

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 2021

2021 年 10 月 29 日

原子力損害賠償・廃炉等支援機構

福島第一原子力発電所の廃炉に向けた NDF の取組を振り返って

原子力損害賠償・廃炉等支援機構理事長 **山名 元**

2021 年 3 月をもって、福島第一原子力発電所事故から 10 年を迎えました。この 10 年間、被災地の皆様や関係者による復興や除染の努力が継続される中、発電所の事故収束と廃炉の取組が続けられてきました。その結果、現在は放射線リスクを低く抑える事ができ、中長期の廃炉を目指した作業が着々と進められる状況に至っております。

2011 年に設立された原子力損害賠償支援機構は、2014 年の法改正により廃炉の実施に必要な研究開発、助言、指導及び勧告等の業務を加え、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）として活動を行ってきました。

しかしながら、避難指示区域から未だに多くの方が避難されているという現実には重く受け止めなければなりません。「復興と廃炉の両立」の大原則の下、被災者の皆様にご安心いただき復興と廃炉が両輪として回り出すよう、NDF としても地域の皆様や社会の期待や不安を常に意識して、日々取り組むことが重要だと考えています。

技術戦略プランは、この難しい廃炉に関わる技術的な理解を関係者や国民の間で広く共有し、政府による廃炉政策策定や東京電力ホールディングス(株)（東京電力）による工学的判断の強化に資する技術根拠を明確にすることを意図して、2015 年から毎年発行しています。このプランは、最新の技術情報に加えて、中長期にわたる課題や戦略等を体系的に取りまとめることで、政府の中長期ロードマップに沿った安全で確実な廃炉の実現に貢献するべく、当機構の廃炉等技術委員会や専門委員会の見解を含めた関係者間での意見交換を介して作成してきました。

これまで、技術戦略プランでは、放射性物質に起因するリスクの低減を短期的及び中長期的に達成することを基本に、燃料デブリ取り出し方針の決定や初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた提言、並びに固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方の取りまとめに向けた提言を行うなど、廃炉の進捗と今後の計画の具体化につなげることができたと考えています。

こうした技術的な取組に加え、2017 年に創設した廃炉等積立金の管理業務を通じて、東京電力が適正かつ着実に廃炉事業を進められるよう、全体のプロジェクト管理についても助言等を行ってきました。これにより、東京電力が達成目標に向かっ

てプロジェクトを管理・実施していく体制が強化されつつありますが、今後もさらに総合力を高める努力が必要であると考えています。

併せて、難度の高い課題を扱う廃炉を中長期にわたって着実に進めるため、福島第一廃炉国際フォーラムの開催等を通じ、国内外への情報発信を行い世界の英知の結集を図るとともに、地域の皆様との対話を行うなど、国際社会や地域の理解促進にも努めています。

今後、世界でも前例の無い燃料デブリの取り出しが本格化するなど、新たな課題へのチャレンジが始まります。NDFとしては、燃料デブリの試験的取り出しや取り出し規模の更なる拡大に向けた技術的支援を行うとともに、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踏まえ、燃料デブリ取り出し開始以降を見据えた課題の解決に向けた検討を進め、次期中長期ロードマップに資するよう努力してまいります。

最後になりますが、今後とも廃炉に向けた取組をオールジャパンの体制で着実に進めていく所存ですので、引き続き、宜しくお願い致します。

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 技術戦略プランについて	11
1.2.1 技術戦略プランの位置付け	11
1.2.2 技術戦略プラン 2021 の全体構成	11
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	13
2.1 福島第一原子力発電所廃炉の基本方針	13
2.2 放射性物質に起因するリスク低減の考え方	13
2.2.1 リスクの定量的把握	13
2.2.2 リスク低減戦略	17
2.2.2.1 リスク低減戦略における当面の目標	17
2.2.2.2 リスク低減の進捗状況	17
2.2.2.3 リスク低減における基本的考え方	19
2.3 廃炉作業を進める上での安全確保の考え方	20
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	20
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	21
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	21
2.3.1.3 「オペレータ視点」を取り込んだ安全確保	22
2.3.1.4 安全を基軸とした ALARP 判断	23
2.3.2 先行的な実施と得られる情報の後段での活用	23
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	25
3. 福島第一原子力発電所の廃炉に向けた技術戦略	26
3.1 燃料デブリ取り出し	26
3.1.1 目標と進捗	26
3.1.2 主要な課題とそれを実現する技術戦略	29
3.1.2.1 試験的取り出し及び PCV 内部調査、段階的な取り出し規模の拡大	29
3.1.2.2 事故分析（事故時の発生事象・進展過程等の明確化）活動の継続	36
3.1.2.3 技術要件の技術課題と今後の計画	38
3.1.2.4 主な技術課題のまとめ	56
3.2 廃棄物対策	58
3.2.1 目標と進捗	58
3.2.1.1 福島第一原子力発電所における保管・管理の現状	59
3.2.1.2 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	60
3.2.2 主要な課題とそれを実現する技術戦略	65
3.2.2.1 技術的な見通しを踏まえた課題	65
3.2.2.2 分野毎の技術戦略	65
3.2.2.3 主な技術課題のまとめ	67
3.3 汚染水・処理水対策	69
3.3.1 目標と進捗	69
3.3.2 主要な課題とそれを実現する技術戦略	71
3.3.2.1 今後の建屋内滞留水処理における課題	71
3.3.2.2 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	73
3.3.2.3 ALPS 処理水の海洋放出に向けた取組	74
3.3.2.4 主な技術課題のまとめ	78
3.4 使用済燃料プールからの燃料取り出し	79
3.4.1 目標と進捗	79

3.4.2 主要な課題とそれを実現する技術戦略	82
3.4.2.1 プール内燃料取り出し	82
3.4.2.2 将来の処理・保管方法の決定	83
3.4.2.3 主な技術課題のまとめ	84
4. 廃炉の推進に向けた分析戦略	85
4.1 燃料デブリ等の不確かさと分析の重要性	85
4.2 分析戦略の三要素	86
4.3 分析体制構築の現状と戦略	86
4.4 分析結果の品質向上と分析手法の多様化・拡充	88
4.4.1 分析結果の品質向上	88
4.4.2 サンプルのサイズ・量の制約を踏まえた分析手法の多様化・拡充	89
5. 研究開発への取組	91
5.1 研究開発の意義と現状	91
5.2 主な課題と戦略	92
5.2.1 研究開発中長期計画の更新	92
5.2.2 廃炉・汚染水対策事業への取組	93
5.2.2.1 廃炉・汚染水対策事業	93
5.2.2.2 次期研究開発計画	93
5.2.2.3 廃炉・汚染水対策事業に係る今後の研究開発実施体制	94
5.2.3 廃炉現場と大学・研究機関における連携の促進	94
5.2.3.1 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業	94
5.2.3.2 廃炉・汚染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	95
5.2.3.3 基礎研究拠点・研究開発基盤の構築	96
6. 技術戦略を支える取組	97
6.1 プロジェクト管理の一層の強化、廃炉の事業執行者として有すべき能力の向上	97
6.1.1 プロジェクト管理の意義と現状	97
6.1.2 今後強化すべき主な課題と戦略	98
6.1.2.1 安全とオペレータ視点、「安全ファースト」の浸透	98
6.1.2.2 オーナーズ・エンジニアリング能力	99
6.1.2.3 人材の確保・育成	103
6.2 国際連携の強化	107
6.2.1 国際連携の意義と現状	107
6.2.2 主な課題と戦略	108
6.2.2.1 世界の英知の結集と活用	108
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	109
6.3 地域共生	110
6.3.1 地域共生の意義と現状	110
6.3.1.1 基本的な考え方	110
6.3.1.2 現状における具体的な取組	110
6.3.2 主な課題と戦略	112
略語・用語集	114
添付資料	118

図表目次

図 1 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	10
図 2 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 3 福島第一原子力発電所が有するリスクの低減	16
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の例	16
図 5 主要なリスク源のリスク低減プロセスとその進捗（2021 年 3 月時点の例示）	18
図 6 安全を基軸とした ALARP（イメージ）	23
図 7 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	28
図 8 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）	29
図 9 燃料デブリ取り出しから一時保管までのイメージ（段階的な取り出し規模の拡大）	29
図 10 X-6 ペネ 隔離部屋 構造概略図（X-6 ペネ開放作業時）	30
図 11 X-6 ペネ エンクロージャ等 構造概略図（試験的取り出し及び PCV 内部調査時）	31
図 12 エンクロージャと双腕マニピュレータ	33
図 13 工法の絞り込みプロセスのイメージ	36
図 14 取り出し工法検討の流れ（概念図）	36
図 15 負圧管理による閉じ込め機能（気相部）の構築例	40
図 16 閉じ込め機能（液相部）の構築例	43
図 17 廃炉・汚染水対策事業における液相系システム（粒子捕集・除去）の検討例	53
図 18 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）	57
図 19 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	62
図 20 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	64
図 21 廃棄物対策に係る主な技術課題と今後の計画（工程表）	68
図 22 汚染水対策の概要	69
図 23 汚染水発生量の要因別実績と低減に向けた主な方策	70
図 24 建屋内滞留水の水処理設備の系統と全 α 測定結果	72
図 25 ゼオライト土嚢等の水中回収工法の概要	73
図 26 国内外の原子力施設におけるトリチウムの年間放出量	75
図 27 原子力発電所におけるトリチウムを含む液体廃棄物の放出までの処理フロー	76
図 28 東京電力が計画する海洋放出設備の概念図	76
図 29 汚染水対策に係る主な技術課題と今後の計画（工程表）	78
図 30 1 号機オペフロ崩落ガレキの状況	79
図 31 1 号機 プール内燃料取り出し工法	80
図 32 2 号機 プール内燃料取り出し工法	80
図 33 使用済燃料の保管状況（2021 年 3 月時点）	81
図 34 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）	84
図 35 分析・調査結果の反映先とその関係	85

図 36 燃料デブリ分析戦略の三要素	86
図 37 燃料デブリの分析から評価・対策に至る概念図	88
図 38 3 号機から取り出す燃料デブリと分析を行うサンプルの累積質量の試算	89
図 39 燃料デブリ取り出しから保管・管理への過程でのその場分析、非破壊測定を行うタイミン グの例	90
図 40 廃炉研究開発の研究範囲と実施機関	92
図 41 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	92
図 42 燃料デブリ取り出しの設計フロー（イメージ）	101
図 43 海外関係機関と NDF の年次会合の様子（2021 年 4 月にオンライン開催）	108
図 44 原子炉建屋内構造図	117
図 45 原子炉圧力容器（RPV）内構造図	117

1. はじめに

東京電力ホールディングス(株)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。）の廃炉に向けての全体的な取組は、2011 年 12 月に政府が策定した「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」¹の下で開始され、2021 年 3 月で 10 年を迎えた。

差し迫った課題として汚染水対策や使用済燃料プールからの燃料取り出し（以下「プール内燃料取り出し」という。）等を最優先に対応が行われてきたが、廃炉の貫徹に向けては、燃料デブリ取り出しのような長期にわたる取組が求められ、中長期的な戦略の検討が不可欠となる。このため、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（以下「NDF」という。）は、中長期的な視点から廃炉を適正かつ着実に進めるための技術的な検討を行う組織として、既存の原子力損害賠償支援機構の業務に「廃炉等を実施するために必要な技術に関する研究及び開発」及び「廃炉等の適正かつ着実な実施の確保を図るための助言、指導及び勧告」等を追加し、これを改組する形で 2014 年 8 月 18 日に発足した。

現在、事故直後に緊急を要した汚染水対策については、汚染水発生量の低減、並びに建屋内滞留水の処理（1～3 号機原子炉建屋、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋を除く）が完了するなど安定化している。また、プール内燃料取り出しについては、3,4 号機が完了するなど着実に廃炉作業が進展している。さらに、地震・津波などの災害に対する対策が進んでおり、2021 年 2 月 13 日に発生した福島県沖を震源とする地震の際には、1,3 号機原子炉格納容器の水位低下、中低濃度タンク・5,6 号滞留水貯留タンクの滑動（ずれ）等が発生したが、その被害を外部への影響はない範囲に留めているほか、廃炉作業に与える影響を抑えることができている。ALPS 処理水については、政府により安全性を確保し、風評対策を徹底することを前提に海洋放出する方針が公表された。

一方、新型コロナウイルス感染症の影響により、2021 年内に開始を予定していた 2 号機の燃料デブリ取り出しは、1 年程度遅れる見込みとなっており、現在はこの遅れを最小限にするための取組が行われている。東京電力ホールディングス(株)（以下「東京電力」という。）は、これらを踏まえた廃炉作業の見通しを具体化するため、2020 年に公表した廃炉中長期実行プランを 2021 年 3 月に更新している。

「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2021」（以下「技術戦略プラン 2021」という。）では、「東京電力(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」（以下「中長期ロードマップ」という。）において 2021 年度頃に示すとしていた、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（以下「技術的見通し」という。）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

¹ 福島第一原子力発電所の廃炉・汚染水対策を進めていく上での基本的な考え方や主要な目標工程等を政府として定めるものとして 2011 年 12 月に初版を策定。その後、廃炉・汚染水対策の進捗等を踏まえ、5 度改訂しており、現状最新の改訂第 5 版（2019 年 12 月 27 日策定）は以下リンクを参照。
https://www.kantei.go.jp/jp/singi/hairo_osensui/dai4/siryou2.pdf

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している。

なお、2020 年度から継続している新型コロナウイルス感染症による影響について、東京電力は、新型コロナウイルス感染症対策本部を設置し、事業継続計画に基づく取組及び感染予防・拡大防止対策等を実施している²。福島第一原子力発電所の作業に従事する所員や作業員に感染者が発生しているものの、廃炉作業の安全確保に影響は出ていない。燃料デブリの試験的取り出し開始の遅れや、国際連携や地域共生に係る直接的なコミュニケーションができないといった影響が出ているが、こうした影響を最小限にするための取組が行われている。

1.1 福島第一原子力発電所の廃炉に向けた体制・制度

中長期にわたる廃炉作業の各課題への対応を計画的かつ着実に進めていくため、東京電力はプロジェクト管理体制の構築・強化に取り組んできている。2020 年 4 月に組織を改編し管理体制や仕組みの構築をしたが、今後は管理手法の充実や高度化を図り、実効性のあるものとして現場業務に根付かせていくことが重要である。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 10 月から NDF による廃炉等積立金管理業務が実施されている。当該管理業務は、毎年度、①NDF が定め、経済産業大臣が認可した廃炉の適正かつ着実な実施に要する金額を東京電力が NDF に積み立て、②NDF と東京電力が共同で作成し経済産業大臣が承認した「廃炉等積立金の取戻しに関する計画」（以下「取戻し計画」という。）に基づき、東京電力が廃炉等積立金を取戻し、廃炉を実施していくものである。現在、廃炉等積立金管理業務は導入から 3 年を経ており、適正かつ着実な廃炉の実施に寄与している（図 1）。

この業務の下では、NDF は、①廃炉に係る資金についての適切な管理、②適切な廃炉の実施体制の管理、③廃炉等積立金制度に基づく着実な作業管理等を行うこととなり、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、役割や責任が課せられている。技術戦略プランを踏まえて作成した「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対して提示し、取戻し計画を東京電力と共同で作成する過程で東京電力の取組内容について地域共生も見据えたプロジェクト遂行の観点から妥当性の評価を行っている（図 2）。

このような制度の運用も含め、福島第一原子力発電所の廃炉に直接的に関係する機関である、政府、NDF、東京電力、研究開発を担う技術研究組合国際廃炉研究開発機構（以下「IRID」という。）及び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。）等の研究開発機関との役割分担は図 1 のとおりである。このうち、研究開発に関しては 5 章、地域住民・社会との双方向対話に関しては 6 章で詳述する。

² 東京電力、「当社グループにおける新型コロナウイルス感染者の発生状況について」
https://www.tepco.co.jp/press/news/2021/1612325_8971.html

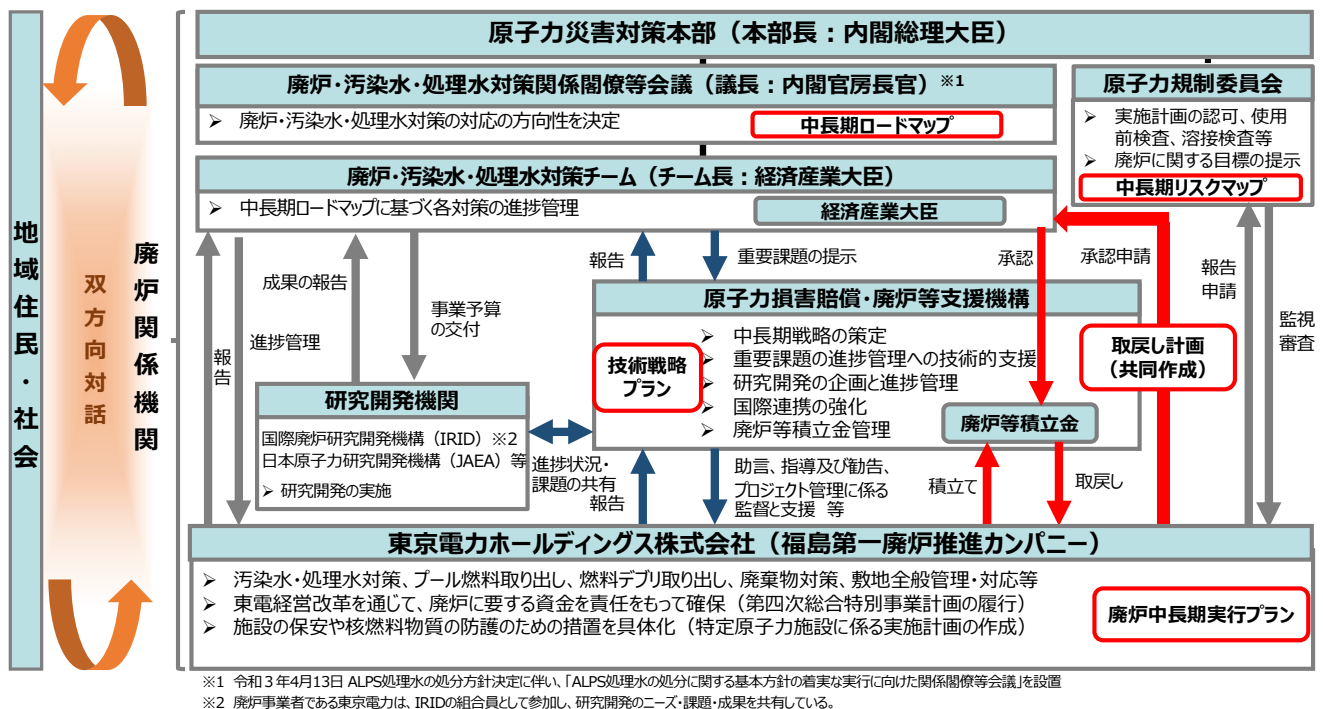


図1 福島第一原子力発電所の廃炉に係る関係機関等の役割分担

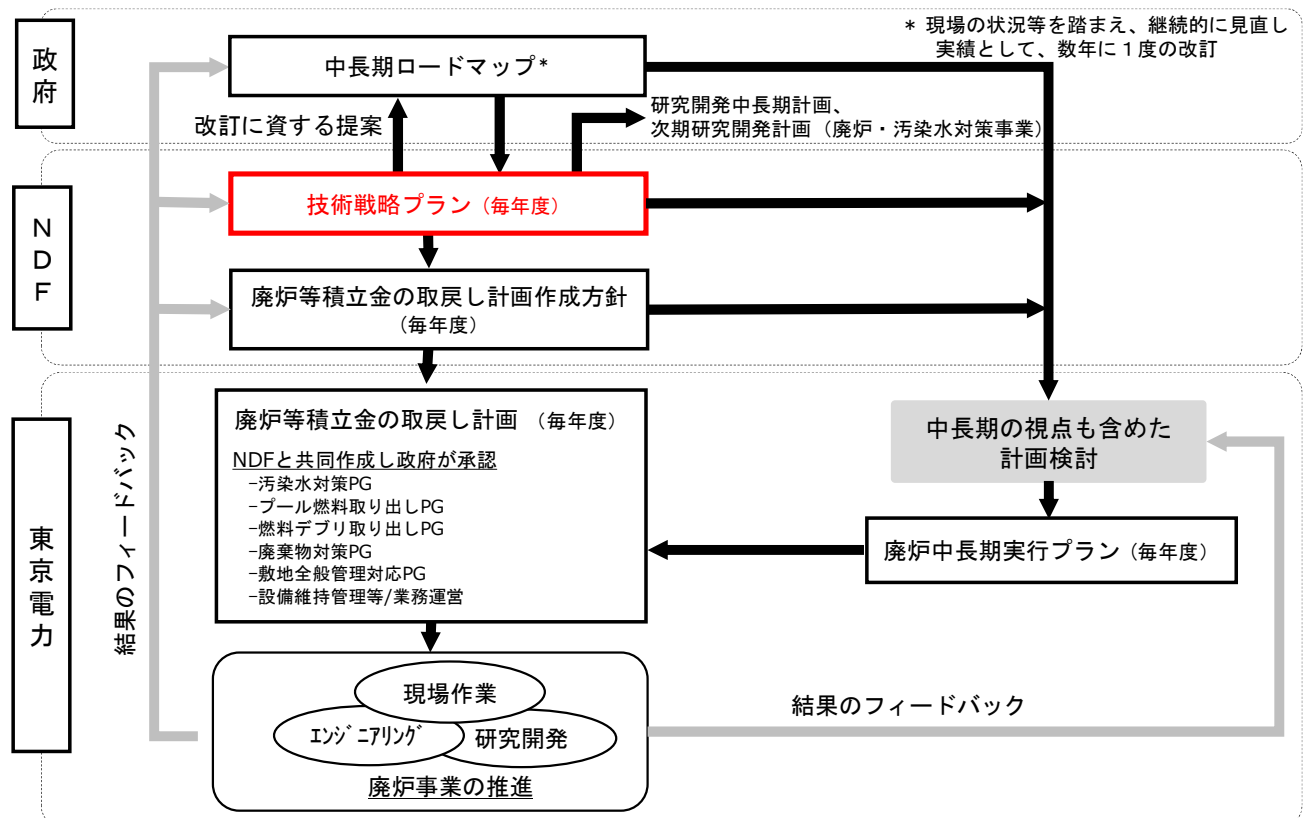


図2 廃炉等積立金制度を踏まえた技術戦略プランの位置付け

1.2 技術戦略プランについて

1.2.1 技術戦略プランの位置付け

NDFでは、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や改訂の検討及び原子力規制委員会の「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」の目標達成に資すること、並びに取戻し計画作成方針に根拠を与えることを目的として、技術戦略プランを2015年から毎年取りまとめている（添付資料1）。また、技術戦略プランは、廃炉中長期実行プランの毎年の改訂に技術的な観点から資する提案を行っている。

技術戦略プラン2021では、2019年に改訂された中長期ロードマップの目標達成に向け、事業者が廃炉作業を着実に実施するための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技術戦略を提示する。特に、難易度が高い作業である燃料デブリ取り出しが至近に迫っていることから、この実現のためにも、政府、NDF、東京電力、研究機関等の役割は一層大きくなっており、これらの観点も意識した記載としている。

1.2.2 技術戦略プラン2021の全体構成

技術戦略プラン2021は、6つの章から構成されている。

1章（はじめに）では、事故から10年を迎えた現状や、現在も中長期ロードマップのマイルストーンの実現に向けた取組の進捗とともに、技術戦略プラン2021における主なポイントを記載している。

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）では、リスクの低減及び安全確保の考え方としての基本方針を示すとともに、リスク低減戦略を遂行するに当たって、当面の目標、リスク低減の基本的考え方、優先順位の考え方、また、安全確保の考え方として、安全視点とオペレータ視点を取り込んだ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、先行的な実施と得られる情報の後段での活用等を記載している。

3章（福島第一原子力発電所の廃炉に向けた技術戦略）では、燃料デブリ取り出し、廃棄物対策、汚染水・処理水対策、プール内燃料取り出しという4つの分野別目標を定め、これに向けた現在の進捗状況、目標を達成する上での主要な課題とそれを実現する技術戦略をそれぞれ記載している。

3章のうち3.1節（燃料デブリ取り出し）では、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や段階的な取り出し規模の拡大に向けた課題、取り出し規模の更なる拡大における取り出し工法の検討における取組等を記載している。

3章のうち3.2節（廃棄物対策）では、固体廃棄物の処理・処分の基本的考え方に従い、技術戦略プラン2021において提示する技術的見通しに加えて、その達成状況を踏まえた課題とその後実施すべき事項について記載している。

3章のうち3.3節（汚染水・処理水対策）では、新たに検出された比較的高い全 α に係る取組状況と対策の方向性、耐用年数や老朽化の観点から水処理システム全体の補強及び更新について記載するとともに、ALPS処理水の海洋放出に向けた課題について記載している。

3章のうち3.4節（使用済燃料プールからの燃料取り出し）では、プール内燃料取り出しにおける新たな目標や各号機の状況に応じた適切かつ具体的な作業計画について記載するとともに、

取り出した燃料を構内で適切に保管を行うために必要な容量確保や、プール内燃料の長期的な健全性の評価等の将来の処理・保管方法の決定に向けた取組の方向性を記載している。

4 章（廃炉の推進に向けた分析戦略）では、分析の意義と体制として、廃棄物や燃料デブリの取扱に要する分析施設や機能の構築・整備、人材育成を含む体制構築の重要性を示すとともに、燃料デブリの特徴や不確かさの低減方針、サンプル分析の課題と対応方針について記載している。

5 章（研究開発への取組）では、3 章及び 4 章において示した個別の研究開発を、研究開発全体として、また中長期を見据えた記載とし、政府、事業者及び関連する研究機関に期待される取組について取りまとめた。また、IRID 継続期限以降の研究開発の継続性確保とこれまでの成果へのアクセス性確保の重要性やそのための体制強化等の取組について記載している。

6 章（技術戦略を支える取組）では、プロジェクト管理の一層の強化、廃炉の事業者として有すべき能力の向上、国際連携の強化、地域共生の意義と現状及び主な課題と戦略についてそれぞれ記載している。

6 章のうち 6.1 節（プロジェクト管理の一層の強化、廃炉の事業者として有すべき能力の向上）では、柏崎刈羽原子力発電所における核物質防護規定に係る不適合の問題等を受けた企業倫理遵守を常に意識することの必要性や廃炉作業を通じた技術の手の内化の重要性について記載している。

6 章のうち 6.2 節（国際連携の強化）では、国内外の英知の結集を図るため、海外のレガシーサイトにおいて廃止措置等に取り組む各国の関係機関間のパートナーシップ等の国際連携強化の必要性和新型コロナウイルス感染症による影響を受けた現在の取組状況について記載している。

6 章のうち 6.3 節（地域共生）では、長き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ていくためには、「復興と廃炉の両立」の大原則の下、地域の復興とともに歩む廃炉を目指していかなければならないことを踏まえ、東京電力を中心に関係機関が連携して取り組んでいく際の考え方について記載している。

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、速やかに下げること

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さら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、速やかに下げること」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2）。

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。

SED で表すリスクレベル = 「潜在的影響度」×「管理重要度」

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、「管理重要度」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 3）。

福島第一原子力発電所の主なリスク源をまとめると表 1 となり、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は図 3 に示すとおりである。また、各リスク源が有するリスクレベルの現時点の状況を「潜在的影響度」と「管理重要度」を軸として表現すると図 4 となる。

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、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）の 3 つの基本分類を用いており、優先順位を付けて最適な対策を実施している。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。

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。技術戦略プラン 2019 からはこれらについても提示しているところであり、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（添付資料 4）。

また、これまで想定できていない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 日に報告された瓦礫等の一時保管エリアにおける全 β 汚染物の漏洩事象³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洩が確認された。これまで、瓦礫など固体状の内容物は、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ない想定していたが、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态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⁴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。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

³ 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

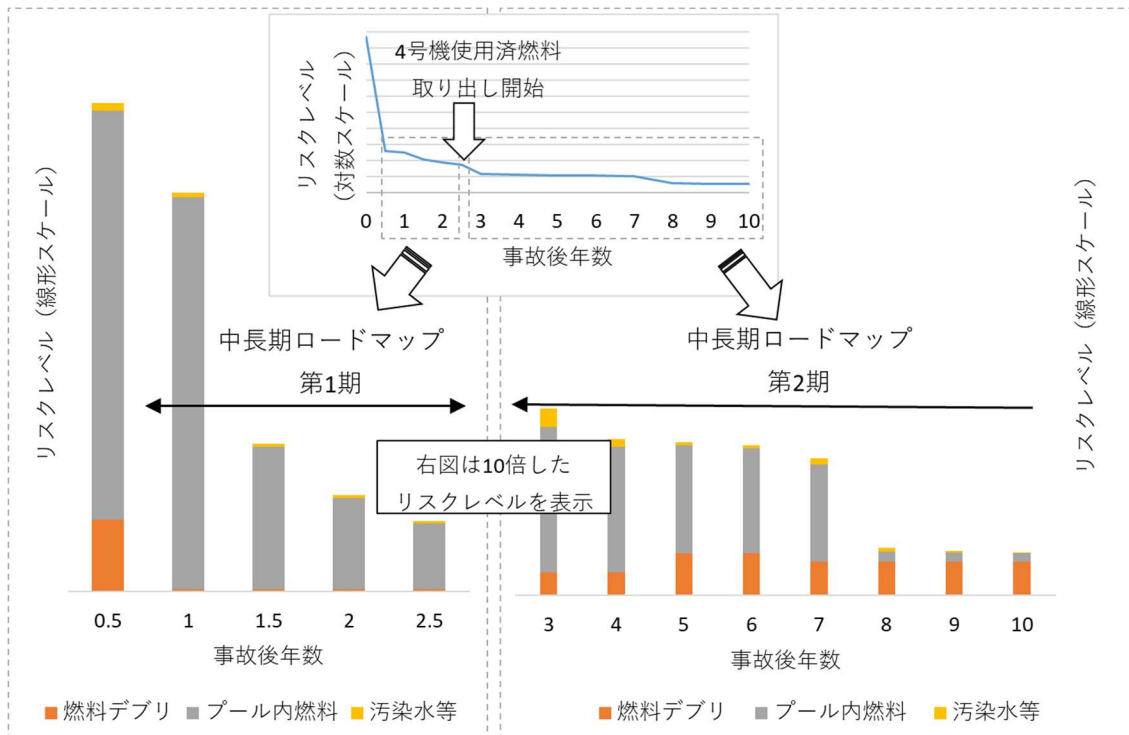
⁴ 東京電力ホールディングス株式会社、「福島第一原子力発電所 2 月 13 日地震に対する設備の追加点検及び耐震評価について」、特定原子力施設監視・評価検討会（第 90 回）資料 5-1-3、2021 年 4 月 19 日

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要否を予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に分析し、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。

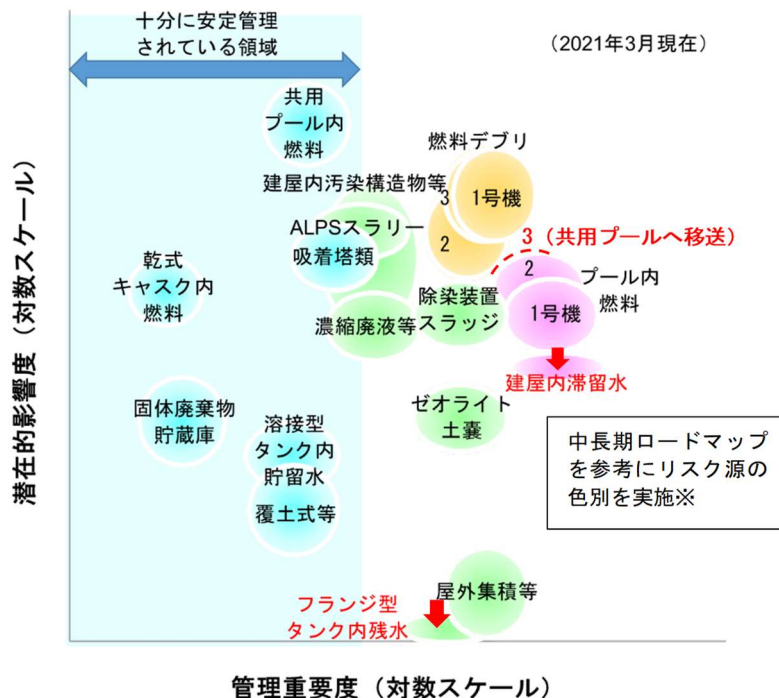
表 1 福島第一原子力発電所の主要なリスク源

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ゼオライト入り土嚢
	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 処理水等（ALPS 処理水及び処理途上水）
	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、第二セシウム吸着装置、第三セシウム吸着装置、高性能多核種除去設備、モバイル型ストロンチウム除去装置、第二モバイル型ストロンチウム除去装置、モバイル式処理装置の使用済吸着材等
	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
	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さら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



- ※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3 福島第一原子力発電所が有するリスクの低減



- ※「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「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、朱記は昨年度からの変化が顕著なリスク源であり、点線または矢印の元が昨年度の位置を表す。

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の例

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

リスク低減対策としては、「潜在的影響度」を低減させる方法と、「管理重要度」を低減させる方法がある。「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。

「管理重要度」を低減させる例としては、プール内燃料の共用プールへの移動、屋外に保管しているガレキ等を貯蔵庫に収納すること等がある。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「管理重要度」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は、まずはリスク源をより健全な施設においてより安定的に管理することで管理重要度を下げる取組であり、図 4 の「十分に安定管理されている領域」(水色の領域) に持ち込むことを当面の目標とするものである。

本目標に対する技術戦略プラン 2020 からの進捗として、2021 年 2 月に 3 号機プール内燃料の共用プールへの移送が完了したこと⁵、2020 年 7 月にフランジ型タンク底部の残水 (ALPS 処理水等) の処理が完了したこと (溶接型タンクへの移行)⁶、建屋内滞留水が減少したこと (吸着塔類等への移行) 等を図 4 に反映している。また、原子力規制庁による現地調査⁷により状況が確認されてきたシールドプラグ及び非常用ガス処理系配管については、従前より建屋内汚染構造物等に含めており、表 1 にそれを明記した。

なお、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。

技術戦略プラン 2020 に記載した「外部事象に対するリスクの検討の方向性」に関わる対応については、廃炉中長期実行プラン 2021 に示されたとおり⁸、東京電力が津波対策、大規模な降雨、建屋健全性評価等の自然災害に関わる検討を進めている。引き続き、東京電力において、自然災害等の外部事象に対する系統や施設の健全性を把握するとともに、そのリスクの程度を踏まえた対応を整備する必要がある。

2.2.2.2 リスク低減の進捗状況

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 5 に示す。図 5(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

⁵ 東京電力ホールディングス株式会社、「3 号機燃料取り出しの完了」、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 (第 88 回)、2021 年 3 月 25 日

⁶ 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高濃度の放射性物質たまり水の貯蔵及び処理の状況について (第 459 報)」、2020 年 7 月 13 日

⁷ 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・分析に係る中間取りまとめ (案)」、2021 年 3 月 5 日

⁸ 東京電力ホールディングス株式会社、「廃炉中長期実行プラン 2021」、2021 年 3 月 25 日

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 5(b)には、使用済燃料について、作業進捗がわかりやすい燃料集合体体数を指標として、図 5(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。

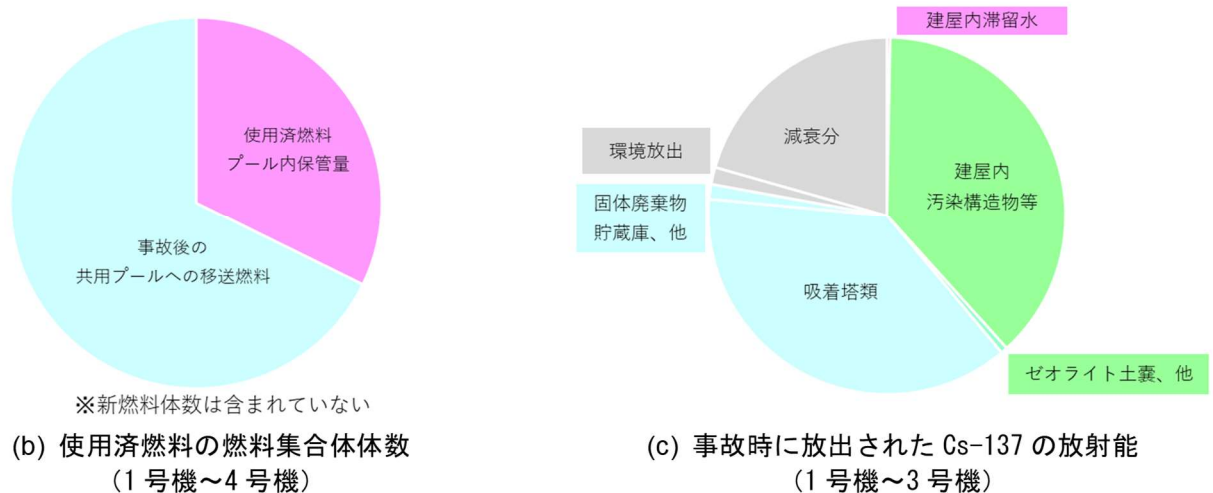
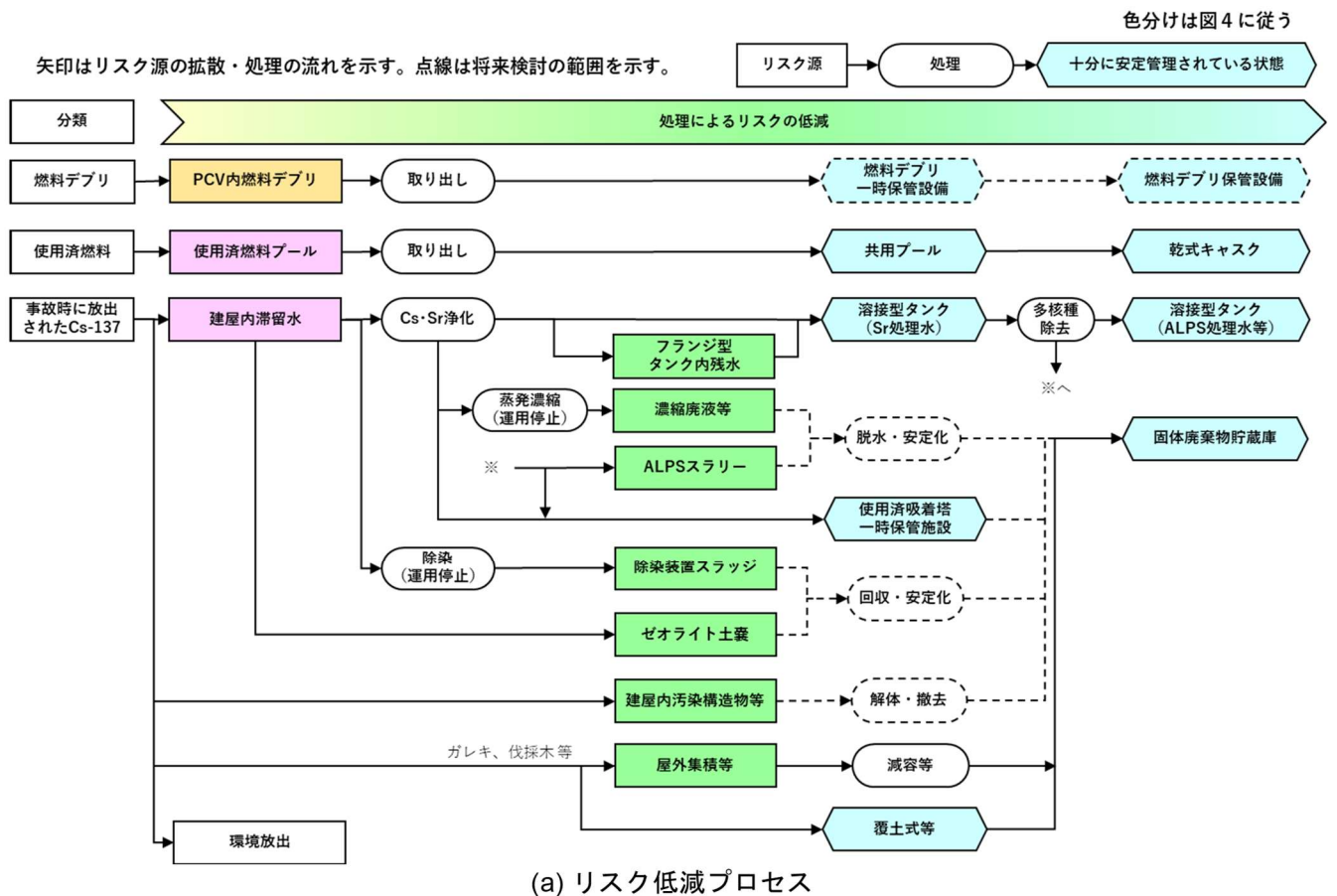


図 5 主要なリスク源のリスク低減プロセスとその進捗 (2021 年 3 月時点の例示)
(図 5(c)の減衰分は、事故後から 2021 年 3 月末までの Cs-137 放射性崩壊を考慮した)

2.2.2.3 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、原子炉格納容器（以下「PCV」という。）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、未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
（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（5つの基本的考え方の「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（「合理的」）、確実（「確実」）で、現場の厳しい条件に対し、実際に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は、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）を十分認識する必要がある。

- ・ 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廃炉を長期化させない、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低減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、そのために過剰な安全対策を避け、最適な安全対策を講じること（ALARP⁹）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し、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、現場一線を離れた

⁹ 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。

経験者等の「オペレータ視点」を有する技術者を招聘し指導・教育を仰ぐなど、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対する「要求事項」を予め明確に定め、その実現に向けた具体的な安全対策の検討を行う。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。具体的には、「安全視点」及び「オペレータ視点」を考慮した要求事項を定め、要求事項を満足する作業に対し、改めて２つの視点も考慮し、具体的な安全対策を選択する。このように、廃炉作業の検討の各段階において「安全視点」、「オペレータ視点」に十分に留意する必要がある。

なお、不確かさが大きな廃炉作業では、要求事項を予め明確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¹⁰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の重要性を述べるとともに、安全確保過程の中において多段階に取り込むべきオペレータ視点固有の重要性を述べる。最後に、ALARP 判断の必要性について言及する。

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・装置についても、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）に携わるもの全てが、安全視点を第一とする考え（安全ファースト）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、プロジェクト上のリスク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など、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もの全てに「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。

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

廃炉作業によるリスク低減に向け、燃料デブリ取り出しなど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「安全視点」をもって廃炉作業を進める必要がある。

¹⁰ 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

具体的には、廃炉の各作業の安全対策を検討する際には、安全の評価を尽くし、必要な安全が確保されていることを確認した上で、5つの基本的な考え方に基づいた判断を行うことが基本となる。福島第一原子力発電所の廃炉作業は、前例がなく、かつ不確かさが大きいことについて述べてきたが、十分に検討された安全評価を安全対策に関する判断の基本とすることで、安全対策に関する判断が大きく振れることなく（寡少又は過剰なリソース投入を行うことなく）、必要かつ十分に合理的に実行可能な安全対策が実現できる（安全評価を基本とした判断最適化）。なお、合理的に実行可能な安全対策については、2.3.1.3で述べるオペレータ視点を取り込んだ上で安全評価を行うことが特に福島第一原子力発電所の安全評価において重要である。

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、遅滞ない廃炉作業の進捗の重要性（時間軸を意識した対応の重要性）があげられる。既に顕在化している高い放射線影響、さらには閉じ込め障壁等の更なる劣化の可能性を考慮すると、中長期的な視点で見た場合には、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。そのため、ヒト、モノ、カネ等のリソースに一定の裕度を持ち、放射線影響が低く安定している通常炉の安全確保と異なった視点を持つ点に留意する必要がある。安全が確保されていることが前提であるが、特に、時間軸を意識した遅滞ない廃炉作業の進展とリソース投入については、全体バランスとの関係を踏まえて合理的に判断することが求められる（廃炉対応における適時性確保）。

2.3.1.3 「オペレータ視点」を取り込んだ安全確保

安全対策が真に実効的であるためには、現場において実際の操作や作業等を実行する立場からのニーズを満足している必要があり、「オペレータ視点」（現場を熟知し現場で操作や作業等を実行する立場からの着眼や判断等）が重要である。そのような観点に加え、福島第一原子力発電所の廃炉では、事故影響を受けた施設であること、高い放射線レベルなど通常炉とは異なる特殊な環境にて行われる未経験の取組であることから、安全対策の実現性を判断するに当たっては、高い放射線レベルなどの特殊な状況、環境等の現場の状況を踏まえて判断する必要がある。

また、安全確保に当たって通常炉と異なる以下のような観点からも「オペレータ視点」が重要性をもつことになる。

- ・ 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。このため、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。

- ・ 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、監視、分析等といった現場での運用において得られる情報を安全対策の設計に活用していくことが重要である。なお、活用の際には監視、分析等から得られる情報を計算評価等と連携させ、総合的な利用を図る視点が重要である。

- ・ 異常時の対応：

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¹¹。

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のレベルには選択の幅があり、その幅の中で、達成される安全レベルとプロジェクトのコスト、期間（特に福島第一原子力発電所では長期間を要す重厚な安全対策を伴う工法、装置が必ずしも安全上プラスにならないことに留意）等とのトレードオフ、一種の ALARP に基づき、採用する工法、装置が決定される。また、このような工法、装置が現場において実現可能かという問題もある。

したがって、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 6 のような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。

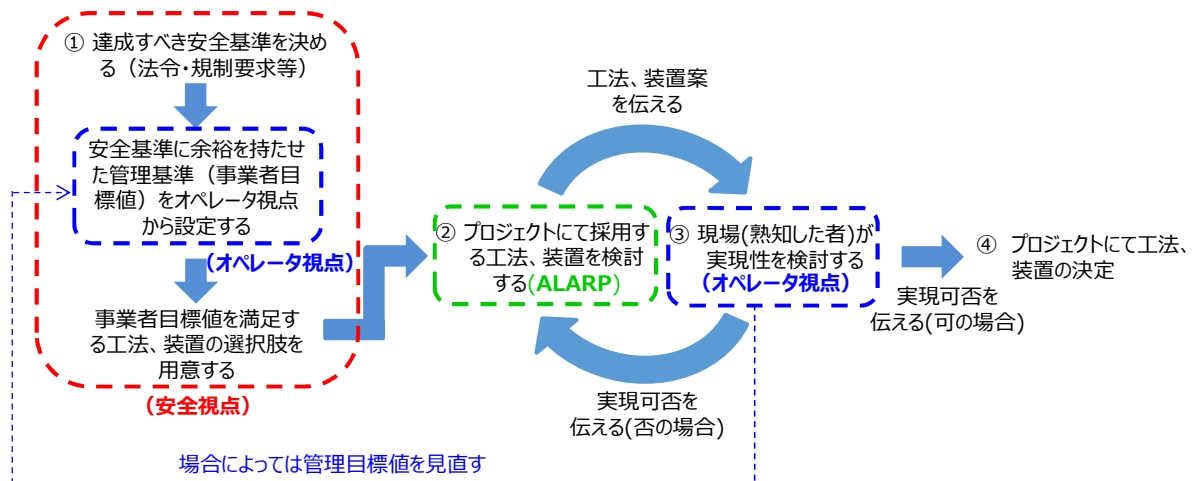


図 6 安全を基軸とした ALARP (イメージ)

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。このような中、燃料デブリ取り出し等の大掛かりな作業について、既存の知見のみに基づいて作業全体を設計しようとすると、極めて大きな安全余裕や幅広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

¹¹ 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。

業員被ばくの増加等を招き、全体プロジェクト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、現状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実性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、実際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¹²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¹³によって安全を確保した上で作業を進め、作業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¹⁴。

東京電力ではこの取組方式に近い事例として、原子炉注水停止試験を 2019 年度以降進めている。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。

なお、この原子炉注水停止試験の結果を、1 号機においては PCV 水位の低下と PCV 圧力の低下の関連の解明につなげることができている。試験実施以前に行われた現場調査により判明していた配管損傷の情報から、水位が当該の損傷箇所到達した時点で PCV 圧力の低下が起きる可能性があるかと推測していたが、実際に、この推測どおりの事象が確認され、「PCV 水位の低下により損傷箇所が露出した結果、PCV 圧力が低下した」とする推定原因の確証の度合いをさらに高めることとなった。

この原子炉注水停止試験の例は、試験目的と直接には関連しないが、現場調査によって得られた情報を組み合わせて検討することで不確かさの低減につながる効用を得たものである。

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。例えば、燃料デブリ取り出し時における水素リスクの把握も同様である。窒素供給量を試験的に低減させる試験によって水素リスクを把握し、必要な窒素供給量や排気設備の信頼性などの安全確保上の要件を決定することができる可能性がある。

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ていくことが重要であり、将来的には廃炉全体がもつ大きな不確かさを徐々に

¹² 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。

¹³ 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。

¹⁴ 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（2021 年 3 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/2021/1585525_8711.html

小さくすることができる。これにより、廃炉を着実に進展させることができ、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になる。

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恐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繋がる。

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 ALARA の考え方（被ばくを合理的に実行できる限り低くすること）に沿って確保するなど、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ねばならない。このため、廃炉作業のための作業工法の選定、装置や安全系の設計製作、作業計画の立案等においては、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 5）。

本章で述べた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は、関係者のみならず地域の皆様からの幅広い理解を得ながら進める必要がある。このため、地域の皆様、政府（経済産業省、原子力規制委員会）、NDF、東京電力等は、それぞれの立場を踏まえ、安全確保の考え方に基づいたリスク低減を目指し、連携していくことが必要である。その際、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、幅広い方々によ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、社会に情報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リスクの状況を提示することに加え、2.2.2.2に示した廃炉作業の進捗に伴うリスク低減状況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 目標と進捗

（目標）

- (1) 周至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、2021 年内の取り出し開始としていたものの、新型コロナウイルス感染症の影響により工程が遅れている。1 年程度の遅延に抑えるべく、取り出し開始に向けて作業を進める。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 6 参照）。
- (3) 取り出し規模の更なる拡大については、初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。

（進捗）

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 7 に示す。
また、各号機の取組状況の進捗について以下に示す。

① 1 号機

2021 年度内に、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 PCV 内に投入し、ペDESTAL 外底部に広く存在している堆積物の分布状況や堆積物内部の燃料デブリの有無や状況、ペDESTAL 内部の構造物の状況を調査し、PCV 内部の更なる詳細な情報を把握する計画である。この調査の開始に向けて、X-2 ペネトレーション（以下「X-2 ペネ」という。）内扉の開孔作業時のダスト濃度変化を踏まえたダスト拡散抑制対策及びダスト濃度監視や、2021 年に入り干渉物調査の準備作業中に X-2 ペネ外扉に外力が加わったことにより発生したと想定される PCV 圧力低下に対し、その発生を抑制する対策を行いながら PCV 内の干渉物の除去等を進めている。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による PCV 水位低下への当面の対応として、連続した水位監視をするための検討を進めている。具体的には、水中 ROV による PCV 内部調査を行う際に、水位が低い状態では堆積物等との干渉リスクが増加するため、一旦、注水量を増加して地震前の水位に上昇させ、調査終了後に増加させた注水量を戻し、現状の水位まで下げること検討している。

なお、将来的な対応として、サプレッションチェンバ（以下「S/C」という。）の耐震性の向上を図るための水位の低下を計画しており、既設配管を用いた取水や S/C 内包水の水質把握等の水位を下げていくための準備を現在進めている。

② 2 号機

2019 年の中長期ロードマップにおいて、燃料デブリ取り出しの初号機は 2 号機とすることが定められ、2021 年内の試験的取り出し着手としていたものの、新型コロナウイルス感染症の影響により工程が遅れている。1 年程度の遅延に抑えるべく、取り出し開始に向け作業を進めており、ダスト拡散抑制対策については、1 号機の PCV 内部調査に向けた X-2 ペネ内扉の開孔作業時のダスト濃度変化(2019 年 6 月)を踏まえ、堆積物の低圧水洗浄、ペネ出口へのスプレイカーテン及び PCV 内圧力低下の対策の準備を進めている。アーム型 のアクセス装置（ロボットアーム）については、日本国内に到着し、試験を開始している。また、使用するアーム型アクセス装置を X-6 ペネトレーション（以下「X-6 ペネ」という。）から進入させるため、X-6 ペネ内の堆積物を除去する計画である。2020 年は、X-6 ペネ内の堆積物の接触調査、3D スキャン調査を行い、堆積物が接触により形状が変化することや建屋側からペデスタルに向かって斜面上に堆積していること、残置されているケーブルが固着しておらず持ち上がることを確認した。これらの成果を基に X-6 ペネ内の堆積物除去の検討を進めている。

段階的な取り出し規模の拡大に向けた計画についても進めており、取り出し装置は、試験的取り出し及び PCV 内部調査装置の仕様を踏襲しつつ、可搬重量の増加やアクセス性を向上するなどの改良を行う計画である。この計画では、アーム型アクセス装置について、アーム性能に係わる要求事項やアーム型アクセス装置とエンクロージャ等との取り合いに係る要求事項を明確化して検討を進めている。取り出した燃料デブリは、エンクロージャ内でユニット缶に収納した後、受入／払出セルまで構内移送され、一時保管セルに保管する。また、分析のために受入／払出セルで燃料デブリを一部分取し、分析施設に移送する計画である。現在、取り出し装置、受入／払出セル、一時保管セルを設計中である（図 8,図 9）。

初号機の燃料デブリ取り出しというこれまで未経験の取組に対し、NDF は、東京電力のエンジニアリングの進捗に応じて、装置の現場適用性の確認や安全システムの改造内容に関する検討結果等を安全、確実、合理的、迅速、現場指向の視点で確認しながら進めている。

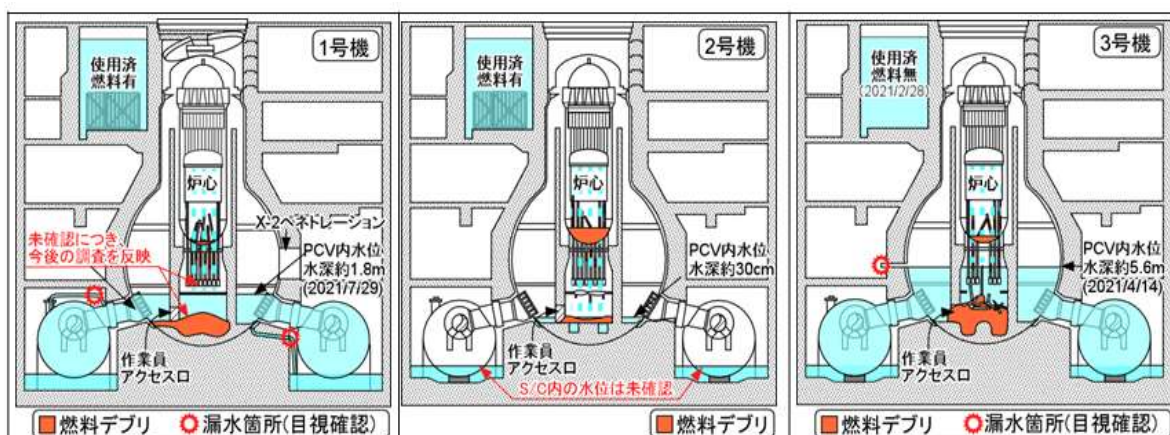
③ 3 号機

3 号機については、PCV 内の水位が高いため、S/C の耐震性向上や PCV 内部の調査を行うことを念頭に、段階的に PCV 水位を低下させる計画である。S/C に接続された配管を利用した S/C 内水のサンプリング（2020 年実施）の結果、Cs-137 等の放射性物質濃度が建屋滞留水と比較して高いため、汚染水処理への影響を考慮するとともに、分析結果の PCV 取水設備設計への反映を進めている。また、取り出し規模の更なる拡大についての概念検討を進めている。

④ 2021 年 2 月 13 日に発生した福島県沖を震源とする地震の影響と対応

2021 年 2 月 13 日に発生した福島県沖を震源とする地震により、1,3 号機において PCV 水位の低下を確認しているが、原子炉への注水は継続しており、また、1～3 号機でプラントパラメータに有意な変動はないことから、燃料デブリの冷却状態に問題はないと考えられる。この水位低下は、これまで確認されている PCV 損傷箇所の状況変化や新たな損傷箇所の発生に伴い、PCV 内部からの漏えい量の増加によって発生した可能性があると思定している。今後、注水停止試験によって水位等のパラメータの変動を確認し、知見拡充することを検討している。

今回の地震も踏まえ、プラントの状態変化を把握するための監視系の強化や、中長期を見据えた設備と建屋を保全管理するための影響評価、状況を把握するために必要な技術開発を進める必要がある。(3.1.2.4.1.5 PCV・建屋等の構造健全性における課題参照)



	1号機	2号機	3号機
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 (ペデスタル内側)	・ペデスタル内側床面に大部分の燃料デブリが存在	・ペデスタル内側床面に一定量の燃料デブリが存在	・ペ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 (ペデスタル外側)	・作業用出入口を通してペデスタル外側に燃料デブリが拡がった可能性あり	・作業用出入口を通してペデスタル外側に燃料デブリが拡がった可能性は小さい	・作業用出入口を通してペデスタル外側に燃料デブリが拡がった可能性があり
作業現場の線量※	・R/B 1 階 X-6 ベネトレーション周りの線量が高い (630mSv/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。
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、ペデスタル外側のドライウェル底部へのアクセス可能 ・X-6ベネからペ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レール上やペデスタル開口部付近には大きな障害物なし ・ペデスタル開口部からペ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	・ペデスタル開口部からペ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	・グレーチング上側のペデスタル外側壁面に大きな損傷なし	・ペ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 ・ペデスタル内側壁面及びペ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	・ペ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 ・ペ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ベネからペ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は廃炉・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。
なお、1号機の内部調査は、調査装置の投入を考慮しX-2ベネからアクセスを行う。

(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 7 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

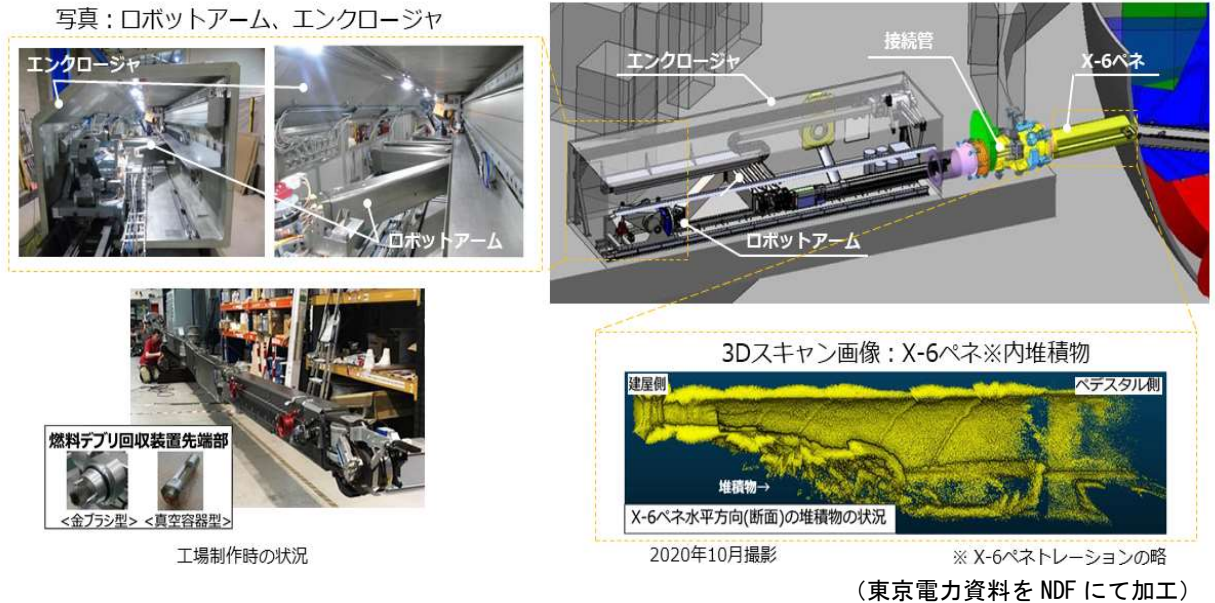


図 8 燃料デブリ取り出し設備のイメージ（試験的取り出し及び段階的な取り出し規模の拡大）

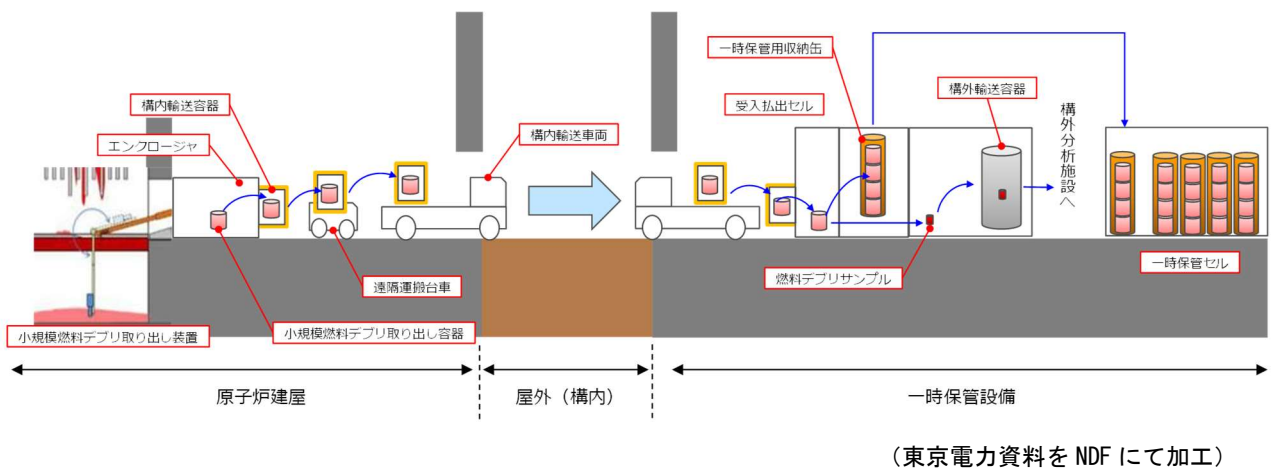


図 9 燃料デブリ取り出しから一時保管までのイメージ（段階的な取り出し規模の拡大）

3.1.2 主要な課題とそれを実現する技術戦略

PCV 内の状況把握等が未だ限定的であることから、現時点での燃料デブリ取り出しに係る設計や現場作業計画は、今後得られる知見を基に不断の見直しが必要であり、燃料デブリ取り出しに向けた検討や研究開発の成果も的確に反映していくことが重要である。

2 号機において試験的取り出し及び PCV 内部調査を進め、その知見等も踏まえ、段階的な取り出し規模の拡大を行う。また、3 号機を対象として取り出し規模の更なる拡大の概念検討を進める。

3.1.2.1 試験的取り出し及び PCV 内部調査、段階的な取り出し規模の拡大

3.1.2.1.1 試験的取り出し・内部調査装置の開発状況と今後の見通し

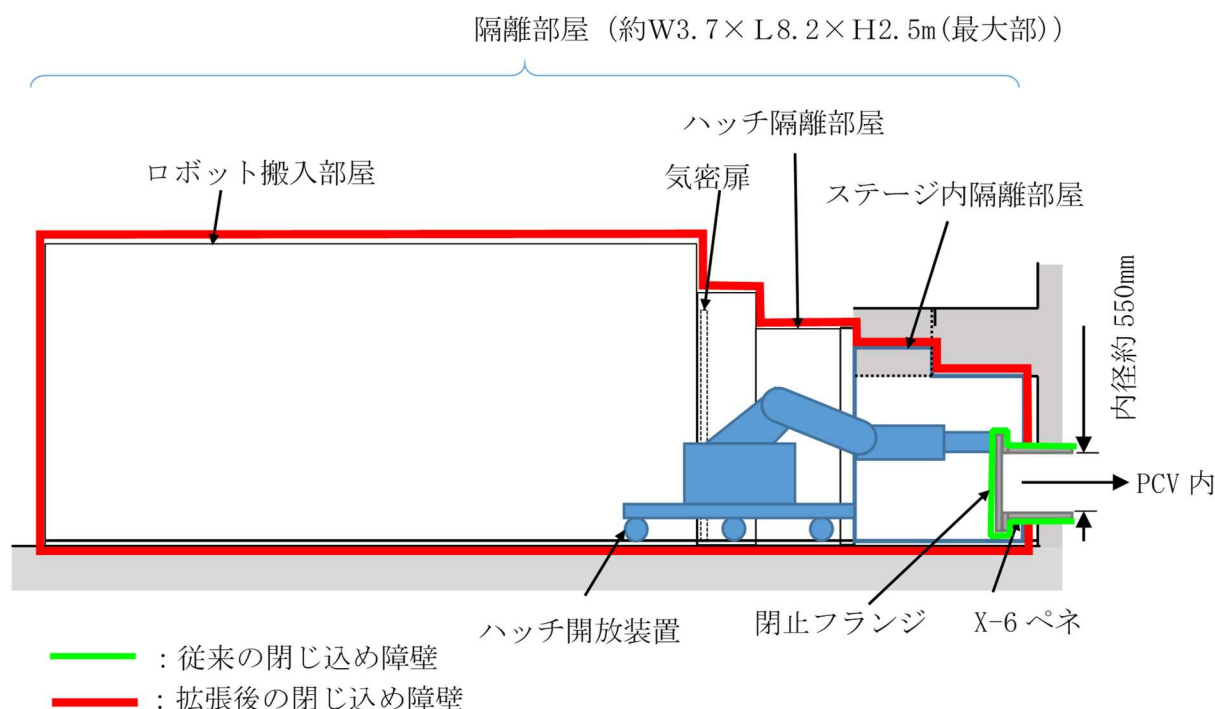
2 号機における試験的取り出し及び PCV 内部調査では、X-6 ペネのフランジを開放し、従来より大きな開口を利用し、これを通じてアーム型アクセス調査装置を出し入れし、PCV 内の燃料デ

ブリを外へ取り出すことを行う。この作業では、従来の閉じ込め障壁の位置が X-6 ペネの閉止フランジ部であったものから、X-6 ペネ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）（図 10）や新たに設置するエンクロージャ（アーム型アクセス調査装置等を内包）（図 11）に拡張することになる。これは、規模は小さいながらも、PCV に新たな開口を設けて、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。

このように、X-6 ペネの開放は閉じ込め障壁機能の維持に係る作業であり、特に安全に十分に配慮した検討を行う必要がある。準備作業の段階から作業内容を十分に確認し、潜んでいるリスクの抽出とその対策の検討を行い、その実施に向けては、より慎重、丁寧に準備と検証や訓練を行っていくことが重要である。

この試験的取り出し及び PCV 内部調査における燃料デブリ取り出しの開始は 2021 年内としていたものの、新型コロナウイルス感染症の影響により工程が遅れており、1 年程度の遅延に抑えるべく検討を進めている。アーム型アクセス調査装置については英国での性能確認試験が遅れていた。さらに遅れる可能性もあったため、英国での性能確認試験と現場環境を模擬したモックアップ試験を取り止め、日本国内に持ち込み、性能確認試験、モックアップ試験及び訓練を行うことに見直す。なお、この見直しによる試験や訓練のメニューは当初計画からの変更はない。

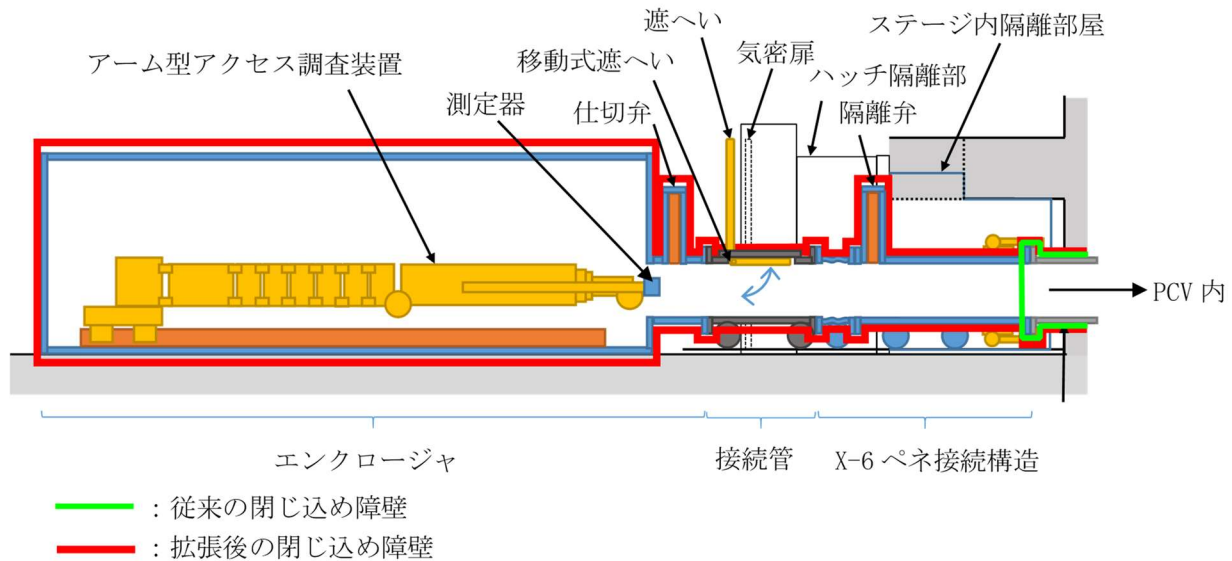
新型コロナウイルス感染症による遅れを最小限に抑える努力を行うことは重要であるが、一方で、現場の不確実性を十分考慮したモックアップ試験を実施することは現場適用性や安全確保の観点から重要である。モックアップ試験では、現場の厳しい環境を模擬することに加え、模擬できない部分を明らかにし、実機適用時の対応方策について十分な準備を整えることが必要である。試験計画、並びに対応方策が十分であることを NDF としても確認していく。



（東京電力資料を NDF にて加工）

図 10 X-6 ペネ 隔離部屋 構造概略図（X-6 ペネ開放作業時）

エンクロージャ～接続管～X-6 ペネ接続構造：(約 W3.6×L11.8×H2.1m (最大部))



(東京電力資料を NDF にて加工)

図 11 X-6 ペネ エンクロージャ等 構造概略図 (試験の取り出し及び PCV 内部調査時)

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号機の PCV 内部調査に向けた X-2 ペネ内扉の開孔作業時のダスト濃度変化(2019 年 6 月)を踏まえ、ペネ内堆積物除去に伴うダスト拡散を抑制するため、堆積物の低圧水洗浄、ペネ出口へのスプレイカーテン、PCV 内圧力低下の対策の準備を進めている。また、X-6 ペネからペデスタル開口部(地上階)までの障害物の AWJ 切断・除去時も PCV 内の圧力を低下させ、作業を行う計画である。

X-6 ペネ内堆積物除去、障害物の AWJ 切断・除去作業は、2.3.2 項で述べた先行的な実施と後段での活用の考え方に則り、作業ステップを細分化し、ステップごとにダスト拡散状況のモニタリング結果に問題ないことを確認した上で次ステップに進め、異常等の兆候が見られた場合には、対応策を講じた上で次の段階に展開する、といった具体的な作業計画の立案とそれに従った実行により安全の確保を図ることが不可欠である。

NDF は、東京電力が立案する作業計画が綿密に練られているか、その計画に対し抜かりなく実行されているか、必要時には立ち止まっているか等、実施状況について、十分に安全が確保されていることを確認していく。

- ・ 新型コロナウイルス感染症の影響拡大リスクへの留意点

英国での性能確認試験と現場環境を模擬したモックアップ試験を取り止め、装置類を日本国内に持ち込み、試験を進めている。国内での性能確認試験については、英国技術者の確保が不可欠であり、英国技術者の確保及び情報共有や意思疎通を円滑に行いつつ、不具合が発生した際の英国側のバックアップ体制を維持し、進める必要がある。

また、国内での新型コロナウイルス感染症の影響拡大のリスクに備え、可能な準備を行っていくことが重要である。NDF としてもこれらの対応等について確認をしていく。

- ・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ことが重要である。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る取組がより一層必要である。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・内部調査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可能な限り広い範囲で取得する計画である。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の残置量が多く、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。ペDESTAL底部のデブリの取り出しが出来なかった場合も想定し、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。

- ・次ステップ（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実性及び難しさがある。そのため、こうした作業を進める際には、東京電力や関係機関において、必要に応じて外部からの招聘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。

3.1.2.1.2 段階的な取り出し規模の拡大の開発状況と今後の見通し

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、試験的取り出し及び PCV 内部調査装置の仕様を踏襲しつつ、可搬重量の増加やアクセス性を向上するなどの改良を行う。

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、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。また、内部にアーム型アクセス装置等を内蔵するエンクロージャについては、PCV と X-6 ペネの接続構造を介して接続され、閉じ込め機能を担保している。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、バウンダリ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の検討が必要である。

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、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、現場適用性や安全性確保の観点から確認していく。

以下に主な技術課題と対応策について述べる。

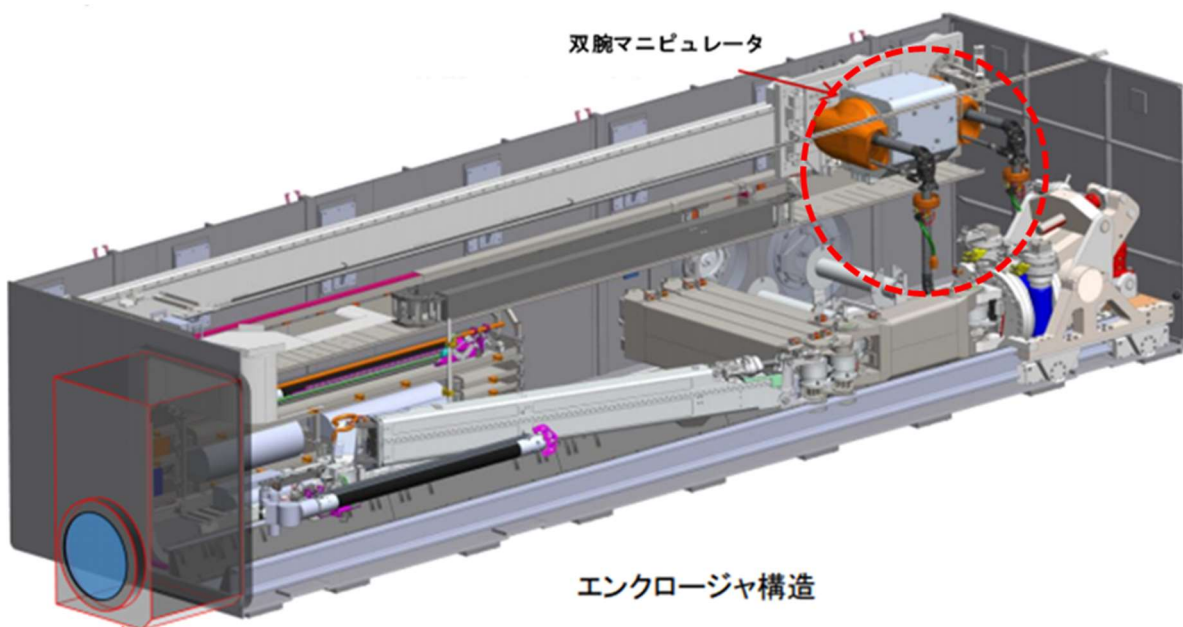
- ・ 燃料デブリを持ち込むエンクロージャの閉じ込め性の確保

取り出し作業は、PCV 内から取り出したデブリをエンクロージャへ持ち込み、ユニット缶に収納し、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重要である。

こうした作業は、アーム型アクセス装置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重要である。

- ・ 双腕マニピュレータの信頼性確保（図 12）

エンクロージャ内に設置される双腕マニピュレータは、エンクロージャ内で様々な作業・保守（アームの清掃・除染、切削・回収装置の交換・メンテナンス、燃料デブリの容器への収納、収納容器の搬出、エンクロージャ内の除染、部品交換等）を行う重要な役割を担っており、信頼性の確保が重要である。そのため、事前に様々な作業・保守に対する十分な訓練を行い作業の再現性を確保することや、運転員の養成を行っていくことが必要である。



（IRID 資料を NDF にて加工）

図 12 エンクロージャと双腕マニピュレータ

- ・ 供用期間中の装置類保守の確保と対応策

段階的な取り出し規模の拡大においては、定期的な保守に加えて、万一故障した場合の修理あるいは交換を行う必要がある。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、様々な作業を行う双腕マニピュレータは、供用期間中に補修あるいは交換の可能性があり、これをメンテナンス建屋に搬出入する装置の開発を継続中である。

このように修理等を含む装置類の保守性の確保とその対応が極めて重要であるため、東京電力の検討及び準備状況を確認していく。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生かしていくことが重要であるため、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る必要がある。

3.1.2.1.3 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」ということを踏まえて、総合的な見地（技術的な成立性のみならず事業継続性も見据えて）から工法選定を行うとともに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、本節では工法選定の進め方について詳述する。

今なお不確実性が存在する福島第一原子力発電所では、原子炉格納容器内部状況の不確実性が検討の障害となっており、前提条件を設定して検討を進めざるを得ない状況がある。今後、技術的成立性を判断する上では、臨界管理、ダストの閉じ込め、遮蔽、熱除去等、工法・システムに対する要求事項（境界条件）及び制約条件（敷地利用面積、既設設備との取合い等）を明確にして検討していくことが重要である。

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実施中である。東京電力は、この概念検討の中で燃料デブリ取り出しシナリオを検討するとともに、2021 年度末に有望な工法の絞り込み（主案・副案の候補）を行う。その後、調査結果等から得られる情報を踏まえた工法の最終絞り込み（主案・副案）を行った後、さらに設計等を進めて工法の決定を行う。

以下に取り出しシナリオ・工法を検討する上での留意点について述べる。

・ 工法選定の進め方

工法選定においては、2.2.2.3 項で述べた 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（一般公衆・作業員被ばく線量、地震・津波等の自然事象に対するロバスト性等）を満足することはもちろんのこととして、コスト、工程といった属性（評価項目）も判断指標とする必要がある。これらの評価項目を、多属性効用分析手法¹⁵などを活用してできるだけ定量化する必要がある。どのような評価項目を判断指標として用いるか、または、指標の重み付けを如何に設定するかが工法選定プロセスにおいて最も重要と考える。これらの設定に当たっては、事業者である東京電力の考えを基本にしつつも有識者と議論を重

¹⁵ 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。この手法を工法選定プロセスに当てはめ「 $\sum$ （各属性（評価項目）の評価） $\times$ （各属性（評価項目）の重み=重要度）」の得点が高い工法を有力な工法として残す。

ねて総合的な見地から決める必要がある。工法選定に当たっては、本来なら内部調査結果を反映して進めていくべきものであるが、福島第一原子力発電所のように不確かさが多い状況では、現在ある情報を基に検討を進め、その後、判明した調査結果をフィードバックしていくことが必要と考える。また、工法選定の結果については、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。

- ・ 取り出しシナリオの策定

PCV 内の状況把握が限定的な中、号機毎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、取り出しを横取り出しで進める場合や上取り出しで進める場合、または、横取り出しと上取り出しを組み合わせて進める場合を想定し、それぞれに必要な内部調査等を含めて検討を行い、複数の道筋を検討していくことになる。この検討では、将来実施される PCV や RPV の内部調査や技術検討により得られる成果を予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を行うものである。

こうした複数の道筋を検討した上で、道筋の中のある時点における工法の有力候補絞り込み（例えば、横取り出し工法の有力候補絞り込み）を行い、その後得られる情報等に応じ、以降の道筋をさらに絞り込んでいく（例えば、内部調査を実施し、上取り出し工法の有力候補を絞り込んでいく）取組が重要である。

この燃料デブリ取り出しシナリオの検討においては、具体的な工程を合わせて策定することも重要である。

- ・ 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）、PCV 内部調査、RPV 内部調査、研究開発、現場環境整備等で得られた知見を踏まえ、収納・移送・保管方法を含め、その工法の検討を進める。その際、2号機の燃料デブリ取り出しに比べ、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一層重要となる。また、現場の線量が高いことや、PCV 内の状況把握が限定的な中、作業範囲が大規模化する可能性もあることから、作業・装置に求める要求事項（閉じ込め、臨界、操作性、メンテナンス性、スループット¹⁶等）をより明確に設定して進めることが重要であり、要求事項の相互の関係にも留意する必要がある。

- ・ 有望な工法の絞り込みプロセス

廃炉・汚染水対策事業の開発成果を踏まえ、国内外の最新の知見を取り入れアイデアを抽出し、それらに対して 1 次スクリーニング及び 2 次スクリーニングを行い、段階的に工法を絞り込んでいく。1 次スクリーニングでは要求事項や制約条件への適合確認を、2 次スクリーニングでは評価項目毎に定量化と重み付けを行い、多属性効用分析の手法などを活用して絞り込んでいく（図 13）。様々なアイデアの抽出が想定されるが、このようなプロセスに基づき、客観的な評価を行い、工法を絞り込んでいくことが重要である。

¹⁶ 燃料デブリの取り出し能力を表し、取り出し作業の処理時間や作業効率を示すもの。

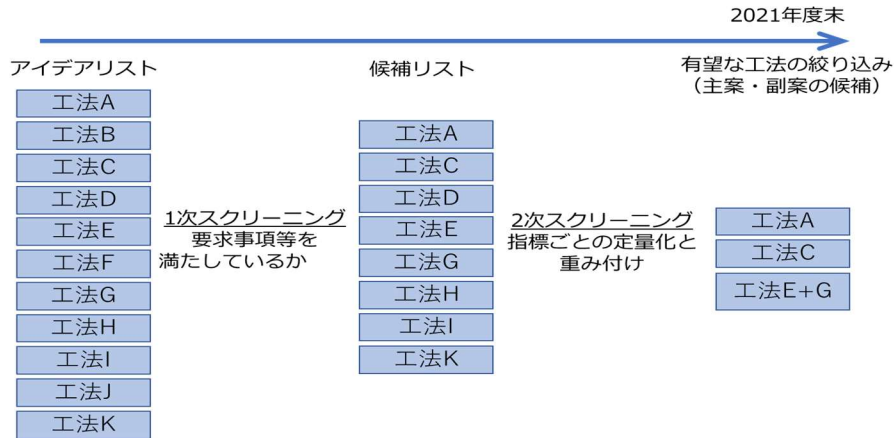


図 13 工法の絞り込みプロセスのイメージ

NDF は、上記の留意点を踏まえ東京電力の概念検討結果の妥当性を評価する計画である（図 14）。

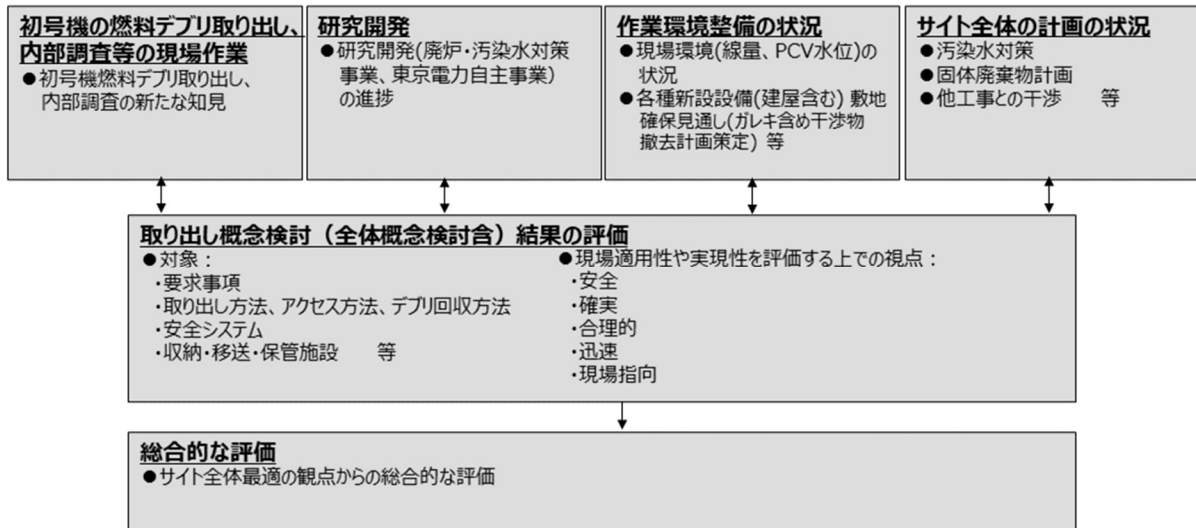


図 14 取り出し工法検討の流れ（概念図）

なお、取り出し規模の更なる拡大に向けた各技術分野の課題については、3.1.2.4 項で述べる。

3.1.2.2 事故分析（事故時の発生事象・進展過程等の明確化）活動の継続

燃料デブリ取り出しに向けたこれまでの内部調査により採取された堆積物サンプルの分析が進められている¹⁷。このような調査・分析により得られる情報は燃料デブリ取り出し工法や保管管理等に直接的に反映される。さらに、事故履歴に関する情報と照らし合わせて、検討及び考察することで現象理解が進み、事故原因の究明及び廃炉へ貢献するとともに、間接的には原子力に関する安全性の向上にも資することになる。

¹⁷ 第 84 回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料 3-3：1～3 号機格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果」

サンプル分析の結果と事故進展の模擬試験、既往の科学的知見を照らし合わせて、事故時に発生した過熱、溶融、化学反応、水素爆発等の個々の事象、それらが経時的に進展していく過程、非常用冷却・減圧機器の作動状況を推定・確認する活動を東京電力と JAEA が協力して実施している¹⁸。さらに、東京電力が各号機のオペレーティングフロア^{19,20,21}（以下「オペフロ」という。）、非常用ガス処理系²²（以下「SGTS」という。）等の調査を独自に行っている。

事故の継続的な調査・分析を所掌²³する原子力規制庁においては、「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、東京電力の協力を得ながら、2号機のオペフロ、3号機原子炉建屋の内部、SGTS フィルタライン等の調査を実施し、中間報告²⁴をまとめている。これらの調査により、原子力規制庁は、2号機及び3号機のオペフロに設置しているシールドプラグの1層目と2層目の間に大量のCsが存在していると評価している。このような事故分析に関係する情報は、廃炉作業の進捗による施設解体等の影響を受ける可能性があることから、「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」^{25,26}が設置され、原子力規制庁、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・調整が行われている。廃炉作業と事故調査を両立させる取組の例として、1号機及び2号機 SGTS 配管の一部撤去²⁷においては、放射線量率やガンマカメラ²⁸による測定、切断後に分析用の配管サンプルを採取することを東京電力が計画している。切断時の放射性ダスト放出への対策としては、発砲ウレタン注入や局所排気等を行うことが検討されており、廃炉作業と事故調査が周辺住民や環境へ影響を及ぼさないよう注意している。

東京電力においても炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討²⁹を行いながら、現場調査を計画的に実施していく予定である。事故から10年が経過し、核分裂生成物（以下「FP」という。）の減衰や現場の環境改善等によって線量が低下し、原子炉建屋へのアクセス性が向上したとはいえ、未だに線量の高い場所は多く存在する。少ない被ばく量で事故時に放出されたFPの所在を明らかにするためにも、このように各機関と連携し、合理的な範囲で事故時の

¹⁸ 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) 2020年度実施分成果、技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)、(2021)

¹⁹ 第69回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料3-2：1号機 原子炉建屋 SFP 内干渉物調査及びウェルプラグ調査について」

²⁰ 第88回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料3-3：第24回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料3-2：2号機原子炉建屋オペフロ調査の速報について」

²¹ 第24回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料3-2：3号機原子炉建屋オペフロにおけるγ線スペクトル測定結果について」

²² 第84回特定原子力施設監視・評価検討会「資料4-3：1/2号機 SGTS 配管撤去に向けた調査結果について」

²³ 原子力規制委員会設置法第4条第1項第11号に「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」と所掌事務が定められている。

²⁴ 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・分析に係る中間取りまとめ」

²⁵ 第27回原子力規制委員会「資料2：東京電力福島第一原子力発電所事故に係る継続的な調査・分析について」

²⁶ 第7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：東京電力福島第一原子力発電所事故に係る継続的な調査・分析について」

²⁷ 第21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5-1：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の一部撤去について」

²⁸ 放射線検出器でのガンマ線検知結果と、カメラでの映像を重ね合わせて表示するガンマ線を可視化するカメラのこと

²⁹ 東京電力ホールディングス株式会社「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告」

発生事象、進展過程、機器の作動状況を明らかにする活動を継続することが重要である。また、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、事故進展解析評価を行うなどの知見を深め反映していくことも重要である。

なお、シールドプラグはオペフロに設置されているため、原子炉建屋 1 階からアクセスを行う試験的取り出し、PCV 内部調査及び段階的な取り出し規模の拡大については、その影響を直接的に受けることはないが、取り出し規模の更なる拡大においては、オペフロからのアクセス（上取り出し）が必要となる可能性も考慮した上で、シールドプラグの線量が高いことを十分に認識し、除染や遮へい、閉じ込め等の対策に留意した取り出し工法の検討を進める取組が重要である。

3.1.2.3 技術要件の技術課題と今後の計画

3.1.2.3.1 燃料デブリ取り出しにおける安全確保に係る技術課題

一般に、原子力施設における安全確保を考える際には、その施設が有する潜在的な危険が顕在化する事故のシナリオを想定し、それらのシナリオが安全の基準に収まることを評価して、安全対策が妥当であることを確認するという一連の流れで検討が実施される。通常の原子力発電所では、このような安全評価の一連の流れが国の規則・ガイド等によって定型化・標準化されている。これに対して、福島第一原子力発電所の廃炉作業に関しては、定型化・標準化された規則・ガイド等がないため、福島第一原子力発電所の安全上の特徴を踏まえた上で安全確保の考え方を整理し、関係者で共有することが必要である。

事故炉である福島第一原子力発電所の廃炉作業は、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）を十分認識する必要がある。

- ・ 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廃炉を長期化させない、時間軸を意識した対応が必要なこと

NDF では、このような特徴を踏まえ、下記を基本とした安全確保の考え方の整理を進めている。

・ 安全評価を基本とした判断最適化：

技術的な確実性、合理性、迅速性等を総合的に考慮して判断するに際し、安全の評価を十分に活用することによって、安全対策についての判断が大きく振れること（寡少又は過剰なリソース投入）を防止すること。

・ 廃炉対応における適時性確保：

事故の発生防止と影響抑制に留意すると同時に、既に顕在化している高い放射線影響、さらには閉じ込め障壁等の更なる劣化を懸念し、廃炉を長期化させないよう時間軸を意識した対応を行うこと。

・ 運転操作、監視、分析、異常時等の現場運用による設計の補完：

大きな不確かさゆえに、全ての状況に設計だけで対応することには限界がある。このため、監視、分析等による情報を含め、運用段階で取得した情報を設計に活かしていくことをはじめ、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。万一の異常発生時の備えにおいても、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を考慮した現場対応を検討すること。

また、こうした安全確保の考え方の整理とともに、次の 3.1.2.4.2 から 3.1.2.4.7 までに示すとおり、燃料デブリ取り出しにおける安全確保に係る技術要件を定めて、重点的に検討を進めているところである。

3.1.2.3.1.1 閉じ込め機能の課題（気相部）

通常の原子力発電所においては、原子炉建屋内部を外部の大気に対して負圧に維持することによって放射性物質の漏えいを防いでおり（負圧管理による動的閉じ込め）、PCV 内部と原子炉建屋内の間は均圧（静的閉じ込め）となっている。一方、現在の福島第一原子力発電所においては、原子炉建屋・PCV 等が水素爆発により一部損傷し、閉じ込め機能が低下しているため、燃料デブリ取り出し時においては、負圧管理による動的閉じ込め機能の構築が検討されている。また、現状では水の放射線分解で定常的に発生する水素による水素爆発の防止や酸素による構造材の腐食防止（不活性化）の観点から、PCV 内に窒素を注入して窒素雰囲気中に維持している。なお、原子炉建屋内からの排気はフィルタによる放射性物質の除去と放射能測定を行う PCV ガス管理設備によって放射性物質の放出抑制が図られている³⁰。

試験的取り出しや段階的な取り出し規模の拡大における、把持、吸引といった燃料デブリの取り出しでは、既存の安全システムでの対応が可能な見通しである。その後の燃料デブリ切削等の作業においては、PCV 内の機器や構造物に付着している Cs 等の再飛散や、放射性物質を含んだ水分のエアロゾル化、仮に臨界が発生した場合の短寿命のよう素や希ガス発生等を考慮した気相系の閉じ込め機能の構築が必要である。

また、Cs 等の再飛散以外にも α 核種を含む飛散微粒子（ α ダスト）が発生し、PCV 気相部の放射能濃度が上昇することが懸念される。したがって、PCV 内からの α ダストの拡散を極力抑制するとともに、作業員及び公衆への線量影響を許容値内に収めるための気相部の閉じ込め機能の構築が必要である。

このため、燃料デブリ取り出し規模拡大の段階ごとに α ダスト飛散の傾向把握等を行い、次段階において構築される閉じ込め機能の妥当性を検証しつつ、取り出し規模の拡大を図っていくことが合理的である。東京電力のエンジニアリングでは、廃炉・汚染水対策事業の成果を踏まえ、原子炉建屋内のダストのモニタリング設備の拡充や既設設備を用いた PCV 内の圧力低下ないし負圧化検討等が進められている。今後、作業に伴う α ダスト飛散等の状態変化のモニタリング結果を基に周囲への影響を評価し、徐々に燃料デブリ取り出しの規模を拡大していく。

³⁰ 東京電力、1～4 号機原子炉建屋からの追加的放出量の評価結果(2020 年 6 月)、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第 80 回) 資料 3-6. 2020 年 5 月 28 日。
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/roadmap_progress/pdf/2020/d200528_11-j.pdf

その過程において、周囲への影響が増加する可能性も想定し、二次的な閉じ込め機能の構築及びその必要性についても東京電力のエンジニアリングにて検討を進めている。

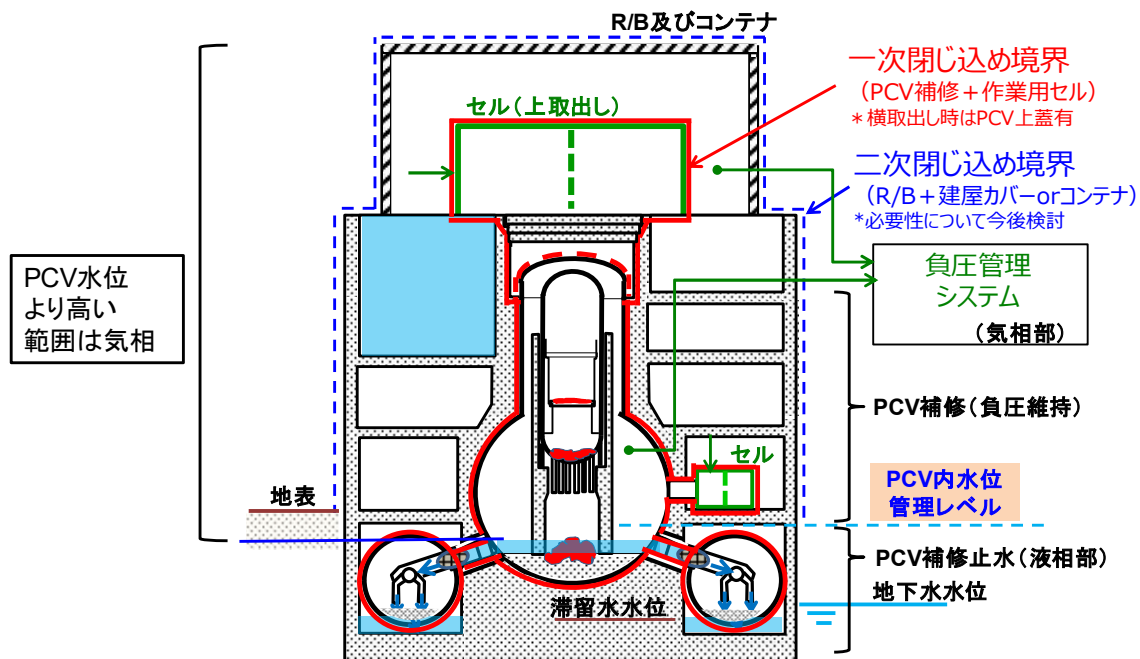


図 15 負圧管理による閉じ込め機能（気相部）の構築例

この閉じ込め機能（気相部）の構築に当たり、取り出し規模の更なる拡大に向けて当面取り組むべき技術課題は次のとおりである。

(1) α ダストの飛散率の把握等

上述のとおり、燃料デブリ取り出し作業に向けて、 α ダストの飛散率等のデータを収集するとともに、これに基づき、 α ダストの気相部への移行を可能な限り抑制する対策を講じる必要がある。

α ダストの飛散率等のデータを収集するためには、試験的取り出しや段階的な取り出し規模の拡大における飛散率測定の実証・確認を計画していくことが必要である。また、これらの実証データが得られていない状況において燃料デブリ取り出し工法・システムに係る技術検討や研究開発を進めるためには、 α ダスト飛散に係る一般的なおおよその挙動を把握しておくことが必要であり、現在、燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発として模擬デブリを用いた検証等が進められている。

α ダストの気相部への移行を抑制するためには、燃料デブリを水没させ、その加工は可能な限り水中で行うことが望ましい。ただし、PCV 内水位の設定は、次項に述べる液相部の閉じ込め機能の構築等の他の技術要件との調整事項となることから、全ての加工を水中でできるとは限らず、水没していない燃料デブリに対しては、水を掛け流すことによる α ダストの気相部への移行抑制が検討されている。

(2) PCV 内負圧管理の実現性の見極め

A. 現場条件を踏まえた負圧管理の技術的成立性

PCV 内を負圧に維持するためには、PCV 損傷状況に応じた排気能力が必要となる。現時点においては、損傷箇所の特定には至っていないものの、実機における窒素供給量と PCV 圧力変動のデータを基に排気能力を設定している。この際、内部の温度上昇や排風機の停止等の異常事象による PCV 内部の圧力上昇への備えとして、余裕を持った差圧の設定が必要となる。また、これらを達成するためには、必要に応じて PCV の補修が検討されることとなるが、高線量下での作業となるため遠隔作業ないし作業員の被ばくが伴う等の困難が想定される。

このように、現場条件を踏まえた PCV 内の負圧維持の技術的成立性を、試験的取り出しや段階的な取り出し規模の拡大時に得られた情報も踏まえて見極める必要がある。

B. 負圧管理時の PCV 内への空気流入による影響

負圧管理を行う場合、PCV 内に空気が流入することとなるため、PCV 内部で水の放射線分解により発生する水素量に関する情報収集や流入する空気（酸素）の影響による火災・水素爆発の可能性について評価を行い、必要に応じて、窒素ガス供給量増加による不活性化の維持等の防護策を検討していくこととなる。

C. 二次閉じ込め機能の必要性検討

図 15 に例示したように、燃料デブリ取り出しに当たっては、負圧管理された PCV に連結する形で作業用のセルを新たに設置し、燃料デブリを取り出して取り出し容器を輸送容器に格納するまでの作業はこのセル内部において行うことを想定している。PCV 及びこの作業用セルが、 α ダストの外部への流出（アウトリーク）を防止する一次閉じ込め機能を構築することとなる。

これに加え、負圧管理による一次閉じ込め機能が喪失し、閉じ込め境界から放射性物質が漏えいした場合に備え、既存の原子炉建屋に建屋カバー又はコンテナを設置し、原子炉建屋を微負圧に管理して放射性物質を回収処理する二次閉じ込め機能の必要性検討が進められている。ただし、原子炉建屋は保有する体積が大きく、また事故による影響から気密性が低下していることも考えられるため、負圧を維持する場合には大規模な排風機が必要となると考えられる。そのため、今後得られるダスト飛散の傾向把握等の結果を踏まえながら、二次閉じ込め機能として必要な機能の見極めと研究開発を進めていく必要がある。

D. PCV の閉じ込め機能の劣化抑制

燃料デブリ取り出し期間中にわたって PCV 内を負圧に維持するためには、PCV による閉じ込め機能の劣化を考慮し、地震や経年変化に対する備えが必要となる。これについては、3.1.2.3.1.5 項で概要を述べる。

(3) 排気管理の検討

負圧管理に伴う排気の管理においては、燃料デブリ由来の核燃料物質等を含むおそれのある気体中の放射性物質について、放出濃度及び放出量を測定管理することにより、施設周辺の公衆に対する線量基準以下に維持されていることを確認する必要がある。また、燃料デブリ由来の α 核種を評価対象に加え、燃料デブリ取扱作業中において定常的に監視測定を行い通常の変動幅を予め評価しておくことにより、漏えい等の異常事象を早期に発見して適切な影響緩和策を講ずることができるようにし、作業員及び環境への影響を防ぐべきである。

なお、ダストの効率的な回収等の除染設備構築のための設計要求として、燃料デブリの機械的性状や化学的組成の情報が必要であり、今後、燃料デブリの分析による情報の確度向上が課題である。

上記のとおり、閉じ込め機能（気相部）の構築に関しては、東京電力のエンジニアリングにて PCV 内負圧管理の実現性の見極め、これと並行して二次的な閉じ込め機能の必要性についての検討に着手してきており、2020 年からは二次的な閉じ込め機能構築についての検討が進められている。今後、廃炉・汚染水対策事業の成果や試験的取り出しや段階的な取り出し規模の拡大時に得られた情報も取り込み、東京電力は、閉じ込め機能の構築に必要な設備仕様の具体化をエンジニアリングにて実施していく。（3 号機原子炉建屋の密閉性を高めるための建屋側面及び上部へのカバー設置に関する取組状況については、3.1.2.3.2.3 を参照のこと。）

3.1.2.3.1.2 閉じ込め機能の課題（液相部）

発生する α ダストの飛散率を軽減し、気相部への移行を抑制するため、燃料デブリ取り出しに当たっては、燃料デブリに水を掛けながら切削等の作業を行うことが想定される。把持、吸引といった燃料デブリの取り出しにおいては、既存の安全システムでの対応が可能な見通しであるが、その後の燃料デブリの加工や干渉物撤去等の作業に当たっては、大量の α 粒子が冷却水（液相部）に混入することとなる。この α 粒子を含む冷却水が環境へ漏えいすることを防ぐために、冷却水の循環・浄化系の確立と汚染拡大防止対策を考慮した液相部閉じ込め機能の構築が必要である（図 16）。

このため、燃料デブリから循環冷却水中へ溶出すると考えられる溶解性核種の除去技術、循環冷却水系のフィルタに捕集された固形物の処理技術について検討していく必要があり、廃炉・汚染水対策事業にて研究開発³¹が進められている。これと並行して、 α 粒子を含む冷却水の拡散防止の観点で利点となる、PCV から取水し原子炉へ注水冷却する PCV 循環冷却系の構築について、廃炉・汚染水対策事業による研究開発³²にて検討が進められた。

燃料デブリ取り出し規模拡大の各段階において、合理的な液相部閉じ込め機能を構築するためには、廃炉・汚染水対策事業の研究開発にて得られた成果（デブリ性状の情報等）を踏まえつつ、段階ごとに冷却水中の放射能濃度の監視等を行い、次段階において構築される閉じ込め機能の妥当性を検証しつつ進めることが合理的である。閉じ込め機能（気相部）と同様に、作業による液相への影響の確認・調査の観点から、循環水系のモニタリングを目的とした設備の追設、設置等について、廃炉・汚染水対策事業の成果³³を踏まえ、東京電力のエンジニアリングにて検討が進

³¹ IRID, 平成 30 年度補正 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技術の更なる拡大に向けた技術の開発」2019 年度実施分成果, 2020 年 8 月.

<https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2020/09/2019008kibonosaranarukakudai.pdf>

³² IRID, 平成 29 年度補正 廃炉・汚染水対策事業費補助金「原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発（実規模試験）」2019 年度実施分最終報告, 2020 年 8 月.

<https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2020/09/2019006mizujyunkan.pdf>

IRID, 平成 29 年度補正 廃炉・汚染水対策事業費補助金 原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発（実規模試験）2019 年度実施分最終報告, 2020 年 8 月.

<https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2020/09/2019007mizujyunkanjitukibo.pdf>

³³ IRID, 平成 28 年度補正予算「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工法・システムの高度化 平成 30 年度最終報告, 令和元年 7 月.

http://irid.or.jp/_pdf/20180000_13.pdf

められている。燃料デブリ取り出しの作業中の液相への影響について、 α 核種を含めた廃液の状況変化のモニタリング結果を基に、徐々に燃料デブリ取り出しの規模を拡大していく。なお、原子炉建屋内水位を地下水水位より低く維持し、地下水への冷却水の流出を防止することや PCV 内水位を適切に管理することが求められ、この点も考慮して安全システムは構築される。

この閉じ込め機能（液相部）の構築に当たり、取り出し規模の更なる拡大に向けて当面取り組むべき技術課題は次のとおりである。

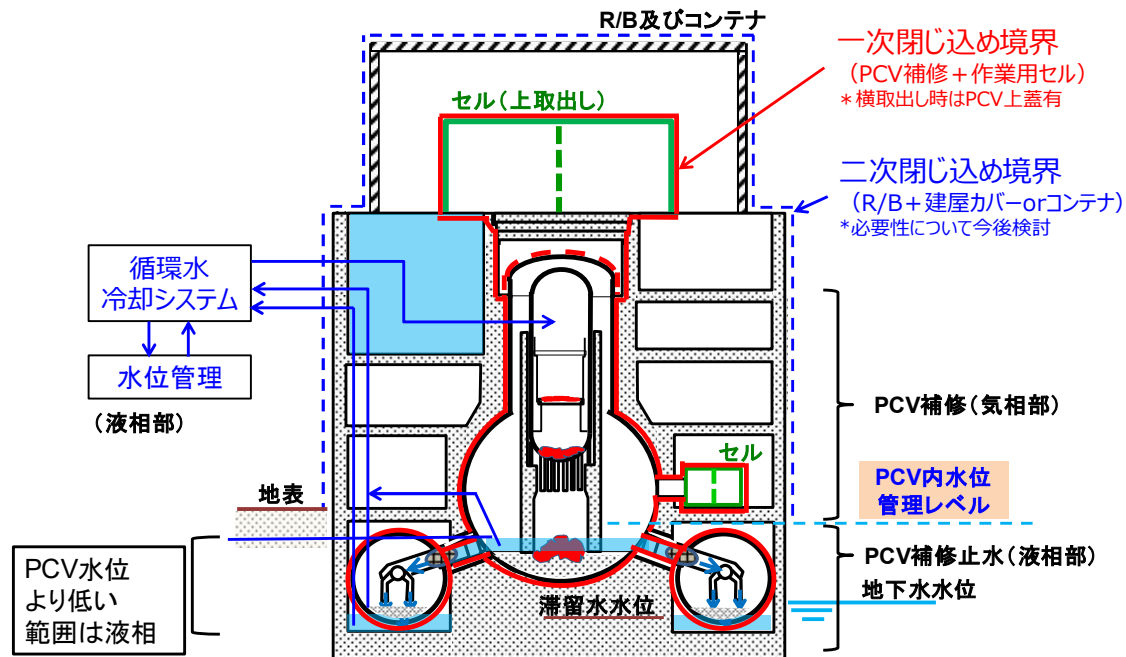


図 16 閉じ込め機能（液相部）の構築例

(1) 燃料デブリ取り出しによる冷却水中の放射能濃度上昇の抑制

冷却水中の放射能濃度を把握する取組として、段階的な取り出し規模の拡大時における廃液への影響把握を計画していくことが必要である。

PCV 内の冷却水の放射能濃度の上昇を抑制する観点では、切削等の加工によって発生する切削粉を PCV 循環冷却系で回収することによる拡散抑制が検討されており、段階的な取り出し規模の拡大の段階で、水循環システムによるモニタリング結果を踏まえ、PCV 循環冷却系に必要な改造等の検討に適宜、反映していくことが望ましい。

(2) PCV 内の水位の設定

S/C 脚部の耐震裕度が低いことから、S/C 内の水位を低くする方が望しく、水位低下に向けた検討を進めている。この際、各号機における PCV の損傷状況や地下水への冷却水の流出防止（原子炉建屋内水位を地下水水位より低く維持）等の観点も考慮し、PCV 内の水位を適切に設定して管理するとともに、燃料デブリの冷却やダスト飛散抑制の観点から安全が確保されることを確認しておくことが求められる。

上記のとおり、閉じ込め機能（液相部）の構築に関しては、廃炉・汚染水対策事業の成果（燃料デブリから循環冷却水中へ溶出すると考えられる溶解性核種の除去技術、循環冷却水系のフィルタに捕集された固形物の処理技術等）を基に、PCV 循環冷却系の構築について東京電力のエンジニアリングにて 2020 年より検討が進められている。今後は、試験的取り出しや段階

的な取り出し規模の拡大時に得られるモニタリング結果等を基に次段階において構築される閉じ込め機能の妥当性を検証しつつ、PCV 循環冷却系に必要な改造等についての検討が実施される。

3.1.2.3.1.3 冷却機能の課題

燃料デブリは放射性物質の崩壊による熱を発生している。例えば、事故後 10 年を経過した 2 号機では事故時の 1000 分の 1 以下まで低下したとはいえ、最大 69kW³⁴の発熱があると推定されている。このため、冷却を継続しないと、発生した熱を周囲の物質が徐々に吸収し、以下の事象が生じることが懸念される。

- ・ 燃料デブリ中の酸化ウランの温度上昇により酸化が進み(O/U 比が増加)、体積が膨張し、ひび割れが発生して粉体化が進行する。
- ・ コンクリート構造物中の水分も熱によって逸散、乾燥し、ひび割れが発生してコンクリートの強度が低下する。
- ・ PCV 内が乾燥し、放射性ダストが飛散、浮遊しやすくなる。
- ・ 一旦乾燥状態になった後に注水を行うと、燃料デブリに接触した水が蒸気となって PCV の内圧を上昇させ、損傷部から放射性ダストを伴って漏えいする。

上記 4 点や燃料デブリの過度な温度上昇を抑制するため、現状、原子炉注水による循環冷却を行うことにより、100℃未満（冷温停止状態）を維持している。2019 年度には、冷却設備の運転・保守管理や緊急時対応手順等の適正化を図ることを目的として、原子炉注水の一時的な停止を実施した。2020 年度以降は、2019 年度に実施した注水停止試験の結果を踏まえ、各号機の状況を踏まえた目的に応じた試験を計画・実施していくこととしている。この方針に基づいて各号機の注水停止試験が実施されており（1 号機：2020 年 11 月～12 月の 5 日間、2 号機：2020 年 8 月の 3 日間、3 号機：2021 年 4 月の 7 日間）、注水停止中の PCV 水位低下状況等を踏まえ、注水量の更なる低減等の今後の注水のあり方について検討が進められる予定である。

今後、燃料デブリ取り出し作業において燃料デブリ周辺にアクセスする際には、燃料デブリ取り出し装置等が長期間にわたり健全に機能を維持できる温度以下とする必要がある。

さらに、将来的に燃料デブリ取り出しが進行し、残存する燃料デブリ量の低減に伴い崩壊熱量が低減した場合を想定し、冷却水の注入による冷却が不要となる可能性についても留意しておくべきである。

この冷却機能の維持に当たり、当面取り組むべき技術課題として、各作業が実施可能な PCV 内部温度目標の設定や各作業中の冷却機能への異常発生を想定した対応策等がある。基本的な対応策は早期の復旧や機動的対応等により冷却を継続することであるものの、異常発生時の時間余裕等を基に PCV 内部状態の変化を評価し、機器の回収等の異常発生時の対応策や手順等を検討しておく必要がある。

PCV 内の温度監視も燃料デブリ周囲の機器や水の温度で評価しており、燃料デブリの温度を直接測定していない。冷却水の低減に備え、燃料デブリの温度を測定するか、あるいは直接測定が

³⁴ 西原健司ら,"福島第一原子力発電所の燃料組成評価",日本原子力研究開発機構,JAEA-DATA/Code 2012-018(2012).

困難な場合は現在の評価に用いている機器や水の温度から推定する技術を検討しておく必要がある。廃炉・汚染水対策事業による研究開発にて検討が進められている。

また、燃料デブリ取り出し作業時には、ダストの飛散抑制の観点から、水をかけながら燃料デブリを切削する等の加工を行うことも考えられ、PCV内部の水位管理や発生する汚染水管理にも留意が必要である。

これらのことから、燃料デブリ取り出し等の作業が既設の循環水冷却・浄化システムとその冷却機能にどのような影響を与えるかについて、状態を監視しながら慎重に進められるよう、監視パラメータ、判断基準等を東京電力のエンジニアリングで計画し、準備しておく必要がある。

3.1.2.3.1.4 臨界管理の課題

現状、短半減期の核分裂生成物である Xe-135 の濃度監視により臨界判定基準である 1Bq/cm^3 を超えることはなく、臨界の兆候は見られていない。また、燃料集合体の溶融は水との存在比の観点から臨界になりにくくなる変化であること、炉心溶融の過程で炉内構造物等の不純物の混入が予想されること、事故進展の結果として炉心部に留まらず広範囲に分散していると推定されること等の予想される燃料デブリの存在状態から、福島第一原子力発電所の燃料デブリは工学的に臨界が起こる可能性は低いと考えられる。なお、炉心溶融の過程で燃料要素より先に制御棒が溶け落ちた可能性や偶発的に燃料デブリが粉碎されて水と最適混合することを想定した場合においてもその可能性は小さいと考えられる。

このように臨界が起こる可能性は低いと考えられるものの、燃料デブリ取り出しは、燃料デブリの形状等を変化させることから、燃料デブリの形状等が変化した場合に臨界になり得る条件を把握し、確実に臨界管理を行うこと、また、万が一の臨界を想定しても速やかな検知及び停止が行われるように適切な管理方法を確立する必要がある。

取り出し初期においては、把持、吸引といった燃料デブリの形状を大きく変化させない方法や推定反応度の変化量に基づき加工量を制限しながら取り出しを行う。また、取り出し規模を拡大していく段階や切削を行う段階においては、作業前の未臨界度測定や中性子吸収材の投入準備等の措置を講じつつ、取り出し量を増加していくことが考えられる。また、取り出し作業全体を通じ、取り出しの状況から臨界の発生が考えられない場合以外では、取り出し作業に伴う燃料デブリ周辺の中性子束の変動量を確認して燃料デブリの臨界性を評価しながら取り出しを行うことで安全を確保し、設計による対応と運転員による監視と作業の一旦停止・再開までの判断を組み合わせ、確実な臨界管理（臨界監視）を行うことが必要である。

取り出した燃料デブリの保管に当たっても未臨界状態の維持をより確実にするために、収納缶に収納する等の管理をした状態で保管することが重要である。また、現在は東京電力のエンジニアリングにて、取り出し規模の更なる拡大時の循環水系システムの構成及び設備仕様についての概念設計が進められている。各機器の設計の早い段階で臨界評価を行い、後段での手戻りを避ける必要があり、臨界防止対策が機器の仕様に大きな影響を与えるものを事前に抽出している。

この臨界管理に当たり、当面取り組むべき技術課題は次のとおりである。

(1) 臨界評価手法の整備

内部調査等や燃料デブリ取り出し時の各段階で得られる情報を基に、燃料デブリの臨界性についての情報を取得し、臨界の起こりにくさや影響度を評価する手法の整備が進められている。それらの評価を行うに当たって、臨界評価に対し影響の大きいパラメータに関する情報が内部調査や取り出し作業を進める過程で入手できるように計画し、また、適宜情報を最新化することにより、先行する作業時の現場情報を後段の安全評価に反映することで適切に見直していく必要がある。

(2) 取り出し箇所周辺の局所的な中性子測定

既存の中性子検出器としては、用途に応じた多様な種類が存在（核分裂電離箱、B-10 比例計数管、半導体検出器等）しており、これらの特徴を踏まえつつ、各段階に応じた中性子検出器を選定する検討が進められてきた。臨界監視のための中性子検出器の要求仕様は、①作業期間に応じた寿命（集積線量（Gy））が維持できること、②想定する装置に搭載できること（サイズ・重量、ケーブル径）、または作業場所に設置できること（サイズ・重量、ケーブル引き回し）、③必要な検出効率（時間、精度）の確保できることが挙げられる。そのため、内部調査で得られる PCV 内線量率についての情報や号機ごとの装置開発に合わせて、最適な検出器を選定していくこととなる。

なお、小型検出器は未臨界度測定その他、単体検出器として局所的な中性子測定の連続監視にも用いる可能性が高い。局所・連続監視の実用化に向け、中性子検出器の仕様、実際の設置場所や数、得られたデータに基づく評価を組み合わせた臨界近接監視技術も含め、廃炉・汚染水対策事業において検討が進められており、2020 年度は中性子検出器の現場環境への適用性の確認試験計画を策定した。具体的な運用方法として、中性子束の変動を検知した場合の作業の一旦停止や再開、中性子吸収材であるホウ素の注入判断基準を策定する必要がある。

なお、取り出し作業の場所以外での臨界可能性についても検討していく必要がある。例えば、PCV 底部ペDESTAL外、配管、水系フィルタ、廃液受槽等、循環水冷却系において、回収しきれなかった燃料デブリ切削粉が蓄積している箇所における臨界の可能性である。これらは、PCV ガス管理設備により臨界検知できるが、臨界近接監視の成立性、臨界リスクシナリオや評価結果に応じた対応を検討していく。

(3) 未臨界度測定の成立性の見極め

未臨界度測定を行う場合、(2)の要求仕様に加えて、短時間の中性子のゆらぎを捉える高い時間分解能とガンマ線環境下で微弱な中性子信号を測定するための高感度の検出器を選定する必要がある。これまでの検討では、主に高ガンマ線環境下（1,000Gy/h を想定）における鉛遮への必要性から、装置への搭載性（サイズ・重量・電磁ノイズ対策等）と感度による運用法（測定時期・測定時間、設置場所等）の検討が課題である。今後、燃料デブリ取り出し工法・システム側からの制約条件（重量、サイズ、ケーブルの取り回し、アームとの干渉、測定・加工時間のバランス等）を踏まえ、中性子検出器の選定や最適化検討を行う必要があり、燃料デブリ周辺のガンマ線線量率・中性子計数率を把握していく取組や連続監視への対応も視野に入れ、複数の検出器を組み合わせつつ小型化すること等により現場適用性の向上が検討されている。

また、様々な組成・性状の混在が予想される燃料デブリへの適用性を判断するため、試験計画の策定と実証によって適用範囲を含めた技術的成立性の確認を行う必要がある。

(4) 中性子吸収材の成立性の見極め

規模拡大の各段階で得られる情報により、燃料デブリの臨界性が高いことが判明した場合や未臨界度測定の実用範囲の限定があった場合に備えて、通常の燃料デブリ取り出し時に、五ホウ酸ナトリウムで満たす場合に必要なホウ素濃度の評価や設備成立性等のエンジニアリングが東京電力により進められている。漏えい時の環境影響や構造材であるコンクリートとの共存性が評価された³⁵。

PCV 循環冷却系への影響やホウ酸の分別・回収、再利用、処理時の設備影響・廃棄物影響等のホウ素濃度を維持するための具体的な作業を検討していくとともに、五ホウ酸ナトリウム注入を行う場合、「(2)取り出し箇所周辺の局所的な中性子測定」にて述べた臨界近接監視技術을 合わせて現場への適用性を確認する必要がある。

また、臨界が発生し、緊急五ホウ酸ナトリウム注入によって未臨界状態に移行させた場合の、移行後の未臨界を維持する方法（水位低下、ホウ素濃度維持等）及び復旧方法を検討していく必要がある。

さらに、燃料デブリの臨界に対する余裕が小さい場合の確実な未臨界維持のため、PCV 循環冷却系への影響を局所的に留めることのできる非溶解性中性子吸収材についても開発が進められている。これまでに、基礎物性試験・耐放射線性能試験等を行い、非溶解性中性子吸収材の候補として、B₄C 金属焼結材・B/Gd 入ガラス・Gd₂O₃ 粒子、水ガラス/Gd₂O₃ 造粒粉材が挙げられた。これらの候補材については、燃料デブリ保管時の長期照射による収納缶健全性への影響、デブリ加工に対応した燃料デブリへの散布方法や散布後の効果が確認されている。2020 年度は循環水システムにおける、ホウ酸の調整設備の成立性の検討を行い、今後は中性子検出器と組み合わせた現場運用の技術開発が進められる。

なお、非溶解性中性子吸収材の導入に当たっては、PCV 腐食への影響や環境放出時の環境影響等の課題の見極めが必要となる³⁵。

(5) PCV ガス管理設備による臨界検知

燃料デブリの取り出し箇所周辺の臨界近接及び臨界検知と、取り出し箇所以外における燃料デブリの落下・粉体デブリの集積等による臨界を検知するため、PCV ガス管理設備における臨界監視の即時性、検出器の高感度化を図る必要がある。既に測定している Xe-135 に加え、反応度変化への追随性の良い Kr-87/88 を測定することによって臨界検知を早期化できる他、PCV 全体の未臨界度を推定できることから、今後、中性子検出器による検知と組み合わせた現場適用の方法について検討する必要がある³⁶。

³⁵ IRID, 平成 29 年度補正予算 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工法・システムの高度化（臨界管理方法の確立に関する技術開発）最終報告, 2019 年 7 月. http://irid.or.jp/_pdf/20180000_04.pdf

³⁶ IRID, 平成 29 年度補正予算 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工法・システムの高度化（臨界管理方法の確立に関する技術開発）最終報告, 2019 年 7 月 https://irid.or.jp/_pdf/20180000_04.pdf

3.1.2.3.1.5 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地震と津波をはじ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、劣化進展等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 日に発生した福島県沖を震源とする地震³⁷では、1,3号機の PCV の水位低下が確認されたものの冷却機能は維持された。本地震も踏まえ、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、経年変化、並びに今後の廃炉期間中に想定される外乱（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他、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

³⁷ 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、基準地震動Ss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。

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。

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/生体遮蔽壁への開口の新設等）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、未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、リスク評価の観点も含めて適切に設定する。

3.1.2.3.1.6 作業時の被ばく低減等における課題

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として、高線量の設備等の撤去等の作業時の被ばく低減が課題であり、東京電力のエンジニアリングを支援するために廃炉・汚染水対策事業による研究開発を進めている。

燃料デブリ取り出し関連作業の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燃料デブリ由来の α 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、被ばく低減には、より一層の外部被ばく管理及び内部被ばく管理が重要となる。

具体的には、作業環境や作業形態に基づいた放射線防護を適切に実施し、作業者の過度な被ばくを防止することが肝要である。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から被ばく線量を評価し、「時間、距離、遮へい」の三原則に則り、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。

その際、次のような考え方を念頭に置いて、除染、遮へい、遠隔技術等の被ばく低減方策の適切な組み合わせを目指すべきである。

- ・ 遠隔技術の活用と除染の組み合わせによる被ばく低減を優先的に検討し、その後「時間、距離、遮へい」による作業時被ばく管理を計画すること
- ・ PCV 内やトラス室内のように極めて放射線量が高いエリアは、遠隔技術により人がアクセスすることなく作業を実施すること
- ・ 上記のエリアを除く原子炉建屋内については、作業全体に係る積算線量を低く抑えることができるように除染、遮へい、不用物の撤去、遠隔技術、作業時間短縮等の最適な組み合わせを検討すること
- ・ 遠隔技術を活用する場合であっても、その設備を設置する作業、メンテナンス作業、トラブル時対応作業等が付随して必要であることを考慮して評価・検討を行うこと
- ・ 除染の作業についても、遠隔技術を用いるか人手で実施するかは、その対象箇所の線量率、汚染形態、作業スペース、利用頻度、遠隔技術の適用性・開発動向、工程、コスト等を評価して判断すること

- ・ ニーズが不明確な箇所や全体の線量低減といったベターメント指向の検討は控え、作業ニーズが明確な箇所の検討を優先して行うこと

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、汚染拡大防止等の設備上の措置を講じた上で、作業エリアの対象核種と空气中濃度及び表面密度から適切な防護措置を選定し、吸入摂取や身体汚染の防止に努めるべきである。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評価する必要がある。このため、事前に被ばく評価において重要な α 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が重要である。また、作業環境や入退域の作業員身体における表面密度の管理は、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重要である。

長期にわたる廃止措置の被ばく低減においては、現場作業の実績、教訓等の知見を蓄積し、ノウハウを伝承することが重要である。取り出し規模の更なる拡大に向けて、情報を共有し、迅速に次の作業計画へフィードバック可能なデータベース等を整備する必要がある。

特に、燃料デブリ取り出し作業では、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。原子炉建屋内における作業員の被ばく低減のためには、対象範囲の周囲の寄与も含めて線量分布、汚染状況について十分な調査を行い、線源位置、強度を可能な限り特定して線量低減の計画を立てることが重要である。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、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管理的対策を行うことが重要である。これらを踏まえ、廃炉・汚染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 年度から着手している。また、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では、2020 年度から、撤去対象物を選定して、要求機能を踏まえた要素技術を抽出し、技術調査を開始している。

また、作業員の被ばくが個人に偏ることがなく、作業員全体の被ばくも低減できる長期的な作業計画を作成し、被ばく管理を適切に行っていく必要がある。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を行い、福島第一原子力発電所全体の種々の情報を統合的に管理、運転するシステムの構築へとステップ・バイ・ステップで進めて行くように支援を行う。

3.1.2.3.2 燃料デブリ取り出し工法に係る技術課題

3.1.2.3.2.1 アクセスルートの確保における課題

燃料デブリ取り出しに係る機器・装置の搬入、設置、搬出、燃料デブリや廃棄物の移送のためには、アクセスルートの干渉物が撤去されるとともに、これらの作業が可能な程度に原子炉建屋内の線量が低減されていること、すなわち、アクセスルートが構築されていることが必要である。燃料デブリへのアクセスルートを構築するために PCV 等に新たな開口を設ける場合等には、

3.1.2.3.1.1 項で述べた気相部の閉じ込め機能の観点から PCV 及び RPV からの放射性物質の放出抑制、既存の構造物の健全性維持に対しても留意が必要である。

中長期ロードマップでは、初号機を 2 号機として試験的取り出しに着手し、段階的な取り出し規模の拡大に向けて進めていくことが示されており、東京電力は、2 号機 X-6 ペネ等からのアクセスルート構築の具体的なエンジニアリングの検討を進めている。

一方、取り出し規模の更なる拡大に向けては、これまでの廃炉・汚染水対策事業における研究開発の成果を踏まえ、PCV 側面開口部から燃料デブリに到達するまでのアクセスルート構築（横取り出し工法）の検討が進められている。横取り出し工法においては、新設の重量構造物と PCV 側面開口部の接続部構造の閉じ込め、遮へいや地震変位への対応が課題であり、軽量化セルと固定レールによる方式やアクセストンネル方式等による技術開発を進めている。

また、横アクセスに加え、上アクセスを含むアクセスルート構築（上取り出し工法）について、スループット向上を目的に、取り出し準備の工程が短縮できる干渉物撤去技術や搬送方法の検討を行っている。干渉する構造物を一体または大型に切断して取り出し、閉じ込め、遮へいを確保して搬送する方法等について、その実現性を廃炉・汚染水対策事業で 2020 年度から検討している。なお、規制庁は、東京電力が行ったオペフロ線量等の測定結果に対する評価として、2, 3 号機のシールドプラグ下面に大量の Cs の存在可能性を指摘しており、上取り出し工法においては、これを念頭に置いたアクセスルート構築の検討が必要であるとしている。

今後、上記の課題も踏まえ、規模拡大の各段階で得られたデータから、次段階において構築されるべきアクセスルートを具体化していく必要がある。特に、1 号機の X-2 ペネの内側扉の切削時には、作業開始前に想定していた以上の PCV 内のダスト濃度上昇が生じたこと、また、干渉物調査用のカメラチャンバー取り付け時に PCV 内の圧力低下が発生したことがあり、ダスト飛散対策だけでなく、このような予想外の状況に直面した際の対策に時間を要することも考慮した検討や計画が必要である。

なお、燃料デブリ取り出しの方針では、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こととされており、今後の規模拡大にむけた研究開発を進めていくことが重要である。

3.1.2.3.2.2 機器・装置の開発における課題

試験的取り出し、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の各フェーズにおいて、燃料デブリを取り出すための機器・装置は、安全・確実・効率を重点において開発する必要がある。また、これらのフェーズで開発する機器・装置については、燃料デブリが主に存在すると考えられる RPV 内部及び PCV 底部の現場状況に柔軟に対応するために、耐放射線性、防じん性、防水性、温度範囲、遠隔点検・保守性、遠隔操作性、視野確保、耐震性、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、トラブル発生時に以降の作業を妨げない救援機構、燃料デブリ取り出しの効率性等を考慮した仕様を設定する必要がある。

試験的取り出し、段階的な取り出し規模の拡大用の装置は、廃炉・汚染水対策事業の研究開発として進めてきており、段階的な取り出し規模の拡大以降については、その開発成果を東京電力が引き継いで実現をしていくことが必要である。東京電力は 2 号機に適用するロボットアーム等のエンジニアリングを進めるとともに、それら遠隔装置を使用した燃料デブリ取り出しの運転に

向けた 2021 年からの教育・訓練の準備を進めている。ロボットアーム等の遠隔装置は、現場に設置する前に想定する PCV の内部環境を模擬したモックアップを活用し、性能検証、操作訓練を十分に行うことが不可欠であり、そのためのモックアップ設備の整備が必要である。

取り出し規模の更なる拡大用の機器・装置については、効率向上のための工法、燃料デブリの様々な状態に応じた取り出し・取扱システム、燃料デブリの加工で発生するダストの集塵システムの開発が進められている。具体例としては、上アクセスによる大型構造物の取り出し、上取り出し・横取り出し工法ごとの干渉物撤去のための研究開発、燃料デブリの切削・加工システム（機械的、熱的）と集塵・飛散抑制システムの開発、燃料デブリの様々な状態（破片状、汚泥状、微細粉状等）に応じた取り出し・回収システムの開発、ロボットアーム等の遠隔操作支援、ユニット缶状態での構内搬送、循環冷却水中の溶解性核種の除去、PCV 内から回収した堆積物等の処理、PCV 内のダスト挙動予測等の開発が進められている。さらに、燃料デブリ取り出し機器・装置の設置のための技術も必要であり、遠隔作業となることを基本として遮へい及び閉じ込め機能（気相部）の構築のための作業セル設置及び既設構造物との接続方法の研究開発を 2020 年度から進めている。なお、取り出し規模の更なる拡大の段階は長期間に及ぶことから、取り出し作業を安全、効率的かつ継続的にを行うために、多種類の遠隔の機器・装置に対する合理的な保守技術の開発及び作業進展による PCV 内の環境変化を連続的に監視するシステムの開発等の福島第一原子力発電所廃止措置の統合的な支援技術の開発に取り組むことも重要であり 2021 年度から進めている。東京電力は取り出し規模の更なる拡大のための工法選定に向けたコンセプト検討を実施中であり、2021 年度末にはその後の設計検討を進める方式の絞り込みが行われる予定である。今後の機器・装置の開発は選定された方式を踏まえて計画、実施していく必要がある。

開発の進め方としては、先行する調査、取り出し作業によって徐々に得られる情報に基づいて柔軟に後段の作業を進めていき、新たな重要課題に対しては開発を継続していくことが必要である。開発された機器・装置についてはシステムとして組み合わせた上で、実際に現場において安全確実に性能が発揮できることを確認するために、モックアップ試験を重ねて検証を行う必要がある。このモックアップ試験は、不確定要素を多分に含む過酷環境条件下に対して、遠隔装置の適用性や遠隔システム全体の運用・保守性の検証を行うため、現場環境を模擬した施設で実施する必要がある。そのため、NDF 及び東京電力は、関係機関と協力し、遠隔モックアップ試験計画の進め方と試験計画レビューの仕組み、整備するモックアップ施設の範囲、必要となる時期、運用管理等について検討を進めてきたが、2021 年からは東京電力が主体的に検討、具体化を進めることが期待されている。

3.1.2.3.2.3 系統設備・エリアの課題

安全機能の確保を前提として、過度な設備仕様とならないよう配慮しつつ系統設備等の構築について検討、その結果に基づいて設備を追設する等の必要な処置を講じ、適正に運用していくことが求められる。検討においては、設備の敷設、運転・保守管理に加え、作業員被ばく低減のための遮へい体等も考慮し、十分なエリアが確保され、必要とされる環境条件を満たす必要がある。

この系統設備には、気相部の閉じ込め機能の構築で要求される負圧管理システム、液相部の閉じ込め機能や冷却機能の維持で要求される循環水冷却・浄化システム、臨界管理で要求される臨界管理システム等がある。また、燃料デブリ取り出しに当たって必須である PCV 内部状況の監

視のための計測システム（圧力、温度、水位、放射線等）の具体化は重要な課題であり、これらを統合した安全システムの構築に向けて、廃炉・汚染水対策事業による研究開発を基に前提条件（設備設計条件）を仮設定し、系統設計や配置検討等が東京電力のエンジニアリングによって進められている。

液相系システムに関する廃炉・汚染水対策事業による研究開発の検討例を図14に示す³⁸。本事業においては、粒子捕集・除去機能を発揮するための装置構成及び概略の仕様が検討されている。東京電力のエンジニアリングにおいては、廃炉・汚染水対策事業の成果を参照しつつ設備構成の基本計画を立案し、原子炉建屋内の環境（装置設置スペース確保の容易性や当該エリアの線量等）を条件とした設備配置の実現性（原子炉建屋内に配置、或いは配置制約がある場合は一部の装置のみ原子炉建屋内に配置等）のケーススタディが行われている。その検討結果を基に、安全システムとしての成立性に関わる検討が実施される。このように、安全システムの構築においては、設備の配置設計との調整や、状況によって装置仕様の見直しを行うといった検討を繰り返しながら設計の質を高めていくという、地道な取組が求められる。

燃料デブリを安全に取り出し、保管するための設備、装置類を、適切に運用するために必要な安全機能を確保するシステムの実現性を見極め、燃料デブリ取り出し方法の検討を着実に進めていくことが重要であり、確実な取組が必要である。

VI. 実施内容（2）燃料デブリ由来のダストの捕集・除去に関する技術開発

(ii) 液相系（非溶解性[粒子]）除去技術

(a) 液相系粒子捕集・除去に関する要素試験の目的及び対象

- 燃料デブリ取り出し時のシステム（液相系）の概念図を下段に示す。
 - そのうち、昨年度検討により要素試験での取得が必要とした項目※1を右表に示す。
- ※1：優位技術の情報のうち、実機流体条件が与えられても評価が困難な項目

分類	型式	要素試験で取得する情報	試験結果の反映先
粗取り	液体サイクロン オートストレーナ	除去性能	・設備構成 ・被ばく評価
粗取り	液体サイクロン、 オートストレーナ	ドレン水性状	・廃液処理設備検討 (次既PJ提案中)
中取り /最終処理	金属焼結フィルタ、 M F 膜、U F 膜	逆洗性能(差圧回復性能) ドレン水性状	・交換頻度評価 ・廃液処理設備検討 (次既PJ提案中)

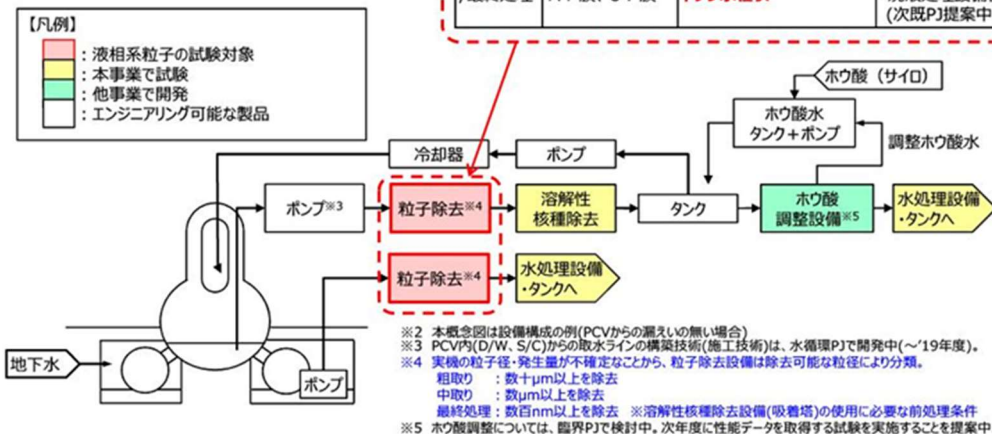


図17 燃料デブリ取り出し時の液相系システム(概念図※2)と要素試験の実施対象

IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(出典：IRID)

図17 廃炉・汚染水対策事業における液相系システム（粒子捕集・除去）の検討例

³⁸ IRID, 平成28年度補正予算 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工法・システムの高度化 最終報告, 令和元年7月.http://irid.or.jp/_pdf/20180000_13.pdf

燃料デブリ取り出し装置・関連機器や系統設備を設置するエリアの構築については、東京電力のエンジニアリングにて、更なる取り出し規模の拡大にむけて、各システム設置に必要なスペースの算出が進められており、原子炉建屋内の高線量区域の取扱や他作業との干渉も考慮し、既存建屋以外への設置も含めて検討が進められている。

現在、3号機原子炉建屋の密閉性を高めるため、建屋の側面及び上部にカバーを構築することについての検討が進められつつある。本検討においては、カバーの構築に必要なスペースの確保に加え、周辺環境等も考慮した検討が進められているが、現状は原子炉建屋周辺の線量が高く、遠隔でのカバー構築について検討が進められている。カバー構築において精度良い施工を実現するには、実機の条件を模擬した検証を十分に実施しておくことが必要であるが、密閉性の向上にも限度があると推定される。したがって、構造や施工性の検討と並行して原子炉建屋周辺の環境改善を図り、要所の作業を作業員によって実施することで密閉性を高めるような俯瞰的な取組を進めることが必要である。

3.1.2.3.3 燃料デブリの安定保管に係る技術課題

3.1.2.3.3.1 燃料デブリの取扱（収納・移送・保管）における課題

燃料デブリ取り出しの開始までに、未臨界維持、閉じ込め機能、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、2020年度までに以下の検討が進められてきた³⁹。

- ・ 収納缶の基本仕様、すなわち取扱性を考慮した全長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
- ・ 収納缶に格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
- ・ ユニット缶内に格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の検討

さらに、東京電力において、これらの検討結果を参照し、段階的な取り出し規模の拡大に必要な燃料デブリの収納から保管までのシステム及び機器・設備を、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、敷地全体の利用計画を踏まえながら、具体的な移送ルート、保管技術・形式及び保管場所の具体化も進められてきている。

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、燃料デブリの性状を保守的に想定して機器・設備を設計することになる。従って、試験的取り出しや段階的な取り出し規模の拡大において収集・蓄積できる燃料デブリの性状に関する情報や知見（水素ガス発生量、燃料デブリの性状に関する各種データ等）及び、構内移送容器による燃料デブリの受け入れから一時保管までの作業における燃料デブリの取扱に関する知見や経験を、取り出し規模の更なる拡大時の

³⁹ IRID, 平成30年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」
2020年度最終報告, 2021年6月
https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2021/06/2020008syuunouisouhokanFIX_20210615r2.pdf

燃料デブリを収納・移送・保管するための設備及び施設の設計に可能な限り反映して合理化を進めることが重要である。

燃料デブリが収納されたユニット缶や収納缶の取扱や操作は遠隔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または類似の機器・装置でユニット缶や収納缶の取扱や、分析用の燃料デブリ試料の分取等の想定される作業のモックアップを行う。また、モックアップを通じ、これらの遠隔装置や燃料デブリの収納・移送・保管に必要な機器・装置の仕様/サイズやそれらの配置、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。また、燃料デブリの収納から保管までの設備・システムの具体化に際して、保障措置の適用に必要な設備に対しても配慮を行っていく必要がある。

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。

3.1.2.3.3.2 燃料デブリ取り出し作業時における仕分けの課題

燃料デブリ取り出しの作業においては、溶融した炉心燃料が金属類と混合・固化した燃料デブリや、溶融した炉心燃料がPCV底面のコンクリートと混ざり合って生成された化合物（MCCI生成物）の他に溶融燃料が部分的に付着した干渉物や構造物等もPCV内から取り出される。これらのうち、微量な溶融燃料が付着しているものも全て燃料デブリとすると膨大な量となり、そのための燃料デブリ保管施設及び必要となる敷地規模も大型化する等の廃炉を進める上での阻害要因となる可能性がある。このためには、燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けの技術、すなわち仕分けのシナリオ（取り出しから保管までのどのプロセスで仕分けを行うか等）、仕分け基準及び必要な計測技術の開発が必要である。

未臨界状態を維持する取扱や保管のために特別の配慮、そのための設備・システム等が必要なものを燃料デブリとすることができると判断される。そのためには核物質の量や含有濃度の測定結果に基づいて燃料デブリを仕分けすることを目指すことが望ましい。これへの対策のとして以下の検討が実施された⁴⁰。

- ・ PCV内から取り出される物質（燃料デブリや構造物等）を燃料デブリと放射性廃棄物に仕分ける作業に関し、取り出しから保管までの作業プロセスのどのステップで実施することができるかについての検討（仕分けのシナリオの検討）
- ・ PCV内から取り出された物質内の核物質の含有量を測定できる可能性のある技術・装置の調査（計測技術の候補の調査）

これらの検討から、PCVから取り出される物質に対して核物質質量または濃度を計測ないしは推定することは現時点で難度が高く、新たな技術開発が必要とされた。

計測技術・装置の開発においては最初にその計測誤差の把握が重要である。計測誤差に影響を与える因子としては、燃料デブリの性状、ユニット缶や収納缶への収納状態等があり、計測装置自体に依存する誤差以外のものが少なからず存在する。しかし、これら因子の影響の程度は燃料

⁴⁰ IRID, 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・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」2019年度実施分成果 2020年8月。
<https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2020/09/2019008kibonosaranarukakudai.pdf>

デブリの性状や燃料デブリの収納状況に関する知見が不足している現時点において極めて不確実である。そのため、模擬燃料デブリ等を用いた実際の計測を繰り返すことによる計測技術や実際の計測装置の開発と並行して、計算機上での多くの数値実験によって蓄積される計測誤差への影響因子の特定と影響の強さ等の知見を実際の計測装置の開発に反映していくことは研究開発がコスト及び期間短縮上有利と考えられる。つまり、多種多様な性状や収納状況の燃料デブリが計測誤差に与える影響を把握することや、計測誤差を低減するための計測技術・装置の変更・改良等（例えば、遮へい材の仕様やその設置場所等）も計算機上の数値実験で検討することが可能である。このような研究開発を廃炉・汚染水対策事業において 2020 年度から着手したところであり、今後の加速が望まれる。

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、燃料デブリの性状や実際の収納状態に関する知見が蓄積される見通しである。このような知見に基づいて修正された燃料デブリの解析モデルや追加された解析ケースによる数値実験結果と、実燃料デブリの性状に関する知見に基づいて製造された模擬燃料デブリや実燃料デブリを用いた実際の計測結果との比較検討を行うことにより、計測装置の精度向上や開発の更なる加速が可能となる。

このような方法による燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに必要な計測技術・装置の開発を継続することが望ましい。さらに、今後の内部調査、試験的取り出し、段階的な取り出し規模の拡大等で得られる各種試料の分析等による燃料デブリの性状に関する知見や情報を用いて仕分けの方法（仕分けの基準や仕分けのシナリオ、計測技術及び装置）の実機適用性及び実効性を高めていく作業を継続していくことも重要である。

3.1.2.3.3 保障措置方策の課題

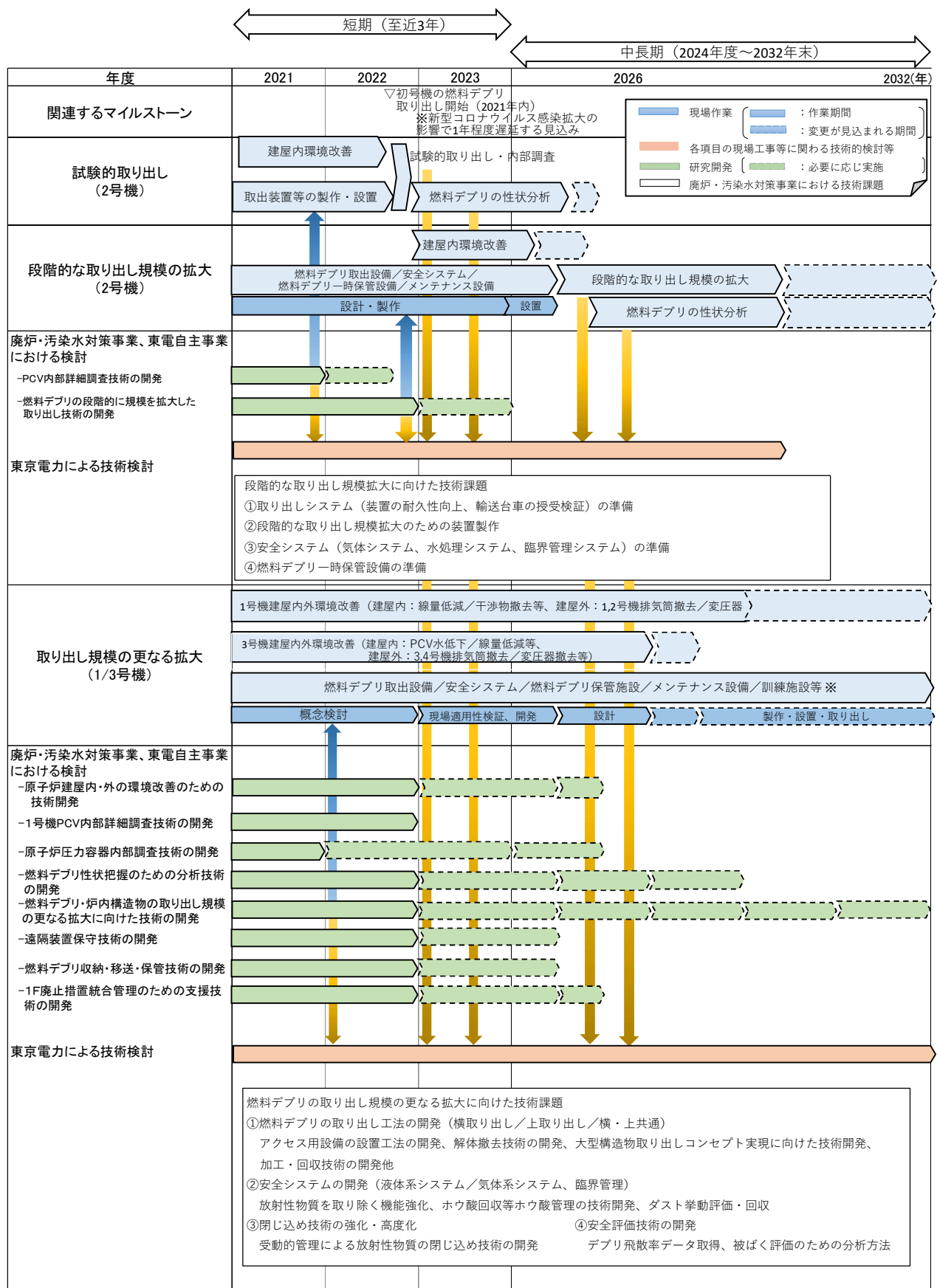
福島第一原子力発電所では、燃料集合体の破損や原子炉、建屋の損壊等により従来どおりの保障措置が適用できない状況である。これまで原子力規制庁保障措置室（JSGO）、国際原子力機関（IAEA）、東京電力との間の協力と情報共有により廃炉の工程に合わせた適切な保障措置が適用されてきたため、核物質の転用が無かったこと、未申告の核物質や原子力活動が無かったことが IAEA 及び JSGO により確認されている（保障措置の概念については添付資料 7 参照）。

今後は取り出した燃料デブリに対し、その性状や状況に応じて新たな計量管理や保障措置を適用することになるが、これ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。

これに対して NDF は、福島第一原子力発電所で扱う核物質全般に対する計量管理や保障措置に係わる既存技術を広範囲に調査することにより、東京電力が技術支援を必要とした場合に備えるとともに、エンジニアリング的な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ていないことをプロジェクトの進捗状況から確認していく。

3.1.2.4 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 18 のとおりである。



※ 3号機を先行して検討を進め、1号機に展開することを想定

図 18 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 目標と進捗

(目標)

- (1) 当面 10 年間程度に発生する固体廃棄物の物量予測を定期的に見直ししながら、発生抑制と減容、モニタリングをはじめ、適正な保管管理計画の策定・更新とその遂行を進める。
- (2) 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を進め、2021 年度頃までを目処に固体廃棄物の処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通しを示す。

<「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

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

(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。

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。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に加えて、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）の構築に向け開発を実施しており、2021 年度頃を目処に技術的見通しを得ることを目標としている。

3.2.1.1 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、水処理二次廃棄物と表面線量率が極めて低い金属・コンクリートガラやフランジ型タンクの解体タンク片等の再使用・リサイクル対象を除く、すべ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ている（添付資料 10）。

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、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。

水処理二次廃棄物についても、建屋内への保管に移行する方針としており、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、前者については安定化（脱水）処理（2022 年度の運用開始予定）、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高台への移送（2023 年度完了予定）を行うこととしている。

これらの固体廃棄物は一部を除いて今後も継続的に発生するとともに、燃料デブリ取り出しに伴って今後は新たな固体廃棄物が発生する。

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（2021.6.30 時点）

保管方法	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）	226,400 / 270,200 (84%)
シート養生（表面線量率 0.1 ~ 1 mSv/h）	40,900 / 71,000 (58%)
覆土式一時保管施設、容器（表面線量率 1 ~ 30 mSv/h）	17,900 / 24,600 (73%)
容器*（固体廃棄物貯蔵庫内）	25,600 / 39,600 (65%)
合計	310,700 / 405,400 (77%)

伐採木

分類	保管方法	保管量 (m ³) / 保管容量 (m ³) (割合)
幹・根・枝・葉	屋外集積	99,500 / 134,000 (74%)
枝・葉	伐採木一時保管槽	37,300 / 41,600 (90%)
合計	----	136,800 / 175,600 (78%)

使用済保護衣

保管方法	保管量 (m ³) / 保管容量 (m ³) (割合)
容器	33,700 / 68,300 (49%)

*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（2021.7.1 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	5,158 / 6,372 (81%)	
	第二セシウム吸着装置使用済ベッセル			244	本		
	第三セシウム吸着装置使用済ベッセル			9	本		
	多核種除去設備等保管容器		既設	1,923	基		
			増設	1,888	基		
	高性能多核種除去設備使用済ベッセル		高性能	83	本		
	多核種除去設備処理カラム		既設	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			215	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	454 / 700 (65%)

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	9,380 / 10,300 (91%)

3.2.1.2 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

中長期ロードマップでは、技術戦略プランにおいて 2021 年度頃までを目処に技術的な見通しを提示するとし、具体的には、「固体廃棄物の物量低減に向けた進め方を提示」、「性状把握を効率的に実施するための分析・評価手法を開発」、「性状把握等、必要な情報が判明した際に、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を構築」するとしている。

「物量低減に向けた進め方」については、固体廃棄物についての基本的考え方においても、東京電力が取り組むべき方策として、廃棄物管理全体（発生から保管・管理、処理等を経て処分に至るまでのすべての措置）の負荷軽減のために可能な範囲で行うことが示されており、技術戦略プラン 2020 では、他国の先行事例を基に更なる取組を行う可能性を検討するとしていた。

「性状把握を効率的に実施するための分析・評価手法を開発」及び「性状把握等、必要な情報が判明した際に、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を構築」については、物量低減に取り組んだ上で、それでも廃棄物となるものを処分するために必要なこれらの手法を開発・構築するものであり、NDF は技術戦略プラン 2018 でそのための具体的目標を以下のとおり整理して検討を進めてきた。その際、多種多様な固体廃棄物のうち、我が国で処理・処分を行った実績がなく、また流動性が高い特性を持つ水処理二次廃棄物を主要な検討対象とした。

- ① 福島第一原子力発電所で発生する固体廃棄物の性状と物量及びそれらに適用可能な処理技術を踏まえた安全かつ合理的な処分概念を構築し、諸外国の例を踏まえつつ、処分概念の特徴を反映した安全評価手法を整備すること
 - ② 性状把握のための分析・評価手法が明確になっていること
 - ③ 水処理二次廃棄物等の重要な廃棄物ストリームの処分を念頭に置いた安定化、固定化のための実機導入が期待される処理技術が明確になっていること
 - ④ 上記をベースに、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）の方法を合理的に選定する方法を構築すること
 - ⑤ 固体廃棄物のうち、処分を念頭に置いた処理技術が明確となっていないものについては、2021 年度頃までに開発した一連の手法を用いて処理・処分方策を設定できる見通しがあること
 - ⑥ 固体廃棄物の廃棄体化前までの保管・管理に係る課題と対策が明確になっていること
- 以下、これらの検討結果を踏まえた技術的見通しを示す。

3.2.1.2.1 物量低減に向けた進め方

固体廃棄物が大量に存在すると、分別や分析に時間を要するだけでなく、保管容器数や保管施設規模も大きくなり、廃棄物管理の負荷が増大するため、可能な限り物量を低減することは非常に重要である。

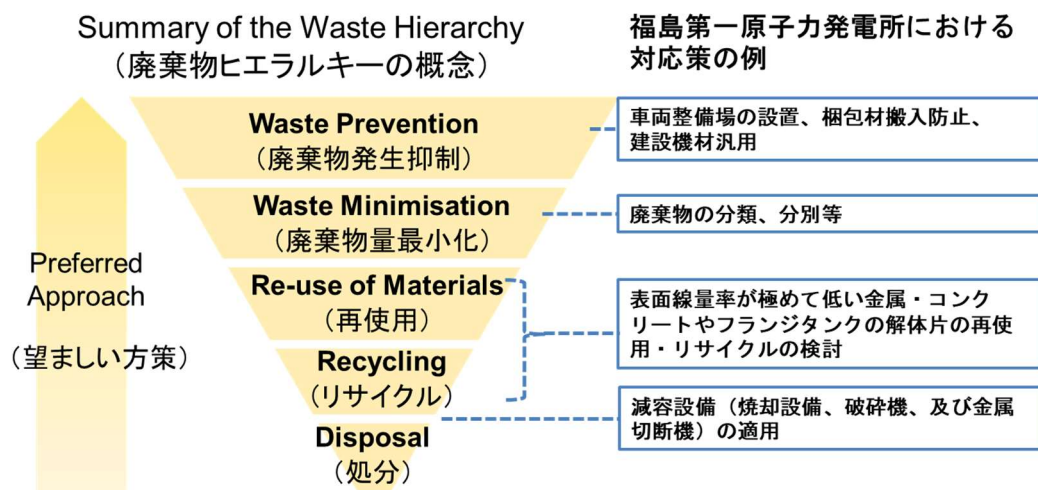
福島第一原子力発電所においても廃棄物ヒエラルキーの考え方を実践している諸外国の例（添付資料 11）を参考に、固体廃棄物管理全体の負荷低減のための物量低減の取組を廃炉活動全体に浸透させることが重要である。

具体的には、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 19）に沿った廃棄物管理を行うことによって、保管や処理、処分の対象となる廃棄物量の低減を図ることが重要である。

発生抑制の観点では、設計や工事計画において使用物資量を低減するよう検討すること等が重要である。また、処理・処分に影響を与える物質を極力持ち込まないことも重要である。物量最小化の観点では、分別をしっかりと行い、汚染を防止することや製造物の維持管理・長寿命化、廃

棄物の減容等を考慮することが重要である。再使用の観点では、汚染チェック、除染、修理、部品交換等を実施して再使用することが必要であり、それらの容易性を設計段階から考慮することが有用である。また、別の用途への使用の考慮も有益である。リサイクルでは、汚染された有価物は汚染状況を考慮し、リサイクル可能なものは分別・処理し、新たな素材・製品として利用することの考慮が重要である。

東京電力においても、この考え方に対応する取組が図 19 に示すように実行されている。このうち、今後の新たに実施する対策としては、3.2.1.1 で示したとおり、屋外集積されているガレキ類（表面線量率 $\leq 0.1\text{mSv/h}$ ）（表 2）のうち表面線量率が極めて低い金属・コンクリートやフランジ型タンクの解体タンク片等の再使用・リサイクルが検討されており、その一環として金属のリサイクルに向けた除染方法の検討が進められている。安全かつ合理的な廃棄物管理を進める上で、他国の先行事例を参考に福島第一原子力発電所の固体廃棄物の特徴を踏まえて更なる可能性を検討していくことが重要である。



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

図 19 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

3.2.1.2.2 性状把握を効率的に実施するための分析・評価手法の開発

福島第一原子力発電所の固体廃棄物は、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、性状把握を効率的に進めることが必要である。そのため、それに必要となる分析・評価手法を開発することを目指し、データを簡易・迅速に取得するための分析手法を開発するとともに、少ない分析データで性状把握を行うための手法として、インベントリを分析データと汚染メカニズムを組み合わせて効率的に把握する手法に、統計論的方法により評価値の不確かさを定量化する（変動する分布・幅を明らかにする）方法を組み合わせた手法の構築を廃炉・汚染水対策事業等において行った（添付資料 11）。

データを簡易・迅速に取得するための分析手法として、分析試料の前処理の自動化、トリプル四重極誘導結合プラズマ質量分析法(ICP-MS/MS)を用いた手法（従来の放射能測定による手法に比べ簡易となる手法）の開発などを行った。この成果は、現在整備中の放射性物質分析・研究施設第 1 棟に反映される予定である。

統計論的方法を用いた性状把握手法としては、分析データだけを用いるのではなく移行モデル⁴¹と組み合わせて性状を効率的に把握する手法に、統計論的方法を適用し、評価値の不確かさを定量化する手法を構築した。また、中長期の分析計画を策定するため、Data Quality Objectives（以下「DQO」という。）プロセス⁴²と統計論的方法を組み合わせた手法を検討・試行し、その有効性を確認した。さらに、分析データに関わる情報（試料情報（種類、採取場所、日時等）、放射能濃度等の分析値など）を収納するデータベース FRAnDLi(Fukushima Daiichi Radwaste Analytical Data Library)を整備し、データの継続的な蓄積を可能とした。

以上のとおり、性状把握を効率的に実施するための分析・評価手法が開発され、今後、固体廃棄物の性状把握に適用する。

3.2.1.2.3 処理・処分方法を合理的に選定するための手法の構築

処理・処分方法の合理的な選定では、廃棄物の性状を踏まえ、将来、埋設された固体廃棄物が人と環境に与えるリスクを十分に小さくできるよう、適切な処理方法（廃棄体）と処分方法（処分施設）の組み合わせを明らかにする。

通常炉の固体廃棄物の場合、その性状については、これまでの知見（データ）あるいは解析的手法によってある程度の範囲で推測が可能である。それらに基づいて、適切な処理方法（廃棄体）と処分方法（処分施設）を組み合わせることにより、リスクを人や周辺環境に有意な影響を与えない程度に十分小さくすることができる。

福島第一原子力発電所の固体廃棄物の場合においても、熔融した核燃料が主要な汚染源であり、放射能濃度は使用済燃料のそれを超えることはないため、国内外で蓄積された放射性廃棄物の処理・処分に係る経験や知見を活用しつつ、対象となる固体廃棄物の全体像（廃棄物毎の核種組成や放射能濃度等の性状、廃棄物量）を把握し、適切な処理方法（廃棄体）と処分方法（処分施設）の組み合わせを選定することで、リスクを十分小さくすることは可能である。

しかしながら、これから発生するものを含む処分対象の固体廃棄物の全体像は、今後の燃料デブリの取り出し作業、汚染水対策、その他の廃炉作業の進捗状況及び計画の明確化に伴って順次明らかとなっていく。そのため、性状が明らかになった廃棄物から順次、処理方法、処分方法及び安全評価の検討を繰り返して実施し、より適切な処理方法と処分方法となるように検討し、多様な固体廃棄物全体として安全かつ合理的な処理・処分方策の検討のための知見を蓄積していく必要がある。また、流動性が高いスラリー状廃棄物などについて、より安全かつ極端に保守的でない保管・管理を行うため、処分方法（処分施設）が定まる前に安定化、固定化のための処理（先行的処理）を施すことが必要となる場合がある。先行的処理が施された廃棄体仕様がその後定まる処分方法（処分施設）から要求される廃棄体の仕様に適合しないと再度の処理等が必要となることから、その可能性はできるだけ低くするため、処分を念頭においた先行的処理方法の選定手法が必要となる。

⁴¹ 固体廃棄物中の核種毎の放射能を算出するため、事故後に破損燃料から放出された核種による原子炉建屋内や滞留水などの汚染の過程をモデル化したもの

⁴² DQO プロセス：米国環境保護庁 (US EPA) 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。7段階のステップにより試料の採取計画を検討する。目的を達成するよう、必要に応じて計画と分析を繰り返して行う。分析により解決する種々の問題に応用できる。

適切な処理方法と処分方法の組み合わせ、あるいは先行的処理方法の検討は、具体的には性状がある程度明らかになった廃棄物について

- 廃棄物の特徴に適した実現性のある複数の処分方法を設定（施設の設置場所、規模等を特定せず）
- 並行して、検討対象とする廃棄物の特徴に適した複数の処理方法を設定し、それぞれの処理を施した廃棄体の仕様を設定
- 設定した複数の処分方法に対し、処理後の廃棄体の仕様に基づき安全性の評価を行い、人と環境に与えるリスクが十分に小さく出来ることを確認するとともに、評価結果を基に、さらに効果的な処理・処分方法の検討を行う。

という一連の検討ステップを繰り返して行い、処理後の廃棄体の仕様や処分方法の設定の絞り込みを行う。並行して性状把握を進め固体廃棄物の特性の全体像を明らかにすることにより、処理・処分の適切な組み合わせを明らかにしていく。先行的処理が必要となった場合は、その時点での検討状況と残された課題等を勘案して候補処理方法を選定する。

なお、処分前管理を行う期間を考慮し、その間のリスク低減にも十分配慮し、必要な実現性のある技術を検討することも重要である。また、保管・管理については、処理・処分の進捗に対応できる柔軟性を持たせるとともに核種の減衰による作業員の被ばく低減をもたらす重要な方策であることから、本検討の一環として検討することが重要である。

この一連の検討は図 20 に示すフローとなる。この検討（廃棄物に適した処理技術や廃棄体の仕様、安全かつ合理的で実現性のある処分方法の設定、処分安全評価）の実施に必要な技術的な知見や評価手法は、廃炉・汚染水対策事業における研究開発（水処理二次廃棄物を中心に実施した工学規模試験装置等を用いた各種処理方法の適用性の確認、廃棄物の性状と適用可能な処理技術を踏まえた安全かつ合理的で実現性のある処分方法の設定と安全評価手法の整備等）により整備され（添付資料 11）、処理・処分方法を合理的に選定するための一連の手法として構築した。

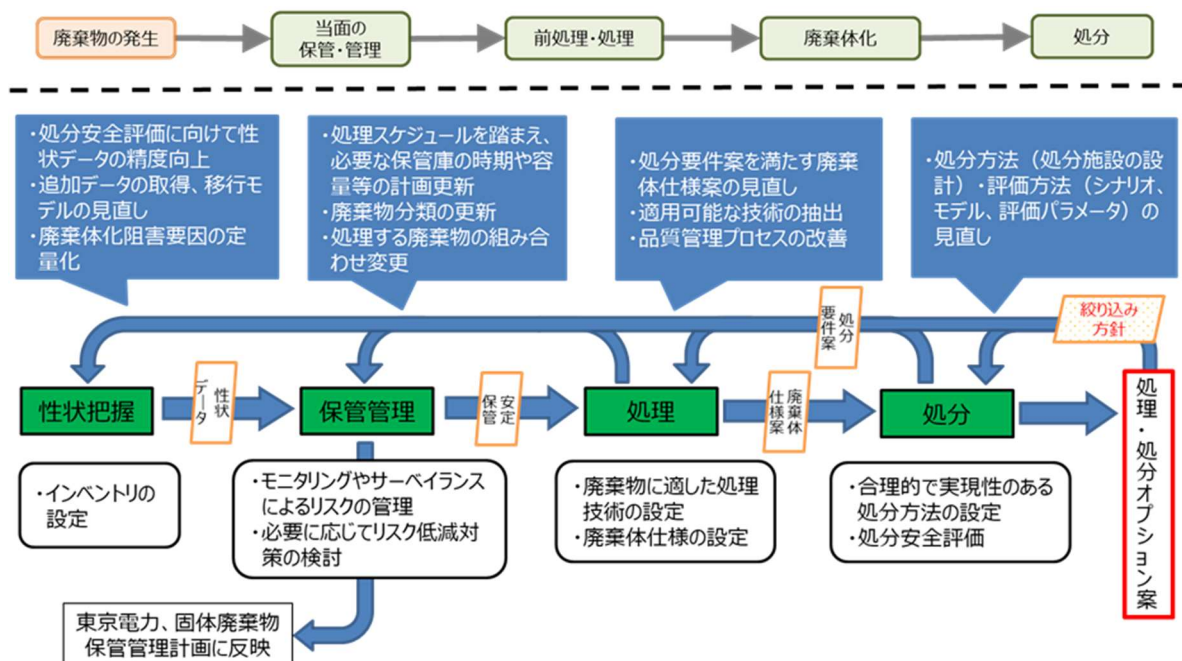


図 20 固体廃棄物の安全な処理・処分方法を合理的に選定するための手法

3.2.2 主要な課題とそれを実現する技術戦略

処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通しを踏まえた今後の課題を提示した上で、それを実現するための分野毎の技術戦略を示す。

3.2.2.1 技術的見通しを踏まえた課題

物量低減は、今後の廃炉作業の進展に応じた固体廃棄物の管理を安全かつ合理的に進める上で、極めて重要な対策であり、まずはこれまで実行している対策を着実に継続することが必要である。固体廃棄物は今後も発生し続けることから、より物量を低減するために他国の先進事例を参考に、更なる可能性の検討を継続していくことが重要であり、期待される効果と実現可能性を考慮して、具体化していくことが望ましい。

効率的な性状把握のための分析・評価手法の開発については、これまで行われた研究開発の成果により確立された効率的な分析手法により、分析データを蓄積しながら、評価手法について不断の改善を行い、処理・処分を含む固体廃棄物対策への反映を継続していく必要がある。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必要がある。

安全な処理・処分方法を合理的に選定するための手法構築については、今後は3.2.1.2.3で構築した図 20 の手法を用い、中長期ロードマップで示されている第3期における廃棄体の仕様や製造方法の確定に向けた検討を進める必要がある。具体的には、本手法により、性状把握の進展に応じた安全確保を前提として廃棄物ストリーム毎の処理・処分方策の最適化・合理化の試行例を積み重ね、廃棄物ストリーム毎の最適化の知見を幅広く得るとともに、全ての廃棄物ストリームを束ねた全体像の最適化・合理化に向けた方策の具体化に向けた検討を進め、その考え方を明らかにしていく。その際には、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⁴³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、最適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など、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。

3.2.2.2 分野毎の技術戦略

3.2.2.2.1 性状把握

ガレキ類等の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、物量が膨大であることから全数測定の実施には膨大な時間を要し、前述の物量低減とそれに応じた効率的な分析戦略が必要となる。そのためには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、

⁴³ 環境防護関連や国際的な議論において提唱されている概念として以下のようにまとめられている。

- ・ 環境汚染防止の目的で、「排出、放出及び廃棄を制限することを原則とし」、「最先端の運転のプロセス、設備あるいは方法であり」、「技術的、経済的実現可能性を考慮して定義されるべきものである。
- ・ 技術的、経済的・社会的要因、さらに科学的な知識及び理解の変化に応じて変化しうるもの

(杉山大輔、長谷川宏、「放射性廃棄物処分における『技術的最善の手段 (BAT)』の考え方-諸外国事例のレビューとわが国への示唆-」 電力中央研究所報告 L06001 (平成 18 年 11 月))

その実現に向けて簡易・迅速化により効率的な分析を進めるとともに、DQO プロセスと統計論的方法を組み合わせたインベントリ評価方法の確立を目指すことが必要である。

高線量廃棄物については、試料採取や分析自体が困難であり、取得される分析データの数が限定されることから、移行モデルに基づくインベントリ評価がより重要なものとなる。現在実施中の Cs 吸着塔からの試料採取・分析に向けた取組を継続するなど、実試料のデータ取得に取り組むとともに、DQO プロセスと統計論的方法を組み合わせたインベントリ評価手法の適用や採取すべきデータの優先度を検討し、移行モデルの精度向上を目指すことが必要である。

性状把握については、試料採取が容易なものを分析する段階から、廃棄物対策において重要な試料を採取・分析する段階になってきている。今後は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し、それに基づいて分析・評価を進めることが重要となる。統計論的方法を利用した分析計画法による中長期分析計画策定、分析・データ取得、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のフローを確立するため、その試行実績を蓄積し、妥当性を確認することが有用である。

分析施設については、JAEA 茨城地区の分析施設等の既存の分析施設に加え、現在整備中の放射性物質分析・研究施設及び東京電力による分析施設の設置が計画されており、様々な固体廃棄物の性状把握を並行して実施することが可能となる。対象とする固体廃棄物によって求められる分析の対象核種や分析項目、精度、分析試料数等が異なるため、施設の特徴に応じた適切な役割分担に基づく体制の構築が必要である。

3.2.2.2.2 保管・管理

全ての廃棄物の保管・管理については、リスクに応じた保管・管理状況のモニタリングやサーベイランスによる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。

燃料デブリ取り出しに伴って発生する廃棄物等の高線量廃棄物について、2021 年度までの研究開発の成果によって燃料デブリの取り出し規模の更なる拡大を想定した課題と対策は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が必要である。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必要がある。

また、敷地内には事故前から保管されている固体廃棄物も存在し、燃料デブリ取り出し作業終了後には大量の解体廃棄物の発生も予測されることから、固体廃棄物の保管容量を増大する対応のみでは何れ限界となるため、固体廃棄物発生量を可能な限り低減する取組を進めることとする。

物量低減の更なる可能性の検討として、表面線量率が極めて低い金属の再使用・リサイクルの実現のため、金属のリサイクルに向けた除染方法として化学除染（りん酸除染法）、物理（機械）除染（スチールブラスト法）及び溶融除染（溶融スラグ除染法）について検討が進められている。

溶融スラグ除染法による金属リサイクルは、既に欧米諸国で多くの実績があり、有望な候補技術と考えられることから、欧米諸国と福島第一原子力発電所で条件が異なる部分（対象核種等）に着目し、その適用性の評価に取り組むことが重要である。

3.2.2.2.3 処理・処分

多様な廃棄物ストリームが存在する固体廃棄物全体として安全かつ合理的となる処理・処分方策の構築を目指し、個別ストリーム毎の最適化の知見を幅広く得る。そのため、図 20 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必要がある。

処理技術に関しては、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、未実施となっている課題に取り組む必要がある。これまでに低温・高温処理技術の適用について検討されていない廃棄物ストリームについて、必要に応じて評価を行うとともに、作製される固化体の浸出性能等の評価を行う。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。高温処理技術については、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。また、技術オプション拡大のため、蒸気改質等による中間処理を施した上での低温固化の可能性について検討することが重要である。

処分技術に関しては、信頼性のある安全評価技術を構築するため、パラメータの線量に対する感度構造の理解・処分施設の長期変遷挙動等に基づき、福島第一原子力発電所の固体廃棄物特有の重要課題を探索・抽出し、優先度を検討して、研究計画に反映する。また、国内外の事例を参考に、処分概念案と処分対象廃棄物の組み合わせからなる処分オプション案の創出・改良を行う。さらに、その信頼性の向上を図りつつ、安全評価技術を適用して評価を試行する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い、性状把握で必要な精度や廃棄体性能の目標の提示等の処分以外の分野と連携して廃棄物管理全体での適切な対処方策検討に寄与する。

3.2.2.3 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 21 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ため、第 3-①期ではそれに向けた計画的な取組として、固体廃棄物の管理全体で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、まず処理技術に関する未実施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い、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抽出等の検討を進める。

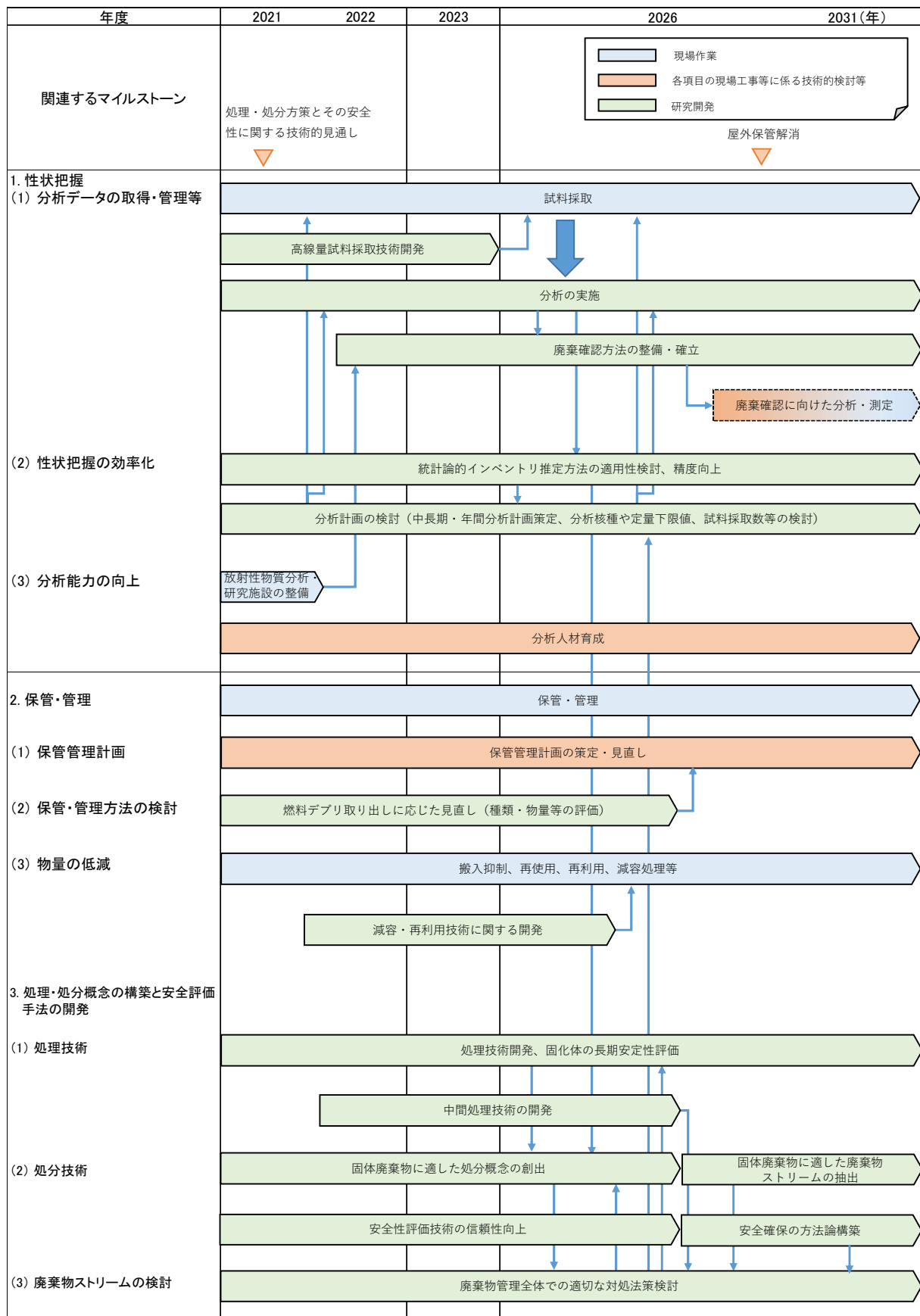


図 21 廃棄物対策に係る主な技術課題と今後の計画（工程表）

- (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

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により、降雨時の汚染水発生量の増加も抑制傾向となり、汚染水発生量は、対策前の約 490m³/日（2015 年度）から約 140m³/日（2020 年）まで低減した。100m³/日以下に抑制することに向け、他の廃炉作業等との干渉を調整しながら、屋根の補修やフェーシング範囲の拡大を進めている。図 23⁴⁵には、汚染水発生量の要因別の実績及び目標達成に向けた要因ごとの対策を示す。また、2020 年 7 月にフランジ型タンク底部の ALPS 処理水等の残水の処理が完了するとともに、地下水・港湾のモニタリングによるリスク低減に向けた取組と監視が行われている。

汚染水発生の要因 (項目)		2020年 [2020年度※1] 実績(m ³ /日)	100m ³ /日達成に向けた 対策	2025年度に向けた 個別目標 (m ³ /日)
①	建屋流入量 (雨水・地下水等の流入)	約100m ³ /日 [約90m ³ /日]	・屋根破損部補修 ・建屋周辺フェーシング ・サブドレン水位低下	約50m ³ /日
②	T.P.+2.5m盤からの 建屋移送量	約10m ³ /日 [約10m ³ /日]	・運用水位の低下 豪雨時の水位上昇余裕代確保 によるタービン建屋移送量抑制	約10m ³ /日
③	ALPS浄化時薬液注入量※2	約10m ³ /日 [約10m ³ /日未満]	・確実な保全	約10m ³ /日
④-1	廃炉作業に伴い 発生する移送量※3	約10m ³ /日 [約10m ³ /日]	・トレンチ等たまり水の 計画的な処理	約10m ³ /日
④-2	緊急的に移送した発生量 (物揚げ場排水路)	約10m ³ /日 [約30m ³ /日]	・設備の確実な運用管理 ・たまり水の計画的な処理	約10m ³ /日
汚染水発生量		約140m ³ /日 [約140m ³ /日]		100m ³ /日以下
参考	降水量 (mm)	1,339mm(3.7mm/日) [1,349mm(3.7mm/日)]	平均的な降雨 (3.9mm/日)	

※1 データ：～2021/3/31

(東京電力資料をNDFにて加工)

※2 多核種除去設備の前処理設備に注入している薬液

※3 オペレーティングフロアへの散水や、凍土外建屋への流入およびトレンチ溜まり水の移送を含む

図 23 汚染水発生量の要因別実績と低減に向けた主な方策 ⁴⁵

- (2) 滞留水の処理完了に向けた取組

2020 年に 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く、建屋内滞留水の処理が完了した。

原子炉建屋滞留水量の半減に向け、引き続き、サブドレン水位を低下させながら、建屋内水位を低下させる計画であるが、これに伴って α 核種を含むスラッジ（ α スラッジ）対策の課題の重要度が増している。原子炉建屋底部に存在する α スラッジについては、粒径分布や化学組成が分析され、適切な孔径のフィルタにより大部分を除去できる見通しが得られつつある。また、プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋の滞留水処理完了に向け、最下階に存在する高線量のゼオライト土嚢についても、線量率調査や回収に向けた工法検討が進められている。滞留水処

⁴⁵ 汚染水処理対策委員会（第 23 回），資料 4「福島第一原子力発電所の汚染水処理対策の課題と対応」，2021 年 6 月 25 日

理が完了し、床面露出をさせた建屋については、床面に存在するスラッジ等の回収方法の検討が進められている。

(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、日本海溝津波防潮堤の設置、建屋開口部の閉止対策、陸側遮水壁の強化（ブライン⁴⁶供給管の閉止バルブの電動化によるブライン漏洩の抑制等）、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を進めている。豪雨対策としては、既存排水路の排水機能強化等が進められている。

(4) 処理水対策

多核種除去設備等で処理した水、いわゆる ALPS 処理水⁴⁷の取扱いについては、技術的な観点に加え、風評等社会的な影響も含めた専門家による検討が国の小委員会で行われ、2020 年 2 月に報告書が公表されている。その後実施した地元自治体や農林水産業者との意見交換等による幅広い方々の意見を踏まえ、2021 年 4 月に政府により安全性を確保し、風評対策を徹底することを前提に海洋放出する基本方針が公表される⁴⁸とともに、東京電力は「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」⁴⁹を公表した。現在、東京電力において必要な設備の検討、風評対策等の取組が進められており、2021 年 8 月には検討・取組状況が報告されている^{50,51}。

3.3.2 主要な課題とそれを実現する技術戦略

3.3.2.1 今後の建屋内滞留水処理における課題

今後の建屋内滞留水処理の主要な課題としては以下の 3 点が挙げられる。

(1) α 核種の拡大防止

原子炉建屋のトラス室底部には、 α スラッジとイオン状の α 核種を含む滞留水が存在しており、比較的高い α 核種濃度が検出されている（図 24）。この α 核種は吸入摂取した場合の実効線量係数が顕著に高く、この拡がりを限られた範囲に抑える必要がある。現在、 α スラッジやイオン状の α 核種についての性状分析が行われ、 α 核種の拡大防止のための除去方策が検討されつつあるが、 α 核種の化学形態は水質や共存物質によっても変化する可能性があり、確実な除去のためには、できるだけ複数の場所からサンプリングし、性状のばらつきを把握する必要がある。また、 α スラッジには高濃度の Cs-137 も含まれているため、除去方策については、作業員の被ばく線量低減対策やメンテナンス性、二次廃棄物の観点からの検討も重要である。

⁴⁶ 地中に設置した凍結管の中を循環させて地盤を凍結させる冷却液

⁴⁷ トリチウム以外の放射性物質が、安全に関する規制基準値を確実に下回るまで、多核種除去設備等で浄化処理した水

⁴⁸ 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関する基本方針（案）」、2021 年 4 月 13 日

⁴⁹ 東京電力、別紙 1「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」、プレスリリース、2021 年 4 月 16 日

⁵⁰ 東京電力、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取扱いに関する検討状況について、プレスリリース、2021 年 8 月 25 日

⁵¹ 東京電力、別紙 3 多核種除去設備等処理水の放出に伴い風評被害が発生した場合における賠償のお取扱いについて、プレスリリース、2021 年 8 月 25 日

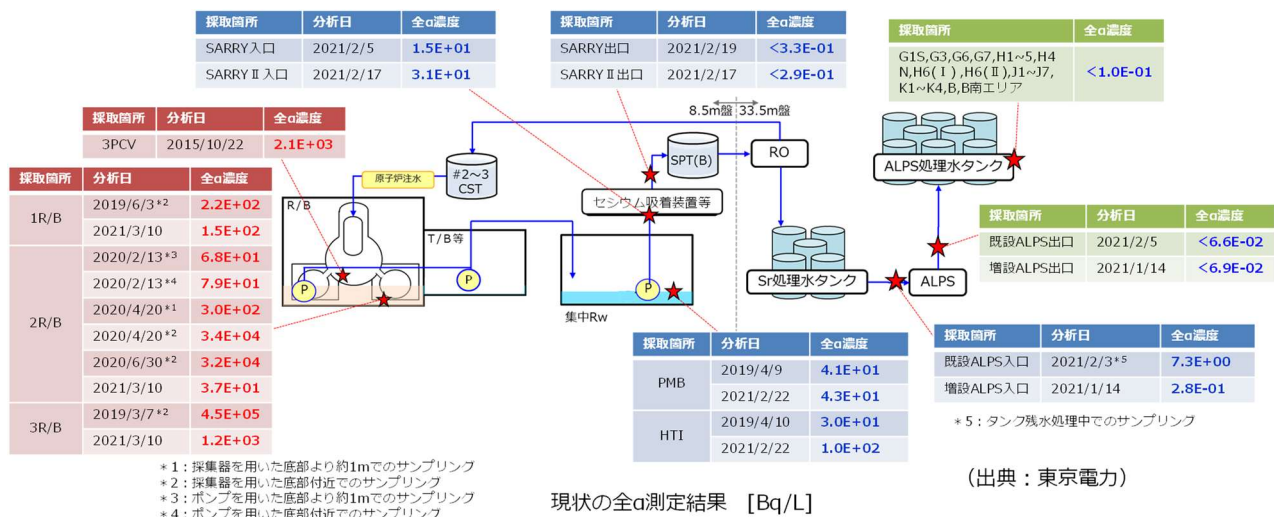


図 24 建屋内滞留水の水処理設備の系統と全α測定結果⁵²

(2) 高濃度滞留水の処理

建屋内滞留水の処理では、これまで建屋底部の水は汲み上げてこなかったため、原子炉建屋のトラス室底部にはα核種だけでなく、事故直後の状態に近い高濃度の放射性物質や塩分を含む高濃度滞留水が存在している。S/C にも通常の滞留水よりも放射性物質濃度や塩分濃度の高い汚染水が存在している。

このような高濃度の放射性物質や塩分を含む汚染水は、リスク低減の観点から早期に処理を進めていく必要がある。ただし、水処理設備の安定的な運用を図る上で汚染水濃度の変動幅を抑えるため、高濃度の汚染水と低濃度の汚染水とを混合して処理を行っている。そのため、高濃度の汚染水の処理を加速するためには、低濃度の汚染水との水バランスを考慮した計画を慎重に立て、着実に処理を進める必要がある。

(3) ゼオライト土嚢等の回収

プロセス主建屋、高温焼却炉建屋の最下階に高線量状態⁵³で存在するゼオライト土嚢については、滞留水処理に先立ち、遠隔重機・ROV 等により 1 階まで直送し、脱水して容器に充填する「水中回収」工法の検討が進められている（図 15）。本工法では、混濁した水中での視認性の確保やゼオライトの回収率向上等が課題であり、モックアップ等を用いた事前検討が重要となる。また、ゼオライトを一部回収できなかった場合の影響評価や線量低減の代替策についても検討を進める必要がある。これらの建屋の地下階は、滞留水の濃度を均質化するとともに微粒子等を沈降させる機能や大雨時の一時貯留機能を有しており、滞留水処理を進めるためには一時貯留タンクに滞留水を移送していく計画である。滞留水一時貯留タンクの機能や運用方法についても、今後の水質と水量の変化を推定した上で検討を進める必要がある。

⁵² 第 89 回特定原子力施設監視・評価検討会、資料 4-3 建屋滞留水処理等の進捗状況について、2021 年 3 月 22 日

⁵³ 総重量約 20t、土嚢表面の最大線量率はプロセス主建屋で約 3,000mSv/h、高温焼却炉建屋で約 4,400mSv/h

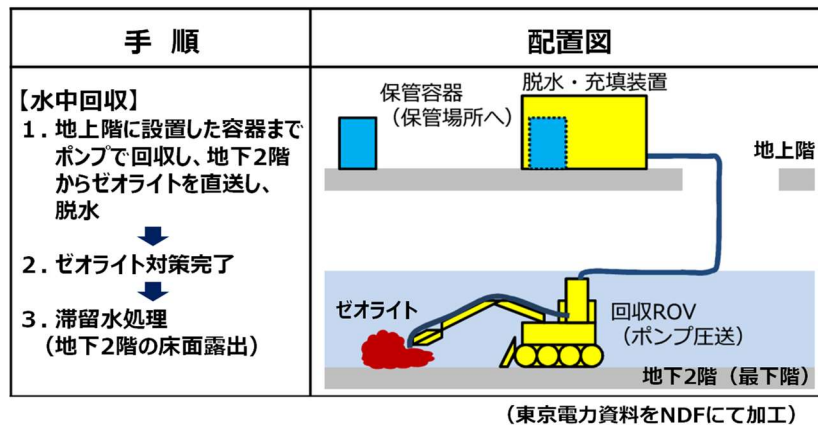


図 25 ゼオライト土嚢等の水中回収工法の概要⁵⁴

3.3.2.2 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

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主要な課題としては以下の 3 点が挙げられる。

(1) 高濃度の α 核種の取扱

燃料デブリの切削・加工等に伴い高濃度の α 核種を含む微粒子が発生し、水処理設備に混入する可能性が否定できないため、水処理設備のモニタリングの強化、 α 核種を含む微粒子の捕集設備の設置、臨界監視等の対策を講じる必要がある。さらに、こうした α 核種の取扱においては、 α 核種を構成するアクチニド元素の化学的特性を十分に理解しておくことが必要となる。アクチニド元素は水質（pH、溶存酸素濃度、共存物質等）によって様々な化学形態に変化し、特に酸化性環境では溶解速度が著しく増大する傾向があるため、水質の把握、管理は重要な課題となる。また、 α 核種の除去方式を検討する際には、早期に少量でも実液を採取してそれを用いた性能検証を行うことでより有効な設計が可能となる。高濃度の α 核種の回収物については臨界や発熱、線量、水素発生、廃棄物管理等の観点から安全性を評価する必要がある。

(2) 持続的な安定運転を実現するためのシステム構成

燃料デブリ取り出し時の水処理設備では、原子炉冷却水の確保と α 核種を含む大量の放射性物質の浄化を両立させる必要がある。このため、全体のシステムにおいて、冷却水の循環系は信頼性を重視したシンプルなシステム構成とし、設備構成が複雑な浄化系は汚染した冷却水の一部を取り入れて浄化する、原子炉冷却水の浄化と供給を兼ね備えたシステム構成とすることが望ましい。また浄化系設備については、浄化性能の評価とともに二次廃棄物発生量の評価や高線量下でのメンテナンス性についても配慮し、中長期を見据えた浄化方法を検討する必要がある。特に、これまでの既設設備の運転経験、並びに現在までの水質環境の変化と今後の変動予測を踏まえ、既設設備の改良や更新も視野に入れながら浄化系設備全体の計画を進めるべきである。

(3) 汚染水対策設備の中長期的対応

汚染水対策の効果の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など、各設備の定期的な点検、更新を確実に行うことが必要である。そのためには、経年変化に伴う設備機

⁵⁴ 第 87 回特定原子力施設監視・評価検討会、資料 3-3 ゼオライト土嚢等処理の検討状況について、2021 年 1 月 25 日

能の低下、交通荷重による金属疲労や自然災害で生じる配管の損傷など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・設備更新を進めることが重要である。

また、現在の汚染水対策は一定の安定的な状態に移行しつつあるが、燃料デブリ取り出し完了までには長期の期間が必要となる。現在進められている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、現在の汚染水対策を改めて俯瞰し、より安定的な汚染水対策の在り方やより適切な維持・管理についても検討を進めることが必要である。

3.3.2.3 ALPS 処理水の海洋放出に向けた取組

3.3.1 (4) 処理水対策にて述べたように、2021 年 4 月に政府により安全性を確保し、風評対策を徹底することを前提に ALPS 処理水を海洋放出する方針が公表され⁴⁸、東京電力がその準備を進めている⁴⁹。原子力を平和利用する上で、液体廃棄物を人と環境への放射線影響を十分低く抑え海洋へ放出することは、国際的にも認知された「希釈と分散」の考え方⁵⁵に則したものであり、国内外で広く採用されている方法である⁵⁶。

福島第一原子力発電所では、放射線レベルが未だ高い環境下で燃料デブリ取り出し等のリスク低減に向けた取組が進められている。そうした中、汚染水発生量をゼロにすることは極めて困難であり、発生した汚染水は、多核種除去設備等で浄化処理された後、トリチウムが多く含まれる ALPS 処理水等（ALPS 処理水・処理途上水）として、高台のタンクに保管されている。その大部分は溶接型タンクに保管されているため、漏洩の可能性は極めて低いもののリスクはゼロではない。また、タンク群が敷地を大きく占有し、使用済燃料の安定した一時保管や燃料デブリ取り出しの作業を安全に進める上で必要なスペースを確保できないとの懸念がある。

この度、安全性を確保し、風評対策を徹底することを前提に ALPS 処理水を海洋放出する方針を政府が公表したことは、上述の国際的な考え方にも則っており、廃炉作業の持続可能性を確保する観点から重要な判断である。特に、ALPS 処理水を海洋放出することにより、タンク保管に伴うリスクの低減、並びに限られたリソースを他の高リスク作業へ投入することが可能となり、廃炉作業の着実な進展に寄与するものである。

一方で、ALPS 処理水の海洋放出に関し、風評影響を懸念する声が出ていることも事実であり、これらの懸念を払拭するための理解が深まるよう努力を続ける必要がある。東京電力に対しても、柏崎刈羽原子力発電所における核物質防護面での不適切な事案、福島第一原子力発電所での地震時の不十分な情報提供等から、信頼が低下している。東京電力は、その現実を真摯に受け止め、従来以上に丁寧な対応が必要である。本件に関しては、地元や商流関係者等と十分なコミュニケーションが図られていなかったことが一つの要因と考えられる。そのため、東京電力を中心に、安全な海洋放出を行う上で基本となる①海洋放出の運用計画、②海洋放出水中のトリチウムが人体に及ぼす影響、③運用状況の確認方法を、ご理解いただけるようわかりやすく丁寧な説明を繰り返し行うこと、関係機関とも連携の上、IAEA 等の信頼できる第三者によりこれらの確認を行い正確な情報を発信することなど、より高い透明性が求められる。

⁵⁵ ICRP. Radiation protection recommendations as applied to the disposal of long-lived solid radioactive waste. ICRP Publication 81. Ann. ICRP 28 (1998).

⁵⁶ 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 第九十条, 昭和五十三年通商産業省令第七十七号

(1) 海洋放出の運用計画（詳細は、添付資料 12 参照）

図 26 に、国内外の原子力施設におけるトリチウムの年間放出量を示す⁵⁷。こうした原子力施設では、周辺環境への放射線影響を可能な限り小さくするような手段で放出が行われている。

図 27 に、国内原子力発電所におけるトリチウムを含む液体廃棄物の放出までの処理フローを示す。発電所内で発生する廃液は、ろ過、蒸発、イオン交換樹脂法等による吸着、放射能の時間による減衰等の方法によって排水中の放射性物質の濃度をできるだけ低下させるための「浄化」が行われる。浄化された液体はサンプルタンクに集められ、そこでモニタリングやサンプリングにより放射性物質濃度が「分析・確認」される。その後、冷却用海水と混合してから環境中にトリチウムを含む液体廃棄物が放出されている。このように「浄化」→「分析・確認」→「放出」が基本的なプロセスであり、放射性物質濃度に関する規制基準を遵守した上で放出がなされている。また、国内の原子力発電所においては、海洋放出前にγ線を計測する放射線モニターが設置され、放射性物質濃度が監視されている。

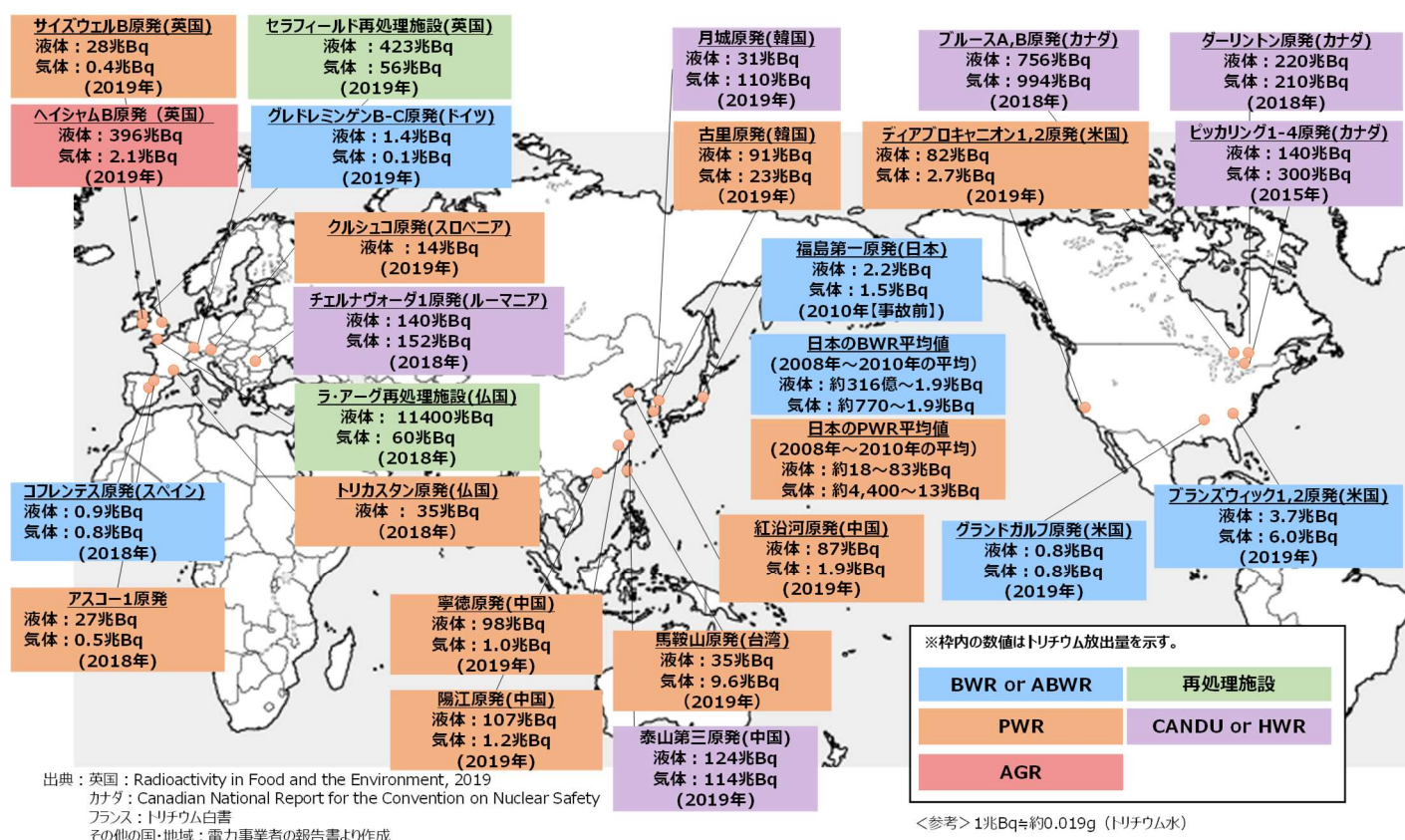
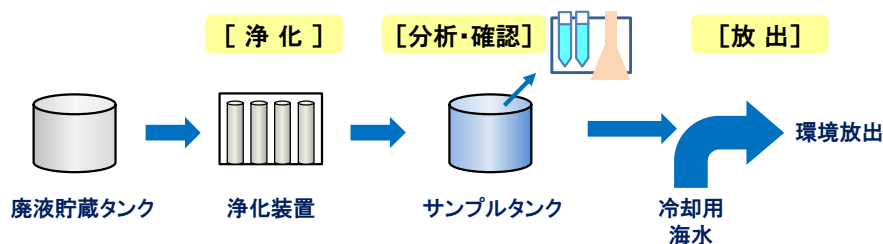


図 26 国内外の原子力施設におけるトリチウムの年間放出量⁵⁸

⁵⁷ 多核種除去設備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

⁵⁸ ALPS 処理水に係る海域モニタリング専門家会議（第 1 回）資料 2, 令和 3 年 6 月 18 日

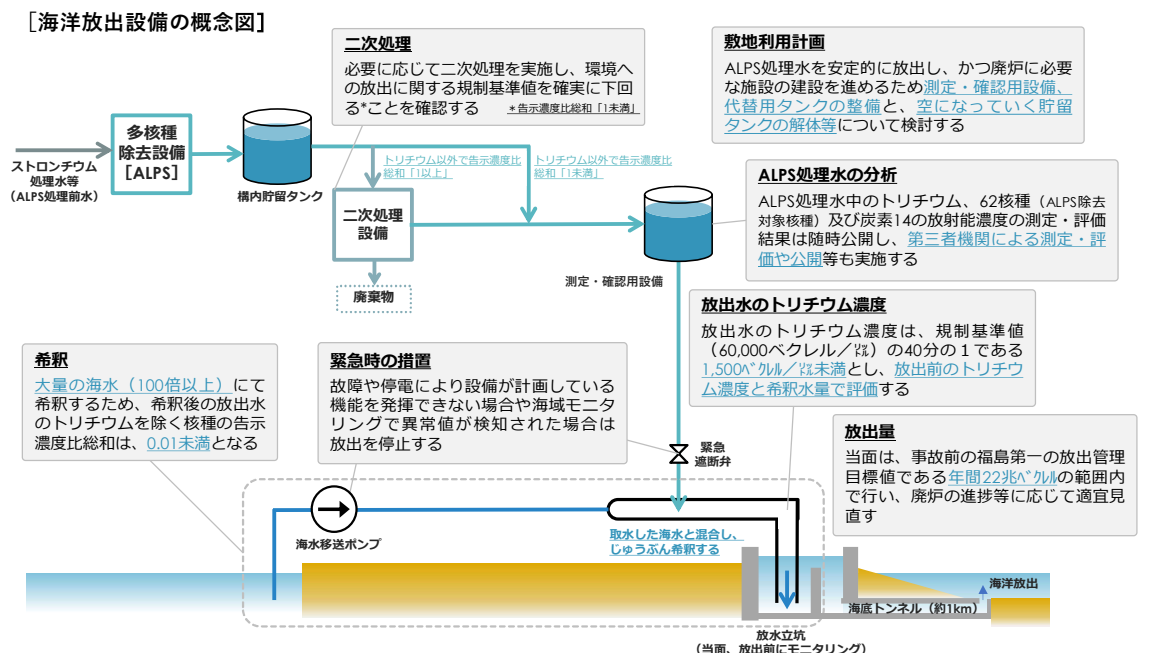


出典：国内原子力発電所のパンフレット等を参考にNDFが作成

図 27 原子力発電所におけるトリチウムを含む液体廃棄物の放出までの処理フロー

東京電力が計画する海洋放出設備の概念図を図 28 に示す。この放出設備では、測定・確認用設備において、ALPS 処理水のトリチウム以外の放射性物質の濃度が環境への放出に関する規制基準値を確実に下回ることが確認された後、放出水のトリチウム濃度が規制基準値（60,000 Bq/L）の 1/40 に相当する 1,500 Bq/L 未満となるように海水と混合・希釈される。

東京電力は、希釈後のトリチウム濃度を、測定・確認用設備での分析により得られるトリチウム濃度と ALPS 処理水、海水の流量比から評価する。また、海水希釈後の ALPS 処理水のトリチウム濃度が 1,500Bq/L を下回ることを確認するため、放出中毎日サンプリングしてトリチウム濃度を確認し、速やかに公表するとともに、当面の間は、海洋放出前の混合・希釈の状況を放水立坑を活用して直接確認した後、放出を開始する計画である（詳細は添付資料 12 の 3.4(2)c.希釈・放出の項を参照）。なお、その他の海域のモニタリングも測定箇所の追加や測定頻度の増加などが行われ、従来より強化されたモニタリングが行われる予定である⁵⁹。



（東京電力資料を NDF にて加工）

図 28 東京電力が計画する海洋放出設備の概念図⁵⁹

⁵⁹ 東京電力、別紙 2 [概要版]多核種除去設備等処理水の処分に係る政府の基本方針を踏まえた当社の対応について、プレスリリース、2021 年 4 月 16 日

この一連の放出システムは、[浄化]～[分析・確認]～[希釈]～[放出]～[海域での継続的なモニタリング]となっている。また、設備故障時や海域モニタリングでの異常値検出が発生した際には放出停止が可能となるよう[分析・確認]～[希釈]間に緊急遮断弁を設ける計画である。なお、トリチウムの放出は、事故前の福島第一原子力発電所の放出管理目標値である年間 22 兆 Bq の範囲内で行う計画である。

この東京電力が計画する海洋放出システムは、国内外の既往実績に準拠したものであり、それらを確実に反映するとともに、設備操作、分析等に係る運用手順・マニュアル整備、オペレータの教育・訓練・オブザベーションを徹底し、実施計画を厳格に守ることで、安全な海洋放出が可能となる。

(2) 海洋放出水中のトリチウムが人体に及ぼす影響

トリチウムは、水素の放射性同位体であり、大気中の水蒸気、雨水、海水、水道水、さらに人体内を含め、水分のある全てのものに含まれており、かつ通常の水分子と同様な性質であるため、水から分離することが難しいとの特徴がある。また、ALPS 処理水の処分によって人体が受けるトリチウムの影響について、UNSCEAR⁶⁰の手法を用いた評価が行われており、自然放射線による影響（2.1mSv/年）と比較し、極めて小さいことが確認されている⁵⁷。また、ALPS 処理水の海洋放出に係る理解の醸成や、風評影響の抑制を図ることを目的として、海水で希釈した ALPS 処理水中での海洋生物の飼育試験も計画されており、魚類等の健康異常等の有無や、飼育水と体内のトリチウムを含む放射能濃度の比較、飼育状況のウェブ中継などが行われる計画である⁵⁰。なお、東京電力は、廃炉の進捗等に応じてトリチウムの年間放出量を見直すこととしている。

(3) 運用状況の確認方法

運用段階では、計画した設備が確実に設置され運転されていること、分析が定められた手順に従い確実に実施されていること等を確認し、結果を公表していく必要がある。また、放出前の分析・確認や放出後の海域でのモニタリングに東京電力以外の第三者も関与するなど、計画遂行状況の透明度を高めることが必要である。なお、第三者機関の関与に際しては、検出下限値が計測器の検出精度や分析技術によって変化するなど、分析機関、分析施設により結果が変動する可能性があるため、品質保証の仕組みを整備することが重要である。例えば、放出開始までに共通のサンプルを用いた分析を統一的に実施し結果の変動幅などを把握することにより、予め各機関の品質を確認した上で対外公表していくといった取組も有効である。さらに、整備された仕組みの運用状況を確認する体制についても考えていく必要がある。

(4) 今後の取組

東京電力の計画する海洋放出システムは、原子力規制委員会による審査で認められる実施計画どおりに確実に運用されれば、他の放射性核種を含め人や環境への影響に支障はなく、従って、「計画どおり」に「確実に」運用することが重要な課題である。そのため、今後、東京電力

⁶⁰ UNSCEAR（原子放射線影響に関する国連科学委員会）：科学的・中立的な立場から放射線の人・環境への影響等を国連総会に報告。加盟国は、日本を含め、英国、米国、フランス、ロシア、ドイツ、中国、韓国などの 27 カ国。

は、以下の準備を進める必要がある。また運用時には、準備段階で立てた計画（設備、運用、情報発信等）の確実な実施、チェック＆レビューや必要な計画の見直し・拡充、並びにその透明性の確保が求められる。

- 運用段階における、設備運転、ALPS 処理水の分析、処理水・希釈水の流量管理、海域モニタリング、メンテナンス、トラブル発生時の対応方策等一連の運用計画を立案の上、リスクを最小限に抑え、かつ社会に不安を与えない設備計画の立案
- 具体的な放出計画に基づく、人や環境への放射線影響評価と評価結果の公表
- 国際原子力機関（IAEA）の専門家等による安全性の確認
- 海域モニタリングの強化計画の策定と放出前の海域でのモニタリング
- 設備操作、分析等に係る協力会社を含めた関係者の教育・訓練（東京電力）
- 社会目線に立ち不安を与えない国内外への正確かつ誰でも理解し得る情報発信方策の整備、準備状況のタイムリーな発信
- 2021 年 4 月に公表された政府の基本方針に掲げられた風評対策の確実な実施

NDF は、東京電力による海洋放出設備の設計や放出方法などについて、技術的・専門的な支援を行うとともに、国内外へ向け、様々な機会を通じて、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、東京電力により、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。

3.3.2.4 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 29 のとおりである。なお、燃料デブリ取り出しにおける水処理システムに係る今後の計画は図 18 に示したとおりである。

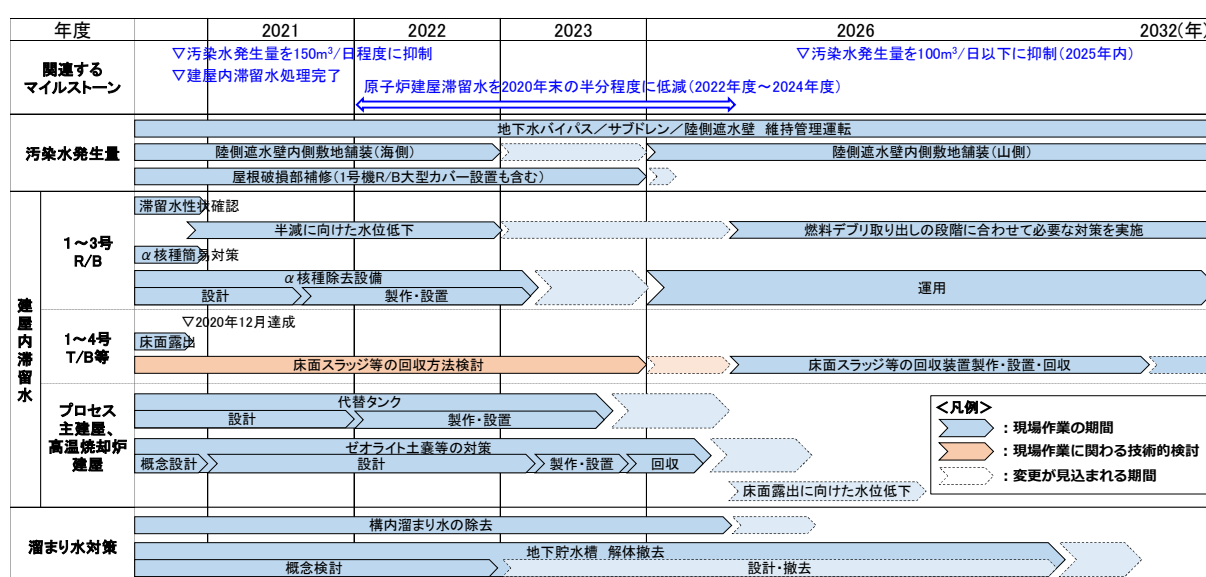


図 29 汚染水対策に係る主な技術課題と今後の計画（工程表）

3.4 使用済燃料プールからの燃料取り出し

3.4.1 目標と進捗

(目標)

- (1) 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はじめとしたリスク評価・安全確保を確実に行之、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号機については、2020年度内にプール内燃料取り出しを完了する(2021年2月完了)。
- (2) 事故の影響を受けた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に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。
- (3) 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。

(進捗)

東京電力は、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取組を進めている。

1号機は、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図30のとおりガレキとして崩落している。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、1号機のプール内燃料取り出しについては、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行われた。本工法のイメージを図31に示す。現在、大型カバーの設置に干渉する建屋カバー(残置部)の撤去は完了しており、原子炉建屋周辺の整備が完了した範囲から、大型カバーの設置を進めている。また、プール内の燃料へ影響を及ぼさないようにするため、天井クレーンや燃料取扱機への支保の設置、使用済燃料プール養生等、ガレキ落下防止・緩和対策を2020年11月に完了している。



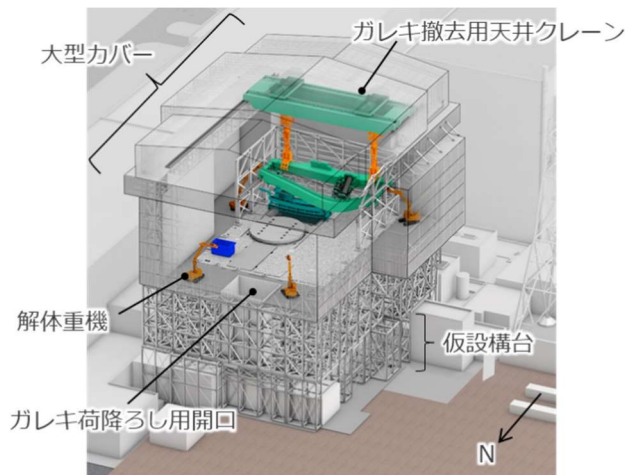
崩落屋根下の既存設備の状況(イメージ図)



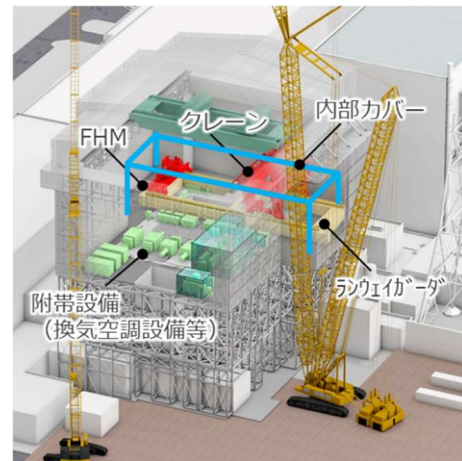
南側崩落屋根の状況

(東京電力資料をNDFにて加工)

図30 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）

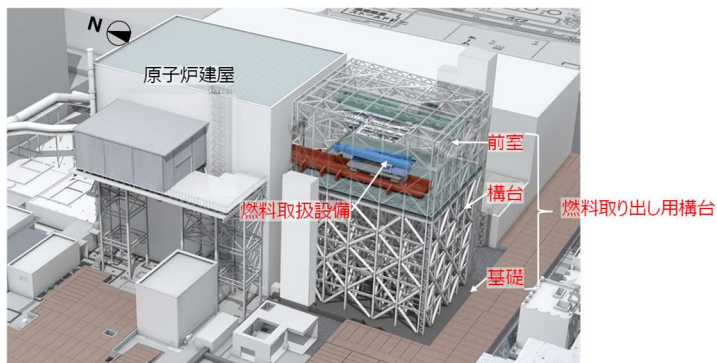


燃料取り出し時（イメージ図）

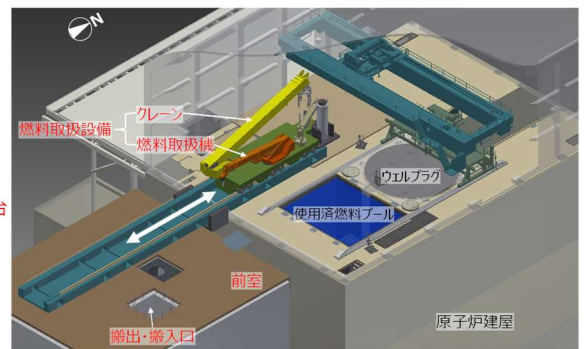
（東京電力資料をNDFにて加工）

図 31 1 号機 プール内燃料取り出し工法

2 号機は、1 号機と同様に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 32 に示す。現在、燃料取り出し用構台設置に係る準備工事としてヤード整備や地盤改良工事を行っている。また、2021 年 3 月及び 4 月に実施したオペフロの空間線量率測定及び表面汚染測定結果を踏まえ、更なる線量低減のため、オペフロの除染を行っている。



燃料取り出し工法（イメージ図）



燃料取扱設備（イメージ図）

（東京電力資料をNDFにて加工）

図 32 2 号機 プール内燃料取り出し工法

3 号機は、2021 年 2 月に全ての燃料取り出しが完了した。その間、燃料取扱設備及び操作に関して、クレーン電圧設定の誤りをはじめとする調達段階でのトラブル、燃料取り出し時におけるマストの旋回不良、マストのワイヤーロープの乱巻き発生等の様々なトラブルが生じた。これらの経験から得られた調達や遠隔操作に関する知見や教訓を、1,2 号機の燃料取り出しや 1～3 号機の燃料デブリ取り出し等の今後の廃炉作業の計画と実施に水平展開することが重要である。このため、作業全般にわたる記録を残すとともに、トラブル対応や再発防止のための取組を含めて、実績を整理しておくことが重要である。特に、品質管理強化の取組、装置開発の工夫、事前試験

の計画と結果、コンテンジェンシープランの検討等を取りまとめ、参照できるように資料として取りまとめた。また、品質管理強化の取組の一環として、福島第一原子力発電所共通の「設計管理基本マニュアル」を改定し、設計・調達プロセスの改善を図っている。

5,6号機は、当面、当該号機の使用済燃料プールにおいて適切に保管した後、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こととしている。

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。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必要がある。このため、東京電力は、乾式キャスク仮保管設備の増設や新燃料の所外搬出に取り組んでいる。共用プール及び乾式キャスク仮保管設備の空き容量の状況は、図33のとおりである。

これらの取組を進め、2031年内に全ての号機の燃料取り出しを完了する計画である。

上述のとおり3号機の燃料取り出しは完了したが、使用済燃料プール内には、そのほかにも制御棒、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、プール水が漏洩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。このため、今後は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を進める必要がある。その際に、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ため、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。その後は、プールの水抜きを行うことによってプールの水を管理対象から除外することができる。ただし、事前にプールの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必要がある。これらにより、オペフロの活用自由度が増す等の後段の燃料デブリ取り出し作業の円滑な実施につなげられる。

3号機と同様に、1,2及び4号機についても、使用済燃料プールに高線量機器が保管されており、プール内燃料の取り出しを優先（4号機は取り出し済み）し、これらの取り出し及びプールの水抜きを計画的に進めるべきである。なお、燃料取扱設備の設計においては、プール内燃料だけでなく、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。

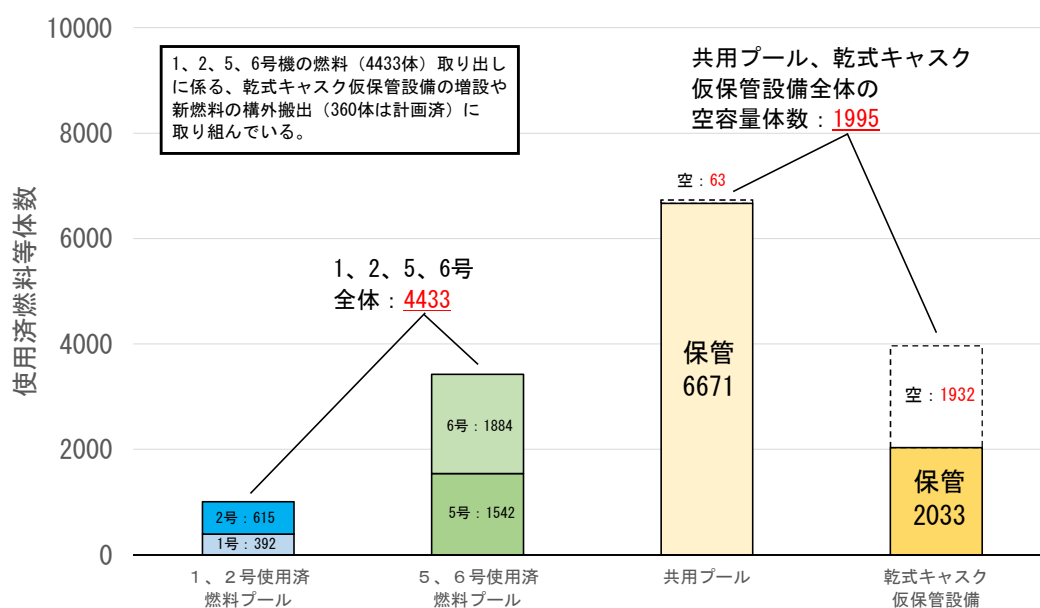


図33 使用済燃料の保管状況（2021年3月時点）

3.4.2 主要な課題とそれを実現する技術戦略

3.4.2.1 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、作業に伴う安全性の評価をし、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号機について

1号機は、今後、大型カバーの設置やオペフロ上部のガレキ等の残置物の撤去が進められることになる。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、①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、②そこから想定されるリスクシナリオとその対策、③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、④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⁶¹。

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⁶²。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。このため、東京電力では地震時の PCV への落下による影響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、安全評価をつくした上で、総合的に判断することが必要である。

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 体についても、2031 年の燃料取り出し完了に向けて、海外の知見も活かした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、取扱に係るリスク検討等を確実に実施する必要がある。

(2) 2号機について

2号機は、オペフロ南側の開口から、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。新たな設備であることから、①適切な裕度を持たせた設計スケジュールの設定、②現場状況と操作方法を十分に模擬したモッ

⁶¹ 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

⁶² 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

クアッパ試験の実施及びその結果の設計・製作への確実なフィードバック、③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が重要である⁶³。

上述のとおり、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、設備の設置や設備のトラブルへの対応として有人作業も想定している。また、前述の検討会におけるウェルプラグの高い汚染の指摘⁶²も踏まえ、可能な限りオペフロの線量を低減することが望ましい。2021年3及び4月に実施したオペフロの空間線量率測定及び表面汚染測定では、これまでの片付け作業の成果もあり、2018年度の結果に比べ、約2割程度の線量の低減が確認できている。本調査結果を、更なるオペフロの線量低減に向け、除染や遮へいの設置工法へ反映していくことが重要である。

3.4.2.2 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ものの、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・保管方法を決定する必要がある。

なお、2031年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、津波リスクも考慮すると、共用プール内燃料の高台への移送が望ましく、東京電力では燃料の高台での保管に向けた検討を進めている。本保管設備は、安全視点、オペレータ視点の観点から、準備していく必要がある。高台での保管に当たっては、空気の自然対流（換気）による冷却であり、設備、維持管理を簡素化できる乾式保管が望ましいが、被覆管の破損した燃料等の取り扱いも含め、海外知見も参考に検討を進めるべきである。

⁶³ 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

3.4.2.3 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 34 のとおりである。

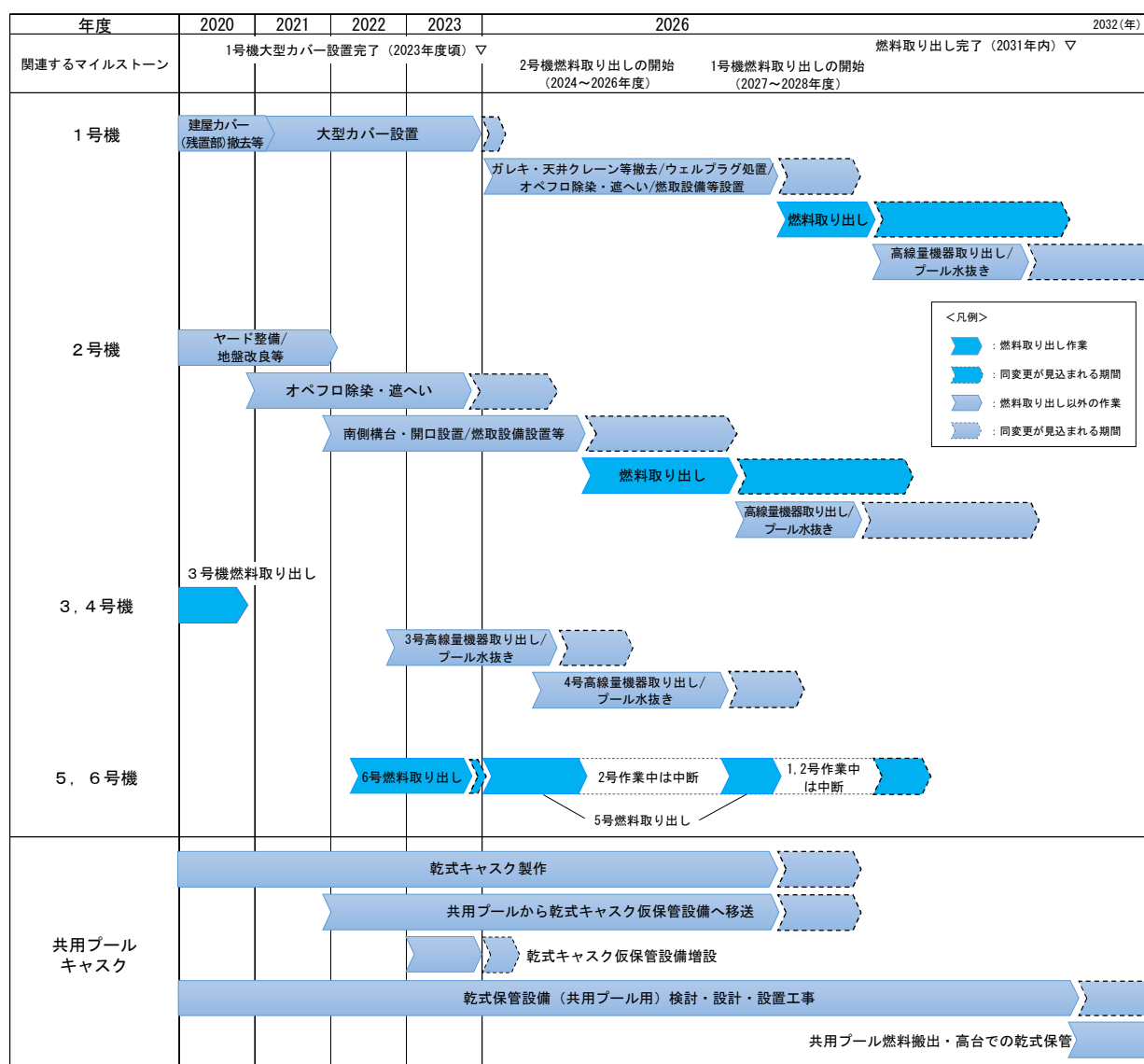


図 34 プール内燃料取り出しに関する主な技術課題と今後の計画（工程表）

4. 廃炉の推進に向けた分析戦略

4.1 燃料デブリ等の不確かさと分析の重要性

福島第一原子力発電所の事故では、世界初の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プラントパラメータ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や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、FPの放出経路等に多くの不確かさが含まれたままである。燃料デブリの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、燃料デブリは、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。

ウランの含有率が不明な場合及び事故前の燃料集合体中のウラン含有率を97～98%として、臨界管理や構外輸送に用いて安全評価、安全対策を行うことになる。シビアアクシデント（以下、「SA」という。）コードの計算結果やPCV内部調査の映像から、周囲の構造材料と溶融・混合してウラン含有率は低下していることは明白であるが、評価に用いる値がないことから安全対策に過度の裕度を含ませることになる。このような不確かさの幅を低減できれば、安全評価及び安全対策の中に過度な安全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。従来のサンプル分析に加え、他の計測手法による燃料デブリ性状の不確かさの低減についての検討が廃炉・汚染水対策事業において開始されている。

固体廃棄物の分析結果は、事故によって発生した多種、多様な廃棄物の処理・処分方策の検討にとって重要な基礎情報である。燃料デブリの分析結果は、取り出し工法、保管・管理、処理の必要性、事故原因の究明、原子力に関する安全性向上等の多くの反映先があり、図35に示すように、その関係は福島第一原子力発電所の廃炉の進捗とともに変化していくことになる。分析結果は廃炉を円滑に進めるための上記検討における不確かさの幅を小さくするための重要な判断材料の1つであることを正しく認識することが重要である。分析結果を反映する東京電力が中心となり、分析結果を効率的に収集・評価できる分析体制、分析施設や機能を構築・整備する必要がある。

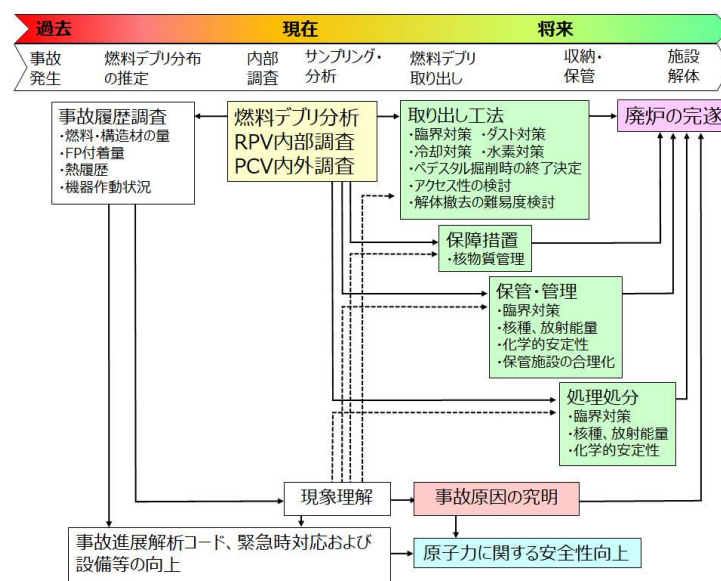


図 35 分析・調査結果の反映先とその関係

4.2 分析戦略の三要素

東京電力が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には、固体廃棄物や燃料デブリの取扱いに要する分析施設や機能を構築・整備する必要がある。また、分析結果を各廃炉作業に効率的に活用していくための体制構築も重要である。良好な分析結果を取得するためには、図 36 に示すように、(i)分析の手法・体制、(ii)分析結果の品質及び(iii)サンプルのサイズ・量を適正に保つことが有効である。

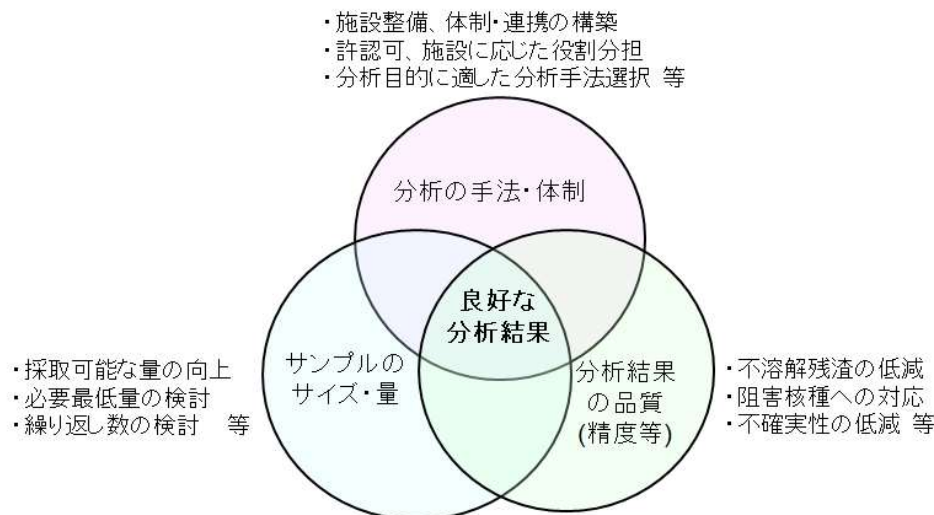


図 36 燃料デブリ分析戦略の三要素

4.3 分析体制構築の現状と戦略

現在、東京電力は 5/6 号機ラボ、化学分析棟及び環境管理棟(前処理のみ実施)の 3 箇所の施設を活用して、施設の運営や廃炉作業の進捗に必要な分析を行うとともに、今後の固体廃棄物の処理・処分や燃料デブリ取り出しに係るルーチン分析を円滑に行うために必要な分析施設の設置を計画している。また、今後の燃料デブリ取り出しの進捗により α 核種の内部取り込みリスクが徐々に高まることを想定し、内部被ばく評価に資するバイオアッセイ機能の設置を計画している。

現在、堆積物サンプルや固体廃棄物サンプルの一部等の分析は、茨城地区の JAEA 分析施設や民間分析施設(日本核燃料開発株式会社(以下「NFD」という。)、ニュークリアデベロップメント株式会社(以下「NDC」という。))へ輸送後に実施されている。福島第一原子力発電所から、これら分析施設への公道を利用するサンプルの構外輸送を行わねばならず、多くの時間とコストが必要となる。

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)⁶⁴により JAEA が放射性物質分析・研究施設(施設管理棟、第1棟、第2棟)の整備を福島第一原子力発電所の隣接地に進めている⁶⁵。第1棟、第2棟の各々の運用開始時には福島第一原子力発電所の管理対象区域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、核種インベントリ、化学組成、化学形態、形状、密度等の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⁶⁶ことが有

⁶⁴ 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」

⁶⁵ 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」

⁶⁶ 第 68 回特定原子力施設監視・評価検討会「資料 1-4：大熊・分析研究センターについて」

効である。第1棟では固体廃棄物の分析、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。施設管理棟は2018年に運用を開始し、第1棟は2021年2月より総合機能試験を開始し、第2棟は安全審査中である。しかしながら、第1棟は給排気設備の不具合により予定されていた2021年6月の運用開始が遅延している⁶⁷。このため、茨城地区の分析施設の一層の活用を検討するとともに、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のそれぞれの特徴に応じた役割分担を整理する必要がある。ただし、茨城地区の分析施設はいずれも運用開始後30年以上経過しているため、今後も使用を継続する施設への老朽化対策等に関して検討する必要がある。

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隣接地に運用を開始する放射性物質分析・研究施設では安定的に施設を稼働するために必要な人的資源が不足しており、分析技術者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分析技術者に期待される資質を予め考慮し、求められる役割が適切に達成されるように計画することが必要である。

通常の原子力発電所内において、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 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、FP及び放射化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、一般的な化学分析や電子機器分析の知見に加え、被ばく防護、原子力・放射線の関係法令、燃料・材料の化学反応性、放射性同位元素の物理・化学・生物学的特性、各種放射線の特性と測定手法等の多岐にわたる知見が必要となる。これらの知見は、時間をかけて身に付くものであるが、東京電力は経験の乏しい分野での人材育成を可能な限り短時間で進めなければならない。これまでJAEAや日本原燃(株)においては、 α 核種の取扱や燃料の分析技術に関して十分な知識と経験が蓄積されている。そこで、JAEA及び日本原燃(株)の協力を得ながら、東京電力が分析技術者の育成に早急に取り組むことが必要である。既に、東京電力とJAEAの間において、 α 核種取扱い・分析関連の人材育成を目的とした人事交流が開始されている。2020年度では、東京電力からJAEAへ2名、JAEAから東京電力へ11名の出向・派遣等がなされており、今後も継続予定である。

しかしながら、分析結果の活用方法を予め見越した分析範囲や項目等を立案できる有能な人材(分析評価者)は希少であり、これを増やすことに取り組むことも重要である。福島第一原子力発電所の廃炉に責任があり、分析結果を評価した上で各工程へ反映させる必要がある東京電力が中心となり、分析評価者を増やすことが望ましい。

分析精度のみならず、分析に係る広範な技術力の向上を目指して、東北大学が作製した模擬サンプルに対し、JAEA、NFD及びNDCによるブラインドテスト⁶⁸が行われている⁶⁹。このブラインドテストや4.4で述べる燃料デブリ性状評価を総合的に行うことにより、知見の裾野を広げることが分析評価者を増やすための方策の1つとして有効である。このようなオールジャパン体制の取組を通して、分析における各機関の連携、施設の有効活用、分析人材の育成・技術向上及び知見の拡充が図られることが期待されている。

⁶⁷ 第87回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料4：放射性物質分析・研究施設第1棟における給排気設備の風量不足と運用開始時期見直しについて」

⁶⁸ ブラインドテストとは、製品の客観的な評価を得るために被験者に製品の情報を知らせずに行う試験のこと。

⁶⁹ 「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)

4.4 分析結果の品質向上と分析手法の多様化・拡充

4.4.1 分析結果の品質向上

燃料デブリは難測定核種、妨害元素、不溶解性物質等を含み、組成分析を完全に行うことは困難と考えられている。誤差要因の影響を考慮してサンプルの分析結果を疑っておくことも重要な視点である。これまでに、モニタリングデータ、サンプル分析、PCV 内部・現場調査、SA コードによる解析、過去の知見、実験の結果等が蓄積されている。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。

事故により生じた燃料デブリは、炉内にあった燃料と材料が混ざり合った物質である。事故進展過程のどの段階で生じた物質であり、何の元素を多く含み、どのような性状を示すのかを総合的に考察・評価することが重要である。これにより、いたずらにサンプルの分析数を増やすのではなく、次の分析結果へつなぐために必須なサンプルを採取するための指示をフィードバックすることも可能となる。図 37 に示す概念図のように、[(1)サンプル採取]→[(2)サンプル分析]→[(3)性状評価]→[(4)安全評価]への流れと[(1)サンプル採取]→[(2)サンプル分析]→[(3)性状評価]→[(6)次回の採取指示]のサイクルが構築できる見込みがある。サンプルの分析結果と溶融進展の模擬試験、既往の科学的知見を照らし合わせて、事故時の挙動や事故原因を推定する活動は、既に、東京電力と JAEA が協力して実施しており⁷⁰、この活動をさらに拡張させることが望ましい。

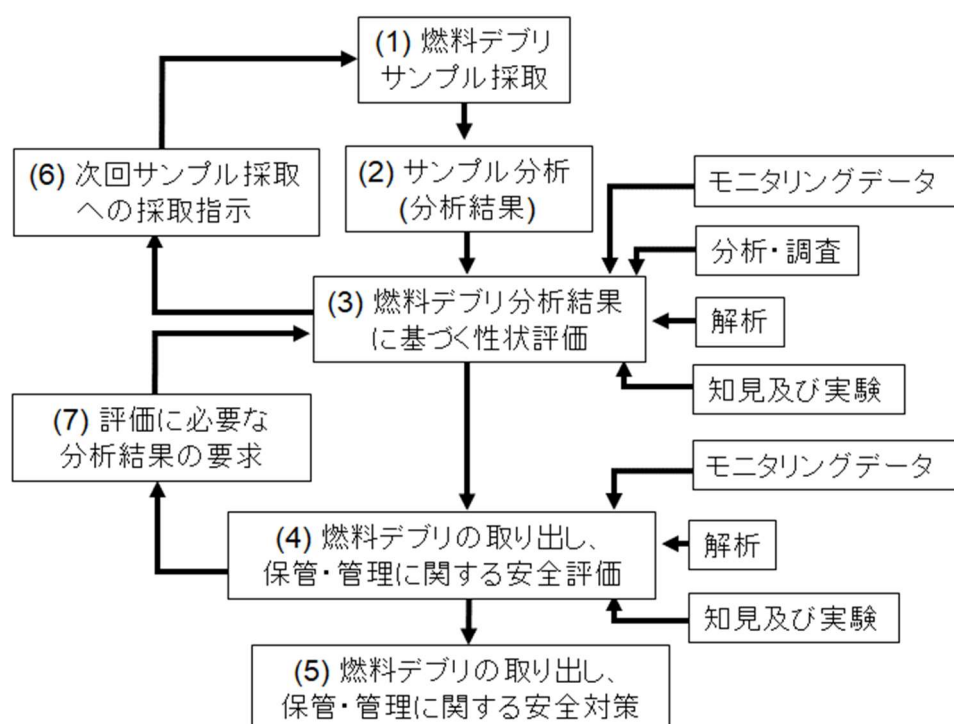


図 37 燃料デブリの分析から評価・対策に至る概念図

⁷⁰ 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) 2020 年度実施分成果、技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)、(2021)

4.4.2 サンプルのサイズ・量の制約を踏まえた分析手法の多様化・拡充

現在のサンプル分析は、スミア⁷¹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⁷²。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⁷³内の各工程でマニプレーターを用いての分析であり、1つの施設では、0.5～1 サンプル/月程度の分析となることから十分な量を分析することは困難である。図 38 に、3 号機の燃料デブリと分析を行うサンプルの累積質量を試算した結果を示す。左図においては、サンプルの累積質量を示す青色の範囲は見えないが、縦軸を拡大した右図で青色の範囲が認められる。3 号機の燃料デブリは約 364 トンと推定されている⁷⁴のに対し、分析施設において分析できる総量は約 45 kg/炉と見込まれる。取り出すべき燃料デブリの約 0.01%しか分析を行わないことを意味し、取り出し・保管量と分析量の間に大きな乖離が存在することになる。なお、ホットセル内では臨界対策の一つとして、燃料の取扱量や保管量に上限が設定されるため、本試算においても上限が設定されることを前提としている。

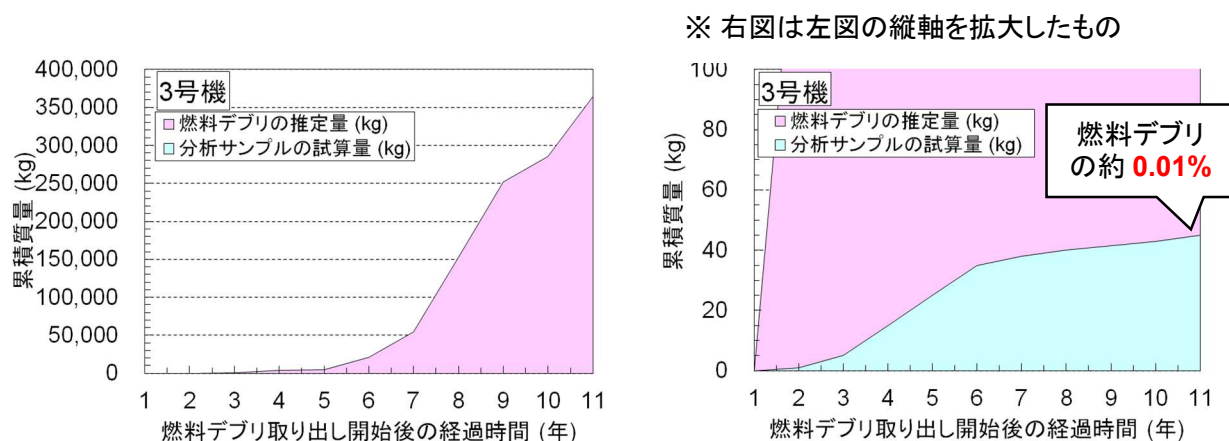


図 38 3 号機から取り出す燃料デブリと分析を行うサンプルの累積質量の試算

燃料デブリは不均質性を持つために採取された部位によっ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。この状況を図 36 に当てはめると、分析品質の向上やサンプル量の改善に制限がある中で、3つの円が重畳する「良好な分析結果」の領域を広げるためには、分析の手法の多様化・拡充を行い、総合的な評価をすることが有効である。例えば、分析施設内で非密封状態のサンプル分析を行う他に、その場分析⁷⁵（簡易分析）や非破壊測定を実施するとともに採取時の座標情報も含めてサンプルに関する情報量を増や

⁷¹ スミアとは、汚染が検出された表面をろ紙等を用いてふき取り、遊離性の放射性物質の量を測定する表面汚染の調査方法のこと。スミア法と呼ばれる。

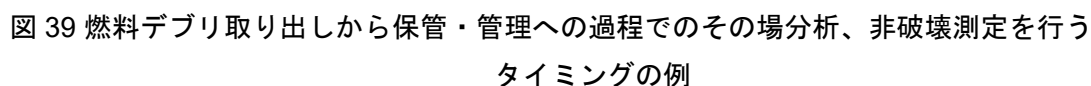
⁷² 第 84 回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料 3-3：1～3 号機格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果」

⁷³ ホットセルとは、強い放射性物質を用いて分析・試験を行うため、コンクリートや鉄等の遮へい材で周囲を囲われた区画のこと。漏えい対策として区画内は大気圧より低く維持され、マニプレーターやトンクにより放射性物質を取り扱う構造となっている。

⁷⁴ 平成 26 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金（事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化）完了報告(平成 28 年 3 月) 技術研究組合 国政廃炉研究開発機構(IRID)、一般財団法人 エネルギー総合工学研究所(IAE)

⁷⁵ 分析用のサンプルを分析機器のある場所へ持ち帰って行う分析に対し、分析機器をサンプルが得られる場所へ持ち込んで、その場所で行う分析のこと。

また、非破壊測定を行う場合、燃料デブリを取り出し、中性子吸収材の添加と乾燥を行った後、燃料デブリ取り出しから保管・管理のフェーズに移行する間に行うのが適している。非破壊測定を行うタイミングが収納容器への密封前であれば、燃料デブリと固体廃棄物を選別できる可能性があり、収納容器への密封後であれば α 核種の汚染拡大のリスクがない状態を利用して長期にわたる保管・管理フェーズの運用前点検を行うことができる。燃料デブリの非破壊測定は収納容器に密封する前後でその意義、目的、難易度が異なるため、中性子吸収材を含む燃料デブリへの適用可能性や各種非破壊測定手法の組合せの可否等とともに今後十分な検討が必要である。



5. 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ためには、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目前に迫った現在、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、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。

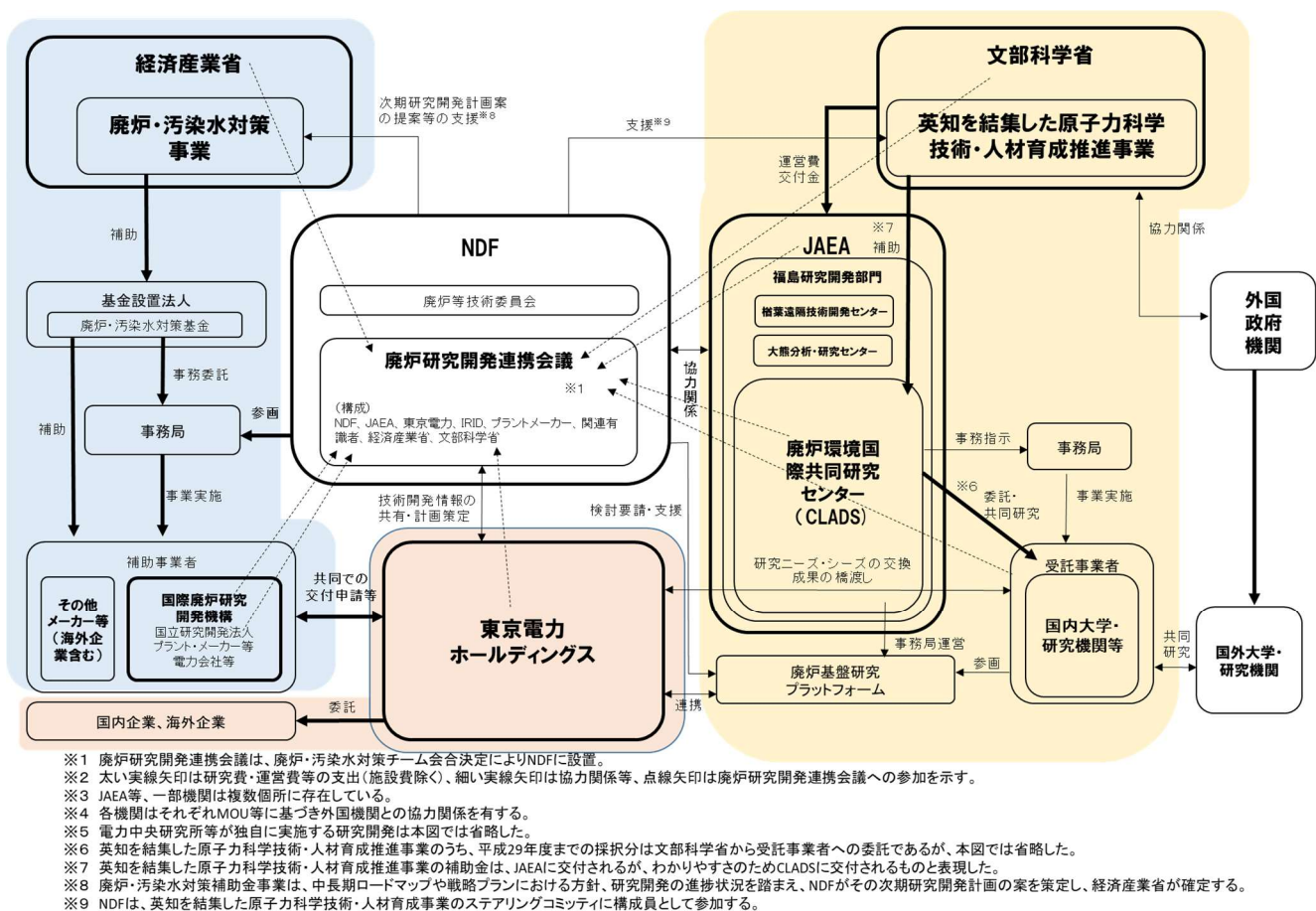
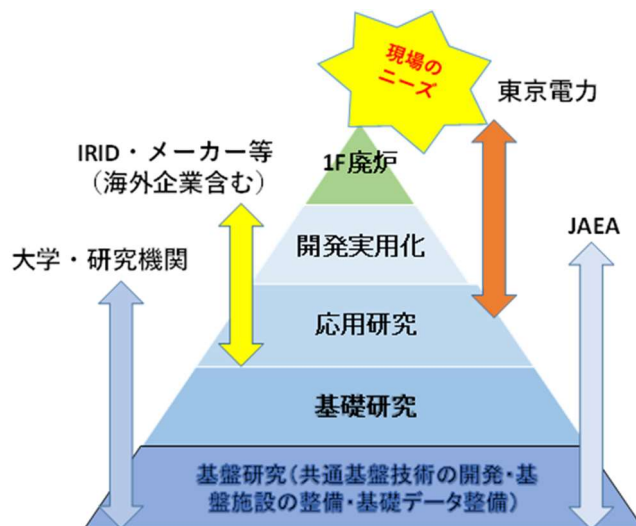
これら技術課題を解決するため、国内外の大学や JAEA 等の研究機関による基礎・基盤研究及び応用研究、IRID、海外企業を含むメーカ、東京電力等による実用化研究、現場実証等が産学官の多様な機関により実施されている（図 40）。

政府は、応用研究、実用化研究及び現場実証のうち難度の高いものは「廃炉・汚染水対策事業」により、基礎・基盤研究に係るものは英知を結集した「原子力科学技術・人材育成事業（以下「英知事業」という。）」により支援している。

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んでいる。NDFにおいては、研究開発中長期計画や次期研究開発計画の企画検討、推進及び英知事業の支援を行うとともに、関係機関をメンバーとする「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・汚染水対策事業と英知事業と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。また、本会議での議論に基づき、「研究連携タスクフォース」を設置⁷⁶し、課題の調査、ニーズ側の問題意識等を踏まえ、基礎・基盤分野を中心に優先的に取り組む 6 重要研究開発課題を抽出した（添付資料 13）。これら研究開発実施体制を図 41 に示す。また、研究開発を進めるに当たっては、JAEA の櫛葉遠隔技術開発センター、大熊分析・研究センター、廃炉環境国際共同研究センター（以下「JAEA/CLADS」という。）も活用し、国際的な視点を含めた廃炉研究開発拠点を整備していくことが重要である。

なお、研究開発の成果等の知見をデータベース化することは効果的・効率的な研究開発を進めていく上で重要であり、廃炉事業者や研究開発実施機関等において取り組むことが必要となる。また、これらの機関が連携、協力し、事故炉の廃炉作業の中で得られる情報・研究成果等を集約してアーカイブ化し、将来の研究開発事業等に参画する者が利用できるようにしていくことも重要である。NDF ではその方法について検討を進めている。

⁷⁶ 2016 年に NDF に設置し、計 6 回開催。NDF、大学・研究機関の有識者、東京電力で構成。福島第一原子力発電所の廃炉を推進する上で戦略的かつ優先的に原理の解明等に取り組むべき 6 つの重要研究開発課題を抽出し、研究連携タスクフォース中間報告（平成 28 年 11 月 30 日）を取り纏めた。



期実行プラン 2020 を踏まえ、燃料デブリの取り出し及び廃棄物対策について必要な研究開発の抽出とその実施を適切に管理するための今後約 10 年間の研究開発の廃炉全体を俯瞰した研究開発中長期計画を作成した。2021 年 3 月に改訂された廃炉中長期実行プラン 2021、研究開発の進展及び廃棄物対策に関する処理・処分方策と安全性に関する技術的見通しを踏まえ更新した研究開発中長期計画を添付資料 14 に示す。

研究開発中長期計画の検討に当たっては、東京電力、資源エネルギー庁、NDF が研究開発企画会議等を開催しており、さらには文部科学省とも共有することで、求められる成果、必要とされる時期、実施体制等の検討を行っている。

引き続き、PCV 内部調査等の進展、燃料デブリの分析により明らかになった情報、研究開発の進展等を踏まえ、継続的に更新・拡充を図っていく。

5.2.2 廃炉・汚染水対策事業への取組

5.2.2.1 廃炉・汚染水対策事業

経済産業省は、廃炉を進める上で課題となるような難度の高い技術課題について、その解決を図るための研究開発を廃炉・汚染水対策事業によって支援している。廃炉・汚染水対策事業は、図 40 に示すように基金設置法人、事務局を介して研究開発を実施する IRID その他の企業等の事業者を選定し、必要な補助を行っている。これまでの廃炉・汚染水対策事業においては、PCV 内の調査による内部状況の把握の進展などの廃炉作業を進める上で大きな成果が得られている。これまで実施されてきた廃炉・汚染水対策事業の実施概要を添付資料 15 に示す。

また、廃炉・汚染水対策事業においては、昨年度より、各事業の企画立案及び進捗管理の機能を強化するため NDF が事務局に参画するとともに、現場適用性の観点からの要求事項を研究開発に反映させるため、東京電力が研究実施主体と共同での交付申請を行い、事業のプロジェクト管理を行う体制としている。この機能強化により、東京電力の現場ニーズや現場適用性をより具体的に反映した事業の提案が行われており、また、その成果が東京電力のエンジニアリングに効果的に活用されるよう事業の遂行がなされてきている。NDF は、廃炉・汚染水対策事業の事務局として、事業の所期の目的が達成されるよう、必要な時期に期待される成果が得られていること等について、進捗管理を行なっていく。

東京電力はこのような仕組みに積極的に参画しつつ、併せて自らが行う研究開発の比重を高め、その体制を強化していくことが重要であり、2021 年 8 月、今後の技術開発の検討や実施を推進するための体制強化を行ったところである。

5.2.2.2 次期研究開発計画

NDF は、廃炉・汚染水対策事業を支援するため、毎年度、研究開発中長期計画を踏まえ、直近 2 年間でやるべき研究開発について、研究開発企画会議において関係者間で検討の上、次期研究開発計画を策定している。その際、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・汚染水対策事業が実施されている。

次期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、さらに達成度を向上すべき課題や新たに取り上げるべき課題を抽出するとともに、研究開発中長期計画を見据えて新たな課題を抽出して技術課題を整理することが必要である。また、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。

なお、現在、次期研究開発計画に基づき、燃料デブリの段階的取り出し規模の拡大及び取り出し規模の更なる拡大、並びに廃棄物対策に係る事業を行っており、今年度から事業を開始した「遠隔装置の保守技術開発」及び「1F 廃止措置統合管理システムの開発（PCV 内連続監視システムの開発）」については、開発の方向性を見極めることが特に重要であることから、燃料デブリ取り出し専門委員会において意見を伺いながら開発を進めている。

5.2.2.3 廃炉・汚染水対策事業に係る今後の研究開発実施体制

事故後の原子炉内の状況が不明な時期から約 10 年間、廃止措置に関する研究開発の母体として IRID が果たしてきた役割は大きなものがある。特に、原子炉格納容器の内部調査においては、炉内状況の把握に実績を上げるとともに、燃料デブリ取り出し装置や、収納容器の開発において成果を上げてきている。

他方、原子炉内の状況が次第に明らかになり、また、東京電力におけるエンジニアリングの進展によりニーズが明らかになってきており、技術研究組合による共同の取組から東京電力のエンジニアリングによる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、IRID の継続期限である 2023 年夏頃以降の体制について検討を進めているところである。

廃炉・汚染水対策事業においては、適切な研究開発の実施体制の構築が重要であり、これまで IRID 中心で進められてきた研究開発の継続性を担保し、研究開発実施者が東京電力とより密接に連携することが必要である。

なお、IRID がこれまで廃炉・汚染水対策事業により開発してきた成果については、国の予算によって開発してきたものであり、また、福島第一原子力発電所の廃炉は国家的・社会的課題でもあることから、今後の体制において、廃炉の研究開発に参画する機関が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を構築することが重要である。

5.2.3 廃炉現場と大学・研究機関における連携の促進

5.2.3.1 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業

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、知識及び基盤を維持・育成していくことが期待され、大学・研究機関においても、廃炉現場が有する課題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、2015 年度から大学・研究機関等を対象とし、原子力分野の壁を越え、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。2018 年の新規採択課題から実施主体を文部科学省から JAEA/CLADS に移行することで、JAEA/CLADS と大学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を構築した。

前述の 6 重要研究開発課題は、基礎・基盤研究の推進協議体である廃炉基盤研究プラットフォーム⁷⁷において議論がなされ、さらに検討が深められるとともに、英知事業の公募に活用されてきた。現在の英知事業の公募に当たっては、JAEA/CLADS がこれらの 6 重要研究開発課題も含め、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。また、5.2.1 で述べたとおり、研究開発企画会議に文部科学省が参加することを通じて、基礎・基盤分野の重要な研究開発について情報共有し、廃炉・汚染水対策事業の企画・立案に活かしている。

5.2.3.2 廃炉・汚染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

廃炉現場の課題解決に資する基礎・基盤研究については、近年、英知事業を中心に優れた研究成果が得られているものもあり、その成果を廃炉現場に直接反映していくことは重要な課題である。これを実現するため、「基礎・基盤研究の全体マップ」を活用しつつ、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優れた成果の橋渡しを行うことが不可欠である。このような認識を踏まえ、JAEA/CLADS は、これまでの英知事業の採択課題の現場適用性の評価とその評価を踏まえた現場への適用に東京電力と連携して取り組んでいる。また、2020 年 7 月から英知事業の運営の基本方針を提示する「ステアリングコミッティ⁷⁸」を、廃炉・汚染水対策事業を所管する経済産業省や国内廃炉関係事業者等で構成するとともに、2020 年度から研究マネジメントを担うプログラムオフィサー（PO）や公募における採択の審査委員として東京電力を加え、ニーズ側の視点を反映させる取組を強化・加速している。

2021 年 2 月に開催した第 9 回廃炉研究開発連携会議においては、ニーズ主導の研究開発の更なる深化に向け、文部科学省と経済産業省が連携して、廃炉の課題を解決することが提言された。これを受け、研究開発企画会議等の情報共有や両事業の成果の共有等で結びつきをさらに強め、英知事業と廃炉・汚染水対策事業の連携を深めていくことが重要である。このように廃炉研究開発連携会議の所期の任務である研究開発シーズと廃炉作業ニーズの効果的な連携を促進するなど、引き続き、当該会議が総合調整機能を果たしていくことが求められる。その際、2015 年の当該会議の設置当時と比較し、廃炉作業の進展によって東京電力の廃炉作業ニーズがより明確化されつつあることに留意する必要がある。東京電力は、当該会議において、これまでより廃炉作業のニーズを強く発信し、大学・研究機関、メーカ、学会との双方向の情報共有を強化していくなど、廃炉の進展に応じた当該会議の効果的な活用が求められる。

また、2019 年度から東京電力においても、大学の有する廃炉に関する技術シーズを発掘すべく、英知事業の成果も踏まえた大学との共同研究が開始している⁷⁹。政府、JAEA/CLADS、NDF、

⁷⁷ JAEA/CLADS と文部科学省英知事業廃止措置研究・人材育成等強化プログラム採択機関の共同運営による基礎・基盤研究の推進協議体。<https://clads.jaea.go.jp/jp/about/platform.html> 参照

⁷⁸ プログラムディレクター、大学・研究機関の有識者、NDF、東京電力、メーカで構成し、文部科学省に設置

⁷⁹ 東北大学、福島大学、東京大学、東京工業大学（東京大学以外は 2020 年度から開始）

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、さらに連携を強化していく必要がある。

5.2.3.3 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、重要研究開発課題の実施をはじめ、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は、最先端の科学技術の試行の場でもあり、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/CLADS の国際共同研究棟（福島県富岡町）では、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ている。大学、研究機関、産業界等の国内外の多様な人材が交流するネットワークが形成され、JAEA/CLADS はこうした活動のハブとなる中心的な組織となることが期待されている。このため、2018 年度から英知事業は文部科学省の事業から、JAEA/CLADS の事業として実施されている。2019 年度からは、英知事業に新たに「研究人材育成型廃炉研究プログラム」を創設し、大学等の教育研究機関と JAEA/CLADS の双方に研究・人材育成拠点（連携ラボ）を形成した上で⁸⁰、組織間をクロスアポイントメント制度⁸¹で結ぶ研究開発・人材育成事業を開始しており、JAEA/CLADS の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 の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施設等の各種設備を有する施設である。特に、人間がアクセスできない過酷環境への機器投入に先立って、実スケールのモックアップ試験を行うことは、性能検証のみならず訓練や操作手順の確立等のため必要不可欠であり、事業者等によるその積極的な活用が望まれる。今後、燃料デブリの試験的取り出しに向けたアーム型アクセス装置のモックアップ試験が予定されているなど、福島第一原子力発電所の廃炉作業を円滑に進める上で、当該施設の活用は一層重要となっていく。

さらに、福島県大熊町においては JAEA 大熊分析・研究センター（放射性物質分析・研究施設）の建設が進んでおり、これまでに施設管理棟の開所をはじめ、主にガレキ等の低線量試料を取り扱う第 1 棟については建設が本格化し、燃料デブリ等の高線量試料を扱う第 2 棟については、詳細設計が進められている。

このように、福島県内に、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。

⁸⁰ JAEA は福島県内の拠点の他、東海・大洗の拠点も使用可

⁸¹ 大学や公的研究機関、民間企業等の間で、それぞれと雇用契約関係を結び、各機関の責任の下で業務を行うことが可能となる仕組み

6. 技術戦略を支える取組

6.1 プロジェクト管理の一層の強化、廃炉の事業執行者として有すべき能力の向上

6.1.1 プロジェクト管理の意義と現状

廃炉に係る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構築し、その総合力を高めていくことが必要である。

廃炉プロジェクトの各作業分野における個々の作業においては、一般に研究開発→概念検討→基本設計→詳細設計→製作→現地据え付け工事→検査→運用、といったプロセスを経て進められることとなる。また、その間に必要に応じて、原子力規制委員会による審査や各種検査も加わることになる。こうした一連のプロセスを漏れなく、また遅滞なく実施していくに当たっては、長期計画において定める大きな作業の流れを適切な規模の管理単位である個別プロジェクトとして設定することが有効である。その上で、プロジェクト間の相互関係並びに時系列的な関係を最適化し、またプロジェクトに内在するリスクを適切に管理できるように、高度化されたプロジェクト管理体制の下で全体整合をとりながら進めていくことが重要である。この観点からこれまで東京電力は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、管理体制や仕組みの大枠ができたところである。今後は、管理手法の充実や高度化を図り、実効性のあるものとして現場業務に根付かせていくことが重要である。2020年度までの主な取組の例を以下に示す。

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月に福島第一廃炉カンパニーを組織改編してプログラム⁸²/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、運用面でも経営層をはじ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実性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。

一方でプロジェクト型業務が成熟したレベルに達するには課題も多く、例えば、廃炉中長期実行プランに基づき目標設定を適切に行い、各部署における業務の意義を明確にすること等により、メンバーのモチベーションが損なわれないようにコントロールすることが必要であったり、廃炉安全・品質室の業務では、各主管グループの行うエンジニアリングに参画する仕組みの確立、安全を専門とするメンバーを育成するなど、様々な取組が必要である。

② 先を見据えた計画（廃炉中長期実行プラン）の作成

⁸² 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。

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⁸³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の目標工程に従って廃炉事業を実施してきた。2020年3月に目標工程を見据え、それをどのように達成するのかのプロセスを示した廃炉中長期実行プラン2020を作成・公表することにより、複雑かつ長期にわたる作業見通しを具体化するとともに、地元や社会に対する廃炉事業の透明化を図り、主体的に廃炉に取り組む姿勢を明らかにしている。2021年3月には、作業進捗を踏まえて更新した廃炉中長期実行プラン2021を公表した。

③ 研究開発中長期計画の作成

福島第一原子力発電所における廃炉事業は、「先々を見越して戦略的に進めていく段階」に入ってきていると同時に、所在や性状が不明である燃料デブリの取り出しなど「未踏の領域に計画的に取り組む局面」に直面している。このため、研究開発との連携の重要性が高まっており、2020年度からNDFと共同で研究開発中長期計画を作成している。今後、東京電力は研究開発の企画検討機能のさらなる強化等に向けて、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体制を強化することが必要である。

④ 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、早期設計確定の取組等により、廃炉に必要な工事の着実な実施、予算精度の向上等が図られてきた。一方、予算年度の計画と実績のずれや設計見通しの甘さ等による予算と実績の乖離が見られ、今後も引き続き、予算精度の向上に向けた取組が必要である。

⑤ プロジェクトを横断した課題への対応

東京電力では常にリスク、課題等を抽出、共有しており、それぞれ各プロジェクトが対応しているが、個々のプログラム/プロジェクトに収まらない課題に対しては部門横断的な体制を構築して対応している。例として、福島第一原子力発電所の廃炉作業では α 核種の環境への拡散防止や作業員の内部被ばく防止が今後の課題として抽出され、これに対応するプログラム/プロジェクト横断型のワーキングチームを立ち上げて課題の検討を深めている。

6.1.2 今後強化すべき主な課題と戦略

6.1.1 に示したとおり、廃炉事業の安全・確実な遂行に向けて様々な方策を実施しているところであり、それぞれ継続的に運用の高度化や改善を図ることが必要であるが、今後強化していくべき重要な項目について以下に示す。

6.1.2.1 安全とオペレータ視点、「安全ファースト」の浸透

柏崎刈羽原子力発電所（以下「柏崎刈羽」という。）における核物質防護上の不適合を受け、2021年4月、東京電力は原子力規制委員会から特定核燃料物質の移動を禁止する命令を受けた。これにより東京電力の原子力規制検査の対応区分は第4区分（「各監視領域における活動目的は

⁸³ 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律

満足しているが、事業者が行う安全活動に長期間にわたる又は重大な劣化がある状態」となり、今後は原子力規制委員会の監視下で多くの検査が実施されることになる。

福島第一原子力発電所は事業形態として柏崎刈羽の発電所運営とは異なる上に、管理体制においてもプロジェクト管理を本格的に運用しており、その点でも柏崎刈羽と異なるが、他方で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という不適合が起きている。作業上の安全や被ばく等の問題がなかったにしろ、一連の事象について社外からも厳しい指摘を受けており、福島第一原子力発電所では事象の背後にある組織的な課題は何なのかを把握すべく、経営層自らが所員全員との対話活動を行っているところである。

安全をお題目ではなく、組織文化として定着させるためには、心構えを問うだけでは不十分であり、社員一人一人が安全を体系的に学ぶ教材と機会が必要である。

NDFでは、米国DOEの安全評価ガイドを参考に福島第一原子力発電所廃炉向けの安全評価ガイド（福島第一原子力発電所 廃炉の特殊性、福島第一原子力発電所 廃炉の安全確保の考え方、安全評価手法、判断基準、事例等を冊子としてまとめたもの）の作成を開始したところである。ガイド作成後のプロジェクト活動への展開の方法について、今後、廃炉安全・品質室及びプロジェクトマネジメント室と連携をとりながら進めていく。

最終的に安全を実現するのは、「福島第一原子力発電所の現場」全般（運転、保全、放射線管理、計装、分析等）を扱う人、組織（オペレータ）である。福島第一原子力発電所では「ALARA 会議⁸⁴」や「安全事前評価会議⁸⁵」等の場において被ばく低減及び人身安全対策の有効性・十分性を確認しているが、こういった場に現場を熟知しているオペレータ（東京電力社員だけではなく工事を請け負う協力企業の社員も含む）が参加し、様々なオペレータが持つ「現場目線」（経験値）から安全を総合的にチェックできるような業務プロセスとなっていることが重要である。すなわち「作業上の安全確保のための手順やルールや注意点等について、現場からの経験知や関係情報等を体系化・マニュアル化し、現場作業を管理運営の責任を持つ担当者や作業員がそれらを熟知して作業に当たる」という業務プロセスをゲートプロセスの中に組み込む等、仕組みとして定着させることが重要である。

6.1.2.2 オーナーズ・エンジニアリング能力

原子力発電所の建設のように技術が成熟し要求性能が明確かつ規模が大きなプロジェクトにおいては、通常、ウォーターフォール型のエンジニアリング⁸⁶が行われる。こういったウォーターフォール型のエンジニアリングでは、プロジェクトのできるだけ上流側において、発注者（東京

⁸⁴ 作業員の被ばく低減を目的とし、放射線源の除去、遮へいの設置等の工学的対策（物理的対策）の有効性・十分性を審議する会議体。

⁸⁵ 労働災害発生防止を目的とし、リスクマネジメント手法（リスク特定→リスク分析→リスク評価）を用い人身安全対策の有効性・十分性を審議する会議体。

⁸⁶ 概念検討→基本設計→詳細設計という具合に設計の精度を段階的に高めていく手法。上流から下流に向かって一方向に進むため予算・工程・リソース（人員）をコントロールし易いというメリットはあるが、次のフェーズに進んでしまうと後戻りができないというデメリットもある（水が上から下に落ちる滝に例えてウォーターフォール型と呼ばれている）。

電力)の要求事項をサプライチェーンとなる受注候補者(メーカ、ゼネコン等)に明確に伝えることが、プロジェクトを円滑に進める上で有効である。

しかしながら、燃料デブリ取り出しは、未経験の取組であるため、廃炉の事業執行者である東京電力からの目標設定・要求仕様がエンジニアリング着手時点では必ずしも明確にならず、性能要求設定や工法・装置の物理的な実現性や性能保証の程度も試行錯誤的なものにならざるを得ない。したがって、「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」に加えて、事業執行者の性能要求とサプライチェーンの機能設定及びエンジニアリングをある程度イタレーション型⁸⁷⁾に行っていく必要がある。その上では、同様にイタレーション型のエンジニアリングを実施している他産業の取組事例を参考にしつつ進めることが有効である。また、イタレーション型のエンジニアリングは、事業執行者とサプライチェーンとの契約も従来のものとはならないため⁸⁸⁾、東京電力は事業執行者として「エンジニアリング上の判断を行い、その結果に対して責任を持つこと」が強く求められる。そのためには、プロジェクト管理能力に加え、サプライチェーン全体を最適化するために事業執行者として有すべき能力、具体的には、工学的判断をする能力、事業リスクを評価する能力、発注仕様を具体化する能力等の事業執行者である東京電力がオーナー⁸⁹⁾として主体的に行うエンジニアリング能力(オーナーズ・エンジニアリング能力)を向上させていく必要がある。なお、オーナーズ・エンジニアリング能力向上に向けた取組の例としては、燃料デブリ取り出し工法選定の評価において、品質(燃料デブリ取り出し状態、安全性等)、プロジェクト(コスト、時間等)、技術成立性の視点で評価を行うことや、或いは従来であれば一社に一括発注していたような案件を複数社に分割発注し、東京電力が工事全体を統括管理するといった取組が挙げられる。また、こうした取組や後述する手の内化の推進など、諸々の現場経験を蓄積・フィードバックすることもオーナーズ・エンジニアリング能力向上を図る上で重要である。

燃料デブリ取り出しは、原子力発電所の設計・建設のように完成されたプロダクトを性能保証した上で納める仕事ではない。したがって、最後は事業執行者である東京電力が技術的なリスクや事業リスクを負う形でないと、コストが天文学的に膨れ上がってしまう。技術リスクを事業執行者が負うということは、事業執行者自らが機能設定や工学的設計の信頼性についても見極めるという技術力が求められるということでもある。また、ここで重要なことは「安全とオペレータ視点」をエンジニアリングのできるだけ上流から組み込むことにある(図42)。

⁸⁷⁾ 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

⁸⁸⁾ これまでの原子力発電所の建設ではサプライチェーンが完成されたプロダクトを性能保証した上(フルターンキー契約)で事業執行者に納品していた。

⁸⁹⁾ ここでいうオーナーには発災責任者、特定原子力施設認可者、設備所有者の3つの立場がある。東京電力はこの3つの立場から廃炉事業を執行している。(廃炉の事業執行者)

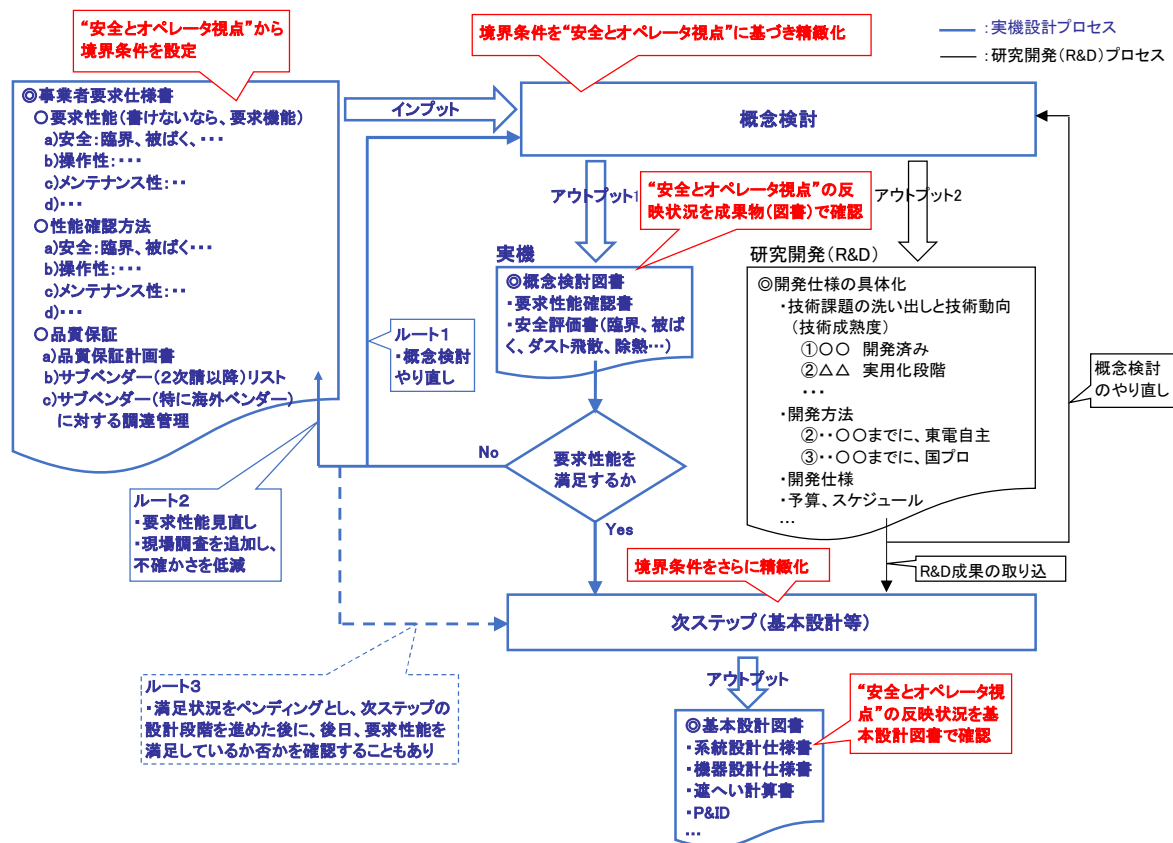


図 42 燃料デブリ取り出しの設計フロー (イメージ)

6.1.2.2.1 工程リスクの評価・管理能力

プロジェクト執行に大きな影響を及ぼすコスト、工程、安全等のプロジェクトリスクを洗い出して対応していくことはプロジェクト管理を行う上での基本であり、安全を最優先にプロジェクトを取り巻く制約や不確実性を踏まえつつ、予測するスキルとノウハウを駆使し一定の誤差範囲内に期間・費用が収まるように完遂することが求められる。特に今後は技術的難度や不確定要素が高い作業（例えば、燃料デブリ取り出し等）に対するプロジェクトリスク管理が一層重要となる。

そのための前提として東京電力社員のスキル向上は必須であり、例えば、工事計画段階における検討不足によって複数の工事が干渉することによる工程の遅延、或いは単なる現場確認不足による工程進捗状況の把握ミスといった初歩的なエラーをなくしていく必要がある。

システム面では、東京電力は工程管理システムの運用を開始し、各プロジェクトの工程遅延が顕在化した際、重要なマイルストーンに及ぼす影響を客観的に評価できるようになってきており、また、マイルストーンの変更が必要となった場合に各プロジェクトが変更の影響を評価し適切な承認者が変更承認するプロセスの運用を開始したところであるが、取組としてはまだ入口の段階である。今後さらに工程リスクの評価・管理能力の向上を図る必要があり、入力工程の詳細化、プロジェクト間、プログラム間の工程のリンク付けを行い、クリティカルパス分析、リスクを踏まえた工程立案、EVM⁹⁰ (Earned Value Management) 等を行えるよう工程管理システムの運用

⁹⁰ プロジェクトのコスト状況を分析するツールであり、現状のコスト状況を分析するとともに、最終的なプロジェクト完了時予算がどうなるのかを予測するもの

をさらに発展させることが重要である。また、計画的なリスク低減に向け、各個人のリスク抽出感度を高め、日々変化する現場の把握、社会的情勢の把握、継続的な技術力の向上にも引き続き取り組む必要があり、大きな不確実性が内在するプロジェクト（例：1号機オペフロガレキ撤去、ゼオライト土嚢回収、燃料デブリ取り出し等）が今後に控えていることから、遅延状況の把握及び影響評価をより精度良く実施できるようにするため、プロジェクト管理をより一層強化していくべきである。

6.1.2.2.2 取得マネジメント能力

福島第一原子力発電所の廃炉は、変化する現場状況にあって長期に渡って確実に廃止措置作業を実施しなくてはならず、特に燃料デブリ取り出しのようにリスクの大きいプロジェクト作業に対しては、従来型の契約では対処が困難となるため、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すような新たな概念による契約方式を準備する必要がある。また、調達の在り方も、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て「モノを作り上げてゆく」（Making）ことで“最終成果を取得する（Acquisition）”という発想が双方にとって必要となる（表3）。

このような Making 型プロジェクトに対応するためには、仕様を具体化する能力等のオーナーズ・エンジニアリング能力を向上させることに加えて、“取得”を主眼とした取得マネジメント能力が必要である。

東京電力と NDF は、従来の Buying 型プロジェクトマネジメントだけでは燃料デブリ取り出しのような不確実性の大きなプロジェクトを的確にコントロールしていくことは困難であるとの共通認識の下、現在のプロジェクトマネジメントをさらに発展させるべく、米国連邦政府が採用している取得マネジメントをベンチマークとし、昨年度から外部専門家の協力を得てその手法を積極的に学習し、ステップ・バイ・ステップで進めようとしているところである。

表3 「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：感度解析など）	見積書/価格表など
マネジメントの考え方	“Do the Right Things”（正しい事をする） ※ 正しい目的、正しい目標、正しい手段が何かを常に考えながら事に当たる	“Do Things Right”（事を正しく行う） ※ ルール通りに、手順通りに事に当たる

6.1.2.2.3 手の内化の推進

廃炉作業に対する多くの課題に対応するためにはエンジニアリング力の強化が欠かせず、東京電力はそのための手段として「手の内化」を進めている。「手の内化」とは、計画・設計や保全・運転において東京電力自らが行える力をつけることであり、これによりムリ・ムダの低減、生産性向上等を深化させ、設計品質、調達品質等、並びに東京電力社員の業務品質の向上を図ることを目指している。これらの品質の向上は、結果的に安全性の向上にも寄与する。手の内化は広い範囲で様々な課題に対して有効であるが、より多くの効果を得るために今後予想される課題を意識しながら進めることが望ましい。以下に今後の課題例を記載する。

・運転・保全ノウハウの内部集積化による運転品質・設備品質の向上

運転業務、設備の保全業務については今後新たな設備の設置による運転業務の拡大、設備の経年劣化による保全費用の増加が予想される。保全費用を抑制しつつも信頼性を低下させないためには、今以上に“賢い”保全（Smart Maintenance）のやり方を考案する必要がある。例えば、長期間使用する新設設備については、運転状態をオンラインモニタリングするためのセンサー類（振動、熱、音響等）を予め組み込んでおいて、蓄積された大量の保全データをコンピュータ処理して予知保全（Prediction Maintenance）につなげることや、既存設備で得られた保全データについても活用するなど、保全ナレッジマネジメントをシステム化・高度化することで保全ノウハウの内部集積が容易となる。

また、デブリ取り出しのように高濃度の放射性物質（かつ核燃料物質）を長期に取り扱う業務については、ライセンスホルダーである東京電力社員自らがを行い、事業者自ら放射線安全を確保しつつ、運転ノウハウの内部集積化に努めていくべきである。

・工学的判断力の強化

燃料デブリ取り出しのように大きな不確実性が内在する作業、これまで未経験の作業に対しては、東京電力自らが工学的判断を行う必要があり、そのためには自らが設計、施工、保全、運転の内容を確実に把握しなければならない。したがって、設計を例に挙げれば、今の段階から自ら系統設計を行い、機器の要求仕様を決定することに取り組みながら力量向上を図るべきである。

6.1.2.3 人材の確保・育成

6.1.2.3.1 廃炉事業を円滑に遂行していくための人材の確保・育成

(1) 中長期人材育成計画に基づく人材の確保・育成

長期にわたる廃炉事業を円滑に遂行していくための基盤として、人材の育成が不可欠である。そのためには、プロジェクトマネジメント能力及びエンジニアリング能力の向上が必要であり、また、廃炉中長期実行プランに照らして、将来必要となる職種（設計、運転、保全、化学分析、安全評価、放射線管理等）、人数及び必要となる時期を想定し、それらの中長期人材育成計画として取りまとめ、人材の育成と要員の確保を計画的に進めていくことが重要となる。

東京電力はプロジェクトマネジメント能力を高める取組として、プロジェクトマネージャーに責任と権限を付与してプロジェクトマネジメントに専念させ、また、プロジェクトマネジメント

基礎教育に加え、国際基準に基づく体系的な学習のためのトレーニングを新たに導入する等の取組を拡充している。エンジニアリング能力を高める取組としては、他の電力会社はもとより、メーカー、ゼネコン、エンジニアリング企業等と連携しながら、海外等の外部専門家の知見を活用しつつ、エンジニアリング能力を含めた技術やノウハウを蓄積・継承を図っている。そして、廃炉中長期実行プランに照らして将来必要となる技術者の人数及び時期を想定して、人材の育成及び要員の確保策を検討しているところである。

(2) 「安全とオペレータ視点」を備えた人材の確保・育成

「安全とオペレータ視点」を備えた人材を計画的かつ迅速に確保・育成していく必要がある。

「オペレータ視点」を持った人材については、現場に精通し、現場知識を十分に取得した人材を確保・育成することが重要であると東京電力は早くから考え、福島第一原子力発電所の廃炉に必要な「コア技術」を設定し、育成のための「廃炉コア技術講座」を開設し、社内のベテランが講師となり現場力向上に向けた取組を 2015 年から実施している。これらの一般的な福島第一原子力発電所の廃炉の現場への精通、現場知識取得に加え、扱う施設、作業に固有かつ特殊な技能が必要な場合については、そのような特殊な技能を有する人材を個別に確保・育成することが必要である。例えば、燃料デブリ取り出しのように、これまでの発電所運営で経験したことのない遠隔による非密封放射性物質の取り扱いのような作業については、国内外のモックアップ施設での操作、小規模から段階的に規模を拡大しての取り出しでの実作業を通じ、個別に確保・育成を考える必要がある。燃料デブリ取り出しの操作に当たる人材育成については、東京電力は、海外（英国 RACE 社）にて遠隔操作に当たっての体制や訓練の在り方などを学ぶ等の取組を開始している。また、燃料デブリ取り出しに伴う分析業務においても、分析ニーズに応じて必要な分析を計画できる人材や、分析技術（試料取扱含む）を有した人材の確保・育成が必須であり、廃炉作業が長期にわたることを考慮すると、地元人材を活用することが望ましい。東京電力は分析施設の機能ごとに分析体制を想定し、社外技術者の受け入れによる技術確保、社外分析機関への出向・派遣、そして化学系、材料系のキャリア、新入社員を計画的に配置すること等を計画し、その取組を一部開始しているところである。

「オペレータ視点」のみならず、「安全視点」についても、最終的に現場で実現するのは、「福島第一原子力発電所の現場」全般（運転、保全、放射線管理、計装、分析等）を扱う人、組織（オペレータ）である。このため、「オペレータ視点」を持った人材が同時に、臨界の管理、 α 核種の閉じ込め等の「安全視点」を体得していることが望ましい。そのためにも、例えば以下に示す資質を備え「安全視点」を敷衍（ふえん）する中心となるべき人材の育成が急務である。

- ① 原子炉安全を達成するための、基本的な思想を知っていること
- ② 基本的な思想を達成するための一般的な手法を知っていること
- ③ 安全の基本的思想、一般的な手法が実設計でどのように適用、具現化されているか知っていること
- ④ 現場オリエンテッドな安全確保の視点を有していること
- ⑤ 非密封放射性物質（ α 核種含む）の扱い、臨界、測定(検出)法等に関する技術的基礎知識を有していること。また、その証左として、核燃料取扱主任者等の資格（ないし同等なものとして社内的に設けた資格）を有していること。

- ⑥ 国際的な先行事例の知見を有していること
- ⑦ 原子力規制庁との折衝経験による勘所・知見を有していること

6.1.2.3.2 将来の福島第一原子力発電所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、確固とした技術力の継続的な確保が重要であり、その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る。

第一義的には、東京電力が福島第一原子力発電所の廃炉を計画的かつ持続可能な事業として確立し、その下で所員や協力企業を含めた人材育成及び人材獲得の活動が自発・継続的に進むことが前提である。福島第一原子力発電所の廃炉に携わる人材は、原子力を専門とする人材に加え、原子力分野以外の科学や技術を備えた人材も必要とされ、東京電力は、廃炉を進める上で、これら様々な技術的バックグラウンドを持った人材の確保・育成が求められている。

そのため、東京電力及び協力企業の社内内部における直接の人材育成や人材登用を強力に進めることの重要性に加え、大学・大学院・高等専門学校・高校などから卒業し、科学や技術に関する専門性を備えた優秀な人材がこれら企業に継続的に供給されることが最も重要である。これを安定的に実現するためには、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。

このような基本的な認識の下、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ることが重要である。

大学・大学院、専門学校などの高等教育段階の学生に対しては、原子力産業に関する理解促進活動を産業界と高等教育機関が連携して継続的に実施していくことが重要である。近年、原子力に係る学部・学科の改組等により、高等教育機関における原子力分野の人材育成の機能が脆弱化しつつあるとの指摘もある中、我が国全体として原子力分野の人材育成機能を維持・充実していくことに注視しなければならない。特に、福島第一原子力発電所の廃炉が世界にも例のない極めて高度な技術的挑戦であるという魅力を発信し、若手研究者・技術者が廃炉を含む原子力分野で活躍するための多様なキャリアパスを構築し、その職業観を具体的に示し、実感させることが必要である。次世代人材の育成のためには、これら高等教育機関から若手研究者・技術者が安定して輩出されることが何よりも根本的に重要である。

特に、文部科学省及び JAEA/CLADS の英知事業により、学生及び若手研究者に廃炉を重要な研究分野として捉えさせ、廃炉研究に携わる仕組みを導入した。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。英知事業発足から5年以上を経て研究・人材育成の両面から大きな成果を創出している。英知事業の一環として実施している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)」や、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。また、英知事業には若手研究者の措置について、これまで実施している39歳以下の若手研究者を代表者とするプログラムに加え、2021年度からは若手研究者が研究開発プロジェクト内の相応の研究責任を担うことを応募要件とするプログラムも新たに開始さ

れている。併せて 2021 年 4 月より英知事業に従事する若手研究者については、自発的な研究活動等を促進するため、研究代表者の了解の下、事業に従事するエフォートの 20%を上限とする研究活動を認めるなどの措置が講じられている（専従義務緩和）。

これら英知事業の仕組み・実施内容は、高等教育機関に属する研究者及び学生に対して一定の成果を上げていると言える。今後は、この事業の仕組みにおいて、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ことが重要である。

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、社会に参画・貢献する準備段階として、自らの個性・適性を伸ばしつつ、社会で活躍する研究者・技術者、理科教員などから影響を受け、主体的な選択と進路の決定を行える段階である。この観点から、NDFにおいては、福島県をはじめとした女子中高生を対象に女性研究者・技術者との交流を通じて理学・工学への関心、特に廃炉等への興味・関心を高める取組として、経済協力開発機構／原子力機関（以下「OECD/NEA」という。）と連携した「国際メンタリングワークショップ Joshikai in Fukushima」を開催し、女性の理解促進及び開発検討への参画意欲の向上を図っている。2020 年には、新型コロナウイルス感染症が世界的に流行している状況においても、オンラインシステムを活用することで、「国際メンタリングワークショップ Virtual Joshikai in Fukushima 2020」を開催しており、2021 年も引き続きオンラインシステムを活用して開催する予定である。また、高校生等を対象に、福島の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。この取組を通して、福島第一原子力発電所の廃炉と復興の両立に向けた取組を考える機会を高校生等に提供することで、廃炉が地域の復興において重要な課題であることを認識してもらい、廃炉と復興に向けた取組への興味・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。2021 年もオンラインシステムを活用することで、引き続き開催する予定である。

このような福島第一原子力発電所の廃炉に係る技術人材の育成については、基礎研究や関連研究等の幅広い分野に拡大していくことも必要で、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・強化していくことが求められる。

6.1.2.3.3 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

多くの国民や地元住民が、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ことから、今後の日本全体のレジリエンス（強靱性）の観点からも重要である。加えて、直接的には次世代の原子力分野を担う人材育成を目指すものではないが、原子力分野に限らず科学全般を志す人材の裾野を間接的に広げる側面もある。特に、原子力分野に関しては、原子力や廃炉に関する知識・体験を得るとともに、地域・社会における関係において、様々な機会を通じた子供の発達段階に応じ

た学びが必要である。その際には、教員や親等の周囲の大人の知識・体験を通じて子供が興味・関心を持つことが重要であることから、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を一層普及していくことが重要である。

6.2 国際連携の強化

6.2.1 国際連携の意義と現状

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 号炉（TMI-2）、ウクライナのチェルノブイリ原子力発電所 4 号機（ChNPP-4）があり、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（レガシーサイト）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。各国は、「unknown unknowns」（何がわからないかがわからない）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、それら乗り越えるための挑戦を続けている。

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、リスク低減戦略として、先行する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活用すること、すなわち世界の英知の結集と活用が重要である。

加えて、福島第一原子力発電所の廃炉は、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解釈できる。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。

なお、世界の英知を結集するためには、廃炉に対する国際社会の継続的な理解・関心や協力関係を維持・発展させていくことが重要である。そのため、廃炉の進捗等の正確な情報を国際社会に発信し、国際社会からの信頼を得ることや、福島第一原子力発電所の事故及び廃炉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、国際社会に開かれた互恵的な廃炉を進めることが重要となる。

具体的には、各国の事情に即した二国間協力を進めるとともに、IAEA や OECD/NEA 等を通じた多国間協力の枠組みを活用することが重要である。これらの国際機関は、廃止措置に関する国際基準の策定等といった重要な役割を担っている。我が国の廃炉の経験を基に国際基準の策定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重要であり、各国にも我が国の経験が共有されることによって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。そのような観点から、我が国では、政府間の枠組みとして、各国との情報共有を行う年次対話の開催や会議体の設置を行ってきた。また、国内関係機関それぞれが、海外関

係機関との協力協定や取り決めを結び、また国際会議の場で情報発信を行っている。NDFにおいては、IAEA 総会のサイドイベントへの参加や OECD/NEA 運営委員会等の主要な国際会議での登壇等の機会を通じて、廃炉に関する情報発信に取り組み、国際社会からの信頼を確保すること及び互恵的な廃炉を進めることで、国際社会の継続的な理解・関心や協力関係の維持・発展を図っている（添付資料 16）。

また、上記の国際連携を行っていく上で、新型コロナウイルス感染症の世界的流行は大きな障害となっているものの、IAEA 総会やそのサイドイベント、OECD/NEA 等の多くの会議やイベントがオンラインで開催されており、我が国もオンラインシステムを活用して参画してきた。NDFにおいてもオンラインシステム等を積極的に活用して、世界の英知の結集、国際社会の継続的な理解・関心の維持・強化、及び国際社会との協力関係の維持・発展に取り組んできた。具体的には、例年、NDFに招聘した海外有識者と実施していた意見交換や会議を、オンラインで実施したほか、諸外国の廃止措置関係機関との年次会合をオンライン開催するなど、継続的な情報交換の機会を確保してきた。また、オンラインシステムを活用することで、他国への移動を要する対面での意見交換と比較して、より日程調整が容易となり、機動的な情報交換が可能となっており、例えば、2021 年 5 月 17 日から 5 月 28 日の 2 週間という短期間で、複数の国内関係機関と OECD/NEA とのバイ会談が実現した。今後も、これまでの経験を活かして、諸外国とのコミュニケーションの機会の更なる拡大等を図っていくことが大切である（図 43）。

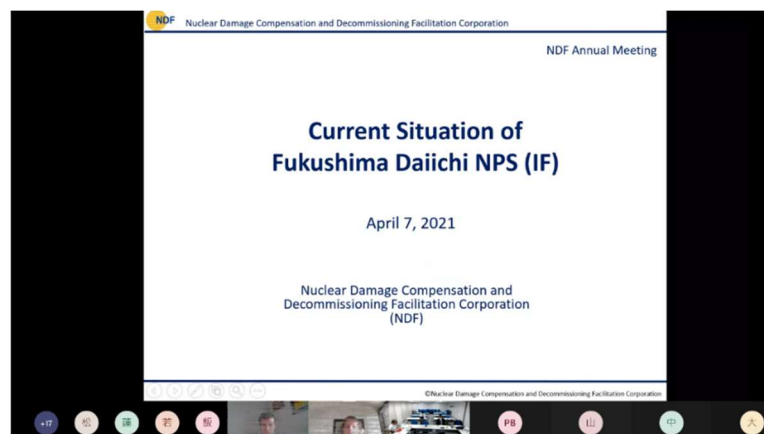


図 43 海外関係機関と NDF の年次会合の様子（2021 年 4 月にオンライン開催）

6.2.2 主な課題と戦略

6.2.2.1 世界の英知の結集と活用

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、また、レガシーサイトの廃止措置は、先行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。レガシーサイトを有する各国は原子炉や核燃料サイクル施設の運転・保守とは異なる専門的知識や考え方、新技術等の必要性といった課題に対応するため、公的な廃止措置関係機関が中心となってこれを推進している。そのため、我が国では、政府間の枠組みの下で、国内及び海外の組織間での協力協定や取り決めを結び、定期的な情報交換を引き続き実施していく必要がある。NDF としては、英国 NDA、フランス原子力・代替エネルギー庁（CEA）、米国エネルギー省（DOE）等の各国で中心的な役割を担う公的な廃止措置関係機関との長期的なパートナーシップを引き続き維持・発展させていく。

また、我が国は、福島第一原子力発電所の廃炉に関して、技術面のみならず運営面においても、制度・政策、戦略策定と事業の計画・運営、安全確保、地域コミュニケーションといった様々な取組について世界の英知を集め、学ばなければならない。そのため、我が国は廃炉を進めるに当たり、国際社会の支援を受け、IAEAによるDARODプロジェクトやOECD/NEAによる共同プロジェクト等における、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て、海外の政府機関や有識者から様々な支援を受けてきたところである。事故から10年以上が経ち、国際社会に対してこれまで蓄積したノウハウや成果の還元にも取り組みつつ、互恵的関係の継続を図ることが必要である。

新型コロナウイルス感染症の世界的流行により諸外国との行き来が困難となったことは、このような互恵的関係を継続する上で障害となっている。新型コロナウイルス感染症の世界的流行に限らず、未曾有の事態により諸外国の関係機関や有識者、国際機関との関係が希薄になることがないよう、オンラインシステム等を活用することで、コミュニケーションの機会を確保し、関係の維持・発展に取り組むことが重要である。

NDFでは、国際フォーラムを通して、世界各国の廃止措置の教訓や技術といった英知を集めてきた。引き続き、諸外国からの直接の参加が困難な状況下でも、オンラインシステムを活用することで国際フォーラムを世界の英知の結集の一つの有効な機会とすることが重要である。

なお、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。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。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。引き続き、民間の状況まで含めた世界の最新情報を把握するとともに、これら民間企業との継続的なコミュニケーションに取り組み、廃炉作業の進捗について情報を共有しながら、必要な時に必要な技術にアクセスできる環境を形成していくことが必要である。

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のために世界の英知を結集するためには、国際社会の理解・関心や協力関係の維持・発展が重要となる。そのためにも、政府をはじめとした国内関係機関が、廃炉に関する正確な情報を発信することに加え、事故から10年以上が経過し、情報の受け手の関心等が事故当時から変化している部分もあり、これに留意した情報発信が重要となる。具体的には、専門家向けには、廃炉の進捗だけでなく、廃炉作業から得られた教訓等に関する情報を発信する必要がある。また、専門家だけでなく非専門家向けに分かりやすい情報を発信することや、事故の経緯に係る受け手の理解度を考慮した適切な工夫を加える等の配慮が必要である。また、廃炉を進める中で得られた知見等を国際社会へ還元していくため、国際共同活動へ参画し、情報発信に取り組んでいくことも重要である。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、国際社会の利益も確保されるような形で取り組まれることが必要である。特に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他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といった国際社会の変化に応えながら、その関心の水準の維持に努めることが重要である。

実際に、安全性を確保し、風評対策を徹底することを前提に ALPS 処理水を海洋放出する方針を日本政府が公表したことを受けて、環境への影響を懸念するコメントや処分に当たっての透明性について疑義を呈するコメントを発表した国がある一方、我が国の廃炉の状況を理解している海外政府、関係機関及び国際機関からは、我が国の決定を支持するコメントが発表された。加えて、IAEA がレビューミッションの派遣や環境モニタリングの支援など、第三者的立場から ALPS 処理水の海洋放出に向けて積極的に協力することを表明した。これらは海洋放出に対する国際的な理解を得る後押しとなっており、正確な情報発信を通じた透明性の確保や協力関係の構築の重要性が改めて認識された。

今後の ALPS 処理水の海洋放出を含め、廃炉の着実な実施に当たっては、引き続き、国際社会からの理解と協力を得ることが重要であり、政府をはじめとする国内関係機関が、国際会議・国際共同活動の場やウェブサイトにおいて、正確な情報の発信や分かりやすい情報の発信を行う必要がある。NDF としても、様々な機会を通じて、正確かつ情報の受け手の関心に応じた情報発信、廃炉を進める中で得られた知見等の国際社会への還元を行っていくことが重要である。

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など、復興への歩みが徐々に進んでいる中にあることは、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、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、復興の動きに悪影響が及ぶ、すなわち廃炉が復興の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正確な情報を分かりやすく速やかに伝える、といった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は、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、東京電力が福島の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、東京電力は、浜通り地域への廃炉関連産業集積を重点分野に掲げる「福島イノベーション・コースト構想」の実現に向けた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」など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、廃炉に関する地域住民をはじめとした参加者と関係機関等との率直な意見交換及び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ている（2020 年度は新型コロナウイルス感染症の影響により延期）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。なお、国際フォーラムでの意見交換を促進するため、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、冊子にまとめて、「ぼいすふろむふくしま」として国際フォーラムにおいて配布している。

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行っている。また、ありのままの廃炉の現状を見てもらうとともに、率直な意見を交わすことが共通理解の形成において非常に有効であることから、福島第一原子力発電所の視察受け入れ及び座談会を積極的に行っている（視察者数：2019 年度 18,238 人、2020 年度 4,322 人）。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、2021 年 4 月末時点の来場者数が約 70,000 人となっており、昨年度からは、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。

なお、東京電力の Web サイトでは、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が公開されているが、新型コロナウイルス感染症の影響で直接の視察に一定の制限がある現状においては、こうした疑似体験プログラムの有用性が以前より高まっているといえる。

(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「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。）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。このうち、①及び②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、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・運用や、元請企業と地元企業とのマッチング商談会の開催、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などに取り組んでいるほか、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。また、2020 年 9 月に作成した「廃炉中長期発注見通し」の内容を、廃炉作業の進捗に合わせて適宜更新するとともに、新型コロナウイルス感染症の流行状況に十分留意しながら、元請企業はもとより、地元の自治体、商工団体及び地元企業に対する説明会を順次実施している。

また、③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た福島県外へ発注し

ていた比較的难度・重要性の高い技術や製品について、浜通り地域で完結できるよう、2020 年に複数の新たな施設を設置・運用する計画を立てている（2021 年 5 月 27 日公表）。特に地元での「製造」については、これまで県外製造とせざるを得なかった高機能製品について、実績のあるパートナー企業と共同事業体を設立した上で浜通り地域に製造拠点を設置し、地元での雇用や地元企業への発注及び協業を目指している。

併せて、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おり、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、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、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などを行っている。

6.3.2 主な課題と戦略

(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。このため、東京電力は、引き続き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必要がある。この点、新型コロナウイルス感染症の影響が当面続くことが想定される中で、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を積極的に活用するとともに、写真・動画コンテンツの一層の充実を図るなど、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ことも重要である。また、政府、NDF 及び東京電力が適切な連携の下、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が求められる。このため、座談会の開催や地域の会議体・行事への参加など、機会を捉えて地域住民との直接対話を積極的に図るとともに、国際フォーラム等のイベントを通じて不安や疑問に真摯に耳を傾けるなど、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必要がある。

特に、ALPS 処理水の処分方針に関しては、地元はもとより国内外から不安・懸念が寄せられており、地元自治体や関係団体から正確な情報発信や万全の風評対策などの措置を強く求められている。東京電力は、これらの状況を踏まえ、「多核種除去設備等処理水の処分に係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）に示した対策を確実に実行するとともに、必要により追加・見直しを行い、風評抑制に全力で取り組まねばならない。

(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)で述べたように、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。加えて、今後取り組むこととしている「③地元での新規産業創出」では、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、いかに実績のある元請企業と地元企業との技術格差を解消し、地元企業の積極的な参画に繋がれるかが課題となる。そのため、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をしっかりと継続・強化していくとともに、

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の説明し、理解・協力を得ながら取組を進めていくことが重要である。

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・契約方法を具体的に検討し、まずは試行的に実施することも必要である。昨年度、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など、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。併せて、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、今後は並行して地元企業向けに特化した研修に係る具体的な検討・準備を加速させることが求められる。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ことが重要である。

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など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ことから、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を図っていくことが求められる。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、日常生活や教育などの機能を幅広く考慮する必要がある。この点、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などを行っている。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ことも重要である。

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組織体制の強化及び各部署間の緊密な連携が不可欠である。6.3.1.2(2)で触れたとおり、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、必要に応じて社内の体制をさらに強化していくことが重要である。

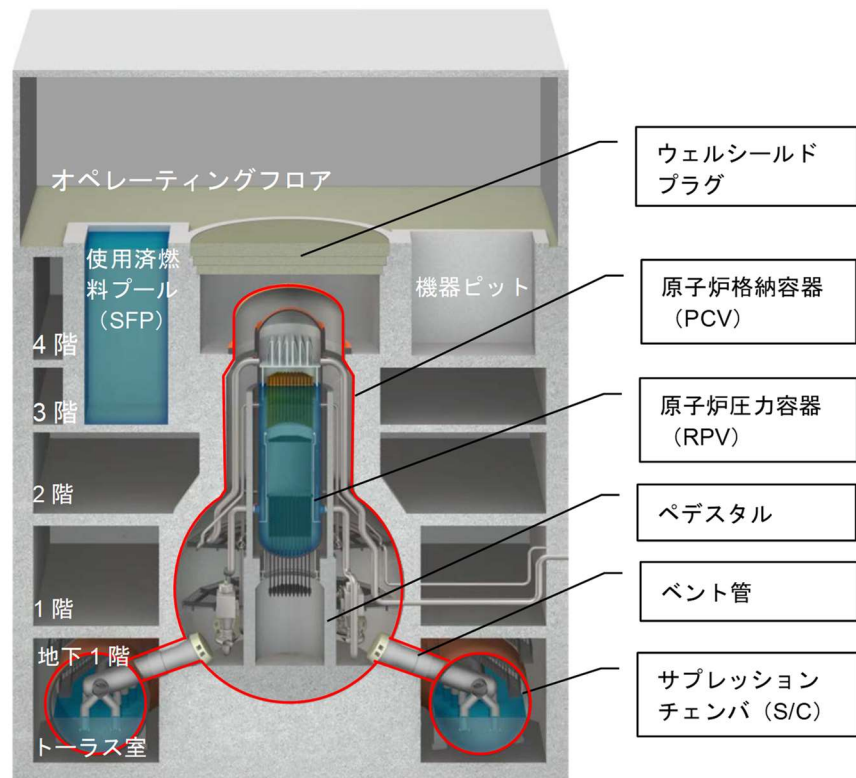
さらに、福島県をはじめとする地元自治体、共同相談窓口の運用やマッチング商談会の共催などを行っている福島イノベーション・コースト構想推進機構、福島相双復興推進機構をはじめとする地元関係機関との連携・協働をより一層強化していく必要がある。NDFは、東京電力の地域共生に関する取組を適切に支援するとともに、地元自治体、関係機関等との連携・協働の強化に努めていく。

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 : すべ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
D/W	Dry Well : ドライウェル
DOE	United States Department of Energy : 米国エネルギー省
FP	Fission Products : 核分裂生成物
IAEA	International Atomic Energy Agency : 国際原子力機関
ICRP	International Commission on Radiological Protection : 国際放射線防護委員会
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 : 日本原子力研究開発機構 廃炉環境国際共同研究センター
NDA	Nuclear Decommissioning Authority : 英国原子力廃止措置機関
NDC	Nuclear Development Corporation : ニュークリアデベロップメント株式会社
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
PCV	Primary Containment Vessel : 原子炉格納容器
RPV	Reactor Pressure Vessel : 原子炉圧力容器
SA	Severe Accident : 過酷事故
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

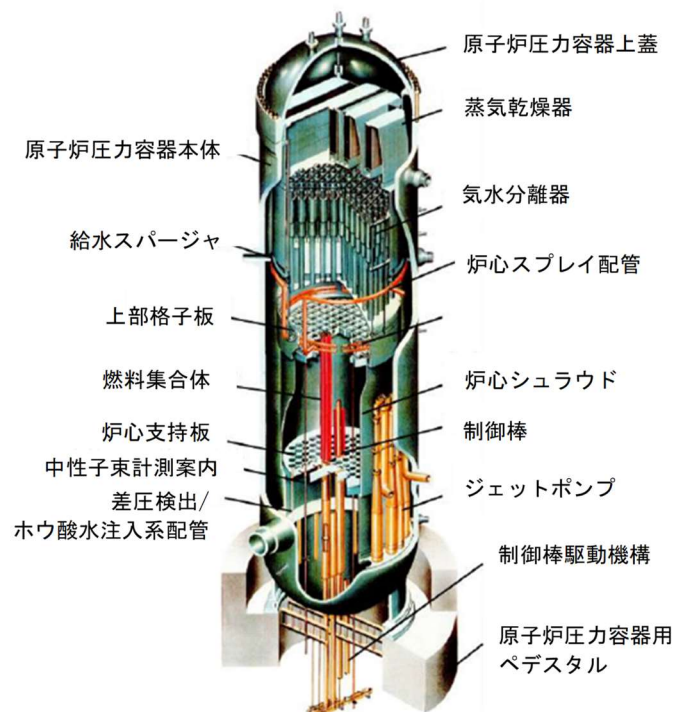
略 語	正 式 名 称
オペフロ	オペレーティングフロア
お約束	復興と廃炉の両立に向けた福島の方々へのお約束
柏崎刈羽	柏崎刈羽原子力発電所
技術戦略プラン	東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン
技術的見通し	固体廃棄物の処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通し
国際フォーラム	福島第一廃炉国際フォーラム
水中 ROV	水中遊泳式遠隔調査装置 (Remotely Operated Vehicle)
中長期ロードマップ	東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ
東京電力	東京電力ホールディングス(株)
取戻し計画	廃炉等積立金の取戻しに関する計画
取戻し計画作成方針	廃炉等積立金の取戻しに関する計画の作成方針
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
プール内燃料取り出し	使用済燃料プールからの燃料取り出し

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
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	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
五ホウ酸ナトリウム	溶解性の中性子吸収剤材（ホウ酸水）



(IRID 提供)

図 44 原子炉建屋内構造図



(IRID 提供)

図 45 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	119
添付資料 2 これまでに実施した主なリスク低減対策と今後の計画	121
添付資料 3 SED 指標の概要	125
添付資料 4 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	130
添付資料 5 リスクの時間変化	132
添付資料 6 燃料デブリ取り出しの対象となる燃料デブリについて	133
添付資料 7 保障措置の概念	135
添付資料 8 放射性廃棄物管理に関する用語	137
添付資料 9 放射性廃棄物処分について	138
添付資料 10 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	141
添付資料 11 処理・処分方策とその安全性に関する技術的見通し	143
添付資料 12 ALPS 処理水の海洋放出に向けた取組	197
添付資料 13 6 つの重要研究開発課題の今後の基本的方向性について	226
添付資料 14 研究開発中長期計画	232
添付資料 15 廃炉・汚染水対策事業における研究開発のこれまでの取組	233
添付資料 16 国際連携の強化に係る主な活動実績	236

【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とりまとめた「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者にてとりまとめ、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毎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、冠水一上アクセス工法・気中一上アクセス工法・気中一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あ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

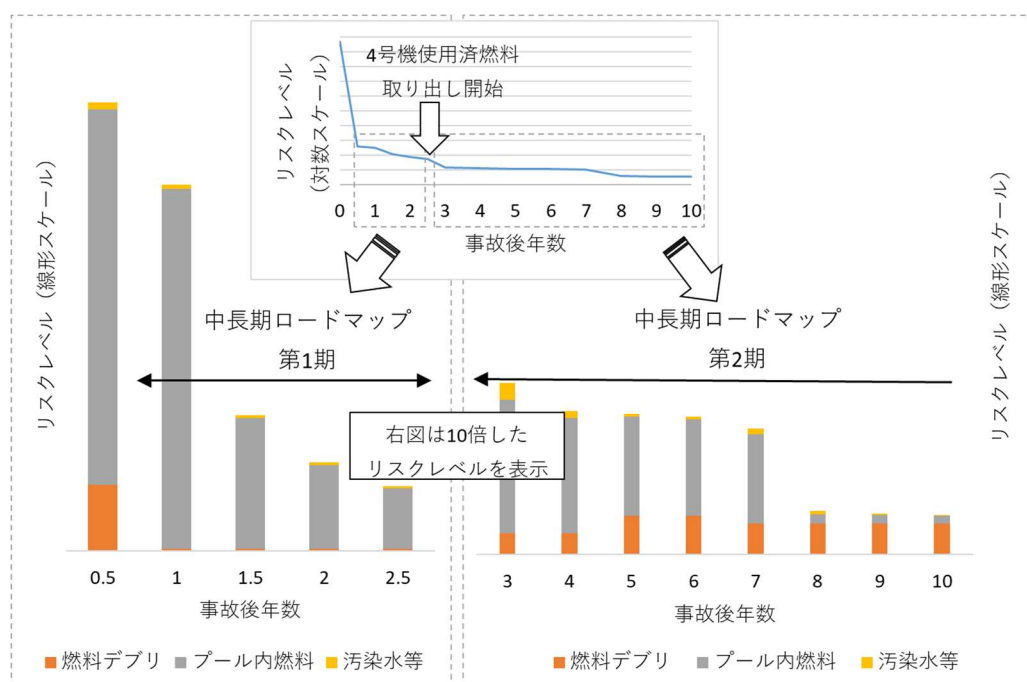
・ 個別作業を具体化するにあたり、「廃炉作業全体の最適化」の視点
【技術戦略プラン 2018（2018 年 10 月 2 日）】 ・ 汚染水対策及び使用済燃料プールからの燃料取り出し等も含めた構成とし、福島第一原子力発電所廃炉の取組全体を俯瞰した中長期的視点での方向性を提示
【技術戦略プラン 2019（2019 年 9 月 9 日）】 ・ 初号機の燃料デブリ取り出し方法を確定するための戦略的提案を提示するとともに、廃棄物対策等も含め、福島第一原子力発電所の取組全体を俯瞰した中長期視点での方向性を提示
【中長期ロードマップ 改訂第 5 版（2019 年 12 月 27 日）】 ・ 燃料デブリを取り出す初号機と、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 日あ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

添付資料2 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 A2-1 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、窒素注入など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・管理重要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 3）

図 A2-1 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 A2-1 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 A2-1 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 A2-2 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嚢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嚢は、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＋ゼオライト土嚢」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嚢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。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、溶接型タンクに比べ漏水リスクが高いフランジ型タンクの貯留水処理が進んだことにより、全体として漏えいリスクが低減しリスクレベルが大きく低下している。

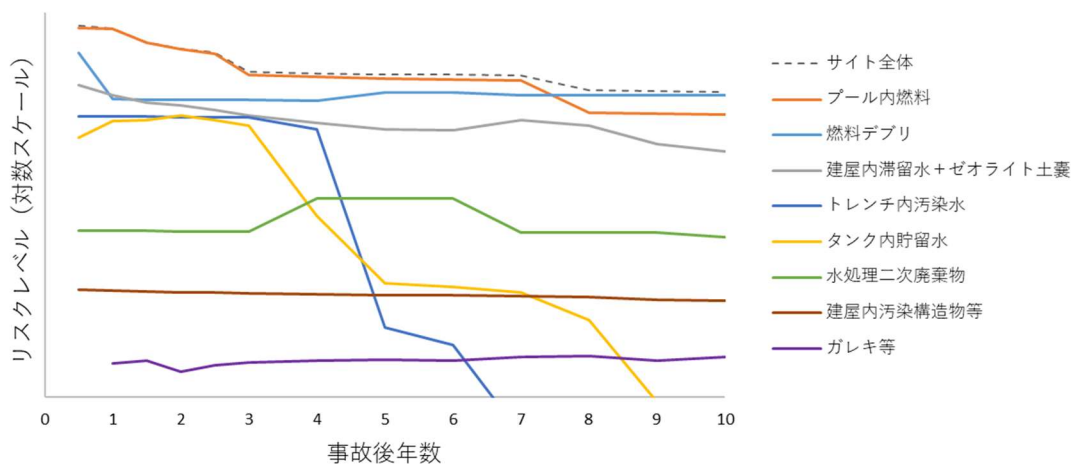


図 A2-2 主なリスク源ごとのリスクレベルの推移

(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管理重要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）⁹¹。

1 号機の建屋カバー（2011 年設置）の拡散抑制機能により、管理重要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⁹²。今後、ガレキ撤去時のダスト飛散抑制のため、2023 年度頃を目途に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⁹³。

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⁹³。

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

⁹¹ 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

⁹² 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

⁹³ 廃炉中長期実行プラン（2021 年 3 月 25 日）東京電力ホールディングス株式会社

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⁹⁴。

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・管理重要度が低減し、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、管理重要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（SARRYⅡ）の運転開始などにより、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）⁹⁵。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⁹⁶。

(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する。まず、建屋内滞留水のKURION、SARRY及びSARRYⅡ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、さら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、漏洩リ

⁹⁴ 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

⁹⁵ 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

⁹⁶ 第91回特定原子力施設監視・評価検討会 参考資料1「福島第一原子力発電所 中期的リスクの低減目標マップ（2021年3月版）を踏まえた検討指示事項に対する工程表」東京電力ホールディングス株式会社

スクが低減しリスクレベルが低減した。

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⁹⁷。

これらのタンク内貯留水は、堰のかさ上げと二重化（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、タンク解体に向けてその処理を実施中である。

(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などが発生している。リスクレベルとしては、除染装置スラッジの寄与が大きいですが、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）の保管されている除染装置スラッジを抜き出し（2023 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⁹⁸。

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

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、現時点においてそのリスクレベルに大きな変化はない。

(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、屋外集積など様々な状態で保管されており、それぞれで管理重要度が異なり、屋外シート養生や屋外集積のリスクレベルが最も高い。これまでに、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）などにより、より管理状態のよ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）。今後は更に固体廃棄物保管管理計画に従って、焼却設備、減容処理設備、固体廃棄物貯蔵庫の増設などにより、2028 年度までに屋外一時保管を解消する計画である⁹⁹。

⁹⁷ 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

⁹⁸ 福島県原子力発電所の廃炉に関する安全監視協議会（2021 年 3 月 8 日）資料 5-1

⁹⁹ 福島第一原子力発電所の固体廃棄物の保管管理計画（2021 年 7 月版）東京電力ホールディングス株式会社

添付資料3 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¹⁰⁰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（次頁以降参照）。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、第二項を管理重要度と呼ぶ。

$$SED = (RHP + CHP) \times (FD \times WUD)^4$$

または

$$SED = (RHP + CHP) \times (SSR \times BER \times CU)^4$$

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¹⁰¹。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 A3-1 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 A3-1 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。

¹⁰⁰ NDA Prioritization – Calculation of Safety and Environmental Detriment score, EPGR02 Rev.6, April 2011.

¹⁰¹ Instruction for the calculation of the Radiological Hazard Potential, EGPR02-WI01 Rev.3, March 2010.

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 A3-2 に与えられている。CF は NDA の定義どおりである。

(2) 管理重要度－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 A3-3 及び表 A3-4 のように再設定した。

(3) 管理重要度－SSR, BER, CU

汚染土壌の管理重要度評価に用いる SSR, BER, CU は NDA の定義のままであり、各々のスコアを表 A3-5 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など、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 A3-1 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(表面汚染など)※	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 など)※	1/10,000 = 1E-4
6	不連続な固体(ペレットなど、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 A3-2 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 A3-3 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、回収などの作業を行う時点） ^{*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、回収などの作業を行う時点）」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、回収などの作業を行う時点）」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、回収などの作業を行う時点）」まで、「安全評価基準」を満足する。 周辺に「安全評価基準」を満足しない施設などがあり、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、回収などの作業を行う時点）」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、回収などの作業を行う時点）」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、回収などの作業を行う時点）」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多重。	2
*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）など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 A3-4 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。 処理や回収など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。 処理や回収など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。 処理や回収など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。 処理や回収など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。 処理や回収など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。 処理や回収など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 A3-5 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。
	4	①+②= 3~4 点	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。
	1	①+②= 2 点	3 点：将来予測に使用可能なモデルが無い。

添付資料4 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 A4-1 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などに着目し、原子力規制委員会の中長期リスクの低減目標マップ¹⁰²も参考にして整理した。

表 A4-1 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	地下貯水槽	全地下貯水槽の残水回収は完了 ¹⁰³ 。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 ¹⁰⁴ 、以降、適宜、放射性物質濃度、水量を確認している状況 ¹⁰⁵ 。
	排水路	A 排水路では Cs-137 : ND~23Bq/L へ低下 ¹⁰⁶ 。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 ¹⁰⁷ 、弁別型 PSF モニタの運用等の対策を実施 ¹⁰⁸ 。
	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 1.9×10^{13} Bq ¹⁰⁹ 。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。
使用済燃料	使用済制御棒等	使用済制御棒等 : 24,030 本。シュラウド片等 : 193m^3 ¹¹⁰ 。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。
	5/6 号機プール内燃料	5 号機 : 1,374 体、6 号機 : 1,456 体 ¹¹¹

¹⁰² 東京電力福島第一原子力発電所の中長期的リスクの低減目標マップ（2021 年 3 月版） 原子力規制委員会

¹⁰³ 第 44 回廃炉・汚染水対策チーム会合/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)」

¹⁰⁴ 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

¹⁰⁵ 第 88 回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料 1 : 汚染水等構内溜まり水の状況(2021.3.18 時点)」

¹⁰⁶ 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」

¹⁰⁷ 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）」

¹⁰⁸ 第 74 回廃炉・汚染水対策チーム会合/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」

¹⁰⁹ 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」

¹¹⁰ 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」 2018 年 9 月 21 日 東京電力ホールディングス株式会社

¹¹¹ 第 89 回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料 4-2 : 使用済燃料等の保管状況」

表 A4-1 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	震災前廃棄物	ドラム缶相当で 185,816 本保管 ¹¹² 。主要核種は Co-60。
	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 ¹¹⁶ 。
	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。
外部事象等への対応	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 ¹¹³ 。 3/4 号機排気筒：基部で 3mSv/h を測定 ¹¹⁴ 。
	メガフロート	着底・内部充填作業完了 ¹¹⁵ 。護岸整備工事及び盛土工事を実施中。
	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 ¹¹⁶ 。
	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 ¹¹⁷ 。T.P.2m、T.P.6m 及び T.P.8.5m 盤のフェーシングを完了 ¹¹⁸ 。
廃炉作業を進める上で重要なもの	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 ¹¹⁹ 。

¹¹² 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

¹¹³ 「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

¹¹⁴ 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)」

¹¹⁵ 第 81 回廃炉・汚染水対策チーム会合/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」

¹¹⁶ 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

¹¹⁷ 第 78 回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料 3-1：屋根雨水対策の進捗状況」

¹¹⁸ 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」

¹¹⁹ 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」

添付資料5 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 A5-1 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）。

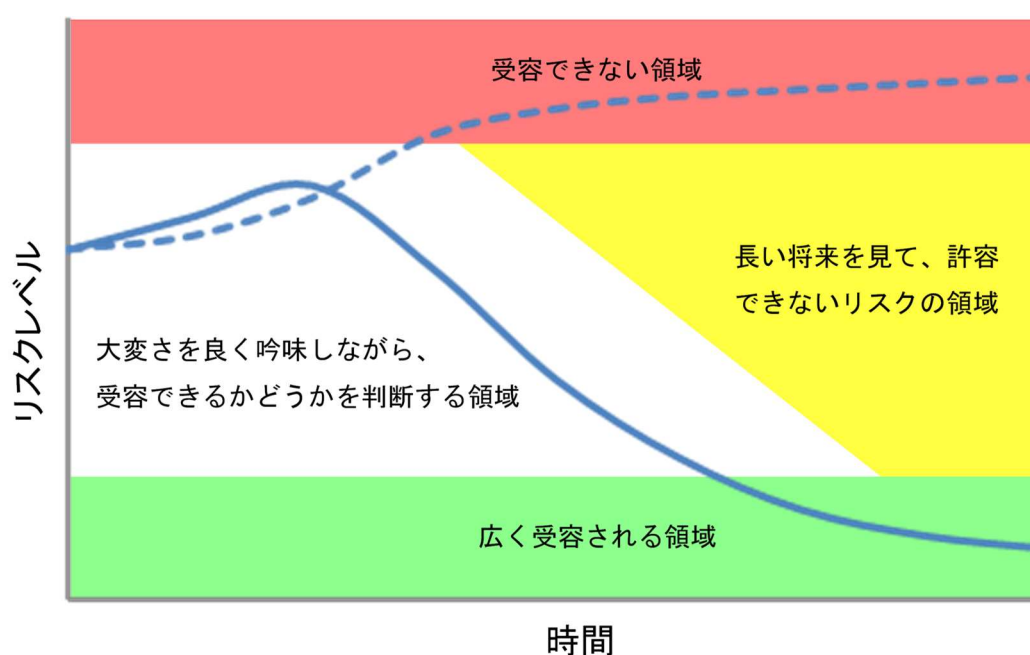


図 A5-1 リスクの時間変化¹²⁰

¹²⁰ 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6 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^{121,122}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 やチェルノブイ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 A6-1 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。

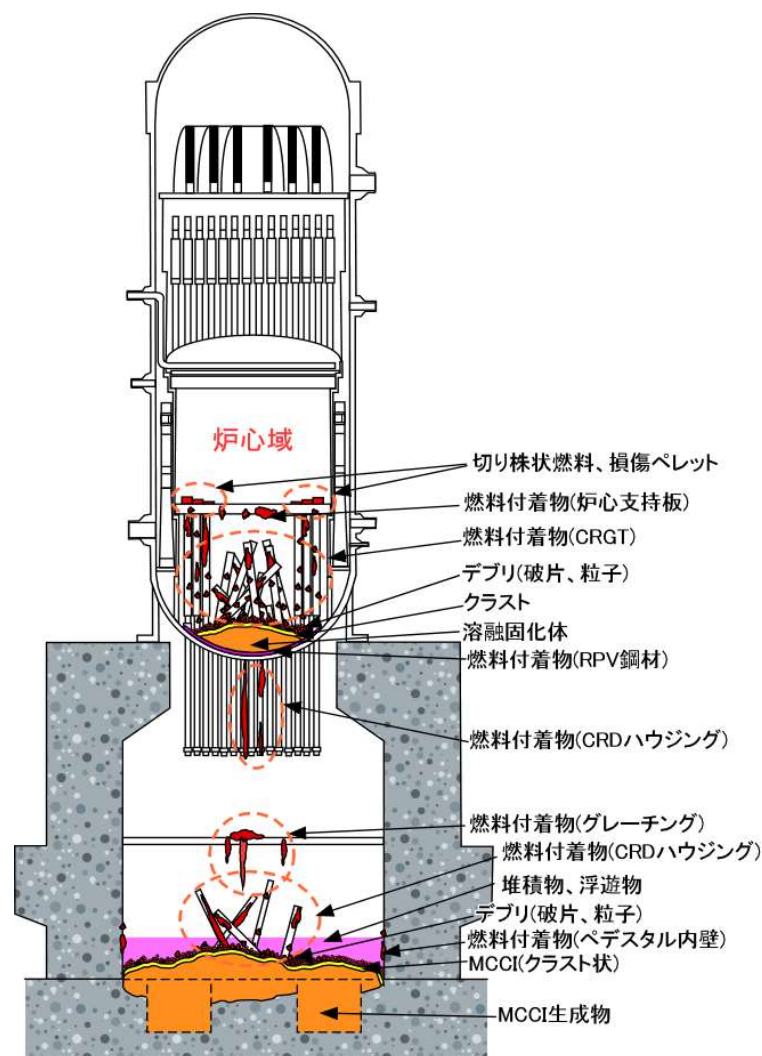


図 A6-1 福島第一原子力発電所で想定される PCV 内の状態

¹²¹ 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)

¹²² 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は、放射性のセシウムやコバルトが含有され、あるいは付着している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 A6-2 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。

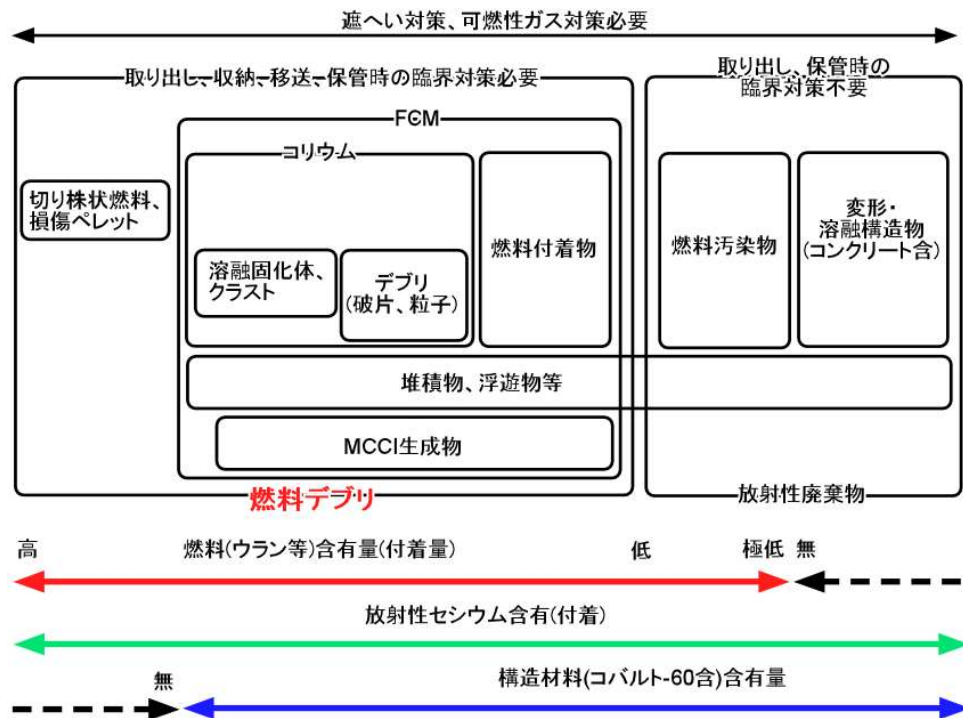


図 A6-2 福島第一原子力発電所事故における燃料デブリ取り出しの対象となる燃料デブリの概念整理の例

【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。
- ・ 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。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、グレーティング等、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。

保障措置とは、核物質が平和目的だけに利用され、核兵器等に転用されないことを担保するために行われる検認活動のことである。

具体的には、以下を行うことで国内にあるすべての核物質が核兵器等に転用されていないことを原子力規制庁保障措置室（JSGO）が確認し、IAEAが査察等によりこの認定を確認している。

原子力事業者は、施設で核物質を取扱う場所を定め、その区域を出入りする核物質増減量、定期的な核物質在庫量を厳密・正確に計量管理し、原子力規制委員会に報告する。JSGO は、事業者から受け取ったこれらの報告書を取りまとめ、IAEAに提出する。

JSGO 及び IAEA は、核物質が密かに移動されていないことを確認するため、核物質が入れた容器の蓋や原子力発電所における燃料の出入り口等に「封印」を取付けている。また、原子力発電所等においては、「監視カメラ」を取り付けて、常時核物質の移動を監視している。

JSGO 及び IAEA の査察官は、実際に原子力施設に立ち入り、報告と記録の整合確認、現場での核物質の数・量の確認、分析試料の採取、封じ込め／監視データの評価等の査察活動を実施する。



※2:「指定保障措置検査等実施機関」、「指定情報処理機関」として、原子炉等規制法に基づき(公財)核物質管理センターを指定。

引用：原子力規制庁ホームページ「保障措置」<https://www.nsr.go.jp/activity/hoshousochi/index.html>

この保障措置は福島第一原子力発電所にも例外なく適用され、原子力事業者である東京電力が JSGO 及び IAEA と協議を行い、福島第一に適用する保障措置（計量管理、封じ込め／監視、査察）の方法を決め、実際に現場に適用していく。

IAEA の安全要件 GSR-Part5¹²³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 A8-1 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。

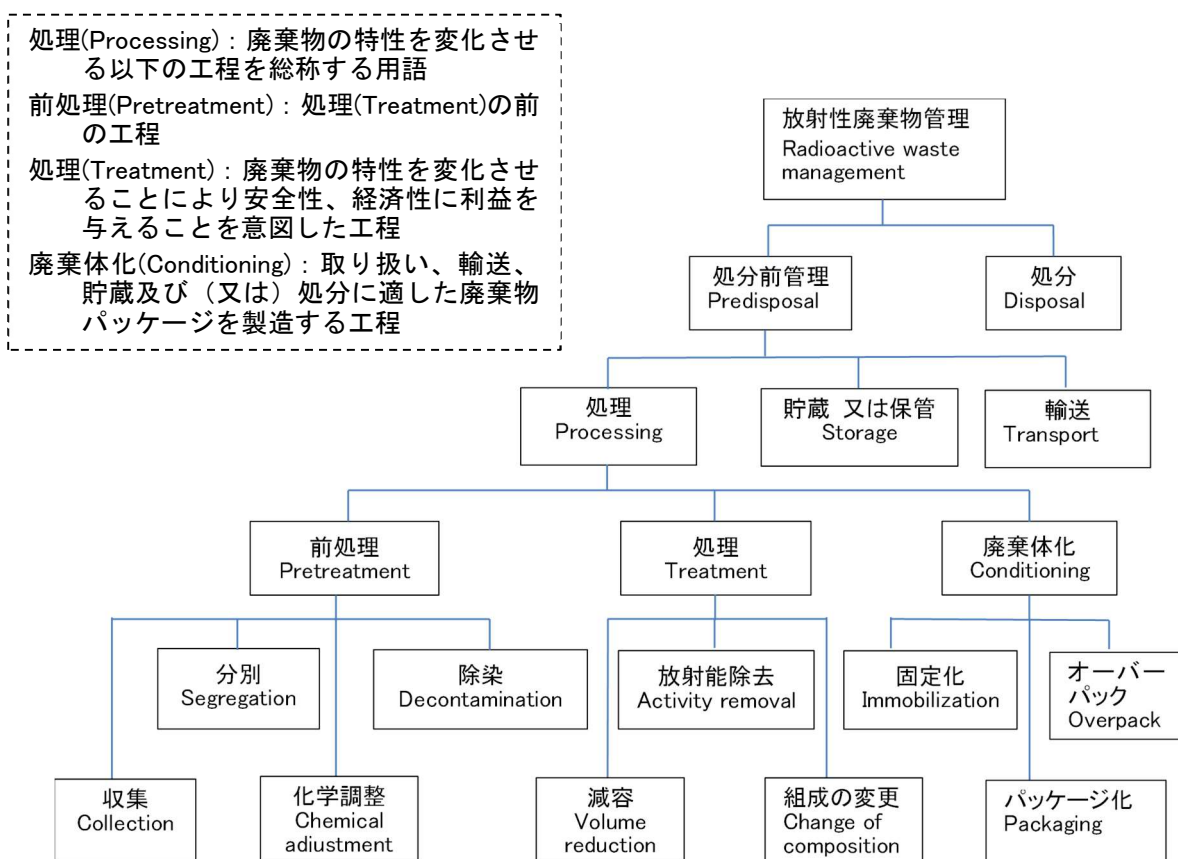


図 A8-1 放射性廃棄物管理に係る用語（IAEA）124とその和訳例
（和訳例については日本原子力学会の資料125, 126を参考にした）

¹²³ 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）

¹²⁴ IAEA, IAEA Safety Glossary Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection 2007 Edition, p.216, (2007).

¹²⁵ 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.

¹²⁶ 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).

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などにより、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、放射性物質の種類など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)¹³⁰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”¹³¹では、放射性廃棄物の危険性の程度（放射エネルギー）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 A9-1 のように示している。また、各分類について表 A9-1 のとおり示している。

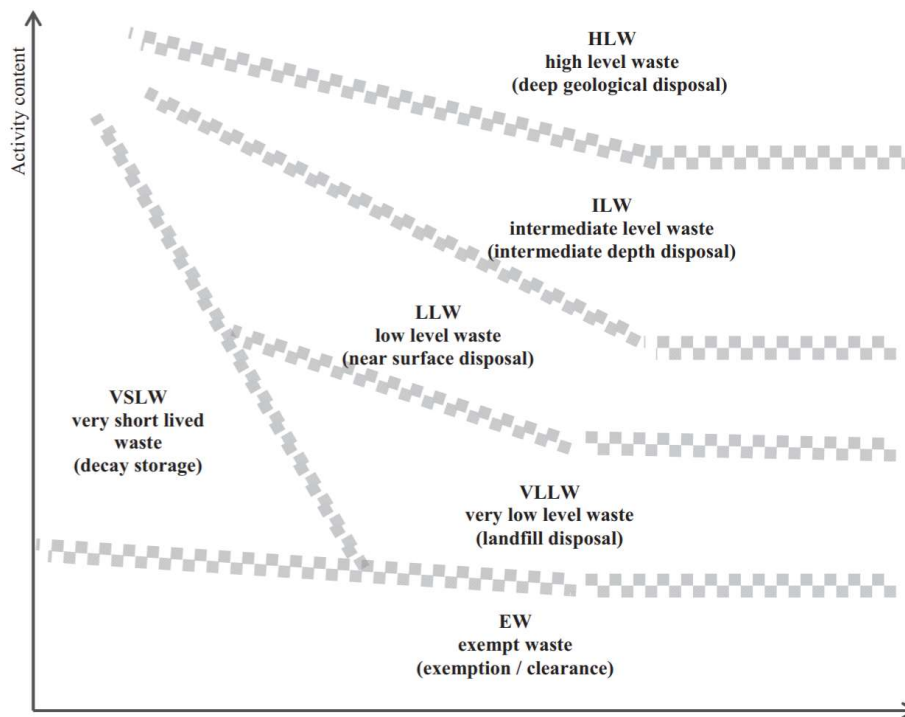


図 A9-1 廃棄物分類の概念図

¹²⁷ 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)

¹²⁸ https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/

¹²⁹ <https://www.fepec.or.jp/nuclear/haikibutsu/index.html>

¹³⁰ IAEA SSR-5 “Disposal of Radioactive Waste”(2011)

¹³¹ IAEA GSG-1 “Classification of Radioactive Waste” (2009)

表 A9-1 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など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、放射性物質の種類など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さら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 A9-2 に示す。

これらのうちすで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 A9-2 原子力発電の運転に伴い発生する放射性廃棄物の種類

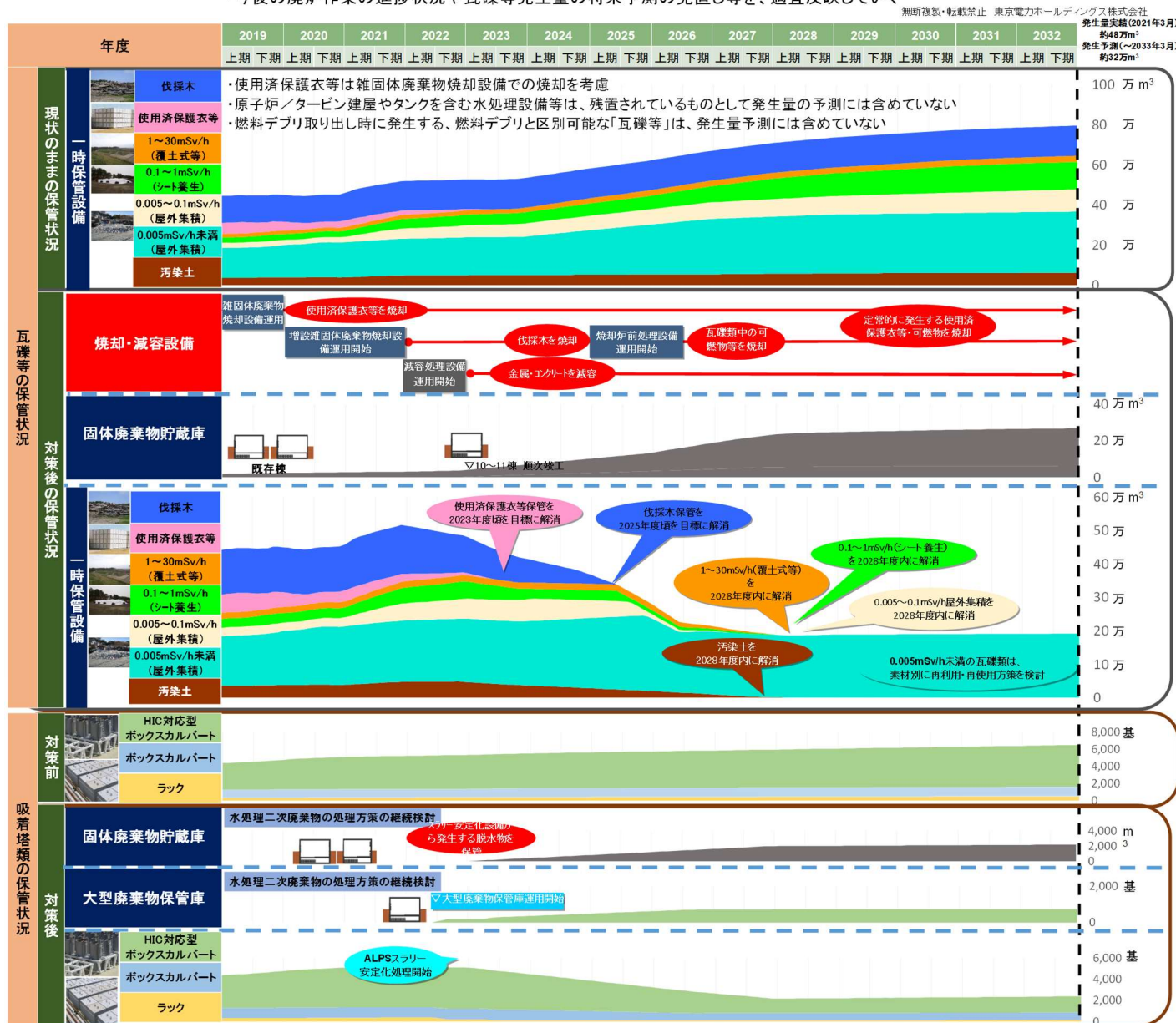
廃棄物の種類		廃棄物の例	発生場所	処分の方法(例)
低レベル放射性廃棄物	発電所廃棄物	放射能レベルの 極めて低い 廃棄物	原子力発電所	トレンチ処分
		放射能レベルの 比較的低い 廃棄物		ビット処分
		放射能レベルの 比較的高い 廃棄物		中深度処分
	ウラン廃棄物		ウラン濃縮・燃料加工施設	中深度処分、ビット処分、トレンチ処分、場合によっては地層処分
	超ウラン核種を含む放射性廃棄物 (TRU廃棄物)		再処理施設、MOX燃料加工施設	地層処分、中深度処分、ビット処分
高レベル放射性廃棄物		ガラス固化体	再処理施設	地層処分
クリアランスレベル以下の廃棄物		原子力発電所解体廃棄物の大部分	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



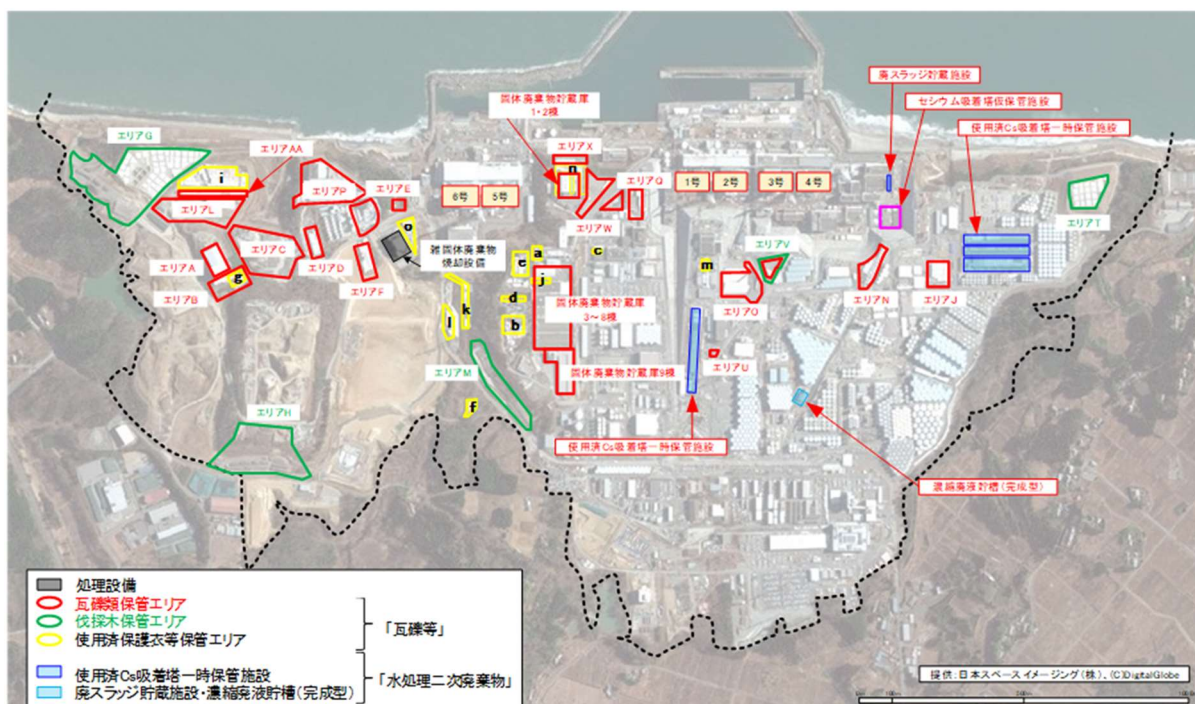
図 A9-2 日本原燃（株） 低レベル放射性廃棄物埋設センター

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



¹³² 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 2021年7月版、2021年7月29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 A10-1 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

目次

1. 概要	144
2. 技術的見通しの検討方針	145
3. 諸外国における解体廃棄物等の物量低減に関する取組事例	146
3.1 英国の事例	146
3.1.1 背景	146
3.1.2 廃棄物ヒエラルキーの考え方に基づく LLW の管理方策	146
3.2 米国の事例	149
3.2.1 背景	149
3.2.2 DOE による放射性廃棄物の物量低減の取組	149
3.2.3 民間原子力発電所の解体廃棄物に関する規制制度整備の取組	150
3.3 フランスの事例	151
3.3.1 背景	151
3.3.2 金属リサイクルの実施に向けた法改正の動き	152
3.4 まとめ	152
4. 処理・処分の方策とその安全性に関する技術的な見通しについて	153
4.1 物量低減に向けた進め方	153
4.2 性状把握を効率的に実施するための分析・評価手法の開発	154
4.2.1 データを簡易・迅速に取得するための分析手法の開発	154
4.2.2 統計論的方法を用いた性状把握手法の開発	157
4.2.3 まとめ	159
4.3 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の構築	160
4.3.1 保管・管理に係る課題と対策の明確化	161
4.3.2 処分を念頭においた処理技術の明確化	166
4.3.3 先行的処理に適用可能な候補技術を合理的に抽出する手法の構築	173
4.3.4 処分概念の検討と安全評価手法の整備	177
4.3.5 処分を念頭に置いた処理技術が明確となっていない固体廃棄物について、処理・処分方策を設定できる見通しについて	188
5. 技術的見通しを踏まえた課題とそれを実現する技術戦略	193
5.1 技術的見通しを踏まえた課題	193
5.2 分野毎の技術戦略	194
5.2.1 性状把握	194
5.2.2 保管・管理	194
5.2.3 処理・処分	195

1. 概要

廃棄物対策は、取組の各段階でリスクの低減を達成しつつ、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。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¹³³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、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（以下「中長期ロードマップ」という。）で取りまとめられた「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。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に加えて、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）を開発している。このうち処理・処分方策について、「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」（以下「技術戦略プラン」という。）において、2021年度頃までを目処に、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（以下「技術的見通し」という。）を示すとされており、ここにその取りまとめ成果を示す。

＜「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

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

¹³³ 事故後に発生したガレキ等には、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。

2. 技術的見通しの検討方針

中長期ロードマップでは、戦略プランにおいて、2021 年度頃までを目処に、技術的見通しを提示するとし、具体的には、「固体廃棄物の物量低減に向けた進め方を提示」、「性状把握を効率的に実施するための分析・評価手法を開発」、「性状把握等、必要な情報が判明した際に、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を構築」するとしている。

「物量低減の進め方」については、固体廃棄物についての基本的考え方においても、東京電力が取り組むべき方策として、廃棄物管理全体（発生から保管・管理、処理等を経て処分に至るまでのすべての措置）の負荷軽減のため可能な範囲で行うことが示されているものであり、戦略プラン 2020 では、他国の先行事例を基に更に取組を行う可能性を検討するとしていた。そこで、諸外国における解体廃棄物等の物量低減に関する取組事例を調査した（3 章）。

「性状把握を効率的に実施するための分析・評価手法を開発」及び「性状把握等、必要な情報が判明した際に、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を構築」については、物量低減に取り組んだ上で、それでも廃棄物となるものを処分するために必要なこれらの手法を開発・構築するものであり、NDF は戦略プラン 2018 でそのための具体的な目標を以下のとおり整理し、検討を進めた。その際、多種多様な固体廃棄物のうち、我が国で処理・処分を行った実績がなく、また流動性が高い特性を持つ水処理二次廃棄物を主要な検討対象とした。

- ① 福島第一原子力発電所で発生する固体廃棄物の性状と物量及びそれらに適用可能な処理技術を踏まえた安全かつ合理的な処分概念を構築し、諸外国の例を踏まえつつ処分概念の特徴を反映した安全評価手法を整備すること
- ② 性状把握のための分析・評価手法が明確になっていること
- ③ 水処理二次廃棄物等いくつかの重要な廃棄物ストリームに対して処分を念頭に置いた安定化、固定化のための実機導入が期待される処理技術が明確になっていること
- ④ 上記をベースに、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）の方法を合理的に選定する方法を構築すること
- ⑤ 固体廃棄物のうち、処分を念頭に置いた処理技術が明確となっていないものについては、2021 年度頃までに開発した一連の手法を用いて処理・処分方策を設定できる見通しがあること
- ⑥ 固体廃棄物の廃棄体化前までの保管・管理に係る課題と対策が明確になっていること

これらの成果を踏まえ、技術的な見通しについて、4 章で示す。

3. 諸外国における解体廃棄物等の物量低減に関する取組事例

早い時期より原子力利用を進めてきた国々では、老朽化や経済性等の理由から施設の廃止措置やサイトの環境修復が進められており、解体、修復作業等に伴い多量の低線量の放射性廃棄物が発生、または近い将来発生する見通しとなっている。

各国ではそれぞれの背景の下で、様々な放射性廃棄物の管理方策が取られているが、本章では特に核開発関連のレガシーサイトでの廃止措置、環境修復等の実施により発生する多種多様かつ多量の低レベル放射性廃棄物（以下「LLW」という。）に対し、物量低減を含む廃棄物管理を進めている英国、米国、フランスの 3 か国の取組事例について記載する。なお、ここでは LLW に比べて発生量が限定的な高レベル放射性廃棄物及び中レベル放射性廃棄物は対象としない。

3.1 英国の事例

3.1.1 背景

英国では、国が保有するレガシーサイトの廃止措置の推進に伴う解体廃棄物の発生予測量の増大、及びカンブリア州ドリッグ近郊に位置する既存の低レベル放射性廃棄物処分場（以下「LLWR」という。）の処分容量のひっ迫等の課題を背景に、政府は 2007 年に低レベル放射性廃棄物長期管理政策¹³⁴（以下「LLW 管理政策」という。）を公表し、それまでの政策の見直しを行った。この見直しにより政府は、対象とする LLW の性質を適切に考慮し、安全性及び環境受容性を有する費用効率の高い LLW の管理方策を柔軟に選択できるようにするための基本的な考え方を提示している。

これを受けて、レガシーサイトの廃止措置及び放射性廃棄物管理の実施主体である原子力廃止措置機関（以下「NDA」という。）は、2010 年に低レベル放射性廃棄物管理戦略¹³⁵（以下「LLW 管理戦略」という。）を策定し、廃棄物ヒエラルキーに基づく廃棄物量低減、及び LLW 管理のために取り得る柔軟なオプションの考慮等を実践するための戦略的取組を示し、具体的な方策を実施してきた。

3.1.2 廃棄物ヒエラルキーの考え方に基づく LLW の管理方策

LLW 管理戦略では、廃棄物ヒエラルキーの考え方（図 A11-6 参照）に基づいた LLW の管理方策について、以下のように示している。

3.1.2.1 廃棄物発生抑制

LLW 管理戦略では、最終的な放射性廃棄物の物量低減に向けて、放射性廃棄物を極力発生させないことを廃棄物ヒエラルキーにおいて最も優先されるべき取組として位置づけている。その例として、施設等においては、設計段階から廃止措置に至るライフサイクルを通じて、放射性廃棄物となる可能性のある物資量の低減等を考慮する必要性を挙げている。また、過去の活動により

¹³⁴ Policy for the Long Term Management of Solid Low Level Radioactive Waste in the United Kingdom, By Defra, DTI and the Devolved Administrations, 26 March 2007.

¹³⁵ UK Strategy for the Management of Solid Low Level Radioactive Waste from the Nuclear Industry, NDA, August 2010.

既に存在する汚染物質については、その管理を通じて生じ得る二次廃棄物の発生を抑制するために、サイト毎に発生する各放射性廃棄物の処分までの過程の管理を目的に策定した放射性廃棄物管理計画に基づく一貫した管理の実施等を求めている。

3.1.2.2 廃棄物量の最小化

発生抑制の取組にもかかわらず、その発生が避けられない放射性廃棄物については、放射エネルギー及び物量を合理的に実践可能な限り低減すべきであるとし、廃棄物量の最小化は、放射性廃棄物の性状等に基づく分類・分別、廃止措置の実施前の施設及び放射性廃棄物として輸送する前の汚染物等の除染による放射エネルギーの低減、放射性廃棄物を適切に区分するための性状把握の実施という3つの取組によって実施されるとしている。

3.1.2.3 再使用

LLW 管理戦略では、物品の中には必要に応じ整備を行うことにより再使用が可能なものがあり、放射性廃棄物の一時保管容器、鉛遮蔽レンガ等がその一例として挙げられている。また施設、設備、建屋なども、当初の使用目的を終えても、他の用途において依然として再使用する価値がある場合があり、放射性廃棄物発生者は実践可能な範囲でこうした機会を生かすことを探るべきであるとしている。

NDA では、当初の使用目的を終えた施設や設備について、潜在的な利用者を見出すための資産の移行を支援するウェブサイトを運営しており、不要となった相当数の NDA の資産がこの取組により再使用され、コスト削減にも寄与しているとのことである。

また、土壌やガレキについては、後述の環境規制当局のガイダンスに従ってサイトとして評価を行い、規制当局の許可が得られる場合において、サイト内の整地や空隙の埋め戻しのための資材として再使用することが可能とされている。

3.1.2.4 リサイクル

リサイクルによる物質のさらなる利用は、放射性廃棄物の物量低減の重要な機会として捉えられている。リサイクルの主たる対象は金属とされているが、コンクリートやガレキ等の他の物質についても実施される。リサイクルには、対象物の汚染を除去するための表面除染や金属の溶融による放射性物質や不純物の分離、破碎、分別等の処理技術が用いられ、効果的にリサイクルできるように、物質の性状把握、モニタリング、評価等が行われる。

英国では金属のリサイクルは資源保護、処分場の最適利用、環境保護等の観点で採用すべきオプションとされており、表面汚染のブラスト除染は英国内、溶融処理については国外（スウェーデン、米国、ドイツ）の施設で実施されている。

LLW 管理戦略の実践を目的に立ち上げられた国家廃棄物プログラム（以下「NWP」と呼ぶ。）開始時からの金属処理量の累計は2021年3月末の時点で約32,000m³となっている（図A11-1）。

3.1.2.5 廃棄物の減容

放射性廃棄物の減容は廃棄物ヒエラルキーの正式な段階とは位置づけられていないが、LLW 管理戦略では、処分以外の方策を有しない LLW に対して、圧縮処理や熱処理（焼却または他の加熱

処理）により減容・改質を行うことは、処分場の最適利用を図る上で重要な役割を果たしている。

NWP 開始時からの焼却処理量の累計は 2021 年 3 月末の時点で 27,000m³ を超えている（図 A11-1）。

3.1.2.6 廃棄物の処分

英国の LLW 管理政策・戦略では、LLWR を将来にわたり利用できるようにすることを目的の一つとしている。そのために LLWR への処分以外の管理方策をとり得る LLW については、リスクの考慮を伴うすべての管理オプションの検討を促し、可能な限り LLWR に処分しないようにする方針をとっている。

その方策の一つとして、政府は極低レベル放射性廃棄物（以下「VLLW」という。）の区分を整備し、セーフティケースの評価に基づき環境規制当局が認める場合、産廃処分施設への管理埋設による処分が可能としている。また、LLW の区分の中で放射能濃度が一定レベル（200Bq/g）より低い廃棄物についても、VLLW と同様にセーフティケースの評価に基づき環境規制当局が認める場合には処分が可能とされている。現在 3 つの民間施設にて VLLW 等が処分されており、NWP 開始時からの VLLW 処分実施量の累計は 2021 年 3 月末の時点で 72,000m³ を超えている（図 A11-1）。

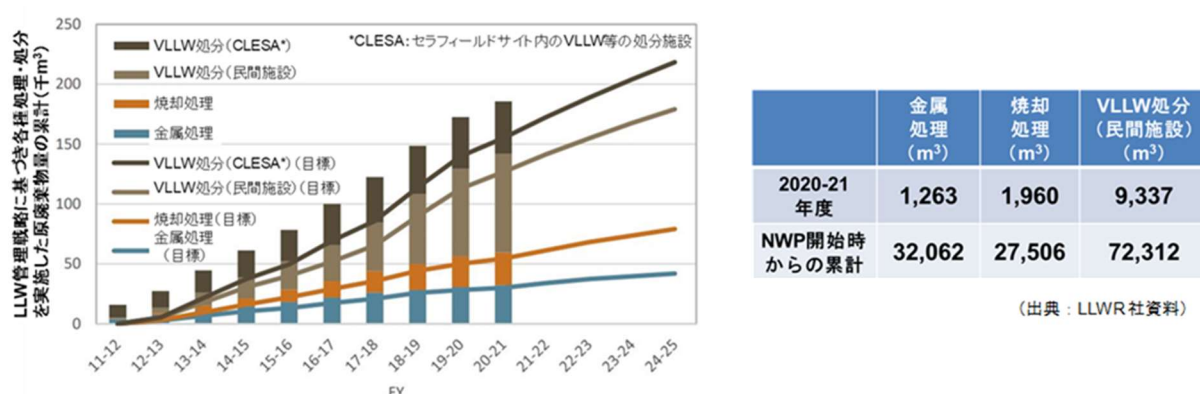


図 A11-1 LLW 管理戦略に基づく NWP 開始時からの各種処理・VLLW 処分実施量の累計¹³⁶

また、LLW 管理政策では、原子力許可サイト内またはその近傍等での将来的な LLW 処分場の新規建設の可能性の検討に加え、評価に基づく環境規制当局の許可を得て、原子力許可サイトでの汚染した地下構造物や土壌を回収せず原位置での処分とみなす管理方策（原位置処分）等も検討可能なオプションとして挙げている。

これを受けて、環境規制当局は、原子力サイトの廃止措置・環境修復によって発生する放射性廃棄物の管理に関するガイダンス文書を 2018 年に公表した。同文書では、サイト内の処分施設や原位置処分、汚染ガレキ等による地下空洞の埋め戻しや汚染土壌等を含むサイト全体を対象とするセーフティケースの構築及びその前提となる廃棄物管理計画の策定を求め、その評価によってサイトの環境規制からの解放を承認するか否かを判断するとしている（図 A11-2）。

¹³⁶ March 2021 Waste Metrics Dashboard, Period 12: 21st February to 31st March FY20/21, LLW Repository Ltd.

NDAは3つのサイト（ウィンフリス、トロースフィニッド、ドーンレイ）において、安全性の確保の下、新たな廃棄物の発生量を抑制し、経済的合理性を有する環境修復を進める観点で、原位置処分や埋め戻し等の可能性に関し、先行的検討を行っている¹³⁷。

こうした柔軟な LLW 管理方策の推進により、LLWR での LLW の処分量は大きく低減され、レガシーサイトの廃止措置で将来的に発生する LLW をこの LLWR の残りの処分可能容量で賄う見通しが得られている。



図 A11-2 原子力許可サイト内での検討可能な処分方策のオプション¹³⁸（左）と
サイト全体を対象とするセーフティケースの考え方¹³⁹（右）

3.2 米国の事例

3.2.1 背景

米国では、冷戦期において設置、運営されてきた国防関連のレガシーサイトが数多く存在する。こうしたサイトでの廃止措置、環境修復及びそれにより発生する廃棄物については、サイトを管理する連邦エネルギー省（以下「DOE」という。）が責任を有し、連邦環境保護庁及び州の規制当局との協定の下、DOE 令による自己規制の中で管理を行っている。

一方、民間の発電事業者が所有、運営を行う原子力発電所に関しては、老朽化等により運転を終えたサイトにおいて事業者等が廃止措置を実施しており、発生する LLW については、連邦原子力規制委員会（以下「NRC」という。）の策定する規則等の下で州が責任を有する処分場で処分を行っている。

3.2.2 DOE による放射性廃棄物の物量低減の取組

DOE は 1989 年よりレガシーサイトでの廃止措置、環境修復を進める中で、各サイトにおいて多量に発生する放射性廃棄物の物量低減を含む管理方策を実施してきた。特にオークリッジサイトではウラン濃縮施設等の解体に伴って発生する多量の汚染金属スクラップのリサイクルについて、民間企業による金属リサイクル事業を支援、推進する取組を行ってきた。その結果、最盛期

¹³⁷ Strategy Effective from March 2021, NDA, March 2021.

¹³⁸ Nuclear Decommissioning, Consultation on the Regulation of Nuclear Sites in the Final Stages of Decommissioning and Clean-Up, BEIS, May 2018.

¹³⁹ Management of radioactive waste from decommissioning of nuclear sites: Guidance on Requirements for Release from Radioactive Substances Regulation, Version 1.0, SEPA, EA, NRW, July 2018.

だった 1995 年には年間 13,600t の汚染された炭素鋼及びステンレス鋼が溶融処理によりリサイクルされて一般の市場に解放された。2000 年には一般市場での解放は停止されたが、DOE サイト内での有効利用を目的とした金属リサイクルは継続されている¹⁴⁰。

主要な金属処理施設の一つである EnergySolutions 社のベアクリーク処理施設では、国内外から受け入れた鉄鋼や鉛等の金属の溶融処理が実施されており、DOE サイト内で使用する遮蔽ブロック等にリサイクルされている。



処理依頼元 (国別)	受入れ 開始時期	総受入れ量 (t) (2015年7月時点)
米国	1991	62,380
ベルギー	1996	304
カナダ	2006	2,033
ドイツ	2000	1,153
スペイン	2001	99
英国	2006	307
小計 (米国以外)		3,896
合計		66,276

図 A11-3 EnergySolutions 社での溶融処理の様子¹⁴¹と遮蔽ブロック、金属処理の国別の総受入れ量¹⁴²

3.2.3 民間原子力発電所の解体廃棄物に関する規制制度整備の取組

米国では、民間の原子力発電所の廃止措置等によって発生する LLW については、処分費用が比較的低いこと、蒸気発生器等の大型の機器をそのまま LLW の浅地中処分施設に埋設することが可能であること、クリアランス制度を導入していないことなどの理由により、金属リサイクルを行う経済的なメリットは限定的とされている。

また、米国の放射性廃棄物の区分には VLLW の区分に相当するものがないため、VLLW 相当の廃棄物も LLW の一区分である Class A 廃棄物として LLW 処分場に処分する必要がある。ただし、NRC はリスクの程度に応じた規制の柔軟な適用を目指すというリスク情報に基づく規制の観点から、ケースバイケースで VLLW 相当の廃棄物を州の有害廃棄物埋設施設に処分することを認めている^{143,144}。

今後の原子力発電所の廃止措置に伴う低線量の解体廃棄物の発生量増大の見通し（図 A11-4）より、輸送の安全性や経済性の観点から、VLLW の区分新設及びクリアランス制度の導入について NRC 内で検討が進められている。

¹⁴⁰ Waste Management for Decommissioning of Nuclear Power plants: An EPRI Decommissioning Program Report, EPRI, Symposium on Recycling of Metals Arising from Operation and Decommissioning of Nuclear Facilities, April 2014.

¹⁴¹ DOE Promotes Internal Recycle and Reuse of Its Metals in a Big Way!, 1995InSite, Vol.26 GTS DURATEK.

¹⁴² Recycling and Reuse of Materials Arising from the Decommissioning of Nuclear Facilities, OECD/NEA, 2017.

¹⁴³ 10 CFR 20.2002 Method for obtaining approval of proposed disposal procedures.

¹⁴⁴ US NRC ウェブサイト (Backgrounder on Disposals of Very Low-Level Waste Under 10 CFR 20.2002) より。

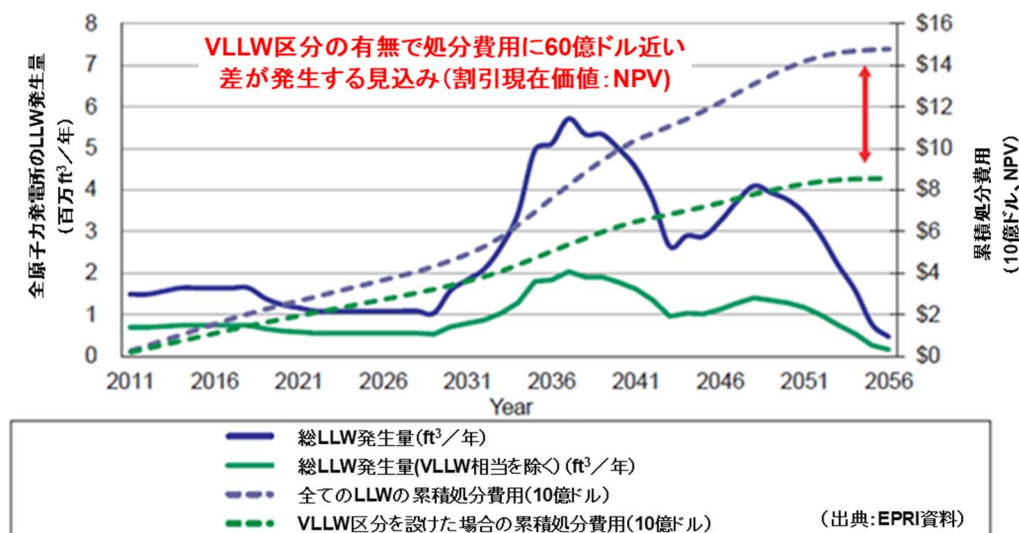


図 A11-4 米国での原子力発電所の LLW（廃止措置・運転廃棄物）発生量・費用予測¹⁴⁵

3.3 フランスの事例

3.3.1 背景

フランスでは、ゾーニングの考え方にに基づき、原子力施設内での発生場所により放射性廃棄物が区分されており、原子力サイトでの廃止措置、環境修復に伴って発生する解体廃棄物等についてもその考え方が適用される。また、フランスではクリアランス制度は導入されていないため、VLLW と区分された放射性廃棄物はモルビリエに 2003 年に設置された VLLW 処分場（以下「CIRES」という。）にて処分されている（図 A11-5 を参照）。

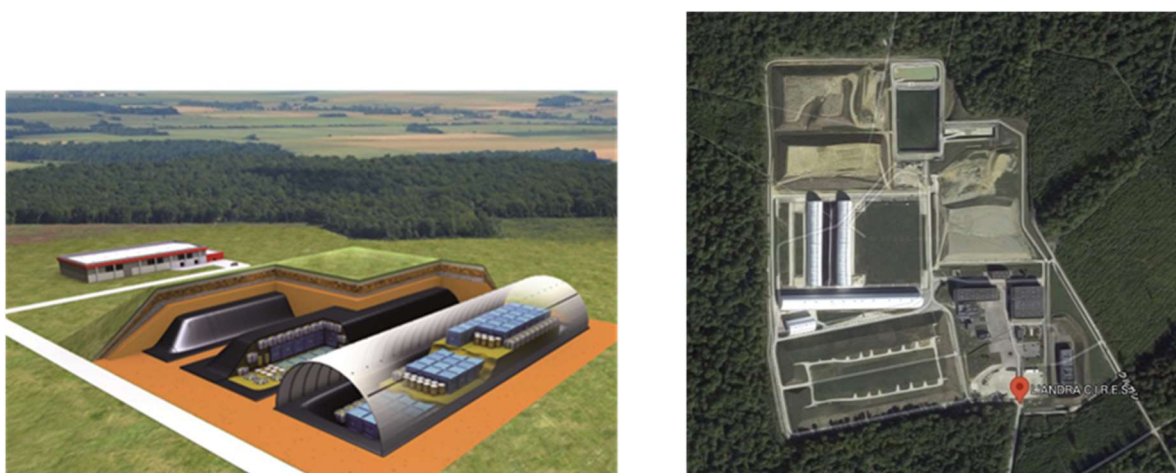


図 A11-5 CIRES の処分概念のイメージ図¹⁴⁶（左）と上空から見た施設全体の様子¹⁴⁷（右）

¹⁴⁵ EPRI Research Summary: Very Low Level Waste, US NRC's 30th Annual Regulatory Information Conference, March 2018.

¹⁴⁶ The surface disposal concept for VLL waste, Andra.

¹⁴⁷ Google Map より。

放射性廃棄物の処分実施主体である放射性廃棄物管理機関（以下「ANDRA」という。）は、フランスの既存の原子力施設の廃止措置による VLLW の発生量を 220 万 m³ と想定している。2014 年度末の段階で、CIRES には処分許可容量（65 万 m³）の約 43% に当たる 28 万 m³ の VLLW が定置されており、2025 年には新たな VLLW 処分場の設置または CIRES の処分許可容量の拡張が必要な状況とされている¹⁴⁸。

3.3.2 金属リサイクルの実施に向けた法改正の動き

前述の背景の中、原子力規制当局である原子力安全機関（以下「ASN」という。）が 3 年毎に策定する「放射性物質及び放射性廃棄物の管理に関する国家計画（PNGMDR）」において、VLLW の処分量の低減を図る観点で、金属及びガレキのリサイクルのための条件について検討が実施され、ORANO 社、フランス電力会社（EDF）等の廃棄物発生者に対し、金属溶融処理のための施設の技術・安全に関するオプション及び管理方策についての報告を求めている。

フランスでは、第二の VLLW 処分場（集中または分散型）の建設の必要性を検討する一方、一部の VLLW の金属に関し、そのリサイクルが妥当であると考えられる場合、特例的にクリアランスによるリサイクルを認める方向での法改正が検討されている。また、ガレキについても、CIRES 処分場での空隙の充填材としての利用について、ASN が承認する方向で検討が進められている。

3.4 まとめ

以上のように、通常の廃止措置においても多量に発生する VLLW への対応が各国でも共通の課題となっており、安全性の確保の下、放射性廃棄物発生者や処分実施主体の性質（公的機関／民間）、処分先の確保の見通し、放射性廃棄物処分を巡る規制制度の相違等、国の事情により様々な方策がとられている。

特に金属処理によるリサイクルについては、英国や米国の例などで一定の実績があり、処理の特性等に関する様々な実施条件について調査、検討を進めるべきである。

制度やアプローチの仕方の違いを踏まえた上で、廃棄物ヒエラルキーの原理・原則に基づき、福島第一原子力発電所の廃炉で実施可能な方策の検討と、その実現に向けた規制整備を含む政策の具体化が必要である。

¹⁴⁸ French National Plan for the Management of Radioactive Materials and Waste (PNGMDR) 2016-2018, ASN.

4. 処理・処分の方策とその安全性に関する技術的な見通しについて

4.1 物量低減に向けた進め方

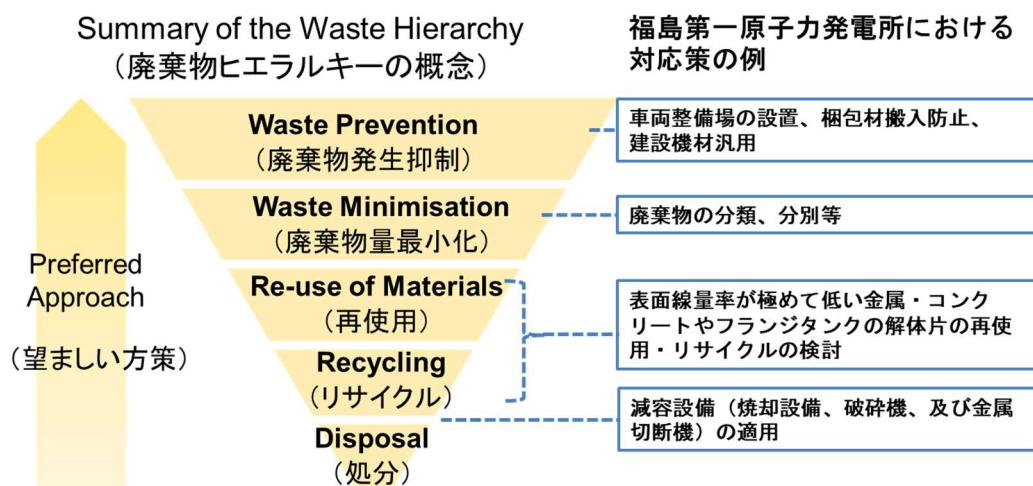
固体廃棄物が大量に存在すると、分別や分析に時間を要するだけでなく、保管容器数や保管施設規模も大きくなり、固体廃棄物管理の負荷が増大するため、可能な限り物量を低減することは非常に重要である。

福島第一原子力発電所においても、3章で示した廃棄物ヒエラルキーの考え方を実践している諸外国の例を参考に、固体廃棄物管理全体の負荷低減のための物量低減の取組を廃炉活動全体に浸透させることが重要である。

具体的には、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組、⑤の処分は最後の手段とする考え方（図 A11-6）に沿った固体廃棄物管理を行うことによって、保管や処理、処分の対象となる固体廃棄物量の低減を図ることが重要である。

発生抑制の観点では、設計や工事計画において使用物資量を低減するよう検討すること等が重要である。また処理・処分に影響を与える物質を極力持ち込まないことも重要である。物量最小化の観点では、分別をしっかりと行い、汚染を防止することや製造物の維持管理・長寿命化、廃棄物の減容等を考慮することが重要である。再使用の観点では、汚染チェック、除染、修理、部品交換等を実施して再使用することが必要であり、それらの容易性を設計段階から考慮することが有用である。また、別の用途への使用の考慮も有益である。リサイクルでは、汚染された有価物は汚染状況を考慮し、リサイクル可能なものは分別・処理し、新たな素材・製品として利用することの考慮が重要である。

東京電力においても、この考え方に対応する取組が図 A11-6 に示すように実行されている。このうち、今後の新たに実施する対策としては、屋外集積されているガレキ類（表面線量率 $\leq 0.1\text{mSv/h}$ ）のうち表面線量率が極めて低い金属・コンクリートやフランジ型タンクの解体タンク片等について再使用・リサイクルが検討されており、その一環として金属のリサイクルに向けた除染方法の検討が進められている。安全かつ合理的な廃棄物管理を進める上で、他国の先行事例を参考に福島第一原子力発電所の固体廃棄物の特徴を踏まえて更なる可能性を検討していくことが重要である。



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

図 A11-6 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

4.2 性状把握を効率的に実施するための分析・評価手法の開発

福島第一原子力発電所の固体廃棄物は、核種組成や放射能濃度が多様でかつ物量が多い特徴を持つことから、性状把握を効率的に進めることが必要である。そこで、2 章に示す具体的目標の「②性状把握のための分析・評価手法が明確になっていること」を目標に、廃炉・汚染水対策事業¹⁴⁹等で、データを簡易・迅速に取得するための分析手法を開発するとともに、統計論的方法を用いた性状把握手法を開発した。後者では、汚染メカニズムに基づく核種移行モデルと分析データとを組み合わせるインベントリを効率的に把握する手法と統計論的方法により評価値の不確かさを定量化する手法を組み合わせ、統計論的インベントリ推定手法の開発を行った。

4.2.1 データを簡易・迅速に取得するための分析手法の開発

「固体廃棄物についての基本的考え方」では、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を進めていくことが示されている。そこで、性状把握における対象廃棄物と評価核種を明確にし、必要な測定精度を有する効率的な分析手法の開発とそのマニュアル化を行い、放射性物質分析・研究施設第 1 棟（以下「大熊第 1 棟」という。）での分析に反映するために想定される課題を検討した。

福島第一原子力発電所廃炉で発生した固体廃棄物は、一次分類、二次分類、三次分類（図 A11-7）が行われ、その分類に応じて一時保管、保管、廃棄体化処理が行われる。性状把握では、発生した廃棄物の分類を適切に行うために必要な廃棄物の物理的・化学的な性状（粒径分布、粘性、材質、表面線量率、核種濃度等）の把握を行う。

¹⁴⁹ IRID, 平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発）」2019 年度成果, 2020 年 12 月
https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2021/01/2019011kotaihaikibutsu_02.pdf
 IRID, 平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発）」2020 年度成果, (公開準備中)

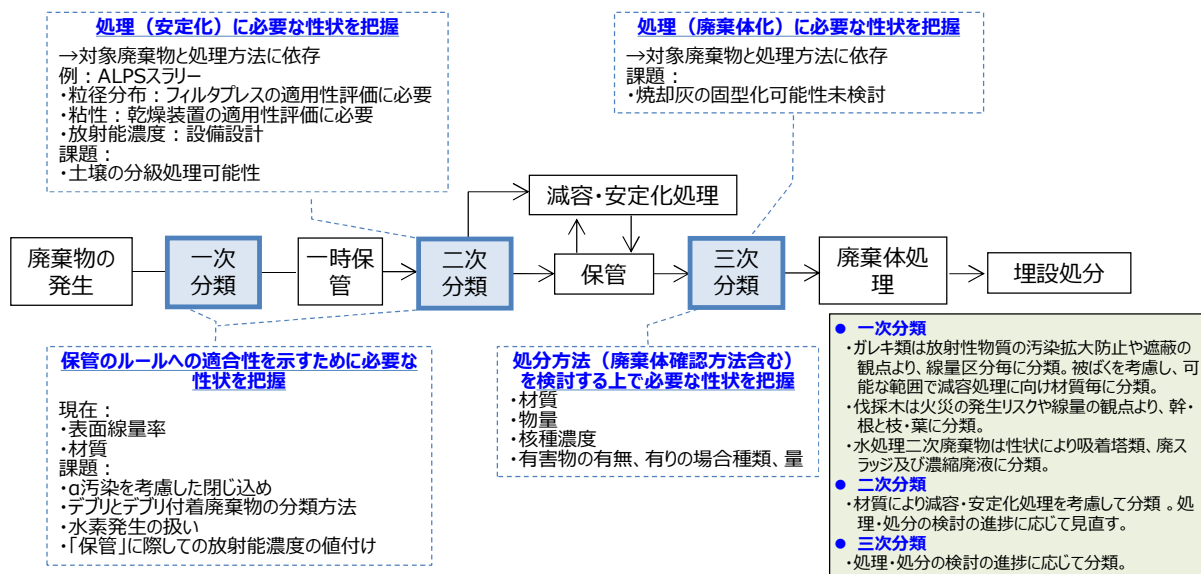


図 A11-7 福島第一原子力発電所での廃棄物分類に応じた性状把握¹⁴⁹

性状把握の対象廃棄物は、福島第一原子力発電所の廃炉のリスク低減等の観点から性状の異なるガレキ類、焼却灰、土壌、燃料デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物（以下「デブリ取り出し廃棄物」という。）、水処理二次廃棄物等から物量、線量、核種組成、処分分類等を基に選定した。廃棄物性状のうち核種濃度の分析対象（評価核種）には、放射線防護上重要な核種から半減期の短い核種を除外して、国内の処分安全評価で重要な核種を抽出した。さらに、同位体や化学的な類似性の観点から燃料燃焼計算を基に濃度を推定できる核種は、事故廃棄物の処分安全の重要性等を考慮し、分析対象と解析対象となる評価核種を整理した。

これまで行われた対象廃棄物の性状把握の進捗状況は次のとおりである。水処理二次廃棄物のうちリスクの高い除染装置スラッジと濃縮廃液は、減容・安定化と保管のための二次分類に向けた性状把握を終了した。除染装置スラッジは、性状把握で得られた情報を基にプロセス主建屋からの取り出し・保管に向けて検討中である。ALPS スラリーは、二次分類に向けた性状把握を進めている。ガレキ類は、三次分類に向けて採取した試料（111 個、2020 年 3 月末）の核種組成の分析と統計論的インベントリ評価方法の検討を行っている。大熊第 1 棟竣工後は、三次分類に向けて廃棄確認方法を整備するためにデータを蓄積し、スケーリングファクタ法の適用検討に着手する。

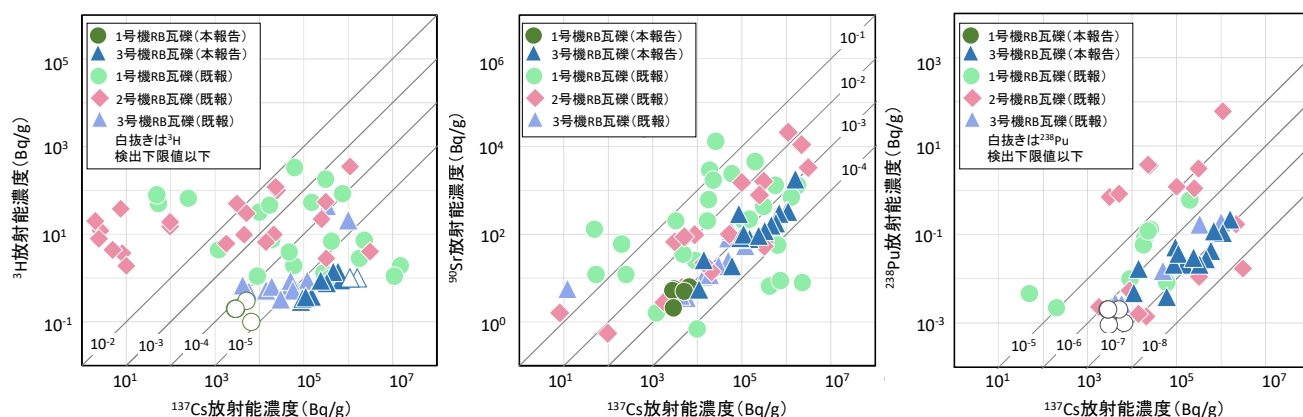


図 A11-8 ガレキ（原子炉建屋）の核種組成の検討（Cs-137 濃度との相関性）¹⁴⁹

4.2.1.1 性状把握の自動化・迅速化技術の開発

4.2.1.1.1 分析試料の合理的なサンプリング技術の開発

現場で採取されたガレキ類から、分析に使用する少量のサンプルを、代表性を確保しながら効率的に採取するため、採取したガレキ類の汚染分布を評価（試料マッピング）し、その汚染分布に応じて選定した位置から少量の分析試料を採取する技術（試料採取）を開発し、そのモックアップ機を製作した。その性能評価試験により、実機製作に向けた改善点を整理した。

4.2.1.1.2 ICP-MS/MS を用いた分析手法の開発

β 線や特性X線を測定する核種の定量では、事前に時間を掛けた精密な化学的分離プロセスが必要となる。また、比放射能が低い長半減期核種の測定には長い時間が必要となる。一方、ICP-MS/MS（トリプル四重極誘導結合プラズマ質量分析法）を用いた分析では、質量で物質を分別するため、同時に複数核種の定量が可能である。試料中に同じ重さの核種（同重体）が共存する場合でも反応ガスを用いることで分離可能なことから分離プロセスの合理化が図れる。そこで、大熊第1棟でのガレキ類等の分析に適用するため、ICP-MS/MSを用いた分離プロセスと分析試料の自動化技術を開発した。

ICP-MS/MSを用いた分離プロセスの開発では、ガレキ類に含まれる難測定核種（Zr-93、Mo-93、Pd-107、Sn-126）について、ICP-MS/MSを用いた分離プロセスを開発した。分析試料から試料マトリクスを除去し、1段抽出クロマトグラフィー操作で同重体を分離する自動固相抽出装置を開発した（図A11-9 a）。さらに、ICP-MS/MSで測定する際の反応ガスにNH₃ガスを用いることで、同重体（Nb-93、Mo-93）からZr-93（図A11-9 b）、同重体（Pd-107）からAg-107、同重体（Sn-126）からTe-126を効率的に分離可能なことを確認した。

分析試料の化学分離操作での分析技術者の負担が大きく、分析技術者により核種の回収率等に誤差が生じるため、Zr-93、Mo-93、Pd-107、Sn-126の固相抽出分離を対象に核種の回収率等の誤差が少ない自動固相抽出装置を開発した。難測定核種であるZr-93とMo-93の分離プロセスを自動固相抽出装置に適用し、各ステップの通液速度を最適化した結果、Zr、Moの回収率及び同重体（Nb-93）の混入率は分析技術者が実施した場合と同程度であった。また、自動固相抽出装置を用いた作業時間は60～70分（分析技術者120分）に短縮された。

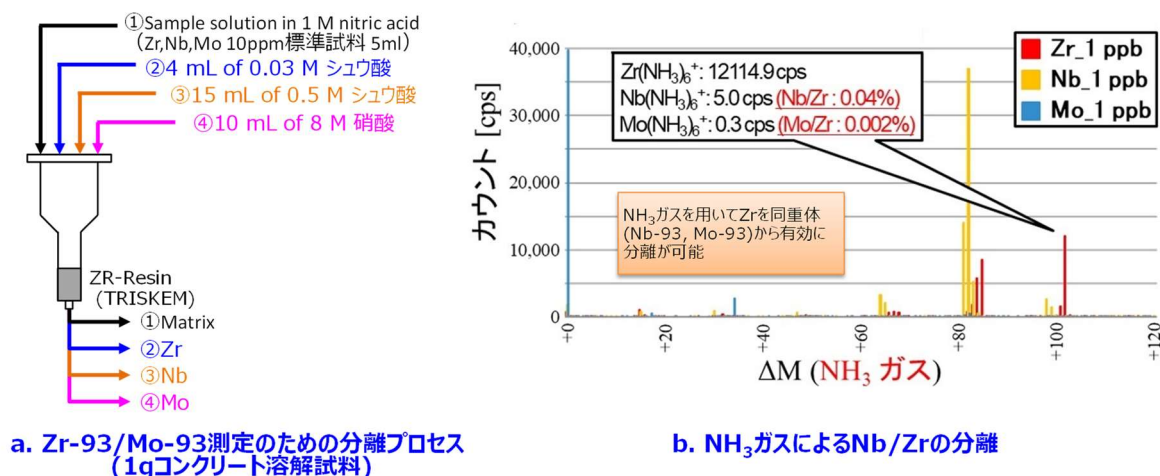


図 A11-9 ICP-MS/MS を用いた分析手法の検討 149

4.2.1.1.3 放射線計測法のための化学的に合理的な分離プロセスの開発

検出感度等の観点から ICP-MS/MS を用いた分析手法が適切ではない β 線や特性 X 線測定対象核種 (Cl-36、Ca-41、Ni-63、Sr-90) は放射線計測法により分析を行う。このうち一連の分離過程を合理化できる可能性がある Ca-41、Ni-63、Sr-90 の分離プロセスを開発した。模擬ガレキ類に適用した結果、良好な回収率が得られた。また、固体廃棄物に大量に共存する Cs-137 と Sr-90 に対して高い分離性能を有し、作業時間についても 30 時間 (従来の分離プロセスの半分) となった。さらに、腐食性の高い HCl の使用量が大幅に低減され、設備への負荷低減効果があることが分かった。

4.2.1.1.4 標準的な分析手法の開発

固体廃棄物からの分析試料は、形状、化学的な組成が多種多様であるため、分析試料毎に複数の核種に対して核種に応じた分析方法の検証が必要となる。そこで、分析操作 (溶解、分離、測定) の単位で必要な条件を明確にし、分析操作毎の検証を行うことで多種多様な核種に対応できる分析方法全体の検証を実施する標準的な分析手法を開発した。模擬コンクリートを対象として、ICP-MS/MS による標準的な分析方法の検証条件を検討し、分析操作単位の具体的な評価項目 (例、繰り返し精度、試料性状が異なる影響、妨害核種の除染係数評価、測定試料マトリクスの影響、等) を提示した。また、放射線計測法により分析を行う Zr-93/Mo-93、Pd-107/Sn-126、Ca-41/Ni-63/Sr-90 の分析フローの検証を行った結果、標準的な分析方法の認定条件を満足していることが確認された。さらに、模擬コンクリートを用いた各分析フローにおける検出下限値を評価した結果、トレンチ処分濃度上限値よりかなり低い値になっていることを確認した。以上の結果を踏まえ、ICP-MS/MS、放射線計測法を用いた分析手法について、品質マネジメントシステムに準拠し標準的な分析手法の検証を考慮した品質保証用要領書 (案) を作成した。

4.2.2 統計論的方法を用いた性状把握手法の開発

4.2.2.1 統計論的インベントリ推定方法の構築

4.2.2.1.1 福島第一原子力発電所 (1F) 廃棄物の汚染メカニズムの検討

廃棄物分類に必要なインベントリを推定するため、核種の移行媒体を空気と汚染水に絞り、ソースターム、移行プロセス、汚染の固定に分割して (図 A11-10)、廃棄物分類の重要性の観点から原子炉建屋内の解体廃棄物で分析データの多い 2 号機を対象に汚染メカニズムを検討した。

化学的性質の似た元素が同様の値を示す輸送比 (Cs-137 との濃度比を燃料組成で規格化) を評価した結果、空気経由のソースタームは、H-3 と C-14 は損傷した被覆管、他の FP や TRU 核種は損傷した燃料、Co-60 と Ni-63 は放射化生成物と推定された。シールドプラグ近傍の線量率が高く汚染が顕著で、天井の Cs-137 濃度が床面より 2 桁以上高いことから、空気経由の移行プロセスは、PCV との境界であるシールドプラグからの拡散と推定された。また、天井、壁、屋上の主要核種の輸送比が類似し、空間移動時の核種組成に変化がなく、屋上西と北に比べて東のガレキ類の濃度が高いことから、東壁ブローアウトパネル脱落に伴う汚染空気の拡散が示唆された。空気経由した汚染の廃棄物への固定は、コンクリートや金属に浸透しにくく、イメージングプレート測定の結果、スポット汚染であることが分かった。

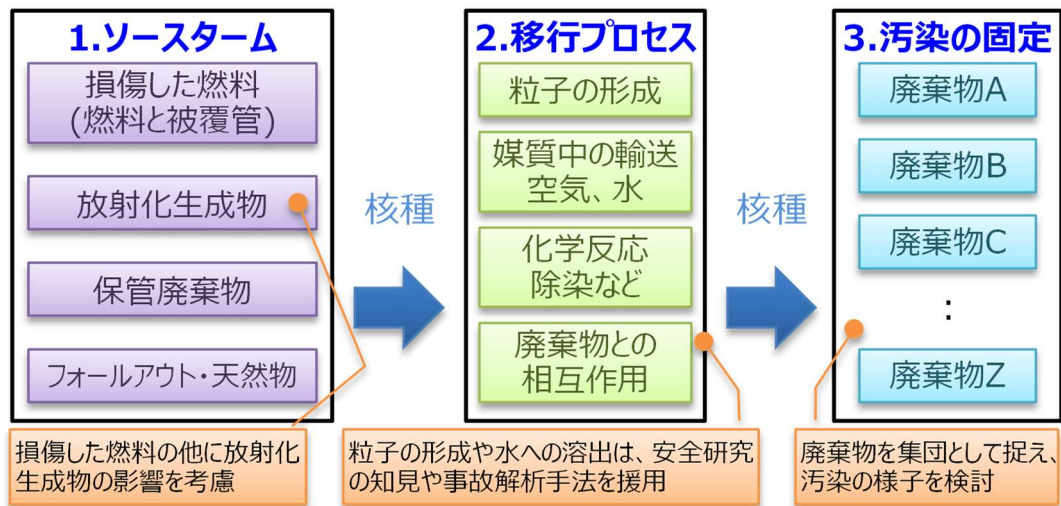


図 A11-10 1F 廃棄物の汚染メカニズム検討の概要 149

4.2.2.1.2 核種移行パラメータの不確かさ低減の検討

検討した汚染メカニズムに基づいて建屋内の炉内燃料と炉内構造物（放射化生成物）をソースタームとし、建屋内気中放出された核種が空気を経由して廃棄物に固定する移行プロセスと燃料デブリから移行した核種が滞留水を経由して吸着塔に固定する移行プロセスを計算する核種移行モデルを開発した（図 A11-11）。建屋外放出割合等の核種移行パラメータは、建屋の内外、滞留水への移行を分析データに基づいて、輸送比の分布をベイズ統計により解析し、パラメータ（平均と標準偏差）の不確かさを定量的に表現することにより、移行割合を確率分布（対数正規分布）で設定した。分析データを蓄積することによりパラメータの確からしさを向上させた。ALPS 吸着材について、一部の分析データが得られたことから、統計論的インベントリ推定推算値と比較したところ良く整合していることが分かった。

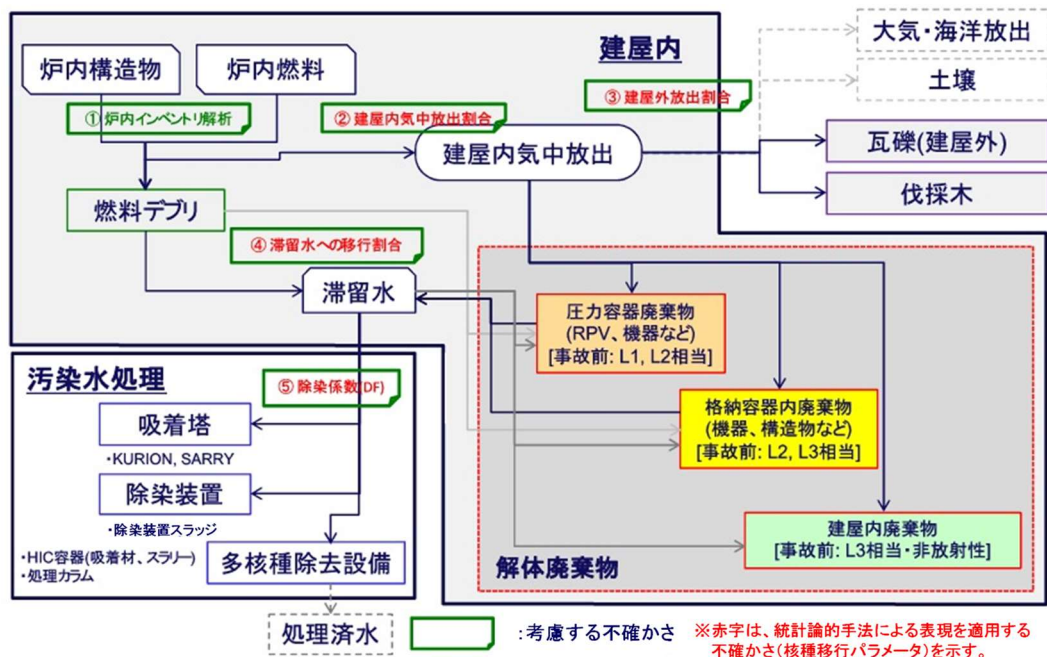


図 A11-11 廃棄物への移行を計算する核種移行モデル 149

4.2.2.2 統計論的方法を用いた分析計画の検討

英国 National Nuclear Laboratory での Data Quality Objectives（以下「DQO」という。）プロセス¹⁵⁰を参考に、廃棄物特性等に応じて統計論的方法により設定したゴール（例、廃棄物の分類、処分）に必要な分析採取数を評価する分析計画法（DQO プロセスとベイズ推定法の組合せ）を、除染装置スラッジ及び解体廃棄物（コンクリート）を対象に試行した。除染装置スラッジを対象とした試行では、脱水処理後に処分することを想定し、脱水処理においてサンプリングすることを想定した。処分時の想定基準濃度以下に収まる確率を Co-60、Sr-90、Cs-137 について計算した結果、4 試料以上の分析により 90%以上の確率で想定基準が満たされると推定された。

以上のように、統計論的インベントリ推算値及び処分の安全評価等を踏まえて、廃棄物毎に分析の目的を具体化して分析点数を求めることができ、統計論的方法を用いた分析計画法の有効性が確認された。

4.2.2.3 分析データベース管理システムの整備

分析データベース管理システム（FRAnDLi : Fukushima Daiichi Radwaste Analytical Data Library）を構築し、廃炉・汚染水対策事業で得られた固体廃棄物の分析データや東京電力が公表した廃棄物に関連する分析データの情報（試料情報（種類、採取場所、日時等）、放射能濃度等の分析値等）を収録・公開している。このシステムは分析戦略の見直しに用いるとともに、毎月 1000 件を超えるアクセスを得るなど広く利用もされている。

4.2.3 まとめ

技術的見通しのための具体的目標とした「性状把握のための分析・評価手法が明確になっていること。」を目指した取組の結果、以下のような成果が得られた。

- 必要な分析精度を有する効率的な分析手法が確立された。確立した分析手法は 2021 年度中にマニュアル化される見込みである。
- 自動化・迅速化に関する分析手法（分析試料のサンプリング技術、ICP-MS/MS を用いた分析手法、化学分離操作の自動化技術、放射線測定のための分離プロセス）について、技術的適用性が確認され、今後、開発成果は大熊第 1 棟に反映される見込みである。
- 固体廃棄物の性状に関する情報を収録する FRAnDLi が整備され、収集された分析データを用いた統計論的インベントリ推定方法が構築された。さらに収集した廃棄物特性等に応じた分析計画の検討が可能となった。

以上のとおり、質量で物質を分別して合理的に分析する手法の開発、分離プロセスの合理化や自動化、少ない分析データで固体廃棄物のインベントリを推定する統計論的方法の開発等、性状把握を効率的に実施するための分析・評価手法が開発された。今後、開発された分析手法等を用いた試料分析により核種移行パラメータ等の不確かさを低減しながら統計論的インベントリ推定方法により処分安全評価等に必要な固体廃棄物のインベントリ推定を進める。なお、十分に試料

¹⁵⁰ DQO プロセス：米国環境保護庁 (US EPA) 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。7 段階のステップにより試料の採取計画を検討する。目的を達成するよう、必要に応じて計画と分析を繰り返して行う。分析により解決する種々の問題に適用できる。

を採取して評価できる固体廃棄物については、統計論的インベントリ推定値から分析データによるインベントリに置き換えていく。

4.3 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の構築

処理・処分方法の合理的な選定では、廃棄物の性状を踏まえ、将来、埋設された固体廃棄物が人と環境に与えるリスクを十分に小さく出来るよう、適切な処理方法（廃棄体）と処分方法（処分施設）の組み合わせを明らかにする。

通常炉の固体廃棄物の場合、その性状についてはこれまでの知見（データ）あるいは解析的手法によりある程度の範囲で推測が可能である。それらに基づいて、適切な処理方法（廃棄体）と処分方法（処分施設）を組み合わせることによりリスクを人や周辺環境に有意な影響を与えない程度に十分小さくすることが出来る。

福島第一原子力発電所の固体廃棄物の場合でも、熔融した核燃料が主要な汚染源であり、放射能濃度は使用済燃料のそれを超えることはないため、国内外で蓄積された放射性廃棄物の処理・処分に係る経験や知見を活用しつつ、対象となる固体廃棄物の全体像（廃棄物毎の核種組成や放射能濃度等の性状、廃棄物量）を把握し、適切な処理方法（廃棄体）と処分方法（処分施設）の組み合わせを選定することで、リスクを十分小さくすることは可能である。

しかしながら、これから発生するものを含む処分対象の固体廃棄物の全体像は、今後の燃料デブリの取り出し作業、汚染水対策、その他の廃炉作業の進捗状況及び計画の明確化に伴って順次明らかとなっていく。そのため、性状が明らかになった廃棄物から順次、処理方法、処分方法及び安全評価の検討を繰り返し実施し、より適切な処理方法と処分方法になるよう検討し、多様な固体廃棄物全体として安全かつ合理的な処理・処分方策の検討のための知見を蓄積していく必要がある。また流動性が高いスラリー状廃棄物などについて、より安全かつ極端に保守的でない保管・管理を行うため、処分方法（処分施設）が定まる前に安定化、固定化のための処理（先行的処理）を施すことが必要となる場合が考えられる。先行的処理が施された廃棄体仕様が、その後定まる処分方法（処分施設）から要求される廃棄体の仕様に適合しないと再度の処理等が必要となることから、その可能性は出来るだけ低くするため、処分を念頭においた先行的処理方法の選定手法が必要となる。

適切な処理方法と処分方法の組み合わせ、あるいは先行的処理方法の検討は、具体的には性状がある程度明らかになった廃棄物について

- 廃棄物の特徴に適した実現性のある複数の処分方法を設定（施設の設置場所、規模等を特定せず）
- 並行して、検討対象とする廃棄物の特徴に適した複数の処理方法を設定し、それぞれの処理を施した廃棄体の仕様を設定
- 設定した複数の処分方法に対し、処理後の廃棄体の仕様にに基づき安全性の評価を行い、人と環境に与えるリスクが十分に小さく出来ることを確認するとともに、評価結果を基に、さらに効果的な処理・処分方法の検討を行う。

という一連の検討ステップを繰り返し行い、処理後の廃棄体の仕様や処分方法の設定の絞り込みを行う。並行して性状把握を進め固体廃棄物の特性の全体像を明らかにすることにより、処理・

処分の適切な組み合わせを明らかにしていく。先行的処理が必要となった場合は、その時点での検討状況と残された課題等を勘案して候補処理方法を選定する。

なお、処分前管理を行う期間を考慮し、その間のリスク低減にも十分配慮し、必要な実現性のある技術を検討することも重要である。また保管・管理は、処理・処分の進捗に対応できる柔軟性を持たせるとともに核種の減衰による作業員の被ばく低減をもたらす重要な方策であることから、本検討の一環として検討することが重要である。

この一連の検討は図 A11-12 に示すフローとなる。処理・処分方法を合理的に選定するための一連の手法として構築する上では、これらの検討（廃棄物に適した処理技術や廃棄体の仕様、安全かつ合理的で実現性のある処分方法の設定、処分安全評価）の実施に必要な技術的な知見や評価手法が必要であり、廃炉・汚染水対策事業における研究開発¹⁴⁹（水処理二次廃棄物を中心に実施した工学規模試験装置等を用いた各種処理方法の適用性の確認、廃棄物の性状と適用可能な処理技術を踏まえた安全かつ合理的で実現性のある処分方法の設定と安全評価手法の整備等）によりその整備を行った。

以下、これらの検討結果を示す。

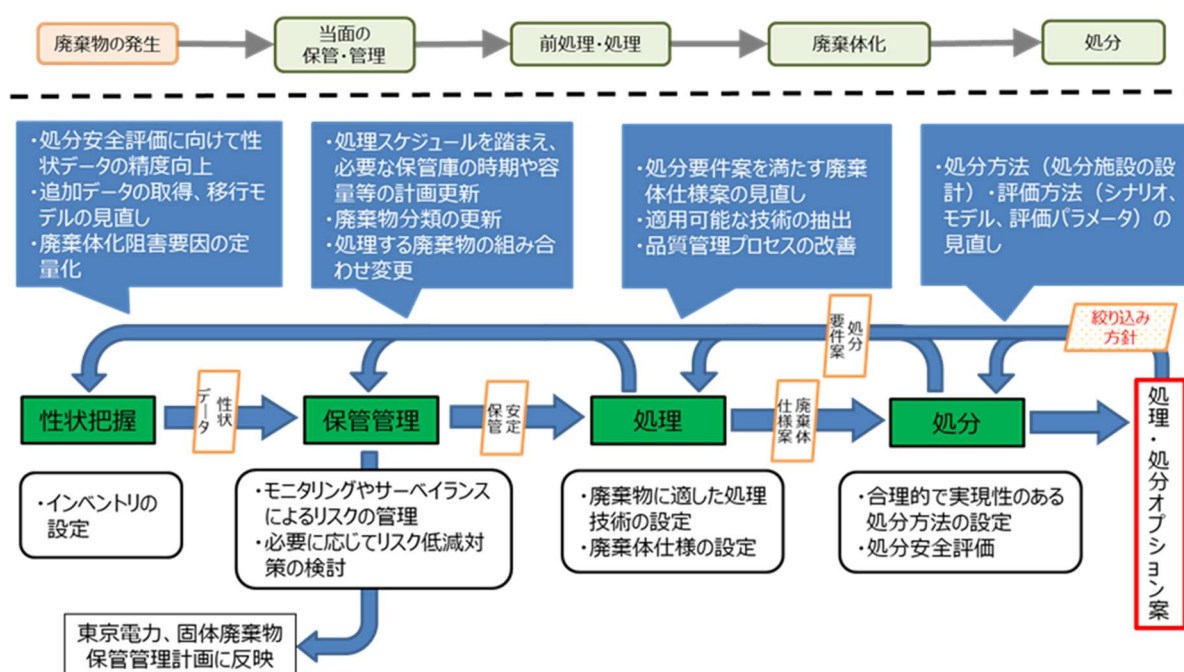


図 A11-12 固体廃棄物の安全な処理・処分方法を合理的に選定するための手法

4.3.1 保管・管理に係る課題と対策の明確化

固体廃棄物には水分が付着又は含まれた線量の高い高線量廃棄物があり、その保管では放射線分解による水素の発生が懸念される。このため、水素対策等の考慮が必要な高線量廃棄物の保管管理について、廃炉・汚染水対策事業等で安全対策に係る課題（水素発生等）と対策の検討を行った。

高線量廃棄物には、燃料デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物（以下「デブリ取り出し廃棄物」とする）と水処理二次廃棄物がある。水処理二次廃棄物は、ボックスカルバート等で一時保管し

ているが、東京電力の保管管理計画に従って保管施設を設置し、一時保管を可能な限り解消していくこととなる。このため、廃炉・汚染水対策事業等では、保管・管理に係る以下の検討はデブリ取り出し廃棄物について実施した。デブリ取り出し廃棄物は、暫定的に撤去物とその他の廃棄物（原型を留めていること、かつ、臨界可能性のないもの）に分け、撤去物は燃料装荷位置より上部にあるものとペDESTAL外部構造物とした。

4.3.1.1 高線量廃棄物の保管時の安全機能要求

高線量廃棄物の保管（収納、移送、保管）時に想定される重大事故のハザードと安全機能要求を検討した結果、最も重要な安全機能要求は放射性物質の飛散防止（密閉性の確保）と水素放出（通気性の確保）とされた。高線量廃棄物の国内外での保管事例を調査した結果、米国 Zion 原子力発電所と TMI-2 原子力発電所では乾式保管、日本（シュラウド交換）とハンガリー Paks-2 原子力発電所では湿式保管が行われ、TMI-2 原子力発電所と Paks-2 原子力発電所ではフィルタベント付き保管容器が使われていた。湿式保管には、保管のためのプールの確保やプール水の管理が必要となるため、高線量廃棄物の保管として乾式保管を選定し、フィルタベント付き保管容器を対象に検討した。

4.3.1.2 高線量廃棄物の保管方法の検討

4.3.1.2.1 高線量廃棄物の保管管理の考え方

原子炉建屋から取出された高線量廃棄物は、原子炉建屋内で内容容器に収納された後、増設建屋の保管容器取り扱いセル内で保管容器、払い出しセル内で移送容器に収納されることを想定した（図 A11-13）。移送容器は一時保管施設まで構内移送された後、移送容器から取り出され乾燥エリアで乾燥後、保管エリアで乾式保管することを想定した。

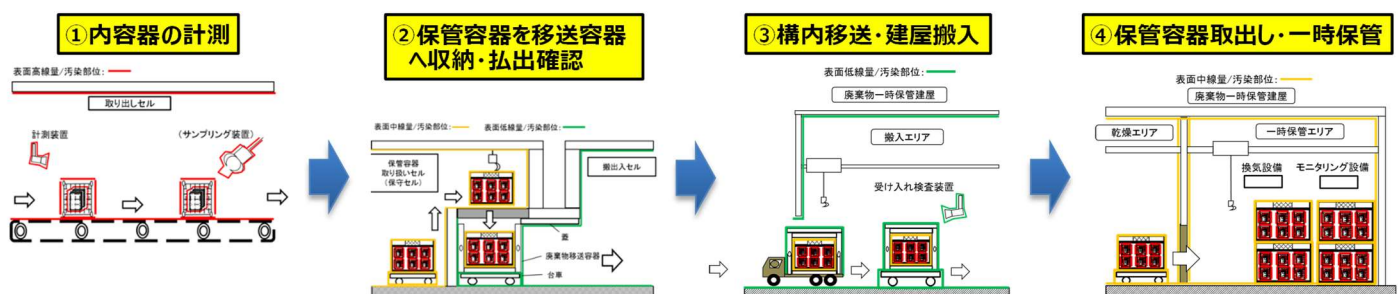


図 A11-13 高線量廃棄物のハンドリングフローの例 ¹⁴⁹

高線量廃棄物の水素対策実施のタイミングを構内移送時と一時保管時に分け、各タイミングにおける水素対策等を検討した。構内移送時の水素対策は、保管容器へのベントフィルタの設置、移送容器の密封、移送容器内部への触媒の設置が考えられる。ベントフィルタは、保管容器内で発生する水素を移送容器に放出し、保管容器内部の水素濃度を爆発下限界未満（<4vol%）に維持し、放射性物質の飛散を防止する。また、移送容器には、構内移送時に水素濃度が爆発下限界未満を維持できる十分な空隙を設ける。

一時保管時の水素対策は、移送時に保管容器に設置したベントフィルタと一時保管施設の換気設備等である。ベントフィルタは、保管容器内で発生する水素を一時保管施設に放出し、保管容

器内の水素濃度を爆発下限界未満に維持し、放射性物質の飛散を防止する。一時保管施設内部の水素濃度は、換気設備で爆発下限界未満を維持する。さらに、保管容器の腐食対策として、一時保管前に高線量廃棄物の表面に付着する自由水の乾燥処理を行う。

4.3.1.3 容器及び保管設備の要求事項の検討

4.3.1.3.1 高線量廃棄物の性状と保管の前提条件

デブリ取り出しに伴って取出される高線量廃棄物の種類はデブリ取り出し工法によって異なる検討が行われているが、最終的に取出される高線量廃棄物は1,500ton以上の汚染金属とコンクリートで、最大線量は400Sv/h、表面密度は $1.2 \times 10^8 \text{Bq/cm}^2$ （原子炉ウエル内）と想定した。高線量廃棄物は、一部の大型廃棄物を除いて切断して内容器に収納されることを想定した。内容器を入れた保管容器は、移送容器に収納され、一時保管施設まで構内移送されることを想定した。その後、保管容器は取出され一時保管施設で保管されることを想定した。

構内移送時は、福島第一原子力発電所の構内移送を参考に移送容器の表面線量を $<30 \text{mSv/h}$ と想定し、移送容器は α 汚染拡大防止の観点から密閉式として想定した。一時保管施設での受入れの条件は、固体廃棄物貯蔵庫第9棟を参考に保管容器の表面線量を $<10 \text{Sv/h}$ 、重量（遮へい、内容物含む）を $<7.5 \text{ton}$ とし想定した。高線量廃棄物の性状と構内移送と一時保管施設で保管するまでの条件から保管方法検討の基本となる高線量廃棄物の暫定的な線量区分、一時保管施設受入れ要件、保管容器の遮へいを想定した。

4.3.1.3.2 容器形状の検討

高線量廃棄物の容器に求められる要求機能（形状、材質、閉じ込め性、遮へい性、水素対策、操作性、構造強度）に基づいて、内容器、保管容器（内容器を収納）、移送容器の形状を検討した。内容器は、撤去物を水切りするためメッシュ構造で、デブリ取り出し工法に応じて大型内容器と小型内容器を用意することを想定し、大型内容器は保管容器に1個、小型内容器は保管容器に複数個収納できることを想定した。

保管容器（ $1.42 \times 1.42 \times 1.00 \text{m}$ ）については容器表面線量、廃棄物を含めた保管容器の重量等の取り扱いの観点から検討した。高線量廃棄物の線量レベルに応じて保管容器の表面線量率が $<10 \text{Sv/h}$ となる4種類の遮蔽厚さを考慮した。総重量は、フォークリフトの制限重量を超過しないことを考慮した。

移送容器は移送中の放射性物質等の放出を抑制するため密閉構造を想定した。

4.3.1.3.3 水素対策の検討

保管容器にベントフィルタを設置し、保管容器内部の水素濃度を4vol%未満に維持する。移送容器は、構内移送中の汚染拡散を防止するため密封式とし、水素対策のための空隙率等から形状が決定される。ベントフィルタに求められる機能は、安全性の観点と取扱い性の観点に分けられる。安全性の観点からベントフィルタに求められる機能は、閉じ込め性、臨界、遮蔽性、水素爆発に関する機能である。取扱い性の観点からベントフィルタに求められる機能は、遠隔操作性、乾燥処理、保管時の結露となる。米国 WIPP 処分場では、廃棄物容器受入れ要件としてベントフ

ィルタには最低限に必要な仕様として容器毎に空気流量、捕集効率、水素拡散性能が設定されている。

4.3.1.3.4 乾燥処理の検討

乾燥処理の条件（廃棄物の水分付着、乾燥場所）と乾燥処理方式、ノズル設置方法と給気・排気方法を検討した。既存の乾燥技術の調査結果等から乾燥処理設備の要求事項（適用性、一時保管に向けた処理、取り出しフローへの適用）、乾燥処理中の影響、乾燥の技術要件、容器単位の乾燥処理、運転指標）等について検討・整理した。

高線量廃棄物の乾燥処理は、一時保管施設内の汚染防止のため保管容器の蓋を開放しないこととし、汚染防止のため保管容器にノズルを設け乾燥装置と接続して実施する方式を想定した。乾燥処理終了後には、ノズル部分が汚染される可能性があるため、ノズル部分の除染が必要となる。乾燥処理方式には、対流（静置）方式と伝導（静置）方式がある。ノズルを接続した対流（静置）方式では、給気側にブロアとヒータを設置し、温風（除湿した空気又は乾燥窒素）を供給して高線量廃棄物を加熱し、排気側ブロアで排気する。ノズルを接続した伝導（静置）方式では、保管容器の底面、側面からヒータで加熱し、排気側ブロア又は真空ポンプで排気する。温風給気ノズルは保管容器の胴に設置し、容器下部に吹き出し端を設置した。温風給気には乾燥空気又は乾燥窒素があり、排気方法には常圧排気と減圧排気がある。

4.3.1.4 高線量廃棄物の保管時の測定方法の検討

高線量廃棄物の保管時に必要な測定・検査項目を検討した。高線量廃棄物の保管時に測定・検査する可能性がある確認項目（以下「測定・検査項目」とする）は、高線量廃棄物のハンドリングフローでのタイミングによって異なる。

内容器収納時の測定・検査項目は、廃棄物の基礎特性、廃棄物性状、放射化学的性状、発熱特性、水素発生特性と想定した。保管容器収納時の測定・検査項目は、外観、重量、充填率、表面線量率、表面汚染、表面温度、水素発生速度、核種放出量と想定した。移送容器収納時の測定・検査項目は、外観、重量、表面線量率、表面汚染、表面温度、密閉性と想定した。

測定・検査項目について、測定の目的、測定の難度、測定値からの推定可能性、運用・評価・事前調査等による回避可能性により優先度が検討された。優先度の高い測定・検査項目は、重量、表面汚染、表面線量と考えられる。表面線量から推定ができない場合に優先度が高い測定・検査項目は、発熱量、表面温度、放射エネルギー、核物質質量、水素発生速度と考えられる。高線量廃棄物のハンドリングフローにおける測定・検査項目とタイミングを検討した（図 A11-14）。なお、高線量廃棄物は原子炉建屋から取出される際に燃料デブリとの仕分けが行われているものと仮定した。

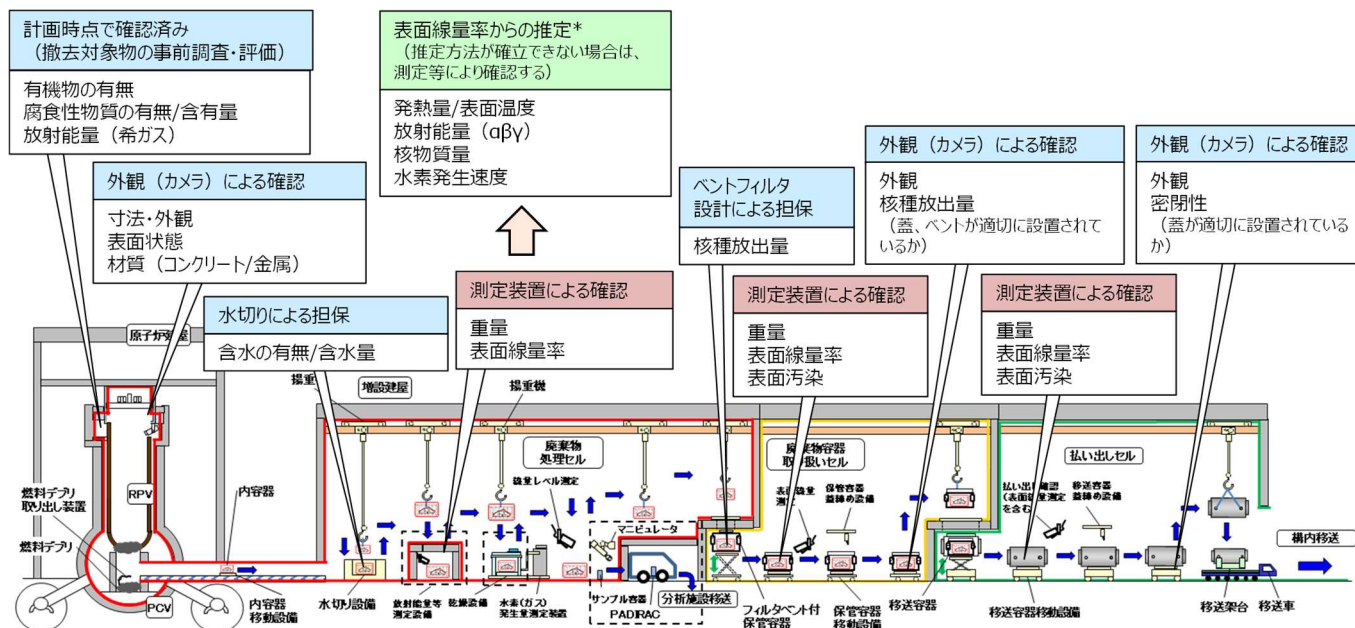


図 A11-14 高線量廃棄物のハンドリングフローにおける測定・検査項目とタイミングの検討例 149

4.3.1.5 高線量廃棄物の長期保管に関する検討

高線量廃棄物の一時保管が長期に及んだ場合に想定される水素対策以外の想定される不具合とその対策について、国内外での対策等を参考に検討した。長期保管時に想定される不具合は、A：腐食による容器破損、B：長期水素発生、C：外部事象の発生、D：消耗品の劣化が考えられる。A の対策として、耐腐食性材料の使用、廃棄物の乾燥、温度・湿度の管理、B の対策として、固化処理、ガスのバント、水素吸蔵材等の設置、ガス発生の監視、C の対策として、構造物での保護、転倒防止、高強度容器の使用、D の対策として、監視・点検、消耗品の削減、閉じ込め性の確保、等が考えられる。高線量以外の廃棄物についても長期保管が行われていることから、実際に発生したトラブルやその対策等の更なる調査を 2021 年度に実施する計画である。

保管容器での高線量廃棄物の長期保管時には、バントフィルタの腐食や劣化によって水素拡散性能が満たさなくなることや内容物が飛散しやすくなることが想定される。その対策として、耐腐食性材料への変更やテストピースにより腐食進展の確認が必要となる。高線量廃棄物の長期保管ではバントフィルタの機能維持が必要となることから、2021 年度にバントフィルタの劣化要因等を調査し、バントフィルタの機能確認方法等を検討する予定である。

4.3.1.6 まとめ

以上の取組の結果、以下のとおり、固体廃棄物の廃棄体化前までの保管・管理に係る課題と対策が明らかになった。

- 保管方法の検討により、高線量廃棄物の一時保管までのハンドリングフローを検討し、水素対策実施のタイミングを検討した。今後、一時保管から処分までの高線量廃棄物のハンドリングフローの検討が必要である。高線量廃棄物の水素対策の検討が可能となったが、水素発生速度の評価条件の検討や評価結果の妥当性の検証が必要である。

- 容器及び保管設備の要求事項の検討により、水素対策に必要な容器や乾燥処理設備が検討された。今後、乾燥処理設備の乾燥性能の検証が必要である。燃料デブリ取り出し工法の検討に応じて、容器の形状、遮へい性、乾燥処理の適用場所、測定項目・タイミング等の見直しが必要である。
- 保管容器の腐食等による漏洩や飛散といった水素対策以外の懸念事象の発生可能性が評価され、必要な対策案が提示された。高線量廃棄物の長期保管ではベントフィルタ機能の維持が重要となることから、2021 年度、ベントフィルタの劣化要因等を調査し、ベントフィルタの腐食や劣化の確認方法等について検討する予定である。

4.3.2 処分を念頭においた処理技術の明確化

「水処理二次廃棄物等いくつかの重要な廃棄物ストリームに対して処分を念頭に置いた安定化、固定化のための実機導入が期待される処理技術が明確になっていること」を目標とし、以下に取り組んだ。

- 固体廃棄物のうち少なくとも ALPS スラリー、除染装置スラッジについて実機適用の見通しのある処理技術を抽出する。
- 廃棄物の初期性能だけでなく処分後の長期的安定性についての見通しをメカニズムに基づいて示す。

そこで、水処理二次廃棄物の種類と性状を念頭に、適用可能と考えられる処理技術を調査し、国内外で既に実用化されている技術、実用化レベルに達している技術、最近研究開発が行われている技術の中から低温固化処理技術（セメント、AAM（Alkali-activated Materials））、高温固化処理技術（CCIM（Cold Crucible Induction Melting）、In-Can、GeoMelt ICV）を対象に水処理二次廃棄物への適用性について検討した（表 A11-1）。

表 A11-1 処理技術の概要 149,151,152,153

	分類		技術名	概要
低温処理	セメント固化	--	OPC	セメント水和反応の凝結する性質により廃棄物を固形化。インドラム方式とアウトドラム方式。
	AAM固化	--	AAM固化	AAMは、アルミナケイ酸塩を含む無機粉体（メタカオリン等）に、高濃度アルカリ溶液（NaOH、KOH、水ガラス類の混合物）を加え、原料の溶解と重縮合反応で固形化。固化体はアモルファスネットワーク構造。
高温処理	ガラス固化	流下式	誘導加熱コールドクルーシブル（CCIM）	着火金属でガラスフリットを溶融し、廃棄物とガラス原料を高周波誘導加熱。溶融物は流下させ、容器内で冷却して固形化。パブリック等で溶融物の混合を促進。炉壁を水冷して溶融物と炉壁間に形成されるスカル層で炉壁の腐食を抑制。有機系廃棄物は炉上部から酸素を供給し熱分解。
		InCan式	ジュール加熱（GeoMelt）	廃棄物とガラス原料を容器内に供給し、黒鉛電極間に電流を流すと電極付近から徐々に周辺が溶融。溶融後、容器内で冷却して固形化。溶融物は熱対流により攪拌。
		InCan式	外部加熱（InCan）	廃棄物とガラス原料を容器内に供給し、外部ヒータで容器を加熱。溶融後、溶融容器内で冷却して固形化。縦に分割した加熱領域で発生する熱対流で溶融物を攪拌。

OPC：普通ポルトランドセメント

¹⁵¹ 株式会社 IHI、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発） 2019-2020 年度成果（<https://dccc-program.jp/category/result> に公開を準備中）

¹⁵² 株式会社 Orano ATOX D&D SOLUTIONS、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発） In-Can ガラス固化技術の適用性評価、2019-2020 年度成果（<https://dccc-program.jp/category/result> に公開を準備中）

¹⁵³ Kurion Japan K.K、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）、Project of HOLISTIC EVALUATION OF GEOMELT ICV™ FOR TREATMENT OF 1F WATER TREATMENT SECONDARY WASTES（<https://dccc-program.jp/category/result> に公開を準備中）

4.3.2.1 低温固化処理の水処理二次廃棄物への適用性の検討

4.3.2.1.1 セメント・AAM 固化処理技術の適用範囲の検討

低温固化処理技術の水処理二次廃棄物への適用可能性について小規模試験で検討した（表 A11-2）。

表 A11- 2 低温固化処理の適用可能性 ¹⁴⁹

廃棄物	減容・前処理技術	セメント固化	AAM固化
除染装置スラッジ	脱水又は乾燥＋熱処理又は溶融	○	○
炭酸塩スラリー	脱水又は乾燥	◎	○
鉄共沈スラリー	脱水又は乾燥	○	◎
無機系吸着材	ゼオライト	○	○
	珪チタン酸塩	◎	○
	チタン酸塩	◎	◎
	酸化チタン	◎	○
	Sb吸着材	◎	○
	キレート樹脂	◎	○
	樹脂系吸着材	◎	◎
有機系吸着材	Csコロイドフィルタ	○	○
	Srコロイドフィルタ	◎	○
	フェロシアン化合物	◎	○

◎：固化技術の事故廃棄物への適用可能性は大、○：適用可能性あり、×：適用は不可

次に、ALPS スラリーである炭酸塩スラリー（固化体の廃棄物含有率（WL）30wt%）と鉄共沈スラリー（固化体の WL20%）について、セメント固化体、AAM 固化体を作製し、特性データ（流動性、凝結性、圧縮強度、空隙率等）を取得し、固化体性能、運転性を評価軸として低温固化処理技術の適用範囲を検討した（図 A11-15）。

2021 年度に脱水した ALPS スラリーを用いた低温固化処理技術を用いた工学規模（200L）での均一・均質固化、充填固化への適用試験を実施しており、実機適用性が検証される予定である。

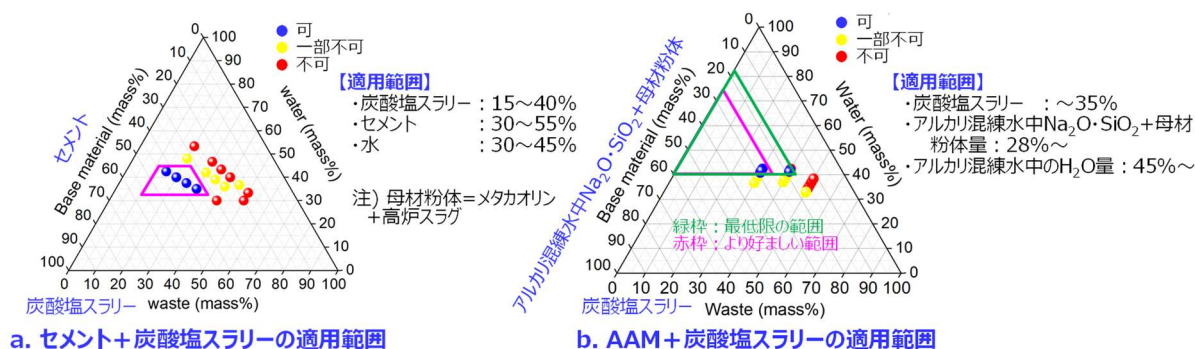


図 A11-15 低温固化処理技術の炭酸塩スラリーの適用範囲 ¹⁴⁹

4.3.2.1.2 特殊セメントによる適用範囲拡大の可能性の調査

セメント固化に悪影響がある化学成分（炭酸ナトリウム、ホウ酸、塩化ナトリウム）を含む水処理二次廃棄物の特徴に応じ、固化時の高流動性（固化プロセス成立性や水素発生量抑制）や高耐熱性（放射能インベントリや WL の増大）などの観点から適用可能性を有する特殊セメントとして、高炉スラグ高置換セメント（CB90、普通セメント：高炉スラグ＝90%：10%）、フライア

ッシュ混合アルミナセメント（AF20、アルミナセメント：フライアッシュ 80%：20%）を選定した。CBは炭酸ナトリウム混合廃棄物への適用可能性があり、またAFは耐熱性、流動性に優れる可能性があり、化学成分影響がOPCと異なる。

これらを対象に、化学成分による固化特性の試験を実施し、流動性、凝結時間、ブリーディング、圧縮強度を評価基準として、ALPS スラリーの適用範囲を検討した。炭酸塩スラリーに対する最大 WL は CB90：25%、AF20：35%、鉄共沈スラリーに対する WL は CB90、AF20 とともに25%となった。凝結時間に影響を与える炭酸ナトリウム、ホウ酸に対してCB90の有効性を確認できた。

4.3.2.1.3 低温固化処理による固化可能性検査手法の検討

低温固化処理の成立性（処理プロセス影響、固化体影響）に影響する物性（形状・大きさ、粒度分布、密度、かさ密度、含水率、化学組成、線量、液体添加時の性状）を整理し、その特徴を持つ模擬物質（ケイ砂、珪石微粉末、炭酸カルシウム、炭酸ナトリウム、硫酸マグネシウム、オキシ水酸化鉄、硫酸バリウム、金属アルミニウム、石炭灰、モンモリロナイト）を選定した。これら模擬物質を用いて、水処理二次廃棄物を低温固化処理する前に小規模で廃棄物の固化可能性を検査する2段階のスクリーニング手法を開発した。一次スクリーニングでは、50mL 遠沈管で廃棄物性状を測定し、処理プロセスの成立性を簡易評価し、二次スクリーニングでは、2cm 角試験体で固化処理時の性状を測定し、混練物・固化体性能を簡易評価する。模擬ALPSスラリーを用いて開発したスクリーニング手法を試行し、低温固化処理技術による固化可能性の判断が可能であることを確認した。

4.3.2.2 高温固化処理技術の適用性の検討

4.3.2.2.1 るつぼ試験による水処理二次廃棄物のガラス化の検討

るつぼ試験により水処理二次廃棄物を高温固化処理が可能なWLを検討した（表A11-3）。さらに、水処理二次廃棄物の高温処理時に発生するCs揮発を抑えるため、低い熔融温度で固化処理可能なWLを検討した。るつぼ試験により高温固化処理技術の工学規模試験に適用可能なWLを検討し、各処理技術が設定した熔融温度で水処理二次廃棄物を熔融・固化できることを確認した（表A11-4）。

表 A11-3 るつぼでの高温固化処理試験^{151,152}

廃棄物	No.	WL(wt%)	熔融温度(℃)	ガラス種類
珪チタン酸塩	IC-01	52	1200, 1100	ホウケイ酸
珪チタン酸塩	AC-04	30	850→1100	ホウケイ酸
珪チタン酸塩(ガラス埋込)	AC-05	70	900	ホウケイ酸
AREVASラッジ	IC-02	6	1200, 1100	ホウケイ酸
AREVASラッジ	AC-06	30	900	ホウケイ酸
AREVASラッジ	IC-07	23	1200, 1150	鉄リン酸
ゼオライト	IC-05	62	1050	ホウケイ酸
ゼオライト	AC-03	70	850→1100	ホウケイ酸
鉄共沈スラリー	IC-06	47	1200, 1150	鉄リン酸
鉄共沈スラリー	AC-02	30	850→1100	ホウケイ酸
炭酸塩スラリー	AC-01	50	850→1100	ホウケイ酸
イオン交換樹脂	AC-07	30	900	ホウケイ酸
樹脂系吸着剤	IC-03	20	1200, 1100	ホウケイ酸
活性炭	IC-04	5	1200, 1100	ホウケイ酸
活性炭	AC-08	30	900	ホウケイ酸

表 A11-4 工学規模試験における廃棄物充填率 (WL) 151,152,153

No.	廃棄物	WL (wt%)	熔融温度(℃)	ガラス種類
IE-01	炭酸塩スラリー	20	1200, 1100	ホウケイ酸
IE-02	鉄共沈スラリー	35	1200, 1100	ホウケイ酸
IE-03	ゼオライト, 炭酸塩スラリー	72	950→1000	ホウケイ酸
IE-04	ゼオライト, AREVAスラッジ	67	1050	ホウケイ酸
AE-01	ゼオライト, 珪チタン酸塩, 炭酸塩スラリー, 鉄共沈スラリー, 砂	80	850→1100	ホウケイ酸
AE-02	ゼオライト, 珪チタン酸塩, 砂	80	850→1100	ホウケイ酸
AE-03	炭酸塩スラリー, 鉄共沈スラリー	41	850→1100	ホウケイ酸
KE-01	ゼオライト, 炭酸塩スラリー, 鉄共沈スラリー	82	700→1250 (1415)	ホウケイ酸
KE-02	ゼオライト, 珪チタン酸塩	83	700→1250 (1535)	ホウケイ酸
KE-03	ゼオライト, AREVAスラッジ	70	700→1250 (1411)	ホウケイ酸
KE-04	土壌, 炭酸塩スラリー	80	-- (1600)	ホウケイ酸

() : 工学規模試験時の熔融温度

4.3.2.2.2 高温固化処理技術の工学規模試験

高温固化処理技術の工学規模設備 (CCIM、In-Can、GeoMelt ICV) を用いて、水処理二次廃棄物を高温処理して固化体を作製し、その特性データを取得した。

図 A11-16 に CCIM による単一廃棄物、混合廃棄物での工学規模試験時の熔融炉内の状況を示す¹⁵¹。溶湯表面の中心と周辺にある円状の発光部はバブリング（内部に送り込んだ空気により溶湯を攪拌）により溶湯の循環が活発なところであり、中心の円状の発光部と周辺の円状発光部間の色の薄い部分は仮焼層である。

In-Can を用いた試験を実施し¹⁵²、固化体を作成できた。模擬廃棄物とガラス添加剤を CAN 内部に熔融前に投入し、1100℃で加熱しながら模擬廃棄物とガラス添加剤を投入した。図 A11-17 に In-Can 工学規模試験で作製した固化体の断面写真を示す。

GeoMelt ICV を用いて試験を実施し¹⁵³、固化体を作成できた。模擬廃棄物を熔融容器に熔融前に投入し、底部から約 1400℃で加熱し、約 1.5h から 15h まで模擬廃棄物を投入した後、トップオフフリット（模擬廃棄物が含まれない低融点のガラス材）を約 0.5h 投入した。図 A11-18 に GeoMelt ICV 工学規模試験の状況を示す。

2021 年度には、脱水した炭酸塩スラリーを用いた工学規模試験、供給方法の検討、炭酸塩スラリーの高充填化、Cs 揮発抑制、炉停止後の再起動等の試験を行う予定である。また、炉内温度分布の把握や Cs 揮発メカニズムの検討も行う予定である。

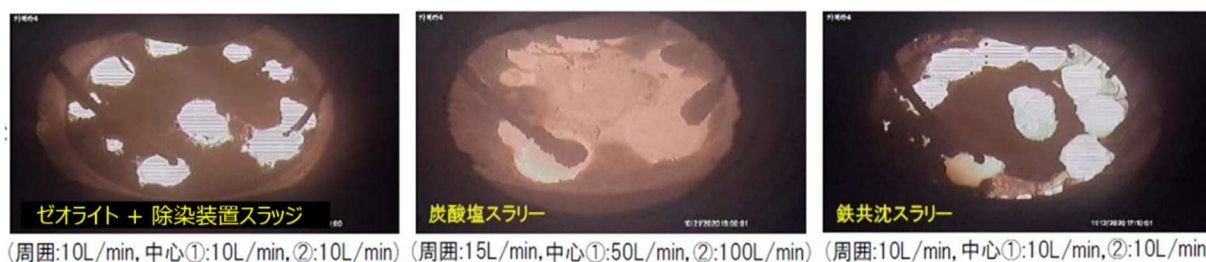


図 A11-16 CCIM での工学規模試験の状況（供給開始 4.5 時間後）¹⁵¹



図 A11-17 In-Can 工学規模試験で作製した固化体の状況 ¹⁵²

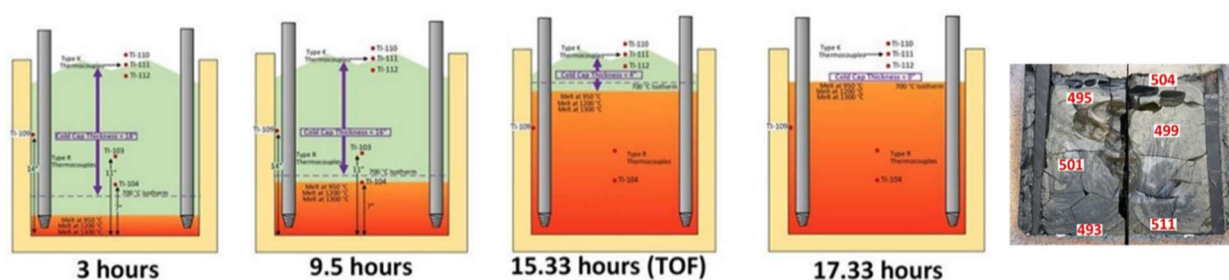


図 A11-18 GeoMelt ICV での工学規模試験及び固化体の状況 ¹⁵³

4.3.2.3 廃棄体の安定性に関する検討

選定した処理技術によって作製された固化体の処分時の安定性を確認するため、固化体の浸出性、低温固化処理した固化体の温度による変質や固化体の長期的な変質に与える影響について検討した ¹⁴⁹。

4.3.2.3.1 固化体の浸出性の検討

ALPS スラリーを低温固化処理した固化体の模擬核種の浸出割合（浸出した全ての模擬核種を100%として評価）は、養生期間 28 日の固化体を純水で 91 日間の浸漬し、固化体中のイオン種の濃度と固化体から浸出したイオン種の量から求めた（表 A11-5）。

表 A11-5 低温固化処理した固化体の模擬核種の浸出割合 ¹⁴⁹

処理技術	固化材料	廃棄物含有率 (wt%)		浸出割合 (%)							
				Cs		Sr		Sn		Ce	
		炭	鉄	炭	鉄	炭	鉄	炭	鉄	炭	鉄
セメント	OPC	30	20	95	80	5	15	<0.1	0.1	--	--
AAM	M	30	20	23	12	0.5	<0.1	3-5	1-3	<1	<1
AAM	MB20	30	20	18	15	0.5	<0.1	3-5	1-3	<1	<1
AAM	MB40	30	20	27	20	0.5	<0.1	3-5	1-3	<1	<1

炭：炭酸塩スラリー固化体、鉄：鉄共沈スラリー固化体

OPC：普通ポルトランドセメント、M：メタカオリン

MB20：メタカオリン+高炉スラグ 20%、MB40：メタカオリン+高炉スラグ 40%

「--」：溶出せず

高温固化処理技術の工学規模試験で作製した固化体について、MCC-1 試験を実施し、固化体の浸出率を求めた（表 A11-6）。

表 A11-6 工学規模試験で作製した固化体の浸出率（MCC-1 試験）^{151,152,153}

廃棄物	評価期間	B (g/m ² /d)	Na (g/m ² /d)
ゼオライト, 炭酸塩スラリー, 鉄共沈スラリー, 珪チタン酸塩, 砂	7-28d	1.4-3.2	--
ゼオライト, 珪チタン酸塩, 砂	7-28d	--	0.18-0.50
ゼオライト, 炭酸塩スラリー, 鉄共沈スラリー	28-365d	--	0.012
ゼオライト, 珪チタン酸塩	28-365d	--	0.014
ゼオライト, 除染装置スラッジ	28-365d	--	0.012

4.3.2.3.2 低温固化処理した固化体の温度による変質の検討

固化体中の廃棄物に含まれる核種の崩壊熱による温度上昇について検討した¹⁴⁹。円柱形と角形容器で、 $1 \times 10^5 \sim 1 \times 10^{10} \text{Bq/cm}^3$ のセメント固化体の最高温度を放射線輸送解析と熱解析より評価した。AAM 固化体の実測値を用いて発熱量を計算した結果、AAM 固化体の発熱量はセメント固化体より低かった。固化体容器を集積した複数配置モデルで発熱量を計算し、放射能濃度と最高温度の関係式を導出した。セメント変質制限温度（60℃）に対する放射能濃度上限値は $6.8 \times 199 \text{Bq/cm}^3$ となった。固化体（6m³角形容器）に含まれるインベントリ（ $1 \times 10^7 \text{Bq/cm}^3$ ：分析値）による単一配置モデルで最大 WL（30wt%）で炭酸塩スラリーセメント固化体の温度変化を評価した結果、温度の上昇は約 3℃であり、固化体の性能が低下する可能性が低いことが分かった。

次に、保管施設の温度変化による固化体変質について検討した。低温固化処理した固化体の加熱・乾燥負荷試験を実施し、固化体の圧縮強度とひずみ量を評価した。さらに、乾燥・加熱による固化体の質量減少率と収縮ひずみ、乾燥・加熱による固化体の圧縮強度の変化について評価した（図 A11-19）。その結果、セメント固化体は AAM 固化体に比べて耐乾燥・耐熱性が高く、AAM 固化体はひずみ量が非常に大きかった。セメント固化体と AAM 固化体は、圧縮強度の基準値（1.47MPa）は満足したが、高温・乾燥条件下では大幅な性能低下となることが分かった。

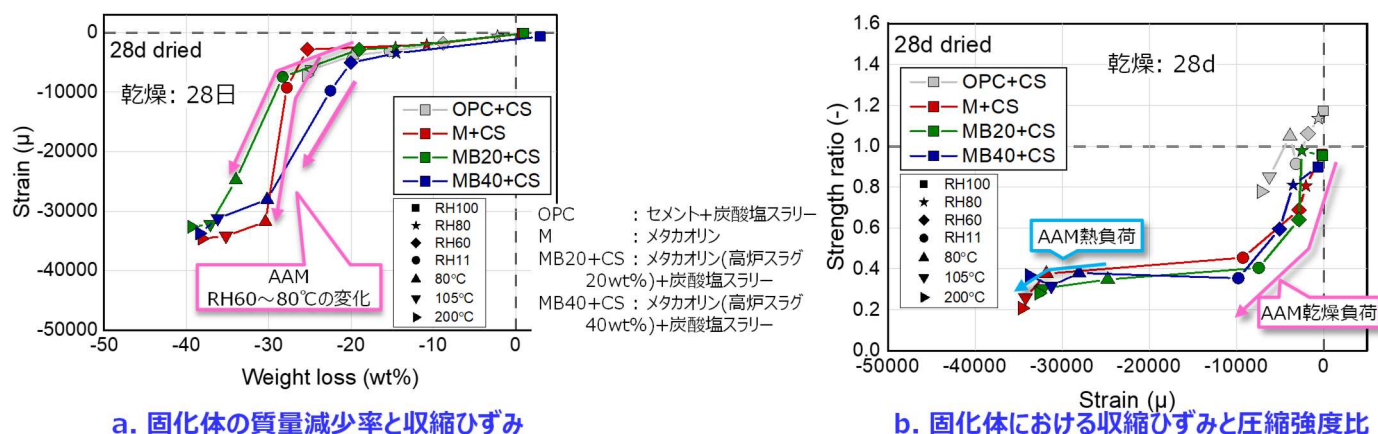


図 A11-19 炭酸塩スラリー固化体における加熱・乾燥負荷試験¹⁴⁹

4.3.2.3.3 低温固化処理した固化体の長期的な変質に与える影響因子の検討

炭酸塩スラリーセメント固化体の変質について、WL 又は温度による鉱物相の変化を熱力学平衡計算で評価した¹⁴⁹。セメント水和物、固化体の化学組成から生成可能な炭酸塩鉱物と塩化鉱物を熱力学データベースから抽出した。計算結果は、実験での液相化学組成、pH、鉱物相組成の変化を概ね再現できた。しかし、実験で同定されていない Mg-Al 鉱物であるハイドロタルサイトが、計算では全ての液固比で生成された。ハイドロタルサイトが生成したため、計算上の液相 Al 濃度が実験結果を大きく下回ったものと思われる。これより、セメント固化体の長期変質挙動を熱力学平衡計算により解析的にとらえることができることが分かった。多様な廃棄物固化体の長期挙動を正確に捉えるためには、熱力学データベースの拡張が必要である。AAM 固化体の熱力学平衡計算での長期的変質挙動の評価は現状困難である。このため、AAM 固化体固相の熱力学平衡計算への適用性を検討するため、廃棄物等と AAM 反応の基礎的な試験を実施した。ALPS スラリー-AAM 固化体を浸漬前後に SEM、TEM 分析し、廃棄物成分周囲の相変化データを取得した。SEM 観察よりスラリー成分と AAM マトリックス成分との接合場所を特定し TEM 観察を実施した。SEM 観察で決定した部位から、廃棄物-AAM マトリックス界面部分を TEM 観察した結果、スラリーと母材界面に反応は見られなかった。遊離成分の移動による変質、あるいは AAM 母材の結晶化の痕跡が見られた。このことから、現時点では AAM 母材とスラリーの相互反応による鉱物相生成の可能性が低いことが分かった。熱力学平衡計算では母材とスラリーの相互反応による鉱物相生成の考慮は必要がないことが分かった。

固化体の長期的な変質挙動を把握するためは、適切な加速試験方法を選定し、固化体の加速試験による長期の変質挙動評価が必要である。

4.3.2.4 まとめ

低温固化処理技術（セメント固化、AAM 固化）、高温固化処理技術（CCIM、In-Can、GeoMelt ICV）を対象として以下のような成果が得られた。

- 選定した処理技術により水処理二次廃棄物が固化処理可能であることを小規模の低温固化処理試験やつぼでの高温固化処理試験で確認した。低温固化処理技術により ALPS スラリーの固化可能性を判断するスクリーニング手法を開発した。
- 低温固化処理による ALPS スラリーの適用範囲を示した。シアン化合物を含有する除染装置スラッジへの低温固化処理の適用性確認は今後必要である。
- 高温固化処理設備（CCIM、In-Can、GeoMelt ICV）での工学規模試験により、ALPS スラリー、除染装置スラッジ等への高温固化処理技術の実機適用の見通しを確認した。低温固化処理技術（セメント固化、AAM 固化）について、2021 年度に ALPS スラリーを用いた工学規模試験を実施し、実機適用の見通しを確認する予定である。
- 低温固化処理した固化体の模擬核種の浸出割合、高温固化処理した一部の固化体について固化体の主成分となる元素の浸出率を示した。また、低温固化処理した固化体の温度影響による変質や固化体の長期的な変質について検討した。今後、処分を念頭においた元素や試験条件での固化体の浸出率の検討、固化体の加速試験による長期の変質挙動評価が必要である。

これらより、水処理二次廃棄物等いくつかの重要な廃棄物ストリームに対して安定化、固定化のための実機導入が期待される処理技術を明らかにした。

4.3.3 先行的処理に適用可能な候補技術を合理的に抽出する手法の構築

「期待される処理技術をベースに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）の方法を合理的に選定する方法を構築すること」を目指し、

- 明らかにした候補処理技術に基づく廃棄体仕様を提示する
- 廃棄物ストリームの性状把握の不確かさを踏まえ、候補処理技術を抽出可能か判断できるようにする
- 研究対象とした処理技術の適用可能範囲を明らかにすることについて検討を行った。

4.3.3.1 廃棄物組成等の固化体性能への影響に関する検討

4.3.3.1.1 低温固化処理時の廃棄物組成の検討

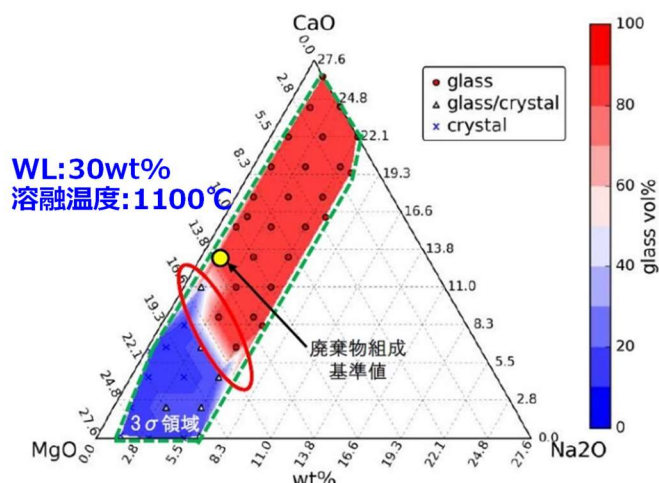
低温固化処理時の廃棄物組成（水/固体比）について、流動性、凝結性、圧縮強度の試験結果から評価した¹⁴⁹。選定したWLが30wt%の炭酸塩スラリーとWL20wt%の鉄共沈スラリーをセメント固化処理時の廃棄物組成である水/固体比（W/P）は、それぞれ54wt%、48wt%となった。ここで、W/Pはセメント+廃棄物に対する水の重量割合である。炭酸塩スラリーセメント固化体の圧縮強度は、充填率、W/Pが増加すると圧縮強度が低下することが分かった。AAM固化処理時の廃棄物組成であるW/Pは、炭酸塩スラリー（WL30wt%、高炉スラグ20wt%）で86wt%、鉄共沈スラリー（WL20wt%、高炉スラグ20wt%）で93wt%となった。ここで、W/Pはメタカオリン+高炉スラグ+アルカリ混練水に対するアルカリ混練水の重量割合である。炭酸塩スラリーAAM固化体の圧縮強度は、WL、W/Pが増加すると低下し、廃棄物組成に高炉スラグが加わりNa/Si比が低下すると低下することが分かった。

4.3.3.1.2 高温固化処理時の廃棄物組成の検討

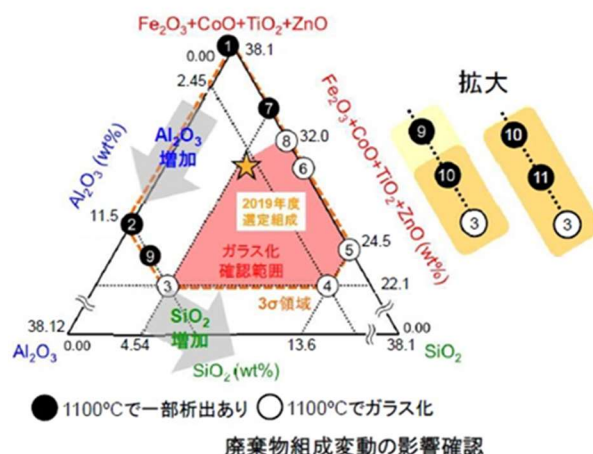
ガラス固化が可能な配合を求めるガラス特性モデル（PNNL-DB）を用いて、熔融炉毎の制限条件（熔融温度、粘度、電気伝導度等）を満足する炭酸塩スラリー、ゼオライト、珪チタン酸塩等の単一処理、混合処理（廃棄物9種の組合せ）時の廃棄物組成を評価した¹⁴⁹。炭酸塩スラリーの高温処理時の最大WLは、GeoMelt ICV、CCIM、In-Canとも12wt%、鉄共沈スラリーの高温処理時の最大WLはGeoMelt ICV、CCIMが20wt%、In-Canが15wt%となった。ガラスになりやすいゼオライトと鉄共沈スラリー等を組合せた混合処理では、高温固化処理の廃棄物組成の適用範囲が拡大することが分かった。

4.3.3.1.3 廃棄物組成変動の高温固化処理への影響

廃棄物の分析結果の不確かさが大きいため、廃棄物組成が変動した場合の高温固化処理（CCIM、熔融温度1100℃）による固化可能性について検討した¹⁴⁹。炭酸塩スラリー（WL30wt%）の主要成分であるCaO、MgO、Na₂O、鉄共沈スラリー（WL40wt%）の主要成分であるFe₂O₃+CoO+TiO₂+ZnO、SiO₂、Al₂O₃について、主要成分の組成が変動した場合の高温固化処理への影響をるつば試験で確認し、固化可能な廃棄物組成の変動範囲を示した（図A11-20）。



a. 廃棄物組成変動の影響(炭酸塩スラリー)



b. 廃棄物組成変動の影響(鉄共沈スラリー)

図 A11-20 高温固化処理可能な廃棄物組成の変動範囲 ¹⁴⁹

4.3.3.2 高温固化処理時の Cs 揮発抑制に関する検討

高温固化処理時の Cs 揮発抑制対策を調査し、処理方法や運転条件による Cs 揮発特性、Cs 揮発抑制メカニズムを検討した。Cs 揮発に影響を与える事項には、コールドキャップ（溶融部上部にある供給廃棄物等からなる低温部分）、トップオフフリット、バブリング、ホウ素添加がある。

コールドキャップ、トップオフフリット、バブリングの影響についてはるつぼ試験により評価した ¹⁴⁹。その結果、表面温度 800°C 以下でコールドキャップを形成した場合、Cs 揮発量が 2 桁以上低減することが分かった。トップオフフリットについては、Cs 揮発量は減少するが、その溶融が早く進むと効果が限定的となることが分かった。バブリングについては、Cs 揮発量はバブリングのない場合に比べて約 2 倍に増加したが、溶融表面のバブリング領域面積の増加量と比べて Cs 揮発量の増加はわずかであった。

GeoMelt ICV で固体廃棄物を高温固化処理する際のコールドキャップによる Cs 揮発抑制メカニズムを検討するため、るつぼ試験によりゼオライト+除染装置スラッジを高温固化処理した時の TG/DTA 曲線を求めた ¹⁵³。その結果、730°C で重量減少は一旦終了し、その後ガラス化を開始することが分かった。また、溶融中に仮焼層周りに顕著な Cs の移動がなかったことから、大きな組成変化を引き起こすような Cs の拡散が起こらないことを確認した。

ホウ素添加については、Cs 吸着したゼオライト又は珪チタン酸+ゼオライトをガラス化剤とともに加熱し、各温度域での重量を測定し、温度の違いによる Cs 揮発量を確認した結果、950°C 以上で温度上昇に伴い Cs 揮発量が増加した ¹⁴⁹。揮発成分の質量分析と加熱前後の試料のマスバランスから Cs と B がモル比 1 : 1 で揮発した。ガラス化剤中の B 濃度が Cs 揮発量に影響した可能性のあることが分かった。

4.3.3.3 処理技術により作製される廃棄体性能の検討

低温固化処理により作製される固化体は、200L ドラム缶或いは大型角型容器を使用した均一固化体或いは充填固化体である。高温固化処理により作製される固化体の容器は、CCIM では 2

種類の 200L 容器¹⁵¹、In-Can ではユニバーサルキャニスタ（UC、フランスの高レベル廃棄物向けの廃棄体パッケージに使用）、円筒型遮蔽容器¹⁵²、GeoMelt ICV では ICV 容器（GeoMelt ICV の溶融時に使用する角形容器）¹⁵³ である（表 A11-7）。高温固化処理により作製される固化体の容器は、そのまま廃棄体の容器と使用することを想定しているものと、別の廃棄体の容器に収納することが想定されている。

表 A11-7 高温固化処理技術により作製される固化体の容器^{151,152,153}

	廃棄体の容器	重量	固化体の容器	
CCIM で作製される固化体容器	200L 容器 (単独容器)	400kg (固化体重量)	200L 容器(肉厚) 内容積: 160L	
	200L 容器 (二重容器)	400kg (固化体重量) 160L 容器 1 体/200L 容器	160L 容器	160L 容器を 200L 容器に収納。 容器間にモルタル等を充填。
In-Can で作製される固化体容器	UC (Φ0.43×1.34m)	0.5ton CAN1 体/UC	110LCAN (Φ0.4×1.2m)	容器間にモルタル等の充填なし。 Cs リッチ廃棄物。
	円筒型遮蔽容器 (Φ1.2×1.2m)	約 10ton CAN7 体/円筒型遮蔽容器	110LCAN (Φ0.4×1.2m)	容器間にモルタル充填。 Sr リッチ廃棄物。
GeoMelt ICV で作製される固化体容器	ICV 容器 (2.23×2.23×2.62m)	10ton (固化体重量)	ICV 容器	ICV 容器に固化体、耐火物容器、耐火砂が収納。固化体には電極を含む。

UC：ユニバーサルキャニスタ

次に、炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリーを低温固化処理した固化体の仕様（密度、圧縮強度、G 値）について検討した（表 A11-8）。高温処理技術の工学規模試験で作製した固化体の仕様（WL、密度、圧縮強度、組成について検討した（表 A11-9）。

表 A11-8 炭酸塩スラリーを低温固化処理した固化体の仕様¹⁴⁹

処理技術	固化体	廃棄物含有率 (wt%)		密度 (g/ml)		圧縮強度 (28d) (N/mm ²)		G値(H ₂) (molecules/100eV)	
		炭	鉄	炭	鉄	炭	鉄	炭	鉄
セメント	OPC	30	20	1.73	1.9	6.81	34.4	0.16	0.07
AAM	M	30	20	1.62	1.73	5.3	17.3	0.18	0.16
AAM	MB20	30	20	1.61	1.74	8.3	14.4	0.09	0.11
AAM	MB40	30	20	1.63	1.75	7.0	19.9	0.11	0.17

表 A11-9 水処理二次廃棄物を高温固化処理し作製された固化体の仕様^{151,152,153}

廃棄物	WL (wt%)	重量 (kg)	密度	圧縮強度 (MPa)	主な組成 (wt%)			
					Al ₂ O ₃	B ₂ O ₃	Na ₂ O	SiO ₂
炭酸塩スラリー	20	175-414	2.6g/cm ³	44-133	13.1	--	9.0	49.1
鉄共沈スラリー	35	206-325	2.7g/cm ³	133	6.8	9.0	14.3	40.0
ゼオライト、除染装置スラッジ	67	249-334	2.5g/cm ³	62-131	--	--	--	--
ゼオライト、炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリー 珪チタン酸塩、砂	84	102	2.75g/cm ³	42-200	6.07	6.44	13.76	35.78
ゼオライト、珪チタン酸塩、砂	80	103	1.43-2.59g/cm ³	8-301	11.52	15.0	12.35	48.75
炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリー	40	72	--	--	0.6	15.2	11.9	34.9
ゼオライト、珪チタン酸塩	77-79	156-166	2.42-2.76g/cm ³	103-148	10.83	6.25	10.68	51.45

4.3.3.4 固化処理技術の実用規模設備の検討

処理技術の実用規模設備の概念を検討し、設備構成と処理効率、保守の内容、消耗品種類と交換頻度、二次廃棄物量などの経済性データを取得した。

低温処理技術には、インドラム・ミキシング法とアウトドラム・ミキシング法がある。インドラム・ミキシング法とは、廃棄物とセメント等の練り混ぜを容器の内部で行う。アウトドラム・ミキシング法では、廃棄物とセメント等の練り混ぜを容器の外部にある混合機の中で行う。廃棄物が固体の場合、容器の外で練り混ぜたセメント等を廃棄物の入った容器に充填することになる¹⁴⁹。

高温処理技術に関しては、発生済みの水処理二次廃棄物を 10 年で固化処理する場合を想定した。CCIM では、2 基の溶融炉（200kg ガラスを作製）を設置し、溶融物を流下させる固化容器は、処理する廃棄物のインベントリに応じた 200L 容器（単独容器、二重容器）の使用を検討している¹⁵¹。In-Can では、廃棄物の性状に応じた Cs リッチユニットと Sr リッチユニットを設置し、各ユニット 2 基の Dem&Melt（300kg ガラスの作製）の設置を計画している¹⁵²。GeoMelt ICV については、発生済みの KURION 吸着材と SARRY 吸着材を 1 年、ALPS スラリーを 4 年で固化処理する場合を想定し、2 基の GeoMelt ICV 溶融炉（10ton ガラスを作製）を設置することを計画している¹⁵³。

4.3.3.5 まとめ

先行的処理に適用可能な候補処理技術を合理的に抽出する手法の構築のための検討の結果、以下のような成果が得られた。

- ALPS スラリーを低温固化処理することが可能な廃棄物組成を示した。4.3.2.1.3 で示した固化可能性検査手法と併せて、ALPS スラリーを対象として低温処理可能か判断することが可能となった。今後、シアン化合物を含有する除染装置スラッジについての適用性の検討が必要である。
- 炭酸塩スラリーは発生量が多いが、固化処理する際の WL が少ない。このような廃棄物については、WL の向上を目指すだけでなく、複数を組合せて処理するなど、廃棄物全体の最適化の中で必要な対策を検討する必要がある。
- 水処理二次廃棄物を各高温固化処理技術で単一処理、混合処理する場合の廃棄物組成をガラス特性モデルで評価して示した。今後、工学規模試験結果との比較検証が必要である。
- 高温固化処理可能な ALPS スラリーの廃棄物組成の範囲を示した。
- 高温固化処理時の Cs 揮発抑制対策等による Cs 揮発量を評価した。また、コールドキャップによる Cs 揮発抑制メカニズムの検討を行い、Cs 揮発抑制効果のあることが分かった。なお、2021 年度中に追加試験を実施し、高温固化処理技術における Cs 揮発抑制効果について詳細に検討する予定である。
- 各処理技術により作製される固化体容器、固化体の仕様（密度、圧縮強度、G 値、組成）を示した。
- 低温固化処理設備、高温固化処理設備の実規模構成、保守内容、処理速度、二次廃棄物発生量、経済性について検討した。

以上より、固化処理可能な廃棄物組成の適用範囲の提示により性状把握での廃棄物組成の不確かさを踏まえ、先行的処理に適用可能な候補処理技術を抽出することが可能となった。また、候補処理技術により固化処理した後の廃棄体仕様が提示できた。

4.3.4 処分概念の検討と安全評価手法の整備

4.3.4.1 固体廃棄物の特徴と処分概念の構築

4.3.4.1.1 固体廃棄物の特徴と安全かつ合理的処分のためのニーズ

固体廃棄物を安全かつ合理的に処分する技術を開発するためには、その特徴を踏まえた処分研究のアプローチを取ることが必要とされる。

固体廃棄物の特徴は、多様な汚染状況を呈し、また多様な化学物質を含有しており、大きな物量（多量）であって、汚染状況の不確かさや、処理・分別・除染オプション選択の不確実性を有していることである。この特徴により、処分概念に対して、多様な廃棄物受け入れ性、大容量化、及び不確かさ・不確実性によるリスクへの対処方策等のニーズが生じる。

このような「多様」、「多量」及び「不確実」という特徴を有する廃棄物を対象に処分研究を実施する場合のアプローチとして、この「特徴」とそれによって生じるニーズを十分に汲み取って開発したわけではない我が国の通常の放射性廃棄物を対象とする既存の処分概念を、固体廃棄物に当てはめるだけでは適切とは言えない。そこで広く国内外の有望技術、参考事例、研究成果を調査し、得た知識を反映しつつ、固体廃棄物の特徴に対して安全かつ合理的な処分概念（処分深度、バリア構成、廃棄体といった基本概念）の構築とその処分概念を対象とした安全評価手法（シナリオ開発、評価モデル開発、評価パラメータセット構築）の整備を行うという研究アプローチを採用した。

4.3.4.1.2 固体廃棄物の特徴に基づくニーズと抽出された参考事例

国内外の参考事例を調査し、多様、多量及び不確実という固体廃棄物の特徴によりもたらされる幅広い廃棄物受け入れ性、大容量化及び不確かさ・不確実性によるリスクへの対処というニーズに対して紐づけたものが図 A11-21 である。

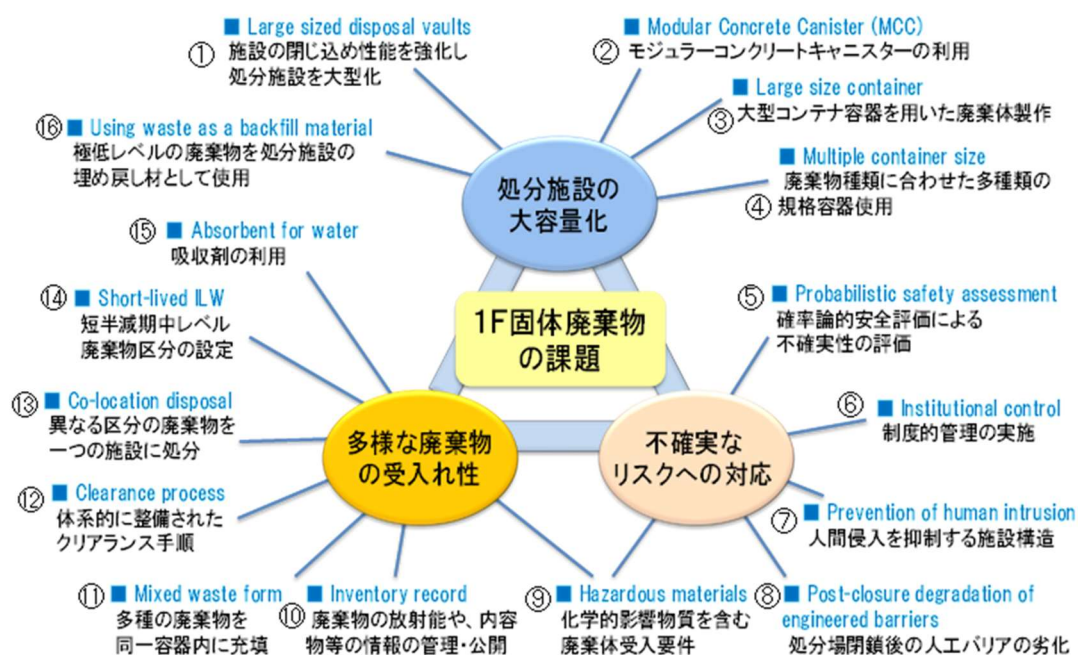


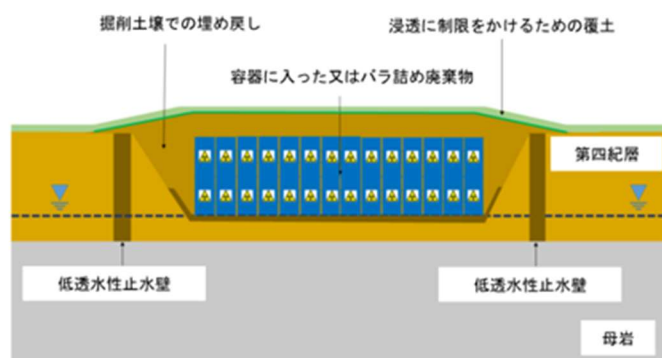
図 A11-21 固体廃棄物の特徴に起因するニーズと海外参考事例との対応 ¹⁴⁹

ニーズに対応する参考事例（図 A11-21 の丸数字）を踏まえ処分概念を検討し、トレンチ処分相当、ピット処分相当、及び中深度処分相当の処分概念を、処分オプション案として安全評価のモデル・パラメータ設定が可能な程度まで明確化した（図 A11-22）¹⁴⁹。参考事例の処分概念への反映状況は、図 A11-22 の処分概念毎に、図 A11-21 に示した参考事例の番号を付記することで示した。

トレンチ処分相当の処分区分（L3）には、英国の VLLW の処分場を参考に、低透水性の床面、側壁で囲まれた処分領域の上部に低透水層を有する粘土覆土ライナーを設置したバリア構成とした。ピット処分相当の処分区分（浅地中処分施設(L2)）には、英国の LLWR を参考に、低透水性粘土を敷設した床面及びベントナイト壁面内に設置する鉄筋コンクリートボルトの処分エリアをセメントグラウトで埋戻し、上部にジオメンブレン等による遮水バリアを設置するバリア構成とした。中深度処分相当の処分区分(中深度処分施設(L1))には、スウェーデンの短寿命低中レベル放射性廃棄物処分場のサイロ型処分場を参考に、地下数十 m 以深に外側を低透水ライナーで覆ったトンネル状坑道内に設置した鉄筋コンクリート製ピットの処分エリアに対し、空隙はセメントグラウトで埋め戻し、プラグで閉鎖するバリア構成とした。

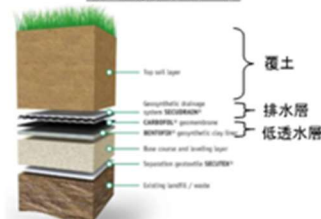
地表処分概念 (L3)のイメージ

①③④⑥
⑦⑧



低透水性の床面と側壁、上部には浸透水量を低減する低透水層を有し、覆土を施すことを想定する。埋設施設は土壌で埋め戻される。

人工バリアのイメージ

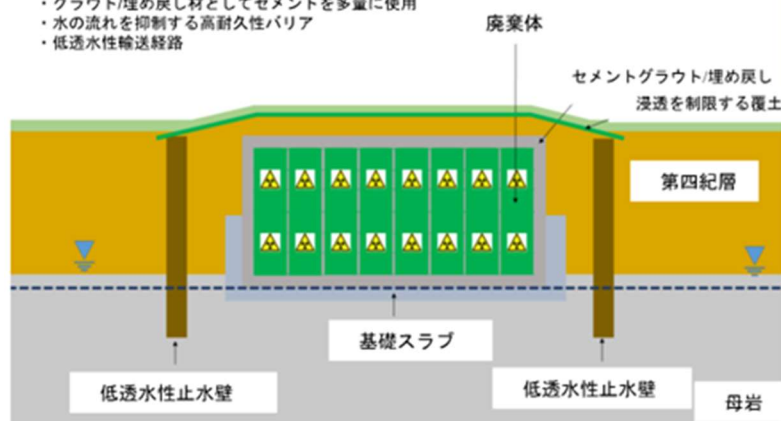


英国VLLW処分場(Kings Cliffe)の人工バリアの例
(2017-2018海外処分場調査結果より)

浅地中処分概念 (L2)のイメージ

①③④⑥
⑦⑧⑪

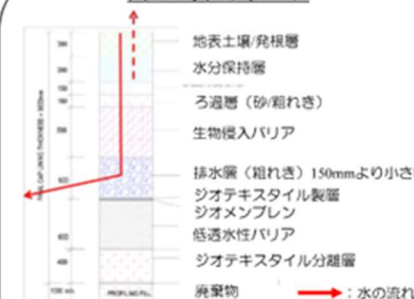
地表施設に類似。可能性のある違いは次のとおり。
・グラウト/埋め戻し材としてセメントを多量に使用
・水の流れを抑制する高耐久性バリア
・低透水性輸送経路



低透水性粘土を床面に敷設し、上部に多重覆土を施した鉄筋コンクリートボルトからなる。埋設施設はセメントグラウトで埋め戻される*。ベントナイト壁面は浸透水を抑制する。

*ガラス固化体を埋設する場合では、埋め戻しにベントナイトを用いる

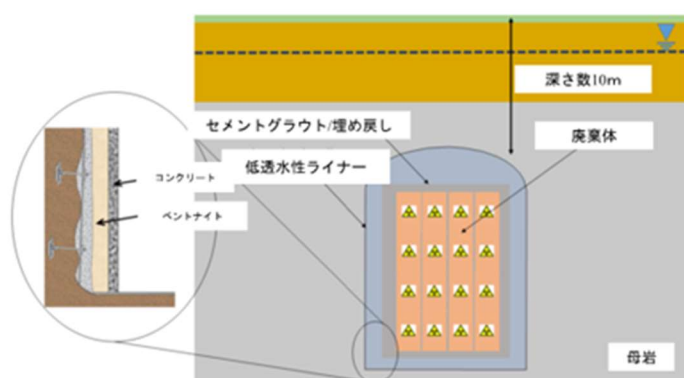
人工バリアのイメージ



英国LLW処分場(Drigg)の人工バリアの例
(2017-2018海外処分場調査結果より)

中深度処分施設 (L1)のイメージ

①③④⑥⑦⑧⑭



地下およそ50mに設置される。コンクリート壁を有するトンネルからなる。それをプラグし閉鎖する。空隙はセメントグラウトで埋め戻される。

図 A11-22 参考事例を踏まえ処分オプション案として明確化したトレンチ処分相当、ピット処分相当、及び中深度処分相当の処分概念 149

4.3.4.2 固体廃棄物処分の安全評価技術

今後、優先的に検討すべき課題を抽出するため、上記で仮定した処分概念に基づき評価パラメータを設定し、安全評価を試行した¹⁴⁹。以下にその概要を示す。

4.3.4.2.1 代表的な固体廃棄物の選定

固体廃棄物の安全評価技術及び処分概念検討手法の技術的見通しを示すために、下記の①、②及び③ような「安全評価上の難易度が高いと思われる特徴」を有する廃棄物を選定し、以降の検討対象とした。なお、固体廃棄物を構成する瓦礫、水処理二次廃棄物及び解体廃棄物の3つのカテゴリーから、それぞれ1種以上の廃棄物を選定した。

- ① 物量が多いこと：処分オプションの選定等によって、必要な処分施設容量も変わり（経済）合理性が大きく変動するという点で処分の成立性に大きくかかわる問題であり、ALARA¹⁵⁴の考え方に沿って過度な保守性を排除することに困難性がある。
 - ② 汚染している核種の種類、濃度及び含有する化学物質の多様性・不確かさ：処分における核種インベントリの決定において不確かさを高める要因であり、この不確かさを勘案し核種インベントリを決定することに、困難性がある。また含有化学物質は核種移行挙動に直接的・間接的に影響を与える可能性があり、その影響を適切に安全評価に反映することに困難性がある。
 - ③ 処理・分別・除染オプションの不確実性：処理オプションの選定によって廃棄体の核種放出挙動が変化し、廃棄体の特性に応じたソースタームモデルを構築することに困難性がある。
- 瓦礫については、上記の特徴①及び②の観点から、瓦礫1（表面線量率<0.005mSv/h）、瓦礫2（表面線量率0.005-0.1mSv/h）、及び建屋内廃棄物(コンクリート)を選定した。
 - 水処理二次廃棄物については、上記の特徴①、②及び③の観点から、KURION、炭酸塩スラリーを、また②及び③の観点から、除染装置スラッジを選定した。
 - 解体廃棄物については、瓦礫とは異なる上記の特徴②（放射化由来の放射性物質と燃料由来の放射性物質とによる汚染が重畳）の観点から、RPV 廃棄物、PCV 内廃棄物を選定した。

4.3.4.2.2 評価パラメータ設定

(1) 標準的な地質環境及び人工バリアに関する水理パラメータ設定例

図 A11-22 に示した処分概念に基づき評価パラメータを設定した。標準的な地質環境条件、処分システムの機能・特性及びその変化に基づく設定例を表 A11-10 に示す。なお、評価パラメータ設定においては、不確かさ・不確実性を勘案して、悲観的なパラメータ設定をした悲観的ケースと、現実的パラメータ設定をした基本的ケースとを設けた。

¹⁵⁴ 国際放射線防護委員会（ICRP）が示している放射線防護の最適化の原則であり、"as low as reasonably achievable"（合理的に達成できる限り低く）の略語。すなわち、個人線量・被ばく人数・被ばく可能性について「経済的および社会的要因を考慮に加えたうえ、合理的に達成できるかぎり低く保つべき」（日本アイソトープ協会、国際放射線防護委員会の1990年勧告、(1991)）とされている。

表 A11-10 標準的な地質環境条件、処分システムの機能・特性及びその変化に基づくパラメータ
の設定例¹⁴⁹

線量評価パラメータ			パラメータの特性		
項目 (単位)	悲観的 設定値	基本的 設定値	①分布形	②線量への感度（線形／ 非線形）	③線量への影響の大きさ (感度)
天然バリア 透水係数 表層(m/s)	3.0×10^{-5}	1.0×10^{-5}	対数正規 サイト固有	指数関数的	短半減期核種に影響大
天然バリア 透水係数 浅層(m/s)	1.0×10^{-6}	1.0×10^{-7}	対数正規 サイト固有	指数関数的	短半減期核種に影響大
天然バリア 透水係数 中深度 (m/s)	1.0×10^{-7}	1.0×10^{-8}	対数正規 サイト固有	指数関数的	中長半減期核種に影響大
ベントナイト 混合土 透水係数 L2 (m/s)	1.0×10^{-8}	1.0×10^{-10}	対数正規 配合、施工、劣化等に依存	浸透水量に対して線形	中長半減期核種にも影響大
ベントナイト 透水係数 L1(m/s)	1.0×10^{-10}	1.0×10^{-11}	対数正規 配合、施工、劣化等に依存	浸透水量に対して線形	中長半減期核種にも大
河川流量 (m ³ /y)	2.0×10^7	1.0×10^8	サイト固有 国内分布は対数正規に近い	線形	反比例

(2) 人工バリアの劣化過程の時間変化を伴う評価パラメータとしての反映

人工バリアの劣化過程を、時間変化を伴う評価パラメータとして反映した。具体的には、ジオメンブレン、コンクリートや金属容器など、人工バリアの劣化を想定した時間変化を伴うパラメータ設定を実施した。ピット処分相当の処分概念では、英国の LLWR を参考に粘土とジオメンブレンからなる遮水バリアの透水係数がジオメンブレンの劣化により設置 150 年後から 1,000 年後で 10^{-12} m/s から 10^{-9} m/s に時間に対して線形に上昇すると設定して評価を実施した。中深度処分の処分オプションのコンクリートバリアの劣化による処分施設の透水係数の変化を鉄筋コンクリート相当の 10^{-11} m/s からバリア機能が失われ、 10^{-6} m/s に 5,000 年かけて時間に対して線形に変化すると評価した。

処分容器の閉じ込め性については、英国の調査結果に基づき ISO コンテナ、ステンレススチール容器、HIC それぞれについて定置後 10 年後、300 年後、1,000 年後に閉じ込め性の喪失が始まり、その時点から同じ期間をかけて閉じ込め機能が完全に喪失すると評価した。

(3) 固体廃棄物に含まれる化学物質の影響

まず、固体廃棄物に含有される核種移行挙動に影響を及ぼす可能性のある化学物質を抽出した。多くの固体廃棄物に共通して含まれる有機物、海水成分、ホウ酸水その他、共通性は低いが、優先度の高い水処理二次廃棄物に含まれ、核種移行への影響が懸念される成分であるフェロシアン化合物、硫酸塩、炭酸塩を選定した。これらの化学物質による影響について、収着低減係数（核種移行パラメータである収着分配係数の低下を示す係数、以下「SRF」という。）として評価することとし、いずれの処分概念にも共通で、廃棄体と空間的に近く配置され化学物質の影響が大きいと考えられるバリア材（セメント系材料とベントナイト）を収着対象物質として選定した。既存の処分概念の評価対象核種と化学的類似性に基づくグルーピングの考え方により評価対象核種を決定した。表 A11-11 に影響物質（赤枠で示す）とそれを含有する可能性のある廃棄物を示す。

表 A11-11 影響物質とそれを含有する廃棄物 149

原廃棄物			汚染水処理二次廃棄物										瓦礫/伐採木等					解体廃棄物					
			セシウム吸着塔	第二セシウム吸着塔	除染装置スラッジ	鉄共沈スラリー	炭酸塩スラリー	Ag 活着活性炭	チタン酸塩	酸化チタン	フェロシアン化合物	キレート樹脂	樹脂系吸着材（カラム）	フィルター	瓦礫（コンクリート）	瓦礫（金属）	瓦礫（その他）	伐採木	土壌	使用済保護衣	解体廃棄物（コンクリート）	解体廃棄物（金属）	解体廃棄物（その他）
影響物質	原廃棄物成分	ゼオライト	○	○																			
		シリカ系物質	○		○																		
		水酸化鉄			○	○																	
		炭酸塩					○																
		水酸化マグネシウム					○																
		硫酸塩			○																		
		活性炭						○															
		有機物			○	○	○	○	○	○	○	○	○			○	○	○	○			○	
		チタン系物質		○					○	○													
		フェロシアン化合物			○						○												
		金属	○	○		○	○	○	○	○	○	○		○	○						○	○	
		コンクリート												○							○		
	共存物質	海水成分	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○			○	○	○
		ホウ酸水	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○								○	○	○
		油分	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○								○	○	○
		有機物	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○	○
		シリカ系物質												○	○	○							
		燃料付着物																			○	○	○

○選定した8種の廃棄物と表中の原廃棄物の対応は以下の通り。

- ・瓦礫1、瓦礫2：瓦礫（コンクリート）、瓦礫（金属）、瓦礫（その他）
- ・建屋内廃棄物コンクリート：解体廃棄物（コンクリート）の一部（解体廃棄物は現行発生している瓦礫類以外の将来解体作業で発生する廃棄物全体のため、PCV内、建屋内廃棄物全てを含む）
- ・KURION：第2セシウム吸着装置
- ・炭酸塩スラリー：炭酸塩スラリー
- ・鉄共沈スラリー：鉄共沈スラリー
- ・除染装置スラッジ：除染装置スラッジ
- ・RPV廃棄物、PCV内廃棄物：解体廃棄物の一部

処分影響物質の核種移行に及ぼす影響・評価に必要なデータを整備するため、国内外の処分・影響物質の核種移行に及ぼす影響の取扱いを調査し、スウェーデン、スイス、日本の有機物の取扱い例、アクチノイド等の収着分配係数に最も強い負の影響を及ぼすイソサッカリン酸（以下「ISA」という。）の国内外のSRFの設定例、海水成分の国内外のSRF設定例等を収集・整理した。

上記の収集・整理した国内外の知見を活用するとともに、図 A11-23 に示すような方法で化学物質の直接影響及び環境側の温度(T)-水理(H)-力学(M)-化学(C)（以下「THMC」という。）の変化によるバリア間隙水のpH、化学種濃度等の変化による間接的影響を評価した。

国内外の知見では不足するデータを実験的に取得した上で、処分影響物質によるSRFをしきい値とともに、化学的類似性に基づきグループ化した元素群ごとに提示した（表 A11-12）。黄色

部分は、実験は実施したものの核種の溶解沈殿平衡濃度が極めて低い等の理由で、十分な精度でSRFを決定できない部分である。この部分については、2021年度に再試験や理論的検討により、データ取得や影響の程度の把握を試みる。これらの検討により、2021年度末までに化学物質の核種収着に及ぼす影響を評価できる見込みである。

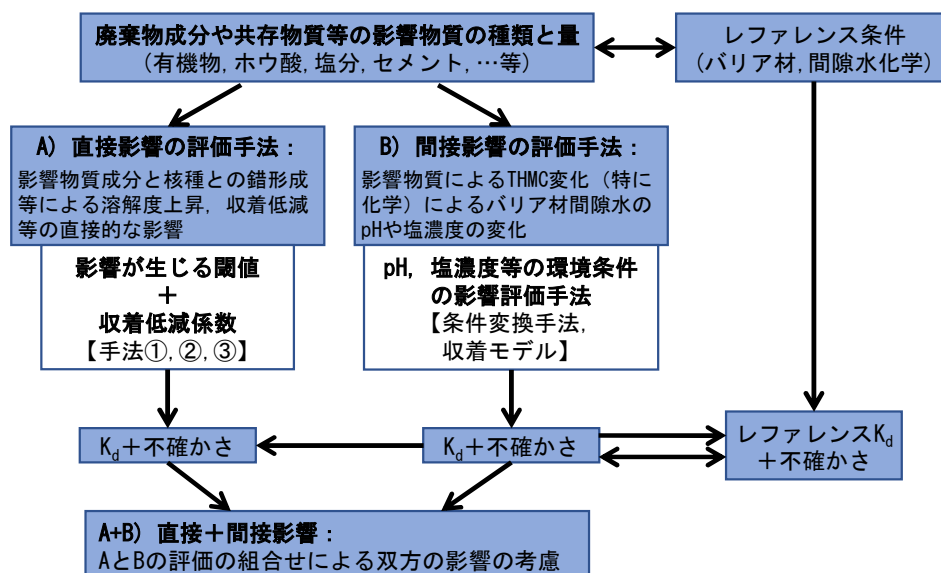


図 A11-23 処分影響物質の核種収着に及ぼす影響を定量的に評価する手法¹⁴⁹

表 A11-12 処分影響物質と核種を化学的特性からグループ化した元素群との組み合わせに基づく収着低減係数(SRF)¹⁴⁹

セメント系	元素群	代表元素	影響発現濃度(しきい値)と収着低減係数(SRF)							
			有機物 (ISA)		海水		ホウ酸		フェロシアン化合物	
			しきい値	SRF	しきい値	SRF ³	しきい値	SRF	しきい値	SRF
セメント系	アルカリ金属	Cs	—	1	2	—	1	—	1	1
	アルカリ土類金属	Sr	1×10 ⁻² M ^{*1}	10	8	—	1	—	1	1
	II 価遷移金属	Ni	—	1	1	—	1	—	1	1
	IV 価遷移金属	Sn	1×10 ⁻⁴ M	100	10	—	1	課題有	課題有	課題有
	V 価遷移金属	Nb	1×10 ⁻⁴ M	100	10	課題有	課題有	課題有	課題有	課題有
	III 価アクチニド	Am	1×10 ⁻⁴ M	10	10	—	1	—	1	1
	IV 価アクチニド	Th	1×10 ⁻⁴ M	100	10	課題有	課題有	課題有	課題有	課題有
	V 価アクチニド	Np	1×10 ⁻⁴ M	10	10	—	1	1×10 ⁻³ M	3	3
	VI 価アクチニド	U	5×10 ⁻⁴ M	10	10	1×10 ⁻² M	500	1×10 ⁻³ M	3	3
	ハロゲン	I	— ^{*2}	1	— ^{*2}	1×10 ⁻⁴ M	1.3	—	1	1
	陰イオン種	Se	— ^{*2}	1	— ^{*2}	課題有	課題有	課題有	課題有	課題有
ベントナイト系	アルカリ金属	Cs	—	1	1	—	1	—	1	1
	アルカリ土類金属	Sr	—	1	1	—	1	—	1	1
	II 価遷移金属	Ni	—	1	1	課題有	課題有	課題有	課題有	課題有
	IV 価遷移金属	Sn	1×10 ⁻² M	100	1×10 ⁻³ M	2.7	—	1	—	1
	V 価遷移金属	Nb	1×10 ⁻⁴ M	2.6	—	1	—	1	—	1
	III 価アクチニド	Am	1×10 ⁻⁴ M	1.3	—	1	—	1	—	1
	IV 価アクチニド	Th	課題有	課題有	課題有	課題有	課題有	課題有	課題有	課題有
	V 価アクチニド	Np	—	1	1×10 ⁻³ M	4	—	1	—	1
	VI 価アクチニド	U	—	1	1×10 ⁻³ M	2	—	1	—	1
	ハロゲン	I	課題有	課題有	—	1	—	1	—	1
	陰イオン種	Se	課題有	課題有	1×10 ⁻⁴ M	2.0	—	1	—	1

※ 硫酸塩、炭酸塩の直接影響については、既往の錯形成に関する知見より、その影響は顕著とはならないと評価

*1 M: mol/L, *2 K_d = 0 (m³ kg⁻¹)を設定

*3 降水条件⇒海水条件間のSRF

■ : 既往の情報に基づき設定
■ : 収着試験による取得データに基づき設定
■ : データ取得を実施したが十分な精度で分配係数を取得できず(ただし、その影響は顕著ではないと推定)

4.3.4.3 処分における安全評価

4.3.4.3.1 地下水シナリオにおける核種移行評価モデルの体系

図 A11-24 に、地下水シナリオにおける核種移行評価モデルの評価体系を示す。上から順にトレンチ処分相当、ピット処分相当、中深度処分相当であり、図の左側は人工バリアなし、右側が人工バリアありの場合である。処分施設は青色で、天然バリアはオレンジ色で示した。天然バリアのダルシー流速と処分施設から天然バリアへの地下水フラックスについて、悲観的ケースを黒文字で、基本的ケースを赤文字で、悲観的ケース及び基本的ケースで共通の場合は青文字で、それぞれ示した。これらの評価体系を用いて処分施設領域では廃棄体からの核種放出、セメント系材料への収着分配、緩衝材への収着分配が、天然バリアでは、天然バリアへの収着分配と天然バリア内の移流・分散が計算された。それぞれの評価体系の右端は河川に接続されている。

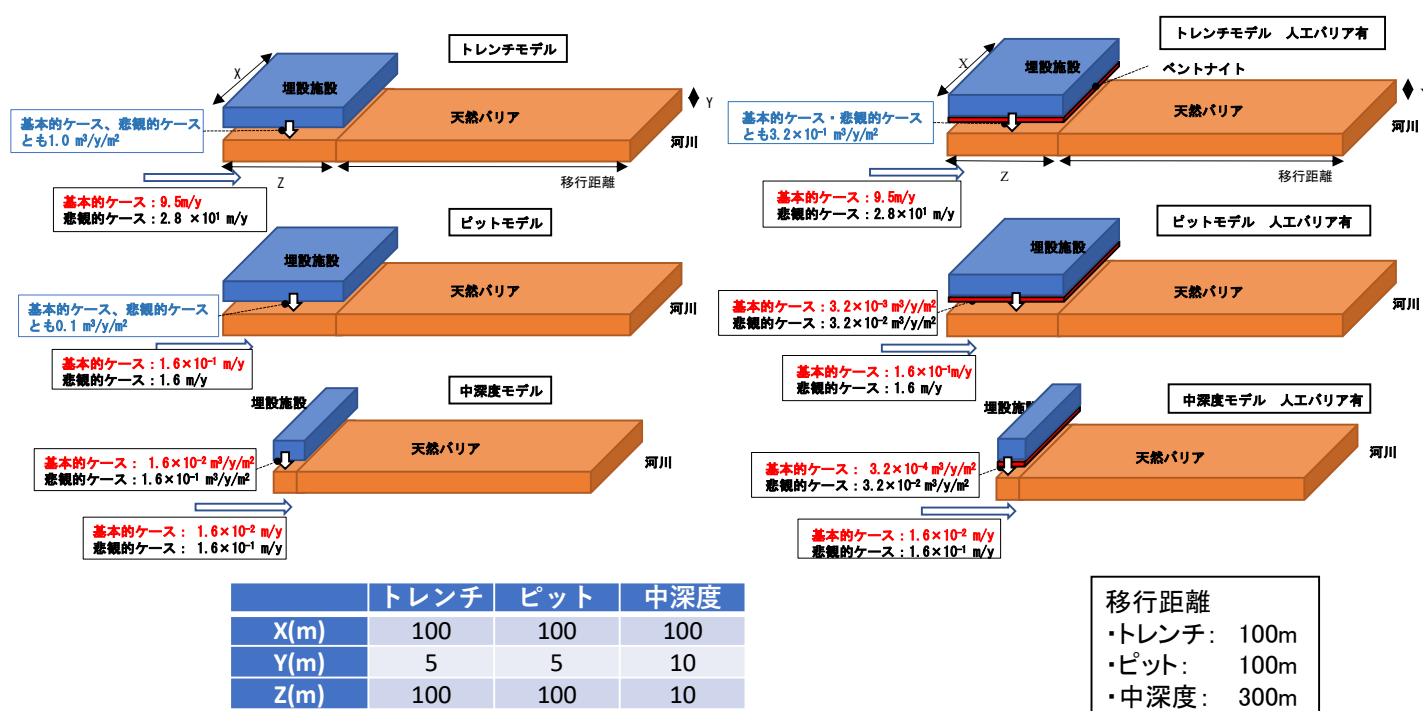


図 A11-24 核種移行評価モデルの評価体系¹⁴⁹

4.3.4.3.2 処分時の安全評価に基づく処理の効果（浸出率向上）の例示

図 A11-24 に示した処分概念に基づき、線量評価モデルを構築し、4.3.4.2.2 に示す手法により評価パラメータを設定して核種移行解析を実施した¹⁴⁹。我が国の濃度上限値の評価、浅地中処分及び中深度処分の安全評価で考慮されている評価シナリオのうち、代表的な河川水利用、井戸水利用及びサイト居住シナリオを評価対象とした。表 A11-13 に基本的ケースの評価例を示す。表の一番左側のカラムは400年後の接近シナリオの評価に基づく処分区分を示しており、そこから右側に廃棄体の浸出速度を瞬時放出、 $10^{-3}/y$ 放出、 $10^{-4}/y$ 放出、 $10^{-5}/y$ 放出（高レベル放射性廃棄物の核種移行解析においてガラス固化体の浸出速度として設定される標準的な値に近い設定値）と低下させながら地下水シナリオの線量評価を実施し、その線量評価結果に基づく処分区分を示した。表 A11-13 の赤文字部は地下水シナリオが支配的な部分である。赤文字部のある廃棄物（赤

文字部のある行(Row))について見ると、廃棄体の浸出速度が大きい行の左側では地下水シナリオが支配的であるが、同一行の右側を見ていくと、浸出速度が小さくなり地下水シナリオによる線量が低下して、より浅い処分区分への処分が可能になってくるが、やがて浸出速度とは関係のない接近シナリオと線量が逆転し、赤文字がなくなり接近シナリオが処分区分決定に対して支配的となる。このような検討を行うことにより、廃棄物毎に処理による浸出率の向上の処分に対する効果を定量的に確認することができる。ただし今回評価対象とした廃棄物では、赤文字の範囲は狭い。これは、現状の知見に基づきインベントリ設定を行った検討対象廃棄物に対しては、地下水シナリオより接近シナリオが処分区分決定に大きな役割をはたしており、処理による浸出特性の向上が、処分の安全性向上や処分区分の緩和に効果を発揮する範囲は限定的であることを示している。なお、地下水シナリオ、接近シナリオのどちらが支配的になるかは、廃棄物の核種組成、すなわち核種インベントリの与え方により変化するものであり、現時点で確定的なものではない。

表 A11-13 処分における安全評価(接近シナリオ及び地下水シナリオ)による処理の効果(浸出率向上)の例示(基本的ケース；地下水シナリオのパラメータに現実的値を採用) ¹⁴⁹

廃棄物	接近シナリオ (L2, L3 :400y, L1:1×10 ⁵ y)	地下水シナリオ 基本的ケース															
		瞬時放出				溶出率 1.0×10 ⁻³ /y				溶出率 1.0×10 ⁻⁴ /y				溶出率 1.0×10 ⁻⁵ /y			
		-	天然バリア SRF	施設 SRF	施設・天然バリア SRF	-	天然バリア SRF	施設 SRF	施設・天然バリア SRF	-	天然バリア SRF	施設 SRF	施設・天然バリア SRF	-	天然バリア SRF	施設 SRF	施設・天然バリア SRF
KURION	L1	L3/L3	L2/L3	L3/L3	L2/L2	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3
除染装置スラッジ	L1	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3
炭酸塩スラリー	L1	L2/L2	L2/L2	L2/L2	L2/L2	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3
瓦礫 1	L3	L2/L2	L2/L2	L2/L2	L2/L2	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3
瓦礫 2	L3	L2/L2	L2/L2	L2/L2	L2/L2	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3
RPV 廃棄物	地層	L1/L1	L1/L1	L1/L1	L1/L1	L1/L1	L1/L1	L1/L1	L1/L1	L1/L2	L1/L2	L1/L2	L1/L2	L2/L2	L2/L2	L2/L2	L2/L2
PCV 内廃棄物	地層	L2/L2	L1/L2	L2/L2	L1/L2	L2/L2	L2/L2	L2/L2	L1/L2	L2/L2	L2/L2	L2/L2	L1/L2	L3/L3	L2/L3	L3/L3	L2/L3
建屋内廃棄物(コンクリート)	L2	L2/L2	L2/L2	L2/L2	L2/L2	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3	L3/L3

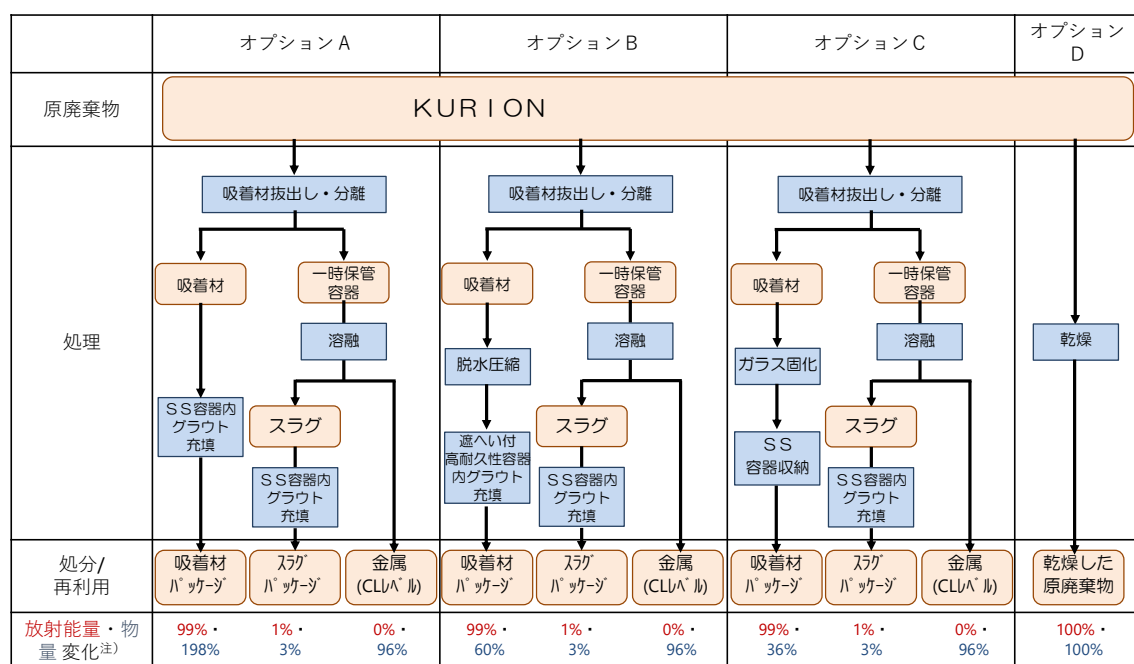
※本評価において処分区分の決定に地下水シナリオ評価結果が支配的となっているものを赤字としている。

4.3.4.3.3 処理・除染・分別オプションと安全評価に基づく処分概念（処分区分）の関係

図 A11-25 に Kurion の処理・除染・分別オプション及び適合する処分区分を例示した ¹⁴⁹。オプション C(吸着材と一時保管容器を分別し、吸着材をガラス固化)を採用することにより、L1 相当に処分できる可能性がある。

上記の Kurion と同様に、選定した 8 種の廃棄物に対する処理・除染・分別オプション毎の処分区分を評価した。その結果、RPV 廃棄物及び PCV 内廃棄物は、どの処理・除染・分別オプションを選定しても地層処分相当の区分と評価された。一方、この 2 種の廃棄物以外は Kurion の水処

理二次廃棄物も含め処理・除染・分別オプションの選定の仕方により、L1 相当以浅の処分区分になると評価された。



処分概念オプション	処理オプション							
	A SS容器でのセメント固化及びパッケージ化		B 脱水圧縮し、高耐久性容器にてパッケージ化		C ガラス固化し、SS容器にてパッケージ化		D 容器内乾燥	E 原廃棄物処分パッケージなし
	吸着材	一時保管容器	吸着材	一時保管容器	吸着材	一時保管容器		
L3	井戸水利用 河川水利用	サイト居住	井戸水利用 河川水利用	サイト居住	サイト居住	サイト居住	井戸水利用 河川水利用	井戸水利用 河川水利用
L2	井戸水利用 河川水利用	サイト居住	井戸水利用 河川水利用	サイト居住	サイト居住	サイト居住	井戸水利用 河川水利用	井戸水利用 河川水利用
L1	井戸水利用	3 %	井戸水利用 河川水利用	3 %	3 6 %	3 %	井戸水利用 河川水利用	井戸水利用 河川水利用

：いずれのシナリオでも線量基準値を下回り、線量評価からは埋設可能であると見込まれる。数値は原廃棄物を基準とした物量を記載。

：一つ以上のシナリオでも線量基準値を上回り、線量評価からは埋設不可であると見込まれる。線量基準値を上回ったシナリオを記載。

図 A11-25 Kurion の水処理二次廃棄物の処理・除染・分別オプション及び適合する処分区分 ¹⁴⁹

4.3.4.3.4 処分の技術要件決定前に安定化・固定化するための処理方法（先行的処理）の合理的選定手法の構築

処分の技術要件決定前に、安定化・固定化するための処理方法（先行的処理）を適切に選定する手法に関して、①廃棄体仕様及び処分概念に対応する安全評価モデルを使って安全性を示せること、及び②廃棄物の性状把握の不確かさを踏まえ、候補処理技術を選定可能か判断できることが求められている。このうち①については、例えば表 A11-13 に示したように、接近シナリオ及

び地下水シナリオの線量評価に基づき所定の線量拘束値と比較することにより処分区分を決定する技術があれば達成されていると言える。

一方、②については、性状把握の不確かさが安全評価に及ぼす影響を理解した上で、図 A11-25 に示すように処理・除染・分別オプションを抽出し、オプション毎に線量評価に基づき処分区分を決定する評価技術に加え、その評価結果を利用して廃棄物管理プロセスの中で適切な候補技術を選定する手法が必要とされ、それは図 A11-26 に示すとおりとなる。この手法にしたがい適切な候補処理技術について廃棄体仕様と処分システムとの整合性や処分した場合の安全性が評価され、評価報告書として「処分安全評価の結果」とそれに基づく「廃棄体仕様への要求」、あるいは処理側での対処より処分側等での対処が望ましい場合には、「処分オプション等への要求」が提示される。

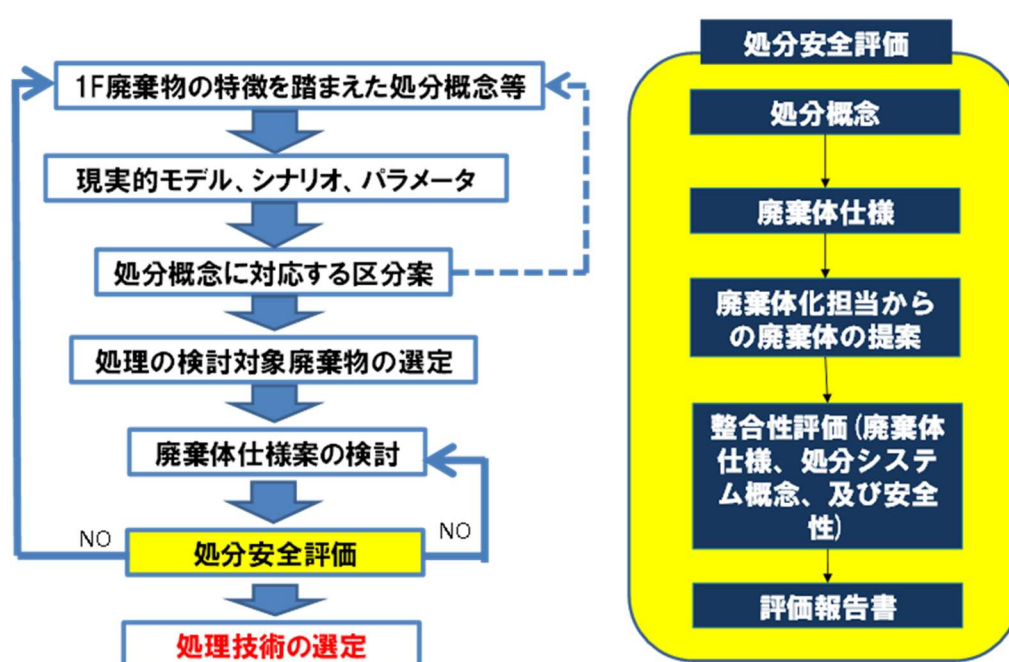


図 A11-26 廃棄物管理プロセスの中で適切な処理技術・処分オプションを選定する手法

4.3.4.4 まとめ

固体廃棄物の特徴を踏まえた安全かつ合理的な処分概念の構築と安全評価手法に関する検討の結果、以下のような成果が得られた。

- 固体廃棄物の特徴と安全かつ合理的な処分のためのニーズを踏まえ、国内外の参考事例を参考として、固体廃棄物に適した処分概念（処分方法、バリア構成、廃棄体等といった基本概念）を例示した。
- 代表的な固体廃棄物を選定し、国内外の事例と 4.3.4.1.2 で提示した処分概念に基づき、安全評価のパラメータを設定した。その際、固体廃棄物に含まれる化学物質の影響を反映するための検討を行い、対象となる廃棄物及び放射性核種、それらに対する収着低減係数を提示し、その線量への影響を評価した。また安全評価におけるコンクリートの低透水性、処分容器の耐食性(物理的閉じ込め性)、遮水バリア(Capping)等の機能について、劣化挙動を反映した現

実的なパラメータ設定を実施した。処理によるパラメータ変化の処分区分への影響、処理・除染・分別オプションと処分区分の関係性を例示した。

以上から、安全かつ合理的な処分概念の提示とその特徴を反映した安全評価手法の整備が行うことができた。

また、処分の技術要件決定前に、安定化・固定化するための処理方法（先行的処理）の合理的な選定に関して、以下のように一連の手法として構築できた。

- 廃棄体仕様及び処分概念に対応する安全評価モデルを使って安全性が提示される。
- 4.3.3 の成果により、性状把握の不確かさを踏まえた候補処理技術が抽出され、その廃棄体仕様が提示される。
- 図 A11-26 に示す手法にしたがい、適切な候補処理技術について、廃棄体仕様と処分システムとの整合性や処分した場合の安全性が評価され、適切ではない場合には「廃棄体仕様への要求」、あるいは処理側での対処より処分側等での対処が望ましい場合には、「処分オプション等への要求」が提示される。
- これらの要求を反映し、固体廃棄物の性状把握の不確かさを踏まえて、廃棄物管理プロセスの中で適切な対処を図ることにより、その結果として適切な候補処理技術が選定可能となる。

4.3.5 処分を念頭に置いた処理技術が明確となっていない固体廃棄物について、処理・処分方針を設定できる見通しについて

4.3.2 で示したとおり、ALPS スラリー等の水処理二次廃棄物を対象に、処分を念頭に置いた実機導入が期待される処理技術を明らかにしたが、それ以外の固体廃棄物についても、発生から処分までの各ステップの方策を設定できる見通しを示すための検討手法の構築について示す¹⁴⁹。

4.3.5.1 研究開発成果統合の検討手法

廃棄物の発生から処分までの各ステップの検討に必要な情報、課題、研究成果を集約するインプット整理表を作成し、廃棄物ストリーム全体を俯瞰し、研究成果を相互にフィードバックすることで廃棄物ストリームを効率的に検討する手法を整備した。

廃棄物ストリームの検討手法の全体像を図 A11-27 に示す。図の左側から順に、インプット情報、検討や研究成果の統合、アウトプットを示す。

性状把握によるインベントリ評価などの研究成果、廃棄物リストや廃棄物管理シート等の情報を基に複数の選択肢を持つ処理フロー案が整理される。また、各研究開発成果をインプット整理表に反映することにより廃棄物ストリームの各段階の検討に必要な情報及び課題が整理される。それらを検討すべき時期は中長期ロードマップや東京電力の固体廃棄物の保管管理計画を参考に、時間軸整理表として整理される。

以上から、廃棄物ストリームの検討をハブとして、検討が必要な事柄と内容、取組状況、必要なアクションが整理できる。また多くの選択肢を持つ処理フローに対し、求められる技術要件に基づく処理フローの絞り込みの考えにより絞り込んだ現状の処理フロー案を提示した。

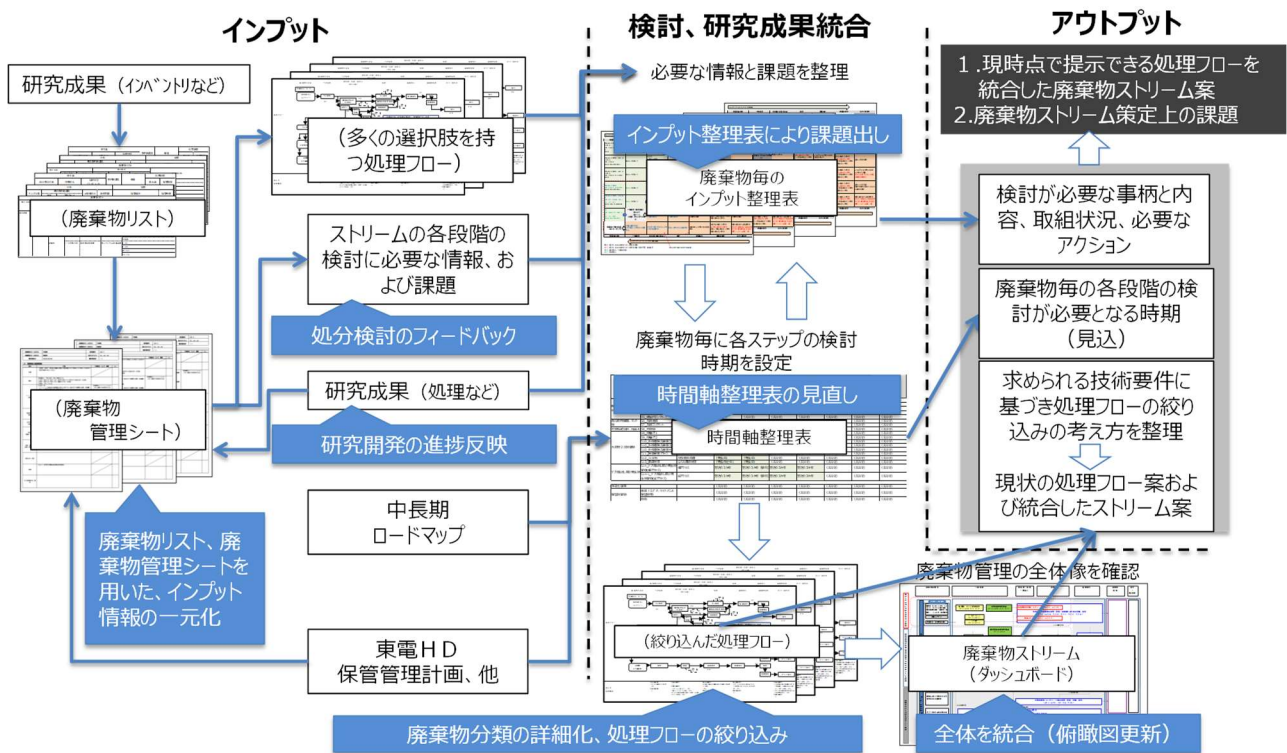


図 A11-27 研究開発成果統合の検討手法 149

4.3.5.2 廃棄物ストリームにおける複数処理フローの絞り込み

複数の処理フローに対する絞り込みの考え方について図 A11-28 より ALPS スラリー（多核種除去設備スラリー）を例に示す。

ストリームS10-1 ALPSスラリー（多核種除去設備スラリー）の例

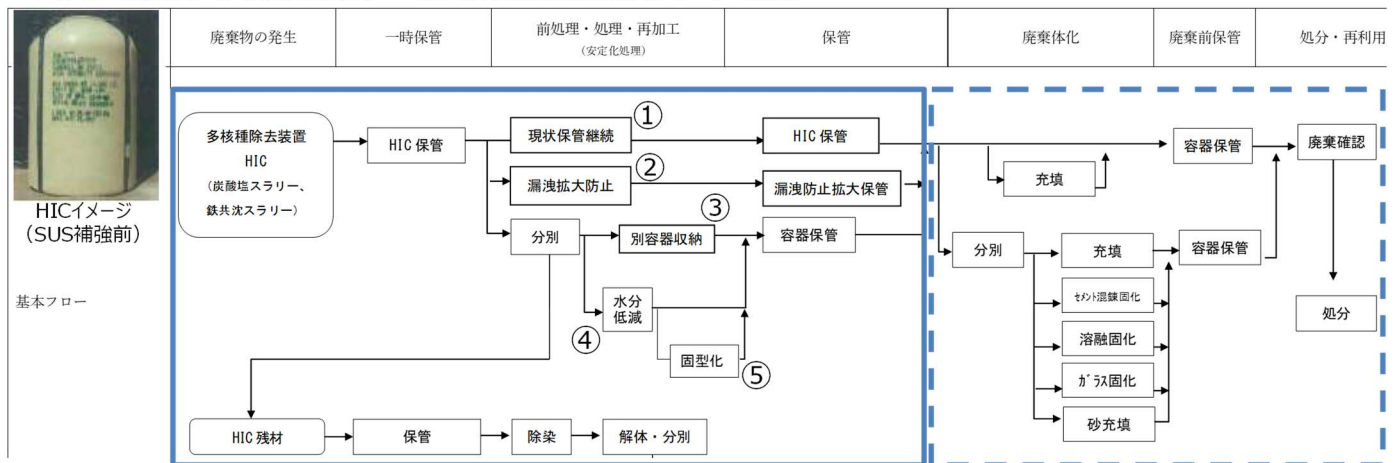


図 A11-28 複数の処理フローに対する絞り込みの考え方の例（ALPS スラリー） 149

現状は ALPS から炭酸塩スラリーや鉄共沈スラリーが発生し、高性能容器 HIC で一時保管している。次の前処理・処理・再加工のステップに向けては、①から⑤の複数の処理フローが考えられる。①は現状保管継続、②は漏えい拡大防止、③は分別しての別容器収容、④は水分低減、そ

して⑤は更に固形化をしての保管、が挙げられる。これらの複数フローに関しては、漏えい等のリスク低減のため、フィルタプレスにより脱水し、脱水物は容器に収納し保管庫へ保管する計画が、東京電力の固体廃棄物の保管管理計画で既に示されている。ここでは複数フローから④水分低減に絞り込むという考え方の妥当性について、固体廃棄物管理の基本方針や求められる技術要件から検討する方法を整理し、絞り込みの考え方の具体化に資する。

4.3.5.3 固体廃棄物管理の基本方針、求められる技術要件

国際原子力機関（以下「IAEA」という。）の安全基準 GSR-Part5「放射性廃棄物の処分前管理」より求められる技術要件を整理した（図 A11-29）。

要件 9「放射性廃棄物の特性調査と分類」から「性状把握が出来ていること」が技術要件として挙げられる。処分前管理の様々な段階におけるアクションは、性状把握の調査結果に基づき実施判断される必要がある。

要件 4「操業者の責任」から「公衆に対する放射線安全」と「作業員に対する放射線安全」が挙げられ、それぞれに求められる技術要件を「放射線防護、遮へい」と「放射性物質の閉じ込め」と整理した。また要件 11「放射性廃棄物の貯蔵」から「多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止」と「閉じ込めの維持」が挙げられ、それぞれ求められる技術要件を「爆発、火災、漏えい飛散など廃棄物特有の事故事象への対策」と「バウンダリ確保」と整理した。

要件 6「相互依存性」、要件 10「放射性廃棄物の処理」、要件 12「放射性廃棄物の受入れ基準」から「後段への影響が把握でき、受入れ基準を満足する見通しがあること」が挙げられる。処分前管理における全段階間の相互依存性は、予想される処分オプションの影響と同様に、インプット整理表や時間軸整理表を基に適切に考慮されなければならない。

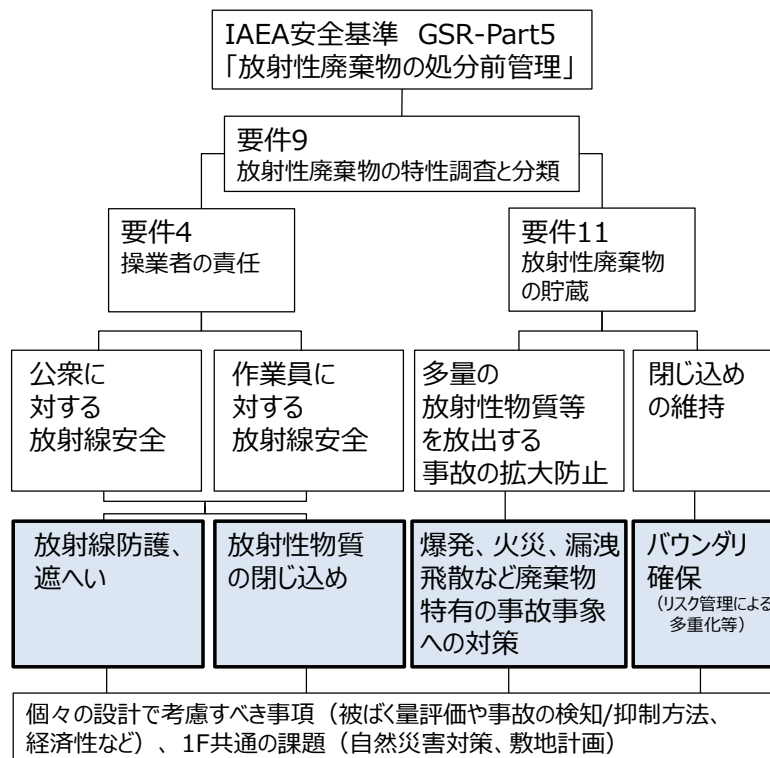


図 A11-29 求められる技術要件の整理 149

4.3.5.4 ALPS スラリーの保管に至る絞り込みの考え方

ALPS スラリーは、高性能容器 HIC に収納し一時保管施設で保管することにより、飛散漏えいリスクが十分低い状態を維持されている。過去に高線量の ALPS スラリーの収納容器で、水の放射線分解により水素が発生するもそれが放散されず滞留し、スラリーの体積膨張を引き起こし、その上澄み水が容器上蓋から漏えいする事例が発生した。その対策として高性能容器 HIC 内の水位を下げることで上澄み水の溢水を抑制している。しかしながら、一部のスラリーは水素を内包した状態が残っている可能性があり得ること、また高線量のスラリーに関しては水素を脱気しても事象の再現リスクは残存する恐れがあることから、今回の検討では保管時のリスクをより低減することを考慮する。

図 A11-28 で示した ALPS スラリーの保管に至るまでの複数の処理フローに対し、求められる技術要件を用いた評価例を表 A11-14 に示す。特に「廃棄物内の水素滞留防止」の観点について、現状の保管状態では水素を内包するリスクが残存してしまうため、その対策として④の水分低減、⑤の水分低減及び固化が有望と評価した。このうち⑤における固化は要素技術の研究開発段階であり、先の見通しが得られていないことから、求められる技術要件の「後段への影響が把握でき、受入れ基準を満足する見通しがあること」を満足しておらず棄却されるため、選択肢は④「水分低減して保管庫で保管」と絞り込まれる。

以上により、求められる技術要件を明確にすることで、複数フローからの絞り込みが可能であることを確認した。

なお、今回の検討範囲は保管までとなり、処分まで含めた廃棄物ストリーム全体での考え方について 2021 年度末までに整備を予定している。

表 A11-14 保管に至る処理の選択肢と評価の例 ¹⁴⁹

No.	保管に至る 処理の選択肢	遮へい	閉じ込め	廃棄物内の水素滞留防止	バウンダリ確保
① ③	現状保管継続／ 別容器収納保管	○	○	△スラリーが水素を内包	△（一時保管）
②	漏洩拡大防止 （保管庫で保管）	○	○	△スラリーが水素を内包	○容器及び保管庫
④	水分低減して保管庫 で保管	○	○	○水素は脱水物の空隙から 抜ける	○容器及び保管庫
⑤	水分低減して固化して 保管庫で保管	○	○	○固型化方法に依るが一般 的に安定	○廃棄物自体及び容器、 保管庫

4.3.5.5 廃棄物ストリームごとの発生から処分までの取組状況と今後の対応見通し

廃棄物ストリームごとの発生から処分までに対する検討項目と、その取組状況について表 A11-15 に示す。現在の取組は表左側の性状把握を中心に進めている段階となる。水処理二次廃棄物の一部は処理の要素技術研究として低温処理、高温処理について、また表右側の処分方策について取り組んでいる。またグレーで示されている範囲は廃棄物の性状データ等の取得により今後取り組んでいく範囲となる。

4.3 に記載のとおり、これから発生するものを含む処分対象の固体廃棄物の全体像は、今後の燃料デブリの取り出し作業、汚染水対策、その他の廃炉作業の進捗状況及び計画の明確化に伴っ

て順次明らかとなっていく。そのため、性状が明らかになった廃棄物から順次、処理方法、処分方法及び安全評価の検討を繰り返し実施し、より適切な処理方法と処分方法になるよう検討し、多様な固体廃棄物全体として安全かつ合理的な処理・処分方策の検討のための知見を蓄積していく必要がある。

これらの特徴から現状は性状把握が十分でない廃棄物ストリームがあり、それらは全体像の把握と共に継続検討が必要である。そのため固体廃棄物の安全な処理・処分方法を安全かつ合理的に選定するための手法として図 A11-12 のとおり廃棄物ストリームをハブとして検討を進めることとなる。

表 A11-15 廃棄物ストリームごとの発生から処分までの取組状況 ¹⁴⁹

廃棄物	ストリー ム番 号	廃棄物					前処理・処理・再加工					廃棄物処理					廃棄前保管	処分	
		（発生見込み含む） 廃棄物量	放射能インベントリ	化学的性状 （処分影響物質含む）	物理的性状	分別程度・容器仕様	受入廃棄物の仕様	要素技術の成立性	（性能担保方法含む） （性能担保方法含む										

 検討完了（発生から処分まで）
 一部を検討完了（保管、処理、処分など、一部に対して設計仕様を提示）
 研究中（設計仕様の提示には至っていない）
 未検討（性状データ等のインプット情報が不足しているため検討できないもの）
 検討未着手（優先順位等の観点から検討が未着手のもの）

4.3.5.6 まとめ

以上の検討の結果、以下のとおりの成果が得られた。

- 廃棄物ストリーム全体を俯瞰し、インプット整理表等により研究成果を相互フィードバックすることで廃棄物ストリームを効率的に検討する手法を整備した。
- 複数フローの絞り込みは、IAEA 安全基準 GSR-Part5「放射性廃棄物の処分前管理」より求められる技術要件を整理し、それを用いた評価により保管までの絞り込みを実施し、絞り込みの考え方の1つとなり得ることを確認した。
- 2020 年度までの検討範囲は保管までであるため「処理・処分」を含めた廃棄物ストリーム全体での絞り込みの考え方について、2021 年度末までに整備を予定している。

- 性状把握が十分でない廃棄物ストリームは、今後の性状データと各研究開発成果の継続的な取組及び成果を統合する検討手法に則ることで、廃棄物ストリーム作成の見通しが得られている。

これらにより、性状把握が十分でないことから処分を念頭に置いた実機導入が期待される処理技術が明確化されていない廃棄物ストリームに対し、これまでに開発した一連の手法を用いて処理・処分の方法を設定できる見通しを得ることができた。

5. 技術的見通しを踏まえた課題とそれを実現する技術戦略

処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通しを踏まえた今後の課題を提示した上で、それを実現するための分野毎の技術戦略を示す。

5.1 技術的見通しを踏まえた課題

物量低減は、今後の廃炉作業の進展に応じた固体廃棄物の管理を安全かつ合理的に進める上で、物量低減は極めて重要な対策であり、まずはこれまで実行している対策を着実に継続することが必要である。固体廃棄物は今後も発生し続けることから、より物量を低減するために他国の先進事例を参考に、更なる可能性の検討を継続していくことが重要であり、期待される効果と実現可能性を考慮して、具体化していくことが望ましい。

効率的な性状把握のための分析・評価手法の開発については、これまで行われた研究開発の成果により確立された効率的な分析手法により、分析データを蓄積しながら、評価手法について不断の改善を行い、処理・処分を含む固体廃棄物対策への反映を継続していく必要がある。その際には、ガレキ類等の低線量廃棄物と、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必要がある。

安全な処理・処分方法を合理的に選定するための手法構築については、今後は 4.3 で示した図 A11-12 の手法を用い、中長期ロードマップで示されている第3期における廃棄体の仕様や製造方法の確定に向けた検討を進める必要がある。具体的には、本手法により、性状把握の進展に応じて安全確保を前提とした廃棄物ストリーム毎の処理・処分方策の最適化・合理化の試行例を積み重ね、廃棄物ストリーム毎の最適化の知見を幅広く得るとともに、すべての廃棄物ストリームを束ねた全体像の最適化・合理化に向けた方策の具体化に向けた検討を進め、その考え方を明らかにしていく。その際には、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、最適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など、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。

5.2 分野毎の技術戦略

5.2.1 性状把握

ガレキ類等の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、物量が膨大なため全数測定の実施には膨大な時間を要し、前述の物量低減とそれに応じた効率的な分析戦略が必要となる。そのためには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、その実現に向けて簡易・迅速化により効率的な分析を進めるとともに、DQO プロセスと統計論的方法を組み合わせたインベントリ評価方法の確立を目指すことが必要である。

高線量廃棄物については、試料採取や分析自体が困難であり、取得される分析データ数が限定されることから、移行モデルに基づくインベントリ評価がより重要なものとなる。現在実施中のセシウム吸着塔からの試料採取・分析に向けた取組を継続するなど、実試料のデータ取得に取り組むとともに、DQO プロセスと統計論的方法を組み合わせたインベントリ評価手法の適用や採取すべきデータの優先度を検討し、移行モデルの精度向上を目指すことが必要である。

性状把握については、試料採取が容易なものを分析する段階から、廃棄物対策上重要な試料を採取・分析する段階になってきている。今後は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し、それに基づいて分析・評価を進めることが重要となる。統計論的方法を利用した分析計画法による中長期分析計画策定、分析・データ取得、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のフローを確立するため、その試行実績を蓄積し、妥当性を確認することが有用である。

分析施設については、JAEA 茨城地区の分析施設等の既存の分析施設に加え、現在整備中の放射性物質分析・研究施設及び東京電力による分析施設の設置が計画されており、様々な固体廃棄物の性状把握を並行して実施することが可能となる。対象とする固体廃棄物によって求められる分析の対象核種や分析項目、精度、分析試料数等が異なるため、施設の特徴に応じた適切な役割分担に基づく体制の構築が必要である。

5.2.2 保管・管理

すべての廃棄物の保管・管理については、リスクに応じて保管・管理状況のモニタリングやサーベイランスを続けながら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。

燃料デブリ取り出しに伴って発生する廃棄物等の高線量廃棄物について、2021 年度までの研究開発の成果により燃料デブリの取り出し規模の更なる拡大を想定した課題と対策は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が必要である。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必要がある。

また、敷地内には事故前から保管されている固体廃棄物も存在し、燃料デブリ取り出し作業終了後には大量の解体廃棄物の発生も予測されことから、固体廃棄物の保管容量を増大する対応のみでは何れ限界が来るため、固体廃棄物発生量を可能な限り低減する取組を進めることとする。

物量低減の更なる可能性の検討として、表面線量率が極めて低い金属の再使用・リサイクルの実現のため、金属のリサイクルに向けた除染方法として化学除染（りん酸除染法）、物理（機械）除染（スチールブラスト法）、溶融除染（溶融スラグ除染法）について検討が進められている。

溶融スラグ除染法による金属リサイクルは、既に欧米諸国で多くの実績があり、有望な候補技術と考えられることから、欧米諸国と福島第一原子力発電所で条件が異なる部分（対象核種等）に着目し、その適用性の評価に取り組むことが重要である。

5.2.3 処理・処分

多様な廃棄物ストリームが存在する固体廃棄物全体として安全かつ合理的となる処理・処分方策の構築を目指し、個別ストリーム毎の最適化の知見を幅広く得る。そのため、図 A11-12 の一連の検討に必要となる処理技術、処分技術の研究開発に継続して取り組む必要がある。

処理技術に関しては、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、未実施となっている課題に取り組む必要がある。固化可能性が検討されていない廃棄物ストリームについて、必要に応じて評価を行うとともに、作製される固化体の浸出性能等の評価を行う。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。高温処理技術については、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。また、技術オプション拡大のため、蒸気改質等による中間処理を施した上での低温固化の可能性について検討することが重要である。

処分技術に関しては、信頼性のある安全評価技術を構築するため、パラメータの線量に対する感度構造の理解・処分施設の長期変遷挙動等に基づき、福島第一原子力発電所の固体廃棄物特有の重要課題を探索・抽出し、優先度を検討して、研究計画に反映する。また、国内外の事例を参考に、処分オプション案の創出・改良を行う。さらに、処分安全評価を試行する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概念や処分区分の検討を行い、性状把握に必要な精度や廃棄体性能の目標の提示等、処分以外の分野と連携して廃棄物管理全体での適切な対処方策検討に寄与する。

以上述べた主な技術課題と今後の計画を整理すると図 A11-30 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ため、第 3-①期ではそれに向けた計画的な取組として、固体廃棄物の管理全体で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、まず処理技術に関する未実施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い、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抽出等の検討を進める。

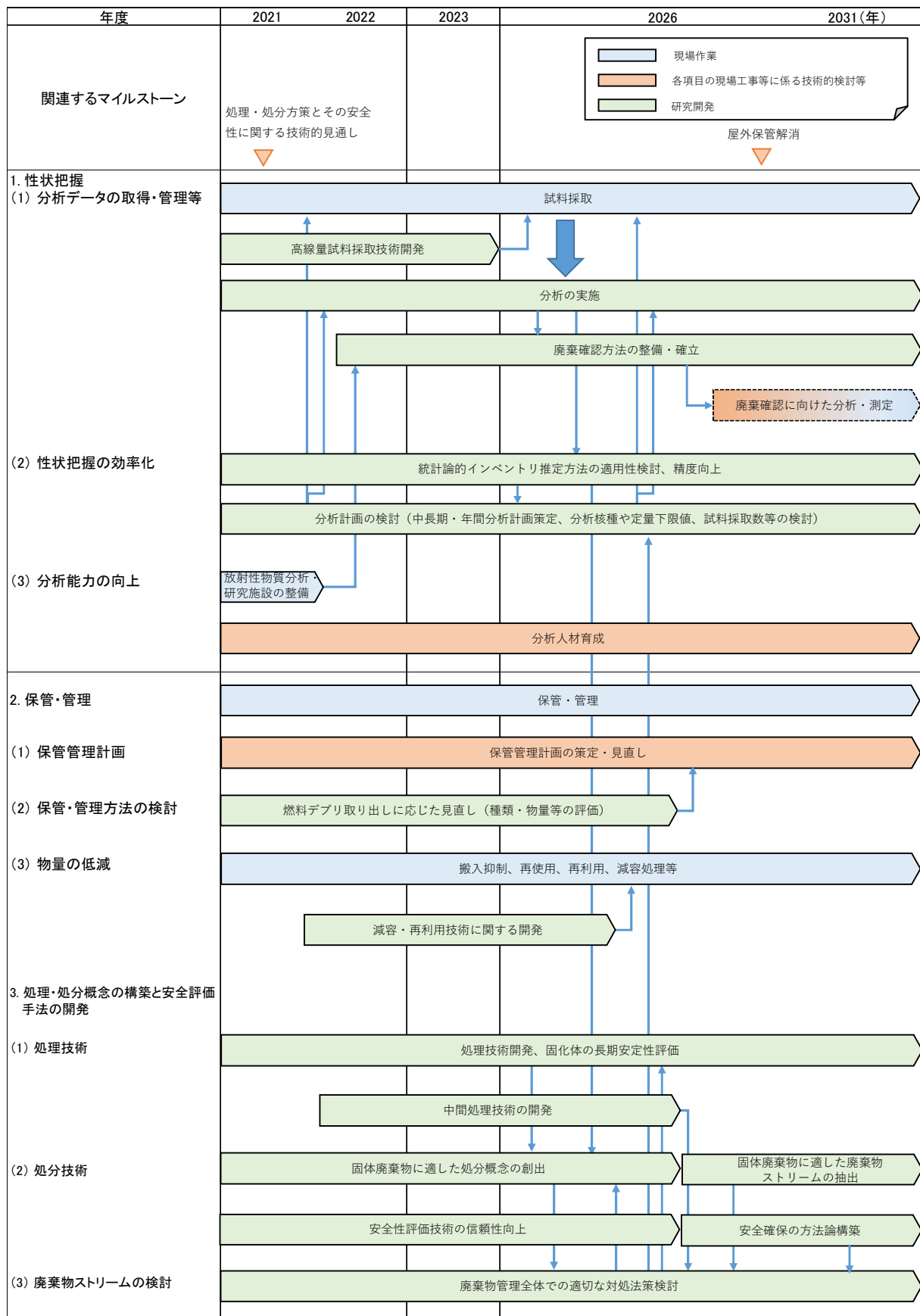


図 A11-30 廃棄物対策に係る主な技術課題と今後の計画（工程表）

目次

1. はじめに	198
2. ALPS 処理水の処分に関する方針の意義	199
3. ALPS 処理水の海洋放出について	201
3.1 処分方針が公表された経緯	201
3.2 海洋放出水中のトリチウムが人体に及ぼす影響	202
3.3 国内外の放出事例と規制基準	205
3.4 海洋放出に関わる設備と運用	210
4. 今後の取組	225

1. はじめに

2021 年 4 月 13 日、政府は「復興と廃炉の両立」を大原則として、6 年以上に及ぶ専門家会議^{155,156}での総合的な議論を経て、安全性を確保し、風評対策を徹底することを前提に ALPS 処理水の海洋放出を福島第一原子力発電所（1F）において実施するという基本方針を公表した。また、東京電力に対し、今後、2 年程度後に ALPS 処理水の海洋放出を開始することを目途に、具体的な放出設備の設置等の準備を進めることを求めた¹⁵⁷。

この方針を受け、東京電力は、2021 年 4 月 16 日、法令に基づく規制基準等の遵守と更なる取組による安全の確保、風評影響を最大限抑制するための取組、風評影響が生じた場合の賠償、将来に向けた課題についての考え方を示す¹⁵⁸とともに、関係者への説明や実施計画の認可取得に向け取組を進めている。

本資料では、ALPS 処理水の処分に関する方針の意義を述べるとともに、処分方針が公表された経緯、トリチウムが人体に及ぼす影響、国内外の放出事例や規制基準、海洋放出に関わる設備と運用という観点から、これまでの議論や検討を取りまとめるとともに、海洋放出の実現に向けた技術的要点を示す。

¹⁵⁵ トリチウム水タスクフォース報告書, 2016 年 6 月 3 日

¹⁵⁶ 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

¹⁵⁷ 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関する基本方針（案）」, 2021 年 4 月 13 日

¹⁵⁸ 東京電力, 別紙 1 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, プレスリリース, 2021 年 4 月 16 日

2. ALPS 処理水の処分に關する方針の意義

わが国の原子炉施設から発生する液体廃棄物は、「ろ過、蒸発、イオン交換樹脂法等による吸着、放射能の時間による減衰、多量の水による希釈等の方法によって排水中の放射性物質の濃度をできるだけ低下させ、排水中の放射性物質の濃度が原子力規制委員会の定める濃度限度を超えないようにすること」により、環境中に管理放出されることが認められている^{159,160}。こうした運用は、国際放射線防護委員会（ICRP）Publication 81¹⁶¹や国際原子力機関（IAEA）一般安全要件 Part5¹⁶²に示される「希釈と分散」の考え方に即したものであり¹⁶³、IAEA 安全要件 WS- GSG-9 の指針に従うものである¹⁶⁴。なお、これらの指針では排水濃度が規制値を満たしていることや予期しない放出がないことを確認するためのモニタリングが求められる。このような管理放出により、施設内に多量の液体廃棄物を貯めこむことが避けられ、施設を安全に運転・管理することが可能となる。

一方、福島第一原子力発電所では、事故により発生した汚染水は、多核種除去設備等で大部分の放射性物質が除去された後、トリチウムが多く含まれる ALPS 処理水等（ALPS 処理水¹⁶⁵、処理途上水¹⁶⁶）として、高台のタンク内に保管されている。その大部分は溶接型タンクに保管されているため、漏洩の可能性は極めて低いもののリスクはゼロではない。しかし、現在では、これらのタンクの数 1,000 基を超え、発電所敷地内のスペースを逼迫させ、今後の廃炉作業の持続可能性に関わる深刻な問題となっている。特に以下に示す問題への解決が迫られている。

- 当面、汚染水は様々な要因で継続的に発生¹⁶⁷し、いずれ移送先の確保が困難になり廃炉作業に支障をきたすこと
- 長期保管に伴い、老朽化や自然災害によるタンクからの漏洩リスクが高まること
- 使用済燃料の安定した一時保管や燃料デブリ取り出しの作業を安全に進めていくために必要な設備、施設のためのスペースが確保できないこと

これにより、タンクを増やすだけの対応では、根本的な問題の解決にならない^{注)}。このため、今回の政府の基本方針は、以下に示す意義がある。

¹⁵⁹ 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 第九十条, 昭和五十三年通商産業省令第七十七号

¹⁶⁰ 東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則 第十六条, 平成二十五年原子力規制委員会規則第二号

¹⁶¹ ICRP, Radiation protection recommendations as applied to the disposal of long-lived solid radioactive waste. ICRP Publication 81, Ann. ICRP 28 (1998)

¹⁶² IAEA, Predisposal Management of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards, No. GSR-Part5, Vienna (2011)

¹⁶³ 「希釈と分散」の考え方に即したものと、放射性核種の濃度が有意な健康影響を与えないレベルであることを確認し、さらに希釈効果が期待できる環境に放出することを示す

¹⁶⁴ IAEA, Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment, IAEA Safety Standards, No. GSG-9, Vienna (2018)

¹⁶⁵ トリチウム以外の放射性物質が安全に関する規制基準値を確実に下回るまで多核種除去設備等で浄化処理した水（トリチウムを除く告示濃度比総和 1 未満）

¹⁶⁶ 多核種除去設備等で浄化処理した水のうち安全に関する規制基準を満たしていない水（トリチウムを除く告示濃度比総和 1 以上）

¹⁶⁷ 様々な要因とは、建屋への雨水・地下水等の流入、T.P.+2.5m 盤からの移送、ALPS 浄化時の薬液注入、廃炉作業に伴い発生する移送、緊急時の移送を指す。2025 年の汚染水発生量の低減目標は 100m³/日以下。詳細は本文の「3.3 汚染水・処理水対策」を参照

- 汚染水の移送先が確保できなくなるリスクを永続的に解決し、廃炉作業の持続可能性を確保したこと
- ALPS 処理水の処分の見通しを示し、1,000 基以上存在するタンクの長期保管に伴うリスクを低減したこと
- 敷地全体を有効に活用できるとともに、ALPS 処理水を保管し続けることに伴うタンク点検や保守管理のリソースを、よりリスクの高い廃炉作業に集中させることが可能となったこと

このように、今回の ALPS 処理水の処分にに関する基本方針の公表は、廃炉全体としての作業の持続可能性を確保するとともに、廃炉作業の着実な進展に寄与するものである。

なお、1F 廃炉の基本方針は、「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」であるが、今回の処分方針は、ALPS 処理水等の溶接型タンク内貯留水のリスクレベルを「十分に安定管理されている領域」から恒久的な対策として、保管管理そのものを不要とするものである。

注）液体廃棄物の処分の選択肢について

「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則」第十六条では以下のように定められている。

六 液体状の放射性廃棄物は、次に掲げるいずれかの方法により廃棄すること。

- イ 排水施設によって排出すること。
- ロ 放射線障害防止の効果を持った廃液槽に保管廃棄すること。
- ハ 容器に封入し、又は容器と一体的に固型化して放射線障害防止の効果を持った保管廃棄施設に保管廃棄すること。
- ニ 放射線障害防止の効果を持った焼却設備において焼却すること。
- ホ 放射線障害防止の効果を持った固型化設備で固型化すること。

七 前号イの方法により廃棄する場合は、排水施設において、ろ過、蒸発、イオン交換樹脂法等による吸着、放射能の時間による減衰、多量の水による希釈等の方法によって排水中の放射性物質の濃度をできるだけ低下させること。この場合、排水口又は排水監視設備において排水中の放射性物質の濃度が原子力規制委員会の定める濃度限度を超えないようにすること。

これに対し汚染水は、水処理設備にて、ろ過、イオン交換樹脂法等による吸着により放射性物質の濃度を低下させたのち、ALPS 処理水等としてタンク保管されている。上記のうち、「ロ」は液体をタンクから廃液槽に移すものであり、トリチウム水タスクフォースにて比較評価された「地下埋設」などが該当する。「ハ」や「ホ」は固型化により漏洩リスクを下げることはできるが、別途保管施設等の設置が必要となる。「ニ」は有機溶媒等を対象とした措置である。以上のことから、ALPS 処理水等に残された対策は「イ」となる。ただし、「イ」の実施にあたっては上記規則第十六条第七号を遵守する必要がある。

3. ALPS 処理水の海洋放出について

3.1 処分方針が公表された経緯

ALPS 処理水の取扱いについて、様々な選択肢について評価することを目的に、汚染水処理対策委員会の下に「トリチウム水タスクフォース¹⁵⁵」が設置され、2013 年 12 月 25 日より検討を開始した。本タスクフォースでは、ALPS 処理水の長期的取扱いを決定するための基礎資料として、トリチウムに関する科学的な情報を整理するとともに、地層注入、海洋放出、水蒸気放出、水素放出及び地下埋設の 5 つの処分方法について、基本要件（規制成立性・技術成立性）や、制約となりうる条件（期間・コスト・規模・二次廃棄物・作業被ばく等）が検討された。また、トリチウムの分離技術については、2015 年度にトリチウム分離技術検証試験事業を実施し、「ALPS 処理水の量、濃度を対象とした場合、ただちに実用化できる段階にある技術は確認されなかった」との結論を得た。これらの結果は、2016 年 6 月 3 日に報告書として提出された。

汚染水処理対策委員会は、タスクフォース報告書で取りまとめた知見を踏まえつつ、ALPS 処理水の取扱いについて、風評影響などの社会的な観点も含めて総合的な検討を行うことを目的とし、「多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会¹⁵⁶（ALPS 小委員会）」を設置することを決定し、2016 年 11 月から検討が開始された。2018 年 8 月には、ALPS 処理水の処分方法や処分した際の懸念等に関する意見を伺うための説明・公聴会が福島県、東京都で開催され、そこで出された論点について、科学的な観点における事実関係の確認を行いつつ、議論が進められた。小委員会は約 3 年間 17 回にわたって開催され、2020 年 2 月 10 日に、政府が ALPS 処理水の処分方法を判断するための材料を提供するものとして、報告書がまとめられた。

この報告書では、実績のある「水蒸気放出」及び「海洋放出」が現実的な選択肢として示された。「水蒸気放出」は、規模の違いはあるものの事故炉で実際に行われた前例があり、通常炉でも換気を行う際に管理された形で放射性物質を含んだ水蒸気の放出が行われている。ただし、液体放射性廃棄物の処分を目的に、液体の状態から気体の状態に蒸発させ、水蒸気放出を行った例は国内にはないことなどが留意点としてあげられた。一方、「海洋放出」については、国内外の原子力施設において、トリチウムを含む液体放射性廃棄物が冷却用の海水等により希釈され、海洋等へ放出されていること、また、これまでの通常炉で行われてきているという実績や放出設備の取扱いの容易さ、モニタリングのあり方も含めて海洋放出の方が確実に実施できるとされた。ただし、排水量とトリチウム放出量の量的な関係は、福島第一原発の事故前と同等にはならないことが留意点としてあげられた。さらに、社会的な観点では海洋放出により福島県及び周辺海域の水産業や観光業に風評影響が生じうること、特に、福島県の試験操業の漁獲量は震災前と比較して 2 割にも回復していない状況であり、こうしたことを踏まえた対策の検討が必要であることが示された。なお、トリチウムの分離技術については、ただちに実用化できる段階にある技術は確認されていないとの結論は維持しつつ、新たな技術の研究が進められていることから、引き続き、技術動向は注視すべきであるとの判断が示された。また、上記の ALPS 小委員会の結論は、国際原子力機関（IAEA）から「科学的・技術的根拠に基づくもの」と評価された¹⁶⁸。

¹⁶⁸ IAEA レビュー報告書（仮訳），外務省 HP, https://www.mofa.go.jp/mofaj/dns/inec/page24_001364.html, 2020 年 4 月

政府は、ALPS 小委員会からの提言を受けるとともに、その後、地元自治体や農林水産業者等との意見交換や公開の場での意見聴取「ご意見を伺う場」、書面による意見募集などで得られた意見を踏まえつつ、国内で放出実績がある点、モニタリング等を確実かつ安定的に実施可能である点から、「海洋放出」を基本方針として選択した。この結論は、IAEA から「海洋放出は技術的に実現可能であり国際慣行にも沿っている」、「管理された海洋放出は世界の原子力発電所の運用国で日常的に行われている」として支持されている¹⁶⁹。

以上のように、「海洋放出」は専門家会議での総合的な議論を経つつ、幅広い方々から頂いた意見を踏まえ、政府によって処分方針として公表された。また、第三者である IAEA はその方針が妥当との評価をしている¹⁶⁹。

一方で、ALPS 処理水の海洋放出に関し、風評影響を懸念する声が出ていることも事実であり、これらの懸念を払拭するための理解を得られるよう努力を続ける必要がある。東京電力に対しても、柏崎刈羽原子力発電所における核物質防護面での不適切な事案、福島第一原子力発電所での地震時の不十分な情報提供等から信頼が低下している。東京電力は、その現実を真摯に受け止め、従来以上に丁寧な対応が必要である。本件に関しては、例えば、地元関係者からの必ずしも十分に理解が深められていないとの声は、双方向のコミュニケーションが図られていないことが要因の一つとなっている可能性がある。また、商流関係者からの風評影響を危惧するとの指摘については、風評影響を抑制するための情報が十分に伝わっていないことが要因の一つと考えられる。また、韓国や中国からは、日本の基本方針への憂慮や批判も示されており、今後とも、汚染水と ALPS 処理水の違いを明確に伝えるなど、科学的根拠に基づく正確な情報を国際社会に浸透させていく取組を進める必要がある。そのため、東京電力を中心に、安全な海洋放出を行う上で基本となる①海洋放出の運用計画、②海洋放出水中のトリチウムが人体に及ぼす影響、③運用状況の確認方法を、ご理解いただけるようわかりやすく丁寧な説明を繰り返し行うこと、関係機関とも連携の上、IAEA 等の信頼できる第三者によりこれらの確認を行い正確な情報を発信することなど、より高い透明性が求められる。

3.2 海洋放出水中のトリチウムが人体に及ぼす影響

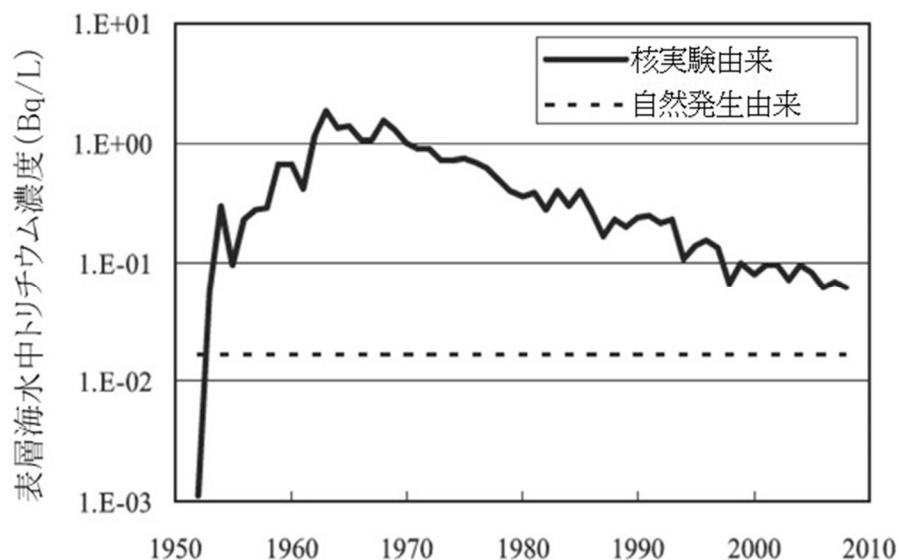
トリチウム(³H, T)は原子核が陽子 1 個、中性子 2 個からなる水素の放射性同位体であり、半減期 12.3 年で壊変して ³He になる。この時、弱い β 線(最大 18.6keV, 平均 5.7keV)を放出するが、最大飛程は空気中で 5mm、水中で 6μm と非常に短い。また、地球上では宇宙線で生成した中性子と大気中の窒素や酸素の核反応により年間約 7 京 Bq が生成される¹⁷⁰。主に水分子として存在し、大気中の水蒸気、雨水、海水、水道水、さらに人体内を含め、水分のある全てのものに含まれる。トリチウムを含む水分子(トリチウム水)は、通常の水分子と同じ化学的性質を持ち、トリチウムが特定の生物や臓器に濃縮されることはない。飲料水の摂取などにより、ヒトの体内にも数十 Bq のトリチウムが含まれている。

¹⁶⁹ グロッシン—IAEA 事務局長声明, 外務省 HP, https://www.mofa.go.jp/mofaj/dns/inec/page24_001364.html, 2021 年 4 月

¹⁷⁰ 柿内秀樹, トリチウムの環境動態及び測定技術, 日本原子力学会誌, Vol.60, No.9 pp.537-541 (2018)

また、原子力発電所や核燃料再処理施設などでは、燃料中の ^{235}U の三体核分裂や、冷却水に水分子として含まれる重水素($^2\text{H}, \text{D}$)やリチウム、制御棒中のホウ素と中性子の反応によってトリチウムが生成する。トリチウムは他の放射性物質とは異なり、水として存在するため、回収や閉じ込めが技術的に困難であること、トリチウムの β 線が人体に及ぼす影響は他の放射性物質に比べて非常に小さいことから、各国の規制に従って海洋、河川、湖沼、大気に放出されている。

図 A12- 1 には、表層海水中のトリチウム濃度を「海洋環境放射能による長期的地球規模リスク評価モデル (LAMER) ¹⁷¹」により評価した結果を示す¹⁷²。1950-60 年代に行われた大気圏内核実験により、 $(1.8\sim 2.4)\times 10^{20}\text{Bq}$ が環境へ放出されたと推定されており¹⁷⁰、1963 年には表層海水中のトリチウム濃度は 1Bq/L を超える水準まで上昇したと評価されている。その後、核実験に由来するトリチウム濃度は減衰や海水への移行によって年々減少し、近年では 0.1Bq/L を下回ると考えられている。また、自然発生由来のトリチウム濃度は約 0.02Bq/L と推定されている。



(出典：中野政尚ほか, 東海再処理施設から海洋放出されたトリチウムの海水中濃度及び拡散状況, 保健物理)

図 A12- 1 表層海水中のトリチウム濃度の変化 ¹⁷²

トリチウムが人体に及ぼす影響については、UNSCEAR 2016 年報告書 付属書 C「内部被ばくの生物学的影響 (トリチウム)」に体系的な情報が豊富にまとめられており、被ばく評価モデルとして、体内に取り込まれた場合に一部がトリチウム水の形態から有機結合型トリチウム (Organically bound tritium, OBT) に変化することを考慮した代謝モデルが提示されている¹⁷³。トリチウム水は生体内での生物学的半減期は平均 10 日程度で体外に排出されるが、トリチウム水のうち約 3~6% が体内で OBT に変化し、OBT の生物学的半減期は、短半減期成分は 40 日程度、長半減期成分は 350 日程度であることから、OBT の預託実効線量はトリチウム水の 2~5 倍程度となると評価されている。

¹⁷¹ 中野政尚, LAMER: 海洋環境放射能による長期的地球規模リスク評価モデル, JAEA-Data/Code 2007-024(2008)

¹⁷² 中野政尚ほか, 東海再処理施設から海洋放出されたトリチウムの海水中濃度及び拡散状況, 保健物理, 44 (1), pp.60-65 (2009)

¹⁷³ UNSCEAR 2016 Report, Annex C - Biological effects of selected internal emitters-Tritium

上記のようにトリチウムの被ばく評価モデルでは、原子力施設から放出されるトリチウム水やトリチウム水由来の OBT は、体外に排出されるまでの期間は長くなるものの特定の生物や臓器に濃縮することはないと評価されている¹⁷³。英国では二枚貝やヒラメの体内に海水に比べて数千倍の濃度のトリチウムが検出されたことがあるが¹⁷⁴、その後の調査により近隣の放射性物質を含む研究用医薬品を製造する化学プラント¹⁷⁵の排水に含まれる人為的に合成されたトリチウム有機化合物が原因であることが判明しており^{176,177}、原子力施設から放出されたトリチウムが原因ではない。

カナダのオンタリオ州の原子力発電所の周辺自治体において、1974～1985 年のトリチウム排出量と新生児死亡率の間に相関関係が見られるとの報告¹⁷⁸があったが、その後カナダの原子力規制機関がデータを 1971～1988 年に拡充して分析したところ、トリチウム排出量と新生児死亡率との相関は見られないことが確認されている¹⁷⁹。また、トリチウムを排出する他の原子力施設の周辺でトリチウムが原因と考えられる人体影響の例は報告されていない¹⁵⁶。

フランスでは、規制当局が漁業従事者等を含めた地域情報委員会（CLI : Commission Local d'Information）と連携し、事業者、地域住民、環境団体、議員などを含む様々なステークホルダーの意見を反映した「トリチウム白書」を発行している¹⁸⁰。白書ではトリチウムが人体に及ぼす影響が小さいことを確認するとともに、トリチウム濃度の測定や放出管理のあり方、環境モニタリングについてのアクションプランが示され、上記メンバーを含めたチェックが継続的に行われている¹⁸¹。フランスでは、こうした地域情報委員会の活動が 40 年以上継続されており、地域住民が人体や環境に対するトリチウムの影響を理解するための重要な役割を果たしている。

表 A12- 1 にトリチウムの人体影響に関する報告書をまとめて示す。こうした世界の最新の状況は、トリチウムタスクフォース¹⁵⁵や ALPS 小委員会¹⁵⁶において参照されている。また、多核種除去設備等処理水の取扱いに係る説明・公聴会で寄せられた意見についても、科学的な情報に基づき議論を行い知見が整理されている¹⁵⁶。代表的なトリチウムに関する人体影響に関する質問と回答の例を表 A12- 2 に示す。

仮にタンクに保管されている全ての ALPS 処理水等の処分を毎年継続した場合の放射線による影響を、UNSCEAR 2016 に提示された被ばく評価モデル¹⁸²を用いて推計を行った結果、海洋放出では年間約 0.071～0.81 μ Sv となり、自然被ばく年間 2.1mSv (2,100 μ Sv) に比較すると 1/1,000 以下となることが示されている¹⁸³。

¹⁷⁴ Environment Agency, Food Standards Agency, Northern Ireland Environment Agency and Scottish Environment Protection Agency, Radioactivity in Food and the Environment 2002, RIFE-8 (2003)

¹⁷⁵ この化学プラントでは医療研究等のためにトリチウムで標識したアミノ酸、脂肪酸、炭水化物など多岐にわたるトリチウム有機化合物を製造していた

¹⁷⁶ McCubbin D. et al., Incorporation of organic tritium (3H) by marine organisms and sediment in the Severn Estuary/Bristol Channel (UK) Mar. Poll. Bull. 42 852–63 (2001)

¹⁷⁷ A. Hunt et al., Enhancement of tritium concentrations on uptake by marine biota: experience from UK coastal waters, J. Radiol. Prot. 30, 73–83(2010)

¹⁷⁸ McArthur, D., Fatal Birth Defects, Newborn infant fatalities and tritium emissions in the town of Pickering, Ontario: A Preliminary Examination. A study by David McArthur, Toronto, Ontario, November 30 (1988)

¹⁷⁹ Tritium releases from the Pickering Nuclear Generation Station and birth defects and infant mortality in nearby communities 1971-1988, Atomic Energy Control Board, Canada (1991)

¹⁸⁰ ASN, The Tritium White Paper (2010)

¹⁸¹ トリチウム水タスクフォース（第 7 回）議事録, 2014 年 4 月 9 日

¹⁸² UNSCEAR 2016 Report, SOURCES, EFFECTS AND RISKS OF IONIZING RADIATION

¹⁸³ 第 17 回 ALPS 小委員会 資料 3-2 UNSCEAR2016 モデルに係る説明について, 2020 年 1 月 31 日

表 A12- 1 トリチウムの人体影響に関する報告書

公表時期	公表組織	文書名	目的
2007年	国際放射線防護委員会 (ICRP)	ICRP Publication 103	放射線被ばくに関する生物学と物理学の最新の科学的情報に基づいて、等価線量と実効線量における放射線加重係数及び組織加重係数を更新し、放射線損害を更新すること
2007年	英国健康保護局 (HPA)	Reviews of risks from Tritium	トリチウムによる内部被ばく線量及びリスクの科学的総意の提供と幅広い見解の考慮
2010年	カナダ原子力安全委員会 (CNSC)	CNSC 2010年報告書	科学的文献について独立したレビューを行い、トリチウム被ばくにより作業員・公衆の健康リスクを評価すること、トリチウム摂取に対するカナダ及び国際的な線量測定を評価すること、トリチウム被ばくを制限するためのアプローチをレビューすること
2010年	仏国原子力安全局 (ASN)	トリチウム白書	トリチウムの環境動態及びトリチウムが人体に及ぼす生物学的影響に関する評価方法の詳細分析
2016年	原子放射線の影響に関する 国連科学委員会 (UNSCEAR)	UNSCEAR 2016年報告書 付属書 C： 内部被ばくの生物学的影響 (トリチウム)	UNSCEARのまとめた科学的知見により放射線リスク評価と国際的な放射線防護基準を下支えすること

表 A12- 2 トリチウムの人体影響に関する質問と回答の例 ¹⁵⁶

Q. トリチウムは生物濃縮しないのか？
A. 通常の水と同じ性質を持つため、トリチウムが生物濃縮を起こすことはない。
Q. トリチウム水が有機結晶型トリチウム(OBT)に変化した場合、有害な物質になるのではない？
A. 体内でOBTに変化する割合は約3～6%と小さいが、体内での生物学的半減期が長くなることで健康影響は2～5倍程度になる。しかし、元々トリチウムの健康影響が1Bqあたり0.000000019と小さく、ほかの放射性物質と比べて特別に健康影響が大きいとはいえない。セシウムから受ける健康影響と比較すると、約300分の1となる。
Q. 遺伝子を構成するトリチウム原子がヘリウム原子に変化すると、遺伝子が傷つくのではない？
A. 遺伝子は普段からいつも損傷を受けており、修復酵素の働きにより日々修復されている。年間約2mSvの放射線で受ける損傷は太陽の紫外線などによる損傷の頻度の100万分の1以下と極めて小さい。
Q. トリチウムを摂取すると発がん性が上昇するのではない？
A. マウス発がん実験では、マウスが約1.4億Bq/Lという濃度のトリチウム水を飲み続けても、がんの発症率は、自然発症率の範囲内との報告例があり影響は小さい。
Q. トリチウムを排出する原子力関連施設周辺で、トリチウムが原因と考えられる健康被害の例はない？
A. トリチウムが原因と考えられる影響の例は見つかっていない。

(出典：経済産業省)

3.3 国内外の放出事例と規制基準

(1) 国内外におけるトリチウムを含む液体放射性廃棄物放出の現状

原子力施設において発生する液体放射性廃棄物については、放射性物質の除去や減衰、多量の水による希釈等によって放射性物質の濃度をできるだけ低下させ、各国の規制基準を満足させることにより、環境中に液体放射性廃棄物を管理放出することが認められており、国内外に多くの放出事例がある ^{159,164}。

図 A12-2 に世界の主な原子力発電所、再処理施設におけるトリチウムの年間放出量を示す。年間放出量は、各施設の特徴に基づき、再処理施設＞重水炉・改良型ガス炉＞加圧水型軽水炉＞沸騰水型軽水炉の傾向にある。国内の原子力発電所では、加圧水型軽水炉からは約 18 兆～83 兆 Bq/年、沸騰水型軽水炉からは約 316 億～1.9 兆 Bq/年のトリチウムが海洋に放出されている。な

お、重水炉や加圧水型軽水炉では炉心の冷却水に重水素やホウ素が含まれるため、沸騰水型軽水炉に比較してトリチウムの発生量が多い。また、1F では事故前（2010 年度）には年間約 2.2 兆 Bq のトリチウムが海洋に放出されている。

海外においても国内と同様に原子力施設からトリチウムが放出されている。フランスのラ・アーグ再処理施設からは年間 1 京 Bq 以上のトリチウムが放出されている¹⁵⁶。また、近隣アジア諸国・地域に着目したトリチウムの液体放出の事例を図 A12-3 に示すが、年間 100 兆 Bq 前後を放出しているサイトが散見される¹⁸⁴。

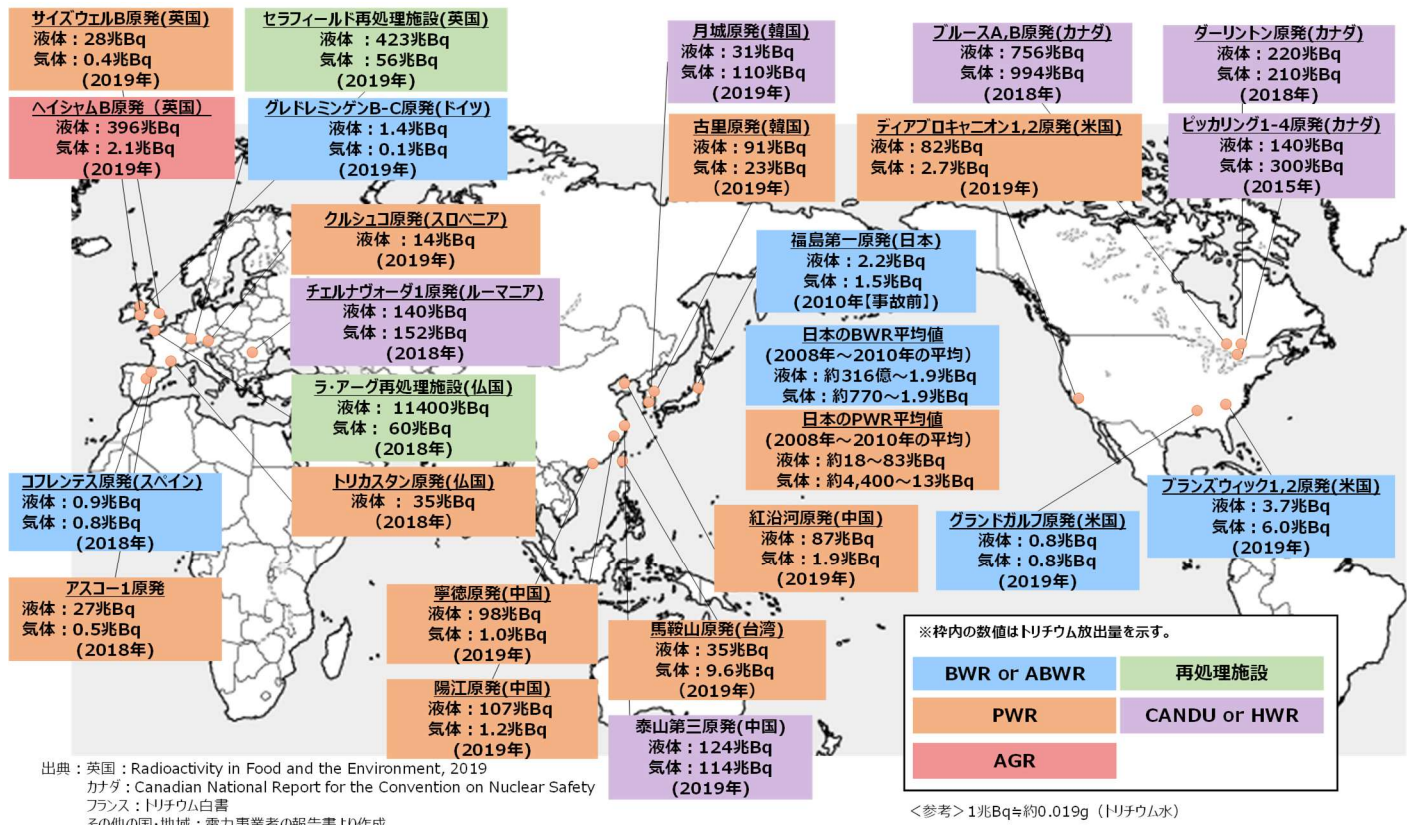


図 A12-2 国内外の原子力施設におけるトリチウムの年間放出量¹⁸⁵

¹⁸⁴ ALPS 処理水説明資料詳細版, 経済産業省 HP,

https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/hairo_osensui/alps.html, 2021 年 4 月

¹⁸⁵ ALPS 処理水に係る海域モニタリング専門家会議（第 1 回）資料 2, 令和 3 年 6 月 18 日

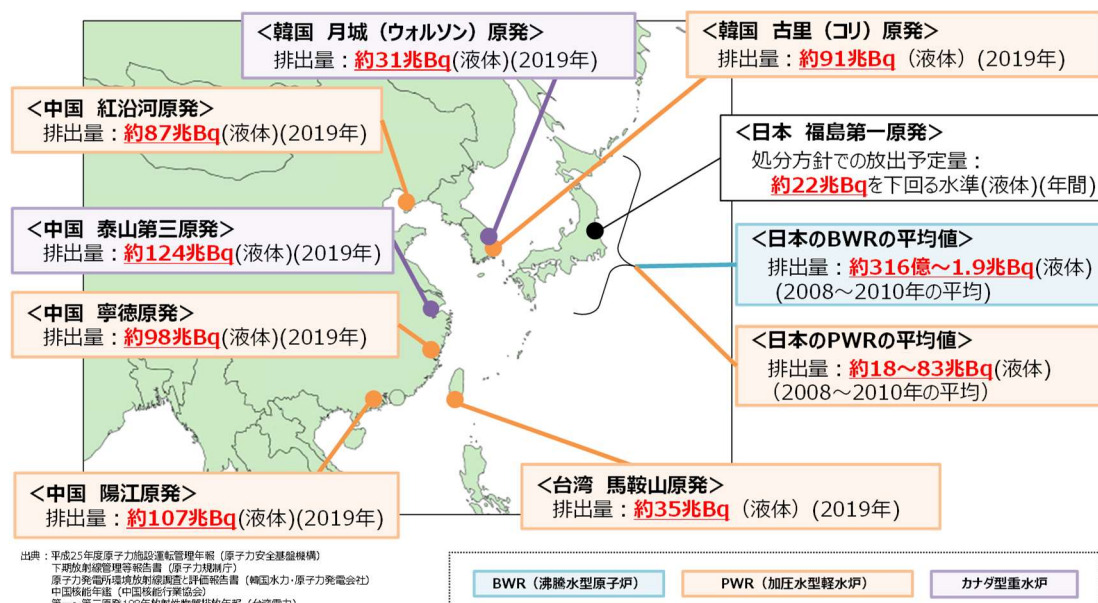
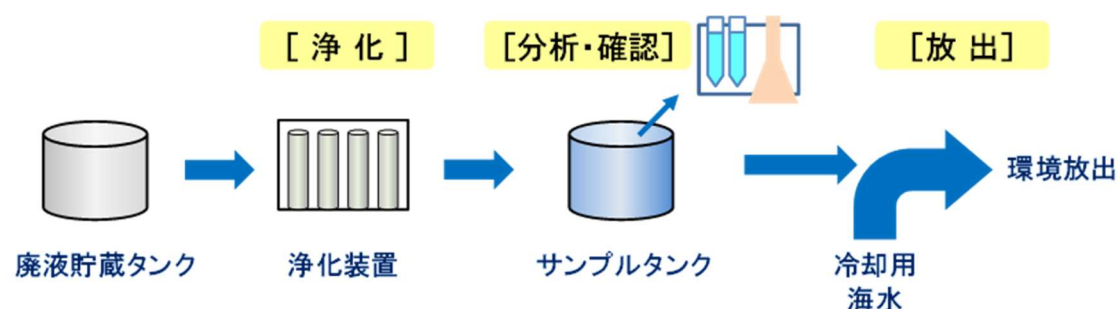


図 A12- 3 近隣アジア諸国・地域の年間放出例 ¹⁸⁴

こうした原子力施設では、周辺環境への放射線影響を可能な限り小さくするため、それぞれの施設の特徴に応じた手段で放出が行われている。図 A12-4 に、原子力発電所におけるトリチウムを含む液体廃棄物の放出までの処理フローを示す。発電所内で発生する廃液は、ろ過、蒸発、イオン交換樹脂法等による吸着、放射能の時間による減衰等の方法によって排水中の放射性物質の濃度をできるだけ低下させるための「浄化」が行われる。浄化された液体はサンプルタンクに集められ、そこでモニタリングやサンプリングにより放射性物質濃度が「分析・確認」される。その後、冷却用海水と混合してから環境中にトリチウムを含む液体廃棄物が放出されている。

このように「浄化」→「分析・確認」→「放出」が基本的なプロセスであり、放射性物質濃度に関する規制基準を遵守した上で放出がなされている。また、国内の原子力発電所においては、環境放出前にγ線を計測する放射線モニターが設置され、放射性物質濃度が監視されている。



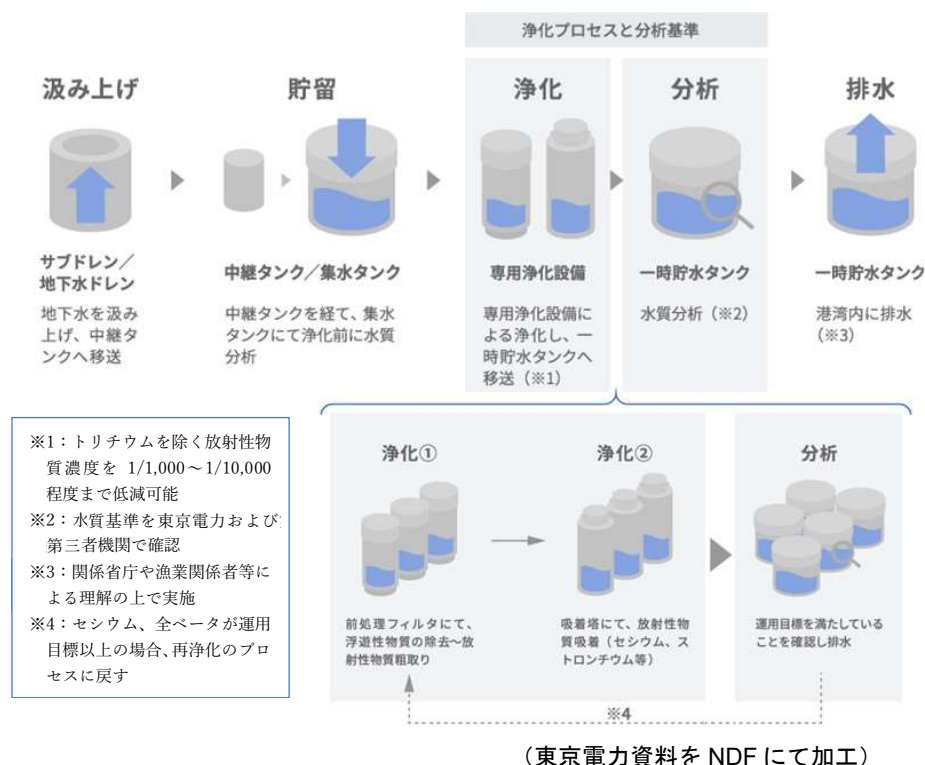
出典：国内原子力発電所のパンフレット等を参考にNDFが作成

図 A12-4 原子力発電所におけるトリチウムを含む液体廃棄物の放出までの処理フロー

(2) 1Fにおけるサブドレン等による汲み上げ水の海洋放出

事故後の1Fでは、原子炉建屋等に流入する地下水を低減させ汚染水発生量を減らすため、その手前に設けたサブドレンで汲み上げる地下水、また海側遮水壁によって地下水があふれないよ

う護岸エリアに設けた地下水ドレンで汲み上げる地下水は、浄化してから海洋へ放出している（図 A12- 5）。この際、サブドレン・地下水ドレンによって汲み上げた地下水は、浄化され、濃度を測定し、すべてのタンクで目標濃度未満であることを確認した上で放出を行っており、(1)と同様「浄化」→「分析・確認」→「放出」のプロセスを取っている。



(3) 原子力発電所におけるトリチウムの規制・管理

a. 濃度規制

日本における放射性物質の規制は、国際放射線防護委員会（ICRP）の勧告（世界各国の法令や規制の基礎）に基づいて定められている。ICRP が 1990 年に出した勧告によれば「通常時における公衆被ばく線量は 1 年当たり 1mSv 未満を満たすべき」とされ、日本の原子力発電所における規制基準では、環境中に放出する液体・気体に含まれる放射性物質の濃度限度（告示濃度限度）がその種類に応じて決められている。水中における告示濃度限度としては、放出口における濃度の水を、生まれてから 70 歳になるまで毎日約 2L 飲み続けた場合に平均の線量率が 1 年当たり 1mSv に達する濃度をいい、大気中における告示濃度限度としては、敷地境界における濃度の大气を、生まれてから 70 歳になるまで毎日吸い続けた場合に平均の線量率が 1 年当たり 1mSv に達する濃度をいう。これらの基準に基づいて、トリチウムの告示濃度限度は水中で 60,000Bq/L、大気中で 5Bq/L とされている。ただし、1F においてサブドレンによって汲み上げた地下水を浄化した水の目標濃度はトリチウムで 1,500Bq/L であり、告示濃度限度（60,000Bq/L）に比較して 1/40 と十分低い値に設定されている。

¹⁸⁶ 建屋近傍の井戸（サブドレン）の概要、東京電力 HP、<https://www.tepco.co.jp/decommission/progress/watermanagement/subdrain/index-j.html>

なお、アメリカでは、自国の生活習慣等を考慮して被ばく線量が 1mSv/年を超えないよう評価した数値として、液体の濃度について 37,000Bq/L、空気中の濃度（水蒸気）については 3.7Bq/L を設定し、韓国でも同程度の数値（水中：40,000Bq/L、空気中：3Bq/L）が設定されている。一方、フランス、イギリス、カナダは統一した濃度限界を設定していない。

また、飲料水に関して世界保健機関 WHO をはじめとする海外の基準は表 A12-3 に示すとおりである¹⁷⁰。たとえば WHO の飲料水水質ガイドラインでは、年間を通じて摂取した場合（730L/年：1 日当たり 2L に相当）に 0.1mSv の線量になるガイダンスレベルの濃度として 10,000Bq/L を評価している。日本では飲料水・食品に関するトリチウムの規制基準は特に設定されていない（トリチウムの放出時における濃度に規制基準を設けて管理されている）。ICRP によって平常時における公衆の線量限度は年間 1mSv と勧告されており、これに基づき各国では様々な裕度を持たせた基準値が定められている¹⁷⁰。なお、EU は超過した場合にはトリチウム以外の人工放射性核種の存在を調査しなければならないスクリーニング値として、トリチウム濃度 100Bq/L を設定している。

表 A12-3 飲料水におけるトリチウムの濃度限度と 1 年間摂取した場合の被ばく線量¹⁷⁰

国・機関*	トリチウムの濃度限度(Bq/L)	被ばく線量(mSv/年)
アメリカ	740	0.01
カナダ	7,000	0.09
ロシア	7,700	0.1
スイス	10,000	0.13
WHO	10,000	0.13
フィンランド	30,000	0.4
オーストラリア	76,103	1

* EUでは追加調査の必要性を判断するスクリーニング値として100Bq/Lを指標としている

（日本原子力学会資料を NDF にて加工）

b. 総量管理

海洋へ放出するに当たって 1F における事故前のトリチウム「放出管理目標値」は、年間で 22 兆 Bq であった。「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針（原子力委員会 1975 年決定）」では、通常運転時における環境への放射性物質の放出に伴う周辺公衆の受ける線量を低く保つための努力目標として示した「線量目標値」0.05mSv/年の達成を可能とする範囲内で放出管理の目標値を定めており、この「放出管理目標値」を超えることのないように努めることを求めている。なお、「線量目標値」は濃度限度の規制値に代わるものではなく、これが達成できないことをもって、安全上の支障があると解すべきものではないとされている。仮に 1F から 22 兆 Bq のトリチウムが海洋放出された場合、放射線による影響は保守的に見積もっても 0.00001mSv/年とされている（0.05mSv/年と比較しても十分低い）¹⁵⁶。また、事故後に 1F は放出管理目標値や放出管理の基準値は定められていない。

放出管理目標値は規制値に代わるものではないが、法的規制値以下であれば良いと満足せずに「as low as reasonably achievable（合理的に達成可能な限り低く）」の考え方に立ってこの値を超えないよう努力する目標値である。この精神を尊重した上で、1F においては、施設の状況に応じた適切な方法により管理を行う必要がある。

3.4 海洋放出に関わる設備と運用

(1) ALPS 処理水等の性状

ALPS 処理水等（ALPS 処理水、処理途上水）は、建屋内の汚染水を ALPS 等の浄化設備で処理した水であり、その性状は建屋内の汚染水とは大きく異なるが、浄化装置では物理的、化学的に取り除けないトリチウムが含まれている。また、ALPS はトリチウム以外の放射性物質を告示濃度限度未満まで浄化することを目的とする装置であるが、現在タンクに保管されている ALPS 処理水等の約 7 割には、トリチウム以外の放射性物質を環境中へ放出する際の基準（告示濃度限度比総和 1 未満）を超えた水（処理途上水）が含まれている。

これは、ALPS の運用開始初期であり性能向上前の 2013 年度に放出の基準値を超えるものがあったこと、また、タンクに保管されていた事故以降に発生した高濃度汚染水等により敷地境界での実効線量（追加被ばく線量）が年間 1mSv を超えていたため、排水基準を満足させるのではなく、ALPS の吸着材の交換頻度を下げ処理量を増加させることで追加被ばく線量の低減を優先させたことによるものである。具体的には、2013 年から 2015 年末にかけては、追加被ばく線量を早期に 1mSv/年未満にすることを優先し、ALPS の吸着材の交換頻度を下げて処理量を増やす運用を行った。また、2017 年度以降は、追加被ばく線量 1mSv/年未満を達成しているが、漏えいリスクの高いフランジ型のタンクに貯留しているストロンチウム処理水を 2018 年末までに処理することを優先し、吸着材の交換頻度を下げて処理量を増やす運用をしたため、タンクに保管されている処理途上水は環境中へ放出する際の基準を超えている。

このため、タンクに保管されている ALPS 処理水等の濃度は、ALPS の運用（吸着材の交換頻度等）や処理の実施時期により幅がある。図 A12-6 に処理水等の告示濃度比別貯蔵量を示すが、告示濃度比 1 未満の処理水等貯蔵量は全体の約 3 割であり、約 7 割は 1 以上となっている。1 以上となっている水については、二次処理を行い 1 未満とする計画である。こうした ALPS 処理水等の詳細なデータについては、東京電力のホームページにて公表されており、定期的な更新が行われている。



（出典：東京電力）

図 A12- 6 処理水等の告示濃度比別貯蔵量（2021 年 3 月 31 日現在）¹⁸⁷

¹⁸⁷ 東京電力, 処理水ポータルサイト, <https://www.tepco.co.jp/decommission/progress/watertreatment/>

また、図 A12-7 には、建屋内滞留水（淡水化装置 RO の濃縮水分析結果）のトリチウム濃度の推移を示す。事故直後に高かったトリチウム濃度は、原子炉冷却水の注入や雨水、地下水の流入により 2016 年半ばまでは単調に減少したが、その後、建屋内の水位が低下するに伴い、建屋の底部に存在した高濃度のトリチウムが含まれる滞留水がくみ上げられ濃度が上昇した。しかし、2018 年 3 月をピークに再びトリチウム濃度は下降傾向にある。このように、ALPS 処理水等には処理の時期に応じて異なる濃度のトリチウムが含まれている。

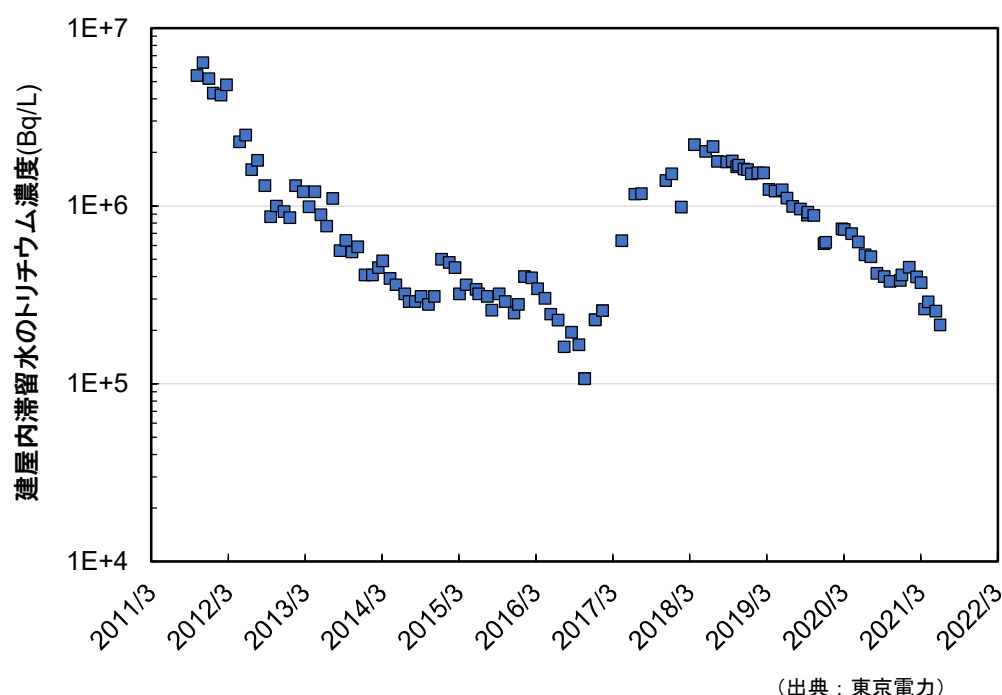


図 A12-7 建屋内滞留水のトリチウム濃度の推移（淡水化装置 RO の濃縮水分析結果）¹⁸⁸

(2) 海洋放出設備の概要

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 A12- 8、図 A12-9 に示す^{189,190}。現在、構内貯留タンクに保管されている ALPS 処理水等のうち放出に関する規制基準（トリチウム以外の核種の告示濃度比の総和が 1 未満）を満たさない処理途上水は何回でも二次処理を行い、規制基準を満たした ALPS 処理水になるまで浄化される。こうした ALPS 処理水は測定・確認用設備（約 1 万 m³/タンク群×3 群）に移送され、そこで攪拌された後、トリチウム、62 核種（ALPS 除去対象核種）、炭素 14 の放射性物質濃度が測定され、トリチウム以外の濃度が放出に関する規制基準を満たしていることが確認される。その後、ALPS 処理水はヘッダー管に送水され、希釈後のトリチウム濃度が 1,500 Bq/L 未満となるように別途港湾外から取水された海水と混合される。混合・希釈された水は隔壁を設けた放水立坑、さらに約 1km の海底

¹⁸⁸ 東京電力 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, https://www.tepco.co.jp/decommission/data/daily_analysis/

¹⁸⁹ 東京電力, 別紙 2 [概要版]多核種除去設備等処理水の処分に係る政府の基本方針を踏まえた当社の対応について, プレスリリース, 2021 年 4 月 16 日

¹⁹⁰ 東京電力, 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取扱いに関する検討状況について, プレスリリース, 2021 年 8 月 25 日

この海洋放出設備は、[浄化] → [分析・確認] → [希釈] → [放出] のプロセスで構成され、技術的には既往の実績のある技術・設備を用いることにより、信頼性の高いシステムを構築することが可能である。放出後、海域での「モニタリング」を行う計画であり、これにより、海洋放出が安全に行われていることが監視される。

今後、これらの設備は原子力規制委員会による認可を受ける予定である。以下には、この海洋放出設備の二次処理、分析、希釈・放出、異常時の措置についての詳細と技術的要点を示す。

a. ALPS 処理水の二次処理

ALPS 処理水の性状の項で述べたように、処理途上水はトリチウム以外の 62 核種及び炭素 14 の告示濃度比総和が 1 以上のものであり、二次処理による浄化が必要となっている。特に、図 A12-6 に示したように、告示濃度比の総和が最も高いものでは 10,000 を超えるタンクも存在する。これらの二次処理としては、ALPS または逆浸透膜装置を用いた浄化により、1 未満となるまで繰り返し実施することが計画されている。これらの二次処理の成立性を確認するために、実際に告示濃度比の総和が高いタンク群の貯留水を用いた浄化試験（二次処理性能確認試験）が実施されている¹⁹¹。この試験では、処理途上水のうち比較的高濃度のタンク群（J1-C 群）と比較的低濃度のタンク群（J1-G 群）を対象に、2020 年 9 月より増設 ALPS を用いた二次処理性能確認試験が実施されており、二次処理後の水について 62 核種、炭素 14、トリチウムの分析が実施されている。

表 A12-4 及び表 A12-5 に二次処理性能確認試験の結果を示すが、1 回の二次処理により J1-C 群タンク水では告示濃度比の総和は 2,406 から、0.35 まで低下し、J1-G 群タンク水でも 387 から 0.22 まで低下しており、告示濃度比の総和を 1 未満に低減できることが確認されている。

また、分析の信頼性を確認するため、第三者機関により J1-C 群タンク水を二次処理した水の分析が行われており、告示濃度比の総和が東電報告値の 0.35 に対し 0.28 との結果が得られており、ほぼ同等の結果となっている¹⁹²。このように第三者分析においても、二次処理後の告示濃度比の総和は 1 を十分に下回ることが確認されている。

以上のように、告示濃度比の総和 100 以上の処理途上水についても既に除去技術は確認されており、トリチウムを除けば、十分に安全に関する規制基準値を下回る二次処理を行うことは可能である。

¹⁹¹ 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 85 回）、資料 3-1 多核種除去設備等処理水の二次処理性能確認試験の状況について、2020 年 12 月 24 日

¹⁹² 廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議（第 91 回）、資料 3-1 多核種除去設備等処理水の二次処理性能確認試験結果（第三者機関）、2021 年 6 月 24 日

表 A12- 4 J1-C タンク群の二次処理試験結果 191

■ J1-C群 (62核種+C-14+H-3)

		二次処理前 (設備入口)※1		二次処理後 (サンプルタンク) ※2		
	告示濃度限度 【Bq/L】	分析結果 【Bq/L】	告示 濃度比※3	分析結果 【Bq/L】	告示 濃度比※3	
主要 7核種	Cs-134	60	2.93E+01	0.49	<7.60E-02	0.0013
	Cs-137	90	5.99E+02	6.7	1.85E-01	0.0021
	Co-60	200	3.63E+01	0.18	3.33E-01	0.0017
	Ru-106	100	<5.00E+00	0.050	1.43E+00	0.014
	Sb-125	800	8.30E+01	0.10	2.26E-01	0.00028
	Sr-90	30	6.46E+04	2,155	3.57E-02	0.0012
	I-129	9	2.99E+01	3.3	1.16E+00	0.13
	C-14	2,000	1.53E+01	0.0076	1.76E+01	0.0088
	H-3	60,000	8.51E+05	14.2	8.22E+05	13.7
		二次処理前 (設備入口)※1		二次処理後 (サンプルタンク) ※2		0.35のうち分析・評価の 結果、検出下限未満であ った核種(51核種)の告示 濃度比の合計は0.19
主要7核種の 告示濃度比総和		2,165		0.15		
62核種※4+C-14の 告示濃度比総和		2,406		0.35		

0.35のうち分析・評価の
結果、検出下限未満であ
った核種(51核種)の告示
濃度比の合計は0.19

※1 9/19,20,21に採取した試料についてコンポジットを行い分析を実施

※2 9/27に採取した試料について分析を実施

※3 分析結果が検出下限未満の核種は、検出下限値を用いて算出

※4 分析結果及び告示濃度限度の詳細は、参考資料を参照

数値の表記において、○.○○E±△△
とは○.○○×10^{±△△}であることを示す

(出典：東京電力)

表 A12- 5 J1-G タンク群の二次処理試験結果 191

■ J1-G群 (62核種+C-14+H-3)

		二次処理前 (設備入口)※1		二次処理後 (サンプルタンク) ※2		
	告示濃度限度 [Bq/L]	分析結果 [Bq/L]	告示 濃度比※3	分析結果 [Bq/L]	告示 濃度比※3	
主要 7 核種	Cs-134	60	5.94E+00	0.099	< 6.65E-02	0.0011
	Cs-137	90	1.18E+02	1.3	3.29E-01	0.0037
	Co-60	200	1.31E+01	0.065	2.33E-01	0.0012
	Ru-106	100	< 2.27E+00	0.023	4.83E-01	0.0048
	Sb-125	800	3.23E+01	0.040	1.37E-01	0.00017
	Sr-90	30	1.04E+04	347	< 3.18E-02	0.0011
	I-129	9	2.79E+00	0.31	3.28E-01	0.036
	C-14	2,000	1.26E+01	0.0063	1.56E+01	0.0078
	H-3	60,000	2.73E+05	4.6	2.72E+05	4.5
		二次処理前 (設備入口)※1		二次処理後 (サンプルタンク) ※2		0.22のうち分析・評価の 結果、検出下限未満であ った核種(53核種)の告示 濃度比の合計は0.17
主要7核種の 告示濃度比総和		349		0.048		
62核種※4+C-14の 告示濃度比総和		387		0.22		

0.22のうち分析・評価の
結果、検出下限未満であ
った核種(53核種)の告示
濃度比の合計は0.17

※1 10/5,6,7に採取した試料についてコンポジットを行い分析を実施

※2 10/13に採取した試料について分析を実施

※3 分析結果が検出下限未満の核種は、検出下限値を用いて算出

※4 分析結果及び告示濃度限度の詳細は、参考資料を参照

数値の表記において、○.○○E±△△
とは○.○○×10^{±△△}であることを示す

(出典：東京電力)

b. 分析

トリチウムを除く規制基準値を満足した ALPS 処理水は、測定・確認用設備に移送され、トリチウム、62 核種（ALPS 除去対象核種）、炭素 14 の 64 核種の分析が希釈放出前に必ず実施される。表 A12-6 に東京電力が実施している核種の測定・評価方法を示す。また、表 A12-7 には、上記した二次処理試験で用いられた分析方法の詳細を示す。

全 64 核種のうち、 γ 線核種分析により分析・評価が行われるのは 45 核種、全 α 放射能で評価されるのは 10 核種である。その他の 9 核種は、前処理を伴う β 線測定や誘導結合プラズマ質量分析（ICP-MS）によって分析が行われている。特に、蒸留や化学分離が必要な場合には、分析に時間を要する（例えばトリチウムの場合は半日から 1 日程度必要）。

図 A12-10 にトリチウム濃度に関する標準的な分析フロー¹⁹³を示すが、1F の水試料には通常、塩分が混入しているため、まず蒸留操作による塩分除去が必要である。その後、目標とする検出下限値に応じて、濃縮装置を用いた前処理などが必要となる。また、前処理が終わった後にも乳化シンチレーターとの混合や均一化にも時間を要する。同様に、炭素 14 やニッケル 63、カドミウム 113m などの分析でも前処理に多くの時間を必要とする。

二次処理性能確認試験にて、特にニッケル 63 とカドミウム 113m の分析に時間が掛かり、約 2 ヶ月の期間を要したことから、今後の運用ではこの期間を確保し、かつ効率的な放出を行うため、約 1 万 m³ のタンク群を 3 系統用意する計画としている。これは、図 A12-11 に示すように、2 ヶ月毎に「受入」「測定・評価」「放出」の 3 つの役割をもったタンク群をローテーションしながら運用する方法である。なお、分析を行う際には、タンク群の中で ALPS 処理水を循環・攪拌することで均一化した上で液を採取することとなっている。

現状では、分析に約 2 ヶ月必要となっており、これが海洋放出できる水量を制約する条件の一つとなっている。このため、今後、より安定した海洋放出を行うために、前処理や分析手順を合理化し、分析時間の更なる短縮を目指した検討が必要である。一方、トリチウムを除く 63 核種の告示濃度比の総和が 1 未満であることを示す際、分析結果が検出下限値未満の核種は検出下限値を用いて保守的に評価する必要があるため、検出下限値^{注)}に影響する要因を考慮して、適切な分析条件を選定することが重要である。さらに、これらの分析で得られた結果については、希釈放出前に毎回公開するとともに、第三者の分析専門機関等による測定・評価の実施も検討すべきである。なお、第三者機関の関与に際しては、検出下限値が計測器の検出精度や分析技術によって検出下限値が変化するなど、分析機関、分析施設により結果が変動する可能性があるため、品質保証の仕組みを整備することが重要である。例えば、放出開始までに共通のサンプルを用いた分析を統一的に実施し結果の変動幅などを把握することにより、予め各機関の品質を確認し対外公表していくといった取組も有効である。さらに、整備された仕組みの運用状況を確認する体制についても考えていく必要がある。

¹⁹³ 文部科学省 科学技術・学術政策局 原子力安全課防災環境対策室 トリチウム分析法 平成 14 年改訂

注) 分析における検出下限値 (ND 値) の扱いについて

核種分析では、有意な濃度が検出されない場合があり、その限界値を検出下限値 (ND (Not Detected) 値) と呼んでいる。

検出下限値は、計測器の検出精度や計測時間、試料量、元々の自然バックグラウンド等によって変化し、さらに蒸留や化学分離操作を伴う場合には高い分析技術が求められる。このため、検出下限値は一定の値となるわけではなく、分析機関、分析施設などにより検出下限値は変動する。東京電力では測定結果が検出下限値未満であった場合、その核種が含まれていないと評価するのではなく (濃度をゼロとは評価せず)、保守的に検出下限値の濃度が存在するとして評価を行っている。

なお、濃度が低いと考えられる核種については、検出下限値を予め低くすることが求められる。特に、非常に多くの核種を対象に分析を行い、核種濃度から告示濃度比の総和を評価する場合、それぞれの核種分析で十分な精度が得られるように、検出下限値の設定など分析条件を適切に選定することが重要である。

表 A12-6 ALPS 除去対象 62 核種とトリチウム、炭素 14 濃度の測定・評価方法¹⁹¹

● Ge 半導体検出器によるγ線核種分析結果を基に定量・評価する核種				● 全α放射能測定の結果から定量・評価する核種			
核種	核種測定または評価の方法	核種	核種測定または評価の方法	核種	核種測定または評価の方法	核種	核種測定または評価の方法
1 Rb-86	γ線核種分析	24 Cs-137	γ線核種分析	46 Pu-238	全α放射能		
2 Y-91	γ線核種分析	25 Ba-137m	Cs-137と放射平衡	47 Pu-239	全α放射能		
3 Nb-95	γ線核種分析	26 Ba-140	γ線核種分析	48 Pu-240	全α放射能		
4 Ru-103	γ線核種分析	27 Ce-141	γ線核種分析	49 Pu-241	Pu-238からの評価値		
5 Ru-106	γ線核種分析	28 Ce-144	γ線核種分析	50 Am-241	全α放射能		
6 Rh-103m	Ru-103と放射平衡	29 Pr-144	Ce-144と放射平衡	51 Am-242m	Am-241からの評価値		
7 Rh-106	Ru-106と放射平衡	30 Pr-144m	Ce-144と放射平衡	52 Am-243	全α放射能		
8 Ag-110m	γ線核種分析	31 Pm-146	γ線核種分析	53 Cm-242	全α放射能		
9 Cd-115m	γ線核種分析	32 Pm-147	Eu-154から評価	54 Cm-243	全α放射能		
10 Sn-119m	Sn-123から評価	33 Pm-148	γ線核種分析	55 Cm-244	全α放射能		
11 Sn-123	γ線核種分析	34 Pm-148m	γ線核種分析	● その他の方法で定量・評価する核種			
12 Sn-126	γ線核種分析	35 Sm-151	Eu-154からの評価	核種	核種測定または評価の方法		
13 Sb-124	γ線核種分析	36 Eu-152	γ線核種分析	56 H-3	蒸留による分離後、β線測定		
14 Sb-125	γ線核種分析	37 Eu-154	γ線核種分析	57 C-14	化学分離後、β線測定		
15 Te-123m	γ線核種分析	38 Eu-155	γ線核種分析	58 Sr-90	化学分離後、β線測定		
16 Te-125m	Sb-125と放射平衡	39 Gd-153	γ線核種分析	59 Sr-89	化学分離後、β線測定		
17 Te-127	γ線核種分析	40 Tb-160	γ線核種分析	60 Y-90	Sr-90と放射平衡		
18 Te-127m	Te-127から評価	41 Mn-54	γ線核種分析	61 Tc-99	ICP-MS測定		
19 Te-129	γ線核種分析	42 Fe-59	γ線核種分析	62 Cd-113m	化学分離後、β線測定		
20 Te-129m	γ線核種分析	43 Co-58	γ線核種分析	63 I-129	ICP-MS測定		
21 Cs-134	γ線核種分析	44 Co-60	γ線核種分析	64 Ni-63	化学分離後、β線測定		
22 Cs-135	Cs-137から評価	45 Zn-65	γ線核種分析				
23 Cs-136	γ線核種分析						

(出典：東京電力)

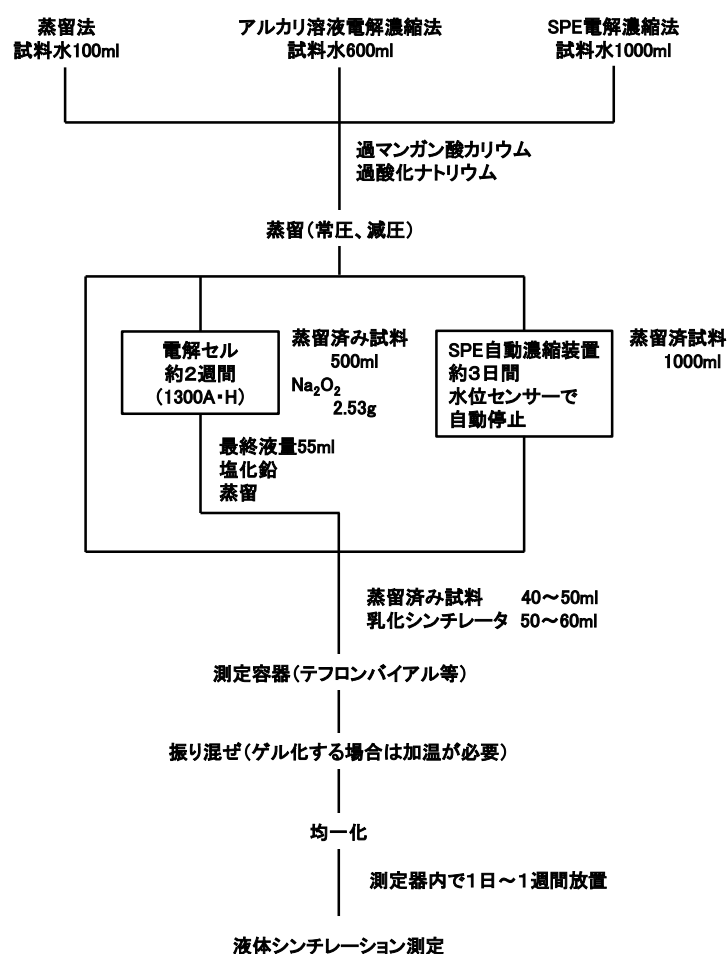
表 A12- 7 二次処理試験で用いられた分析方法 ¹⁹¹

核種	分析方法	目標検出下限値 (Bq/L)
γ線放出核種	5 L マリネリ容器に試料を分取し、Ge半導体検出器にて測定	0.07 (Cs-137) ※ 1
Sr-90、Sr-89	SrレジンによりSrを精製した後、炭酸塩として沈殿・回収したものをベータスペクトル分析装置にて測定	0.04 (Sr-90) ※ 2
I-129	試料に次亜塩素酸を添加してヨウ素酸イオンに調整した後、ICP-MSにて測定	0.2
H-3	蒸留によって不純物を取り除いた試料とシンチレータを混合した後、液体シンチレーションカウンタにて測定	30
C-14	試料に濃硝酸、過硫酸カリウムを添加して加熱し、発生したCO ₂ を吸収剤に捕集してシンチレータと混合した後、液体シンチレーションカウンタにて測定	10
Tc-99	試料を硝酸で希釈し、ICP-MSにて測定	2
全α放射能	α核種を水酸化鉄に共沈させ、抽出操作により徐鉄した後ステンレス皿に蒸発乾固後焼き付けしたものをZnSシンチレーションカウンタにて測定	0.04
Cd-113m	イオン交換によりCdを精製・回収し、シンチレータと混合した後、液体シンチレーションカウンタにて測定	0.2
Ni-63	NiレジンによりNiを精製・回収し、シンチレータと混合した後、液体シンチレーションカウンタにて測定	20

※ 1：他の核種はベースライン、妨害核種、バックグラウンド及びγ線放出率によって変動

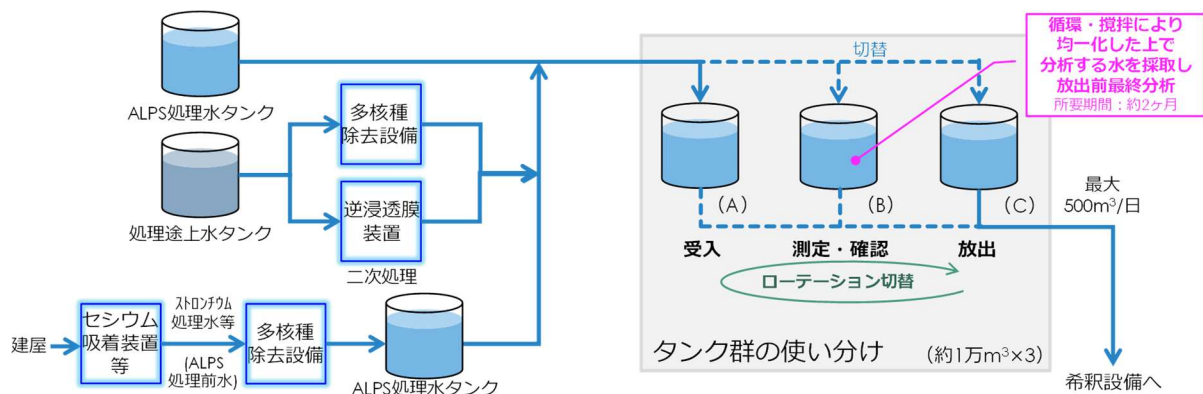
※ 2：Sr-89はSr-90濃度によって変動

(出典：東京電力)



(出典：文部科学省)

図 A12- 10 水試料中のトリチウム濃度に関する一般的な分析フロー ¹⁹³

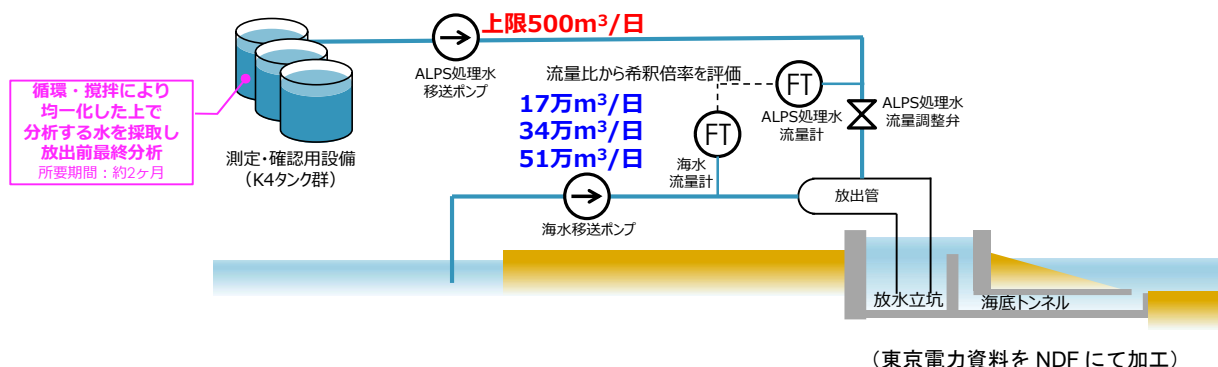


(出典：東京電力)

図 A12- 11 分析時のタンク運用¹⁹⁴

c. 希釈・放出

分析、並びに濃度確認を終えた ALPS 処理水は海水により希釈され放出される。図 A12- 15 に海水による ALPS 処理水の希釈方法を示す。放出を行う際には、上限 500m³/日の ALPS 処理水は希釈後のトリチウム濃度が 1,500 Bq/L 未満になるように、海水移送ポンプ（1 台あたり 17 万 m³/日程度のポンプを最大 3 台）から移送された海水と放出管（ヘッダー管）にて、混合・希釈される。その後、希釈された水は放水立坑、海底トンネルを経て、沿岸から約 1km の海洋に放出される。このため、希釈倍率は最小の場合（ALPS 処理水の注入量が 500m³/日、海水移送ポンプ 1 台稼働時を想定）でも約 340 倍となる。なお、この希釈により、放出水のトリチウムを除く核種の告示濃度比総和は 0.003 未満となり、人や環境への影響はさらに小さくなる。



(東京電力資料を NDF にて加工)

図 A12-12 海水による ALPS 処理水の希釈方法¹⁹⁰

上述したように、トリチウム濃度の測定は半日から 1 日を要するため放出時のリアルタイムの測定・結果確認は困難であることから、海水希釈後のトリチウム濃度は以下によって確認される。

① ALPS 処理水トリチウム濃度と流量による評価

¹⁹⁴ 第 91 回特定原子力施設監視・評価検討会、資料 2 多核種除去設備等処理水の取扱いに関する海洋放出設備の検討状況について、2021 年 6 月 7 日

東京電力は、測定・確認用設備での分析により得られるトリチウム濃度と、ALPS 処理水、海水の流量比から、海水希釈後のトリチウム濃度が 1,500 Bq/L を下回ることが担保する方針である。具体的な濃度は以下の式によって求められる。

$$\text{海水希釈後のトリチウム濃度} = \frac{\text{ALPS処理水トリチウム濃度} \times \text{ALPS処理水流量 (流量調整弁で制御)}}{\text{ALPS処理水流量 (流量調整弁で制御)} + \text{海水流量}}$$

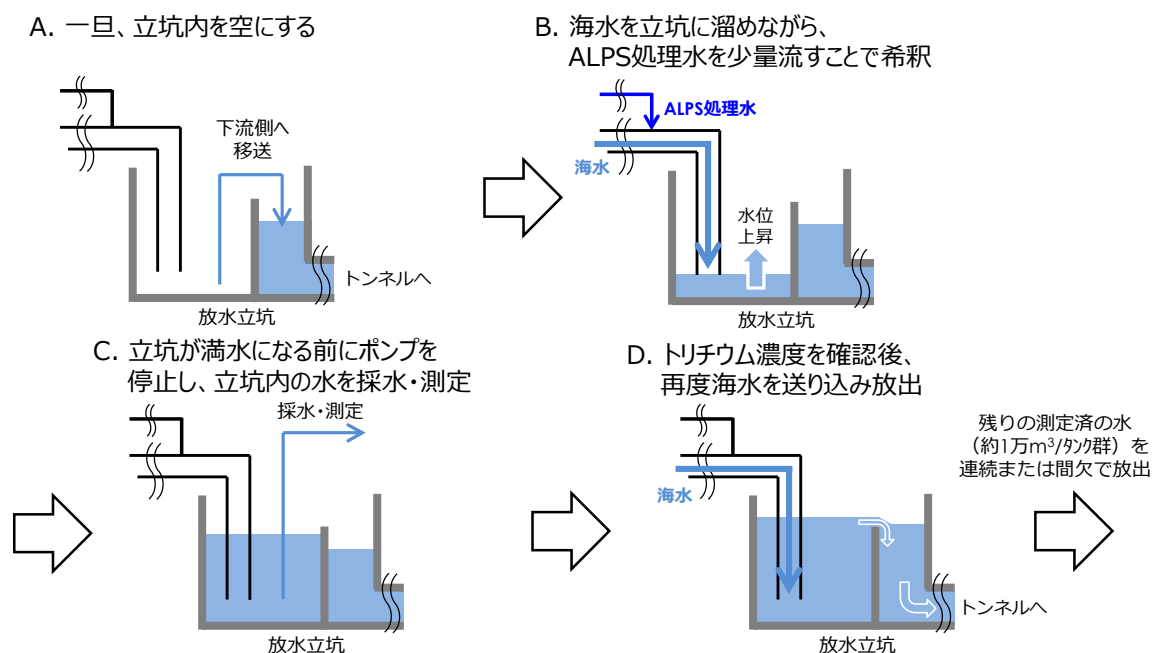
なお、放出端において設計通り混合・希釈されてトリチウム濃度が 1,500 Bq/L を下回ることを確認するために、上記に加え、以下②と③の 2 つの測定が行われる計画である。

② 放水立坑における日々のトリチウム濃度の測定

港湾内の海域モニタリングとして（後述の表 A12-8 参照）、放水立坑の水が毎日サンプリングされ、トリチウム濃度が確認される。分析結果は速やかに公表されるが、サンプリングから分析結果の公表まで 1 日程度の遅れが見込まれる。

③ 当面の間行われる放水立坑を利用した希釈後トリチウム濃度の放出前測定

この際の放水手順を図 A12-13 に示す。立坑（約 2,000m³）をいったん空にした後、海水移送ポンプ 1 台を 10 分程度運転する間に、少量（20m³ 以下）の ALPS 処理水を流すことで希釈を行う。その後、立坑が満水になる前にポンプを停止し、立坑内の水を採水し、計算上のトリチウム濃度と実測したトリチウム濃度が同程度であること及び 1,500 Bq/L 未満であることが確認される（約 2 日間）。確認後は、立坑内の水、及び残りの測定・確認用設備にて測定済の水（約 1 万 m³/タンク群）が連続または間欠で放出される。



（出典：東京電力）

図 A12-13 放水立坑を用いた海水希釈後のトリチウム濃度の確認方法 ¹⁹⁰

以上のような方法で放出が行われるが、放出開始の際には少量から慎重に開始するとともに、放出開始以降は、測定・確認用設備において測定済みの水（約 1 万 m³/タンク群）ごとにトリチウム量を評価し、累積値を管理して、年間 22 兆 Bq を下回る水準であることが確認される予定である。

d. 異常時の措置

設備故障により ALPS 処理水の希釈率に異常を来す恐れが生じた場合（海水ポンプの停止、海水流量低下、処理水流量増加、流量計故障）、または ALPS 処理水の性状が異常の場合（放射線モニタ作動・故障）には、緊急遮断弁 2 弁を速やかに閉じ、ALPS 処理水移送ポンプを停止して、放出を中断できる計画である。図 A12-14 に緊急遮断弁の配置を示すが、緊急遮断弁のうち 1 箇所は異常時の ALPS 処理水の放出量を最小限とするよう海水移送配管の近傍に、もう 1 箇所は津波による水没等に備え防潮堤内側に設置する計画である。

なお、海域モニタリングで異常値が確認された場合も放出を停止する計画であるが、海域モニタリング結果は後述のとおり、放出後に確認されることになる。

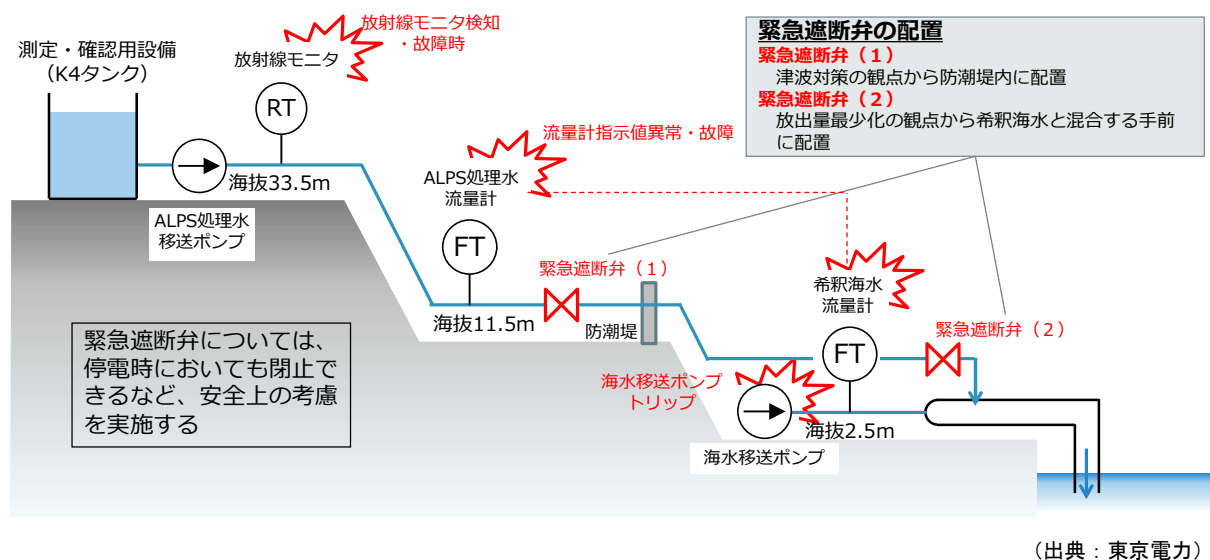


図 A12-14 緊急遮断弁の配置と異常時の対応 190

(3) 海域モニタリング

a. トリチウムの海洋拡散シミュレーション

東京電力が、事故後にセシウム 137 の実測データで検証したモデルを使用し、トリチウムの海洋拡散シミュレーションを実施した結果を図 A12-15 に示す。シミュレーション条件は下記のとおりである。

- －対象海域：福島県を中心に南北約 500 km、沖合約 600 km の範囲
- －放出方法：1F サイトに隣接する水平方向 1km×1km の範囲内にて均一に放出する設定
- －解像度：水平方向は 1km メッシュ、鉛直方向は水深に対して 30 層（深さ 1 km まで）
- －気象条件等：2014 年 1 月～12 月の風速、気圧、気温、湿度、降水量を採用
（福島県沖合の流況（黒潮・中規模渦）含む）

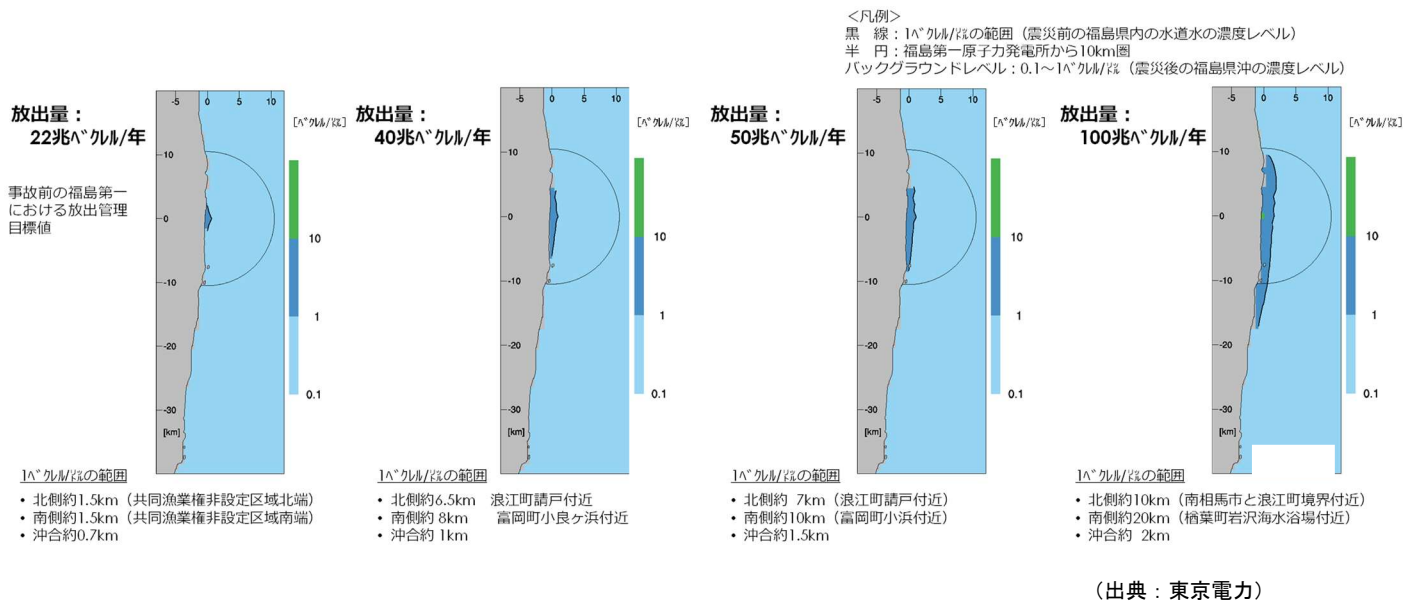


図 A12- 15 トリチウムの拡散範囲¹⁹⁵

トリチウム濃度がバックグラウンドレベル（0.1～1 Bq/L）を超えるエリアは福島第一原子力発電所近傍の共同漁業権非設定区域内に限られ、WHO 飲料水基準（10,000Bq/L）と比較しても十分小さい結果となっている。

この結果については、予測精度に限界はあるものの、一般的なモデルを使用して、入力する気象・海流データも適切な公開情報を使用しており、他の公表論文にある観測値やシミュレーション結果の傾向とも整合しているとの評価を得ている¹⁹⁶。

しかしながら、海洋拡散シミュレーションの結果は、モデルや外力の違い、海洋変動による不確実性を含んでいる¹⁹⁷ことも踏まえ、現在計画中の ALPS 処理水の具体的な放出条件を反映したシミュレーションを行い、人や環境への影響評価を行うことが望まれる。

b. 海域モニタリング計画

上述のシミュレーション結果では1 Bq/L¹⁹⁸以上となる範囲は限定的であるが、拡散状況を把握するため、東京電力による海域モニタリングの強化策が提示されており（表 A12-8）、(2) c. 希釈・放出で述べた放水立坑における毎日のトリチウム濃度の測定や採取箇所の追加等がなされる計画である。この海域モニタリングは、放出開始予定の約1年前（2022年春ごろ）から実施され、試料採取や放射能測定等にあたっては、東京電力は農林水産業者や地元自治体関係者等の方々に参加や視察をお願いする予定である。また、放出後の海域モニタリングで異常値が検出された場合には、放出は一旦停止され状況調査が行われる予定である。

¹⁹⁵ 東京電力 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を受けた当社の検討素案について、プレスリリース、2020年3月24日

¹⁹⁶ e-GOV ポータル パブリック・コメント、多核種除去設備等処理水の取扱いに関する書面での意見募集の結果について、P.8、2021年4月13日

¹⁹⁷ 升本 順夫ほか、放射性物質の分散シミュレーションに影響を及ぼす沿海域海況変動過程とその再現性. Bulletin on Coastal Oceanography, Vol.54, No.2, 151-157(2017)

¹⁹⁸ 福島県内における水道水のトリチウム濃度は1Bq/L程度。なお、WHO 飲料水基準は10,000Bq/L

さらに、2021 年 6 月より海域環境の監視測定タスクフォースが政府主催のモニタリング調整会議の下で開催されており、環境省、原子力規制庁、資源エネルギー庁、福島県、東京電力が参画してモニタリングの強化・拡充に関する検討が進められている¹⁹⁹。今後、関係機関が連携し確実な海域モニタリングの実施が行われる。

表 A12-8 海域モニタリング計画の概要¹⁹⁰

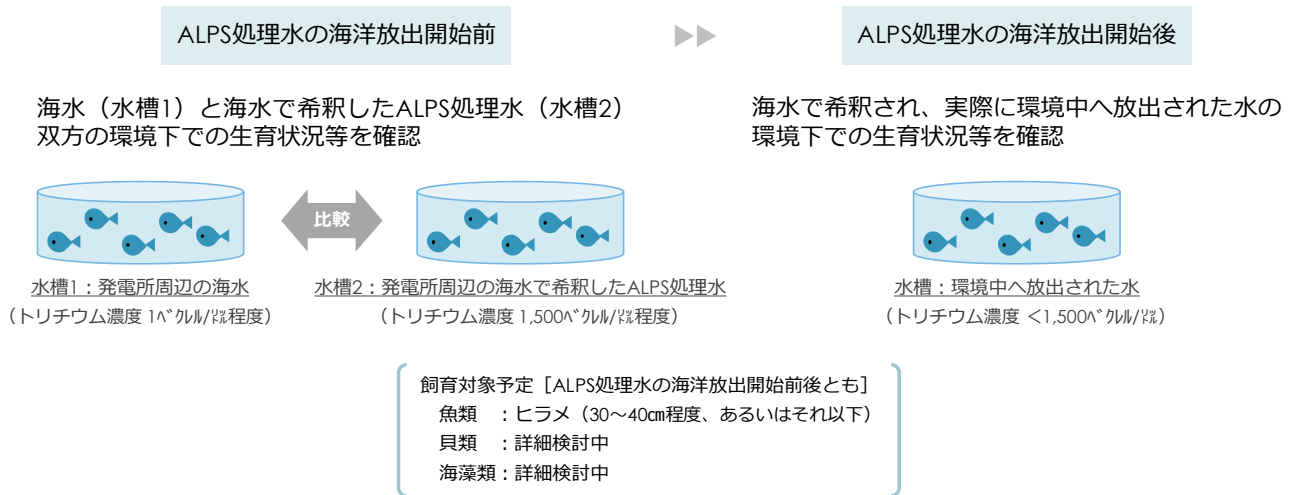
対象	採取場所	測定対象	現在	変更（案）	備考
海水	港湾内	10ヶ所	セシウム：毎日 トリチウム：1回/週	セシウム：毎日 トリチウム：1回/週	放水立坑（放出端）は毎日実施
	2km圏内 （及び近傍）	7ヶ所	セシウム：1回/週 トリチウム：1回/週	セシウム：1回/週 トリチウム：1回/週	採取箇所3ヶ所を追加（計10カ所）
	20km圏内	6ヶ所	セシウム：1回/週 トリチウム：1回/2週	セシウム：1回/週 トリチウム：1回/週	トリチウムの分析頻度を倍増
	20km圏外 （福島県沖）	9ヶ所	セシウム：1回/月 トリチウム：0回	セシウム：1回/月 トリチウム：1回/月	トリチウムを追加
魚類	20km圏内	セシウム 134,137 ストロンチウム トリチウム	セシウム：1回/月（11ヶ所） ストロンチウム：四半期毎 （セシウム濃度上位5検体） トリチウム：1回/月（1ヶ所）	セシウム：1回/月（11ヶ所） ストロンチウム：四半期毎 （セシウム濃度上位5検体） トリチウム：1回/月（11ヶ所）	現在は、11ヶ所で魚を採取しセシウムを分析、うち1ヶ所でトリチウムを分析、変更後は他の10ヶ所においてもトリチウム分析を追加
海藻類	港湾内	セシウム 134,137	セシウム：3回/年（1ヶ所）	セシウム：3回/年（1ヶ所）	3月、5月、7月の年3回実施
	港湾外	セシウム 134,137 ヨウ素129 トリチウム	セシウム：0回 ヨウ素：0回 トリチウム：0回	セシウム：3回/年（2ヶ所） ヨウ素：3回/年（2ヶ所） トリチウム：3回/年（2ヶ所）	港湾外2ヶ所を追加 3月、5月、7月の年3回実施 （生息域調査により検討）

（出典：東京電力）

(4) 海洋生物飼育試験

ALPS 処理水の海洋放出に係る理解の醸成や、風評影響の抑制を図ることを目的として、図 A12-16 に示す海洋生物の飼育試験が計画されている。この試験は、ALPS 処理水の海洋放出前は「海水」と「海水で希釈した ALPS 処理水」の双方の環境下での生育状況等が確認されるとともに、海洋放出開始後は海水で希釈され、実際に環境中に放出された水の環境下での生育状況等が確認される。これらの試験により、魚類等の健康異常等の有無や、飼育水と体内のトリチウムを含む放射能濃度の比較、卵の孵化率、成魚の生存率などが確認されるとともに、飼育状況のウェブ中継が行われる計画である。

¹⁹⁹ 第 13 回モニタリング調整会議、資料 5 海域環境の監視測定タスクフォースの設置について、2021 年 4 月 27 日、https://www.env.go.jp/water/post_110.html



（出典：東京電力）

図 A12-16 海洋生物飼育試験の概要 ¹⁹⁰

(5) トリチウム分離技術調査

東京電力はトリチウムの分離技術に関する新たな技術動向を把握するために、第三者機関による技術公募を行う予定である。将来的にトリチウム濃度が $1/1,000$ 以下となり、 $50\sim 500\text{ m}^3/\text{日}$ の運転能力まで拡大可能となることが期待される技術が公募される。公募技術の一次評価は第三者機関が行い、その後、東京電力が二次評価を行う。その結果、ALPS 処理水等に対して現実的に実用可能な技術であることが確認された場合には、具体的な設計の検討や技術の実証試験などを行い、技術確立を目指す計画である。

(6) ALPS 処理水の海洋放出に伴うトリチウム量の低下に関する簡易的な試算

以上のように、海洋放出設備は「浄化」→「分析・確認」→「希釈」→「放出」のプロセスで構成され、既の実績のある技術・設備等を用いており、規制基準、運用手順を厳格に守ることで安全な海洋放出が可能と考えられる。

図 A12- 17 には、ALPS 処理水の海洋放出が実施された場合のタンク内に貯留するトリチウム量の変化を簡易的に試算した結果を示している。この試算では、2020 年時点で 780 兆 Bq がタンク内に存在し、また毎年新たに 30 万 Bq/L（図 A12- 7 に示した最近のトリチウム濃度を元に設定）の建屋滞留水が $51,000\text{ m}^3$ （ $140\text{ m}^3/\text{日} \times 365$ 日）発生すると仮定した。また、トリチウムは自然減衰（半減期 12.3 年）するものとし、海洋放出は 2022 年度から開始すると仮定した。

この試算では、年間 22 兆 Bq のトリチウムの海洋放出により、2045 年以降にタンク内のトリチウム貯留量はゼロとなる結果となった。

放出するトリチウムの年間の総量は、1F の事故前の放出管理値（年間 22 兆 Bq）を下回る水準となるよう計画が進められており、廃炉の進捗等に応じて適宜見直されることとされている。

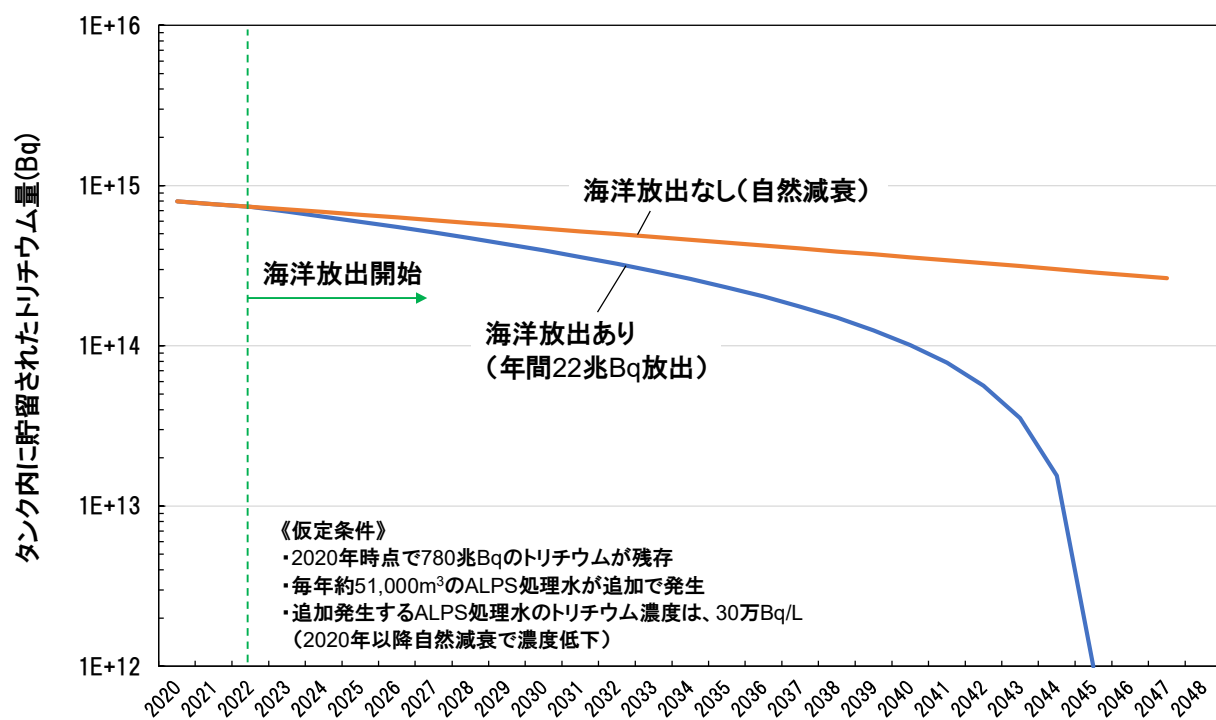


図 A12- 17 タンク内に貯留されたトリチウム量の簡易的な試算結果

4. 今後の取組

東京電力の計画する海洋放出システムは、原子力規制委員会による審査で認められる実施計画どおりに確実に運用されれば、他の放射性核種を含め人や環境への影響に支障はなく、従って、「計画どおり」に「確実に」運用することが重要な課題である。

そのため、今後東京電力は安全な海洋放出を実現するため、以下の準備を進める必要がある。また運用時には、準備段階で立てた計画（設備、運用、情報発信等）の確実な実施、チェック＆レビュー、並びに必要な計画の見直し・拡充が求められる。

- 運用段階における、設備運転、ALPS 処理水の分析、処理水・希釈水の流量管理、海域モニタリング、メンテナンス、トラブル発生時の対応方策等一連の運用計画を立案のうえ、リスクを最小限に抑え、かつ社会に不安を与えない設備計画の立案
- 具体的な放出計画に基づく、人や環境への放射線影響評価と評価結果の公表
- 国際原子力機関（IAEA）の専門家等による安全性の確認
- 海域モニタリングの強化計画の策定と放出前の海域でのモニタリング
- 設備操作、分析等に係る協力会社を含めた関係者の教育・訓練（東京電力）
- 社会目線に立ち不安を与えない国内外への正確かつ誰でも理解し得る情報発信方策の整備、準備状況のタイムリーな発信
- 2021 年 4 月に公表された政府の基本方針に掲げられた風評対策の確実な実施

NDF は、東京電力による海洋放出設備の設計や放出方法などについて、技術的・専門的な支援を行うとともに、国内外へ向け、様々な機会を通じて、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、東京電力により、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。

添付資料13 6 つの重要研究開発課題の今後の基本的方向性について

平成 29 年 1 2 月 1 2 日
原子力損害賠償・廃炉等支援機構

6 つの重要研究開発課題の今後の基本的方向性について

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（平成 29 年 9 月 26 日）では、廃炉に必要な研究開発（ニーズ）と大学・研究機関の基礎・基盤的な研究開発（シーズ）をマッチングさせるための活動や人材育成等の取組の強化を進めることとされており、こうした活動の中心的な組織として、日本原子力研究開発機構廃炉国際共同研究センター（JAEA/CLADS）の機能を強化し、国内外の大学・研究機関等との共同研究等を推進することにより、関係機関が一体となり、叡智を結集した国際的な廃炉研究拠点の形成を目指すこととされている。

これを受けて現在、平成 30 年度文部科学省概算要求では、廃炉研究開発委託事業である「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」から JAEA/CLADS を対象とする補助金に移行し、平成 30 年度以降の新規採択課題については、JAEA/CLADS を中核とした体制により実施していく方針とされているところである。

この実施に当たっては、文部科学省としては、ニーズを十分に踏まえた基礎・基盤研究を推進するとの観点から、研究連携タスクフォースで選定された重要研究開発課題を踏まえ、公募テーマの選定も含めた今後の研究開発の進め方について議論をしたいとの意向を有している。

このため、研究連携タスクフォース中間報告（平成 28 年 1 1 月 30 日）において選定された 6 つの重要研究開発課題に関して、課題別分科会における議論も参考にしつつ、課題の背景、ニーズ側の問題意識、想定される研究のイメージなどを含め、研究開発を進めていく上での基本的方向性について作成した。

課題名	① 燃料デブリの経年変化プロセス等の解明
中間報告における「問題意識」の記載	燃料デブリの取出し時期は、平成 33 年以降と想定されており、燃料デブリ生成後 10 年経過後となる。さらに、その後の燃料デブリ取り出しはある程度の長期間を要すると予想され、燃料デブリは炉内環境中で十年以上留まることとなる。さらに、取出した燃料デブリを安全に保管しなければならない。燃料デブリ取り出し方法の検討及び移送・保管方法を検討する上では、燃料デブリの経年変化予測が必須である。
基本的方向性	チェルノブイリ原子力発電所事故においては、燃料デブリ周辺から燃料成分を含むマイクロンオーダーの微粒子の検出が報告されており、ウクライナ政府のナショナル・レポートにおいても、自己崩壊による放射性ダスト発生リスクが時間とともに増加することが懸念されている。この原因としては、高い放射能を有する燃料デブリが湿潤な大気環境に曝されたため、放射能分解を媒介した酸化反応によって六価ウラン化合物が生成し、地質環境中のウラン鉱物では極めて緩慢にしか進行しないような経年変化事象が短期間に発生したなどが考えられる。一方、1F の原子炉格納容器(PCV)内は現状で微正圧の窒素雰囲気下にあるため、このような事象は顕在化していない。今後、燃料デブリ取り出しのため負圧管理がなされると、酸素を含む空気が PCV 内部に流入するため、同様の事象が発生するおそれがある。1F では同様な環境下に置かれたスリーマイル 2 号機(TMI-2)事故(操業間もなく発生)の燃料デブリに比べて、放射線レベルがほぼ一桁高いため、過去に経験のない条件となる。また、TMI-2 よりも事故発生後、デブリ取出し終了までの期間が長期にわたることにも留意する必要がある。 こうした燃料デブリの経年変化には、上記の酸化のみならず様々な要因があると考えられる。大きく分けると、化学的メカニズム(酸化還元、含有成分の溶出、放射線による化学形・相状態の変化など)、物理的メカニズム(熱サイクル等による構造・特性変化、アルファ線による照射損傷など)と、これらの連成作用が想定される。 経年変化による燃料デブリの崩壊や溶出は、燃料デブリ中に閉じ込められている FP 粒子・ガス放出や、アルファ核種を含む微粒子の流出等の事態をもたらすため、取り出し機構、冷

	却循環系、閉じ込め機能、臨界監視システム、PCV ガス管理システム、被ばく評価、収納・移送・保管、処理・処分などのシステム設計・手順に大きな影響を与えるものである。特に、中長期ロードマップでは燃料デブリの処理・処分方法については燃料デブリ取り出し開始後の第3期(2022年以降)に決定するとしており、燃料デブリの経年変化に関する情報の取得は喫緊の課題である。安全規制に係る許認可対応も念頭に、燃料デブリの経年変化とそれに伴うリスク変化について十分な予測・説明が可能となるよう、廃炉作業にクリティカルな影響を与え得ると考えられるものから優先的にその実態を解明していく必要がある。 このため、既存のアクチノイド化学の知見も活用しつつ、経年変化に影響を与えうるパラメタ(温度、pH等)ごとにマトリックス的に実ウランを用いた実証実験を行い、基礎データを収集するとともに、経年変化の予測手法を確立するべく、経年変化プロセスを解明して経年変化モデルの基礎理論を構築するべきである。この際、燃料デブリ物性検討の基礎となるアクチノイド化学を推進するための基盤維持に配慮すべきである。さらに、発熱分布計算による燃料デブリの温度分布の把握等を行い、崩壊熱による局所的な温度上昇の影響についても検討する必要があるため、1Fにおける熱解析も検討のベースとして含むべきである。
--	---

課題名	② 特殊環境下の腐食現象の解明
中間報告における「問題意識」の記載	高放射線環境や非定常な経路での冷却水などの1F廃炉の特殊環境を勘案した幅広い環境条件下での腐食データを取得し、廃炉において発生する可能性のある腐食現象の解明を行う。
基本的方向性	沸騰水型原子炉(BWR)はさまざまな金属素材から構成されている。高温かつ高酸化性環境となる炉内では耐食性のあるステンレス鋼が使用されているが、大気中での使用を想定し、閉じ込めバウンダリとなっている原子炉格納容器(PCV)は耐食性の低い炭素鋼が使用されている。一方、これまで商業用発電炉における構造物・配管等の腐食に関して多くの知見が取得されてきており、特に、BWRの運転においては、高放射線、高温、高純水が重畳する環境での腐食データに着目してデータが採取されてきた。 しかしながら、事故後の1Fでは、高放射線、室温、懸濁物・堆積物が存在する特殊な環境となっており、同環境での腐食現象に関する知見は不足している。燃料デブリの冷却のためにPCV内に注水が行われており、炭素鋼が水に浸漬している状態となっている。また、水の放射線分解により過酸化水素水や各種のラジカル種などの酸化性化学種が発生することが知られている。現在は、水素爆発防止のために、PCV内に窒素封入が行われており、気相中の酸素濃度が低下したことで、水中の酸素濃度、過酸化水素水濃度も低下しているとみられることから、PCVの腐食はある程度抑制された状態と推測される。今後、燃料デブリ取り出しに当たっては、負圧管理により酸素を含む大気がPCV内に流入することになることから、放射性物質の閉じ込めバウンダリとなる構造物・配管の健全性の維持が重要であり、このような環境における腐食現象への知見に基づいた対策が必要である。 腐食現象は本質的には電池反応であるため、周囲の水質条件が低下し、水の導電率の増加、pHの低下、電位の上昇などが生じると発生しやすくなる。上述の窒素封入により全体的には腐食がある程度抑制されているとはいえ、潜在的に腐食が進行しやすい状態にあり、局部的に環境条件が変化するとその部位での腐食速度が増加するとみられる。例えば、結露等による液膜生成や水面近くでの濡れ湯きの繰り返しなどの湿潤環境、落下物・堆積物の隙間部など多様な形状における非定常な経路での冷却水の流れ・対流・よどみの存在、異種金属接触時のアノード側の腐食進行、微生物等による酸塩基反応の進行など、潜在的なものも含め、種々の腐食促進要因に囲まれたきわめて特殊な環境にある。今後、燃料デブリ取り出しのため負圧管理などがなされると、酸素を含む大気がPCV内に流入し、内部環境はさらに変化するものと予想される。特殊環境条件における長期にわたる廃炉作業の過程で腐食は刻々

	と進行していくことに鑑み、廃炉工程の進展に伴い生じる環境変化を踏まえた腐食現象の予測と対策の検討が必要である。 このため、上記に例示した要因をはじめ、発生可能性・機能への影響（部位と深刻度）・規模・時間などから廃炉作業にクリティカルな影響を与え得ると考えられるニーズの高い要因から優先的に、安全規制に係る許認可も念頭におきつつ、構造物の腐食とそれに伴うリスク変化について十分な予測・説明が可能となるよう、腐食現象の進行に係る基礎データを収集して、その現象を体系的に解明・把握することが求められている。この際、既存の防錆剤の利用のみならず電気防食などさまざまなアプローチを検討するため、特殊環境下における材料の電子状態をはじめ、腐食進行メカニズムを原理的に分析・解明することを通じて、特殊環境下における腐食現象に係る知見を蓄積・維持していくことが必要である。
--	--

課題名	③ 画期的なアプローチによる放射線計測技術
中間報告における「問題意識」の記載	福島第一の炉内及び建屋内は事故の影響で非常に高い放射線環境となっている。炉内状況や建屋内状況を調査する上で、現行の放射線測定装置では性能・機能上限界がある。そのため、福島第一でのニーズを踏まえた上で、新たな発想、原理を用いた画期的な放射線計測装置の開発を行う必要がある。
基本的方向性	放射線計測装置には、電離箱、計数管、半導体検出器、シンチレーション検出器をはじめ、さまざまな原理や素材を用いたものが既に製品化されており、現在では計測に関する詳細な知識がなくても一定の操作手順に従えば放射線計測を行うことができる状況にある。しかしながら、1F 地下水観測孔採取水の分析において、分解時間における数え落としを考慮していなかったため、全ベータの値とストロンチウム 90 の値に齟齬（データの逆転）が生じた事例があるように、計測データの解釈・トラブル対応においても、装置に関する原理的な理解を要する場合が想定されるため、計測人材を育成する観点はきわめて重要である。 また、1F 廃炉現場において炉内状況や建屋内状況を調査する上では、一般に製品化された放射線計測装置では性能・機能上の限界がある。1F において廃炉作業を実施する放射線環境はこれまでの原子力施設での作業環境に比べはるかに高い放射線環境であり、かつそのため遠隔で取り扱う必要がある。高線量に対する耐放射線性を持ちかつ遠隔で取り扱うため小型化した測定センサー、電子回路及びシステムの開発が求められている。なお、高線量場での耐放射線性の高いセンサー、回路等の開発においては材料の放射線損傷に係る基礎メカニズム的な研究も求められると考えられる。センサー等の開発の具体例としては、高ガンマ線のバックグラウンド下において、臨界防止等の観点からは中性子の計測、燃料デブリ特定の観点からはアルファ線のリアルタイム計測、核種推定の観点からはエネルギー分解能の高いガンマ線計測などを、耐放射線性、ノイズ耐性、サイズ（小型）、計数率・応答性、高線量率対応、エネルギー弁別性、空間分解能（線源位置特定）、操作性、メンテナンス性など種々のニーズを満たしつつ実現する測定装置が求められている。また、測定対象の組成についても、別途の施設・設備やサンプルの移送を必要とせず、現場で迅速に分析でき、ある程度のデータが得られ対象物がデブリか否かを速やかに判別する機能、デブリの場合は炉内構造物や中性子吸収物質等の共存を判別する機能のニーズがあり、いわゆる「その場分析」の技術開発が求められる。 さらに、放射線の測定結果を用いて、線源の強さや線源の方向等の情報を基に線量場や汚染状況等を可視化したり、燃料デブリのプロファイルを明らかにするなどの技術開発も廃炉作業を進める上で有効な支援ツールとなる。 これらをはじめ、現場の計測ニーズをくみ取りつつ、それを解決する新たな発想・原理を用いた画期的なアプローチによる放射線計測の基盤技術を開発する必要がある。

課題名	④ 廃炉工程で発生する放射性飛散微粒子挙動の解明（ α ダスト対策を含む）
中間報告における「問題意識」の記載	燃料デブリを機械的又はレーザー等により高温で切削する場合、多量の α ダストが発生すると予測され、安全上の対策、閉じ込め管理が必要となる。そのために、 α ダストの物理的・化学的性質等の性状把握、切削方法毎のダストの発生量予測とそれらを踏まえた閉じ込め対策の検討を行い、デブリ取り出し時の安全確保を図る。
基本的方向性	1Fにおいて燃料デブリ取り出し作業が開始されると、燃料デブリの切削により多量のα核種を含む放射性飛散微粒子（αダスト）が発生し、バウンダリ内に飛散することとなる。燃料デブリ取出しにおいては、閉じ込めバウンダリとなる建屋構造物が破損した状態での作業となるため、その閉じ込め性能の確保の検討、排気の浄化系の設計、事故時を含めての周辺環境及び作業者の被ばく評価等を行う上では、αダストに係る性状の把握が重要である。 これまでαダストが発生した場合の飛散率等に関するデータは、日本原子力研究開発機構におけるJPDRの廃炉、核燃料サイクル工学研究所のグローブボックス解体などに際して取得されたデータが存在する。しかしながら、これらは核燃料そのものではなく、核燃料により汚染された物が対象であり、また、取得されているデータも放射性物質質量や濃度などであり、主に被ばく管理の観点から必要なデータを取得していることが多く体系的になされていない。 一方、1F廃炉工程で発生する放射性飛散微粒子は、燃料デブリの取出し時に燃料デブリそのものから発生するものと汚染された物から発生するものがある。また、放射性物質の種類としてはα核種及びβ γ核種がある。内部被ばくの観点ではプルトニウムを代表とするα核種が重要であるが、総合的な被ばく評価の観点からは、セシウムなどのβ γ核種についても考慮する必要がある。 放射性飛散微粒子の回収、効率的な過・浄化及び臨界防止等を検討する上では、放射性飛散微粒子の生成について、切削対象物、切削方法の違いによる微粒子の発生量、粒径分布、放射能粒子径及び粒子の物理的・化学的性質の把握が必要である。また、発生した微粒子の輸送・移行について、気相中の挙動、気液界面における挙動及び液相中における挙動の把握が重要である。例えば、気相中での凝集等による粒子成長、気液界面からのミスト生成評価、液相中の水中への成分の溶出挙動、微粒子の水中での沈降、フィルタリング等の移行挙動の把握などが考えられる。 また、放射性飛散微粒子による被ばく評価については、燃料デブリ由来の放射性物質、特にα核種による被ばく影響評価が重要であり、この際、プルトニウムに代表される放射性飛散微粒子の化学形態や粒子径がこれまでのプルトニウムの内部被ばく評価の基準となっている化学形態や粒子径と合致しており従来の被ばく評価方法が適用できるかどうかが重要である。

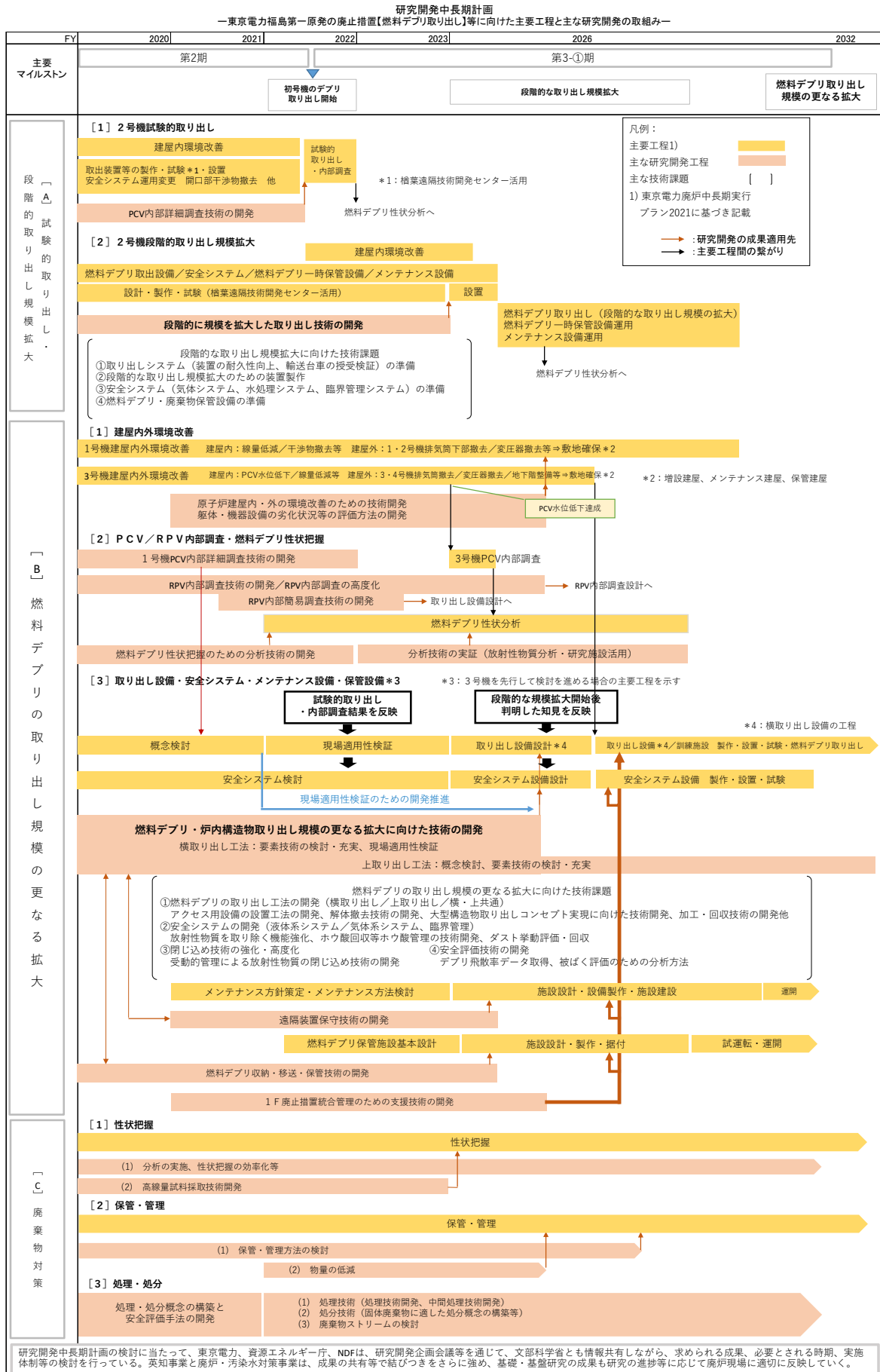
課題名	⑤ 放射性物質による汚染機構の原理的解明
中間報告における「問題意識」の記載	建屋内の線量率を低減するためには、汚染源に対して汚染機構を踏まえた効果的な除染を行うとともに、同時にできるだけ無駄な廃棄物を出さないことが重要である。これに向けて効果的な除染のための汚染機構の原理的解明を目指す。
基本的方向性	建屋内の線量低減に向けた除染の対象物としては、配管・ダクト、機器等の金属、ケーブル等の樹脂類、塗装類及び壁・床等のコンクリートが挙げられる。汚染源としては、事故時の高温燃料溶融、水素爆発等により漏出したCs等の放射性物質を含んだ蒸気、粉塵及び放射性物質を含んだ汚染水などである。現在、1F建屋内の線量低減については、床・壁等の除染を行っても、配管内部に存在する汚染源、高所にあるアクセス困難な配管背面等の汚染、隙間部に浸透した汚染等の汚染源の寄与が残るため限界があるのも事実であるが、今後の長期にわたる廃炉工程の各ステップを考えた場合、除染の必要な場面が数多く発生すると考え

	られ、効果的・効率的な除染の必要性は高いと考えられる。また、除染においては線量低減と同時に廃棄物の低減についても考慮しておく必要がある。 除染については、物理的な方法としてのドライアイスブラスト、化学的な方法として酸・アルカリ等の薬品を用いた化学除染、剥離剤を用いた除染方法等のエンジニアリング的アプローチが必要である一方、こうした除染を効果的に行うためには対象物の汚染機構までさかのぼった理解が不可欠である。 汚染機構の解明の観点での研究は、放射性物質を内包して閉じ込めるために使われる配管、貯槽類の金属材料に対しては既往の研究が十分あるものの、構造体、放射線遮へい体として放射性物質と直接接触する使用方法を基本的に行わないコンクリートではほとんど行われていない。 1F 建屋内は事故により放出された放射性物質により広範囲に汚染している。建屋の大部分はコンクリートにより構成されており、廃炉工程の各ステップで必要となるコンクリートの除染及び廃炉工程で発生するコンクリート廃棄物の廃棄物管理を合理的効果的に行うためには、コンクリートと放射性物質の汚染機構の原理的解明が重要である。そこで、事故時及びその後の環境に晒されたコンクリートと 1F 廃炉において、考慮すべき代表核種（Cs, Sr, U, Pu 等）の吸着・浸透・溶出に関する基礎データを取得し汚染機構を原理的に明らかにすべきである。更には、中長期を見通し、時間経過とともにコンクリート中の汚染状況や浸透挙動がどのように変化するかなど、汚染機構の理解に裏付けられた評価手法の確立が求められる。 配管、機器等の金属に対する放射性物質の汚染機構については再処理等において配管等の汚染源の除去については研究がなされているものの、1F の環境条件での配管、機器等の金属に対する汚染機構についての研究事例は少ない。事故時の高温環境に晒された PCV や RPV 内部での汚染機構の解明は必要と考えられるが、PCV 外部では金属に浸透するような特別な汚染機構の考慮は必要ないと考えられる。ケーブル等の樹脂や塗装に対する汚染機構についても、交換、除去が可能なものであり特に除染のための研究は必要ないものと考えられる。
--	---

課題名	⑥ 廃炉工程で発生する放射性物質の環境中動態評価
中間報告における「問題意識」の記載	放射性物質の環境影響について問題のないことを確認するため、放射性物質の浅地下環境中での吸着、地下水に伴っての拡散や移動等の挙動を解明し環境影響評価につなげる必要がある。
基本的方向性	福島第一原子力発電所敷地内の放射性物質による将来の環境影響リスクを適切に評価・低減していくためには、敷地内の浅地中地下水や表層水、あるいは敷地境界周辺における港湾や海洋、大気等を経由する放射性物質の環境中動態の適格な評価・推定と適切な環境対策が必要である。 対象となる放射性物質は、①事故直後に漏えいした汚染水などにより地中や地表に存在する放射性物質（^{137}Cs, ^{90}Sr, ^3H 等）、②同様に港湾内に過去に流れ込み海底部等に存在する放射性物質（^{137}Cs, ^{90}Sr 等）、及び③燃料デブリ取出しや建屋の除染・解体に伴い発生する汚染水が含有する放射性物質（アクチニド等のイオンや懸濁体を含む）等で将来の環境影響リスクのソースタームとなり得るものが想定される。 放射性物質の周辺環境への影響評価を行うためには、まず必要な基礎的知見として放射性物質の存在形態と輸送挙動の把握が不可欠である。具体的には、放射性物質の地下水中での存在形態、土壌との分配、地下水中の移流・拡散挙動、表層における存在形態と移流・拡散、港湾における海水中や海底における放射性物質の存在形態と溶融・拡散挙動、さらには海洋や大気を介した周辺環境への移行挙動が対象となる。 いずれも土壌や地質等の媒体の特性に依存するが、1F 現場での測定には限界があるため、

	類似する環境下での評価方法の確立を目指す必要がある。 さらに、環境中動態の正確な将来推定を行うためには、汚染状態を正確に把握するモニタリング技術と放射性物質の移動挙動をシミュレートする解析技術の開発が必要である。モニタリング技術では、遠隔での長期にわたる連続測定技術と、そのビックデータを活用したマッピングや挙動把握技術が期待される。一方、シミュレーション技術では、浅地中に特有の挙動（不飽和層の影響、速度論等）を解析する新たな作成モデルの作成やコードを用いた推定技術の開発が望まれる。 また、環境対策として放射性物質によるリスクの低減を目指すことが重要であり、汚染物質の拡散防止のための地下水量制御、土壌改良、安定化剤、汚染物質の浄化のための吸着剤、透過反応壁など多くの技術開発が想定されるが、廃炉作業にクリティカルな影響を与え得ると考えられるニーズの高い要因から優先的に検討していくべきである。 なお、これら放射性物質の環境動態の評価を合理的に行っていくに当たっては、その環境影響リスクを考慮し進めることが肝要であり、この観点で環境影響リスクにかかわる評価手法の開発についても視野に入れるべきである。
--	--

添付資料14 研究開発中長期計画



1. 炉内状況把握・デブリ性状把握・内部調査

1－① 総合的な炉内状況把握の高度化（2016～2017 年度）

（関連事業）炉内状況把握のための事故進展解析技術の高度化（2011 年度）

事故進展解析技術の高度化による炉内状況の把握（2012～2013 年度）

過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握（2014 年度）

事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化（2015 年度）

1－② 燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（2019～2021 年度）、同（燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発）（2019～2021 年度）、同（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）（2020 年度～2021 年度）

（関連事業）模擬デブリを用いた特性の把握、デブリ処置技術の開発（2011～2014 年度）

燃料デブリに係る計量管理方策の構築（2011～2013 年度）

実デブリ性状分析（2014 年度）

燃料デブリの性状把握（2015～2016 年度）

燃料デブリの性状把握・分析技術の開発（2017～2018 年度）

1－③ 原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発（2019～2021 年度）

（関連事業）格納容器内部調査技術の開発（2011～2013 年度）

原子炉格納容器内部調査技術の開発（2014～2015 年度）

原子炉格納容器内部調査技術の開発（2016～2017 年度）

原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発（2017～2018 年度）

1－④ 原子炉圧力容器内部調査技術の開発（2016～2021 年度）

（関連事業）原子炉圧力容器内部調査技術の開発（2013～2015 年度）

1－⑤ 原子炉内燃料デブリ検知技術の開発（ミュオン活用）（2014～2015 年度）

2. 燃料デブリ取り出し

2－① 燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発（2019～2021 年度）

（関連事業）燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けたサンプリング技術の開発（2017～2019 年度）

※事業名称変更（2020 年 2 月 27 日開催「廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会合（第 75 回 資料 4 その他）2020 年度廃炉研究開発計画について」の公開に伴うもの）

²⁰⁰ 廃炉研究開発情報ポータルサイト（<http://www.drd-portal.jp/>）

2－② 燃料デブリ取り出し工法の開発（2019 年度～2021 年度）、安全システム（2019 年度～2021 年度）

（関連事業）燃料デブリ・炉内構造物の取り出し技術の開発（2014 年度）

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化（2015～2018 年度）

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開発（ダスト集塵システムの技術開発）（2019～2020 年度）

※事業名称変更（2020 年 2 月 27 日開催「廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会合（第 75 回資料 4 その他）2020 年度廃炉研究開発計画について」の公開に伴うもの）

2－③ 燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化（2017～2018 年度）

（関連事業）燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術開発（2015～2016 年度）

2－④ 原子炉格納容器水循環システム構築技術の開発（2018～2019 年度）

2－⑤－1 原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の開発（2016～2017 年度）

（関連事業）格納容器漏えい箇所特定技術の開発（2011～2013 年度）

格納容器補修技術の開発（2011～2013 年度）

格納容器水張に向けた補修（止水）技術の開発（2014～2015 年度）

2－⑤－2 原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の実規模試験（2016～2017 年度）

（関連事業）原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の実規模試験（2014～2015 年度）

2－⑥ 圧力容器／格納容器の耐震性・影響評価手法の開発（2016～2017 年度）

（関連事業）圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発（2011～2013 年度）

圧力容器／格納容器健全性評価技術の開発（2014～2015 年度）

2－⑦ 圧力容器／格納容器の腐食抑制技術の開発（2016 年度）

（関連事業）原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の実規模試験（2014～2015 年度）

2－⑧ 燃料デブリ臨界管理技術の開発（2012～2016 年度）

2－⑨ サプレッションチェンバー等に堆積した放射性物質の非破壊検知技術の開発（2014 年度）

2－⑩ 原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発（2014～2015 年度）

（関連事業）建屋内の遠隔除染技術の開発（2011～2013 年度）

2－⑪ 総合的線量低減計画の策定（2012～2013 年度）

2－⑫ 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発（2016～2021 年度）

（関連事業）燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発（2014～2015 年度）

2－⑬ 原子炉建屋内の環境改善のための技術の開発（2020～2021 年度）

2－⑭ 遠隔装置保守技術の開発（2021 年度）

2－⑮ 福島第一原子力発電所廃止措置統合管理のための支援技術の開発

（原子炉格納容器内の連続的な監視システムの開発）（2021 年度）

3. 廃棄物対策

3 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（2019～2021 年度）

（関連事業）汚染水処理に伴う二次廃棄物の処理・処分技術開発（2012 年度）

放射性廃棄物の処理・処分技術の開発（2012 年度）

固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発（2013～2014 年度）

固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発（2015～2016 年度）

固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（2017～2018 年度）

先行的処理手法及び分析手法に関する研究開発（2018 年度）

4. 使用済燃料対策

4－① 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（2015～2016 年度）

（関連事業）使用済燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価（2012～2014 年度）

4－② 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（2013～2014 年度）

5. 汚染水対策

5－① トリチウム分離技術検証試験（2014～2015 年度）

5－② 汚染水処理対策技術検証（2014 年度）

5－③ 凍土方式遮水壁大規模実証（2014 年度）

5－④ 高性能多核種除去設備（高性能 ALPS）整備実証（2014 年度）

表 A16- 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 A16- 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、人材交流など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、人材交流など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	熔融炉心-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ェルノブイ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 A16- 3 海外に向けた情報発信（国際会議の開催、登壇（2020 年 4 月～2021 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	2020 年 9 月	NDF 経済産業省 東京電力
ICRP/JAEA 原子力事故後の復興に関する国際会議	2020 年 12 月	NDF 経済産業省 東京電力 JAEA
日英原子力対話	2020 年 12 月	経済産業省
国際放射線防護学会 IRPA 15 Fukushima Special Session	2020 年 1 月	東京電力
OECD/NEA 福島事故 10 年レポート発刊ウェビナー	2021 年 3 月	NDF
IAEA 福島ウェビナー	2021 年 3 月	NDF
米国 Waste Management 2021	2021 年 3 月	東京電力 IRID
WTO/SPS 委員会	2021 年 3 月	経済産業省
日露原子力ワーキンググループ	2021 年 3 月	経済産業省
第 5 回日英原子力産業フォーラム	2021 年 6 月	NDF 経済産業省 東京電力 IRID JAEA
第 27 回原子力工学国際会議（ICONE27）	2021 年 8 月	東京電力 IRID
福島リサーチカンファレンス	通年実施	JAEA

表 A16- 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 (http://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 (http://www.dd.ndf.go.jp/eindex.html)	NDF
廃炉研究開発情報ポータルサイト (http://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 (http://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 A16- 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、さら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。	原子力規制庁 電力中央研究所 JAEA

	・実施期間：2019 年～2021 年（予定）	
PreADES	・燃料デブリの相状態や組成情報など、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～2020 年（予定）	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
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