所における事故の調査・分析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～令和3年3月5日

²¹⁴ 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調査・分析に係る中間とりまとめ」について令和3年6月19日

²¹⁵ 東京電力福島第一原子力発電所における事故の調査・分析に係る中間とりまとめ（2023年版）

²¹⁶ 第9回福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議「資料1-1：中長期リスクの低減目標マップの改定について」令和4年5月13日

²¹⁷ 第10回福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議「資料3-1：1号機RCW熱交換器入口ヘッダ配管の滞留ガスについて[東京電力ホールディングス株式会社]」令和4年12月13日

²¹⁸ 第10回福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議「資料3-2：福島第一原子力発電所1号機及び2号機非常用ガス処理系配管撤去の進捗[東京電力ホールディングス株式会社]」令和4年12月13日

添付資料11 放射性廃棄物管理に関する用語

IAEA の安全要件 GSR-Part5²¹⁹では、処理、貯蔵及び輸送を含む、発生から処分に至るまでの放射性廃棄物の管理におけるあらゆる段階を包含するものとして放射性廃棄物の処分前管理 (predisposal) を位置づけている。IAEA の用語集において定義されている放射性廃棄物の管理に関する用語を図 A11-1 に示す。処分前管理の中で、放射性廃棄物の処理 (processing) は、前処理 (pretreatment)、処理 (treatment) 及び廃棄体化 (conditioning) に分けられる。処理 (processing) は選択あるいは予想される処分オプションに適合する廃棄物の形態であるように実施されるとともに、放射性廃棄物はその管理において貯蔵される可能性があり、輸送及び貯蔵のために適した形態であることも必要であるとされている。

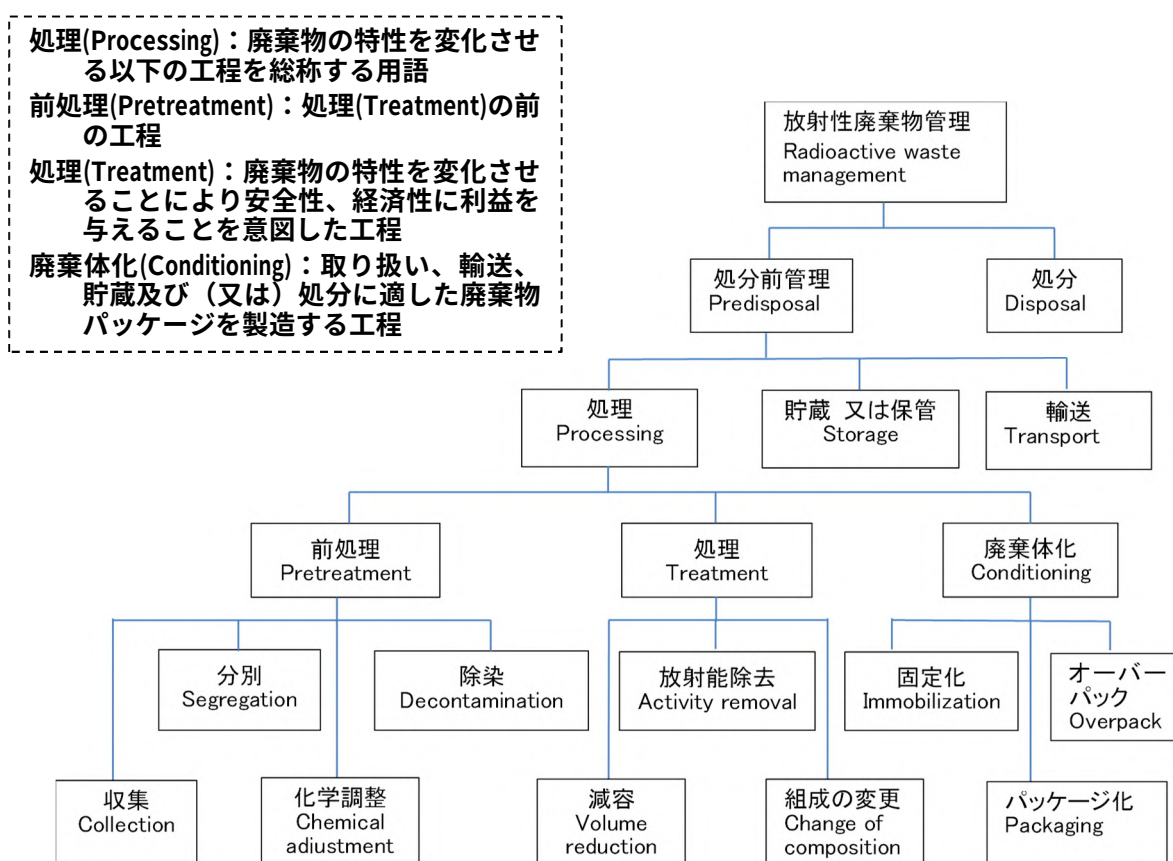


図 A11-1 放射性廃棄物管理に係る用語（IAEA）220とその和訳例
（和訳例については日本原子力学会の資料221、222を参考にした）

²¹⁹ IAEA, Predisposal Management of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 5, (2009).
（原子力安全研究協会, IAEA 安全基準 放射性廃棄物の処分前管理 一般安全要件第 5 巻 No. GSR-Part5, 2012 年 7 月）

²²⁰ IAEA, IAEA Safety Glossary Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection 2007 Edition, p.216, (2007).

²²¹ 日本原子力学会「福島第一原子力発電所事故により発生する放射性廃棄物の処理・処分」特別専門委員会, 福島第一原子力発電所事故により発生する放射性廃棄物の処理・処分 平成 25 年度報告書 ～廃棄物情報の整理と課題解決に向けた考慮事項～, p.7, 2014 年 3 月.

²²² 長尾誠也, 山本正史, 放射性廃棄物概論 施設の運転および廃止措置により発生する放射性廃棄物の対策 第 1 回放射性廃棄物対策の概要, 日本原子力学会誌 56(9), p.593, (2014).

添付資料12 放射性廃棄物処分について^{223,224,225}

1. 国際的な放射性廃棄物の分類

原子力発電所の運転や解体、医療あるいは産業での放射性同位元素の利用等により、放射性物質で汚染された放射性廃棄物が発生する。放射性廃棄物は、人間の生活環境に影響がないように、廃棄物の放射能レベル、性状、放射性物質の種類等に応じて適切に分類し、厳重に管理し、それに応じて合理的な処理・処分を行う。

IAEA の個別安全要件 SSR-5 “Disposal of Radioactive Waste”(2011)²²⁶では、国際的に合意されている放射性廃棄物の管理に関する好ましい戦略は、放射性廃棄物の発生を最小化した上で、廃棄物を閉じ込め、生活環境から隔離することとしている。必要な隔離と閉じ込めは、廃棄物の危険性の程度と時間に応じて決まり、それに応じた処分オプション（施設の設計、深度）が選定されることとなる。

IAEA の一般安全指針 GSG-1 “Classification of Radioactive Waste”²²⁷では、放射性廃棄物の危険性の程度（放射能量）と持続時間（半減期）に応じた廃棄物分類と処分オプションの関係を図 A12-1 のように示している。また、各分類について表 A12-1 のとおり示している。

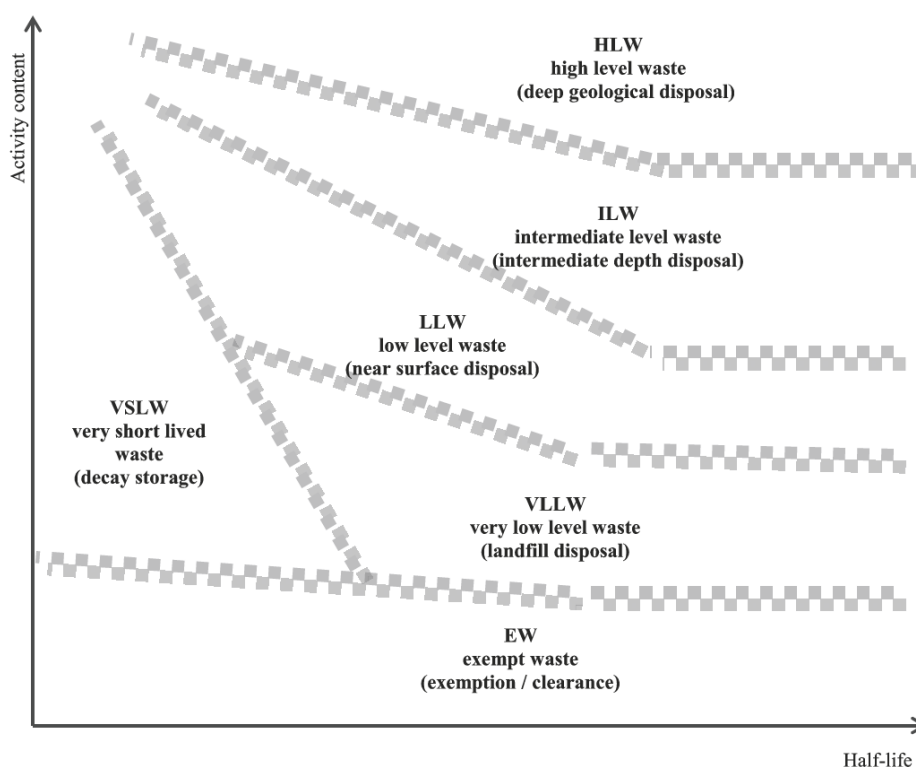


図 A12-1 廃棄物分類の概念図

²²³ 朽山修 放射性廃棄物処分の原則と基礎 公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター(2016)

²²⁴ https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/

²²⁵ <https://www.fepec.or.jp/nuclear/haikibutsu/index.html>

²²⁶ IAEA SSR-5 “Disposal of Radioactive Waste”(2011)

²²⁷ IAEA GSG-1 “Classification of Radioactive Waste” (2009)

表 A12-1 GSG-1 における放射性廃棄物の分類

分類	分類の説明
規制免除廃棄物(EW)	放射線防護目的での規制管理からのクリアランス、規制除外、免除の基準を満たす廃棄物
極短寿命廃棄物(VSLW)	規制機関によって承認された、数年までの限られた期間にわたって減衰保管され、その後規制管理から除かれる廃棄物。
極低レベル廃棄物(VLLW)、	EW の基準を必ずしも満たしていないが、高度な閉じ込めと隔離を必要としない廃棄物。規制管理が限定される、浅地中の埋立タイプの施設での廃棄に適する。
低レベル廃棄物(LLW)	クリアランスレベルを超えているが、長寿命の放射性核種の量が限られている廃棄物。最長で数百年の期間にわたって強固な隔離と閉じ込めが必要であり、浅地中での工学的施設での処分に適しています。
中レベル廃棄物(ILW)	含有する核種、特に長寿命放射性核種のために、浅地中処分よりも高度な閉じ込めと隔離が必要な廃棄物。ただし除熱への考慮はほとんど必要としない。ILW には浅地中処分では管理できないレベルの長寿命放射性核種（特にアルファ核種）の濃度を含むことがあるため、数十から数百メートルの処分深度が必要となる。
高レベル廃棄物(HLW)	高い放射能濃度レベルで大量の熱の発生を伴う廃棄物、またはそのような廃棄物の処分施設と同等の設計を検討する必要がある大量の長寿命放射性核種を含む廃棄物。通常、地表から数百メートル以深の安定した地層での処分が一般的である。国によっては使用済燃料を HLW としている。

2. 我が国における分類と処分

我が国では、放射性廃棄物は、原子力発電所の運転等にもない発生する放射能レベルの低い「低レベル放射性廃棄物」（GSG-1 の VLLW～ILW に相当）と、原子力発電の運転に伴って発生する使用済燃料を再処理することで生じる放射能レベルの高い廃液をガラス固化体にした「高レベル放射性廃棄物」（GSG-1 の HLW に相当）とに大別している。処分に当たっては、廃棄物の放射能レベル、性状、放射性物質の種類等に応じて適切に分類し、厳重に管理し、それに応じて発生者責任の原則の下、合理的な処理・処分を行うこととしている。

「高レベル放射性廃棄物」は原子力発電の運転に伴って発生する使用済燃料を再処理することで生じる放射能レベルの高い廃液をガラス固化体にしたものである。日本では、法律（特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律（最終処分法））で地下 300 メートルよりも深い地層に処分することが決められている。

「低レベル放射性廃棄物」は「高レベル放射性廃棄物」以外の放射性廃棄物全体のことを呼び、発生場所や放射能レベルによって更に複数の分類に分けられている。

原子力発電の運転に伴い発生する放射性廃棄物の種類や想定されている処分の方法を表 A12-2 に示す。

これらのうち既に処分が開始されているのは、原子力発電所の運転に伴い発生した放射能レベルの比較的低い廃棄物のみで、平成 4 年より、青森県六ヶ所村にある日本原燃（株）六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターでピット処分が行われている。現在の施設を含めて 200 リットル

ドラム缶で約 100 万本相当を埋設する計画であり、最終的には 200 リットルドラム缶で約 300 万本相当の規模にすることも考えられている。

表 A12-2 原子力発電の運転に伴い発生する放射性廃棄物の種類

廃棄物の種類		廃棄物の例	発生場所	処分の方法(例)
低レベル放射性廃棄物	発電所廃棄物	放射能レベルの 極めて低い 廃棄物	原子力発電所	トレンチ処分
		放射能レベルの 比較的低い 廃棄物		ビット処分
		放射能レベルの 比較的高い 廃棄物		中深度処分
	ウラン廃棄物		ウラン濃縮・燃料加工施設	中深度処分、ビット処分、トレンチ処分、場合によっては地層処分
	超ウラン核種を含む放射性廃棄物 (TRU廃棄物)		再処理施設、MOX燃料加工施設	地層処分、中深度処分、ビット処分
高レベル放射性廃棄物		ガラス固化体	再処理施設	地層処分
クリアランスレベル以下の廃棄物		原子力発電所解体廃棄物の大部分	上に示した全ての発生場所	再利用/一般の物品としての処分



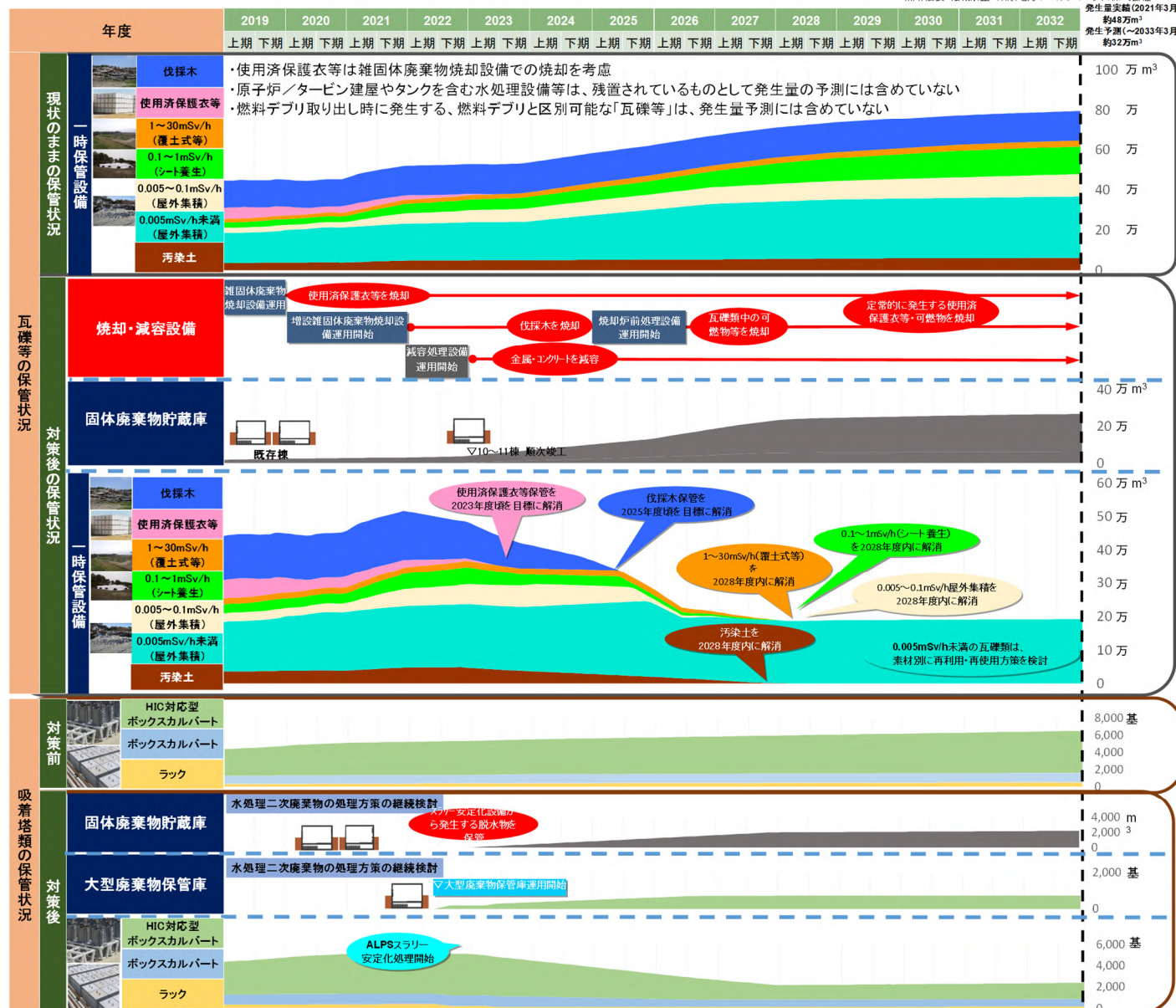
図 A12-2 日本原燃（株）低レベル放射性廃棄物埋設センター

添付資料13 福島第一原子力発電所の固体廃棄物の保管管理計画の全体イメージ²²⁸

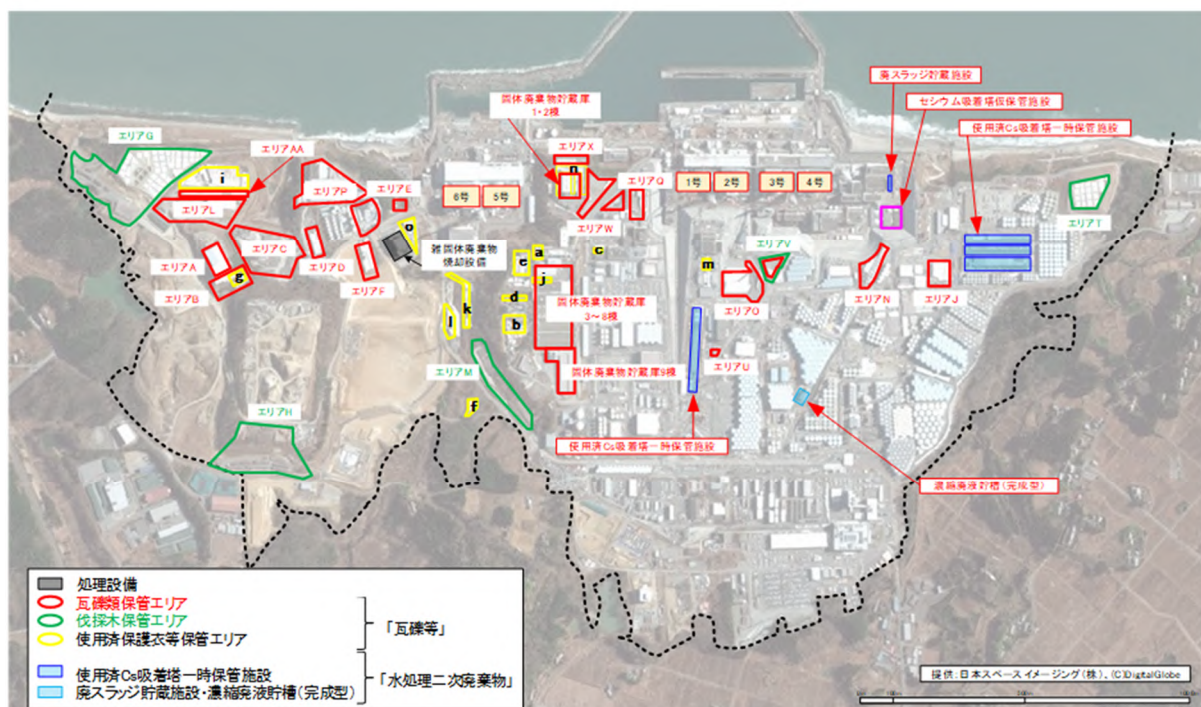
東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の固体廃棄物の保管イメージ

- ・敷地境界線量への影響が高い瓦礫等から優先的に建屋内保管に移行
- ・可能な限り、可燃物は焼却、金属・コンクリートは減容処理した上で、建屋内に保管
- ・今後の廃炉作業の進捗状況や瓦礫等発生量の将来予測の見直し等を、適宜反映していく

無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社



²²⁸ 東京電力、東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の固体廃棄物の保管管理計画 2023年2月版、2023年2月20日



(a) 「ガレキ等」及び「水処理二次廃棄物」の保管状況



(b) 「ガレキ等」及び「水処理二次廃棄物」の保管の将来像

図 A13-1 福島第一原子力発電所構内における「ガレキ等」及び「水処理二次廃棄物」の保管状況及び保管の将来像

添付資料14 ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種選定の考え方

ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種の選定の考え方については、東京電力より 2022 年 11 月に「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画 変更認可申請（ALPS 処理水の海洋放出に係る運用等）」²²⁹に記載・提出された。その後、原子力規制委員会主催の計 5 回の特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合における審議を経て、その結果を反映した補正申請がなされ、2023 年 5 月に認可を受けた。

本資料は、これらの「変更認可申請書」、「福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について等への適合性について（ALPS 処理水の海洋放出に係る運用体制の変更及び測定・評価対象核種の選定について）補足説明資料」²³⁰等をベースに、測定・評価対象核種選定の考え方と具体的な手順及び手順に従って選定される核種の種類について概要をまとめたものである。

1. 検討の進め方

ALPS 処理水中のトリチウム以外の放射性核種については、告示濃度限度比総和 1 未満を満足することを確実なものとするため、国内における廃止措置や埋設施設に関する知見を踏まえ、セシウム吸着装置や ALPS 等で処理される前の汚染水中に有意に存在するか徹底的に検証を実施した上で、測定・評価の対象とする放射性核種（以下「測定・評価対象核種」という。）を選定する方針で進められた。

福島第一原子力発電所の汚染水に有意に含まれる可能性のある核種の検証を行うに当たり、汚染水の核種分析を実施するとともに、1～3 号機の燃料及び構造材を考慮したインベントリ評価を実施する。

● 核種分析

廃止措置や埋設施設に関する研究において評価対象としている核種が、汚染水でも有意に存在するか否か、実際に分析して確認する。また、過去の核種分析結果についても確認する（詳細は 2.1.4.5(1)項に記載）。

● インベントリ評価

ALPS 除去対象核種検討時と同様に核分裂生成物（FP）のインベントリ評価を実施するとともに、廃止措置や埋設施設に関する研究を参考に、原子炉圧力容器内の構造物等の放射化により生成するインベントリ量を評価する。なお、評価に当たっては、事故時から経過する期間を適切に設定した上で、減衰によるインベントリ量の減少を考慮する。評価に使用するコードは、これまでの安全評価や、既往知見や過去の評価と同様に ORIGEN（ORNL Isotope Generation and Depletion Code）とする。

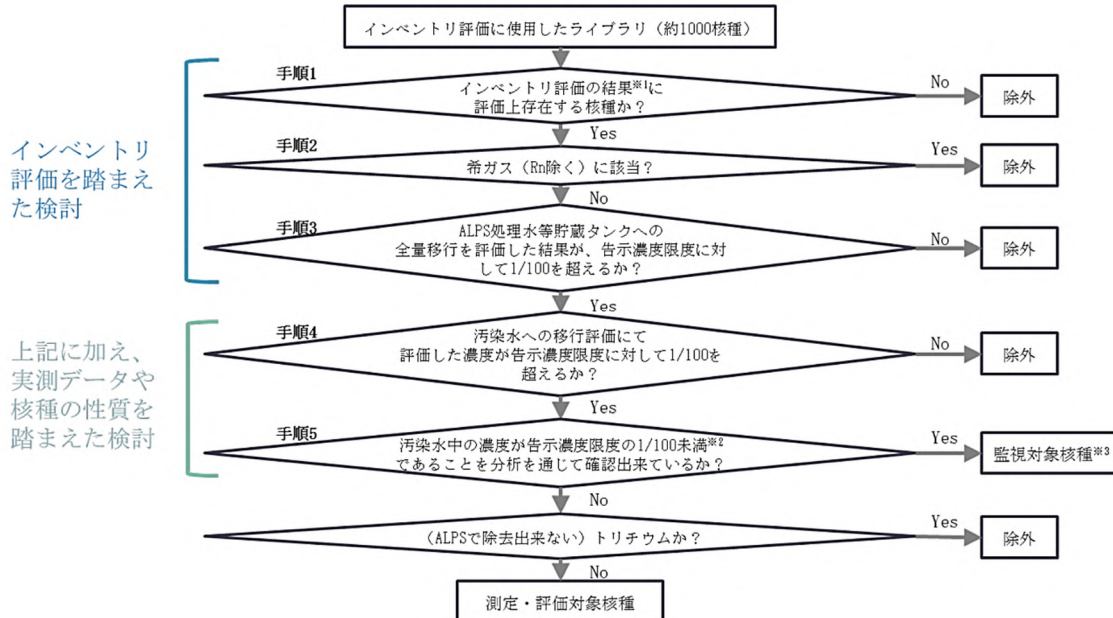
²²⁹ 原子力規制委員会ホームページ、<https://www.nra.go.jp/activity/earthquake/kisei/plan/140000233.html>

²³⁰ 原子力規制委員会ホームページ、<https://www2.nra.go.jp/data/000428079.pdf>

核種分析及びインベントリ評価の結果から、水への移行しやすさ等を考慮した上で、汚染水中に有意に含まれる可能性のある核種の存在を確認する。

2. 測定・評価対象核種の選定方法

1項の核種分析及びインベントリ評価の結果から、図 A14-1 に示すフローに従い、測定・評価対象核種を選定する。



※1：インベントリ評価の減衰期間は、選定結果を使用する時期に応じて適切に設定（初回は2023年（事故後12年）に設定）

※2：過去に検出されたことのある核種は検出値の最大値、一度も検出されたことのない核種は検出下限値の最小値で確認

※3：汚染水中に有意に存在しないか継続して確認する核種

図 A14-1 ALPS 処理水の海洋放出時の測定・評価対象核種選定フロー

2.1 選定の手順

2.1.1 手順1について

手順1の「インベントリ評価の結果に評価上存在する核種か?」という項目では、インベントリ評価の結果、評価上存在するか（1～3号機のそれぞれの炉心に1Bq以上存在するか）という基準により、評価上存在しない核種は当該手順で除外する。

今回の評価では、減衰期間として事故後12年（2023年3月）に設定し評価した結果、表A14-1に示す210核種が存在することが確認された。

表 A14-1 手順 1 の結果で評価上存在する核種（210 核種）

No.	核種	No.	核種	No.	核種	No.	核種	No.	核種
1	H-3	21	Zn-65	41	Rh-102	61	Sb-126	81	Pr-144
2	Be-10	22	Se-75	42	Rh-102m	62	Sb-126m	82	Pr-144m
3	C-14	23	Se-79	43	Rh-106	63	Te-121	83	Nd-144
4	Na-22	24	Kr-81	44	Pd-107	64	Te-121m	84	Pm-144
5	Si-32	25	Kr-85	45	Ag-108	65	Te-123	85	Pm-145
6	P-32	26	Rb-87	46	Ag-108m	66	Te-123m	86	Pm-146
7	Cl-36	27	Sr-90	47	Ag-109m	67	Te-125m	87	Pm-147
8	Ar-39	28	Y-88	48	Ag-110	68	Te-127	88	Sm-145
9	Ar-42	29	Y-90	49	Ag-110m	69	Te-127m	89	Sm-146
10	K-40	30	Zr-93	50	Cd-109	70	I-129	90	Sm-147
11	K-42	31	Nb-91	51	Cd-113m	71	Cs-134	91	Sm-148
12	Ca-41	32	Nb-92	52	In-113m	72	Cs-135	92	Sm-149
13	Ca-45	33	Nb-93m	53	In-115	73	Cs-137	93	Sm-151
14	Sc-46	34	Nb-94	54	Sn-113	74	Ba-133	94	Eu-150
15	V-49	35	Mo-93	55	Sn-119m	75	Ba-137m	95	Eu-152
16	Mn-54	36	Tc-97	56	Sn-121	76	La-137	96	Eu-154
17	Fe-55	37	Tc-98	57	Sn-121m	77	La-138	97	Eu-155
18	Co-60	38	Tc-99	58	Sn-123	78	Ce-139	98	Gd-152
19	Ni-59	39	Ru-106	59	Sn-126	79	Ce-142	99	Gd-153
20	Ni-63	40	Rh-101	60	Sb-125	80	Ce-144	100	Tb-157

No.	核種	No.	核種	No.	核種	No.	核種	No.	核種
101	Tb-158	123	Tl-207	145	Po-216	167	Th-234	189	Pu-240
102	Dy-159	124	Tl-208	146	Po-218	168	Pa-231	190	Pu-241
103	Ho-163	125	Tl-209	147	At-217	169	Pa-233	191	Pu-242
104	Ho-166m	126	Pb-205	148	Rn-219	170	Pa-234	192	Pu-243
105	Tm-170	127	Pb-209	149	Rn-220	171	Pa-234m	193	Pu-244
106	Tm-171	128	Pb-210	150	Rn-222	172	U-232	194	Am-241
107	Lu-176	129	Pb-211	151	Fr-221	173	U-233	195	Am-242
108	Lu-177	130	Pb-212	152	Fr-223	174	U-234	196	Am-242m
109	Lu-177m	131	Pb-214	153	Ra-223	175	U-235	197	Am-243
110	Hf-182	132	Bi-208	154	Ra-224	176	U-236	198	Am-245
111	Ta-182	133	Bi-210	155	Ra-225	177	U-237	199	Cm-242
112	W-181	134	Bi-210m	156	Ra-226	178	U-238	200	Cm-243
113	Re-187	135	Bi-211	157	Ra-228	179	U-240	201	Cm-244
114	Os-194	136	Bi-212	158	Ac-225	180	Np-235	202	Cm-245
115	Ir-192	137	Bi-213	159	Ac-227	181	Np-236	203	Cm-246
116	Ir-192m	138	Bi-214	160	Ac-228	182	Np-237	204	Cm-247
117	Ir-194	139	Po-210	161	Th-227	183	Np-238	205	Cm-248
118	Ir-194m	140	Po-211	162	Th-228	184	Np-239	206	Bk-249
119	Pt-190	141	Po-212	163	Th-229	185	Np-240m	207	Cf-249
120	Pt-193	142	Po-213	164	Th-230	186	Pu-236	208	Cf-250
121	Tl-204	143	Po-214	165	Th-231	187	Pu-238	209	Cf-251
122	Tl-206	144	Po-215	166	Th-232	188	Pu-239	210	Cf-252

2.1.2 手順 2 について

手順 2 の「希ガス（Rn 除く）に該当？」という項目では、主に原子炉運転中に生成し、希ガスとなっている核種は、運転時や事故時に放出して炉心には存在していないと考えられるほか、仮に残存していたとしても、希ガスは安定元素のため、汚染水に溶けないことから、ALPS 処理水海洋放出時の測定・評価対象核種には該当しないと考え、これらの核種を除外す

る。なお、ラドン（Rn）については、ウランやネプツニウム等の崩壊系列により、現在でも炉心に存在することが考えられるため、希ガスに該当するものの、当該手順では除外しない。

手順2で、Ar-39、Ar-42、Kr-81、Kr-85の4核種が除外された。

2.1.3 手順3について

手順3の「ALPS 処理水等貯留タンクへの全量移行を評価した結果が、告示濃度限度に対して1/100を超えるか？」という項目では、線量評価に与える影響が十分小さいか（告示濃度限度比の1/100以下）を確認した上で、線量評価に与える影響が十分小さい核種について、当該基準で除外する。なお、PCV内に存在するインベントリが全量、ALPS 処理水等貯留タンクの貯蔵量（2023年3月時点で評価）に溶けたと想定するため、PCV 内部調査で確認された現実の状況を踏まえると十分に保守性を持った条件と見なされた。

《判定条件》

$$\text{核種}i\text{の濃度} = \text{核種}i\text{のインベントリ量(Bq)} \div \frac{\text{ALPS処理水等の貯蔵量 (m}^3\text{)}}{133\text{万m}^3\text{ (予測値) @2023年3月時点}} < \text{核種}i\text{の告示濃度限度} \times 0.01(\text{Bq/cm}^3)$$

この結果、手順4に進む核種は93核種（表A14-2）、除外される核種は113核種となった。なお、手順4に進む核種の告示濃度限度比総和（評価値）2.4E+07と比較して、手順3で除外される核種の告示濃度限度比総和（評価値）は6.7E-02と十分小さく、告示濃度限度比の1/100を選定基準とすることは妥当と判断された。

表 A14-2 手順4に進む核種（93核種）

No.	核種	No.	核種	No.	核種	No.	核種	No.	核種
1	H-3	46	Ag-108m	81	Pr-144	159	Ac-227	189	Pu-240
3	C-14	49	Ag-110m	82	Pr-144m	162	Th-228	190	Pu-241
7	Cl-36	50	Cd-109	86	Pm-146	164	Th-230	191	Pu-242
16	Mn-54	51	Cd-113m	87	Pm-147	165	Th-231	194	Am-241
17	Fe-55	55	Sn-119m	93	Sm-151	167	Th-234	195	Am-242
18	Co-60	56	Sn-121	95	Eu-152	168	Pa-231	196	Am-242m
19	Ni-59	57	Sn-121m	96	Eu-154	169	Pa-233	197	Am-243
20	Ni-63	59	Sn-126	97	Eu-155	172	U-232	199	Cm-242
21	Zn-65	60	Sb-125	104	Ho-166m	173	U-233	200	Cm-243
23	Se-79	61	Sb-126	106	Tm-171	174	U-234	201	Cm-244
27	Sr-90	62	Sb-126m	120	Pt-193	175	U-235	202	Cm-245
29	Y-90	67	Te-125m	121	Tl-204	176	U-236	203	Cm-246
30	Zr-93	70	I-129	130	Pb-212	177	U-237	208	Cf-250
33	Nb-93m	71	Cs-134	136	Bi-212	178	U-238		
34	Nb-94	72	Cs-135	141	Po-212	182	Np-237		
35	Mo-93	73	Cs-137	145	Po-216	183	Np-238		
38	Tc-99	74	Ba-133	149	Rn-220	184	Np-239		
39	Ru-106	75	Ba-137m	153	Ra-223	186	Pu-236		
43	Rh-106	79	Ce-142	154	Ra-224	187	Pu-238		
44	Pd-107	80	Ce-144	157	Ra-228	188	Pu-239		

2.1.4 手順 4について

手順 4 の「汚染水への移行評価にて評価した濃度が告示濃度限度に対して 1/100 を超えるか？」という項目では、手順 4 までに進んだ核種について、放射平衡や同位体、核種の性質の類似性等からグルーピングを行い、グループ内で線量影響（インベントリ量/告示濃度限度）の相対的な関係を確認し、代表核種に対して十分に線量影響（相対比 1/100 以下）の小さい核種を除外する。

その後、グループもしくはグルーピング出来なかった個別核種ごとに実際の分析結果から放射性核種ごとの水への移行のしやすさ（以下「移行係数」という。）を算出した上で、同係数を使用して、放射性核種ごとの汚染水中の濃度を評価する。

2.1.4.1 放射平衡の子孫核種

手順 4 まで進んだ核種のうち、放射平衡で存在する核種を表 A14-3、表 A14-4 に示す。表 A14-3 に示す子孫核種は半減期が短く、ALPS 処理水を海洋放出する事故時から 12 年後には、基本的に親核種の崩壊によってのみ存在する核種となることから、汚染水への移行評価では親核種と一緒に挙動しているとみなす。一方、表 A14-4 に示す子孫核種は半減期が比較的長く、親核種と子孫核種が放射平衡に達するまでに時間を要することから、本評価では親核種と子孫核種を別々に評価する。

表 A14-3 放射平衡により親核種と一緒に挙動していると評価する子孫核種

No.	親核種		子孫核種	
	核種	半減期	核種	半減期
1	Sr-90	2.9E+01 [y]	Y-90	2.67 [d]
2	Ru-106	1.0E+00 [y]	Rh-106	30.07 [s]
3	Sn-121m	4.4E+01 [y]	Sn-121	1.13 [d]
4	Sn-126	2.3E+05 [y]	Sb-126	12.35 [d]
			Sb-126m	19.15 [m]
5	Sb-125	2.8E+00 [y]	Te-125m	57.40 [d]
6	Cs-137	3.0E+01 [y]	Ba-137m	2.552 [m]
7	Ce-144	7.8E-01 [y]	Pr-144	17.28 [m]
			Pr-144m	7.2 [m]
8	Pu-241	1.4E+01 [y]	U-237	6.752 [d]
9	Am-242m	1.4E+02 [y]	Np-238	2.117 [d]
10	Am-242m	1.4E+02 [y]	Am-242	16.02 [h]
			Cm-242	162.9 [d]
11	Am-243	7.4E+03 [y]	Np-239	2.356 [d]

表 A14-4 放射平衡でも親核種と別に挙動していると評価する子孫核種

No.	親核種		子孫核種	
	核種	半減期	核種	半減期
1	Zr-93	1.6E+06 [y]	Nb-93m	1.6E+01 [y]
	Mo-93	4.0E+03 [y]		

2.1.4.2 ウラン、ネプツニウム等の崩壊系列から生成される核種

手順4まで進んだ核種のうち、ウラン、ネプツニウム等の崩壊系列により存在している核種を図A14-2に赤枠で示す。これらの核種について、汚染水への移行評価では、大元の親核種（ネプツニウムやウラン）と一緒に挙動しているとみなして評価を行う。即ち、ウラン系列、アクチニウム系列、トリウム系列で生成される核種は、大元のウランと一緒に挙動しているとみなして評価することから、ウラン同位体のサブグループとして評価する。

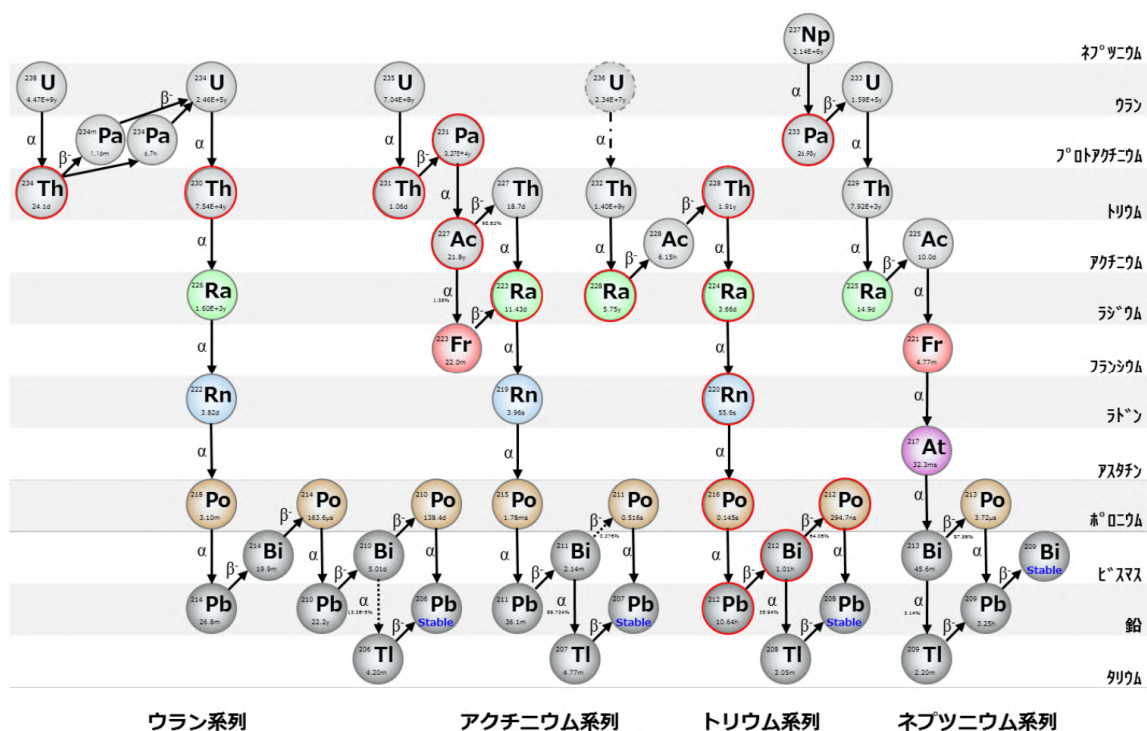


図 A14-2 ウラン、ネプツニウム等の崩壊系列での生成核種

2.1.4.3 同位体

手順4に進んだ核種のうち、同位体で存在する核種を表A14-5に示す。なお、物質の化学的性質は最外周の電子で決まることから、同じ電子数を持つ同位体の化学的性質はほとんど同じとなるため、汚染水への移行評価では各同位体と一緒に挙動をするとして評価する。

表 A14-5 同位体のため一緒に挙動していると評価する核種

No.	元素	核種
1	Ni 同位体	Ni-59、Ni-63
2	Nb 同位体	Nb-93m、Nb-94
3	Ag 同位体	Ag-108m、Ag-110m
4	Cd 同位体	Cd-109、Cd-113m
5	Sn 同位体	Sn-119m、Sn-121m、Sn-126
6	Cs 同位体	Cs-134、Cs-135、Cs-137
7	Ce 同位体	Ce-142、Ce-144
8	Pm 同位体	Pm-146、Pm-147
9	Eu 同位体	Eu-152、Eu-154、Eu-155
10	U 同位体	U-232、U-233、U-234、U-235、U-236、U-238
11	Pu 同位体	Pu-236、Pu-238、Pu-239、Pu-240、Pu-241、Pu-242
12	Am 同位体	Am-241、Am-242m、Am-243
13	Cm 同位体	Cm-243、Cm-244、Cm-245、Cm-246

2.1.4.4 水中における化学的類似性

2022 年時点で分析技術が確立しておらず、個別分析が困難等の理由により、分析結果がない核種が存在する。これらの核種については、核種の水中における化学形態（Eh-pH 図等）やイオン半径、水処理における吸着特性等の類似性を確認の上、類似性が確認された核種と同様の性質を持つとして評価する。

(1) ランタノイド元素（Pm、Sm、Ho、Tm）

ランタノイド元素については、過去に 2、3 号機の PCV 内滞留水の分析において Ce-144 と Eu-154 が検出された以外は検出された実績はない。この 2 核種の結果に基づき、他のランタノイド元素についても汚染水の移行評価を行うことから、Eh-pH 図²³¹を用いてその妥当性について確認を行った。その結果、ランタノイド元素は原子炉注水や建屋滞留水における水素イオン指数（pH）6～8 において、主に 3 価の陽イオンで安定に存在するという類似性があることが確認された。

また、ランタノイドを含む希土類イオンについては、一般的に各々の化学的性質や挙動がよく似ており、鉱物中に共存して産出されること、精錬過程で相互分離が困難なこと等の特性があることから²³²、ランタノイド元素は全て同じグループとして評価することは妥当と判断された。

なお、本グループに属する核種で、分析結果のある Ce-144 と Eu-154 について、後述する 2.1.4.5 項で移行係数を評価したところ、ほとんど同等の値であり、1F の現場においても、実際に類似した挙動をとることが確認されている。

(2) 白金族（Ru、Pd、Pt）

²³¹ 竹野直人, Eh-pH アトラス～熱力学データベースの相互比較, 地質調査総合センター研究資料集 No. 419, 産業技術総合研究所地質調査総合センター(2005)

²³² 塩川 二郎, “希土類元素の特性とその応用”より

白金族については、これまでに Ru-106 (Rh-106) が検出されている (Rh は Ru の崩壊で生成) ほか、Pd-107 が建屋滞留水や Sr 処理水から非常に低濃度で検出されている。ほかに、Pt-193 が手順 4 まで進んでいるものの、個別に測定するための手法が確立されておらず、分析実績がない。

このため、Ru-106 や Pd-107 の分析結果に基づき、Pt の汚染水への移行評価をするに当たって、Eh-pH 図や溶解度からその妥当性を検討した。その結果、白金族は原子炉注水や建屋滞留水における水素イオン指数 (pH) 6～8 において、主に固体で安定に存在することが確認された。なお、固体の存在形態としては、Ru は金属単体もしくは酸化物、Pd、Pt は金属単体で存在しており、水への溶解度が極めて低いことが確認された²³³。また、白金族については、一般的に物理的性質や化学的性質が互いによく似ており、水とは反応せず酸や塩基に侵されにくい性質を持つとされることから、今回 Pt-193 は、Ru-106 や Pd-107 と同じグループとして汚染水への移行評価することは妥当と判断された。

なお、本グループに属する核種で、分析結果のある Ru-106 と Pd-107 について、後述する 2.1.4.5 項で移行係数を評価したところ、ほとんど同等の値であり、1F の現場においても、実際に類似した挙動をとることが確認されている。

(3) タリウム (Tl)

タリウムについて、Tl-204 が手順 4 まで進んでいるものの、当該核種については個別に測定するための分析手法が確立されておらず、分析実績がない。

タリウムは第 13 元素²³⁴ではあるが、Eh-pH 図によれば、原子炉注水や建屋滞留水における水素イオン指数 (pH) 6～8 において、1 価の陽イオンとして安定に存在することが確認された。また、

- ・イオン半径がアルカリ金属である Cs イオンと K イオンの中間である
- ・ゼオライトによる吸着選択性は、K イオンと同等と評価されている²³⁵
- ・土壌に対しても Cs と同等の吸着特性を持つ²³⁶

等の調査結果より、タリウムはアルカリ金属と同じグループとして、汚染水への移行から水処理まで同様に挙動するとして評価することは妥当と判断された。

(4) カリホルニウム (Cf)

カリホルニウムについて、Cf-250 が手順 4 まで進んでいるものの、分析実績がない。

カリホルニウムについては、Eh-pH 図が確認できなかったものの、水溶液中では 3 価の陽イオンとして安定に存在するとされており、3 価の超プルトニウム元素 (Am、Cm) に非常に似通った化学挙動であることが確認された²³⁷。また、Am、Cm、Cf の 3 価の陽イオンの

²³³ 例えば“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”(2000 年レポート)より

²³⁴ ホウ素族元素とも呼ばれ、ホウ素、アルミニウム、ガリウム、インジウム、タリウムが属する。

²³⁵ 新田、青村、“合成 A 型ゼオライトによる交換カチオンの差異と選択性に関する研究”

²³⁶ John E. Till, Helen A. Grogan, "Radiobiological Risk Assessment and Environmental Analysis", Oxford University Press (2008).

²³⁷ Laster R. Morss, Norman M. Edelstein, Jean Fuger, "The Chemistry of The Actinide And Transactinide Elements_4th Ed."

半径はほぼ同等であることが確認された²³⁸。以上より、カリホルニウムは Am や Cm と同じグループとして汚染水への移行評価することは妥当と判断された。なお Am-241 と Cm-242、Cm-244 について、2.1.4.5 項で移行係数を評価したところ、ほとんど同等の値であり、1F の現場においても、実際に類似した挙動をとることが確認されている。

2.1.4.5 移行係数の評価

手順 4 までは進んだ核種のうち、個別核種ごとに実際の分析結果から放射性核種ごとの水への移行のしやすさ（以下「移行係数」という。）を算出した上で、同係数を使用して放射性核種ごとの汚染水中の濃度を評価する。移行係数は下記式にて評価を実施する。

$$\text{汚染水中の放射性核種の評価濃度 (Bq/L)} = \text{インベントリ量}^{\ast 1} \text{ (Bq)} \times \text{移行係数}^{\ast 2} \text{ (1/L)}$$

※1：ALPS処理水の海洋放出時期を踏まえ、震災後12年の評価結果を使用

※2：汚染水の分析結果 (Bq/L) ÷ インベントリ量 (Bq) にて算出。

検出値の場合はそれぞれの日付を2011年3月11日に、検出下限値の場合はそれぞれの日付を分析の基準日に統一して評価

(1) 汚染水への移行評価に使用する分析結果

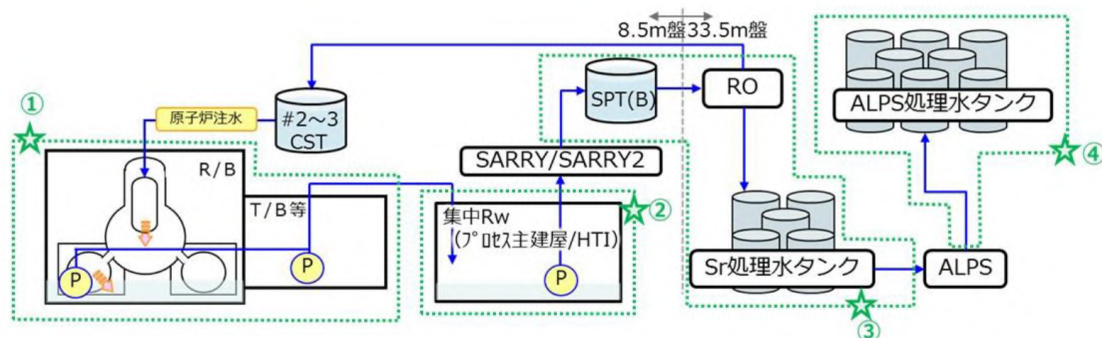
移行係数の算出に当たって使用する分析結果は、表 A14-6、図 A14-3 に示すとおり、4 種類に分けてデータを集約した。

なお、汚染水は全て集中 Rw（プロセス主建屋（PMB）、高温焼却炉建屋（HTI））に集水した後、セシウム吸着装置（SARRY/SARRY2）にて処理を行い、この水が最終的に ALPS 処理水となることから、集中 Rw の分析結果を使用することを基本とする。ただし、集中 Rw の分析結果だけでは全ての放射性核種のデータが揃わないことに加えて、建屋滞留水は Cs の濃度が高い影響から検出下限値が高い等の理由により、分析データ数が少ない核種があることから、それらの核種については、1～4号機建屋滞留水等と ALPS 処理前の分析データで補完することで対応する。

表 A14-6 分析結果の分類

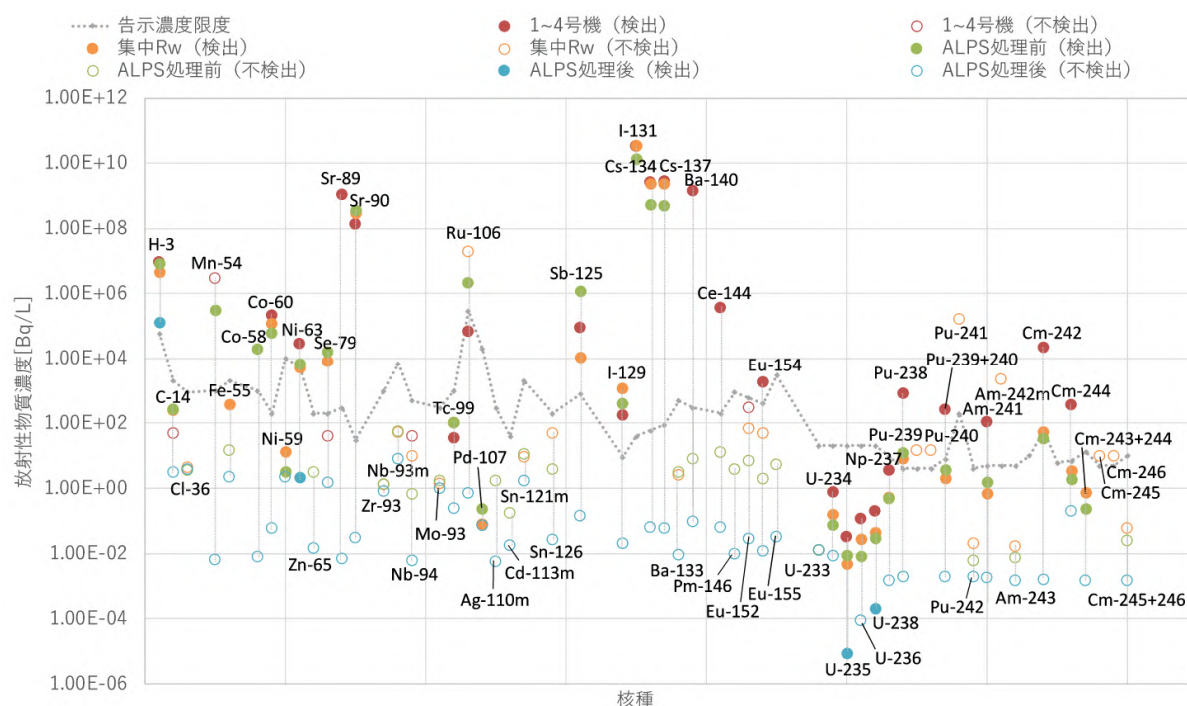
No.	分析の分類	詳細
①	建屋滞留水等@ 1～4号機	1～4号機の PCV 内や建屋滞留水の分析結果
②	建屋滞留水@集中 Rw	集中 Rw（PMB/HTI）、SARRY 等の入口の分析結果
③	セシウム吸着装置～ALPS 入口	セシウム吸着装置出口～ALPS 入口の分析結果
④	ALPS 出口	ALPS 処理後の分析結果

²³⁸ R.D.Shannon, "Revised Effective Ionic Radii and Systematic Studies of Interatomic Distances in Halides and Chalcogenides"



手順 4 まで進んだ放射性核種の分析結果を、試料の採取箇所ごとに分類して図 A14-4 にまとめて示す。本図では、建屋滞留水から ALPS 処理水になるまでに処理される過程の、各放射性核種の濃度の範囲が把握出来るとともに、各核種の告示濃度限度も記載することで、分析結果と告示濃度限度との比較ができる表記とした。

図 A14-4 の作成に当たっては、2022 年 9 月までに JAEA が公開している FRAnDLi のデータ（東京電力公表分含む）のほか、ALPS の性能確認時等の 62 核種分析（2013～2021 年度）、処理水ポータルで公開している ALPS 処理前後のデータ及び ALPS 処理水等貯留タンクのデータ等を使用している。



(2) 汚染水への移行係数評価結果

図 A14-4 に示した分析結果及び 2011 年 3 月 11 日時点のインベントリ評価の結果を使用して移行係数を算出する。なお、前述のとおり、移行係数の評価には基本的に集中 R_W の結

果の最大値を使用することに加え、分析値のバラつきを考慮して、移行係数は桁上がりで評価する。

評価結果の一例として、Ni、Sr、Ba、Nb 及び白金族元素の結果を図 A14-5 に示す。各々のグループごとで見ると、グループ内の核種は概ね似た傾向となっていることが確認された。また、Sr の隣には同じアルカリ土類金属である Ba の結果を載せているが、FP 核種の Ba-140（半減期が短く手順 1 で除外）は同じ FP 核種の Sr-89 や Sr-90 と同等の移行係数を示すことが確認された。

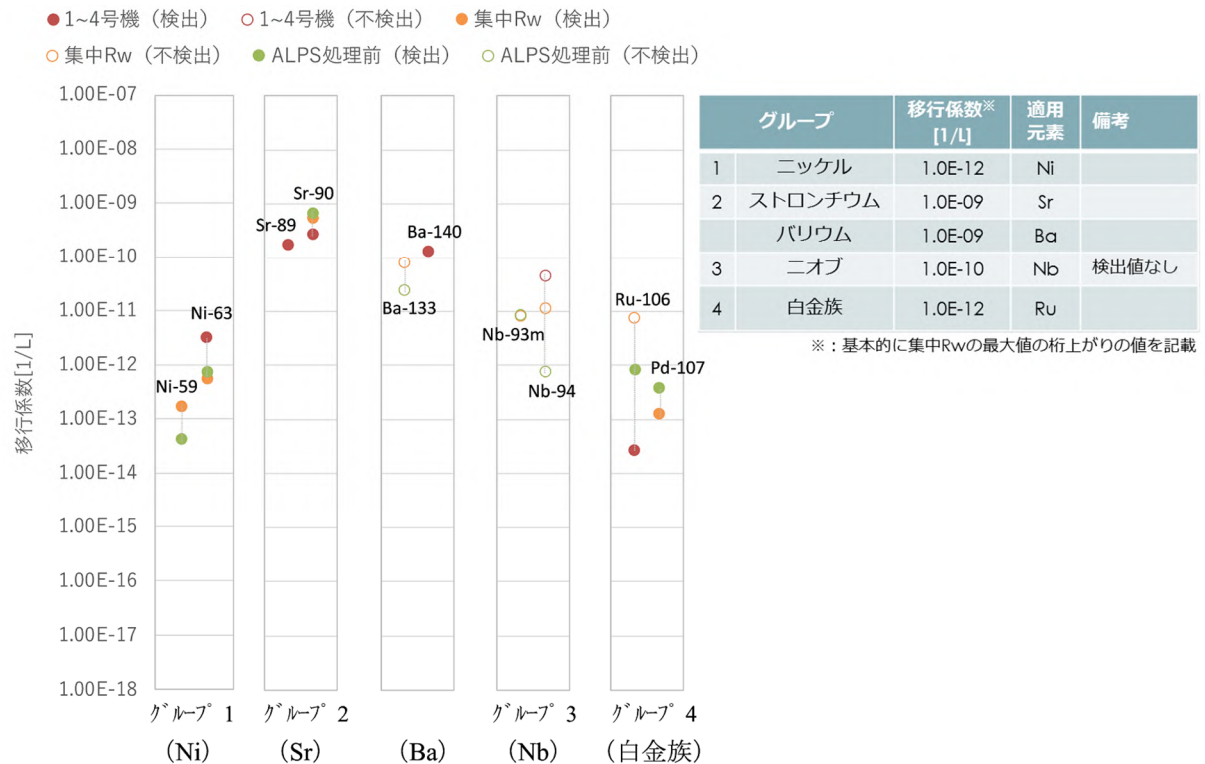


図 A14-5 移行係数評価結果の一例

2.1.4.6 手順 4 の評価結果

手順 4 において、放射平衡や同位体、核種の性質の類似性等からグルーピングによる核種の絞り込み及び 2.1.4.5 項で評価した移行係数を用いて汚染水への移行評価を行った結果、手順 5 に進む核種は 36 核種（表 A14-7）、除外される核種は 57 核種となった。

なお、手順 5 に進む核種の告示濃度限度比総和（評価値）7.7E+07 と比較して、手順 4 で除外される核種の告示濃度限度比総和（評価値）は 3.6E-02 と十分小さく、告示濃度限度比の 1/100 を選定基準とすることは妥当と判断された。

表 A14-7 手順5に進む核種 (36 核種)

No.	核種	No.	核種	No.	核種	No.	核種	No.	核種
1	H-3	27	Sr-90	60	Sb-125	93	Sm-151	189	Pu-240
3	C-14	29	Y-90	67	Te-125m	96	Eu-154	190	Pu-241
7	Cl-36	33	Nb-93m	70	I-129	97	Eu-155	194	Am-241
16	Mn-54	34	Nb-94	71	Cs-134	174	U-234	201	Cm-244
17	Fe-55	35	Mo-93	73	Cs-137	178	U-238		
18	Co-60	38	Tc-99	74	Ba-133	182	Np-237		
20	Ni-63	39	Ru-106	80	Ce-144	187	Pu-238		
23	Se-79	51	Cd-113m	87	Pm-147	188	Pu-239		

2.1.5 手順5について

手順5の「汚染水中の濃度が告示濃度限度の 1/100 未満であることを分析を通じて確認出来ているか?」という項目では、当該手順まで進んだ核種のうち、過去に告示濃度限度の 1/100 を目指して分析を行い、その結果、告示濃度限度の 1/100 未満であることを確認出来た核種を「監視対象核種」と定義し、海洋放出の都度は測定しないが、汚染水中に有意に存在しないか継続して確認していく対象として設定する。監視対象核種については、分析実績を重ねていくが、その結果を踏まえて、選定フローに基づき、再評価を行う。

今回選定された監視対象核種は、Cl-36、Nb-93m、Nb-94、Mo-93、Cd-113m、Ba-133 の 6 核種であった。

2.2 測定・評価対象核種の選定結果

図 A14-1 に示した認可されたフローに基づき選定すると、測定・評価対象核種は、トリチウムを除き、表 A14-8 のとおり 29 核種となる。これら核種について、現在計画している定量方法についても併せて示す。なお、測定・確認用設備において放出基準（トリチウムを除く放射性核種の告示濃度限度比の和が 1 未満）を確認する際、 α 核種の告示濃度限度比は、選定された α 核種のうち最も低い告示濃度限度（4 Bq/L）で全 α 値を除することで算出する。

また、海洋放出前には下表の 29 核種と併せて、希釈倍率を設定するために H-3 濃度を測定する

表 A14-8 測定・評価対象核種とその定量方法

No.	核種	定量方法	No.	核種	定量方法
1	C-14	化学分離後、β線測定	16	Ce-144	γ線核種分析
2	Mn-54	γ線核種分析	17	Pm-147	代表核種 (Eu-154) の放射能濃度より評価
3	Fe-55	化学分離後、X線測定	18	Sm-151	
4	Co-60	γ線核種分析	19	Eu-154	γ線核種分析
5	Ni-63	化学分離後、β線測定	20	Eu-155	γ線核種分析
6	Se-79	化学分離後、β線測定	21	U-234	全α放射能に包含されるものとして評価
7	Sr-90	化学分離後、β線測定	22	U-238	
8	Y-90	Sr-90 と放射平衡	23	Np-237	
9	Tc-99	ICP-MS 測定	24	Pu-238	
10	Ru-106	γ線核種分析	25	Pu-239	
11	Sb-125	γ線核種分析	26	Pu-240	代表核種 (Pu-238) の放射能濃度より評価
12	Te-125m	Sb-125 と放射平衡	27	Pu-241	
13	I-129	ICP-MS 測定	28	Am-241	全α放射能に包含されるものとして評価
14	Cs-134	γ線核種分析	29	Cm-244	
15	Cs-137	γ線核種分析			

3. 測定・評価対象核種の定期的な確認

今後の廃炉作業の進捗によって、測定・評価対象核種とすべき核種に変化が生じる可能性を踏まえ、継続的に汚染水等の分析を行い、定期的に測定・評価対象核種の妥当性を確認するとともに、必要に応じて、再評価を行う。

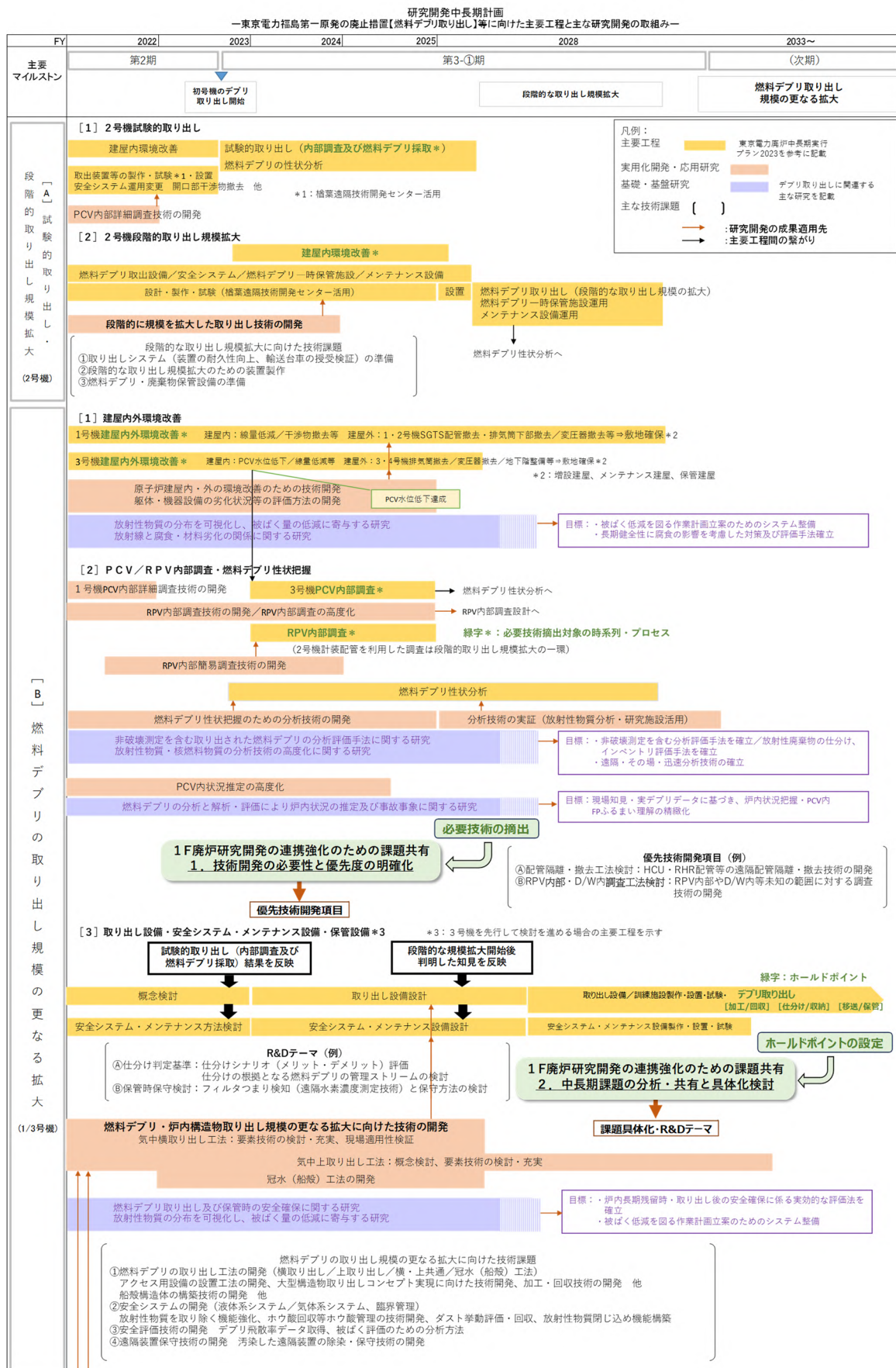
添付資料15 分析に係る関係機関個別の実行計画

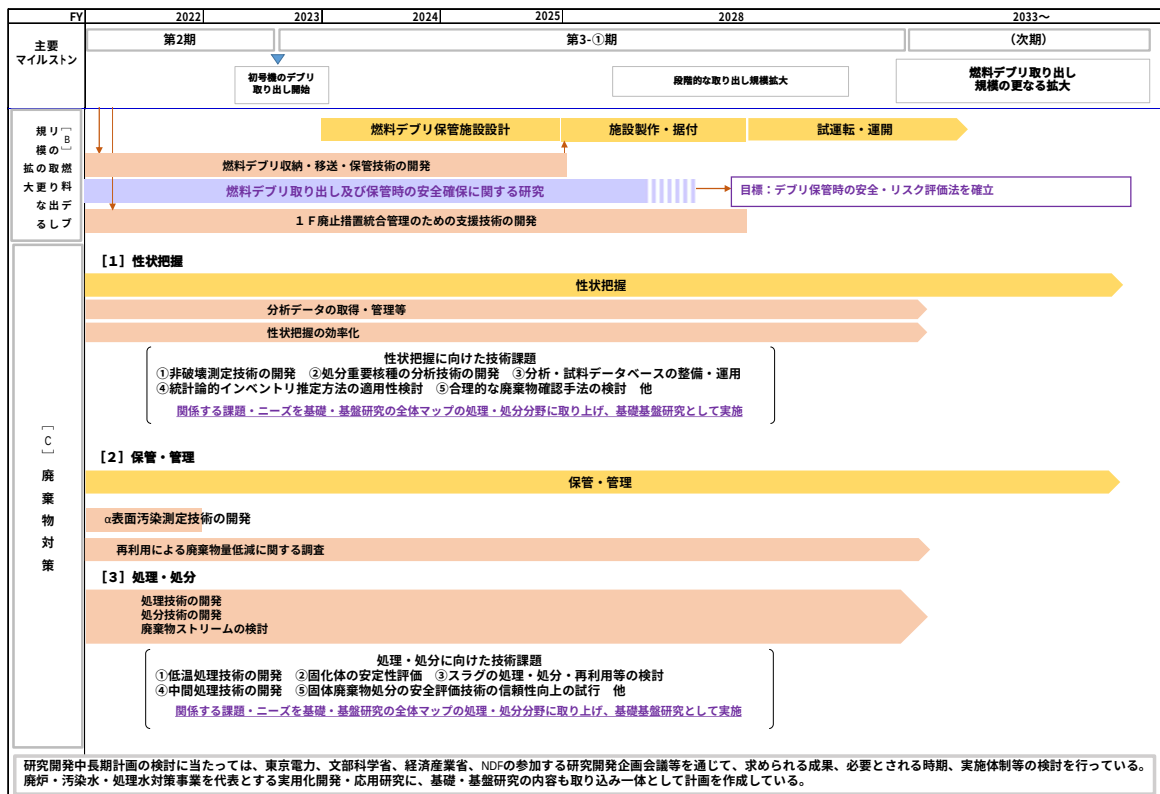
資源エネルギー庁、東京電力ホールディングス（株）、 日本原子力研究開発機構、原子力損賠賠償・廃炉等支援機構

施策の柱①：人材育成確保に向けた取組		
対策1：人材の確保		
これまでの取組	短期（今後2年程度）の取組	中長期（10年程度）の取組
【東京電力】 - 分析人材（分析技術者、分析管理者及び分析作業者）に必要な要件を整理した。 - 燃料デブリ、廃棄物、バイオアッセイを中心に分析体制を整理。 【JAEA】 - スキルや経験がある人材を含む新規採用（新卒、キャリア）の実施。	【東京電力】 - 分析計画の見直しに必要な要員を確保する。 - 分析計画を実施する上で必要な要員を確保する。 【JAEA】 - スキルや経験がある人材を含む新規採用（新卒、キャリア）の実施。【継続】	【東京電力】 - 分析計画の見直しに必要な要員を確保する。【継続】 - 総合分析施設において分析実施に必要な要員を確保する（新卒/キャリア）。 【JAEA】 - JAEA全体での経験者の活用とその展開。 - スキルや経験がある人材を含む新規採用（新卒、キャリア）の実施。【継続】
対策2：人材の育成		
これまでの取組	短期（今後2年程度）の取組	中長期（10年程度）の取組
【東京電力】 - 分析人材に必要な要件を整理し、燃料デブリ、廃棄物、バイオアッセイを中心に分析技術を構築することとした。 - 分析人材の育成に向け、JAEAなどの社外分析機関においてOJTによる分析技術者の育成を行うこととした。 - 外部機関等による育成支援等を活用して分析作業者の育成を行うこととした。 【JAEA】 - 東電1F及び民間分析所での研修を実施。 - JAEA茨城地区及び大熊第1棟でのOJTを実施。 - 廃炉・汚染水・処理水対策事業、英知事業における研究開発に従事。	【東京電力】 - 分析技術者候補のOJTをJAEAで開始する。 - 分析管理者／分析作業者について、順次外部機関等による育成支援を活用した育成を開始する。 【JAEA】 - JAEA茨城地区及び大熊第1棟でのOJTにより育成を行う。【継続】 - 廃炉・汚染水・処理水対策事業、英知事業における研究開発に従事。【継続】 - JAEA全体での分析人材育成体制を検討する。	【東京電力】 - 分析技術者の育成を行う。【継続】 - JAEAに出向させた育成の他、既に育った分析技術者による1F構内でのOJT等により、分析技術を維持できるよう育成を継続する。 - 分析計画を達成に必要な（分析管理者／分析作業者）を確保するとともに、教育を継続することで1F分析能力を維持する。 【JAEA】 - JAEA茨城地区及び大熊第1棟でのOJTにより育成を行う。【継続】 - 廃炉・汚染水・処理水対策事業、英知事業における研究開発に従事。【継続】 - JAEA全体での分析人材育成体制を構築し、より高度な人材育成を行う。
対策3：人材育成の支援		
これまでの取組	短期（今後2年程度）の取組	中長期（10年程度）の取組
【JAEA】 - JAEA茨城地区及び大熊第1棟において東京電力の分析技術者候補者の受け入れを検討・調整を行った。 【NDF】 - 福島第一原子力発電所廃炉に係る分析計画及び分析に関する課題に対して助言を与える分析調整会議及び課題解決に向けた議論・検討を行う分析サポートチームを組織した。 【その他】 - 分析作業者となる人材の裾野を広げるべく、福島国際研究教育機構において「放射能分析の人材育成研修プログラム」を立ち上げ、研修事業を開始する。	【JAEA】 - JAEA茨城地区及び大熊第1棟において、東京電力の分析技術者候補者を受け入れ、研究開発の現場に参加させる。 【NDF】 - 分析調整会議において、東京電力の分析計画に対する助言を行う。 - 分析サポートチームにおいて、新たな分析の課題に対し、必要に応じてワーキンググループを設け、課題解決に向けた検討・助言を行う。 【その他】 - 分析作業者の人材育成研修を実施する。【継続】 - 分析管理者、分析技術者となる人材育成研修プログラムを検討し、順次研修を実施する。	【JAEA】 - JAEA茨城地区及び大熊第1棟において、東京電力の分析技術者候補者を受け入れ、研究開発の現場に参加させる。【継続】 【NDF】 - 分析調整会議において、東京電力の分析計画に対する助言を行う。【継続】 - 分析サポートチームにおいて、新たな分析の課題に対し、必要に応じてワーキンググループを設け、課題解決に向けた検討・助言を行う。【継続】 - 東京電力と分析コミュニティとの連携をより強固なものとするとともに、その協力のもとで、東京電力が分析計画の調整及び遂行を主体的に行う能力を身に着けるよう支援する。 【その他】 - 分析作業、管理者、技術者の人材育成研修を継続して実施するとともに、必要に応じて研修プログラムの見直しを行う。

施策の柱②：分析施設整備に向けた取組		
対策４：分析施設の整備・運用		
これまでの取組	短期（今後２年程度）の取組	中長期（１０年程度）の取組
【東京電力】 ・総合分析施設の整備に関して、概念検討を完了し、設計検討（基本設計）を開始した。 【JAEA】 ・茨城地区における廃棄物試料、内部調査サンプル等の分析、燃料デブリ分析に係る許認可取得、分析装置の導入。 ・大熊第1棟が運用開始した。 ・大熊第2棟については、施設整備を開始した。	【東京電力】 ・総合分析施設の整備に関して、設計検討（基本設計/詳細設計）を行い、認可取得に着手する。 【JAEA】 ・茨城地区と大熊第1棟が相補的に分析の研究開発に取組み、人材育成に活用。 ・大熊第1棟において分析を実施し、分析能力（設備・人員）の拡充の必要性を検討する。 ・大熊第2棟の施設整備を行う。【継続】	【東京電力】 ・総合分析施設に関して、2020年代後半の着実な竣工に向け、認可を取得し、工事を完了させる。 【JAEA】 ・茨城地区と大熊第1棟が相補的に分析の研究開発に取組み、人材育成に活用。【継続】 ・大熊第1棟において分析を継続して実施し、必要に応じて分析能力の拡充を行う。 ・大熊第2棟に関しては、2026年度の竣工を目指し、運用を開始する。
対策５：分析能力拡充のための手法開発		
これまでの取組	短期（今後２年程度）の取組	中長期（１０年程度）の取組
【資源エネルギー庁】 ・大熊分析・研究センターの安定的運営のために必要な措置を講じている。 【NDF】 ・廃炉・汚染水・処理水対策事業において、燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発及び固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発を行っている。 【JAEA・NDF】 ・OECD/NEAプロジェクトにおいて、事故進展、炉内状況推定、燃料デブリ分析の予備検討等を実施した。 【JAEA】 ・測定が困難なサンプル・核種の分析手法の開発。 ・統計的に分析点数を設定する分析計画法（DQOプロセス）の開発に取り組んでいる。 ・燃料デブリに関し、分析精度の向上、簡易・迅速化のための新規分析手法（ICP-MS/MSやSIMS等）の研究開発を実施している。	【資源エネルギー庁】 ・大熊分析・研究センターの安定的運営のために必要な措置を講じる。【継続】 【NDF】 ・廃炉・汚染水・処理水対策事業において、分析の迅速化・自動化・省力化に関して必要な技術開発を行う。また、従来とは異なる燃料デブリ非破壊計測技術の検討と必要に応じて技術開発を行う。 ・分析調整会議及び分析サポートチームの提案に基づき、必要に応じて分析課題解決のための技術開発を行う。 【JAEA・NDF】 ・OECD/NEAプロジェクトを通して、燃料デブリ性状、炉内損傷状況に関して議論を行い、世界の知見を吸収し、国際的な情報発信を行う。 【JAEA】 ・測定が困難なサンプル・核種の分析手法の開発。【継続】 ・統計的に分析点数を設定する分析計画法の開発を継続。 ・燃料デブリに関し、分析精度の向上、簡易・迅速化のための新規分析手法（ICP-MS/MSやSIMS等）の研究開発を継続。	【資源エネルギー庁】 ・大熊分析・研究センターの安定的運営のために必要な措置を講じる。【継続】 【NDF】 ・燃料デブリ、固体廃棄物ともに、分析技術の開発と高度化（迅速化・自動化・省力化）を行い、取得した分析データを燃料デブリ取り出し、廃棄物保管・管理、処理処分の検討に反映する。 【JAEA・NDF】 ・燃料デブリ性状に関してはOECD/NEAプロジェクト等を通じて世界の知見を吸収し、廃止措置に役立てるとともに、国際的な情報発信を行う。 【JAEA】 ・測定が困難なサンプル・核種の分析手法の開発。【継続】 ・分析計画を踏まえた必要な分析手法の開発と検証を行う。【継続】
施策の柱③：分析を着実に実施していくための枠組みの整備		
対策６：分析計画、体制の見直し		
これまでの取組	短期（今後２年程度）の取組	中長期（１０年程度）の取組
【東京電力】 ・分析優先度や今後の廃炉イベントの進展を踏まえた分析計画を策定し、それに応じた分析体制に係る検討を行った。	【東京電力】 ・毎年度の分析実績及び分析ニーズを踏まえ、原則、毎年度分析計画及び必要な体制の見直しを行う。	【東京電力】 ・毎年度の分析実績及び分析ニーズを踏まえ、原則、毎年度分析計画及び必要な体制の見直しを行う。【継続】
対策７：分析試料の採取、輸送、施設の確保等に係る全体工程の調整		
これまでの取組	短期（今後２年程度）の取組	中長期（１０年程度）の取組
【東京電力・JAEA・IRID】 ・JAEA大熊第1棟への1F瓦礫試料を輸送した。 ・茨城地区施設への試料の輸送を行った。	【東京電力】 ・サンプリングの内容及びスケジュールを検討し、関係機関と調整の上、サンプリング・輸送及び分析施設の確保に関して必要な措置を講じる。 ・分析計画に基づき、JAEA大熊第1棟・茨城施設への試料輸送。【継続】	【東京電力】 ・サンプリングの内容及びスケジュールを検討し、関係機関と調整の上、サンプリング・輸送及び分析施設の確保に関して必要な措置を講じる。【継続】 ・総合分析施設での試料分析を実施。 ・分析手法の開発が必要となる試料は引き続きJAEA施設への輸送。【継続】
対策８：アクションプランの策定、見直し、フォローアップ		
【NDF】 ・技術戦略プランにおいて、分析戦略を燃料デブリ中心から福島第一原子力発電所における廃炉作業全般で求められる分析全般に広げるとともに、当該アクションプランを作成した。	【NDF】 ・アクションプランに記載されている取り組みにの進捗状況を政府とともにフォローアップするとともに、技術戦略プランの改訂に合わせて、内容の見直し、具体化を行う。	【NDF】 ・アクションプランに記載されている取り組みにの進捗状況を政府とともにフォローアップするとともに、技術戦略プランの改訂に合わせて、内容の見直し、具体化を行う。【継続】

添付資料16 研究開発中長期計画





添付資料17 廃炉・汚染水・処理水対策事業における研究開発のこれまでの取組

和暦（年度）	H23	H24	H25	H26	H27	H28	H29	H30	R1	R2	R3	R4
西暦（年度）	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022
1.汚染水対策												
1.1トリチウム分離技術												
1.2高性能多核種除去設備（高性能ALPS）整備実証												
1.3凍土方式遮水壁大規模実証												
2.使用済燃料対策												
2.1使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の長期健全性評価												
2.2使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討												
3.炉内状況把握・デブリ性状把握・内部調査												
3.1炉内状況把握												
3.2燃料デブリの性状把握												
3.3原子炉格納容器内部調査												
3.4原子炉圧力容器内部調査												
3.5燃料デブリ検知技術（ミュオン活用）												
4.環境改善												
4.1建屋内遠隔除染技術												
4.2原子炉圧力容器・格納容器の健全性評価技術の開発（腐食抑制技術、耐震性・影響評価技術）												
4.3原子炉格納容器漏洩箇所補修技術（水循環構築技術を含む）												
4.4建屋内環境改善（干渉物撤去、線源デジタル化、S/C電気防食）												
5.燃料デブリ取り出し												
5.1燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術（サンプリング技術の開発）												
5.2燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術												
5.3燃料デブリの収納・移送・保管技術												
5.4遠隔装置保守技術												
5.5統合管理支援技術												
6.廃棄物対策												
6.1固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発												
※事業成果のリンク先は下記を参照してください。 <廃炉・汚染水・処理水対策事業事務局 事業一覧> https://dccc-program.jp/project <廃炉研究開発情報ポータルサイト> http://www.drd-portal.jp/												

添付資料18 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業（英知事業） 選定課題

課題解決型廃炉研究プログラム 令和5年度 選定課題（7課題）

提案課題名	研究代表者 [所属機関]	参画機関
遮蔽不要な耐放射線性ダイヤモンド中性子計測システムのプロトタイプ開発	金子 純一 [北海道大学]	高エネルギー加速器研究機構、産業技術総合研究所、名古屋大学、九州大学、日本原子力研究開発機構
簡易非破壊測定に向けた革新的な $n \cdot \gamma$ シンチレーション検出システムの開発	鎌田 圭 [東北大学]	東京大学、産業技術総合研究所、日本原子力研究開発機構
ペデスタル部鉄筋コンクリート損傷挙動の把握に向けた構成材料の物理・化学的変質に関する研究	五十嵐 豪 [名古屋大学]	東京大学、東北大学、日本原子力研究開発機構
動画像からの特徴量抽出結果に基づいた高速3次元炉内環境モデリング	中村 啓太 [札幌大学]	岩手県立大学、日本原子力研究開発機構
放射性コンクリート廃棄物の減容を考慮した合理的処理・処分方法の検討	小崎 完 [北海道大学]	福井大学、電力中央研究所、日本原子力研究開発機構
高バックグラウンド放射線環境における配管内探査技術の開発	鳥居 建男 [福井大学]	大阪大学、神戸大学、東北大学、埼玉大学、日本原子力研究開発機構
PCV 気相漏洩位置及び漏洩量推定のための遠隔光計測技術の研究開発	椎名 達雄 [千葉大学]	レーザー技術総合研究所

国際協力型廃炉研究プログラム 令和5年度 選定課題（2課題）

提案課題名	研究代表者 [所属機関]	参画機関
日英原子力共同研究：2課題		
革新的分光画像解析による燃料デブリの可視化への挑戦と LIBS による検証	牟田 浩明 [大阪大学]	日本核燃料開発株式会社、日本原子力研究開発機構
燃料デブリ除去に向けた様々な特性をもつメタカオリンベースのジオポリマーの設計と特性評価	Yogarajah Elakneswaran [北海道大学]	日本原子力研究開発機構

課題解決型廃炉研究プログラム 令和4年度 選定課題（6課題）

提案課題名	研究代表者 [所属機関]	参画機関
革新的アルファダスト撮像装置と高線量率場モニタの実用化とその応用	黒澤 俊介 [東北大学]	三菱電機株式会社、京都大学、日本原子力研究開発機構
3次元線量拡散予測法の確立と γ 線透過率差を利用した構造体内調査法の開発	谷森 達 [京都大学]	福島SiC応用技研株式会社、日本原子力研究開発機構
α 汚染可視化ハンドフットクロスモニタの要素技術開発	樋口 幹雄 [北海道大学]	産業技術総合研究所、日本原子力研究開発機構
高放射線耐性の低照度用太陽電池を利用した放射線場マッピング観測システム開発	奥野 泰希 [京都大学]	木更津工業高等専門学校、産業技術総合研究所、理化学研究所、宇宙航空研究開発機構、東北大学、量子科学技術研究開発機構
障害物等による劣悪環境下でも通信可能なパッシブ無線通信方式の開発	新井 宏之 [横浜国立大学]	新潟大学、名古屋工業大学
無線UWBとカメラ画像分析を組合せたリアルタイム3D位置測位・組込システムの開発・評価	松下 光次郎 [岐阜大学]	東京大学、LocationMind株式会社、福島工業高等専門学校、名古屋大学、日本原子力研究開発機構

国際協力型廃炉研究プログラム 令和4年度 選定課題（2課題）

提案課題名	研究代表者 [所属機関]	参画機関
日英原子力共同研究：2課題		
耐放射線プロセッサを用いた組み込みシステムの開発	渡邊 実 [岡山大学]	神戸市立工業高等専門学校、ランカスター大学
マイクロ・ナノテクノロジーを利用したアルファ微粒子の溶解・凝集分散に及ぼすナノ界面現象の探求	塚原 剛彦 [東京工業大学]	早稲田大学、日本原子力研究開発機構、University College London

課題解決型廃炉研究プログラム 令和3年度 選定課題（8課題）

提案課題名	研究代表者 [所属機関]	参画機関
建屋応答モニタリングと損傷イメージング技術を活用したハイブリッド型の原子炉建屋長期健全性評価法の開発研究	前田 匡樹 [東北大学]	芝浦工業大学、東京工業大学、日本工業大学、木更津工業高等専門学校、日本原子力研究開発機構
燃料デブリ周辺物質の分析結果に基づく模擬デブリの合成による実機デブリ形成メカニズムの解明と事故進展解析結果の検証によるデブリ特性データベースの高度化	宇埜 正美 [福井大学]	大阪大学、東京工業大学、東北大学、日本原子力研究開発機構

ジオポリマー等による PCV 下部の止水・補修及び安定化に関する研究	鈴木 俊一 [東京大学]	東京都市大学、産業技術総合研究所、株式会社アトックス、日本原子力研究開発機構
世界初の同位体分析装置による少量燃料デブリの性状把握分析手法の確立	坂本 哲夫 [工学院大学]	名古屋大学、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
アルファ微粒子の実測に向けた単一微粒子質量分析法の高度化	豊嶋 厚史 [大阪大学]	京都大学
連携計測による線源探査ロボットシステムの開発研究	人見 啓太郎 [東北大学]	富山高等専門学校、福島大学、日本原子力研究開発機構
中赤外レーザー分光によるトリチウム水連続モニタリング手法の開発	安原 亮 [自然科学研究機構 核融合科学研究所]	弘前大学
福島原子力発電所事故由来の難固定核種の新規ハイブリッド固化への挑戦と合理的な処分概念の構築・安全評価	中瀬 正彦 [東京工業大学]	原子力環境整備促進・資金管理センター、岡山理科大学、東北大学、日本原子力研究開発機構

国際協力型廃炉研究プログラム 令和3年度 選定課題（4課題）

提案課題名	研究代表者 [所属機関]	参画機関
日英原子力共同研究：2課題		
福島第一原子力発電所の廃止措置における放射性エアロゾル制御及び除染に関する研究	三輪 修一郎 [東京大学]	株式会社アトックス、日本原子力研究開発機構、University of Bristol
燃料デブリ取り出しのための機械式マニピュレータのナビゲーションおよび制御	浅間 一 [東京大学]	有限会社ライテックス、日本原子力研究開発機構、University of Sussex
日露原子力共同研究：2課題（※令和5年度より課題解決型廃炉研究プログラムに移管）		
福島第一発電所2、3号機の事故進展シナリオに基づくFP・デブリ挙動の不確かさ低減と炉内汚染状況・デブリ性状の把握	小林 能直 [東京工業大学]	九州大学、日本原子力研究開発機構、Saint Petersburg State University
非接触測定法を用いた燃料デブリ臨界解析技術の高度化	小原 徹 [東京工業大学]	産業技術総合研究所、National Research Nuclear University (MEPhI)

課題解決型廃炉研究プログラム 令和2年度 選定課題（8課題）

提案課題名	研究代表者 [所属機関]	参画機関
若手研究：2課題		
燃料デブリにおける特性の経年変化と環境劣化割れの調査	楊 会龍 [東京大学]	長岡技術科学大学
健全性崩壊をもたらす微生物による視認不可腐食の分子生物・電気化学的診断及び抑制技術の開発	岡本 章玄 [物質・材料研究機構]	海洋研究開発機構、電力中央研究所、日本原子力研究開発機構
一般研究：6課題		
遮蔽不要な臨界近接監視システム用ダイヤモンド中性子検出器の要素技術開発	田中 真伸 [高エネルギー加速器研究機構]	北海道大学、産業技術総合研究所、名古屋大学、日本原子力研究開発機構
$\alpha/\beta/\gamma$ 線ラジオリシス影響下における格納容器系統内広域防食の実現：ナノバブルを用いた新規防食技術の開発	渡邊 豊 [東北大学]	量子科学技術研究開発機構、物質・材料研究機構、日本原子力研究開発機構
β 、 γ 、 X 線同時解析による迅速・高感度放射性核種分析法の開発	篠原 宏文 [日本分析センター]	新潟大学、九州大学、大成建設株式会社、量子科学技術研究開発機構、日本原子力研究開発機構
合理的な処分のための実機環境を考慮した汚染鉄筋コンクリート長期状態変化の定量評価	丸山 一平 [東京大学]	国立環境研究所、株式会社太平洋コンサルタント、太平洋セメント株式会社、名古屋大学、北海道大学、日本原子力研究開発機構
溶脱による変質を考慮した汚染コンクリート廃棄物の合理的処理・処分の検討	小崎 完 [北海道大学]	福井大学、電力中央研究所、日本原子力研究開発機構
マイクロ波重畳 LIBS によるデブリ組成計測の高度化と同位体の直接計測への挑戦	池田 裕二 [アイラボ株式会社]	日本原子力研究開発機構

国際協力型廃炉研究プログラム 令和2年度 選定課題（2課題）

提案課題名	研究代表者 [所属機関]	参画機関
日英原子力共同研究：2課題		
革新的水質浄化剤の開発による環境問題低減化技術の開拓	浅尾 直樹 [信州大学]	自然科学研究機構分子科学研究所、東北大学、Diamond Light Source
無人航走体を用いた燃料デブリサンプルリターン技術の研究開発	鎌田 創 [海上・港湾・航空技術研究所 海上技術安全研究所]	高エネルギー加速器研究機構、日本原子力研究開発機構、ランカスター大学

共通基盤型原子力研究プログラム 令和元年度（平成 31 年度） 選定課題（7 課題）

提案課題名	研究代表者 [所属機関]	参画機関
若手研究：2 課題		
ウラニル錯体化学に基づくテラーメ イド型新規海水ウラン吸着材開発	鷹尾 康一郎 [東京工業大学]	日本原子力研究開発機構
動作不能からの復帰を可能とする多連 結移動ロボットの半自律遠隔操作技術の 確立	田中 基康 [電気通信大学]	—
一般研究：5 課題		
一次元光ファイバ放射線センサを用い た原子炉建屋内放射線源分布計測	瓜谷 章 [名古屋大学]	日本原子力研究開発機構
低線量・低線量率放射線被ばくによる 臓器別酸化ストレス状態の検討	鈴木 正敏 [東北大学]	広島大学、大阪大学
単一微粒子質量分析法に基づくアルフ ァ微粒子オンラインモニタリングに向け た基礎検討	豊嶋 厚史 [大阪大学]	（同一機関内連携）
幹細胞動態により放射線発がんを特徴 付ける新たな評価系の構築	飯塚 大輔 [量子科学技術 研究開発機構]	東京大学
耐放射線性ダイヤモンド半導体撮像素 子の開発	大曲 新矢 [産業技術総合 研究所]	北海道大学

課題解決型廃炉研究プログラム 令和元年度（平成 31 年度） 選定課題（4 課題）

提案課題名	研究代表者 [所属機関]	参画機関
Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方 向の性状同定	山路 哲史 [早稲田大学]	大阪大学、日本原子力研究開発 機構
燃料デブリ取出しに伴い発生する廃棄 物のフッ化技術を用いた分別方法の研究 開発	渡邊 大輔 [日立 GE ニュ ークリア・エナジ ー株式会社]	埼玉大学、日本原子力研究開発 機構
アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿系廃棄物の安定固化技術の開発	塚原 剛彦 [東京工業大学]	電力中央研究所、日本原子力研 究開発機構
拡張型スーパードラゴン多関節ロボッ トアームによる圧力容器内燃料デブリ調 査への挑戦	高橋 秀治 [東京工業大学]	日本原子力研究開発機構

研究人材育成型廃炉研究プログラム 令和元年度（平成 31 年度） 選定課題 4 課題

提案課題名	研究代表者 [所属機関]	参画機関
燃料デブリ取り出し時における炉内状況把握のための遠隔技術に関する研究人材育成	浅間 一 [東京大学]	福島大学、神戸大学、日本原子力研究開発機構
化学計測技術とインフォマティクスを融合したデブリ性状把握手法の開発とタイアップ型人材育成	高貝 慶隆 [福島大学]	株式会社パーキンエルマージャパン、株式会社化研、日本原子力研究開発機構
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の解明	塚原 剛彦 [東京工業大学]	株式会社ヴィジブルインフォメーションサービス、日本原子力研究開発機構
燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発	永井 康介 [東北大学]	長岡技術科学大学、日本核燃料開発株式会社、九州大学、日本原子力研究開発機構

国際協力型廃炉研究プログラム 令和元年度（平成 31 年度） 選定課題（4 課題）

提案課題名	研究代表者 [所属機関]	参画機関
日露原子力共同研究：2 課題		
燃料デブリ取出し臨界安全技術の高度化	小原 徹 [東京工業大学]	東京都市大学、ロシア国立原子力研究大学
微生物生態系による原子炉内物体の腐食・変質に関する評価研究	金井 昭夫 [慶應義塾大学]	理化学研究所、日本原子力研究開発機構、カザン大学
日英原子力共同研究：2 課題		
高い流動性および陰イオン核種保持性を有するアルカリ刺激材料の探索と様々な放射性廃棄物の安全で効果的な固化	佐藤 努 [北海道大学]	アドバンエッジ株式会社、日本原子力研究開発機構、シェフィールド大学
再臨界前の中性子線増に即応可能な耐放射線 FPGA システムの開発	渡邊 実 [静岡大学]	神戸市立工業高等専門学校、ランカスター大学

(注) 採択後生じた事情の変更等により、実施内容（事業計画、契約金額等）の変更及び採択の取消しを行うことがある。

添付資料19 国際連携の強化に係る主な活動実績

表 A19-1 政府間の枠組み

枠組み	内 容
日英原子力年次対話	2012 年 4 月の日英首脳会談における共同声明の付属文書として発出された「日英民生用原子力協力の枠組み」に基づき開催（2012 年 2 月～）
原子力エネルギーに関する日仏委員会	2012 年 10 月の日仏首脳会談の際に発表された共同宣言に基づき設立（2012 年 2 月～）
日米廃炉及び環境管理ワーキンググループ	2011 年 3 月の原子力事故後の日米協力関係に基づき、民生用二国間協力を一層強化するため、2012 年 4 月に設立が決定。同委員会の下に「廃炉及び環境管理ワーキンググループ（DEMWG）」が設置された（2012 年 12 月～）
日露原子力ワーキンググループ	2016 年 9 月の日露首脳会談で承認された 8 項目の協力プランの一つとしてエネルギー分野が掲げられたことに基づき、原子力ワーキンググループが設置された（2016 年 9 月～）

表 A19-2 組織間の協力協定・取り決め

国内機関	海外機関	内 容
NDF	NDA	廃炉等に関わる様々な技術的知見に関する情報交換、人材交流等について定めている（2015 年 2 月締結）
NDF	CEA	廃炉等に関わる様々な技術的知見に関する情報交換、人材交流等について定めている（2015 年 2 月締結）
東京電力	DOE	アンブレラ契約を締結し、必要に応じて情報交換を実施（2013 年 9 月締結）
東京電力	セラフィールド社	廃止措置時のサイト運営等に関する分野での情報交換協定を締結（2014 年 9 月）
東京電力	CEA	廃止措置に関する分野での情報交換協定を締結（2015 年 9 月）
JAEA	NNL	原子力の研究開発に関する先進技術、先進燃料サイクル、高速炉、放射性廃棄物に関する包括的取り決め
JAEA	CEA	溶融炉心-コンクリート相互作用等に関する特定技術課題に関する協力取り決め
JAEA	ベルギー原子力研究センター	原子力研究開発分野及び福島事故の研究に関する協力取り決め
JAEA	原子力安全問題研究センター（ウクライナ）	福島第一原子力発電所とチョルノービリの廃止措置研究等に関する覚書の締結
JAEA	IAEA	燃料デブリの特性把握に関する研究取り決め

表 A19-3 海外に向けた情報発信（国際会議の開催、登壇（2021 年 9 月～2022 年 8 月））

会議名称	時期	発信機関
第 64 回 IAEA 総会サイドイベント	2021 年 9 月	NDF 経済産業省 東京電力
IAEA 福島第一原子力発電所事故後 10 年の進捗に関する国際会議	2021 年 11 月	NDF 経済産業省 東京電力
日英原子力対話	2021 年 12 月	経済産業省
海外向けブリーフィング	2022 年 2 月	経済産業省
米国 Waste Management 2022	2022 年 3 月	東京電力 IRID
米国 Regulatory Information Conference	2022 年 3 月	NDF
福島リサーチカンファレンス	通年実施	JAEA

表 A19-4 海外に向けた情報発信（英語版ウェブサイト等による情報発信）

名称	発信機関
廃止措置に向けた取組 (https://www.meti.go.jp/english/earthquake/nuclear/decommissioning/)	経済産業省
各国大使館への福島第一原子力発電所からの海洋放出及び海水モニタリングに関する年次報告	経済産業省 外務省
原子力損害賠償・廃炉等支援機構ホームページ (https://www.dd.ndf.go.jp/english/)	NDF
廃炉研究開発情報ポータルサイト (https://www.drd-portal.jp/en/)	NDF
廃止措置に向けた取組 (https://fukushima.jaea.go.jp/en)	JAEA
技術研究組合国際廃炉研究開発機構ホームページ (https://irid.or.jp/en/)	IRID
福島への責任 (https://www.tepco.co.jp/en/hd/responsibility/revitalization/index-e.html)	東京電力
各国メディアへのプレスリリース英文概要提供	東京電力
廃炉・汚染水・処理水対策事業事務局 (https://en.dccc-program.jp/)	三菱総合研究所 (事業受託者)

表 A19-5 主な海外機関との連携プロジェクト

プロジェクト名	内容・期間	国内対応機関
IAEA プロジェクト		
DAROD	・ 損傷原子力施設の廃止措置・修復に関する課題への取組で得られた知識や経験（規制、技術、制度・戦略）を各国で共有 ・ 実施期間：2015 年～2017 年	NDF
OECD/NEA プロジェクト		
BSAF	・ 11 か国の研究機関や政府機関が参加し、各国参加機関において過酷事故解析コードを用いた福島第一原子力発電所事故の進展、炉内の燃料デブリと FP の分布等に関するベンチマークを実施。各国参加機関による現象論のモデル化に関する知見等を活用。 ・ 事故時の測定データや事故後の放射線量に関する情報データベースを共有。 ・ 実施期間：2015 年～2018 年	IRID JAEA 東京電力
ARC-F	・ 12 か国の研究機関や政府機関が参加し、BSAF プロジェクトを引き継いで、更に詳細に事故の状況を探り、今後の軽水炉の安全性向上のための研究に活用。 ・ 実施期間：2019 年～2021 年	原子力規制庁 電力中央研究所 JAEA
PreADES	・ 燃料デブリの相状態や組成情報等、その特徴を理解するのに役立つ特性情報を共有。 ・ 燃料デブリ分析ニーズ及び優先度をまとめた「燃料デブリ分析表」の拡充。 ・ 分析の課題及び分析施設情報の整理 ・ 実施期間：2018 年～2021 年	経済産業省 原子力規制庁 電力中央研究所 JAEA、IRID NDF、東京電力
FACE	・ ARC-F 及び PreADES を統合する形で立ち上がったプロジェクト。 ・ 燃料デブリのサンプル分析や事故シナリオの解析を実施。 ・ 分析の結果を参加国間で共有する。 ・ 実施期間：2022 年～2026 年	経済産業省 原子力規制庁 JAEA、NDF 東京電力
TCOFF	・ 福島第一原子力発電所（1F）の事故進展を参考に、炉心・燃料溶融モデルや FP ふるまいモデル、及びその基礎となる熱力学データベースを高度化。得られた材料科学的な知見に基づき、1F 事故条件での炉心・燃料溶融、核分裂生成物ふるまい、デブリ特性や生成メカニズムを詳細評価。材料科学的知見及び詳細評価の結果を PreADES、ARC-F、TAF-ID 等の国際協力及び IRID 事業等の国際廃炉プロジェクトに提供。 ・ プロジェクト予算を文部科学省が拠出。 ・ 実施期間：2017 年～2019 年	文部科学省 JAEA 電力中央研究所 東京工業大学
EGCUL	・ 由来が不明な廃棄物に対するキャラクタリゼーション方法について議論。	経済産業省 NDF、JAEA 東京電力