東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の
廃炉のための技術戦略プラン 2019

2019 年 9 月 9 日

原子力損害賠償・廃炉等支援機構

目次

1. はじめに 1
1.1 廃炉の適正かつ着実な実施に向けた体制・制度 1
1.2 戦略プランについて 2
1.2.1 戦略プランの位置付け 2
1.2.2 戦略プラン 2019 の全体構成 3

2. リスクの低減戦略としての福島第一原子力発電所の廃炉 5
2.1 福島第一原子力発電所廃炉の基本方針 5
2.2 福島第一原子力発電所廃炉の進捗状況 5
2.3 放射性物質に起因するリスク低減の考え方 7
2.3.1 リスクの定量的把握 7
2.3.2 リスク源の特定と評価 7
2.3.3 リスク低減戦略 10

3. 福島第一原子力発電所の廃炉に向けた技術戦略 14
3.1 燃料デブリ取り出し 14
3.1.1 分野別目標 14
3.1.2 分野別戦略 15
3.1.3 分野別戦略を展開する上での技術課題と今後の計画 20
3.2 廃棄物対策 40
3.2.1 分野別目標 40
3.2.2 分野別戦略 40
3.2.3 分野別戦略を展開する上での技術課題と今後の計画 44
3.3 汚染水対策 48
3.3.1 分野別目標 48
3.3.2 分野別戦略 48
3.3.3 分野別戦略を展開する上での技術課題と今後の計画 50
3.4 使用済燃料プールからの燃料取り出し 53
3.4.1 分野別目標 53
3.4.2 分野別戦略 53
3.4.3 分野別戦略を展開する上での技術課題と今後の計画 55
3.5 その他の具体的な対策 59
3.5.1 原子炉の冷温停止状態の継続 59
3.5.2 発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止 59
3.5.3 原子炉施設の廃止措置計画 63
3.5.4 安全確保に向けた具体的な取組 63
3.6 福島第一原子力発電所廃炉プロジェクトの総合的な取組 66

4. プロジェクトの円滑な推進に関わる重要事項への対応 68
4.1 労働環境、労働条件の改善に向けた取組 68
4.2 中長期の着実な廃炉に向けた運営体制の強化 70
4.3 人材の育成・確保 74
4.3.1 作業員・技術者等の育成・確保 74
4.3.2 将来の福島第一原子力発電所廃炉を担う次世代の育成 74

5. 研究開発への取組 76
5.1 研究開発の基本的な方針等 76

5.1.1 基本的な方針 76
5.1.2 研究開発の全体像 76
5.2 現場作業・エンジニアリングにおいて必要な廃炉研究開発 78
5.2.1 実効的な研究開発の推進 78
5.2.2 今後の研究開発の在り方 79
5.3 廃炉プロジェクトを確実にする基礎研究及び研究開発基盤の充実 79
5.3.1 ニーズから導き出された重要研究開発課題とその戦略的推進 79
5.3.2 中長期を見通した基礎研究拠点・研究開発基盤の構築 79

6. 国際連携の強化 81
6.1 国際連携の意義 81
6.2 国際連携活動の推進 81
6.2.1 海外の廃止措置関係機関とのパートナーシップの強化 81
6.2.2 世界の英知の結集と活用 82
6.2.3 国際社会への情報発信 84
6.2.4 国際共同活動への参画 84
6.3 国内関係機関との密接な連携 84

7. 地域との共生 86
7.1 地域との共生の考え方 86
7.2 コミュニケーションの具体的な取組 86
7.3 風評被害への対応 87
7.4 地域の復興とともに歩む廃炉 87

添付資料一覧 93

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 2
図 2　廃炉等積立金制度を踏まえた戦略プランの位置付け 3
図 3　汚染水問題に関する 3 つの基本方針と対策 5
図 4　福島第一原子力発電所が有するリスクの低減 9
図 5　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 10
図 6　「初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた戦略的提案」の検討の流れ 18
図 7　燃料デブリの取り出し、収納・移送・保管のイメージ 19
図 8　1～3 号機の燃料デブリ分布の推定、アクセスルート及び周囲の構造物の状況 24
図 9　負圧管理による閉じ込め機能（気相部）の構築例 26
図 10　閉じ込め機能（液相部）の構築例 29
図 11　燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術（例） 36
図 12　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） 39
図 13　英国 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 42
図 14　廃棄物対策に係る主な技術課題と今後の計画（工程表） 47
図 15　建屋内滞留水処理の状況 49
図 16　汚染水発生量と建屋への地下水・雨水等の流入量の推移 51
図 17　汚染水対策に係る主な技術課題と今後の計画（工程表） 52
図 18　使用済燃料等の保管状況（2019 年 7 月 25 日現在） 55
図 19　使用済燃料プールからの燃料取り出しに係る主な技術課題と今後の計画（工程表） 58
図 20　港湾内・海水中の放射性物質濃度 60
図 21　1～4 号機原子炉建屋からの放射性物質（セシウム）による敷地境界における年間被ばく線量評価 61
図 22　敷地境界での実効線量評価 62
図 23　長期計画における判断ポイントと見直しのイメージ 67
図 24　作業員の月別個人被ばく線量の推移（月平均線量） 69
図 25　プロジェクト管理に係る NDF と東京電力の組織体制 71
図 26　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（2019 年度） 77
図 27　福島第一原子力発電所の廃炉に関連する主な研究開発機関の役割分担イメージ 78
図 28　福島イノベーション・コースト構想の概要 88
図 29　原子炉建屋内構造図 92
図 30　原子炉圧力容器（RPV）内構造図 92

表 1　福島第一原子力発電所の主要なリスク源 8
表 2　固体廃棄物の保管・管理状況 43
表 3　取戻し計画に盛り込まれたプロジェクトの実施内容 71
表 4　福島第一の廃炉に関する機関間の協力関係 83
表 5　海外に向けた情報発信の取組 84

1. はじめに

東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所（以下「福島第一原子力発電所」という。）の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㈱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」の下で開始された。

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、中長期的な廃炉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。

福島第一原子力発電所の事故から 8 年が経過する中、現場では陸側遮水壁をはじめとする汚染水対策や、使用済燃料プールからの燃料取り出しに進捗がみられるとともに構内の作業環境も整ってきており、短期的な対応については一定の見通しがついてきた。今後は、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、中長期を見据えた対応が必要となる。長期かつ難度が高く、不確かさの大きな課題に取り組むにあたっては、課題対応の積み上げではなく、より計画的に中長期的視点から課題解決のための取組を進めていく必要がある。このような中、燃料デブリ取り出し等に向けたエンジニアリングが本格化しているなど、廃炉作業のフェーズが中長期を見据えた対応へと移行しつつあることも念頭に、東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2019 においては、2017 年 9 月に改訂された政府の「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下「中長期ロードマップ」という。）において示されたマイルストーンを踏まえ、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、廃棄物対策なども含め、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する。

1.1 廃炉の適正かつ着実な実施に向けた体制・制度

このように廃炉のフェーズが中長期の視点に移行しつつある中で、廃炉事業の継続性や中長期的な課題への対応を万全にする観点から、体制・制度の強化が進められている。

事業者である東京電力ホールディングス㈱（以下「東京電力」という。）は、足元の対応を確実に実施しつつ、併せて中長期的な課題への対応を計画的に実施し廃炉作業を着実に進めていくため、プロジェクト管理体制を強化している。資金面においても廃炉をより確実に実施していくため、原子力損害賠償・廃炉等支援機構法の一部を改正する法律が 2017 年 5 月に成立し、同年 10 月に施行された。同法に基づき、NDF には廃炉等積立金管理業務が追加され、毎年度、NDF が定め主務大臣（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、NDF と東京電力が共同で作成し主務大臣が承認した「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。）に基づいて、東京電力は廃炉等積立金を取り戻し、廃炉を実施していくこととなった。こうして廃炉の適正かつ着実な実施に必要な金額が十分かつ確実に積み立てられることにより、東京電力の収益の変動等に左右されない持続的な廃炉体制が構築された。また、この廃炉等積立金制度において 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に当たることとなり、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、これまで以上の役割や責任が課せられることとなった。

具体的には、NDF は、取戻し計画の策定に先立って、「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主要プロジェクトごとの柱立てで東京電力に対して提示するとともに、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との共生・コミュニケーションの観点等も踏まえたプロジェクト遂行の観点から妥当性の評価を行うことなどを通じて、廃炉の適正かつ着実な実施を支えていく。

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として、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 7 章で詳述する。

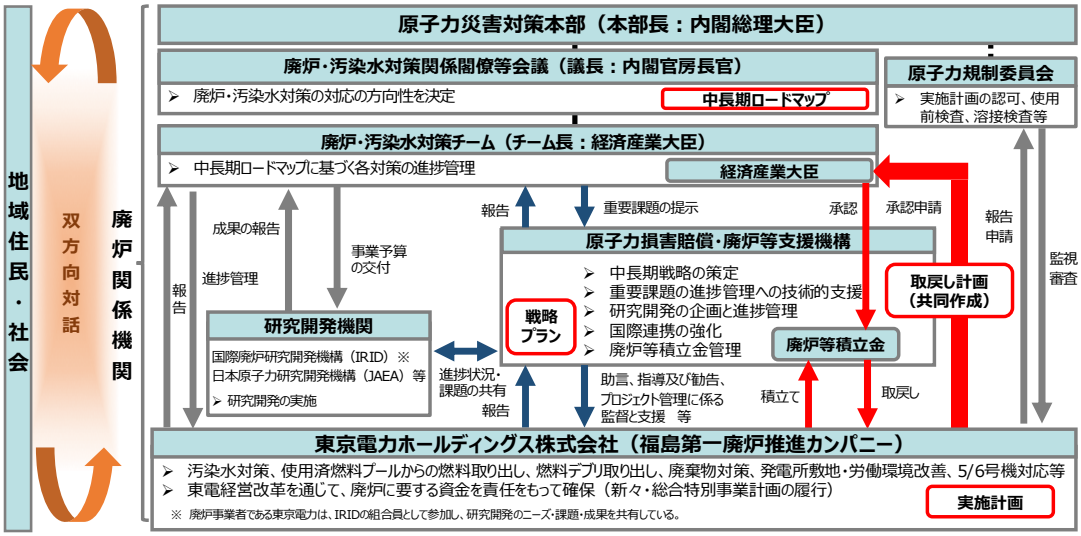


図 1　福島第一原子力発電所の廃炉に係る関係機関等の役割分担

1.2 戦略プランについて

1.2.1 戦略プランの位置付け

NDF ではこれまで、政府の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・着実な実行や改訂の検討に資することを目的として、「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」（以下「戦略プラン」という。）を 2015 年以降毎年取りまとめてきた（添付資料 1）。

戦略プラン 2018 からは、燃料デブリ取り出し及び廃棄物対策を中心とした内容だけでなく、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することとした。なお、これらの検討を通じて当面取り組むべき事項として抽出された課題等は、NDF が東京電力に対して提示する取戻し計画作成方針に反映していく（図 2）。

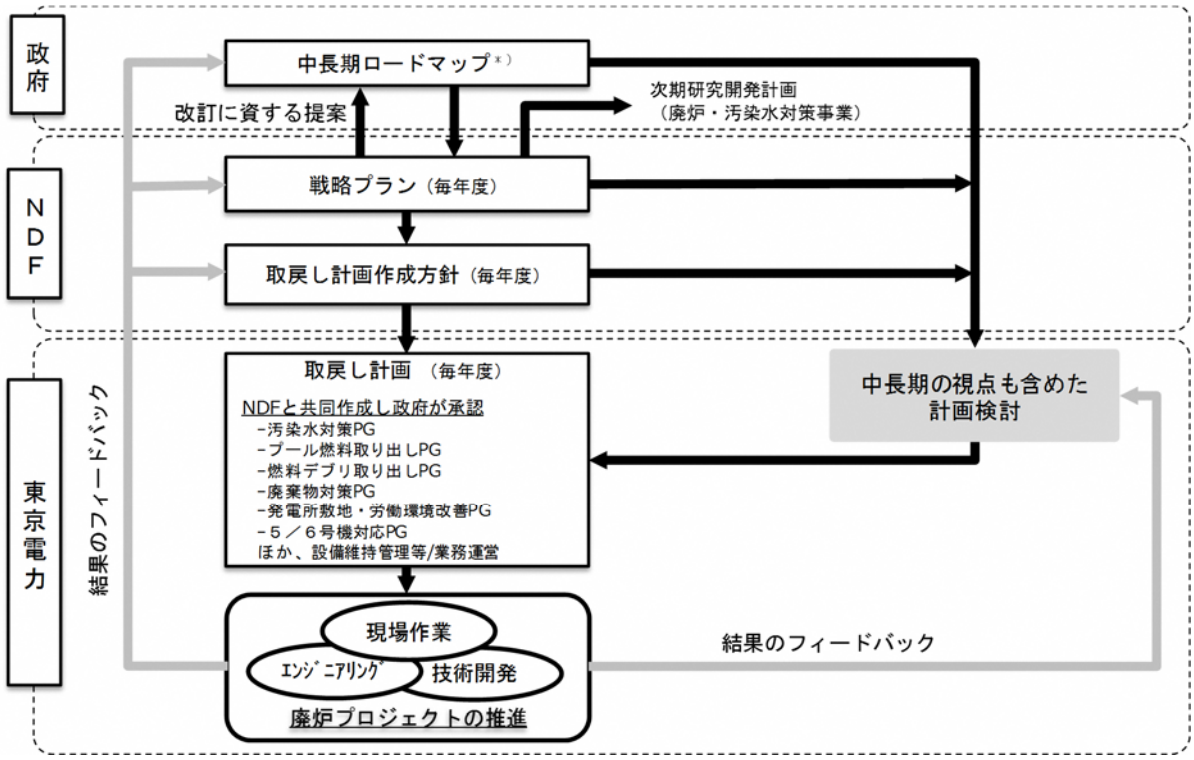


図２　廃炉等積立金制度を踏まえた戦略プランの位置付け

1.2.2 戦略プラン 2019 の全体構成

戦略プラン 2019 は、7 つの章から構成されている。

1 章（はじめに）では、福島第一原子力発電所の廃炉は、燃料デブリ取り出しのような長期かつ難度の高く、不確かさの大きな課題に取り組むに当たって、課題対応の積み上げではなく、より計画的に中長期的視点から課題解決のための取組を進めていく必要があることや、廃炉等積立金制度も含む体制・制度について述べた。

2 章（リスクの低減戦略としての福島第一原子力発電所の廃炉）では、リスクの低減戦略としての福島第一原子力発電所廃炉の基本方針を示すとともに、これを遂行するに当たってのリスク低減戦略として、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、安全確保の考え方と連携の推進、一時的なリスクレベル増加への対応の考え方などを示している。

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、汚染水対策、使用済燃料プールからの燃料取り出しという 4 つの分野ごとに分野別目標を定め、これに向けた分野別戦略と、分野別戦略を展開する上での技術課題と今後の計画をそれぞれ述べている。

3 章のうち 3.1 節（燃料デブリ取り出し）では、初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた戦略的提案の概要と、内部調査の継続実施と研究開発等の加速化・重点化等を記載している。併せて、初号機の燃料デブリ取り出し等に係る技術的な検討課題等を提示している。

3 章のうち 3.2 節（廃棄物対策）では、固体廃棄物の処理・処分の基本方針に従い、2021 年度頃の廃棄物処理・処分の技術的見通しを得るための、具体的目標とその研究開発の進め方を提示している。

3 章のうち 3.3 節（汚染水対策）では、2020 年内の建屋内滞留水処理完了に向けた取組を示すとともに、燃料デブリ取り出し作業開始以降における原子炉建屋の汚染水対策について、取組の方向性を提示している。

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、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言及するとともに、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に関する取組の方向性や、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提示している。

3 章のうち 3.5 節（その他の具体的な対策）では、原子炉の冷温停止状態の継続、発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止、原子炉施設の廃止措置計画、安全確保に向けた具体的な取組等について述べている。

3 章のうち 3.6 節（福島第一原子力発電所廃炉プロジェクトの総合的な取組）では、先を見据えた計画的な作業の必要性及び複雑に関連する作業を全体として整合をとって進めていく必要性の観点から今後の取組の方向性を述べている。

4 章（プロジェクトの円滑な推進に関わる重要事項への対応）では、3 章に述べた技術的検討のみならず、プロジェクト全体の円滑な推進という観点から、労働環境・労働条件の改善、中長期の着実な廃炉に向けた運営体制の強化、人材の育成・確保について述べている。

5 章（研究開発への取組）では、政府、事業者及び関連する研究機関において期待される取組について取りまとめるとともに、エンジニアリング上の検討により必要性が明らかになった研究開発課題が適切な実施機関により適時的確に実施されるという、プロジェクトベースでの研究開発のマネジメントの実現に向けた今後の取組の方向性等について提示している。また、中長期的観点から、基礎研究拠点・研究開発基盤の構築や、基盤的な研究開発の重要性について述べている。

6 章（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の廃止措置等に取り組む各国の廃止措置関係機関とのパートナーシップ強化等、国際連携強化の必要性とそのための取組について述べている。

7 章（地域との共生）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、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も踏まえ、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. リスクの低減戦略としての福島第一原子力発電所の廃炉

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では、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、大きいリスクが存在していると考えられる。このリスクの存在に対して何も対策を取らなければ、施設の経年劣化等によりリスクが更に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下げることが強く求められる。

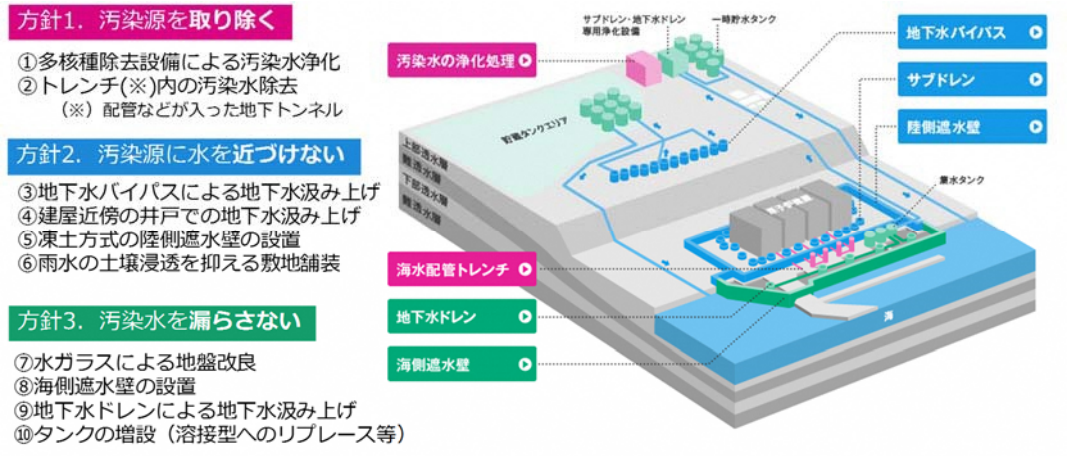
このため、福島第一原子力発電所の廃炉は、リスク低減のための特段の対策を講ずることを通じて、「事故により発生した通常の原子力発電所にはない放射性物質に起因するリスクを、継続的、かつ、速やかに下げること」を基本方針とする。一般的に、事故を起こした施設のリスクを下げるには、①損傷した施設の閉じ込め機能を改善すること、②閉じ込められている放射性物質の性状や形態をより安定な状態に持ち込むこと、③異常の発生や進展を抑制・緩和できるように設備等の監視や制御性を高めること等の措置が有効であり、また、それらを総合的に実現するためには、④損傷した施設や不十分な閉じ込め状態から放射性物質を回収して、より健全な保管状態に移すことが有効である。

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低減対策を続けてきた（添付資料 2）。

2.2 福島第一原子力発電所廃炉の進捗状況

(1) 汚染水対策の進捗状況

汚染水については、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」）に基づき対策が進められている（図 3）。



（東京電力提供）

図 3　汚染水問題に関する 3 つの基本方針と対策

「取り除く」については、多核種除去設備等での処理を進めている。「近づけない」については、陸側遮水壁は 2018 年 9 月までに全ての箇所が凍結しており、サブドレンの効果とも相まって地下水の建屋流入量が抑制されるとともに、護岸エリアからの建屋移送量も大幅に減少し、汚染水発生量が低減している。こうした予防的・重層的な対策を進めたことにより、汚染水の発生量は 2016 年度実績で約 400m^3/日であったのに対して 2018 年度末実績で 170 m^3/日まで低減されている。「漏らさない」については、フランジ型タンク内のストロンチウム処理水について、多核種除去設備等によって浄化処理し、より信頼性の高い溶接型タンクへの移送が 2018 年 11 月に完了した。さらにフランジ型タンク内の多核種除去設備等で浄化処理した水についても、2019 年 3 月に、溶接型タンクへの移送が完了し、フランジ型タンクからの漏洩リスクが大幅に低減された。

建屋内滞留水については、2020 年の処理完了[1] に向けて、タービン建屋等における建屋内滞留水の水位低下による貯蔵量の低下を着実に進めている。現在、1 号機タービン建屋の最下階床面及び 2～4 号機タービン建屋の最下階中間部床面が露出している。さらに、2018 年内には 1・2 号機間の連通部の切り離しを達成した（3,4 号機は 2017 年に完了済）。一方、建屋内滞留水中の放射性物質の量を 2018 年度内に 2014 年度末の 1/10 に減少する目標については、放射性物質量の処理は計画以上に実施してきたものの、滞留水処理の進捗に伴い、一部で高い放射能濃度が検出され、評価が困難になったが、引き続き、2020 年内の建屋内滞留水処理完了に向けて取組を進めていくこととしている。

また、多核種除去設備等で浄化処理した上で貯水されている水は、順次溶接型タンクにおいて安定的に保管・管理がなされており、この取り扱いに関しては、政府の「多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会[2]」において、風評被害等の社会的側面も含めた総合的な検討が行われているところである。

(2) 使用済燃料プールからの燃料取り出しの進捗状況

1 号機については、使用済燃料プールからのプール内燃料取り出しに向け、2018 年より開始したオペレーティングフロア（以下「オペフロ」という。）のガレキ撤去作業を継続している。

2 号機については、2018 年 11 月から 2019 年 2 月にかけ、オペフロの汚染状況等の調査を実施した。この結果を踏まえ、今後のプール内燃料の取り出しに向けての工程等を検討している。また、1・2 号機共用の排気筒について、震災時の影響により支持構造物の一部破断等がみられることから、耐震上の裕度を確保するとともにプール内燃料の取り出し作業に影響を与えないようにするため、上部を解体することとしている。

3 号機については、燃料取り出し開始に向けての試運転時に発生した燃料取扱装置等の不具合の対応により、当初予定より遅れたものの、2019 年 4 月に取り出しを開始した。

(3) 燃料デブリ取り出しの進捗状況

1 号機については、2017 年の原子炉格納容器（以下「PCV」という。）内の調査で確認された堆積物は水中にあることから、新たに開発した潜水機能付ボート型アクセス調査装置を用いた PCV 内部調査を 2019 年度に実施することとしている。また、今回の調査では、PCV 底部の堆積物を少量サンプリングする計画となっている。

2 号機については、2019 年 2 月、遠隔機器により、PCV 内の堆積物の接触調査を実施した結果、PCV ペデスタル底部及びプラットフォームにおいて堆積物（小石状等）が動くことを確認した。さらに、2018 年 1 月の調査よりも堆積物に接近した状態で、映像、線量、温度データを取得した。

3 号機については、PCV 底部の水位が約 6m と高いことから、水位低下の検討を行っており、まずは水質の確認から始める計画となっている。

---

[1] 原子炉建屋以外の建屋について床面を露出し、原子炉建屋水位を T.P.-1,740mm（O.P.-300mm）未満まで引き下げる（原子炉建屋では循環注水冷却を行っており、引き続き滞留水が存在する）。

[2] 多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku.html#task_force4

(4) 廃棄物対策の進捗状況

1 号機及び 2 号機から発生する高線量のガレキ等について保管する固体廃棄物貯蔵庫第 9 棟の運用を 2018 年 2 月から開始した。また、汚染水の浄化処理に伴い発生する水処理二次廃棄物について、現在、一時的保管の状態にあるが、これらを保管する大型廃棄物保管庫が今後運用開始する予定である。なお、東京電力はこれら固体廃棄物の適切な保管・管理を行うため、固体廃棄物の発生量予測の見直しを踏まえ、2019 年 6 月に保管管理計画を改訂している（添付資料 12）。

2.3 放射性物質に起因するリスク低減の考え方

2.3.1 リスクの定量的把握

「リスク」という用語は分野・場面ごとに様々な用法で用いられているが、一般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。

戦略プランでは、放射性物質に起因するリスクの低減を検討するに当たり、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、公衆に対する主要なリスクの評価手法である 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。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）。

2.3.2 リスク源の特定と評価

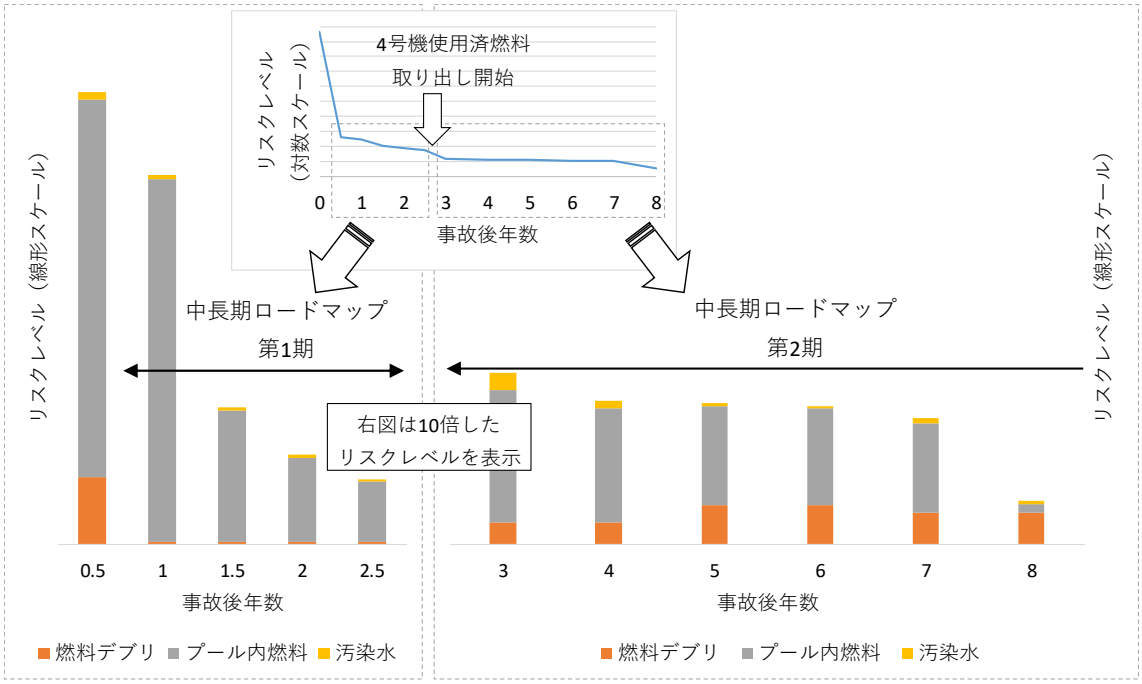
リスク低減対策に当たり、福島第一原子力発電所の主なリスク源をまとめると、表 1 のとおりである。これらのリスク源の総和としての福島第一原子力発電所のリスクは図 4 に示されるとおりであり、2.2 節で述べたような取組を通じて継続的な低減が図られている。さらに、これらの各リスク源が有するリスクレベルの現時点の状況を、潜在的影響度と管理重要度を軸として表現すると図 5 のとおりである。

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高濃度汚染水やプール内燃料など、相対的にリスクが高く優先順位が高いリスク源、②燃料デブリなど、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リスク源、③固体廃棄物など、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リスク源、という大きく 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。これらそれぞれに対するリスク低減戦略については、3 章の各節において述べる。

なお、プール内燃料に関しては、使用済燃料プールの冷却停止試験が実施され、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ことが確認された。この知見を取り入れた結果、プール内燃料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はこれまでの評価よりも低くなっている。

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）及び原子炉格納容器（PCV）内の燃料デブリ
使用済燃料	プール内燃料	1～3 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	1～4 号機建屋、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋内に滞留する汚染水
	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、処理済水
	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、ストロンチウム処理水、処理済水の残水
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、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
	HIC スラリー	多核種除去設備、増設多核種除去設備で発生した、高性能容器 HIC に保管されているスラリー
	廃スラッジ	除染装置の運転に伴って発生した凝集沈殿物
	濃縮廃液等	濃縮塩水を蒸発濃縮装置で更に濃縮減容した濃縮廃液及び濃縮廃液から収集した炭酸塩スラリー
ガレキ等	固体廃棄物貯蔵庫	固体廃棄物貯蔵庫内に収納されているガレキ類（30 mSv/h 超）
	覆土式等	覆土式一時保管施設、仮設保管設備、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 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これまでの評価よりも低くなっている。

図４　福島第一原子力発電所が有するリスクの低減

戦略プランではこれまで、放射性物質を多く含むリスク源に着目してきた。一方、今後の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放射性物質の多寡に係わらず対応が図られるべきものが存在する。そのため、長期的な戦略検討を必要とするものを特定すべく、対象範囲を拡げて調査を開始したところである。

具体的には、構内溜まり水や地下貯水槽、汚染土壌やαスラッジ、また、使用済制御棒やプール水などを対象に加え、今後の廃炉作業全体を見据えた課題検討を進めていくこととしている（添付資料４）。

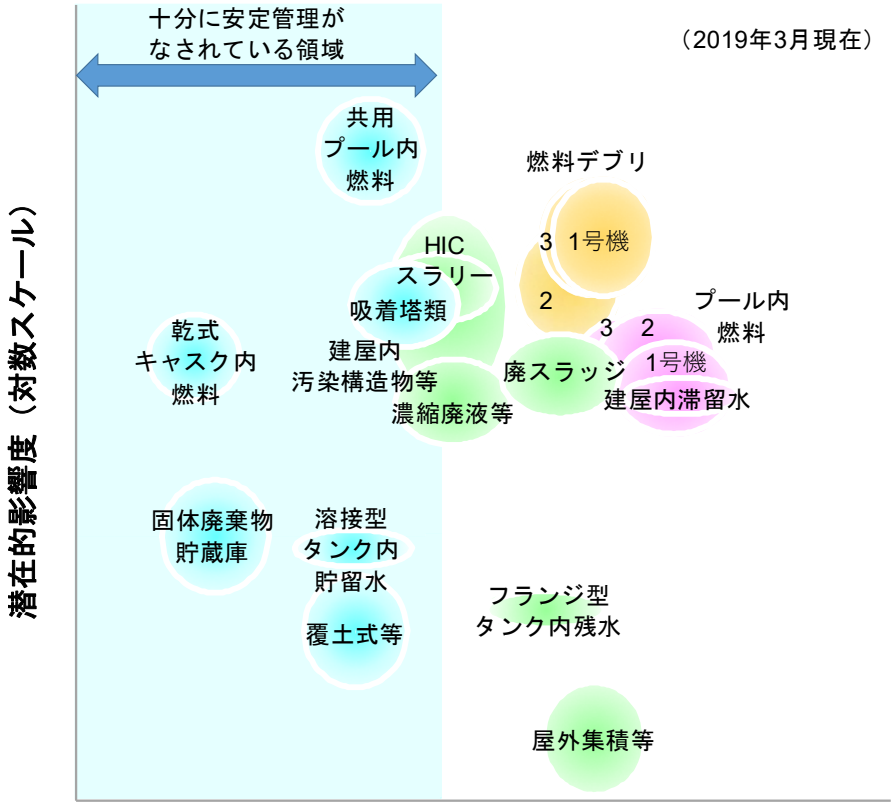


図５　福島第一原子力発電所の主要なリスク源が有するリスクレベルの例

2.3.3 リスク低減戦略

2.3.3.1 リスク低減戦略における当面の目標

図５に示された各リスク源のリスクレベルは、右上ほど大きく、これに対するリスク低減対策としては、潜在的影響度を低減する方法と、管理重要度を低減する方法がある。

前者の例は、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であり、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。

後者の例は、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などがある。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）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５の「十分に安定管理がなされている領域」（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。

なお、SED は放射性物質に起因するリスクの現状を定量的に示したものであり、これは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。一方、リスク対策を進める際には、オペレーションの実施に伴う放射性物質によるリスクの発現を抑えるため、エンジニアリングによる対策を講じていくことが必要である。

2.3.3.2 リスク低減の基本的考え方

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プロジェクトである。現在までに、様々な測定数値を用いた事故進展過程のシミュレーション、ミュオン測定による燃料デブリ位置

の推定、PCV 内への直接の調査機器の投入、建屋内の線量測定などにより、福島第一原子力発電所 1～3 号機 PCV 内部の様子はある程度推定できてきているものの、炉内等は人間が容易に近づくことのできない放射線環境であることから、未だに性状が確認できていない放射性物質や損傷の状態を確認できていない現場の機器・構造物が存在しており、不確かさをもたらしている。

これらの確認が難しい情報も全て把握し、不確かさのない状態で廃炉を進めることが望ましいが、そのためには多くの資源、特に膨大な時間を要することになる。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、安全性の確保を最優先に、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、柔軟かつ迅速に総合的な判断を行うことが必要となる。またこの際、必ずしも各号機において同様の段階を踏んで進める必要はなく、ある号機において先行的に得られた内部情報や技術的成立性などの情報を後続する作業や他号機における作業に反映し、経験を積みながら柔軟に取り組むことも重要となる。これらは容易ではないが、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、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、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））

この基本的考え方は、取組の優先順位や全体最適を検討するに当たっても必要な視点である。

2.3.3.3 優先順位の考え方

プロジェクト全体の進捗を管理する上では、この 5 つの基本的考え方に沿って、進めていく必要がある。特に、廃炉作業の進捗に伴い現場の状況が徐々に明らかになってきており、この基本的考え方を実際の現場にあてはめた場合、現時点においては、作業における被ばく抑制や機器・装置の安全性・信頼性の確保など、「安全」や「確実」に力点を置きながら全体バランスを考慮した廃炉作業が求められる。また、各分野におけるそれぞれの取組の位置付けや相互関係を意識することが重要である。すなわち、短期的な視点で見ればまずはリスクの大きい対象に対処することが効果的であると思われる一方、その対処に必要な技術の実現性や準備に要する期間などの諸要因も含めて、長期的な視点で見れば必ずしもそれが最適な方法であるとは限らない。

例えば 2 号機の近くにある 1・2 号機排気筒は、事故によって放出されたセシウムを中心とする放射性物質が内面に付着している可能性があるものの、これが有する放射性物質に起因するリスク自体はプール内燃料よりも小さく評価される。しかしながら、排気筒を支える鉄塔の斜材接合部の破断・変形が確認されていることなどを踏まえ、プール内燃料取り出しに先立つ環境改善としてこの排気筒の上部を遠隔装置により解体することとしている。

このように、継続的かつ速やかなリスク低減を目指す福島第一原子力発電所の廃炉においては、従来型の目前の課題対応の積み上げによって業務を遂行するのではなく、長期的な視点でサイト全体を見渡し、時間軸も意識した総合的な視点で、取り得る複数の選択肢（オプション）の中から最適なオプションの選択を目指していくことが重要であり、このようなリスク低減の全体最適の考え方については 3.6 節で述べる。またこうした観点も含め、東京電力及び NDF はプロジェクト管理の仕組みを導入し、その強化について取り組みを進めている。これについては 4.2 節において述べる。

2.3.3.4 安全確保の考え方と連携の推進

事故炉の廃炉は我が国では初めての取組であり、事故による影響を受けた原子力施設のリスク低減活動に係る定型化・標準化された基準等が存在しない状況にある。燃料デブリ取り出しに代表されるように、事故炉の廃炉は既に存在している潜在的なリスクを低減するための活動であり、福島第一原子力発電所の安定化につながるものであるが、通常の原子力施設の稼働とは、安全に対する考え方が本質的に異なっている。すなわち、2.3.3.1 項で述べたリスクレベルの時間変化に配慮して、なるべく早期に管理レベルの高い保管状態への移行を達成することが求められている一方で、準備や安全対策が不十分なまま取り出しに着手すれば敷地内外の安全確保に影響を及ぼすことになりかねない。また、対応実施に伴うリスクに対し過大な防護措置を講ずるとその実施が困難となる可能性もある。したがって、このリスク低減をどのようなバランスで実現していくかが課題となる。

そのため、海外の事故炉やレガシーサイト（6 章参照）での安全の取組を参考に、福島第一原子力発電所の状況等を踏まえた安全確保の考え方を確立していく必要がある。従って、福島第一原子力発電所での適切な安全対策の決定は、状況の大きな不確かさ、現場の高線量に起因する対策実施の困難性等、これまでに類をみない状況を考慮して行う必要がある。

このような状況に鑑み、廃炉作業における適切な安全対策を決定するための考え方（安全確保の考え方）について、NDF を中心に東京電力、設備設計メーカー等が連携し検討が進められている。具体的には、

- 福島第一原子力発電所廃炉作業に適用可能な判断基準、安全評価手法の確立に向けた検討
- 燃料デブリ取り出し作業に対して代表事故シナリオを選定しての安全評価、その結果を踏まえた適切な安全対策決定の考え方の検討

等がなされている。

引き続き、NDF を中心に、東京電力、資源エネルギー庁等の関係者が連携して検討を進め、原子力規制委員会との積極的な対話を行い、福島第一原子力発電所廃炉作業における合理的な安全対策決定のための考え方について合意を形成していく必要がある。廃炉の安全で円滑な推進という目的を共有する規制当局を含む関係機関が各々の役割を果たしていく上で、サイト内に存在するハザードやリスクの低減に対する目標と課題を共有しながら取組を進めることが重要であり、この安全確保の考え方を実効的なものとするためにも、関係機関の連携の推進が望まれる。

例えば、米国スリーマイルアイランド原子力発電所 2 号機（以下「TMI-2」という。）事故においては、事故発生から 1 年後には、事業者（GPU）、電力研究所（EPRI）、原子力規制委員会（以下「NRC」という。）及びエネルギー省（以下「DOE」という。）の 4 者間で燃料デブリ取り出しに向けた協調協定が署名され、各機関の頭文字を取って GEND と呼ばれる一体的なチームが構成されたことにより、機関を越えて技術的な課題を共有できたことが各種レポート[3,4] で明らかにされている。また、英国セラフィールドの廃止措置においては、サイト内のハザード及びリスクの低減を加速するという共通の目的を持つステークホルダーが連携して取組を行うために、G6 というグループが設置された。G6 は、セラフィールド社（Sellafield Ltd）、NDA、原子力規制局（ONR）、

[3] EPRI, The Cleanup of Three Mile Island Unit 2, a Technical History: 1979 to 1990, EPRI NP-6931 (1990).
[4] NRC, Three Mile Island Accident of 1979 Knowledge Management Digest, Recovery and Clearnup, NUREG/KM-0001, Supplement 1 (2016).

環境庁（EA）、英国政府投資会社（UKGI）及びビジネス・エネルギー・産業戦略省（BEIS）により構成され、リスク低減の優先順位、資源の有効活用、長期的なリスク低減のためにリスクが一時的に増加する可能性がある場合のバランスなどについて議論している。この枠組みによる成果として、実際にセラフィールドサイトのレガシーサイトにおけるハザードやリスクの低減の加速が認められている。

2.3.3.5 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

2.3.3.1 項から 2.3.3.3 項の通り、廃炉作業は、中長期的な観点からは、速やかなリスク低減を目指すものであるが、廃炉作業の実施に当たっては、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るため、操作の加え方によっては、そのリスクを顕在化させ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事は、現状で維持されている閉じ込め状態に影響を与えることを意味し、取り出し作業での特殊な操作や保守の実施は、作業に従事する作業員の被ばくを増加させることを意味する。

このような、廃炉作業による一時的リスクレベルの高まりや被ばく増加の可能性に対しては、それらを防止・抑制する措置を確保することが必須であり、特に作業員の放射線安全（被ばく抑制）は ALARA[5]の考え方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許容される範囲以内に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場合には、現存する大きいリスクが長期間存在し続け建屋や設備の劣化によってリスクが徐々に増加していく可能性もあるため、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、準備や作業にかける時間、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、なるべく早い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）。

また、何よりも重要なのは、こうしたリスク低減戦略としての福島第一原子力発電所の廃炉は、一部の作業関係者だけの理解の下に行われればよいのではなく、地域住民の方々を含む国民の皆様からの幅広い理解と支持を得ながら進める必要があるという点である。このためには、一連の作業に伴う一時的なリスク増加の抑制策を含むリスク低減の全体の取組について十分に理解いただき、廃炉事業への理解を得ていくことが必要不可欠である。特に、廃炉作業がどのようなリスク低減戦略に基づいて行われるのか、廃炉作業の安全がどのように確保されるのか、廃炉作業によってサイト全体のリスク低減がどのように継続的に進んでいるか等について地域住民の皆様にわかりやすく提示することが大切であり、このためには、地域住民の皆様にとって分かりやすいリスク監視の仕組みを整えることが重要である。NDF では、このような仕組みを検討しているところであり、東京電力においても将来的にこのような仕組みの導入を検討していくことが重要である。

[5] 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。

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 分野別目標

燃料デブリ取り出しにおける当面の目標は、次のとおりである（燃料デブリ取り出しの対象については添付資料 6）。

(1) 安全対策をはじめ周到な準備をした上で、燃料デブリを安全に回収し、これを十分に管理された安定保管の状態に持ち込む。

(2) 2019 年度の初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定、2021 年内の初号機の燃料デブリ取り出しの開始に向け、燃料デブリ取り出し方針に従い、必要な取組を進める。

燃料デブリ取り出し方針

① ステップ・バイ・ステップのアプローチ

早期のリスク低減を図るため、先行して着手すべき燃料デブリ取り出し工法を設定した上で、取り出しを進めながら徐々に得られる情報に基づいて、柔軟に方向性を調整するステップ・バイ・ステップのアプローチで進める。

燃料デブリ取り出し作業と原子炉格納容器内部及び原子炉圧力容器内部の調査は相互に連携させながら一体的に実施する。燃料デブリ取り出しは、小規模なものから始め、燃料デブリの性状や作業経験などから得られる新たな知見を踏まえ、作業を柔軟に見直しつつ、段階的に取り出し規模を拡大していく。

② 廃炉作業全体の最適化

燃料デブリ取り出しを、準備工事から取り出し工事、搬出・処理・保管及び後片付けまで、現場における他の工事等との調整も含め、全体最適化を目指した総合的な計画として検討を進める。

③ 複数の工法の組み合わせ

単一の工法で全ての燃料デブリを取り出すことを前提とせずに、号機毎に、燃料デブリが存在すると考えられる部位に応じた最適な取り出し工法を組み合わせる。

現時点では、アクセス性の観点から、原子炉格納容器底部には横からアクセスする工法、原子炉圧力容器内部には上からアクセスする工法を前提に検討を進めることとする。

④ 気中工法に重点を置いた取組

原子炉格納容器上部止水の技術的難度と想定される作業時の被ばく量を踏まえると、現時点で冠水工法は技術的難度が高いため、より実現性の高い気中工法に軸足を置いて今後の取組を進めることとする。

なお、冠水工法については、放射線の遮へい効果等に利点があること等を考慮し、今後の研究開発の進展状況を踏まえ、将来改めて検討の対象とすることも視野に入れる。

⑤ 原子炉格納容器底部に横からアクセスする燃料デブリ取り出しの先行

各号機においては、分布の違いはあるが、原子炉格納容器底部及び原子炉圧力容器内部の両方に燃料デブリが存在すると分析されている。取り出しに伴うリスクの増加を最小限に留めながら、迅速に燃料デブリのリスクを低減する観点から、以下の項目を考慮し、まず、原子炉格納容器底部にある燃料デブリを横からのアクセスで取り出すことを先行することとする。

〇原子炉格納容器底部へのアクセス性が最もよく、原子炉格納容器内部調査を通じて一定の知見が蓄積されていること
〇より早期に燃料デブリ取り出しを開始できる可能性のあること
〇使用済燃料の取り出し作業と並行し得ること

3.1.2 分野別戦略

3.1.2.1 燃料デブリ取り出しにおけるリスク低減の考え方

燃料デブリは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はかえってリスクを増加させ得るリスク源である[6]（2.3 節参照）。他方、現在は一定の安定状態にあるが、長期的には経年による形態や物性の変化の可能性が考えられる。すなわち、燃料デブリには、現在の一定の安定状態が適切な管理によって維持されている限りは外部に悪影響を与える可能性は低いと期待されるものの臨界や冷却上の問題の発生等によって顕在化し得る中期的視点からのリスクと、含まれる核燃料物質が建屋の劣化に伴って将来的に環境中に漏えいして環境汚染が発生し得るという長期的視点からのリスクが存在する。したがってできるだけ早期に、分野別目標の(1)に掲げたとおり、安全対策をはじめ周到な準備をした上で、燃料デブリを安全に回収し、これを十分に管理された安定保管の状態に持ち込むべきである。これを実現するため、燃料デブリ取り出しにおける安全確保や燃料デブリ取り出し工法に係る技術要件、燃料デブリの安定保管に係る技術要件といった考慮すべき事項を整理して検討を行っていくことが重要である。

燃料デブリ取り出しは、燃料デブリ取り出し方針の考え方に従い、遠隔操作装置なども活用した気中工法により、格納容器底部に横からアクセスすることから開始する。気中工法による燃料デブリ取り出しは世界でも例がなく、また、1～3 号機の格納容器内部の状況についての情報が限られるため、作業に伴うリスクの増加を適切に抑制すべく十分な準備をした上で慎重に作業を進める必要がある。このため、まずは、格納容器の状態等の現場の状態は大きく変えずに、既存の安全システムの活用を基本とした取り出しから始めるのが適切である。具体的には、格納容器壁を加工するなどの大きな状態変更を行わずに、既設のペネトレーションを利用して実施できる範囲での小規模な取り出しから始めることとする。これにより、格納容器に対して非可逆的な状態変化を与えることなく、燃料デブリを取り出した上で、収納・移送した後に安定的に保管するまでの一連の作業を継続し、燃料デブリのリスクを低減できるとともに、その後の作業の展開に向けて必要なシステムの有効性や内部状況の確認などを迅速に行う事ができる。

初号機におけるこの小規模な取り出しによって、

① 燃料デブリ取り出しから収納・移送・保管までの装置・設備と安全システムの有効性確認・作業効率性に関する情報（気中・水中への放射性核種の移行率を含む）を得ることで、小規模な取り出しの段階で遠隔作業を含め、装置・設備と安全システムを検証できる、
② 遠隔作業を含む燃料デブリ取り出しから収納･移送･保管までの作業経験を得ていくことで、東京電力が燃料デブリ取り出し作業を習熟するプロセスとして活用できる、
③ 格納容器内の状況把握に資する情報（燃料デブリ分布（性状を含む）、アクセスルートに関する情報、構造物の状況に関する情報等）を得ることができる、

という効果が期待される。

その後は、この初号機の小規模な取り出し作業によって得られる情報・経験などの新たな知見を踏まえて、格納容器の開口部の拡張改造や新規開口部の設置、遠隔操作装置の規模の拡大、新たな安全確保のための装置の追加等の必要な措置を行った上で、燃料デブリの取り出し量を増やしていく、または、初号機以外の号機での取り出しを開始することとなる。このような規模を拡大した取り出しや初号機以外の号機での取り出しのためには、安全システムの概念検討等を踏まえた現場適用性の検討、安全システムの必要十分性を確認する評価（安全評価）に必要な放射性

[6] 現状の号機ごとのリスク評価を考えると、1 号機は上部の原子炉建屋がなく、3 号機は上部の原子炉建屋の代わりに燃料取り出し用カバーが存在するだけであり、一方、2 号機は原子炉建屋が健全な上、燃料デブリの多くが RPV 内に留まっていると推定されることから、RPV の損傷の程度も小さいと考えられ、管理重要度の点で差がある。潜在的影響度に影響する形状に関しては、粉体に近い状態から固体まで様々な状態を取る可能性があるが、現時点でその形状は特定されておらず、図 5 における計算上はこれまでに得られた知見から推定した。特に 2 号機については、燃料デブリの多くが RPV 内に留まっていると推定され、1, 3 号機と比較して溶融炉心－コンクリート反応生成物の割合が少なく安定的な形態と考えられることから、潜在的影響度は相対的に低くなっている。

飛散微粒子の飛散率等の情報整備、線量低減・水位低下・敷地確保などの現場環境整備、PCV・RPV 内の更なる状況把握、燃料デブリ取り出し作業（干渉物撤去を含む）を効率化する技術、燃料デブリ取り出し作業時の放射性飛散微粒子の拡散を低減する技術、燃料デブリと廃棄物との仕分けの検討、燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発などが必要である。このため、初号機の燃料デブリ取り出しを継続的に実施するとともに、新たな安全システム等の現場適用性の検討等のエンジニアリングと、現場環境整備・内部調査・研究開発を引き続き実施していく。

3.1.2.2 初号機の燃料デブリ取り出し方法（初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた戦略的提案の概要）

2017 年 9 月に改訂された中長期ロードマップでは「先行して着手すべき初号機の燃料デブリ取り出し方法については、予備エンジニアリング及び研究開発の成果を慎重に見極めつつ、収納・移送・保管方法を含め、2019 年度内までに確定し、2021 年内に初号機における燃料デブリ取り出しを開始する」こととされている。

これを受けて、これまで初号機とその燃料デブリ取り出し方法の検討を行い、その検討結果を「初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた戦略的提案」としてまとめている（添付資料 7）。初号機とその取り出し方法の検討プロセスとしては、これまでの研究開発成果や PCV 内部調査結果等を基に、東京電力による予備エンジニアリングにおける燃料デブリ取り出しシステムの概念検討とその号機ごとの現場適用性の評価に基づいたシナリオ（作業工程案）を踏まえ、各号機のシナリオとサイト全体の計画を組み合わせた全体最適化を検討して、初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた提言をまとめている。検討の流れについては図 6 のとおりである。

上記検討の結果、燃料デブリを取り出した上で、収納・移送した後に安定的に保管するまでの一連の作業を継続して行う「燃料デブリ取り出し方法」としては、取り出しに伴うリスク増加を最小限に留めながら、「迅速」に小規模な取り出しを開始し、取り出し規模を拡大した取り出しや初号機以外での取り出しに向けた情報・経験などを「迅速」に得ることで、1～3 号機の燃料デブリ全体のリスクを低減する。具体的には、現場の状態は大きく変えずに、既存の安全システムの活用を基本として、現場適用の目処が立ちつつあるアーム型アクセス装置とそれを格納する気密性を有したエンクロージャ等を用い、把持、吸引といった方法から始めることで、「安全」、「確実」、「迅速」に実施できる可能性があると評価している。なお、把持、吸引だけでなく、小規模な取り出しで燃料デブリの切削等を行う場合は、既存の安全システムの大幅な変更を行わない範囲で行う。

また、取り出した後の収納・移送・保管方法としては、福島第一原子力発電所内に保管設備を整備し、取り出した燃料デブリを容器に収納の上、保管設備に移送し、容器を現場適用の目処が立ちつつある収納缶に入れ、乾式にて一時保管を行うことで、「安全」、「確実」、「迅速」に実施できると評価している。燃料デブリの取り出し、収納・移送・保管のイメージを図 7 に示す。

「初号機」としては、現場の状況（線量、既存の安全システムによる気密度）や格納容器内の情報の充足状況、プール内燃料取り出し作業と並行して行い得ること等を含めたサイト全体計画の状況を踏まえ、燃料デブリ取り出しを「安全」、「確実」、「迅速」に開始でき、燃料デブリ取り出し作業の情報・経験を得られるため、廃炉作業全体の最適化の観点からも 2 号機が適切であると評価している。初号機を 2 号機とすることで、「迅速」に 1～3 号機の燃料デブリ全体のリスクを低減できる。

このように、2 号機で、アーム型アクセス装置等により燃料デブリを取り出し、収納・移送・保管までの一連の作業を安全かつ確実に継続し、その後の展開に向けて必要な情報・経験を迅速に得ていく。

これらの検討と評価の結果から得られた初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた提言のポイントは次のとおりである。

① 燃料デブリ取り出しは、現場の状態は大きく変えずに、既存の安全システムの活用を基本として、現場適用の目処が立ちつつあるアーム型アクセス装置とそれを格納する気密性を有したエンクロージャ等を用い、把持、吸引といった方法で小規模な取り出しから始める。
② 取り出し作業を通じて得られた情報・経験を基に、燃料デブリの加工や干渉物撤去等の作業についても計画する。なお、小規模な取り出しで燃料デブリの切削等を行う場合は、既存の安全システムの大幅な変更を行わない範囲で行う。
③ 取り出した燃料デブリは、容器に収納の上、福島第一原子力発電所内の保管設備に移送し、容器を更に収納缶に入れ、乾式にて一時保管を行う。
④ 「初号機」は、廃炉作業全体の最適化等の観点から 2 号機が適切である。2 号機で、燃料デブリを取り出し、収納・移送・保管までの一連の作業を継続し、その後の展開に向けて必要な情報・経験を得ていく。ただし、取り出し開始までに適宜ホールドポイントを設け、妥当性を確認しながら進める。
⑤ 取り出し規模の拡大や初号機以外の号機での取り出しについては、線量低減、水位低下、敷地確保などの現場環境整備・内部調査・研究開発を引き続き実施し、初号機の燃料デブリ取り出しを通じて得られる情報・経験を基に、新たな安全システム・取り出し・保管設備等の検討及び安全性・現場適用性の評価等のエンジニアリングを進め、収納・移送・保管方法を含め、その方法を確定する。

また、「初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた戦略的提案」では、初号機の燃料デブリ取り出し開始に向けた取組や、取り出し規模の拡大や初号機以外の号機での取り出しに向けた取組もまとめており、これらについては、3.1.3.1 項において後述する。

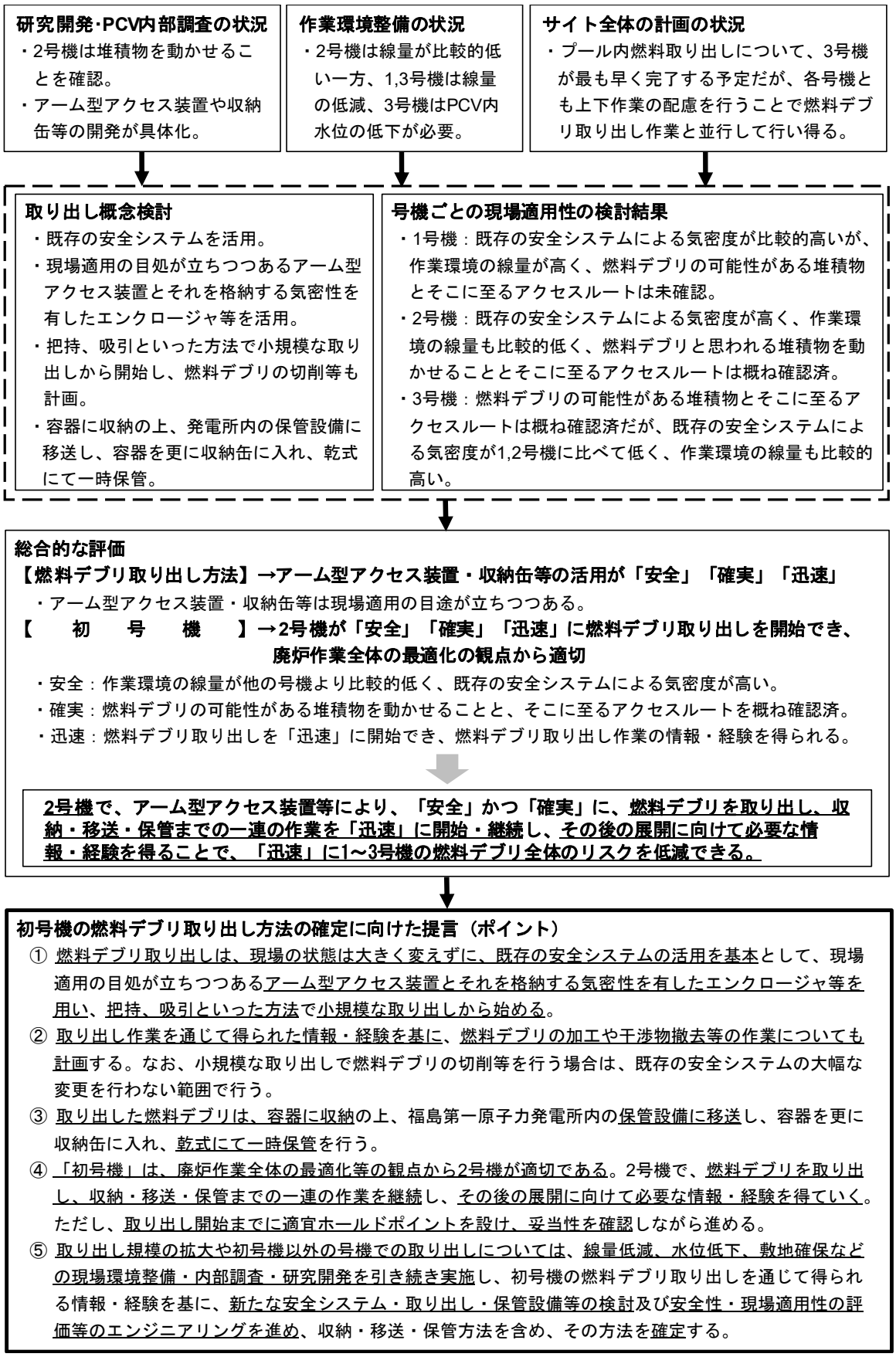
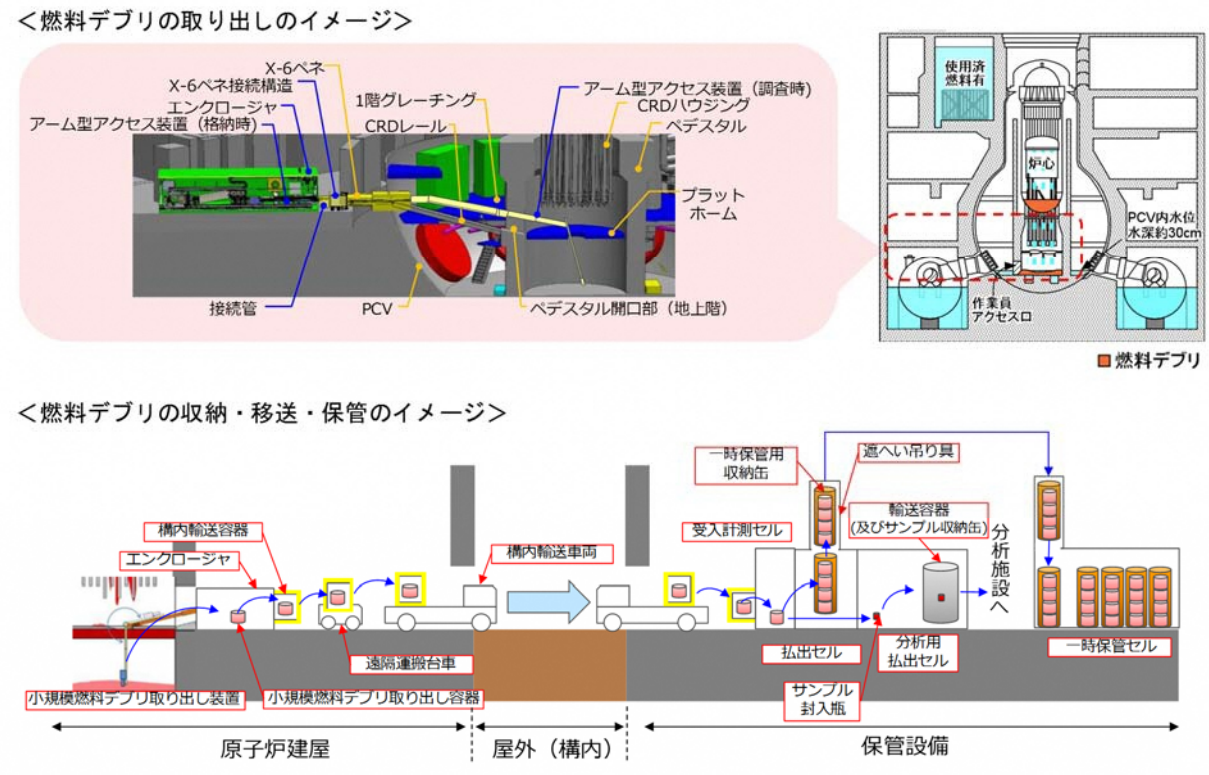


図６　「初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた戦略的提案」の検討の流れ



（東京電力資料を NDF にて加工）

図 7　燃料デブリの取り出し、収納・移送・保管のイメージ

3.1.2.3 内部調査の継続実施と研究開発等の加速化・重点化

燃料デブリ取り出しは、徐々に得られる情報に基づいて、柔軟に方向性を調整するステップ・バイ・ステップのアプローチで進めるところであり、格納容器内の状況把握のための内部調査を着実に進めていくことが重要である。

格納容器内の状況把握については、これまで実施された PCV 内部調査により種々の情報が得られてきているが、RPV 内部調査は未実施など、格納容器内の状況把握は未だ限定的であるため、PCV 内部における堆積物や燃料デブリ分布等のより詳細な情報を得るための PCV 内部調査や、RPV 内の情報を取得するための RPV 内部調査を実施するための研究開発を進めているところである。

内部調査については、ステップ・バイ・ステップのアプローチで段階的に進行していく燃料デブリ取り出しに向けた作業全体の中で、格納容器内の燃料デブリの分布状況（性状を含む）やアクセスルートに関する情報、構造物の状況に関する情報等、どのような情報が必要であるかを十分に検討した上で実施するべきである。

なお、福島第一原子力発電所の廃炉・汚染水対策を安全かつ確実に進めることが最優先課題であり、結果として、可能な限り速やかな廃炉を実現していくことが必要なことに鑑み、その分析・調査は廃炉を安全かつ着実に進め得る取組の範囲の中で実施することとする。また、この分析・調査は事故原因の究明や今後の原子力に関する安全性向上の観点からの必要性を十分に考慮すべきであり、これらにより得られる情報が、何に貢献するのか等を明確にした上で、その意義とそれに伴う負担を熟慮し、廃炉プロジェクトとして合理的に許容できる範囲で行うべきである。以上のように、福島第一原子力発電所の廃炉・汚染水対策に関する分析・調査は、その計画的実施が重要であり、次に示す「福島第一原子力発電所の廃炉・汚染水対策に関する分析・調査の計画的実施に向けた基本的考え方」に沿って、分析・調査の計画をエンジニアリングの中で策定して

いく必要がある[7]（添付資料 8）。

福島第一原子力発電所の廃炉・汚染水対策に関する分析・調査の計画的実施に向けた基本的考え方

① 福島第一原子力発電所の廃炉を安全かつ着実に進めることが最優先の課題であり、結果として、可能な限り速やかな廃炉を実現していくことが必要である。このため、福島第一原子力発電所の廃炉・汚染水対策に関する分析・調査を実施する必要があるが、その分析・調査は廃炉を安全かつ着実に進め得る取組みの範囲の中で実施すること。
② 一方で、福島第一原子力発電所の事故原因の究明や今後の原子力に関する安全性向上の観点からの分析・調査の実施も必要とされている。このため、福島第一原子力発電所の廃炉・汚染水対策に関する分析・調査は、福島第一原子力発電所の廃炉を安全かつ着実に進めるために行うことを前提として、事故原因の究明や今後の原子力に関する安全性向上の観点からの必要性を十分に考慮すること。
③ 福島第一原子力発電所の廃炉・汚染水対策に関する分析・調査は、地域の皆様、周辺環境及び作業員に対する安全確保を最優先に、現場の作業状況の厳しさを踏まえ、分析・調査の方法を具体化した上で計画すること。
④ 福島第一原子力発電所の廃炉・汚染水対策に関する分析・調査は、その分析・調査により得られる情報が、何のために使われて、何に貢献するのかを明確にした上で、その意義とそれに伴う負担を熟慮し、廃炉プロジェクトとして合理的に許容できる範囲で行うこと。
⑤ 福島第一原子力発電所の事故を起こした我が国の国際社会に対する責任として、福島第一原子力発電所の廃炉・汚染水対策に関する分析・調査で得られた情報の積極的な発信を行うこと。また、それを超える情報を求める機関には、相応の負担を求める可能性があること。

研究開発については、気中工法に軸足を置き、PCV 底部への横アクセスを先行させるという燃料デブリ取り出し方針の決定を踏まえ、α核種の存在を前提とした閉じ込め機能の構築、PCV 内水位管理技術をはじめ、研究開発の加速化・重点化を図っているところである。規模を拡大した取り出しに向け、PCV・RPV 内の更なる状況把握、燃料デブリ取り出し作業（干渉物撤去を含む）を効率化する技術、燃料デブリ取り出し作業時の放射性飛散微粒子の拡散を低減する技術、燃料デブリと廃棄物との仕分けの検討、燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発などを進めるとともに、上アクセスによる燃料デブリ取り出しでの対応も想定した技術開発等を進めていくことが重要である。また、今後は、エンジニアリング上の検討を通じて必要な研究開発課題を抽出し、その課題を適時的確に実施していくという、プロジェクトベースでの研究開発のマネジメントを強化していく必要がある。

3.1.3 分野別戦略を展開する上での技術課題と今後の計画

3.1.3.1 初号機の燃料デブリ取り出し等に係る技術課題と計画

3.1.3.1.1 初号機の燃料デブリ取り出し開始に向けた取組

初号機の燃料デブリ取り出しは、3.1.2.2 項に示した初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた提言に沿った形で検討を進めるべきである。

東京電力が主体的に進めるエンジニアリングの中で、初号機の燃料デブリ取り出しを安全かつ確実に進めるために、小規模な取り出し装置に関するモックアップ時に十分に安全性や現場適用性を確認することや、内部詳細調査時にアクセス性を検証すること等の要素を踏まえて、ホールドポイントを適切に設定し、妥当性を確認しながら作業を進めていく必要がある。

なお、初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けては、内部調査等を通じて明らかになった以下の課題への検討結果を踏まえた作業工程の精査や、プール内燃料取り出しの方法の検討状況を踏まえた作業干渉の精査を行うことに留意する必要がある。

[7] 東京電力，福島第一原子力発電所の廃炉・汚染水対策に関する分析・調査の計画的実施に向けた基本的考え方，廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 67 回）資料 4-1, 2019 年 6 月 27 日.
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/06/4-1-1.pdf

- 内部調査の結果、燃料デブリへのアクセスルート上に干渉物が存在し、干渉物撤去の際のダスト飛散対策の強化が必要であることが明らかとなっている。このため、干渉物撤去の際の放射性物質の飛散防止の強化も踏まえた干渉物撤去方法を検討の上、燃料デブリ取り出し開始に向けた作業工程の具体化・精査を進めるべきである。
- 内部調査、研究開発と予備エンジニアリングを通じて、エンクロージャの据え付け作業等において、有人による多くの現場作業が必要なことが明らかとなっている。このため、作業現場となる原子炉建屋 1 階の現場線量（約 5mSv/h）の更なる低減策を検討の上、燃料デブリ取り出し開始に向けた作業工程の具体化・精査を進めるべきである。
- 2 号機のオペレーティングフロア調査の結果、線量が低減している傾向が確認され、オペレーティングフロア内でも限定的な作業であれば実施できる見通しであり、プール内燃料取り出しについて、ダスト飛散リスクを更に低減する工法含め、複数のプランが検討されている。このため、プール内燃料取り出し方法の検討状況を踏まえ、プール内燃料取り出しと燃料デブリ取り出し作業について、準備工事含めて同時に実施する場合における作業干渉の調整に向けた精査を進めるべきである。

また、初号機の燃料デブリ取り出し開始に向け、2018 年 7 月に、東京電力は今後の内部調査の計画を公表している。2 号機では、以下のような①堆積物の接触調査、②堆積物の分布状況調査(少量サンプリング含む)を実施し、③取得量を増やしたサンプリングを検討するとしており、それぞれの状況と目的は以下のとおりである。

① 堆積物の接触調査は 2019 年 2 月に実施している。この目的は、堆積物に接触し、その状態の変化を確認することであり、燃料デブリと思われる堆積物を把持により動かせること等が確認されている。
② 堆積物の分布状況調査(少量サンプリング含む)は今後実施予定であり、初号機の燃料デブリ取り出し開始前に実施することが適切である。この目的は、ア）アーム型アクセス装置の格納容器内へのアクセス性の確認、イ）分析による燃料デブリの性状把握である。
③ 取得量を増やしたサンプリングの実施について現在検討中である。この目的は、a）取り出し作業の成立性の確認、b）取得量を増やした分析による燃料デブリの性状把握である。

初号機の燃料デブリ取り出しは、③の a)を確認後に実施する予定であったが、これは①、②で確認できる見通しを得ている。具体的には、小規模な取り出しは、把持、吸引から開始することに加え、同じ装置で取得量を増やしたサンプリングを実施し、燃料デブリ切削等に必要なデータを得られる見通しが得られたことから、③と一体的に実施することが可能であり、かつ、これにより作業員被ばく・廃棄物削減が可能である。したがって、初号機の燃料デブリ取り出しと③は一体的に実施する計画に見直すことが適切である。

3.1.3.1.2 取り出し規模の拡大や初号機以外の号機での取り出しに向けた取組

現場の状態は大きく変えずに、既存の安全システムの活用を基本として小規模な取り出しを行い、そこから得られた情報・経験などの新たな知見を踏まえて、取り出し規模の拡大や初号機以外の号機での取り出しをしていくこととなる。そのためには、安全システムの概念検討等を踏まえた現場適用性の検討、安全システムの必要十分性を確認する評価（安全評価）に必要な放射性飛散微粒子の飛散率等の情報整備、線量低減・水位低下・敷地確保などの現場環境整備、PCV・RPV 内の更なる状況把握、燃料デブリ取り出し作業（干渉物撤去を含む）を効率化する技術、燃料デブリ取り出し作業時の放射性飛散微粒子の拡散を低減する技術、燃料デブリと廃棄物との仕分けの検討、燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発などが必要である。

このため、取り出し規模の拡大や初号機以外の号機での取り出しについては、現場環境整備・内部調査・研究開発を引き続き実施し、初号機の燃料デブリ取り出しを通じて得られる情報・経験を基に、新たな安全システム・取り出し・保管設備等の検討及び現場適用性の評価等のエンジ

ニアリングを進め、収納・移送・保管方法を含め、その方法を確定する必要がある。また、燃料デブリ取り出しは他の作業と並行して実施されることから、廃炉作業全体の状況に合わせ作業計画を見直していくことが必要である。特に、今後本格化する燃料デブリ取り出しを安全かつ円滑に実施するためには、安定的に利用できるエリアの確保による余裕を持った敷地の利活用が大きな課題となる。

なお、初号機の燃料デブリ取り出しが途上であっても、他の号機での取り出し準備が整えば、他の号機での取り出しを開始するなど、廃炉作業全体の最適化の観点から、燃料デブリ取り出しの進め方は柔軟に検討すべきである。

3.1.3.2 内部調査の継続実施等による格納容器内状況の総合的な把握

3.1.3.2.1 これまでの内部調査と炉内状況

事故時に取得したプラントパラメータ等の実測値、事故進展解析、PCV 内部調査やミュオン測定等による現場の実態に関する情報、試験等で得られた知見に基づいた、1～3 号機の燃料デブリの分布、作業現場の線量、燃料デブリへのアクセスルート及び周囲の構造物の状況に関する総合的な分析・評価結果は次のとおりである。

(1) 1 号機の炉内状況

燃料デブリは、その大部分が PCV 底部にあると推定される。PCV 底部の燃料デブリはペデスタル内側床面に拡がり、コンクリートと反応して溶融炉心－コンクリート反応生成物を形成したと推定され、また一部は作業員アクセス開口部を通じてペデスタル外側に拡がった可能性がある。

作業現場の線量は、X-6 ペネトレーション（以下「X-6 ペネ」という。）周りの線量が高い（630mSv/h）ことを確認している。

アクセスルートについては、2015 年の PCV 内部調査により、グレーチング上側から、ペデスタル外側の PCV 底部へのアクセスが可能であることを確認している。

周囲の構造物の状況については、2015 年の PCV 内部調査でグレーチング上側のペデスタル外側壁面に大きな損傷は確認されておらず、2017 年 3 月の PCV 内部調査においても構造物の大きな損傷は確認されなかった。

(2) 2 号機の炉内状況

燃料デブリは、その多くが RPV 底部に存在すると推定され、ミュオン測定の結果でもほとんどの燃料が RPV 内に存在していると評価されており、炉心エネルギーの評価から未溶融の燃料ペレットが相当含まれていると推定されている。2018 年の PCV 内部調査において、ペデスタル内底部の全体に小石状・岩状に見える堆積物が確認され、燃料集合体の一部がペデスタル底部に落下していたことから、その周辺に確認された堆積物は燃料デブリと推定される。ただし、ペデスタル内のコンクリート壁の大規模な損傷・変形は見られなかったこと、ケーブルトレイ及び CRD 交換機の鋼製支柱が溶融していないこと等から、炉内構造材等の金属成分を多く含む燃料デブリと考えられる。なお、他にも堆積物が周囲より高く堆積している箇所があることから、燃料デブリの落下経路は複数存在している可能性がある。また、ペデスタル地下階の作業員アクセス開口部は確認できたが、ペデスタル外への燃料デブリ流出の有無は視認できていない。2019 年 2 月の PCV 内部調査においては、小石状等の堆積物は把持して動かせること、把持できない硬い岩状の堆積物が存在する可能性があることも確認した[8]。

作業現場の線量は、原子炉建屋（R/B）1 階の線量は全体的に約 5mSv/h まで低減していることを確認している。

アクセスルートについては、2018 年の PCV 内部調査において、PCV 貫通部 X-6 ペネから CRD

[8] 東京電力, 2 号機原子炉格納容器内部調査 実施結果, 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 64 回）資料 3-3, 2019 年 3 月 28 日.
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/03/3-3-3.pdf

交換用レールを経由してペデスタル開口部からペデスタル内底部までアクセス可能であることを確認した。

周囲の構造物の状況については、2017 年及び 2018 年の PCV 内部調査において、ペデスタル内側のプラットフォームのグレーチングの一部が落下しているのが確認されたが、ペデスタル内壁面及びペデスタル内の既設構造物には大きな損傷は確認されなかった。また、ペデスタル内底部に燃料集合体の一部が落下していることが確認されたが、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確認されなかった。

(3) 3 号機の炉内状況

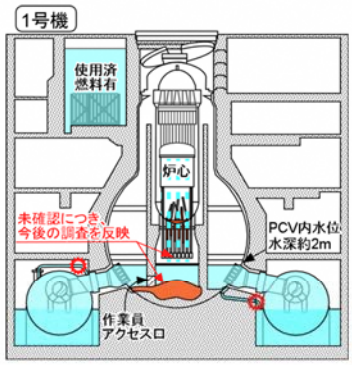
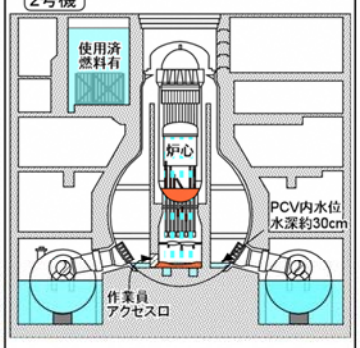
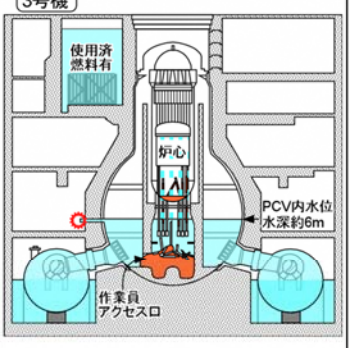
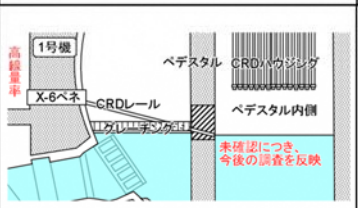
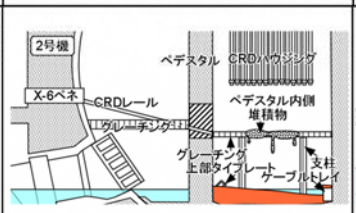
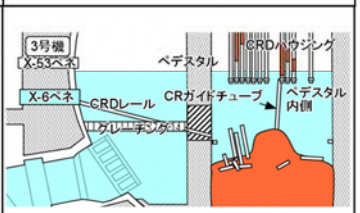
燃料デブリは、RPV 底部に一部の燃料デブリが残っている可能性はあるものの、2 号機と比較して多くの燃料デブリが PCV 底部に存在すると推定されている。ミュオン測定の結果でも RPV 中の元々の炉心領域には燃料デブリの大きな塊は存在しておらず、炉心エネルギーの評価からはいったん溶融した後に固化した大きな塊状の燃料が RPV 底部に存在する可能性が示されている。2017 年 7 月の PCV 内部調査において、溶融物が凝固したと思われるものをペデスタル内に確認した。また、ペデスタル内底部には砂状・塊状の堆積物が確認され、炉内構造物と推定される構造物も落下していたことから、その周辺の堆積物には燃料デブリが含まれる可能性があると推定される。ペデスタル地下階の作業員アクセス開口部は視認できなかったが、近傍に堆積物が確認されたことから、燃料デブリがペデスタル外に拡がった可能性は否定できない。一方で、事故当時ドライウェル（以下「D/W」という。）内に冷却水を注入しており、燃料デブリの拡がりが抑制された可能性もある。

作業現場の線量は、R/B 1 階の環境線量は数～数十 mSv/h 以上であり、線量が高いことを確認している。

アクセスルートについては、2017 年 7 月の水中 ROV による PCV 内部調査により、ペデスタル開口部を経てペデスタル内側底部へアクセスすることが可能であることを確認した。

周囲の構造物の状況については、2017 年 7 月の PCV 内部調査により、ペデスタル内において複数の構造物の損傷や落下物、CRD ハウジングサポートの一部脱落、変形が確認された。また、調査した範囲において、グレーチングはプラットフォーム上には確認されず、ペデスタル内下部に落下しているものが確認された。ペデスタル内壁面には大きな損傷は確認できなかった。

これらの情報をまとめると、図 8 のとおりである。

	1号機	2号機	3号機
	 ■燃料デブリ ○漏水箇所(目視確認)	 ■燃料デブリ ○漏水箇所(目視確認)	 ■燃料デブリ ○漏水箇所(目視確認)
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※1	・R/B 1 階X-6ペ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ペ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ペ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を廃炉・汚染水対策事業で検討中。
1号機のX-6ペ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、規模の拡大時と同じアクセスルートとする可能性がある。なお、次の1号機の内部調査はX-2ペネからアクセスする計画で開発を進めている。

（IRID，エネルギー総合工学研究所，「廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」平成 29 年度成果報告，（2018 年 6 月）等に基づき作成）

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

3.1.3.2.2 今後の内部調査等に係る計画

相対的に内部調査が進んでいる 2 号機については、ペデスタル内の構造物や堆積物の分布等の把握、少量のサンプリングが今後予定されている。こうした内部調査・サンプリングにおいては、機器が以前よりも大きくなっていることや干渉物への対応など、これまでの調査とは異なってくることから、調査機器の試験・遠隔操作訓練等を事前に十分に行うなど、一定の時間をかけて慎重に調査のための準備作業を行っていく必要がある。また、内部調査・サンプリングにおいては、必ずしも PCV 底部の情報のみが必須ということではなく、格納容器内のプラットフォーム上における堆積物の性状（硬さや固着状況、含有元素等）や構造物配置状況等、今後の燃料デブリ取り出し作業のために必要な情報を得ていくことが重要である。

1 号機については、ペデスタル外部の構造物や堆積物の分布の把握、堆積物の少量のサンプリングが 2019 年度に予定されている。これに加え、ペデスタル内部の状況を確認するための調査を検討していく必要がある。

3 号機については、廃炉・汚染水対策事業によって開発、実証された内部調査技術の適用性や、前回調査で使用した水中遊泳式遠隔調査装置を活用した更なる調査の必要性を PCV 水位低下の検討と並行して検討していく必要がある。

1 号機、3 号機については、これらの内部調査も行い、燃料デブリ取り出し方法に関する検討を行っていく必要がある。

今後は、詳細な内部調査の実施にあたって、大型の機器を使用することに伴い、これまでの調査でも利用してきた PCV 内部への既設のペネトレーションを最大限活用することも踏まえ、被ばく対策やダスト管理、閉じ込め機能の維持はもとより、万一の異常時における速やかな復旧対策など、引き続き安全確保への十分な配慮が求められる。

また、福島第一原子力発電所の燃料デブリ・堆積物は、原子炉の構造や事故収束対応の違いから、世界に類を見ない特殊性があり、データも限定的で不確実性が高いため、その性状把握のために分析・推定技術の開発が必要である。特に、分析技術の確立に向け、燃料デブリの実サンプル等を活用した燃料デブリ等の分析方法の実証が必要である。放射性物質分析・研究施設を整備するにあたっては、燃料デブリの格納容器内の部位による性状の違いの把握を進められるよう、実証の結果等を踏まえることが重要である。

3.1.3.3 技術要件の技術課題と今後の計画

3.1.3.3.1 安全確保に係る技術課題と今後の計画

一般に、原子力施設における安全確保を考える上では、必要な防護措置が取られず被ばくをもたらしたり、あるいは不必要に過大で無意味な防護措置が取られたりすることのないよう、代表事故事象等の想定に基づく安全機能の明確化とそれに応じた必要十分な防護措置を定める「安全確保の考え方」を確立することとされている。福島第一原子力発電所の廃炉作業においては、通常の原子力発電所のような定型化・標準化された安全確保の考え方が適用できないため、実情に即した安全確保の考え方を確立していく必要がある。このため NDF では、廃炉の安全で円滑な推進という目的を共有する原子力規制委員会を含む関係機関の共通認識を醸成するため、安全確保の考え方の整理を進めている（2.3.3.4 項参照）。

特に、燃料デブリ取り出しのようなこれまでに前例のない不確かさを内包する作業に当たっては、取り出し概念設計において、安全確保のための防護措置を検討していくこととなるが、内部状況の不確かさを低減する取組を進めつつ、作業規模に応じた防護措置を合理的に見極めていくことが重要である。

NDF では、こうした安全確保の考え方の整理とともに、次の 3.1.3.3.2 項から 3.1.3.3.7 項までに示すとおり、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。なお、燃料デブリ取り出しに限らない安全確保のための具体的な取組については 3.5.4 項で述べる。

3.1.3.3.2 閉じ込め機能の構築（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し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に維持している。なお、こ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 ガス管理設備により放射性物質放出抑制が図られている[9]。

燃料デブリ取り出しでは、把持、吸引といった小規模な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だが、その後の燃料デブリ切削等の作業に伴い、α核種を含む放射性飛散微粒子（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し、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、規模拡大の段階ごとに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、規模拡大を図っていくことが合理的である。例えば、想定される内部調査等や小規模な取り出しにおいては、取り出し量を少量にすることや慎重に切削を行うことにより、αダスト飛散量の抑制を図る。このとき、原子炉建屋内外のダストのモニタリングや、既設設備を使い PCV 内を均圧化ないし負圧化する等の検討が必要となる。そして、作業によるαダスト飛散等の状態の変化を監視し周囲への影響を評価した内容を踏まえ、徐々に燃料デブリ取り出しの規模を拡大していくことが考えられる。なお、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、PCV 内を均圧化ないし負圧化することによる閉じ込め機能の構築に加え、二次的な閉じ込め機能の必要性について検討していく必要がある。

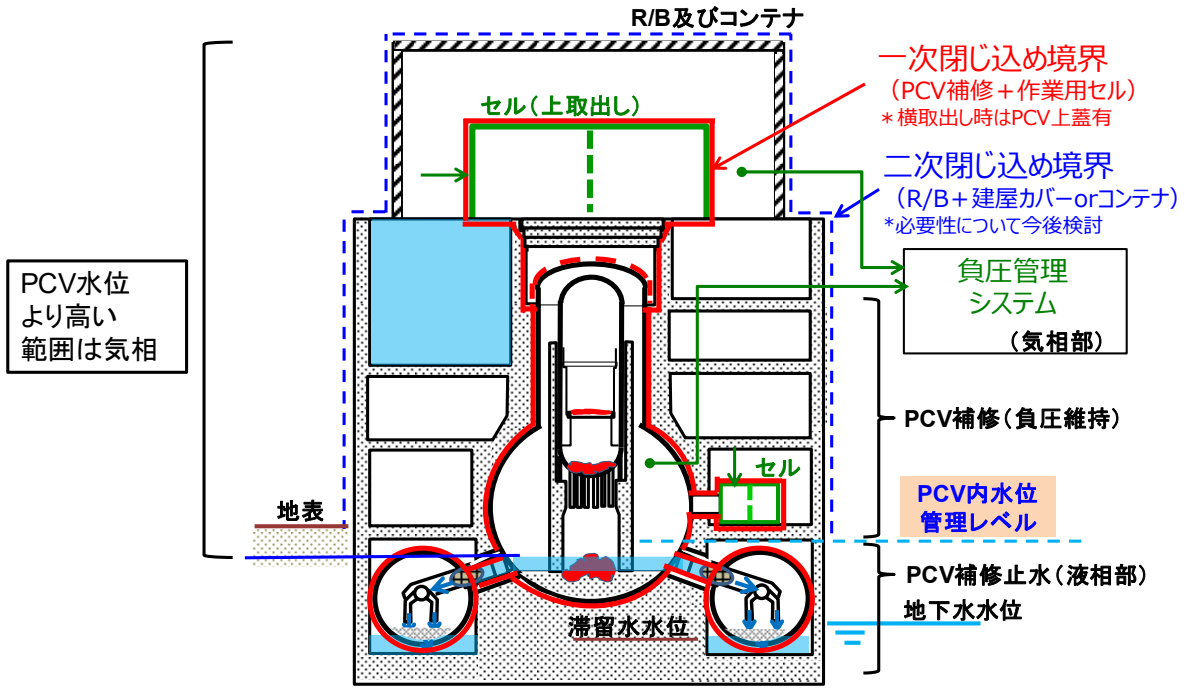


図 9　負圧管理による閉じ込め機能（気相部）の構築例

[9] 気体廃棄物の放出に起因する敷地境界における被ばく線量評価値が 3.0×10^{-2}mSv/年であるのに対して、1～4 号機原子炉建屋からの追加的放出量の評価は約 2.2×10^{-4} mSv/年（2019 年 3 月期評価値）である（3.5.2.2 項参照）。

この閉じ込め機能（気相部）の構築に当たり、当面取り組むべき技術課題は次のとおりである。

(1) 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、今後想定されるサンプリングや小規模な取り出し時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、研究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[10]。

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ないため、水没していない燃料デブリについ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。このとき、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 上部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などの困難が存在する。

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、燃料デブリ取り出し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。そのため、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が必要となる。流入する空気（酸素）による構造材の腐食進展への影響に係る評価と必要に応じたその防護策の検討については、3.1.3.3.6 項で詳細を述べる。

C. 二次閉じ込め機能の必要性検討

図 9 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収納缶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

[10] 添付資料 15 中「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）」参照

の見極めと技術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ておく必要があり、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、3.1.3.3.6 項で詳細を述べる。

(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廃棄物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線β（γ）線放出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あらかじ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。

3.1.3.3.3 閉じ込め機能の構築（液相部）

前項で述べたとおり、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、燃料デブリを水没させる、または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、吸引といった小規模な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だが、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（α核種を含む放射性微粒子）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影響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 10）。

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、α粒子を含む冷却水の拡散防止の観点での利点を有する、PCV から取水し原子炉へ注水冷却する PCV 循環冷却系を検討していく必要がある。

中長期ロードマップにおいては、燃料デブリ取り出し時における原子炉注水冷却ラインについては､PCV からの取水による PCV 循環冷却系の成立性を含めて検討を進めることとされている。この PCV 循環冷却系は、3.3.2.3 項で述べるとおり、建屋内滞留水の汚染を防ぐ効果を有するため、燃料デブリ取り出し作業に伴って発生するαダストの拡散防止の観点から利点を有する。この際、より確実な閉じ込め機能を確保する観点から、PCV 下部補修等による止水の検討が進められてきている。これまでの検討結果からは、PCV 下部補修による完全な止水は難度が高いことが明らかとなってきているが、PCV 補修技術やその実規模試験の成果[11]なども鑑みて、止水技術の適用による漏えい抑制と冷却水の循環・浄化系を組み合わせたシステムも含め、閉じ込め機能の在り方について検討を進めていくべきである（添付資料 9）。

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、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。例えば、想定される内部調査等や小規模な取り出しにおいて、現状の水循環システムにて作業を行う場合、閉じ込め機能（気相部）と同様に、取り出し量を少量

[11] IRID, 平成 27 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金 原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の開発 平成 28/29 年度成果報告, 2018 年 7 月. http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2018/06/20170000_08.pdf
IRID, 平成 27 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金 原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の実規模試験 平成 29 年度成果報告（最終報告）, 2018 年 3 月.
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2018/06/20170000_07.pdf

にすることや慎重に切削を行うことにより、冷却水中の放射能濃度の増加抑制を図る。このとき、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行うとともに、既設の水処理設備での入口放射性物質濃度の低減を目的として、設備の追設、設置等を検討していく必要がある。α核種を含めた廃液の状況変化を監視・評価した内容を踏まえ、徐々に燃料デブリ取り出しの規模を拡大していくことが考えられる。なお、PCV 内から原子炉建屋への大量の冷却水流出等の異常事象においても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が求められる。このため、適切な PCV 内水位の設定とこれをコントロールする PCV 内水位管理システムを確立することが必要となる。

この閉じ込め機能（液相部）の構築に当たり、当面取り組むべき技術課題は次のとおりである。

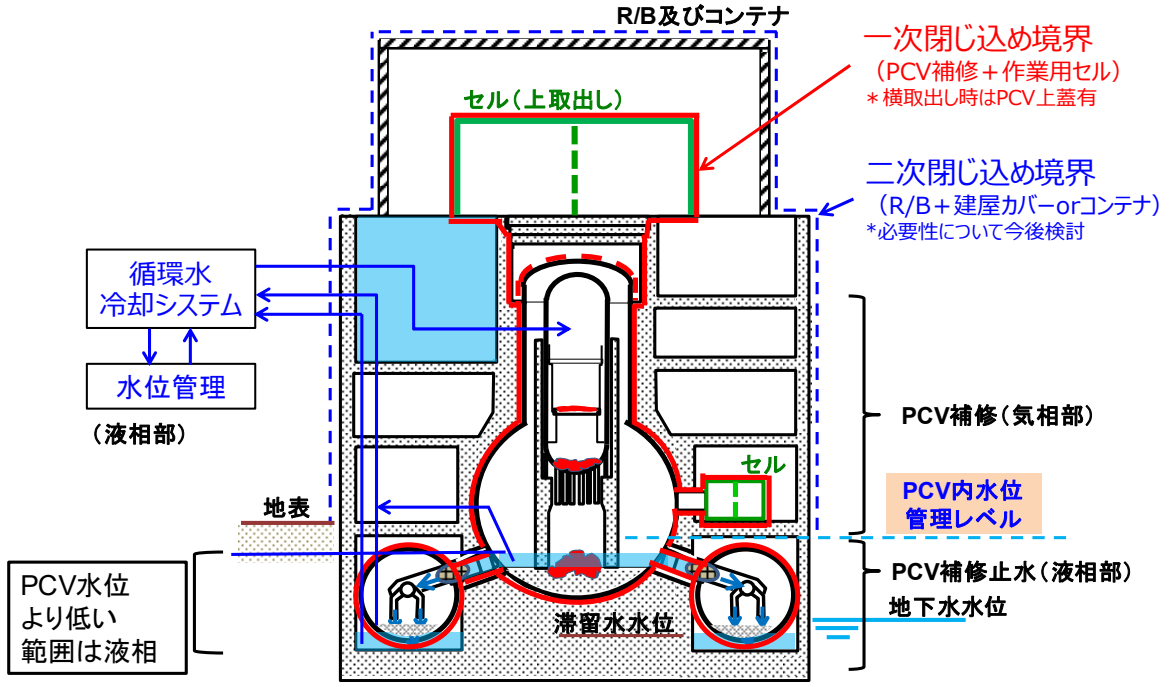


図 10　閉じ込め機能（液相部）の構築例

(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、小規模な取り出し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、切削によって発生するダストを 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、小規模な取り出しの段階で、現状の水循環システムによるモニタリング結果を PCV 循環冷却系の検討に適宜、反映していくことが望ましい。

(2)　PCV 止水の成立性

これまで、PCV 下部液相部の閉じ込め機能の向上を目指し、トーラス室への冷却水の漏えいを抑制すべく、ベント管止水、ダウンカマー止水、ストレーナ止水等の方法が検討されている。

廃炉・汚染水対策事業による検討状況等を踏まえると、現状の止水技術の適用には困難な面があることが判明している。さらに、部分的であれ止水工事を行う場合には、ベント管止水工事中の PCV 内水位、PCV 循環冷却系、水位制御の検討が必要となる。また、S/C 脚部の耐震裕度が小さいことや S/C 以外の漏えい経路があること等から、PCV 内やトーラス室の水位制御との組み合わせによる循環冷却系の検討が進められている。今後は、エンジニアリングの中で各号機への止水技術の適用性について検討を進め、適用に当たって開発すべき課題の抽出を行い、必要に応じて追加開発を行い、実機への適用を総合的に判断していくべきである。

(3) PCV 内の水位の設定

S/C 脚部の耐震裕度が低いこと等から、止水技術の適否によって、PCV 内水位に対する考え方が大きく異なることとなる。

ベント管止水によって S/C 内への冷却水の流出を防止できる場合は、PCV 内水位を高く設定できるが、止水できない場合は PCV 内水位を低く設定せざるを得ない。このときは、燃料デブリの冷却やダスト飛散抑制の観点からの評価が必要になることに加え、PCV からの取水箇所を決定するとともに、PCV 内水位、S/C 水位、トーラス室水位、地下水位を監視・制御する必要がある。

各号機における PCV 内の水位について、ベント管止水を実施した場合、S/C 内に高流動コンクリートを充填してダウンカマー先端を埋設するダウンカマー止水を実施した場合、止水を実施しない場合に分けて考察すると添付資料 10 のとおりである。

3.1.3.3.4 冷却機能の維持

燃料デブリは崩壊熱を発生しているため、熱エネルギーにより液相部から気相部へ移行する核種を抑える等の観点から、冷却機能を常に維持し続ける必要がある。現状では、冷却水によって、この温度を 100℃未満で維持することを目標とした冷温停止状態が維持されている。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。また、地震や津波等の事象により常設の設備による冷却が維持できなくなった場合に備え、機動的対応も含め、代替の注水機能・設備について検討する必要がある。

このとき、規模拡大の各段階において冷却機能を維持するためには、液相部閉じ込めのための PCV 内の水位制御の考え方や循環水冷却・浄化システムなど、他システムの検討内容との整合を図りつつ、規模拡大の段階ごとに得られたデータから、冷却に必要な合理的な循環流量の検討も含め、次段階において循環冷却系統を検討、構築していく必要がある。さらに、将来的に燃料デブリ取り出しが進行し、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の検討がある。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の PCV 内部状態の変化を評価し、機器の回収等、異常発生時の対応策・手順等を検討しておく必要がある。

また、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、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。

3.1.3.3.5 臨界管理

現状、核分裂生成物（以下「FP」という。）である希ガス（Xe-135）の濃度監視では、濃度は臨界判定基準である 1Bq/cm^3 に対して十分に低いレベルで推移しており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外にも広範囲に分散していると推定されることなど、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では工学的にみて臨界が起こる可能性は低いと考えられる。さらには、仮に臨界が発生した場合においても燃料デブリが広範囲に分散していると推定されること等から、その規模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に当たっては、燃料デブリの形状等が変化することから、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て、確実に臨界の発生を防止すること、また、万が一の臨界を想定しても速やかな検知・停止が行われるよう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、推定反応度変化量に基づき加工量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などの措置を講じていくことも含め、取り出し量を増加していくことが考えられる。また、取り出し全体を通じて、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信号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、設計による対応と運転員による監視と判断を組み合わせた、確実な臨界防止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、管理をした状態で保管することが重要である。

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

規模拡大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精緻化していくことが必要であり、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計画を見直していくことが必要である。

(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、核分裂電離箱、B-10 比例計数管、半導体検出器など用途に応じた多様な種類が存在しており、これらの特徴を踏まえつつ、中性子検出器を選定していくことが重要である。臨界監視のために求められる中性子検出器の要求仕様としては、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)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の状況を踏まえつつ、最適な検出器を選定していくことが重要である。

また、中性子検出器の設置場所についての検討を行うとともに、具体的な運用方法として、中性子束の変動による作業中止や中性子吸収材であるホウ酸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 底部ペデスタル外、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 ガス設備により臨界検知できるが、臨界近接監視の成立性等や、臨界リスクシナリオや評価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（1000Gy/h を想定）における鉛遮へいの必要性から、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・測定時間等)の検討が課題となっている[12]。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を踏まえつつ、中性子検出器の選定や最適化検討を行うことが必要であり、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検出器の小型化等の現場への適用性が検討されている。

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に、技術の

[12] IRID, 平成 27 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ臨界管理技術の開発） 最終報告, 2018 年 3 月. http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2018/06/20170000_05.pdf

実証に向けた計画を策定し実証中であり、その結果を踏まえて、適用性について評価を行う必要がある。

(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って、燃料デブリの臨界性が高いことが判明した場合に備えて、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の必要ホウ素濃度の評価や設備成立性等の検討が進められ、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[13]。PCV 循環冷却系への影響や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、燃料デブリ取り出し作業によって得られる燃料デブリ組成等に基づき、通常時の五ホウ酸ナトリウム注入の必要性を見極めていく必要がある。

また、臨界が発生した場合には、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することとなるが、移行後において未臨界を維持する方法として、水位低下またはホウ素濃度維持の選択を判断していく必要がある。

さらに 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、B_4C 金属焼結材・B/Gd 入ガラス・Gd_2O_3 粒子、水ガラス／Gd_2O_3 造粒粉材が挙がり、これらの候補材について、燃料デブリ保管時の長期照射による収納管健全性への影響、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た [13]。

なお、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、非溶解性中性子吸収材の導入も検討されている。

(5) PCV ガス管理設備による臨界検知

燃料デブリ取り出し箇所周辺の臨界近接及び臨界検知と、燃料デブリ取り出し箇所以外における燃料デブリの落下・粉体デブリの集積など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 に加えて 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が判明しており、今後、実機への適用について検討する必要がある [12]。

3.1.3.3.6 PCV・建屋の構造健全性（耐震性）と安全機能の維持

原子炉建屋、PCV、RPV 等は事故時に水素爆発を経験し、また高温環境に晒された影響や海水が注入されたことによる腐食等の影響もあるため、構造健全性を確認する必要がある。これらの影響と大地震の発生可能性や構造材の経年変化も考慮した上で、燃料デブリ取り出し期間中、PCV、RPV 等の重要な機器・設備の支持機能を維持すること、PCV 及び原子炉建屋等の閉じ込め機能の劣化を抑制することが必要となる。また、地震等によって、万が一、機器の破損等が生じることを想定し、その損傷形態に応じた人や環境への影響を評価して必要な緩和策を検討することが必要である。

この PCV・建屋の構造健全性と安全機能の維持に当たり、当面取り組むべき技術課題は次のとおりである。

(1) 耐震性の評価

A. 事故の影響及び経年劣化を踏まえた耐震性の評価

これまでの検討において、原子炉建屋、PCV 及び RPV、RPV を支えるペデスタル等の構造上

[13] 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

の主要部分は、事故による損傷、40 年間分の腐食による経年劣化及び燃料デブリ取り出しに必要な設備等の負荷を考慮しても基準地震動 Ss（600Gal）に対して比較的大きな耐震裕度を確保できる結果が得られている。

この評価において、原子炉建屋については 1, 3, 4 号機の水素爆発による損傷を考慮した評価[14]を行うとともに、現場における原子炉建屋の調査として目視やロボットによるひび割れ調査等を実施している。特に水素爆発による損傷は大きいが線量が低い 4 号機の原子炉建屋においては定期的なひび割れ調査とコンクリート強度調査が実施されており、これまでの調査結果において有害なひび割れがないこと及びコンクリート強度は設計基準強度を満たしていることを確認している[15]。今後も引き続き健全性に係る定期的な調査を行うとともに、想定外の有害なひび割れなどが発見された場合には、遠隔装置でのひび割れ補修などにより健全性を維持していく保全計画が必要と考えられる。なお、小規模な取り出しでは、建屋耐力に影響を与えるサイズの躯体開口設置はないものと想定されるため、建屋の耐震性に大きな影響は無いと考えられるが、新設設備に対する局所的な床の耐荷重の検討及び支持性能の確認等が必要となる。また、規模を拡大した取り出し時には、建屋耐力に影響を与えるサイズの躯体開口設置がある場合が想定されるため、新設設備に対する局所的な床の耐荷重の検討及び支持性能の確認等に加え、地震力の増大への影響も考慮して耐震性の再評価を行う必要がある。

ペデスタルについては、事故進展解析や PCV 内部調査の結果を踏まえ、事故時の高温履歴の影響を考慮した保守的な条件設定とした評価を行っている。なお、燃料デブリによる侵食の可能性については、侵食範囲を複数仮定し、コンクリートや鉄筋の高温履歴の影響を考慮した解析を実施している。

S/C 脚部については、耐震裕度が比較的小さいことを踏まえ、PCV 下部の補修方法の影響を大きく受けることも考慮し、詳細な解析モデルによる評価を実施している。なお、ベント管止水、S/C 内部にコンクリートを充填し止水性を高めるストレーナ止水や、埋設深さが小さいダウンカマー止水などの補修方法を採用した場合でも、基準地震動に対して耐震裕度を確保できるとの評価結果が得られている[16]。

これらの評価について、今後の PCV 内部調査や燃料デブリ取り出し方法の検討の進捗に応じ、より詳細に実施していく必要がある。

B.　損傷発生時の影響評価と対応策の検討

大地震時に万一ペデスタル等が損傷し、その結果 PCV に亀裂等の損傷が生じた場合には、トーラス室に設置される常用ポンプに加え可搬式ポンプ等の排水設備などによる機動的対応も考えられているが、今後、PCV 内部調査等において更なる課題が明らかとなった場合には、適切な対応策を検討し、燃料デブリ取り出し概念に反映していくことが必要と考えられる。また、適切な対応策を検討した上で、事故時の現状（高線量の作業環境、PCV 等に部分的損傷、崩壊熱の大幅減少等）を踏まえ、新設設備の耐震クラスの設定やそれに基づく耐震性評価が必要と考えられる。

(2)　燃料デブリ取り出し作業期間中にわたる劣化抑制対策

3.1.3.3.2 項に述べたとおり、燃料デブリ取り出し時に PCV 内を負圧に維持する場合は大気の流入により酸素濃度が上昇して、RPV・PCV 等の構造材及び必要な配管等の腐食が進行することが懸念されるものの、(1)の耐震性評価は腐食進行の影響を考慮した上で実施しており、上述のと

[14] 東京電力,福島第一原子力発電所 1～4 号機本館建物の基準地震動 Ss に対する耐震安全性評価について,平成 25 年 2 月 21 日　http://www.nsr.go.jp/data/000050857.pdf

[15] 例えば、東京電力, 福島第一原子力発電所 4 号機原子炉建屋の健全性確認のための定期点検結果（第 9 回目）について, 原子力規制委員会ホームページ 2014 年 7 月福島第一事故対策に関するもの 被規制者等との面談の予約・実施状況 うち 2014 年 7 月 24 日分. http://www.nsr.go.jp/data/000054381.pdf

[16] IRID, 平成 25 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金 圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発 進捗状況, 2015 年 11 月. http://irid.or.jp/_pdf/201509to10_09.pdf

おり 40 年間分の鋼材の腐食による減肉を考慮しても基準地震動に対する耐震裕度を確保できる見通しが得られている。一方、更なる腐食抑制対策のため、廃炉・汚染水対策事業において、長期の廃炉作業期間にわたり RPV・PCV 等の構造材及び必要な配管等の腐食の進行を防ぎ、現状を維持するための腐食抑制策の実機適用性について検討している。

PCV・RPV 及び配管等については、放射線環境や海水投入の影響を考慮した鋼材の腐食抑制剤の有効性の試験も実施されており、全体腐食・局部腐食に対しても有効な腐食抑制剤の候補も抽出されている[17]。一方、既設循環水冷却・浄化システムへの防錆剤の影響を緩和する上では、浄化の前段階で防錆剤濃度を低減する必要が示されている[17]。今後、PCV 循環冷却系の検討において、腐食抑制策と他の要求機能が満足される対応策を総合的に検討していく必要がある。

3.1.3.3.7 作業時の被ばく低減等

今後予定される燃料デブリ取り出し関連作業の主な作業区域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ため、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（対象核種、線量当量率、空気中濃度、表面密度）や作業形態（直接作業、遠隔）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（核種）と線量当量率から被ばく線量を評価し、「時間、距離、遮へい」の三原則（被ばく低減のため、被ばく時間を短くし、線源から距離を置き、可能であれば遮へいを行うこと）に則り、合理的に達成可能な被ばく低減対策を施す必要がある。

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 内やトー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、除染に係る被ばくと PCV 補修等の作業に係る被ばくのバランスを考慮しつつ、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気中濃度及び表面密度から空気浄化設備を設置する等の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とともに、万一の事象に備え、あらかじめ内部被ばく事象の対応措置を定め、バイオアッセイ等による被ばく評価を含めた緊急被ばく医療体制を構築しておくことが肝要である。

長期にわたる廃止措置の被ばく低減においては、廃炉全体を俯瞰して全体的、共通的な被ばく低減対策が必要であり、現場作業の実績、教訓を次の計画にフィードバックして計画精度を向上

[17] IRID, 廃炉・汚染水対策事業費補助金 圧力容器／格納容器の腐食抑制技術の開発 成果報告, 2017 年 7 月. http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2017/06/20160000_10.pdf

し、工程遅延等のトラブルの再発防止に取り組むことが大切である。上記の考え方に基づいて横断的に被ばく低減を統括する仕組み、ノウハウ伝承のシステム整備を行うことが必要である。

特に、原子炉建屋内の作業員の被ばく低減については、作業エリアに必要な作業環境を確保するために、作業内容と汚染状況を考慮して線量低減計画を立てることが重要である。作業エリアの目標線量率は、法令で定められた被ばく線量限度（50 mSv/年及び 100 mSv/5 年）を踏まえて、作業工法、作業時間、作業員の人数を基に検討して設定する必要がある。また、三原則に沿った線量低減技術に関する情報を適宜更新し、現場に活用することが重要である。

なお、福島第一原子力発電所においては様々な核種が混在しているため、被ばく管理上は、線種ごとに被ばく量（外部被ばく及び内部被ばく）を適切に見積もることのできる核種（着目核種）を合理的な評価対象として選定しておく必要がある。すなわち、外部被ばく管理においては線量率の管理や防護装備の着用基準等へ反映するべきである。内部被ばく管理においては作業環境の空気中濃度の管理基準や作業者の呼吸保護具の着用基準等へ反映するべきである。特に、α核種の混在を考慮した測定管理についてハード面及びソフト面から検討し、燃料デブリの取り扱いが開始されるまでに整備する必要がある。

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。

3.1.3.4 燃料デブリ取り出し工法に係る技術課題

3.1.3.4.1 アクセスルートの確保

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、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などには、3.1.3.3.2 項に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。

気中工法に軸足を置き、PCV 底部への横アクセスを先行させるという燃料デブリ取り出し方針の決定に基づき、現在、東京電力においてエンジニアリングが行われているところであるが、これまでの廃炉・汚染水対策事業における研究開発成果を踏まえ、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を構築し、必要に応じ、原子炉建屋壁側面開口部の設置や、PCV 側面開口部の拡大を含めた計画を策定することとなる。この際、横アクセス工法においては、セル等の設置時の原子炉建屋床の耐荷重を超過するおそれがあることが課題となっている。このため、吊り橋方式やアクセストンネル方式など、建屋外部に荷重を逃がす方式の比較検討を進めている。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のために必要な研究として、工程を短縮する干渉物撤去技術の成立性確認を行っている。

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。

なお、燃料デブリ取り出し方針においては、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技術開発を進めていくことが重要である。

3.1.3.4.2 機器・装置の開発

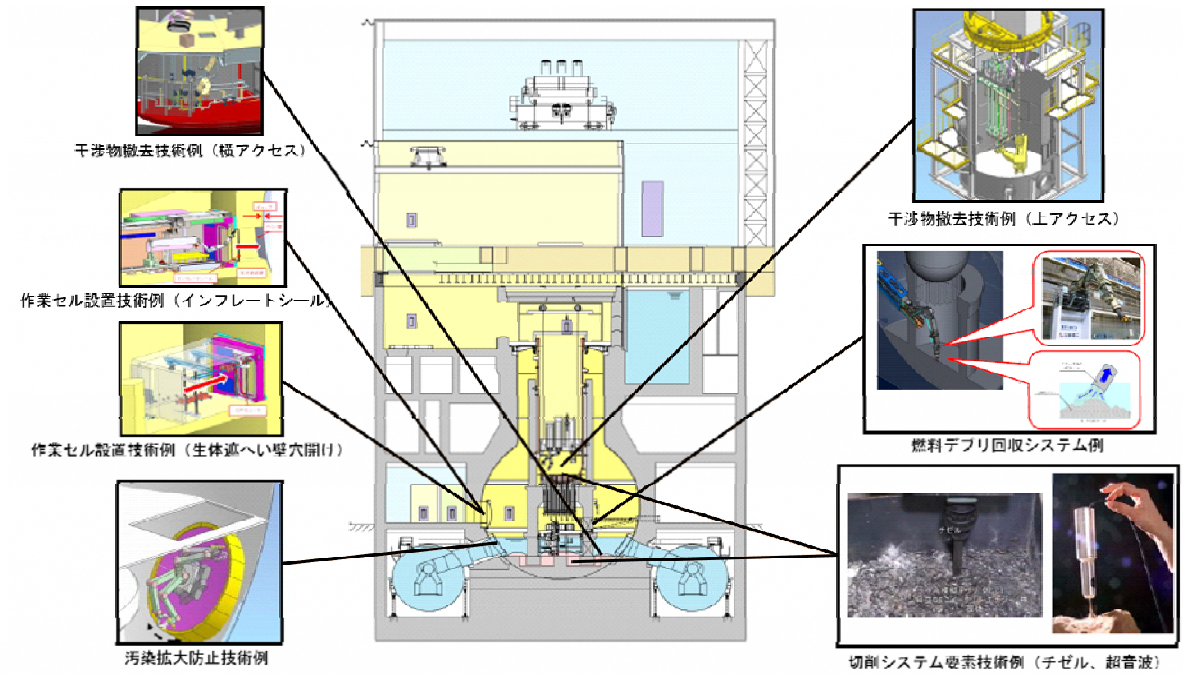
燃料デブリを安全・確実・効率的に取り出すためには、現場条件に適合し、必要な機能を備えた燃料デブリ取り出し機器・装置を開発する必要がある。これらの機器・装置は、燃料デブリが主に存在すると考えられる RPV 内部及び PCV 底部の現場状況に柔軟に対応するために、耐放射線性、防じん性、防水性、3.1.3.3.4 項に述べた温度目標、遠隔点検・保守性、遠隔操作性、視野確保、耐震性、衝突回避や異常時自動停止などの保護機構、高い信頼性と適切な冗長性、トラブル発生時に以降の作業を妨げない救援機構、燃料デブリ取り出しの効率性（ペイロード）などの

仕様を満たす必要がある。

これらを踏まえ、燃料デブリの取り出し機器・装置を具体化していく必要がある。具体的に実装されるべき機能として、燃料デブリの状態（破片状、汚泥状、微細粉状等）に応じた取り出しシステム、また、燃料デブリの切削システム（レーザー、ボーリング、破砕等）と、これに合わせた集塵システムの開発が行われ、切削システムについては概ね見通しを得たが、回収、集塵システムについては引き続き開発が進められている。さらに、燃料デブリ取り出し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、閉じ込め機能（気相部）の構築のための作業セル設置、既設構造物との接続方法の技術開発や上アクセスのアクセスルート確保のための技術開発、上アクセス・横アクセス工法毎の干渉物撤去のための技術開発が進められている（図 11 参照）。

これらの技術開発は、現在、廃炉・汚染水対策事業において進められているところであるが、今後、それぞれ開発された機器・装置を組み合わせた上で、実際に現場において安全確実に上記の性能が発揮できることを確認するために、燃料デブリ取り出しの現場での機器投入等に先立って、十分に検討された遠隔モックアップ試験においてその検証を行う必要がある。

この遠隔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おける、技術開発した遠隔装置の現場環境へ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、現場を模擬した施設により実施する必要があるが、JAEA の楢葉遠隔技術開発センターや 5, 6 号機の活用など、目的に応じて合理的に実施することが重要である。そのため NDF では、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整理・検討を進めている。特に重要と考えられる実規模モックアップ施設・設備整備の必要性の観点で、遠隔装置の基本性能を確認する「開発モックアップ」、遠隔装置の現場環境への適用性等を確認する「環境モックアップ」、現場投入のための作業訓練等を行う「訓練モックアップ」に分類し、これらの要求事項の具体化を図っている。



（画像提供：IRID）

図 11　燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術（例）

3.1.3.4.3 系統設備・エリアの構築

燃料デブリ取り出しに当たっては、安全機能を確保するための系統設備等（コンテナ・作業用セルや、機器及び装置類含む）の必要十分性を評価し、必要に応じて追設・新設の上、適正に運用する必要がある。この際、その設置、運転・保守管理及び作業員被ばく低減のための遮へい体等の設置に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。

この系統設備等には、3.1.3.3.2 項に述べた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、3.1.3.3.3 項に述べた液相部の閉じ込め機能及び 3.1.3.3.4 項に述べた冷却機能の維持で要求される循環水冷却・浄化システム、3.1.3.3.5 項に述べた臨界管理で要求される臨界管理システムなどがあり、それぞれシステムの設置案の検討が進められている[18]。また、燃料デブリ取り出しに当たって必須である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、臨界（希ガス濃度他）、水素濃度等）の具体化は今後の重要な課題である。これらのシステムの機能要件を満たし統合した全体システムとしての系統設備等の実装方法を具体化していく必要がある。

また、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、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エリアの取り扱い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。今後は、燃料デブリ取り出し作業実施に向けて、各システムを構成する設備の設置や運用のためのエリアのレイアウトの詳細検討や、取り出した機器の仮置き・処置のための場所、取り出した燃料デブリを保管するための敷地内プロットプラン等の検討を進める。

3.1.3.5 燃料デブリの安定保管に係る技術課題

3.1.3.5.1 燃料デブリの取り扱い（収納・移送・保管）

燃料デブリ取り出しまでに、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、以下の検討が進められている[19]。

- 収納缶の基本仕様、すなわち取り扱い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などの策定と、収納缶の構造検証のための試験の計画とその実施
- 収納缶に格納した燃料デブリからの現実的な水素発生予測法の検討とその結果を用いた安全な移送条件の検討
- 収納缶内の燃料デブリに対して適用可能な乾燥技術の検討と、その技術を用いた乾燥システムの検討

今後、これらの検討結果に基づいて、燃料デブリの収納から保管までの設備・システムを具体化していく必要がある。さらに、1 日あたりの燃料デブリ取り出し量や収納缶への充填率を考慮して移送方法の具体化、具体的な保管施設の形式や規模等を検討していく必要がある。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、保障措置に対する要求への対応も含める必要がある。

小規模な取り出しにおいて収集・蓄積できる水素発生量等の各種計測データや、構内移送容器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り扱いに関する知見や経験を、規模を拡大した取り出し時の燃料デブリを安全・確実・合理的に収納・移送・保管するための設備、施設の設計に反映することが重要である。今後、規模を拡大した取り出しに向けて、敷地全体の

[18] 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 29 年度成果報告書, 2018 年 4 月. http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2018/06/20170000_10.pdf

[19] IRID, 平成 27 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）」平成 29 年度実施分報告, 2018 年 6 月. http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2018/06/20170000_03.pdf

利用計画を踏まえながら、具体的な移送ルート、保管場所の具体化を進めていく必要がある。
なお、中長期ロードマップにおいては、燃料デブリの処理・処分については燃料デブリ取り出し開始後の第 3 期に決定することとされている。

3.1.3.5.2 燃料デブリ取り出し作業時における廃棄物の取り扱い

燃料デブリ取り出し作業においては、燃料デブリのほかに、その準備作業、取り出し作業、後片付け等の各作業段階において PCV 内外から解体･撤去される構造物や取り出しのための装置の交換部品等の様々な放射性廃棄物が発生する。これらについても安全かつ適切に分類・保管していく必要がある。
特に、PCV 内に存在する燃料デブリと炉内構造物等の廃棄物に関しては、これらの分類・保管の検討のために必要な PCV 内における燃料デブリ及び廃棄物の分布状況やその性状といった情報の収集・整理を進めるものの、取り出しに先立って必要十分な情報を蓄積・整理することは、現実的に困難である。また、燃料デブリの本質は核燃料物質の有無であると考えられるため、核燃料物質の含有濃度に基づいて仕分けができることが望ましいが、これらを PCV 内から取り出された燃料デブリ単体、もしくは収納缶等の単体でその場で正確に計量ないし推定することは、現時点では技術的難度が高いと考えられる。
したがって、取り出し作業時の実務的な課題として、取り出す物質についての事前情報が限定的な状況においても、規模を拡大した取り出しに向けては、これを燃料デブリとして扱うか廃棄物として扱うかを適切に判断するための仕分け基準を策定しておくことが重要である。このため、今後の内部調査等において得られる知見や情報を踏まえて可能性のある仕分けの方法を検討し、その実現のため、燃料デブリと廃棄物に仕分ける場合に必要となる技術の調査と技術課題の解決を進めていく必要がある。

3.1.3.5.3 燃料デブリに対する保障措置方策

我が国の原子力施設は、国際原子力機関（以下「IAEA」という。）と締結した包括的保障措置協定及びその追加議定書の義務の履行のため、国内保障措置制度の一部として計量管理を実施するとともに、核物質の封じ込め及び監視並びに IAEA による査察及び補完的なアクセスを受け入れて、核物質が申告どおり平和目的だけに利用されていることを示すことが求められている。福島第一原子力発電所においても、保障措置活動を通じて核物質が申告どおりに管理されていることが IAEA によって確認されてきたが、事故の発生により、保障措置の実施に当たり事前に提供してきた施設の基本情報や核物質の利用や保管の状況が大きく変わった。健全な原子力発電所では、核物質は物質収支区域（MBA）ごとに、定まった形を持つ、すなわち、一つ一つのアイテムとして勘定できる燃料集合体を単位として明確に計量管理されるが、福島第一原子力発電所 1～3 号機では、多くの燃料集合体が溶融してその形状を留めていないと考えられる。また、施設が破損していることから、震災前と同様の枢要箇所への封じ込め及び監視の手法が適用できない、あるいは、高放射線量のために査察による立ち入りや検認活動が制限される等、従来の計量管理及び保障措置活動の実施が困難な状況に至っている。現状は、かかる状況の代替措置として、福島第一原子力発電所 1～3 号機には追加の保障措置活動が適用され、未申告の核物質の移動等のないことが確認されている。
一方、今後の燃料デブリのサンプリングや燃料デブリ取り出しにおいては、福島第一原子力発電所 1～3 号機の PCV の内部から外部へ核物質が移動することになるため、これらに即した新たな計量管理や保障措置が必要となる。しかしながら、燃料デブリには核燃料物質以外の構造材等が混じっている可能性が高く、その組成の確認や含まれる核物質の定量は技術的に極めて難しいと考えられる。このように、事故後の福島第一原子力発電所 1～3 号機に適用される計量管理と保障措置については、従前の方法に代わり実現可能な範囲で何を行うべきかが、本質的に問われている。
こうした課題に対し、IAEA と原子力規制庁との間で設置されている福島タスクフォースにおい

て、福島第一原子力発電所における保障措置に関する協議が継続され、新たに燃料デブリの少量サンプリングに適用する計量管理に関する協議が開始された。我が国としては、円滑な保障措置及び適切な計量管理が適用されることを目指し、早い段階から IAEA を含む関係者へ必要な情報提供を行っている。これらは、IAEA が標榜する「Safeguards by Design」（設計段階からの保障措置への配慮）の思想とも合致するものである。引き続き、現場作業に過大な負担が掛からない現実的かつ十分な透明性を有した計量管理と保障措置の在り方について我が国として積極的に提案を行い、IAEA を含む関係者間での合意を目指していくべきである。

3.1.3.6 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 12 のとおりである。

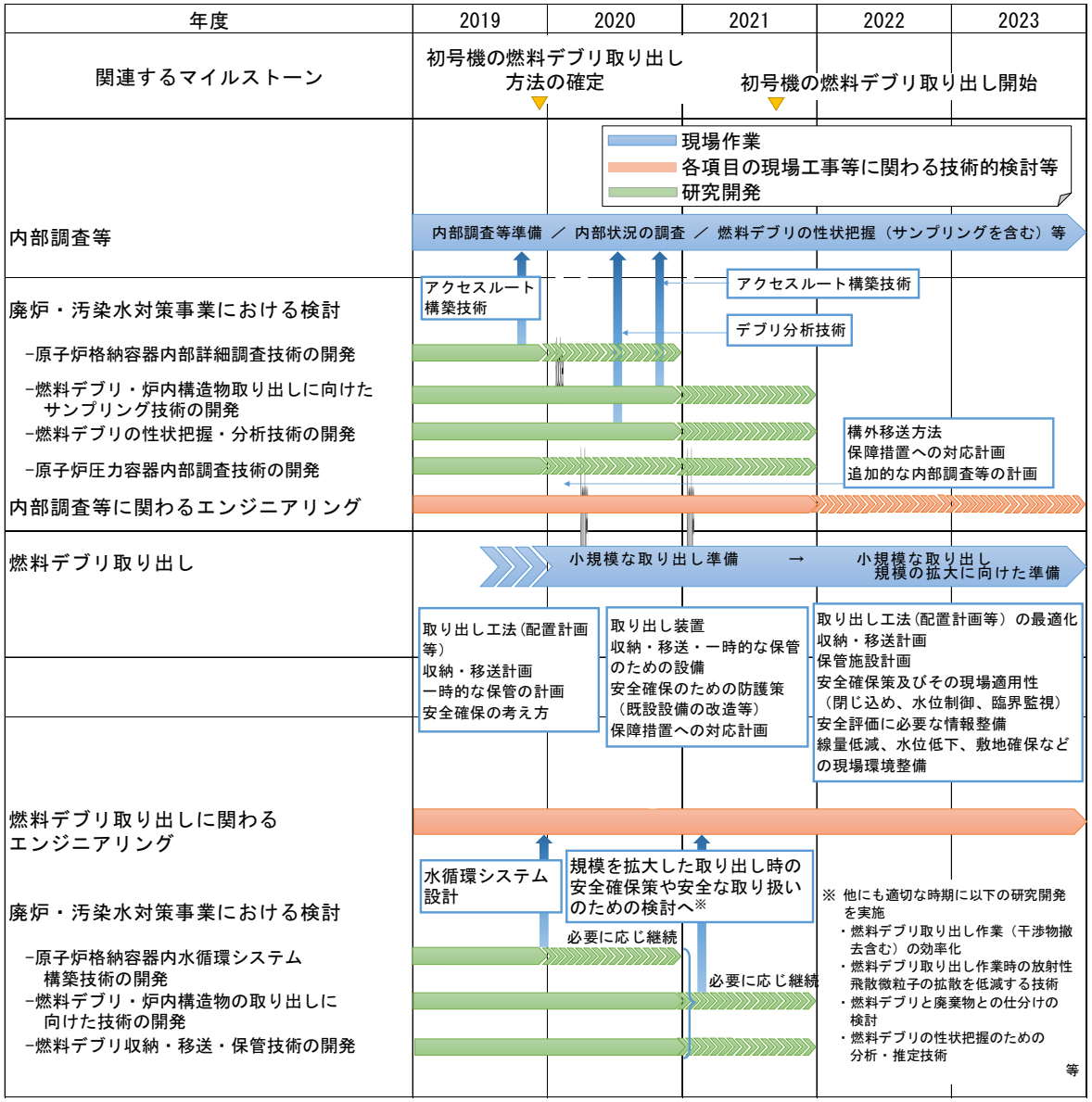


図 12　燃料デブリ取り出しに係る主な技術課題と今後の計画（工程表）

3.2 廃棄物対策

3.2.1 分野別目標

廃棄物対策における当面の目標は、次のとおりである。

(1) 保管・管理の取組として、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ながら、固体廃棄物の発生抑制と減容、モニタリングをはじめ、適正な廃棄物保管管理計画の策定・更新とその遂行を進める。

(2) 処理・処分に向けた取組として、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。

3.2.2 分野別戦略

3.2.2.1 廃棄物対策におけるリスク低減の考え方

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。放射性廃棄物管理に関する用語について、IAEA の用語集における定義を添付資料 11 に示す。

濃縮廃液等、廃スラッジ、HIC スラリー、ガレキ等、建屋内汚染構造物等といった固体廃棄物は、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リスク源である（2.3 節参照）。これらは、他の主要なリスク源に比べ総じてリスクレベルが低い状態にあり、また、今後も継続的な保管・管理を行うことによって、一定のリスクレベルを維持することができると考えられる。しかしながら、これらの中には、表面に放射性物質が付着することにより汚染したものやスラッジ状のもの、水素を発生させる高線量のもの等、様々な性状の廃棄物が含まれている。このため、今後も引き続き、より安定に管理された状態に持ち込むべくリスク低減に向けた検討を継続し、処分までを見通し、安全性を大前提として、計画的にリスク低減対策を実施していくこととしている。

3.2.2.2 固体廃棄物についての基本的考え方

戦略プラン 2017 においては、事故の状況や事故以降の廃炉に向けた取組とこれまでの性状把握の結果から推定される固体廃棄物の特徴を示し、これを前提とした固体廃棄物の管理の方針を提案するとともに、当面取り組むべき具体的な方策を合わせ、戦略的提案（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）を行った。

2017 年 9 月に改訂された中長期ロードマップでは、この戦略的提案の内容を踏まえ、固体廃棄物についての基本的考え方が取りまとめられた。

固体廃棄物についての基本的考え方

① 閉じ込めと隔離の徹底
　固体廃棄物については、放射性物質の接近（漏えい）を防止するための閉じ込めと人の接近を防止するための隔離を徹底し、人が有意な被ばくを受けないようにする。

② 固体廃棄物量の低減
　固体廃棄物の管理全体の負荷を軽減するため、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していく。

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には、固体廃棄物の核種組成、放射能濃度等の性状を把握することが必要である。廃棄物の物量が多く、核種組成も多様であることから、分析試料数の増加に対応し、適切に性状把握を進めていく。

④ 保管・管理の徹底
　固体廃棄物を処分するためには、処分対象とする固体廃棄物の発生量及び性状を把握した上で、処分施設の仕様及びそれに適した廃棄体の技術的要件（処分の技術的要件）を明確にすることが必須である。しかしながら、固体廃棄物の発生量及び性状は、今後の廃炉作業の進捗状況や計画の明確化に伴って順次明らかになる。したがって、発生した固体廃棄物については、その性状を踏まえて安全かつ合理的な保管・管理を行うとともに、福島第一原子力発電所の敷地内で確実に保管・管理ができるよう、保管容量を確保する。

⑤ 処分を念頭に置いた先行的処理方法の選定手法の構築
　固体廃棄物をより安全に保管・管理するため、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手法を構築し、先行的処理の方法を選定する。

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
　固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発を効率的に進めていくため、性状把握、処理、処分の研究開発の各分野の連携を密にする。各分野の検討状況や課題を共有し、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しながら進めていく。

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、固体廃棄物の管理全体に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を構築する。

⑧ 作業員の被ばく低減対策等
　固体廃棄物の管理全体を着実に進めていくに当たり、作業に従事する者の安全と健康を確保することが重要であり、関連する法令に基づいた被ばく管理、健康管理、安全管理を徹底していく。

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、通常の原子力発電所の廃炉で発生する廃棄物とは異なり、多種多様な性状を有する廃棄物が大量に存在することが課題である。このため、その性状把握はこれまで一定の進捗があるものの、更なる性状把握のための分析能力（効率・キャパシティ）の向上が必要であることに加え、最終的な処分を見通し、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）を開発していくべきである。

具体的には、この基本的考え方に沿って、関係機関が各々の役割に基づき取組を進めていくべきであり、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 を中心に次のような方針で進めていく。

3.2.2.3 保管・管理

3.2.2.3.1 当面の保管・管理

固体廃棄物は、必要に応じて、容器収納や固定化等により、飛散・漏えいしないように閉じ込めることが基本である。また、適切に設定された保管場所に保管することにより隔離した上で、モニタリング等の適切な管理を行うべきである。

環境負荷を下げるために廃棄物の発生量及び処分量を最小限に抑えるとの観点から、米国や英国では取るべき方策の優先順位として廃棄物ヒエラルキー（①発生量抑制、②廃棄物量最小化、③再使用、④リサイクル、⑤処分の順に望ましい方策）が共有されており、この考え方に沿った廃棄物管理を行うことによって、最終処分量を抑制することに成功している。また、廃棄物ヒエラルキーを実際に展開していく上では、廃炉に伴う工事計画策定の段階から廃棄物管理部門が関与することが重要であると指摘されている。

福島第一原子力発電所においても図 13 に示すように既に廃棄物ヒエラルキーに対応する取組が実行されており、今後もこの考え方を福島第一原子力発電所全体に浸透させて固体廃棄物発生量抑制に対する意識を高めていくことが重要である。

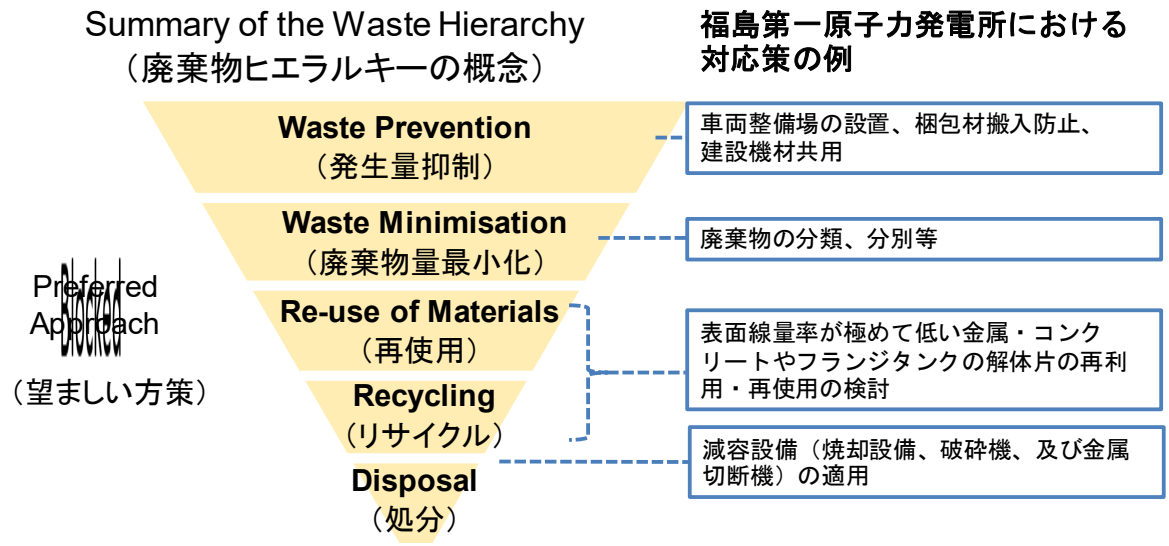


図 13　英国 NDA における廃棄物ヒエラルキーの概念[20]と福島第一原子力発電所における対応策

2019 年 3 月までに発生している固体廃棄物のうちガレキ等は、ガレキ類、伐採木、使用済保護衣等に分類され、表面線量率に応じて一時保管エリアに約 46 万 m^3 が保管されている。水処理二次廃棄物のうち吸着塔類については、種類に応じて追加遮へいや水密化等の措置を施した使用済吸着塔保管施設に約 4,300 本が一時保管されている。これら固体廃棄物の保管・管理状況は表 2 のとおりである。

こうした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発生量の予測とそれに伴い必要となる廃棄物関連施設等の設置等の方針を示している。

この保管管理計画においては、ガレキ等については、再利用の可能性があるものを除き、可能な限り減容した上で、2028 年度を目処に固体廃棄物貯蔵庫への保管に移行する計画としている。また、水処理二次廃棄物についても、吸着塔類等の大型で重量の大きい廃棄物を保管可能な大型廃棄物保管庫を設置し、建屋内への保管を進める計画としている。これにより、点在していた一時保管エリアの多くが解消され、廃棄物の保管場所が集約された状態となる（添付資料 12）。

ただし、この保管管理計画においては、将来の発生量予測が現時点で未計上となっている項目もあり、計画が具体化され至近 10 年に撤去等の可能性が明らかになった段階で、発生量予測へ反映していくこととしている。廃棄物の発生量予測は今後の廃炉作業の進捗状況や計画等により変動するものであることから、東京電力が示しているように、1 年に 1 回発生量予測の見直しを行い、適宜保管管理計画を更新していくことが必要である。

[20] NDA, Nuclear Decommissioning Authority Strategy Effective from April 2016 (2016), p.60, Figure 7. Summary of the Waste Hierarchy. を編集したもの。

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（2019.3.29 時点）

ガレキ類

表面線量率（mSv/h）	保管方法	保管量（m^3）/ 保管容量（m^3）（割合）
≦0.1	屋外集積	195,300 / 252,700（77%）
0.1～1	シート養生	37,900 / 71,000（53%）
1～30	覆土式一時保管施設、仮設保管設備、容器	18,500 / 31,700（58%）
＞30	容器（固体廃棄物貯蔵庫内）	15,100 / 45,600（33%）
合計	----	266,800 / 401,000 (67%)

伐採木

分類	保管方法	保管量（m^3）/ 保管容量（m^3）（割合）
幹根	屋外集積	96,800 / 134,000 (72%)
枝葉	伐採木一時保管槽	37,300 / 41,600 (90%)
合計	----	134,100 / 175,600 (76%)

使用済保護衣等

保管方法	保管量（m^3）/ 保管容量（m^3）（割合）
容器	56,000 / 68,300 (82%)

(b) 水処理二次廃棄物の管理状況（2019.4.4 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		775	本	4,332 / 6,372 (68%)
	第二セシウム吸着装置使用済ベッセル		216	本	
	多核種除去設備等保管容器	既設	1,590	基	
		増設	1,460	基	
	高性能多核種除去設備使用済ベッセル	高性能	74	本	
	多核種除去設備処理カラム	既設	11	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		206	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	597 / 700 (85%)

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	9,330 / 10,300 (91%)

3.2.2.3.2 保管・管理の更なる安全性向上

水処理二次廃棄物のうち流動性が高いもの（多核種除去設備等で発生したスラリーや除染装置から発生した廃スラッジ）については、その流動性から保管・管理におけるリスクが比較的大きいため、一定の処理によりリスクを低減して、より安定かつ合理的な保管・管理を行う必要がある。一般に、廃棄物の処分に先立ってこのような処理を行う場合は、処分の技術的要件が決まった後で、その要求事項に基づき行うことが望ましいが、処分の技術的要件が決まる前に安定化・固定化のための処理（先行的処理）を施すことが必要になる場合も考え、処分を念頭に置いた先行的処理方法の選定手法を検討していく。

このとき、先行的処理が施された固体廃棄物の仕様が、処分の技術的要件に適合しない可能性をできる限り低く抑える必要がある。したがって、処理が施された場合の固体廃棄物の仕様ごとに、施設の設置場所や規模等を特定せず廃棄物の特徴に適した合理的で実現可能性のある複数の処分方法に対して、安全評価に係るシナリオ、モデル、データ等により安全性を評価し、その結果に基づいて先行的処理方法の選定手法を検討していく。

3.2.2.4 処理・処分方策の検討

中長期ロードマップにおいては、先行的処理を必要としない廃棄物も含め、2021 年度頃までを目処に、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こととされている。固体廃棄物は、取組の進捗にしたがってその全体像が順次明らかになってくるものであることから、2021 年度頃は依然として必要な性状に関する情報を蓄積しつつある段階にあることを念頭に、技術的な見通しのための具体的目標を整理すると、次のとおりとなる。

- 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
- 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
- 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
- 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
- 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
- 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

なお、中長期ロードマップにおいては、これらの対応を踏まえ、燃料デブリ取り出し開始後の第 3 期に、廃炉作業に伴う廃棄体の仕様や製造方法を確定し、その上で、発電所内に処理設備を設置し、処分の見通しを得た上で、廃炉作業に伴う廃棄体の製造を開始し、搬出することとされている。

3.2.3 分野別戦略を展開する上での技術課題と今後の計画

3.2.3.1 性状把握の推進及び分析体制・技術力の強化

廃炉過程において発生する多種多様な放射性廃棄物を分析・把握することは、合理的な保管・管理や処理・処分方法の検討を行う上で不可欠である。このような分析作業を行っていくためには、ハードウェアとしての施設の整備、分析人材の育成及び分析技術力の継承・強化などが重要な課題である。このため、当面は、放射性物質分析・研究施設の整備や分析人材の育成を計画的に進めていくことが重要である。これらの取組を通じ、技術、施設、体制を構築し、今後、廃炉に必要な分析作業が継続的かつ適時的確になされることが求められる。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大熊分析・研究センター第 1 棟の運用開始が 2020

年度末に予定されているところ、当面は限られている分析データに基づいて評価データを得るモデルの精度向上を図ることが重要である。そのため、解析的手法を用いたインベントリ評価において分析データのばらつきを反映させる方法や、分析データと解析値を総合的に評価して放射能インベントリを設定・更新するシステムの概念の検討を進める。

これまで、性状把握のための分析について検討がなされてきているが、今後は保管・管理や処理・処分の検討の目的に沿った分析精度の明確化や分析対象核種の見直しを行うとともに、分析方法の簡易・迅速化の検討を進め、効率的な分析手法を確立する。さらに、遠隔による試料採取方法の導入等により被ばく低減を図りつつ高線量試料の採取を実施する。

なお、国の廃炉・汚染水対策事業により、ガレキ類、汚染水、水処理二次廃棄物などの試料採取・分析が実施され、各分析対象の核種組成の相関が徐々に明らかになるなど性状把握のための研究開発が進められている。

これらの取組を通じて、2020 年度末には、精度の高い固体廃棄物の性状把握をするための、体制、施設・設備、技術が構築され、一部の固体廃棄物については、必要な分析データが取得される環境を構築していくことが課題となる。

3.2.3.2 保管・管理の更なる安全性向上

水処理二次廃棄物の当面のリスク低減策として、安定化のための脱水処理や一時保管施設から高台の保管施設への移動のための抜き出し・移送を進める。具体的には、吸着塔類については、その種類に応じた措置を行った上で使用済吸着塔保管施設に一時保管されており、今後は大型廃棄物保管庫で保管する計画としている。廃スラッジについては、廃スラッジ貯蔵施設に一時保管されており、2020 年度には貯槽から抜き出し作業を行い、高台に移送・保管する計画としている。

また、先行的処理方法の選定手法の構築に資する観点からも、水処理二次廃棄物の安定化・固定化及び廃棄体化技術について実機導入に向けた課題への対応、技術的要件に係るデータの工学規模の試験装置等による取得・評価を進め、さらに、実処理に適用できる見通しのある処理技術の抽出、廃棄体仕様の設定を行う。

燃料デブリ取り出しに伴い発生する高線量固体廃棄物の保管・管理方法については、燃料デブリと廃棄物の仕分けの考え方、廃棄物の種類、物量の評価、廃棄物の取り扱いフロー等について検討を進め、保管・管理方法の候補の絞り込みを行う。保管・管理のためには、水素発生対策の検討が必要であり、ベント付き容器の適用など合理的な保管の検討を進める必要がある。

その他の固体廃棄物についても、その性状を踏まえ、保管・管理中の水素発生の検討等を進め、安全確保の観点から更なる対策が必要となる時期、内容について検討を行い、必要に応じて保管管理計画に反映していく。

3.2.3.3 処理・処分概念の構築と安全評価手法の開発

先行的処理方法としての候補技術を選定するためには、それぞれの候補技術で作成された廃炉作業に伴う廃棄体仕様を対象に安全評価を行うことが必要である。このため、2021 年度末までに合理的で実現可能性のある候補技術の選定や、これに対応した安全評価手法の開発を進める。

福島第一原子力発電所の固体廃棄物は、多種多様な性状を有する廃棄物が大量に存在する等の特徴があることから、今後、処理技術を選定していくにあたっては、各技術の研究開発状況を踏まえ、固化性能、無害化性能、水素発生の抑制、処理速度、減容性能等を考慮して検討していく必要がある。このような視点から、現在、具体的な処理技術として国の廃炉・汚染水対策事業では、低温処理技術（セメント固化、AAM 固化）及び高温処理技術（ガラス固化、溶融固化）の研究開発[21]が行われている。

また、国内外の廃棄物受け入れ基準、処分概念及び安全評価手法等の調査を実施し、福島第一原子力発電所の固体廃棄物の特徴を踏まえた処分概念の検討を進め、複数の処分方法を提示する

[21] IRID,平成 28 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 平成 29 年度報告書,2019 年 2 月　http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2018/06/2017000_14.pdf

とともに、これに対応した安全評価手法を開発する。福島第一原子力発電所の廃棄物は、物量が多く、多様な性状を有し、また、不確実性が大きいとの特徴を有していることから、処分施設の大容量化、多様な廃棄物の受入れ性、不確実なリスクといった課題を踏まえて検討していく必要がある。このような観点から、海外の先行事例を参考にしながら、我が国としての取組方策について検討していく。

3.2.3.4 その他

今後、燃料デブリの取り出しに伴い発生する固体廃棄物として、解体・撤去される炉内・炉外の構造物等や、燃料デブリ取り出しの関連作業の実施に伴って発生するフィルタ等の二次廃棄物などが発生してくることが見込まれ、これらには燃料デブリに由来するα核種が含まれる場合があることに留意し、燃料デブリ取り出し方法の検討と合わせて、この保管・管理方法等の検討を進める必要がある。

更に長期的な課題としては、3.5.3 項に後述するとおり、東京電力が燃料デブリ取り出し開始後の第 3 期に廃止措置計画を策定することとされている。この際には、その時点における廃炉の進捗状況やその後の見通し、原子炉建屋等の状況、研究開発の動向などを踏まえ、建屋の解体等において発生する廃棄物への対策を具体化する必要がある。

また、効率的な廃炉の推進のための手段としては、放射化学的分析に加えて、分光学的な方法等による迅速な測定（その場分析・オンサイト分析）を活用した性状把握の実施も検討するべきであり、そのために必要な研究開発の推進が期待される。

3.2.3.5 主な技術課題のまとめ

本節に述べた技術課題は、図 14 に示すように固体廃棄物の管理全体を俯瞰し、各課題への取組の間の連携を密に検討を進めていく。

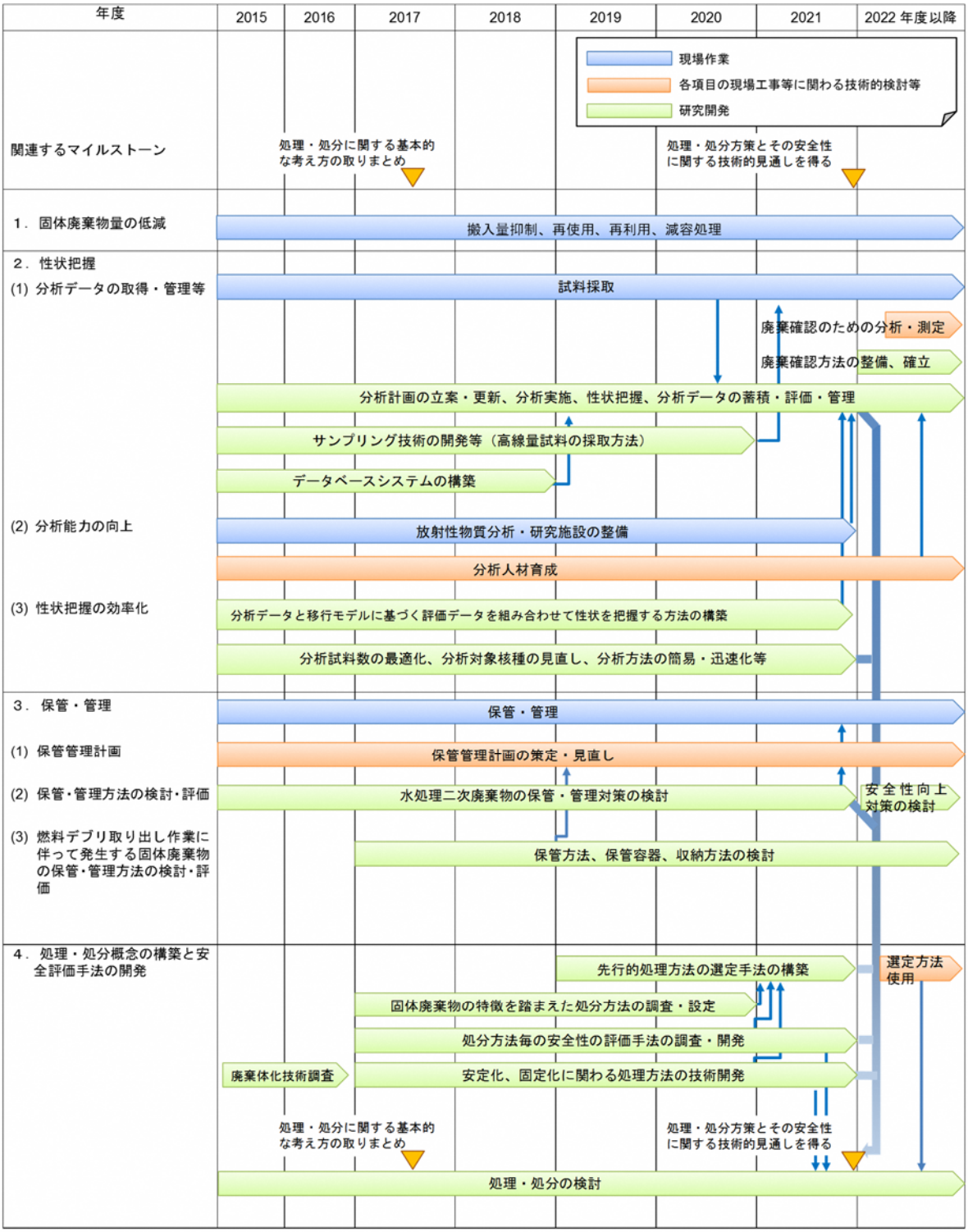


図 14　廃棄物対策に係る主な技術課題と今後の計画（工程表）

3.3 汚染水対策

3.3.1 分野別目標

汚染水対策における当面の目標は、次のとおりである。

(1) 汚染水問題に関する 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」）[22]の下、構築された水位管理システムの強化及び適切な運用を継続しつつ、引き続き重層的な対策に取り組み、2020 年内の建屋内滞留水の処理完了[1]を目指す。

(2) 今後本格化する燃料デブリ取り出し等の廃炉工程との関係を整理するとともに、長期を見据えた汚染水対策の在り方についての検討を進める。

3.3.2 分野別戦略

3.3.2.1 汚染水対策におけるリスク低減の考え方

福島第一原子力発電所における汚染水対策においては、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」）に基づき対策が進められている。

放射性物質に起因するリスクの低減対策という観点では、燃料デブリに接触した冷却水と建屋に流入した地下水・雨水が混合した汚染水である建屋内滞留水は、相当量の放射性物質（インベントリ）が溶存した液体であることから潜在的影響度が相対的に高く、本来あるべき保管状態になく不確定性も大きいことなどから管理重要度も相対的に高い状態にあり、可及的速やかな対処が求められている（2.3 節参照）。これらは回収されセシウム吸着装置（KURION 及び SARRY）等で処理されることにより、そのインベントリは吸着塔類などのより管理重要度が低い水処理二次廃棄物に移行することとなる。

これまでのリスク低減対策としては、建屋内滞留水の水位低下による 1・2 号機間の連通部切り離しや、フランジ型タンク内のストロンチウム処理水について多核種除去設備等による浄化処理・より信頼性の高い溶接型タンクへの移送（2018 年 11 月完了）等が行われており、今後も引き続きリスクの低減を図ることとしている。

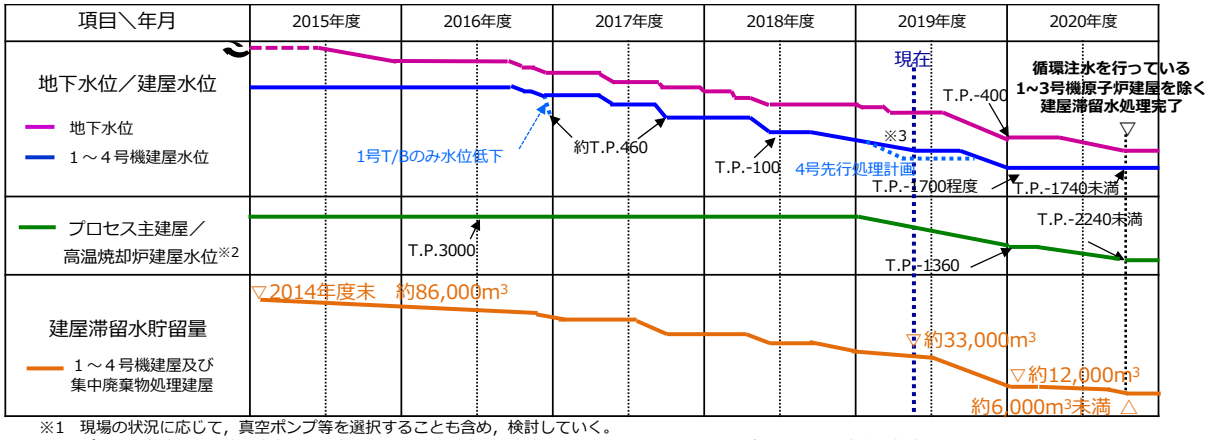
3.3.2.2 中長期ロードマップに示された汚染水対策の着実な遂行

福島第一原子力発電所は地下水量の豊富な地盤に立地しており、地盤から原子炉建屋内に流入した地下水が燃料デブリに循環注水されている冷却水と混ざることが、敷地内における汚染水発生の主な原因となっていた。この汚染水・地下水への対策は喫緊の課題であったところ、地下トンネル（トレンチ）内の高濃度汚染水の汲み上げと内部の閉塞、多核種除去設備（ALPS）による浄化、雨水の浸透を予防して地下水量を減らすための敷地内の舗装（フェーシング）、地下水バイパスや原子炉建屋近傍の井戸（サブドレン）における地下水の汲み上げ、原子炉建屋周辺への地下水流入を抑制するための陸側遮水壁の設置、海洋への地下水流出を抑制するための海側遮水壁の設置と建屋海側のエリア護岸の水ガラスによる地盤改良などをはじめ、汚染水問題に関する 3 つの基本方針に基づいた予防的・重層的な対策により、事故直後の緊急的対策を要する状況から、中長期的な計画をある程度見通すことができる一定の安定的な状態に移行していると考えられる。

中長期ロードマップにおいては、①汚染水発生量を 150m^3/日程度に抑制（2020 年内）、②浄化設備等により浄化処理した水の貯水を全て溶接型タンクで実施（2018 年度）、建屋内滞留水については、③1, 2 号機間及び 3, 4 号機間の連通部の切り離し（2018 年内）、④建屋内滞留水の放射性物質の量を 2014 年度末の 10 分の 1 程度まで減少（2018 年度）、⑤建屋内滞留水処理完了（2020

[22] 原子力災害対策本部, 東京電力（株）福島第一原子力発電所における汚染水問題に関する基本方針, 2013 年 9 月 3 日 及び 原子力災害対策本部, 東京電力（株）福島第一原子力発電所における廃炉・汚染水問題に対する追加対策, 2013 年 12 月 20 日.

年内）といったマイルストーン（主要な目標工程）が示されている。2019 年 9 月現在では、このうち、②及び③は完了している。一方で、④については、放射性物質量の処理は計画以上に実施してきたものの、滞留水処理の進捗に伴い、3 号機原子炉建屋等で高い放射能濃度が検出されるようになったことから評価は困難になったが、2020 年内の建屋内滞留水処理の完了に向けて取組を進めていくこととしている。引き続き、中長期ロードマップで示された具体的な対策を着実に実施し、マイルストーンを達成していくことが期待される。



※1　現場の状況に応じて，真空ポンプ等を選択することも含め，検討していく。
※2　プロセス主建屋の水位を代表として表示。また，大雨時の一時貯留として運用しているため，降雨による一時的な変動あり。
※3　サブドレンは最も水位の高い3号機R/B南東三角コーナーと規定の水位差を維持したまま，地下水流入量を評価しながら，建屋水位の低下を計画。
水位差拡大に伴い流入が増えた場合は，建屋水位低下を中断。

（出典：東京電力）

図 15　建屋内滞留水処理の状況[23]

3.3.2.3 燃料デブリ取り出し等との関係を踏まえた汚染水対策の検討

前述のように、福島第一原子力発電所における汚染水対策は、緊急的対策を要する状況を脱しており、引き続き更なる取組を必要とするものの、中長期的な計画をある程度見通すことができる一定の安定的な状況に移行していると考えられる。今後は、燃料デブリ取り出し作業が開始されるなど、廃炉作業が本格化することから、廃炉工程の各段階においてあるべき汚染水・地下水のコントロールを併せて検討することが必要となる。さらには、燃料デブリ取り出し作業終了後まで見据えた長期的な視点で、汚染水対策の在り方、課題及び取組の考え方を検討し、汚染水対策の将来像を描いていくべきである。

現状では、原子炉建屋内の滞留水に関しては、RPV に注水した冷却水が PCV に流れ、PCV からの漏えい水は原子炉建屋内の地下階にあるトーラス室に滞留し、この滞留水が回収されてセシウム吸着装置等で浄化された後に冷却水として再使用される循環水冷却・浄化システムが採用されている。この際、原子炉建屋内の滞留水の水位を建屋周辺の地下水位より低く管理することにより、地下水が建屋内に流入（インリーク）するような状況にし、放射性物質の建屋外への流出（アウトリーク）を防止することで建屋への閉じ込め機能を確保している（添付資料 9）。

前項に記載したように中長期ロードマップの目標工程に従って 2020 年内には原子炉建屋を除く建屋内滞留水の処理が完了していると考えると、原子炉建屋で滞留水を回収して浄化した後に冷却水として再使用する循環冷却系が成立している必要があり、現状ではその循環冷却系に移行しつつある。小規模なデブリ取り出しにおいても、その循環冷却系を使用することも想定し、必要な検討を行う必要がある。また、原子炉建屋内の滞留水水位低下を進めるとともに、サプレッションチェンバ内の水位低下について検討を進めることが重要である。

さらに、燃料デブリ取り出しの規模拡大時における PCV からの取水による PCV 循環冷却系の

[23] 東京電力，建屋滞留水処理の進捗状況について，特定原子力施設監視・評価検討会（第 73 回）資料 4, 2019 年 7 月 22 日. http://www.nsr.go.jp/data/000277899.pdf

成立性を含めた検討が進められており、また、多重のバウンダリを確保する観点から、PCV 下部補修等による止水の検討が進められている。ただし、PCV 下部補修での完全な止水は難度が高いことが明らかとなってきており、PCV 内から建屋内滞留水へα粒子が流入することに備え、循環冷却系側での対応が必要である。また、止水を実施する際にも、PCV 内から原子炉建屋内へ冷却水が漏えいした場合に備えて、原子炉建屋内滞留水と地下水の間の適切な水位差の設定を検討することが必要である。

この液相部の閉じ込め機能の詳細については 3.1.3.3.3 項で述べたが、このほかにも例えば、燃料デブリの切削作業によって液相部の放射能濃度が上昇することなど、今後の工程の進捗に伴って燃料デブリ取り出し作業と汚染水対策との間で調整すべき事項が存在すると考えられるため、それぞれの要求事項を明らかにし、検討を進めるべきである。

また、燃料デブリ取り出し作業が進み、現在行っているような燃料デブリ冷却のための注水が不要となる場合には、建屋内滞留水が存在しない状態を目指すことが可能となると考えられる。この場合、ポンプ等の動的機器だけでなく機器トラブル等の可能性が低い受動的設備も組み合わせることを検討するなど、長期間安定して地下水水位のコントロールを行うことができるシステムの構築を図ることが重要である。

3.3.3 分野別戦略を展開する上での技術課題と今後の計画

3.3.3.1 中長期ロードマップに示された汚染水対策の着実な遂行

号機の各建屋の間には連通部が存在するため、建屋内滞留水の水位はいずれの建屋でもほぼ一定となっているが、建屋内滞留水を外部に漏えいさせないためには、その水位を地下水水位より低くする（水位差を維持する）必要がある。サブドレン機能の強化や陸側遮水壁の造成等により、建屋周辺の地下水の安定的な管理がなされるようになっている。

これらの予防的・重層的な対策を進めたことにより、汚染水の発生量は 2014 年度[24]実績で約 470m^3/日であったのに対して 2018 年度実績で約 170m^3/日まで低減されている（図 16）。また、サブドレン汲み上げ量、護岸エリアの地下水汲み上げ量自体も低減されている[25]。

このように、汚染水の大宗がコントロールされる状況になってきたことから、今後は、政府の汚染水処理対策委員会で示された汚染水対策に取り組みながら、これまで明確となっていなかった問題にも焦点を当てつつ、建屋内滞留水の処理完了に向けて、3 つの基本方針に基づいた一層の対策を進める必要がある。

(1) 雨水流入対策をはじめとする建屋内滞留水の発生低減

中長期ロードマップにおいて 2020 年内の汚染水発生量 150m^3/日程度への抑制がマイルストーンとして示されているが、2018 年度実績では 170m^3/日程度発生している。

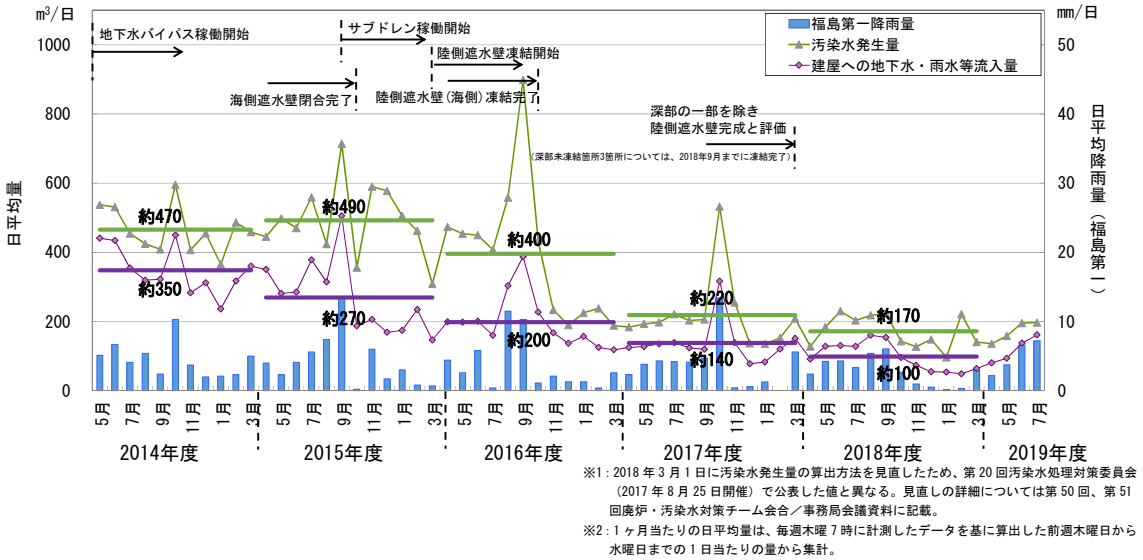
今後も、建屋内滞留水処理、サブドレン水位の低下に取り組むとともに、大雨時の雨水の建屋流入対策を進める等、重層的な対策に継続して取り組み、一層の汚染水発生量の低減を図るべきである。今後も引き続き、建屋屋根の補修や接続トレンチの止水等による地下水や雨水の流入抑制、 T.P. 6m 盤、T.P. 8.5m 盤におけるフェーシングによる土壌への雨水浸透の抑制など、更なる対策を図る必要がある。また、陸側遮水壁内側のフェーシングについても、他工事と調整しつつ可能なエリアから実施していく必要がある。なお、陸側遮水壁外側にあるサイトバンカ建屋への地下水流入[26]については 2018 年に認められた流入箇所については止水が完了し、引き続き抑制に努める。

---

[24] 2014 年 5 月から 2015 年 3 月までの平均

[25] 汚染水処理対策委員会, 凍土壁の評価と今後の汚染水対策について, 2018 年 3 月 7 日.
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku/committtee/osensuisyori/2018/pdf/020_s04_00.pdf

[26] 約 5m^3/日であったものが 2018 年 11 月中旬より約 40m^3/日に増加した。
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/08/3-1-2.pdf



※1：2018 年 3 月 1 日に汚染水発生量の算出方法を見直したため、第 20 回汚染水処理対策委員会（2017 年 8 月 25 日開催）で公表した値と異なる。見直しの詳細については第 50 回、第 51 回廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料に記載。
※2：1 ヶ月当たりの日平均量は、毎週木曜 7 時に計測したデータを基に算出した前週木曜日から水曜日までの 1 日当たりの量から集計。

（出典：東京電力[27]）

図 16　汚染水発生量と建屋への地下水・雨水等の流入量の推移

(2)　建屋内水位低下に伴う作業

建屋内滞留水処理の進捗に伴い、高い放射能濃度が確認されるようになってきた。引き続き建屋内滞留水処理を進めていくにあたり、インベントリも水位も下げていく必要がある一方で、放射能濃度の変化が大きいとセシウム吸着装置の安定運転に支障が生じる可能性があるため、建屋内滞留水の放射能濃度に注視しながら処理を継続する必要がある。また、滞留水表面上に油分の存在が確認されているエリアについては、汚染水処理設備の性能低下を防止するため床面露出前に油分を回収しておく必要があり、適切に実施する。

さらに、床面露出の後には床面スラッジ等が乾燥することによりダストの発生が懸念されることから、開口部閉塞作業及びダスト発生状況・飛散状況の監視、スラッジの全α濃度のモニタリングが必要である。特に、最下階床面を露出させるための床ドレンサンプへのポンプ設置作業や、孤立エリアの残水等の移送処理などが発生することから、最下階中間部床面露出後には、作業員の被ばく線量を抑制するための線量低減を実施する必要がある。

(3)　汚染水対策設備の維持・強化

サブドレンや陸側遮水壁など、構築された水位管理システムや浄化設備を適切に維持・強化していくことが重要である。

サブドレンについては、一部においてトリチウム濃度の上昇が稼働に影響を及ぼすなどの問題が生じていることも踏まえ、適切な管理・運用を継続するとともに、地下水の水質調査等を実施し、必要に応じ地盤改良等の対応を進めていく必要がある。

また、陸側遮水壁については地中温度に応じて冷却材の循環を停止する維持管理運転に順次移行しており、2019 年 2 月に全ての区間で移行が完了している。計画段階から凍土壁の長期運用を見据え、メンテナンス・リプレイス等の対応で機能維持できる仕様となっているが、今後、長期間にわたって運用を継続していくには、日常の点検、定期点検に加え、システムの更新を適切に実施することや、系統立てたリプレイス・施工計画を検討しておくことが重要である。

[27] 廃炉・汚染水対策の概要，廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 69 回）資料 2, 2019 年 8 月 29 日.
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/08/2-1.pdf

3.3.3.2 燃料デブリ取り出し等との関係を踏まえた汚染水対策

3.3.2.3 項に述べたとおり、燃料デブリ取り出しと汚染水対策との間で調整すべき事項がある。課題としては、PCV 底部の堆積物が燃料デブリ取り出しに際して、水中の視認性を低下させることや、浄化設備（特に固体粒子除去）の処理負荷を増やすことが懸念される。

小規模な取り出しではセシウム吸着装置等の既存浄化設備を活用することが想定されるが、α粒子を含む燃料デブリ由来物質が混入することが考えられるため、既存浄化設備におけるα核種濃度の状況の確認や、α粒子の設備への影響の検討に加え、水処理設備の入口放射性物質濃度を確認するモニタリングの強化や、放射性物質濃度を低減する設備の設置など、システム全体の検討を進める必要がある。

燃料デブリ取り出しの規模拡大時には PCV 循環冷却系の構築が検討されるが、この時もα粒子を含む燃料デブリ由来物質が混入することとなる。そのため、PCV 循環冷却系において、α粒子を適切に除去することが必要である。また、循環水量のバランスを保つためには、継続して発生する建屋流入水の払い出し先として、浄化処理後の水の一部を、既設の循環水冷却・浄化システムに送り、多核種除去設備等で浄化処理を行う可能性がある。したがって、原子炉建屋滞留水中のα核種濃度のモニタリングや、これを既設の循環水冷却・浄化システムで受け入れるための条件を PCV 循環冷却系の検討と並行して設定しておくことが必要である。

また、汚染水対策の効果を将来にわたって維持するため、設備の定期的な点検、更新を確実に行うとともに、建屋周辺の地下水を安定的に管理するため、地下水位や放射性物質のモニタリング体制（観測点、観測頻度、データ管理等）の一層の拡充が必要である。さらに、津波、豪雨など大規模自然災害リスクや今後の廃炉作業との関連性等も踏まえつつ、必要な汚染水対策について検討する必要がある。

3.3.3.3 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 17 のとおりである。

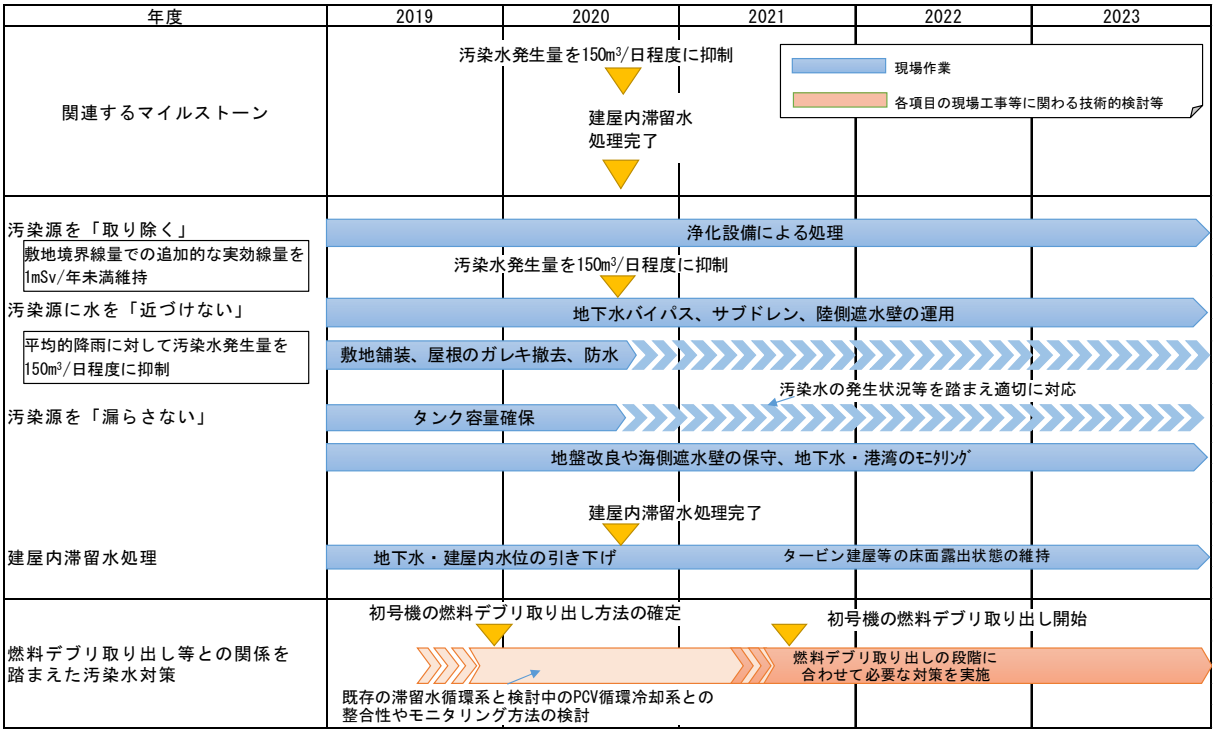


図 17　汚染水対策に係る主な技術課題と今後の計画（工程表）

3.4 使用済燃料プールからの燃料取り出し

3.4.1 分野別目標

使用済燃料プールからの燃料取り出しにおける当面の目標は、次のとおりである。

(1) 作業を進める上でのリスク評価と管理をしっかり行い、放射性物質の飛散防止をはじめ安全・安心のための対策の徹底を図り、1 号機及び 2 号機は 2023 年度を目処として、 プール内燃料の取り出しを開始する。3 号機については、2020 年度内の取り出し完了を目指して着実に遂行する。

(2) 乾式キャスク仮保管設備への移送により共用プール容量を確保し、1～4 号機の使用済燃料プールから取り出した燃料を、当面、共用プール等において適切に保管する。

(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、その結果を踏まえ、2020 年度頃に将来の処理・保管方法を決定する。

3.4.2 分野別戦略

3.4.2.1 プール内燃料取り出しにおけるリスク低減の考え方

水素爆発等の影響を受けた 1～3 号機の原子炉建屋の使用済燃料プール内に貯蔵されている燃料集合体（プール内燃料）は、相対的にリスクが高いリスク源である（2.3 節参照）。放射性物質に起因するリスクの低減対策という観点では、燃料は被覆管に閉じ込められ、拡散しにくい固体の状態を保っており、また、使用済燃料の崩壊熱が低下しており仮に冷却材の供給が停止した場合もプール水が蒸発し燃料集合体が露出し始めるまでの時間余裕は比較的長くなっているものの、相当量のインベントリを擁する核燃料物質であることから、一定の潜在的影響度がある。また、事故による冷却設備の損傷や 1, 3 号機における原子炉建屋の損傷により、従来の閉じ込め機能や管理機能と同一の機能が完全には確保されておらず管理重要度が高い状態にある[28]。このため、速やかに、図 5 に示すように健全で管理重要度の低い共用プールに移送する計画である。

これを基本にしつつも、号機ごとの状況を十分に踏まえた上で、適切かつ具体的な作業計画を立案して慎重に対応する必要がある。特に 2019 年 4 月、立地市町村で初めて避難指示が解除され住民の帰還と復興への取組が始まった。こうした状況を踏まえれば、ダストの飛散等について、より安全を重視した慎重な取組が必要である。例えば、1 号機ではオペフロ上にガレキが存在しており、ガレキ撤去作業中の使用済燃料プールへのガレキの落下といったオペレーション上のリスクや、ダストの飛散による周辺地域や作業員への影響を考慮したうえで、プール内燃料の取り出しの準備作業を慎重に行っていく必要がある。

なお、プール内燃料に関しては、使用済燃料プールの冷却停止試験が実施され、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ことが確認された。この知見を取り入れた結果、プール内燃料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はこれまでの評価よりも低くなっている。

[28] 号機ごとに、保有する使用済燃料体数が異なることから潜在的影響度には若干の差異がある。使用済燃料プール内やオペフロ上のガレキの状況、原子炉建屋の損壊状況などから、1 号機は拡散抑制機能の点で、建屋上部が崩壊していない 2 号機よりも劣っており、3 号機はプール内燃料取り出しカバーの設置及びオペフロの整備状況等を考慮し、2 号機より優位となっている。更に 1 号機には破損燃料があることから取り出しへの影響があると判断され、これらは管理重要度の点で差異がある。

3.4.2.2 プール内燃料取り出しの具体的計画

1～3 号機プール内燃料取り出しの作業計画については、中長期ロードマップにおいて既に示されており、東京電力はこれに基づいて取組を進めている。

1 号機は、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燃料取扱機等がガレキとして散乱しており、2018 年から開始したガレキ撤去作業が継続中であり、プール内燃料取り出し開始時期は 2023 年度を目処としている。

2 号機は、燃料取り出し設備を設置するため、2018 年度に行ったオペフロ内の線量調査を踏まえ、オペフロにアクセスするための手法を検討中であり、プール内燃料取り出し開始時期を 2023 年度目処としている。

3 号機は、試運転時に発生した燃料取扱設備の不具合の対応により遅れが生じたものの、2019 年 4 月からプール内燃料取り出しを開始し、2020 年度内のプール内燃料取り出し完了に向け、安全最優先に取り組むこととしている。

4 号機は、事故発生時に定期検査中であったため全ての燃料が大きな損傷を被ることなく使用済燃料プールに保管されており、水素爆発の影響により使用済燃料プール内にもガレキが落下していたものの、プール内燃料取り出し用カバーの設置、クレーン支持用架構の設置など周到な準備をした上で、他の号機に先行してプール内燃料取り出し作業が開始され、2014 年 12 月に完了している。

5, 6 号機のプール内燃料は、通常の原子力発電所と同様に十分に安定管理がなされた状態で貯蔵されているが、中長期ロードマップにおいては、当面、5, 6 号機の使用済燃料プールにおいて適切に保管した後、1～3 号機の作業に影響を与えない範囲でプール内燃料取り出し作業を実施することとされている。うち新燃料の一部については、燃料加工メーカーへ搬出する計画であるが、使用済燃料についても、今後、共用プールや乾式キャスク仮保管設備の容量も鑑みて、適切な時期に取り出しを行うべきである。

このように、上述の安全対策を適切に行いつつ、号機ごとの状況を十分に踏まえた上で、プール内燃料取り出し作業を慎重かつ着実に遂行するべきである。なお、これらの取組はまずは号機ごとの状況に応じて検討されるが、全体としては並行して実施されるため、干渉する作業間での作業スペース（ヤード）調整やリソース管理等が必要である。また燃料取扱設備を撤去する場合は、再利用又は廃棄物としての処理が必要となる。これらのことから、3.4.3 項で述べる技術的検討事項も踏まえ、3.6 節で述べる全体最適化の視点から詳細な工事計画が検討されるべきである。

3.4.2.3 取り出した燃料の保管計画

プール内燃料取り出しに当たっては、共用プール及び乾式キャスク仮保管設備における適切な保管容量の確保が必要である。現状では、3 号機のプール内燃料を移送できるだけの容量は共用プールに確保されているものの、さらに 1,2 号機及び 5,6 号機のプール内燃料を移送するには共用プールの空き容量が不足している（図 18）ことから、更なる乾式キャスク仮保管設備の増設等を計画的に進めるとともに、構外搬出の検討を進め、空き容量を確保することが必要である。なお、設計上、乾式キャスクには燃料タイプや冷却期間等の条件を満たす燃料を保管することから、現在共用プールに保管されている燃料のうち条件を満たす比較的冷却期間の長いものがその保管対象となる。

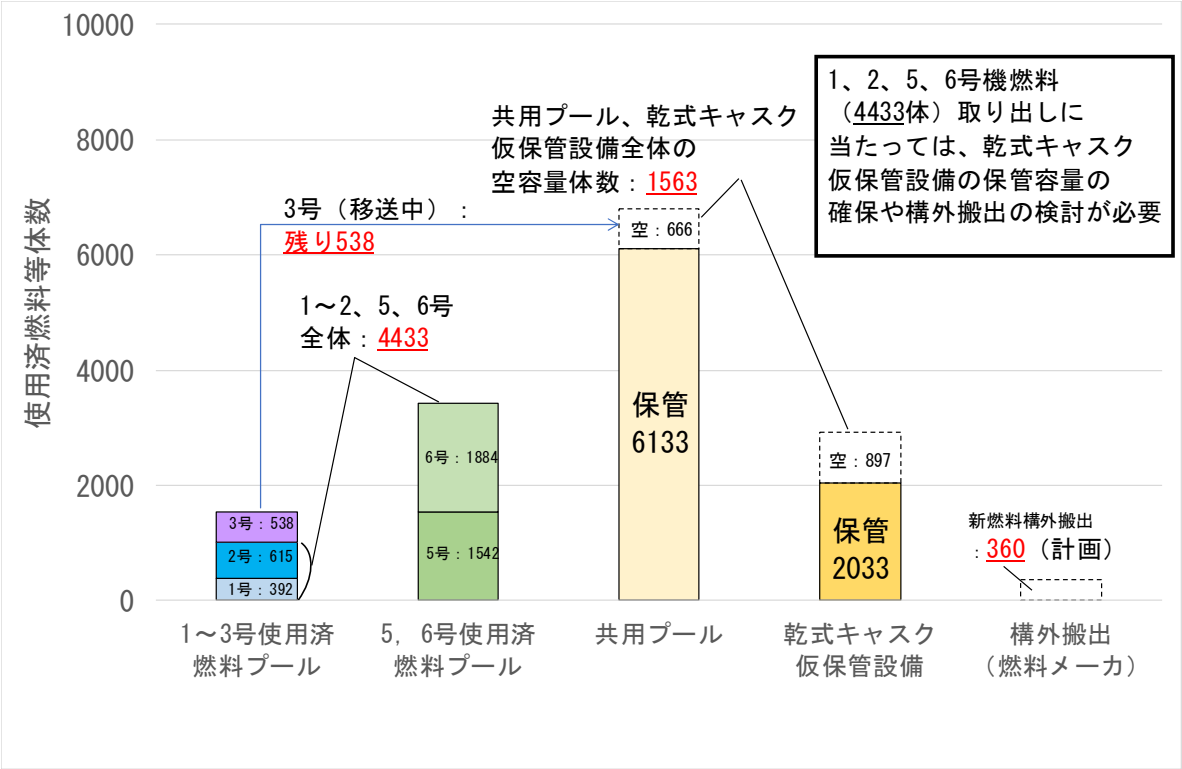


図 18　使用済燃料等の保管状況（2019 年 8 月 29 日現在）

3.4.2.4 将来の処理・保管方法の検討

プール内燃料には、健全な使用済燃料のほか、被覆管の脆化や燃料体の落下により事故前から破損している燃料、使用済燃料プールへのガレキ落下の影響が懸念される燃料などが存在する。また、事故発生時に 2,3,4 号機の使用済燃料プールに海水注入を行った経緯もある。これらによる使用済燃料の長期的健全性や処理への影響は少ないと見通されているものの、通常の使用済燃料と同等の扱いを阻害する技術的な要因の有無を整理・確認する必要がある。

今後、3 号機から取り出されたプール内燃料の状況等を踏まえ、長期的な健全性の評価及び処理に向けた検討を進め、2020 年度頃に将来の処理・保管方法を決定する。

3.4.3 分野別戦略を展開する上での技術課題と今後の計画

3.4.3.1 プール内燃料の取り出し

(1) 各号機に共通の事項

燃料取り出し設備（燃料取り出し用カバーや燃料取扱設備等）の設置工事時や、取り出し作業時の有人作業、設備の保守点検等における作業被ばくを抑えるため、オペフロの線量低減措置が必要である。一方、線量低減の状況に応じて、取り出しに係る機器設計への遮へいや遠隔装置の

導入等の反映が必要となることから、他号機における除染等の経験も踏まえ、適切な時期で最終的なオペフロ線量の見極めを実施する必要がある。

また、3.4.2.2 項で述べたとおり、1, 2 号機はともに 2023 年度を目処にプール内燃料取り出しを開始すること、3 号機のプール内燃料取り出し時期に燃料デブリ取り出しに関する準備工事があることなど、複数の作業が並行して実施されることとなることから、干渉する工事とのヤード調整（動線確保）やリソース管理等が必要であり、詳細な工事計画を準備する必要がある。なお前述のとおり、5, 6 号機のプール内燃料も適切な時期に取り出しを行うべきであるが、特に共用プールを使用する場合には、1～3 号機の作業に影響を与えないよう調整が必要である。

(2) 1 号機のプール内燃料取り出し

1 号機は、オペフロ上に水素爆発により崩落した屋根がガレキとして堆積し、燃料取扱機（FHM）や天井クレーンが変形・破損した状態で使用済燃料プール上に覆いかぶさった状態になっている。ガレキの撤去に際しては、ガレキや FHM、天井クレーンの使用済燃料プールへの落下対策を行うことが重要であり、使用済燃料プールの保護や天井クレーン等の支保をはじめ、一定の時間をかけて必要な作業を慎重に実施していく必要がある。また、ガレキ撤去作業の進捗に伴い、ガレキの分布等の現場状況が得られてくるとも考えられることから、現場情報に基づき作業を一歩一歩着実に進展させることが必要である。

さらに、周辺環境への影響の観点では、ガレキ撤去時のダスト飛散、ウェルプラグ上のガレキ撤去への対策が必要であるほか、ウェルプラグが所定の位置からずれていることが確認されており、線量もウェルプラグ上で 200mSv/h 程度の線量が確認されており容易に近づくことができない状態にあること、スカイシャイン（放射線源から上方への放射線が大気中の拡散により地表面に降り注ぎ、地表近くでの線量が上昇する効果）の懸念がある。このため、ダスト飛散防止対策や線量モニタリング等の安全対策と連携させた中でガレキ撤去を進めるとともに、2019 年 7 月から開始したウェルプラグの保持状態や汚染状況等の調査の結果等を踏まえ、ウェルプラグの処置を講じる必要がある。

また、震災前より保管されている被覆管の破損した燃料 67 体については、震災前におけるプール水中の放射性物質濃度も十分に低かったためその影響は小さいと考えられるが、取り出し時の扱いについては適切な対応が必要である。

(3) 2 号機のプール内燃料取り出し

2 号機は、これまで原子炉建屋のオペフロ上部を全面解体するとして、プール内燃料取り出し用のコンテナを燃料デブリ取り出し用のコンテナと共用するプラン及びプール内燃料取り出しカバーを個別に設置するプランの検討がされてきた。これに加え、安全・安心に工事を進める観点から、建屋解体時のダスト飛散リスクを更に低減し、オペフロ上部を可能な限り解体せず、原子炉建屋南側からアクセスする工法も含めたプランの検討も行っている。

プール内燃料取り出しのプラン選定に当たっては、ダスト飛散対策、周辺環境や作業員被ばくに対する安全確保、雨水対策、並行する他工事との成立性を総合的に検討していくことが必要である。

なお、2.3.3.3 項でも述べたとおり、2 号機周辺には 1・2 号機排気筒があり、事故によって放出されたセシウムを中心とする放射性物質が内面に付着している可能性があること、排気筒を支える鉄塔の斜材接合部の破断・変形が確認されており、崩壊によりプール内燃料取り出し工程に影響を与えるおそれがある。このことから、プール内燃料の取り出しに先立って、排気筒の上部について遠隔装置による解体を 2019 年 8 月から開始しており、2019 年度内に完了することとしている。

(4) 3 号機のプール内燃料取り出し

3 号機は、燃料の取り出し装置に不具合が発生し、取り出し開始が当初計画から大きく遅れる

ことになったが、2019 年４月からプール内燃料のうち、28 体の新燃料の取り出しが行われ、共用プールへの移送が完了している。引き続き、残りのプール内燃料について 2020 年度内の取り出しの完了に向けた作業を着実に行っていく必要がある。

3.4.3.2 取り出した燃料の適切な保管

敷地全体で保有するプール内燃料を計画的に共用プールに移送するために、5, 6 号機も含めた燃料移送計画を策定するとともに、それに合わせた乾式キャスク仮保管設備を増設する必要がある。

特に、先行的に 5, 6 号機のプール内燃料の取り出しを行う場合は、1，2 号機のプール内燃料の共用プールへの移送のための容量を圧迫することがないよう、適切な時期までに乾式キャスク仮保管設備の増設を行う等の対策が必要となる。また前述のとおり、新燃料の一部については、燃料加工会社への搬出が計画されており、これらの取組により共用プールの容量を確保することが重要である。

3.4.3.3 将来の処理・保管方法の決定

3.4.2.4 項に述べたとおり、取り出した燃料の長期的な健全性評価及び処理に向け、取り出した燃料について通常の使用済燃料と同等の扱いをするために必要な技術的事項があれば、整理・確認をする必要がある。

これまでに、廃炉・汚染水対策事業において、海水注入やガレキ落下履歴のあるプール内燃料の長期健全性への研究開発が実施され、共用プールの環境条件において長期間の保管が可能であることや、乾式キャスク貯蔵を行う際にもガレキによる傷や海水の付着による影響は小さく乾式保管時の燃料健全性への影響は小さいことが確認されている。また、乾式保管を行う際の燃料の検査方法に関する提案もなされている。

加えて、取り出したプール内燃料の処理の技術的な可能性に関する研究開発も実施されており、塩化物イオンやコンクリートの混入といった燃料の震災履歴による影響は少ないとの見通しが得られている。

今後、事故時の水素爆発の影響が大きくガレキによる燃料の損傷可能性がある 3 号機から取り出した燃料を確認し、長期的な保管や処理における検討の要否を判断していく必要がある。

3.4.3.4 主な技術課題のまとめ

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

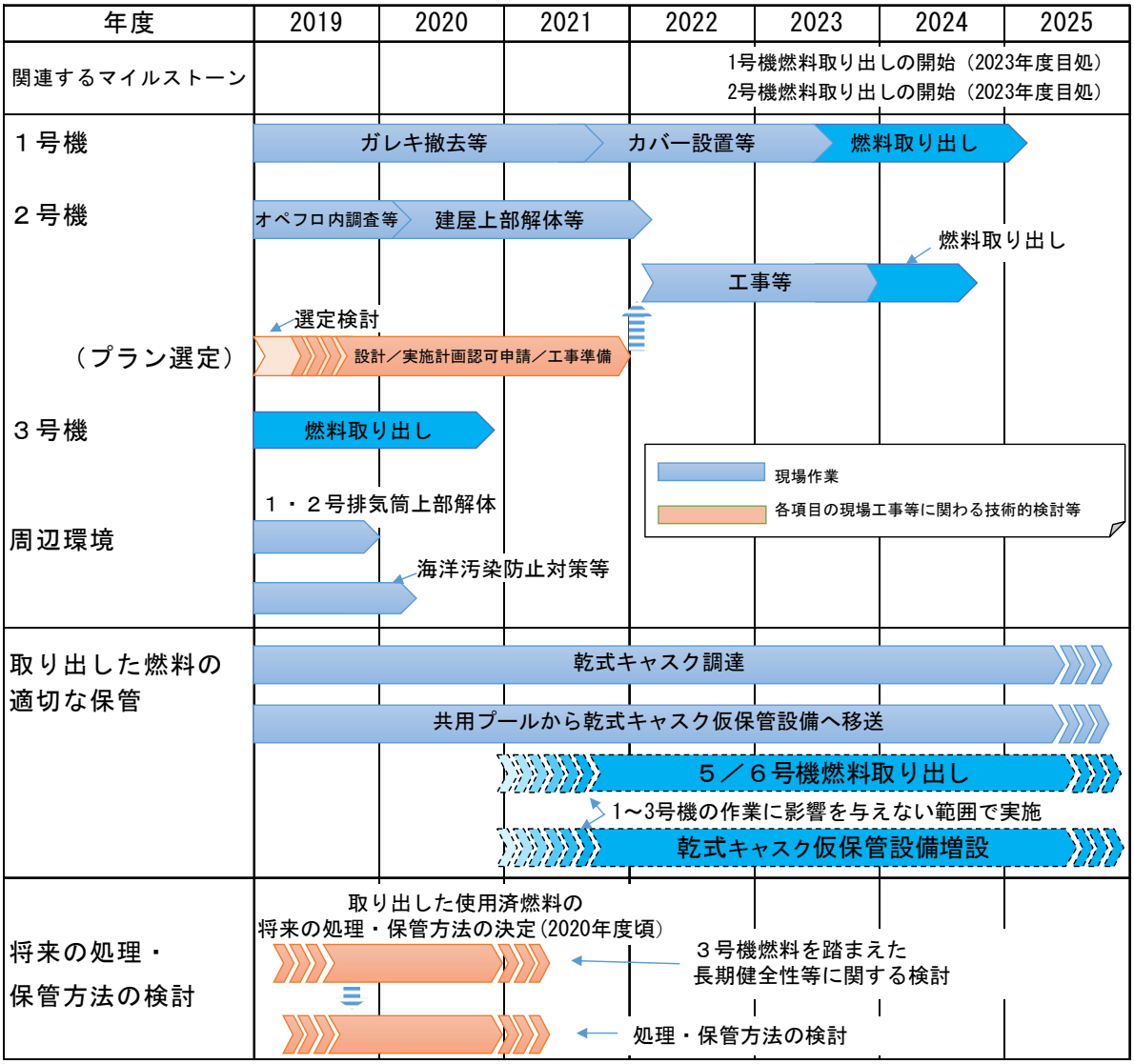


図 19　使用済燃料プールからの燃料取り出しに係る主な技術課題と今後の計画（工程表）

3.5 その他の具体的な対策

3.5.1 原子炉の冷温停止状態の継続

現在、1～3 号機のプラント状況については、例えば短半減期の FP である Xe-135 濃度を連続的に監視しているが、臨界判定基準である 1 Bq/cm^3 を超えることはなく臨界の兆候は見られていないなど、事故以降、継続して取得されている放射線量、温度、水素濃度、圧力、放射性物質濃度等の PCV 内部のプラントデータから、安定した冷温停止状態が維持されていると判断することができる[29]。燃料デブリは崩壊熱を発生させていることから、引き続き、安定状態を維持していくため、PCV 内の温度等のパラメータ監視や、水素爆発のリスク低減のための窒素封入を継続するとともに、保守管理等による信頼性の維持・向上を図るべきである。

なお、燃料デブリの崩壊熱は大幅に減少しているとみられることも踏まえ、RPV 底部及び PCV の温度測定の信頼性が高い 2 号機において、2019 年 4 月に燃料デブリ冷却の原子炉注水流量を約 1 週間半減させる試験を、2019 年 5 月に原子炉注水を約 7 時間停止する試験を実施し、原子炉の冷却状態に異常がないことを確認した。これにより、燃料デブリの冷却状況の実態を把握し、緊急時対応手順の適正化等の改善に繋げることを目指している。また、汚染水対策上の負担軽減や臨界リスクの低減という観点から将来的に燃料デブリの空冷も検討の選択肢としてあり得るが、現時点で得られたプラントの内部情報はその是非の判断にはまだ不十分であると考えられるため、引き続きの検討事項である。

3.5.2 発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止

3.5.2.1 海洋汚染の拡大防止

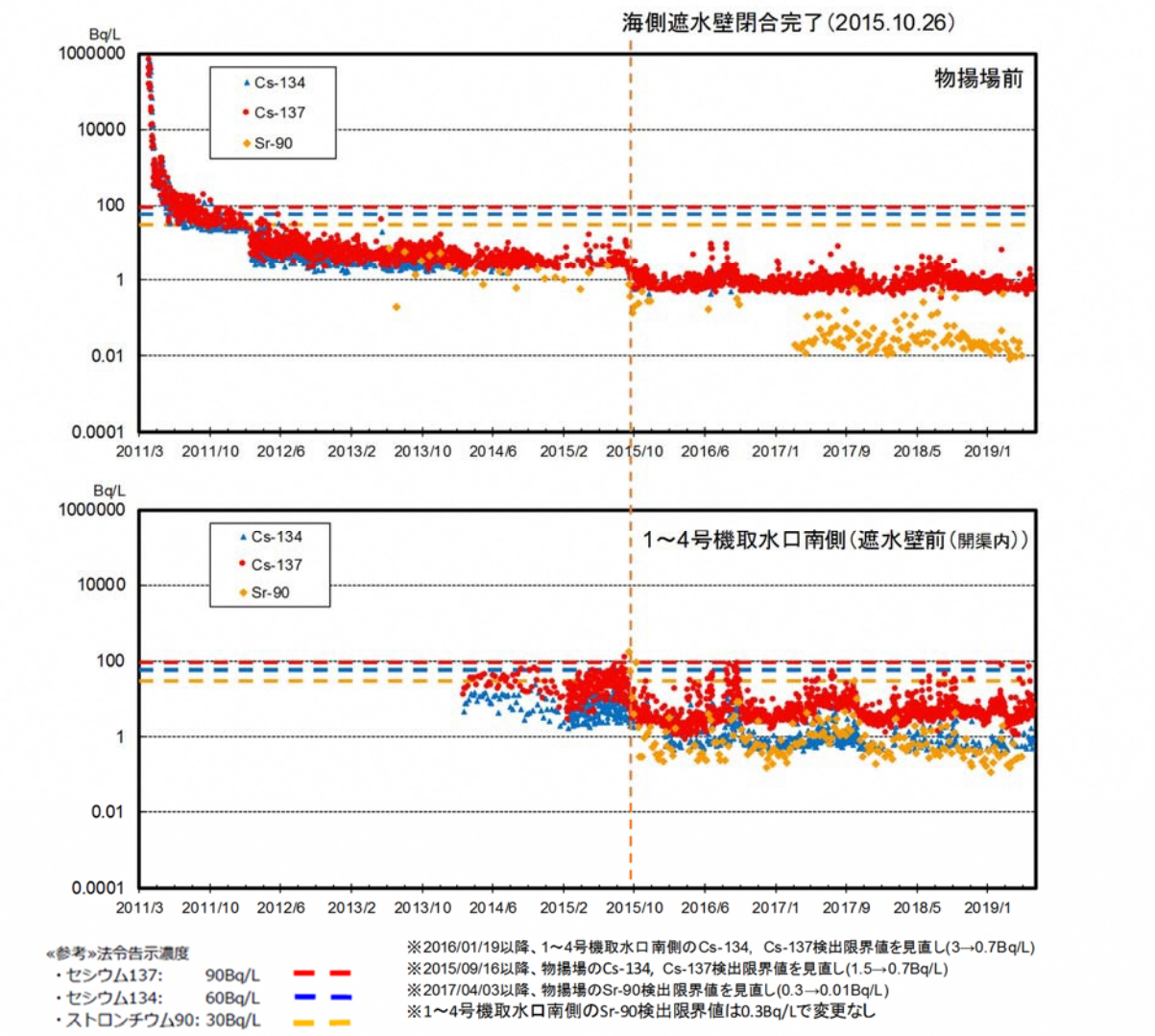
事故直後は、タービン建屋の高濃度汚染水が地下トレンチを経由して流出するなど、港湾への放射性物質の拡散が発生した。これに対して、汚染エリアの地盤改良、地下水の汲み上げ、トレンチ内高濃度汚染水の除去等の緊急対策と、海側遮水壁の設置の抜本対策、更には放射性物質を含んだ海底土の被覆工事等がなされたことにより、現在、港湾内の放射性物質の濃度は、降雨による上昇変動はあるものの 10Bq/L 程度（開渠内, Cs-137）まで低減しており、線量告示に定められた周辺監視区域外の濃度限度（三月間平均濃度 Cs-134: 60Bq/L, Cs-137: 90Bq/L）を下回っている（図 20）。

こうした各種対策により港湾への放射性物質の流入の大宗が抑制されたところであるが、現在も降雨時において港湾内の放射性物質濃度の上昇が見られることから、今後は、排水路を経由した汚染表層水の流入を抑制することが相対的に重要となると考えられる。特に、建屋近傍を流れる K 排水路は他の A, B, C 排水路に比べて放射性物質の濃度が高く、降雨時には濃度が上昇することから、建屋屋上に存在する汚染ガレキや敷砂から溶出した放射性物質や、T.P. 8.5m 盤の汚染された土壌やガレキから流出・溶出した放射性物質が K 排水路の枝管から流入していると予想されている。このような供給メカニズムを踏まえ、K 排水路への浄化剤設置及び清掃、建屋屋上からの雨水対策や建屋周辺の路盤整備等、港湾内へ流入する排水路の放射性物質濃度の低減対策を継続し、引き続き低減を図っていくべきである。

なお、港湾近くの土壌の汚染については、浅い地層に汚染が存在しているため、この長期にわたる環境影響評価の実施に当たっては、これまでに知見が蓄積されている高レベル放射性廃棄物の地層処分における移行解析とは異なり、不飽和層の影響や吸着反応速度の効果を考慮する必要があるなどの技術的課題がある。引き続き、長期的な視点での海洋への影響評価や将来的な環境修復を視野に入れ、核種の移行メカニズムの理解や解析モデルの精緻化等の研究開発を進めるこ

[29] 例えば、東京電力が公表している福島第一原子力発電所の炉内状況に関するデータ（各号機の炉内温度、線量率、注水量、Xe 濃度等）を図示したものとして、炉内状況データグラフ集（廃炉研究開発情報ポータルサイト）http://www.drd-portal.jp/assets/files/current_data_jp.pdf 参照。

とが重要である[30]。



（東京電力資料を NDF にて加工）

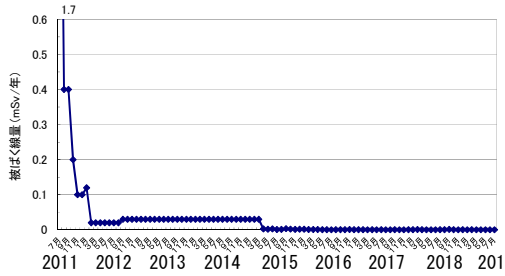
図 20　港湾内・海水中の放射性物質濃度

3.5.2.2 気体・液体廃棄物の管理

中長期ロードマップでは、気体・液体廃棄物については、モニタリングを継続し、厳重な放出管理を行い、告示に定められた濃度限度を遵守することはもとより、合理的な手法に基づき、できる限り濃度の低減を図ることとされており、適切な対応を進めるべきである。

排気管理に関しては、事故の影響により排気筒の監視装置による一元管理ができず、1～3 号機の PCV においてはガス管理設備（ダストモニタ及びガスモニタ）による連続監視と、1～4 号機の原子炉建屋においては建屋上部等の設備（ダストモニタ）による連続監視が行われている。1～4 号機の放出管理目標は Cs-134 と Cs-137 の合計で 1.0×10^{7}Bq/h として、敷地境界付近のダストモニタで周辺監視区域外の濃度限度を下回ることを確認するとともに、毎月 1 回の頻度で線量評価を行っている。なお、1～4 号機からの放出量が 1.0×10^{7}Bq/h であった場合の敷地境界付近における実効線量評価値は約 3×10^{-2}mSv/年となるが、2019 年 3 月期の実測値による実効線量（被ばく線量）評価では約 2.2×10^{-4}mSv/年であり、十分低いレベルで管理されている（図 21）。

[30] 添付資料 15 中「⑥ 廃炉工程で発生する放射性物質の環境中動態評価」参照。



（参考）
※周辺監視区域外の空気中の濃度限度：
[Cs-134]：2×10^{-5}ベクレル/cm^3、
[Cs-137]：3×10^{-5}ベクレル/cm^3
※モニタリングポスト（MP1～MP8）のデータ
敷地境界周辺の空間線量率を測定しているモニタリングポスト(MP)のデータ(10分値)は0.413μSv/h～1.384μSv/h(2019/7/24～2019/8/27)
MP2～MP8 空間線量率の変動をより正確に測定することを目的に、環境改善（周辺の樹木伐採、表土の除去、遮へい設置）を実施済み。

（注）線量評価については、施設運営計画と月例報告とで異なる計算式及び係数を使用していたことから、2012 年 9 月に評価方法の統一を図っている。
4 号機については、使用済燃料プールからの燃料取り出し作業を踏まえ、2013 年 11 月より評価対象に追加している。
2015 年度より連続ダストモニタの値を考慮した評価手法に変更し、公表を翌月としている。

（出典：東京電力）

図 21　1～4 号機原子炉建屋からの放射性物質（セシウム）による敷地境界における年間被ばく線量評価[31]

サブドレン・地下水ドレン汲み上げ水の浄化処理済水の排水管理に関しては、炉心インベントリ等に基づき、被ばく評価上有意な確認対象核種として Cs-134, Cs-137, Sr-90, H-3 の主要 4 核種とそれ以外の 44 核種を選定しており

- 排水前に主要 4 核種の濃度が基準値[32]未満であることを確認
- 毎月、検出限界濃度を下げた分析で主要 4 核種及び全β，全αの 6 項目に著しい上昇がないことを確認
- 四半期毎に、確認対象核種の告示濃度限度比の総和が 0.21 未満であることを確認

という厳重な放出管理がなされている。なお、告示濃度限度比 0.01 以下の核種、線量寄与の極めて小さい Cs-137 の同位体及び娘核種は確認対象核種から除外しており、2017 年 4 月の変更申請では、確認対象核種は主要 4 核種含め 41 核種となっている。

地下水が原子炉建屋に流入する前に山側で汲み上げた地下水バイパス水については、一度タンクに貯留して、運用目標である告示濃度限度比 0.22 未満であることを確認した上で排水している。

3.5.2.3 敷地内除染による線量低減

事故直後の福島第一原子力発電所では、敷地内全体に広がるフォールアウト汚染やプラントからの直接線の影響等による作業員の被ばくが懸念された。このため東京電力は、2014 年 3 月に「福島第一原子力発電所敷地内の線量低減の実施方針」[33]を立て、敷地内のエリアごとに段階的に目標線量率を設定して線量低減を進めている。高線量ガレキの撤去をはじめ、伐採、表土除去やフェーシング等による除染・遮へいを進めた結果、1～4 号機周辺及び廃棄物保管エリア以外の多くの作業員が作業を行っているエリアにおいて、2015 年度末に目標線量当量率 5μSv/h を達成し、その後も線量低減が進んでいる。1～4 号機周辺についても指向性モニタリングによる線源の特定や遮へい体設置工事の進捗等により、現在では、一般作業服等で作業が可能なエリアは敷地全体の約 96%に拡大している。さらに、2018 年 10 月からは免振重要棟と西門付近の各休憩所や入退域管理棟間を追加装備なしで移動可能となった。

敷地内の放射線環境及び労働環境の改善は、作業員の健康と安全を守るために必須の取組であることは言うまでもなく（4.1 節参照）、東京電力は引き続き、中長期ロードマップで求められる平均 5μSv/h 以下を維持するとともに、目標線量当量率を段階的に下げていき、最終的には事故前の状態に可能な限り近づけていくべきである。

---

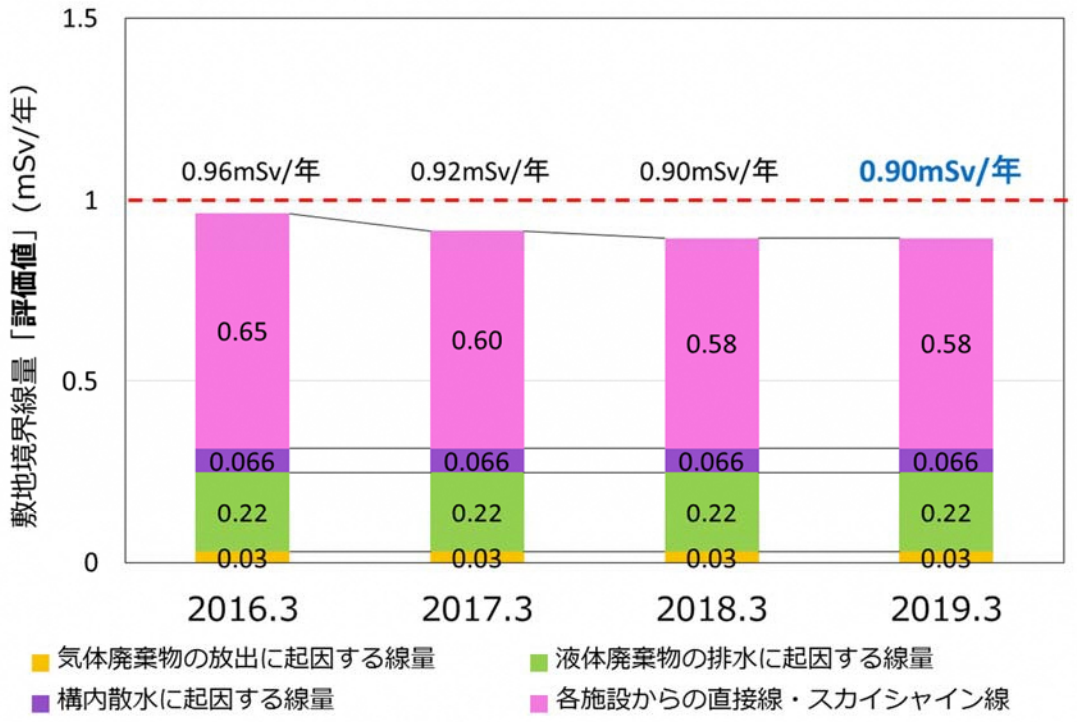
31 廃炉・汚染水対策の概要，廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 69 回）資料 2, 2019 年 8 月 29 日.
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/08/2-1.pdf

32 基準値は次の通りである。　Cs-134 及び Cs-137：1Bq/L 未満、Sr-90：5Bq/L 未満、H-3：1500Bq/L 未満

33 東京電力，福島第一原子力発電所敷地内の線量低減の概要について，特定原子力施設監視・評価検討会（第 19 回）資料 3-2, 2014 年 3 月 31 日. http://www.nsr.go.jp/data/000051045.pdf

3.5.2.4 周辺環境への影響低減

敷地全体からの追加的放出を含む敷地境界での線量評価（実効線量）については、前項までの放射線量低減・汚染拡大防止の取組や、3.3 節に述べた高濃度汚染水の浄化、3.2 節に述べた固体廃棄物の適切な保管・管理、また、これらを含んだ次項に述べるリスクの総点検等により、2015 年度末に目標である 1mSv/年未満を達成して以降、1mSv/年未満を維持しており、2018 年度末で 0.90mSv/年となっている（図 22）。



（出典：東京電力）

図 22　敷地境界での実効線量評価[34]

高濃度汚染水以外の放射性物質を含む水については、敷地外に影響が及び得るリスクとして総点検を行い、汚染源の除去、排水路の清掃等の取組を進めている。ガレキ等の固体廃棄物については、可能な限り減容して建屋内で保管し、屋外の一時保管エリアを解消することとしている。敷地境界での実効線量は、敷地内の放射線源から直接到達する線量に加え、放射線源から上方に出た放射線が大気中の拡散により地表面に降り注ぐスカイシャイン効果も寄与していることから、放射線源を適切に管理・遮へいすることが重要である。こうした取組を通じて、引き続き福島第一原子力発電所の敷地外に影響を与えるリスクの低減の取組を継続し、実効線量 1 mSv/年未満の水準を維持していく必要がある。

また、公衆の防護を目的とした線量評価における代表的個人は、実際の生活習慣や敷地周辺の環境状況を考慮して、その集団の中で比較的高く被ばくする複数の個人を代表する者として設定されるものであることを踏まえ、福島第一原子力発電所の敷地周辺には中間貯蔵施設が設置されているという状況下における現実的なモデルに基づく代表的個人とし、管理目標や評価条件を設定することが望ましいと考えられる。国際放射線防護委員会（以下「ICRP」という。）の 2007 年

[34] 東京電力，福島第一原子力発電所構内の線量状況について，廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 65 回）資料 3-6, 2019 年 4 月 25 日.
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/04/3-6-2.pdf

勧告[35]の国内法取り入れ等の動向を見据えつつ、議論を期待したい。

3.5.2.5 リスクの総点検等

東京電力は、敷地外に影響を与える可能性のあるリスク源について総点検を実施し、流出経路（放射性物質を含む液体）や作業（ダスト）を中心に、追加対策を 5 つのカテゴリ（①調査が必要、②対策が必要、③対策実施中、④対策実施後の状況観察中、⑤現状では対策不要）に体系的に整理し、2015 年 4 月に公表している。更にこの結果、追加対策が必要なものについては、優先順位を考慮しつつ、具体的な対策を検討するとともに、環境変化等を反映して適宜見直しが行われ、これらの対応状況について廃炉・汚染水対策現地調整会議等の場で説明・公表されている。

また、原子力規制委員会では、2015 年 2 月から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を作成している。この中期的リスクの低減目標マップは、残存リスクの提示に軸足を置きつつ、3 年程度を目安としたリスク低減作業工程の性格も持ち合わせたものであり、これまで随時更新がなされてきている。東京電力としては、この中期的リスクの低減目標マップに対しても、現状の取組状況、検討課題、今後の予定を整理した対応状況等を 2018 年 5 月以降随時報告している。この中で、例えばメガフロートは、津波漂流物となり周辺設備を損傷させるおそれがあることから、中期的リスクの低減目標マップにおいて地震・津波対策として位置付けられており、東京電力は、このメガフロートを 1～4 号機取水路開渠に移動・着底させ、新設港湾ヤード整備のための護岸及び物揚場として有効活用するために、2020 年上期を目途とした津波リスク低減完了及び 2021 年度内の工事完了に向けて、工事を 2018 年 11 月より開始した。

なお、この他の地震・津波対策としては、切迫性が高いことがわかった千島海溝津波に備え、津波の建屋流入に伴う滞留水の増加防止及び重要設備の被害軽減を目的に、東京電力は 1～4 号機建屋の海側への防潮堤設置の検討を進めているところであり、引き続きこのような取組を進めていくべきである。

今後も、リスク源についてこのような網羅的な把握を行うとともに、それぞれの対策の実施については、3.6 節に述べるように福島第一原子力発電所廃炉プロジェクト全体の中での位置づけと優先順位を総合的に考慮しつつ、その継続的な低減に取り組んでいくことが重要である。

3.5.3 原子炉施設の廃止措置計画

中長期ロードマップにおいては、福島第一原子力発電所の廃止措置計画は、30～40 年後の廃止措置終了を目標に、燃料デブリ取り出し等の廃炉作業や研究開発等の進捗状況を踏まえ、東京電力が燃料デブリ取り出し開始後の第 3 期に策定することとされている。その際、NDF は、国内外の英知の結集等を通じ、その時点における廃炉の進捗状況やその後の見通し、原子炉建屋等の状況、研究開発の動向などを踏まえ、多角的かつ専門技術的な助言・指導を行っていく。

なお、福島第一原子力発電所では、施設全体のリスク低減に必要な措置を迅速かつ効率的に講じることが求められることを踏まえ、廃炉作業に対するより効果的な規制を実施するため、原子力規制委員会は福島第一原子力発電所全体を実施計画を中心として一体的に規制する見直しを検討しており、福島第一原子力発電所については「廃止措置計画」に係る規定が適用対象外となる予定である[36,37]。

3.5.4 安全確保に向けた具体的な取組

---

[35] ICRP, The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 103, Annals of the ICRP, 37(2-4), (2007).

[36] 原子力規制庁，東京電力福島第一原子力発電所における規制の見直しの方向性（案）について，第 10 回原子力規制委員会 資料 4, 2019 年 5 月 29 日.
http://www.nsr.go.jp/data/000271371.pdf

[37] 原子力規制庁，新たな検査制度（原子力規制検査）の実施に向けた法令類の整備（第一段階）及び意見募集の実施等について，第 20 回原子力規制委員会 資料 6, 2019 年 7 月 31 日.
http://www.nsr.go.jp/data/000279077.pdf

3.5.4.1 作業安全のための取組

2018 年度の作業員数は、一日平均 4 千～5 千人程度であり、やや減少傾向で推移している。災害発生を減らすべく安全活動の取組を続けているが、災害発生状況（災害人数）については、2016 年度は 20 人、2017 年度は 11 人から 2018 年度は 13 人と推移しており、「人・設備・管理」の 3 原因から分析すると人的要因（思い込みや危険感度不足）での災害が多く発生している。特に経験年数が 1 年未満の作業員による災害が多いことも踏まえつつ、災害の削減に向け「意識・スキルアップ・管理」の観点から安全方針を策定し、作業環境改善を継続して進めている[38]。

特に、燃料デブリ取り出し作業のように、高線量環境下において完全な遠隔装置による作業が困難で、作業者が介在せざるを得ない作業計画に対しては、個人の線量を制限するとともに「正当化、最適化」の観点から投入資源に応じた評価を行い、中長期的な被ばく管理を意識しながら多角的なアプローチを検討し、可能な限り作業環境の安全を目指すことが重要である。特に 3H 作業（初めて、変更、久しぶり）に対しては、モックアップによる作業訓練を十分に実施し、効果的な作業手順及び試験方法を立案・実施・検証することが不可欠であり、バーチャルリアリティ（以下「VR」という。）システムを活用して手順等の検証を行いつつ事前訓練を積み重ね、ホールドポイントを明確にした安全で確実な作業計画を立案することが労働災害の未然防止に重要と考えられる。そのため、適時、最新工法情報や現場状況を反映する等、VR システムの充実を図ることも有効である。

燃料デブリの取り出しに係る準備作業を含めた現地作業としては、原子炉建屋内除染、PCV 漏えい箇所調査、PCV 下部・上部補修、系統システム設備の構築、燃料デブリ取り出し機器・装置の設置等の事前の準備作業・建設工事、燃料デブリ取り出し作業、燃料デブリの収納・移送・保管作業が想定される。そのため、作業段階ごとに綿密な作業計画を立案するとともに発生の可能性がある事故・トラブルについて、事前の適切なリスク評価と対策を以って未然防止策を講じることが必要である。また、万一事故・トラブルが発生した場合でも迅速に対応できるように、メンテナンス作業エリアを確保すること等、不測の事態への対処方法も検討しておくことが必要である。今後は、これまでに実施してきた原子炉建屋内線量低減作業、PCV 内部調査作業をレビューし、他作業に対する準備、計画、訓練等の事前対策に活かすことが必要である。

また、2019 年 1 月には、3・4 号機排気筒の点検用足場が落下する事象が発生した。周辺で作業は行っておらず、人的被害はなかったが、事故からの時間経過も踏まえると他の施設でも同様の事象が発生する可能性もあるため、安全性向上のための対応を検討していくことが重要である。

中長期ロードマップにおいては、労働災害防止対策（東京電力及び元請事業者が一体となった労働安全衛生管理体制の運用、東京電力等によるリスクアセスメント、作業間の連絡調整の徹底、体験型の教育訓練施設を活用した新規入所者等の危険予知能力の向上等）の確実な実施と、その不断の見直しを行うとともに、労働災害が発生した際の医療体制の運用や、作業による被ばくを可能な限り低減するための対策を実施することとしており、引き続きこうした取組を通じて、万全な作業安全の体制を整えることが重要である。

3.5.4.2 設備安全のための取組

多種多様な作業用・安全確保用設備等が導入されている福島第一原子力発電所においては、設備安全に対する格段の配慮も必要である。そのため、東京電力は設備のデータベースと個々の設備の保全計画の策定、図面類の整備等を進めてきた[39]。今後は、設備ごとの保全計画に基づき、定期的な点検や適切なタイミングでの設備の更新・恒久化を着実に行うなど、長期間の使用に耐え

[38] 東東京電力, 2018 年度の災害発生状況と 2019 年度安全活動計画, 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 65 回）資料 3-7, 2019 年 4 月 25 日.
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/04/3-7-2.pdf

[39] 東京電力, 設備等のデータベースと保全計画の策定について, 廃炉・汚染水対策現地調整会議（第 23 回）資料 1-6, 2015 年 7 月 27 日.
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku/committtee/genchicyousei/2015/pdf/0727_01k.pdf

得るよう信頼性を維持・向上する対策を実施していく。

また特に、燃料デブリを冷却する循環系、窒素ガス分離装置、PCV ガス管理システム等の重要な安全確保設備については、東京電力は保全計画等に基づく点検・保守、遠隔監視やパトロール等を実施しているところであるが、引き続き、その機能が停止することのないよう、設備整備面のみならず管理・運用面における防止対策も含めて徹底することが重要である。

さらに、新たな機器・設備の設置に際しては、現場における不具合をできるだけ防止することが重要であり、設計レビューや試験検査等を通じて、品質保証の確実な実施に取り組んでいくべきである。

なお、3 号機のプール内燃料の取り出しにあたり、昨年度、燃料の取り出し装置に不具合が発生した結果、取り出し開始が当初計画から大きく遅れることとなった。この不具合に関しては、特に海外調達品の品質管理が不十分であったことに直接的な原因があったことから、東京電力においては再発防止対策として品質管理を強化する対応が取られている。

この対応は当然必要なものではあるが、本件は単に品質管理の問題に限るのではなく、むしろ組織的課題、すなわちプロジェクトを推進するうえで必要な広範な技術的対応力の不足、という問題の存在を示唆するものであるととらえるべきものと考える。今後デブリ取り出しなど更に困難な作業が控えていることを考えると、今後広く廃炉対応組織としての技術的対応力の強化を進めていくために本件を活かしていくべきである。

3.5.4.3 セキュリティ強化

一般に、廃止措置が行われる原子力発電所では、燃料が適切に取り出され、核物質防護上の大きな懸念が解除された状態で、解体等の廃止措置が実施される。一方、福島第一原子力発電所では、大量の核燃料物質が保管されていることから、通常の原子力発電所と同様に、セキュリティ対策に格段の留意が必要であり、個人の信頼性確認、核セキュリティ教育の充実、敷地内への無断侵入等に対する防護措置を実施している。

引き続き、これらの取組を継続するとともに、2020 年に開催されるオリンピック等も踏まえ、発電所内への出入管理等の更なる強化が必要である一方、7.2 節で述べるとおり、地域住民をはじめとする皆様に福島第一原子力発電所の現場において、ありのままの廃炉作業の進捗状況を見ていただくことは、廃炉に向けた共通理解を形成していく上できわめて有効であることから、視察者の受け入れにも対応できる運用上の適切な措置を実施する必要がある。

3.6 福島第一原子力発電所廃炉プロジェクトの総合的な取組

2 章でも述べたとおり、今後の福島第一原子力発電所の廃炉においては、燃料デブリ取り出しなど、長期かつ難度が高く、不確かさの大きな課題に取り組んでいくこととなる。このため、3.1 節から 3.5 節までに掲げた各分野における取組に当たっては、事故直後からこれまでは緊急的な対応として直面している課題に短期的に対応していく作業を積み上げながら業務を遂行せざるを得なかったのに対し、今後はより先を見据えて、十分な準備を行うリードタイムを確保しながら計画的に課題解決のための取組を進めていく必要がある。

また、福島第一原子力発電所の廃炉事業は複雑かつ重層的な大規模事業であり、この事業のなかで行われる様々な取組は、同時並行的に、かつ、相互に関連を持ちながら進められる。特に、例えば今後燃料デブリ取り出しなどが開始されると、それに関連してデブリの冷却に用いられる冷却水の処理の問題、取り出したデブリを一時的に保管するための保管施設の設置の問題、さらに建屋上部で行われるプール内燃料取り出し作業やヤードにおける関連施設の設置作業など各種作業におけるスペースの取り合いの問題など、各分野における作業の関連性が一層強まってくることとなる。このように相互の作業の関連性において複雑性が増していく状況の中で廃炉事業全体を、中長期にわたり安定的に進めていくためには、これらの多くの関連した取組の全体としての整合性と成立性を確保しつつ、限られたリソース（人、モノ、カネ、時間、スペース）の配分を最適化することが重要である。

以上のような観点、すなわち先を見据えた計画的な作業の必要性及び複雑に関連する作業を全体として整合をとって進めていく必要性の観点から、今後廃炉事業を着実かつ効率的に進めていくうえでは、現状から短期～中期～長期へと一貫性のある廃炉全体の長期計画を策定し、この計画に沿って様々な取組を総合的に管理できるようにすることが必要となる。

また、廃炉の各作業分野における個々の作業においては、一般に技術開発→概念設計→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。加えてその間に、必要に応じて原子力規制委員会による安全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あたっては、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総合的に進めていくことが重要である。

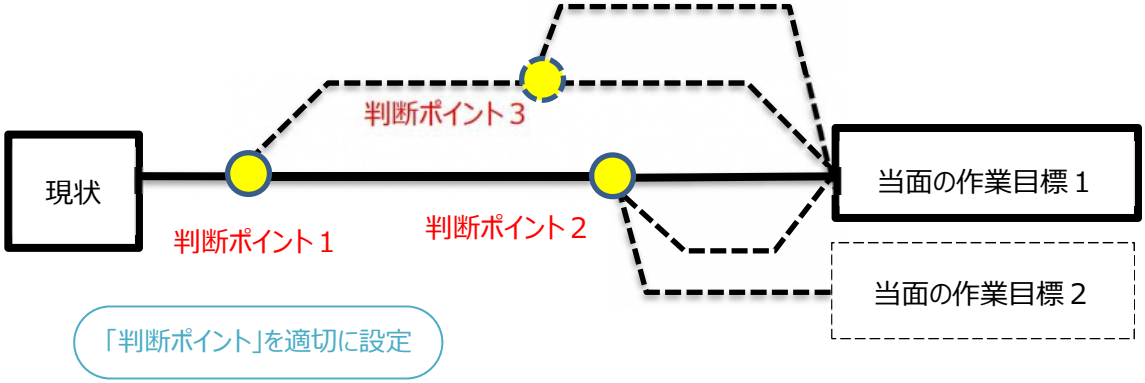
なお、長期計画を作成するにしても、遠い将来の廃炉の状況や必要な作業については依然大きな不確実性があるため、現時点で将来にわたって精度の高い計画を作成することは事実上困難である。このため、長期計画としては、その具体化がどこまで詳細にできるかという点で制約があるものの、内外に廃炉の道筋を示す観点からも、ある程度作業内容が具体化できる可能な限り長期の範囲を対象とし、その期間における作業計画の最適化を図ることが現実的であると考える。

また、福島第一原子力発電所の廃炉は、過去に経験がなく、また、汚染や津波の影響による厳しい環境と限られた情報のなかで、現場の整備、状況の調査、技術の開発を進めつつ、経験や実績を蓄積しながら行うことが必要とされる事業である。このように不確かな要素が多く内在する廃炉事業を、安全かつ安定的に進めるうえでは、現状で得られている情報や想定を基に計画立案を行う一方で、作業の進捗に伴って得られる新たな情報や様々な知見をタイムリーに取り入れ、明らかとなる状況に応じて柔軟に計画を見直していくことが重要である。ひとたび計画を策定した後にその計画に過度に拘泥することは、状況に応じた最適な手法、あるいはその状況下で最も安全な手法を選択する余地を狭め、結果的に安全で着実な作業の進捗を阻害しかねないことにも留意すべきである。

このように、長期計画を策定し、プロジェクト管理体制の下で計画的に作業を進めることが必要である一方で、策定された長期計画については、硬直的な位置づけ、運用とすべきではない。長期計画の具体的な活用に際しては、新たな知見が得られるような適切な時期にあらかじめ判断

ポイントを設定し、その時点での作業の進捗や知見を評価した上でその後の進め方を検討し、それに基づいて長期計画を柔軟に改訂しながら運用していくことが一層重要となる。

長期計画における判断ポイントと、長期計画の見直しのイメージを図 23 に示す。



━━━：基準計画（現時点で最も適切と判断した最初の計画）

---------：代替計画（各々の判断ポイントに到達した時点で基準計画とは別の選択に見直した計画）

図 23　長期計画における判断ポイントと見直しのイメージ

4. プロジェクトの円滑な推進に関わる重要事項への対応

4.1 労働環境、労働条件の改善に向けた取組

福島第一原子力発電所の労働環境は、現在では大幅に改善されてきている。労働環境の改善は、労働者の権利を保護・尊重するために必要不可欠な取組であることは言うまでもないが、非常事態を脱して今後長期的に行われることとなる福島第一原子力発電所の廃炉事業が、健全な基盤の上で安全・着実に遂行されるための土台となるものである。例えば東京電力は、既存休憩所の統廃合や代替休憩所の整備、食堂の運用、コンビニエンスストアの開店、シャワー設備の運用など労働環境インフラの整備を進めている。また、構内の作業員を対象に労働環境に関するアンケートを実施し、労働環境改善に役立てている[40]。

安全衛生管理の面では、2015 年 8 月に厚生労働省により策定された「東京電力福島第一原子力発電所における安全衛生管理対策のためのガイドライン」[41]を受け、様々な対策を講じているところである。安全衛生統括者等の選任や安全衛生協議組織の開催をはじめ東京電力及び元請事業者が一体となった安全衛生管理体制の強化を実施するとともに、現場資材等ないし作業行動その他業務に起因する危険性又は有害性等についてのリスクアセスメント及びその結果に基づく措置の実施や新規入場者教育など安全衛生教育の実施、一元的な被ばく線量管理や発電所構内に立ち入る労働者の入退所管理機能の強化、工事の発注段階からの効果的な被ばく低減対策を検討して施工計画に盛り込む等、着実な取組が進められている。

熱中症対策としては、固定式の WBGT[42]表示器・時計を構内に設置するとともに、暑熱順化対応の強化、熱中症既往歴及び健康状態の確認（体調不良の早期発見）等を実施している。2018 年度は熱中症予防対策強化期間を前後に延長して 4 月から 10 月とし、種々の対策をとった結果、例年にない猛暑だったにもかかわらず、熱中症の発症は 2017 年度に比べ 2 人増に留まった（6 人→8 人）。2019 年度も 2018 年度の熱中症防止ルールを継続するとともに、3 年連続で 10 月に熱中症の発症があったため、天気予報の事前確認(WBGT 値，温度変化)を行い温度変化の大きい場合は、作業員へ熱中症予防を促すよう新たなルールを追加した[43]。

被ばく管理としては、2014～2018 年度の月平均被ばく線量は約 1mSv/月以下で推移している（図 24）。また、2018 年度の平均被ばく線量は約 2.4mSv/年であり、個人の最大被ばく線量についても 20mSv/年を超過する者はおらず十分に低い線量で推移しており[44]、大半の作業員の被ばく線量は線量限度に対し大きく余裕のある状況である。更に、眼の水晶体の等価線量限度について ICRP の声明[45]を自主的に取り入れ、2018 年 4 月からの自主管理として 150mSv/年を 50mSv/年に引き下げ、2019 年 4 月からは更に 100mSv/5 年の管理を開始した。また、今後の作業の進捗に伴い、高線量下での作業が行われることとなるが、個人の線量限度を遵守するために、法令を下回る値を定めて、それを超えるか、または超えるおそれのある場合は、放射線業務従事者の解除、

---

[40] 東京電力，労働環境の改善に向けたアンケート結果（第 9 回）と今後の改善の方向性について，廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 61 回）資料 3-7, 2018 年 12 月 27 日.
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/13/3-7-2.pdf

[41] 厚生労働省，東京電力福島第一原子力発電所における安全衛生管理対策を強化します，厚生労働省報道発表資料, 2015 年 8 月 26 日. http://www.mhlw.go.jp/stf/houdou/0000095466.html

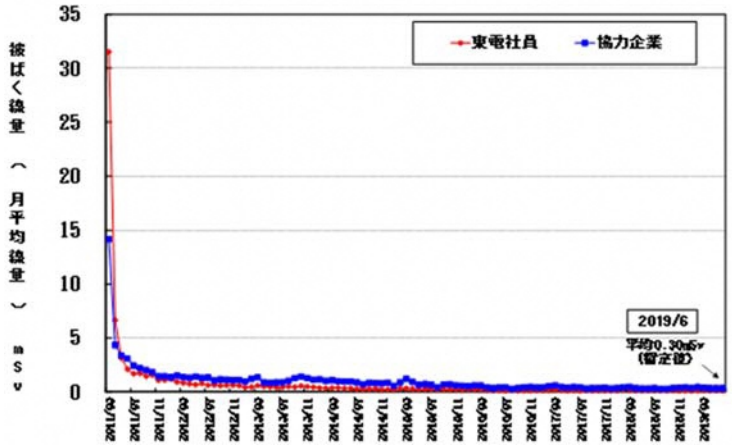
[42] 人体の熱収支に影響の大きい湿度、輻射熱、気温の 3 つを取り入れた指標

[43] 東京電力, 2019 年度 2018 年度の災害発生状況と 2019 年度の安全活動計画について，廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 65 回）資料 3-7, 2019 年 4 月 25 日.
http://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/roadmap_progress/pdf/2019/d190425_12-j.pdf

[44] 東京電力，福島第一原子力発電所にて放射線業務に従事した作業者の被ばく線量の評価状況について,2019 年 4 月 24 日
http://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/exposure/pdf/2019/exposure_20190424-j.pdf

[45] ICRP, ICRP Statement on Tissue Reactions and Early and Late Effects of Radiation in Normal Tissues and Organs – Threshold Doses for Tissue Reactions in a Radiation Protection Context, ICRP Publication 118, Annals of the ICRP,.41(1-2), (2012).

もしくはその後の線量管理方法をきめ細やかに定めた「線量管理計画書」を立案させ、実施・管理することで、法令で定める線量限度を超えないように管理を徹底していく必要がある。



（出典：東京電力）

図 24　作業員の月別個人被ばく線量の推移（月平均線量）
（2011/3 以降の月別被ばく線量）[46]

敷地内の線量低減対策では、3.5.2.3 項で述べたとおり、高線量ガレキの撤去をはじめ、表土除去やフェーシング等による除染・遮へいを進めた結果、2015 年度末に目標線量当量率 5 μSv/h を達成しており（1～4 号機周辺及び廃棄物保管エリアを除く）、現在では、一般作業服等で作業が可能なエリアは敷地全体の約 96%に拡大している。また、2017 年 3 月 30 日以降は、一般作業服等で作業が可能なエリアでも放射性物質による汚染の広がりがないことを確認できたエリア（入退域管理棟・休憩所周辺・免震重要棟周辺等）については、シューズカバー無し、手袋の着用のみで移動が可能な範囲とした。その後、手袋を着用のみで移動可能な範囲の環境改善を進めた結果、2018 年 10 月 1 日から手袋も含めて追加装備は不要で移動を可能とし、休憩所周辺と免震重要棟周辺を結ぶ歩道等にも適用拡大した。さらに、2018 年 11 月 1 日から 1～4 号機の西側にある高台にも適用拡大し、お越し頂いたままの服装での視察等を可能とした[47]。防護マスクや防護衣の着用が不要になることは、視野の狭窄、身体負荷による移動時間の増大、熱中症の発生などを低減させるものであり、放射線以外の安全衛生管理対策に資する効果があると考えられる。

今後も引き続き、労働環境・労働条件の改善に向け、中長期ロードマップに掲げられた取組を進めるとともに、内部被ばくの際の線量寄与が大きいαダストが発生する燃料デブリ取り出しの実施に備えて、内部被ばくの防止対策を具体化させていく必要がある。具体的には、汚染拡大防止を考慮した工法による限定エリアでの閉じ込め、早期の汚染除去、防護装備着用の組み合わせと、適切な測定監視による予兆管理を行うことが必要である。特に、出入り管理（表面密度の管理）において、直接身体に触れる防護装備類への汚染防止策は、付着した放射性物質による間接的な皮膚汚染や再浮遊による内部被ばくの発生を防止する観点から重要である。なお、東京電力は現状、燃料デブリ由来のα核種等による内部被ばくの線量評価（バイオアッセイ分析による体内放射能評価）について、日本原燃株式会社と協定を結び対応可能な体制を組んでいるが、更に万全を期するため、今後の作業の進捗を考慮しながら自社による内部被ばくの線量評価ができる体制構築の検討を進めているところである。

---

[46] 廃炉・汚染水対策の概要，廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 69 回）資料 2, 2019 年 8 月 29 日.
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/08/2-1.pdf

[47] 東京電力，福島第一原子力発電所 作業環境の改善状況について，廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 60 回）資料 3-7, 2018 年 11 月 29 日,
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/12/3-7-3.pdf

4.2 中長期の着実な廃炉に向けた運営体制の強化

2014 年 4 月に設立された東京電力福島第一廃炉推進カンパニー（以下「廃炉カンパニー」という。）では、廃炉を安全かつ着実に進めるためにプロジェクト制を導入し、旧来のルーティン型業務管理からプロジェクト型業務管理へと、業務管理の変革に取り組んでいる。プロジェクト制の導入によって、目標や期限がより明確になり、これまで汚染水対策やプール燃料取り出し等の作業においては一定の成果を得ている。しかしながら、今後は燃料デブリ取り出しなどのより困難な作業を控えていることから、これまでの成果に甘んじることなく、プロジェクト管理機能をより一層強化する必要がある。

そのため、廃炉カンパニーは、昨年10月にプロジェクト体制を再構築し、プロジェクトマネージャーが十分な責任と権限を有する体制に移行を図るべく準備を進めている。また、関係するプロジェクトやライン業務を統括的にマネジメントするためにプログラムマネジメントオフィス（PMO, Program Management Office）を設置し、PMOがプロジェクト管理機能の強化の推進役を担っている。

＜プロジェクト管理機能強化の例＞

① プロジェクトマネージャーの権限強化
② プロジェクト管理ツールを活用した全プロジェクトの統合管理
③ EVM（Earned Value Management）によるプロジェクトの可視化
④ ステージゲートプロセスに基づいた意思決定
⑤ 長期計画の作成と長期計画に基づいたプロジェクト管理
⑥ サプライチェーンマネジメントのカイゼン（長期計画に基づいた調達等）

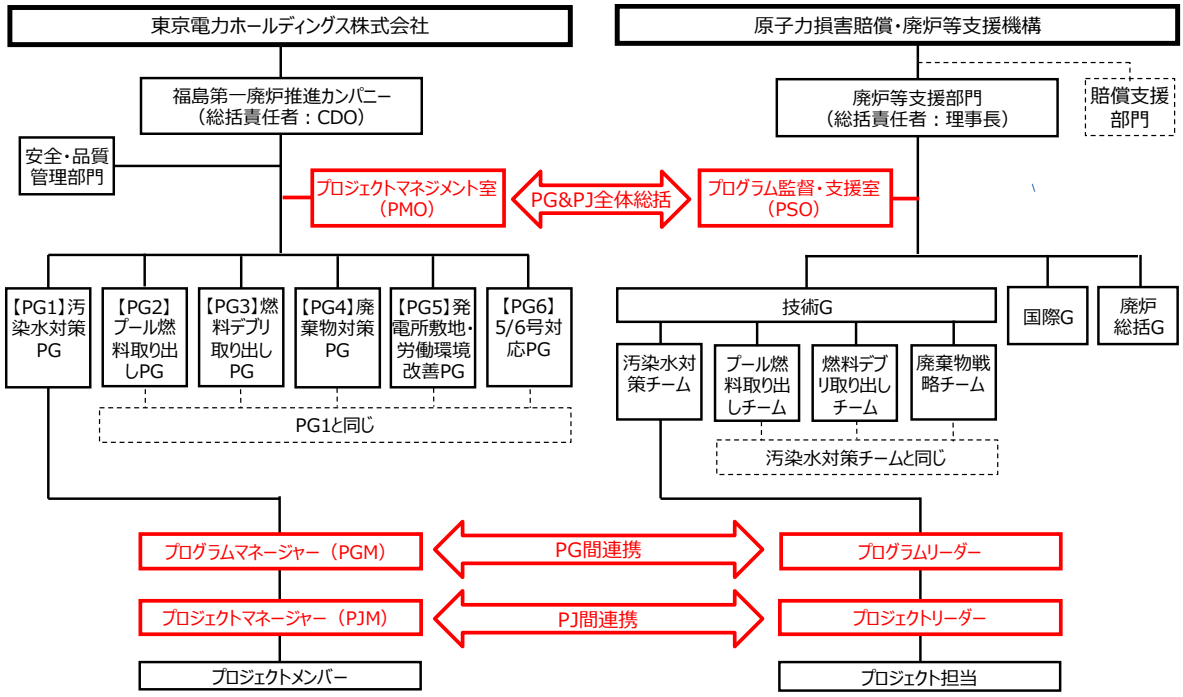
他方、東京電力の廃炉作業を管理・監督する立場である NDF においては、2018 年 2 月にプログラム監督・支援室（PSO, Program Supervision & Support Office）を設立し、東京電力 PMO と連携を図りながら東京電力が実施するプロジェクト管理機能の強化を支援している。

また、プロジェクトの実施においても両組織の連携強化を図っており、NDF では、廃炉カンパニーのプログラムマネージャ（PGM）及びプロジェクトマネジャー（PJM）と連携するカウンターパートを配置し、廃炉カンパニーが主催するプロジェクト関連の会議に NDF のカウンターパートが出席し、プロジェクト固有の課題を共有するとともに、必要に応じ課題解決に向けた技術的な支援を行っている（図 25）。

さらに、東京電力が実施するプログラム・プロジェクトについては、廃炉等積立金制度の下で明確に計画として位置付けられる必要がある。このため、NDF は取戻し計画作成方針において廃炉等実施認定事業者たる東京電力に対して、プロジェクトの柱立てに沿って、中長期を見据えた廃炉事業の現状及び作業目標を提示するとともに、取戻し計画に盛り込むべき実施内容として、実施項目・目的・当面 3 年程度における目標及び主要作業等の提示を行っているところである（表 3 は 2018 年 10 月 2 日付けで東京電力宛てに発出した作成方針）。

東京電力が主務大臣である経済産業大臣に NDF を経由して毎年度届け出ることとされている「廃炉等の実施の状況、廃炉等の実施に関する計画その他主務省令で定める事項」や、積立金の取戻しに当たって東京電力が NDF と共同で作成して経済産業大臣の承認を受けた取戻し計画は、廃炉事業を着実に進めるとの観点から、実際に進められているプログラム・プロジェクトの柱立てに沿って作成されている。

当該計画の実施（廃炉等作業の実施）は東京電力が行い、NDF は東京電力の実施状況を管理・監督する。このため、NDF は、取戻し計画を東京電力と共同作成する過程において、廃炉作業に必要な費用が東京電力の予算として適切に計上されていることを確認することに加え、取り戻された廃炉等積立金の使用状況を毎月東京電力から報告を受け、使用状況の適切性についても確認している。



※CDO:廃炉・汚染水対策最高責任者、PG:プログラム、G:グループ

図 25　プロジェクト管理に係る NDF と東京電力の組織体制

表 3　取戻し計画に盛り込まれたプロジェクトの実施内容

実施項目	目的	３年後の目標	主要作業（３ヵ年分）
① 汚染水対策プログラム	・汚染水の抜本対策を実施 ・福島第一原子力発電所の敷地境界に影響を及ぼす可能性のある汚染源を除去	・敷地境界での実効線量を１mSv/年未満に維持すること ・平均的な降雨に対して汚染水発生量全体を管理（総量 150㎥/日程度）すること ・計画的にタンク容量を確保すること ・建屋内滞留水と地下水位の水位差を維持しつつ建屋内水位を低下させること（原子炉建屋から他の建屋へ滞留水が流出しない状況の構築）	・サブドレン強化、陸側遮水壁関連作業 ・建屋雨水流入対策 ・溶接タンクの設置、フランジタンクの撤去等 ・建屋内滞留水の移送・浄化設備の設置等 ・建屋内滞留水の浄化処理 ・除染装置からの水処理二次廃棄物（スラッジ）の安定保管対策 ・その他、リスク低減対策の検討・実施
② プール燃料取り出しプログラム	・１～３号機の使用済燃料取り出し ・共用プール等にて安定した状態で保管	・１号機燃料取り出し用カバー設置等を2021年度に開始できること ・２号機建屋上部解体等を2022年度に完了できること ・３号機使用済燃料プールからの燃料取り出しが完了していること ・２号機周辺の環境改善が完了していること	・１号機オペレーティングフロアのガレキ撤去 ・２号機原子炉建屋オペレーティングフロア内調査及び建屋上部解体 ・３号機燃料取り出しカバー設置、燃料取り出し及び安定保管 ・１・２号機共用排気筒上部の解体
③ 燃料デブリ取り出しプログラム	・１～３号機の燃料デブリ取り出し工法システム構築 ・１～３号機の燃料デブリの取り出し、収納・移送・保管	・初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定とその背景となるエンジニアリング作業の実施。その上で、取り出し開始に向けた準備を進めていること	・号機ごとの燃料デブリ取り出し方法の検討（エンジニアリング等の着実な実施） ・格納容器内のより詳細な状況調査 ・燃料デブリ取り出しにかかわる準備作業 ・東京電力HDが主体となった技術開発の実施
④ 廃棄物対策プログラム	・廃棄物の保管管理計画を定め、廃棄物を適切に保管	・固体廃棄物の安全かつ合理的な保管・管理を行うとともに、必要な保管容量を確保すること ・廃棄物となるものの再利用・再使用や減容処理といった取組を着実に実行すること	・廃棄物保管庫や減容処理設備（焼却設備など）の建設 ・中長期的な保管計画策定（吸着塔類及び濃縮廃液・スラリーの保管・管理含む） ・東京電力HDが主体となった技術開発の実施
⑤ 発電所敷地・労働環境改善プログラム	・計画的な敷地利用計画に基づく運用 ・労働環境インフラ整備	・敷地利用計画の運用により、廃炉に係る各種施策を着実に実行すること ・発電所内の労働環境を維持向上させるためのインフラを整備すること	・構内片付け整備 ・廃炉インフラの整備 ・建物・休憩所の整備
⑥ ５／６号機対応プログラム	・５／６号機設備の維持管理 ・廃炉の計画立案と遂行	・使用済燃料が安定して冷却されていること	・冷却関連設備の維持 ・廃炉の計画立案 ・メガフロートの移設

2019 年 4 月に大臣承認された第 2 回取戻し計画は 2019 年度から 2021 年度までの 3 か年の廃炉作業に係る費用が計上されている。今後廃炉がさらに進むつれ、作業や技術検討の進捗に伴い、

様々なことが明らかになってくることが予想される。このため、次回以降の取り戻し計画においては、次の点に十分に考慮すべきである。

- 廃炉を安全かつ着実に進めるためには、上述のプロジェクト管理機能の強化に加え、プロジェクトを遂行する人材の育成が不可欠である。特にプロジェクトマネジメント能力とエンジニアリング能力を高めていくことが重要であることから、それに向けた具体的な計画の策定と、その取り組みを加速させること。
- 研究開発については、東京電力自主による研究開発も一部のプロジェクトで実施されているが、その多くは国の廃炉・汚染水対策事業によるものである。しかし、今後、東京電力のエンジニアリングが進むにつれ、国の廃炉・汚染水対策事業では見えてこなかったより現場密着型の研究技術開発課題が増えてくるものと予想される。技術的難易度が高く国の支援が必要な研究開発についてはこれまで同様、国も前面に立って対応しつつ、こうした研究開発の成果を現場適用するための技術改良や東京電力のエンジニアリングを通じて新たに必要性が明らかになった研究開発課題については、東京電力が主体的に取り組むこと。
- 廃炉を長期に亘り続けていくためには地域との共生が不可欠。そのためには、東京電力が廃炉に伴う物品や役務を地元から調達し、地元の人材を雇用するなど地域との接点を増やしていくことが重要である。また、1・2 号機排気筒解体作業では地元企業が開発した技術が現場適用されているが、こうした好事例を増やしていくことが望まれる。東京電力は、安全かつ着実な廃炉と地元優先の両立を図りつつ、技術支援等を通して、より多くの地元企業が廃炉作業に参画できる環境整備に積極的に取り組むこと。

コラム：「プロジェクトマネジメント」ってなんだろう？

そもそもプロジェクトってなんだろう。プロジェクトマネジメントの国際標準とされる PMBOK（Project Management Body of Knowledge）では、プロジェクトを次のように定義しています。

『プロジェクトとは、独自のプロダクト、サービス、所産を創造するために実施する有期性のある業務である』（PMBOK 第 5 版より）

どんな業務にも目的があります。ただプロジェクトと呼ぶ場合、目的はもちろんのこととして、加えて「有期性（始めと終わりがある）」と「個別性（非定型である）」があるという点が特徴です。プロジェクトとは、簡単に言うなら『期限内に目的を達成する非定型な業務』であると言えます。

さて、ここで問題です。次のうちで、プロジェクトと呼べるものはどれでしょう。

1. お母さんは仕事をしながら家事もこなしているので大変。お母さんの家事の負担を減らすため、これからは家族みんなで家事を分担することにした。
2. 来月 23 日は娘の 7 歳の誕生日。今年は七五三の記念に誕生日をお友達と一緒に祝ってあげたいので、お友達を招いてお誕生日会を開くことに決めた。
3. 来年子供が私立の学校に進学することになった。家計の無駄を少しでも減らしたいので、来月から家計簿をつけることにした。

答えは 2 です。1 には目的（=お母さんの負担を減らす）はありますが期限（=いつまで）と個別性（=繰り返しではない）がありません。3 も同じです。これに対して 2 は、目的（=誕生日をお友達と一緒に祝う）に加えて期限（=来月 23 日の誕生日）と個別性（=七五三の記念として）があります。

なんとなく、プロジェクトとはどういうものかをご理解していただけたでしょうか。では次に、「プロジェクトマネジメント」とは何かについて考えてみましょう。

そのまま読み下せば「プロジェクトをマネジメントする」です。ではこの場合のマネジメントとは何を指すのでしょう。マネジメントを日本語に訳すと「管理」となりますが、日本のビジネスシーンではマネジメントは管理と訳さずそのまま使っている場合が多いようです。

プロジェクトマネジメントを一言で言えば『プロジェクトを成功裏に導くために必要なさまざまな活動※』を総称したものと言えます。これらの活動が勝手バラバラに動いていてはプロジェクトの目的を達成することはできません。これを有機的に結び付け目的達成へと導くことがプロジェクトマネージャーの役目と言えます。

※ プロジェクトマネジメントでは、これらの活動は WBS（Work Breakdown Structure：プロジェクトの活動を木構造＜Level1-Level2-Level3-…＞で整理した構成図）によって定義されます。大きなプロジェクトでは、この WBS の数が数千～数万にも及びます。

さて、ここからは話を福島第一の廃炉に向けましょう。

福島第一の廃炉を担う東京電力ホールディングス株式会社福島第一廃炉推進カンパニー（以下「廃炉 C」という。）は、事故から 3 年が経過した 2014 年 4 月に設立され、設立当初からプロジェクト制を取り入れています。では、なぜ廃炉 C ではプロジェクト制を取り入れたのでしょうか（←ここがポイント）。

通常、原子力発電所は、建設が終わり発電のフェーズに移行すると、電力会社の業務は、発電所の運転と定期検査に合わせた設備点検が主体となります。定期検査は法律で約 1 年と決められているため、発電所の業務は、点検（定期検査）～運転～点検（定期検査）とほぼ 1 年サイクルでの繰り返しとなります。このため、発電所の組織は、発電部門、保守部門、放射線管理部門といった「機能別組織」（職能別組織とも言います。）が一般的です。機能別組織は、それぞれが役割を果たせば結果として発電所全体としての目的を達成できる、という考え方に基づいています。

東京電力に限らず他の電力会社においても、発電所では機能別組織を採用しているところが多く見られます。これは、業務サイクルが決まっていて、定型的な業務を安全と品質を落とさずに効率良く遂行するためには、機能別組織が最も適していると判断した結果と言えます。

翻って、福島第一の廃炉はどうでしょう。発電所と同じ業務スタイルと組織が適していると言えるでしょうか。もちろん廃炉業務の中には発電所と同様に定型的な業務もあります。しかし、それら定型的な業務のウエイトは小さく、その主体は、事故後の汚染水対策、プール燃料取り出し、燃料デブリ取り出しなど、前例のない困難な作業が多くを占めます。それでも決められた期限内に廃炉を終える必要があります。しかも、廃炉にかけられるリソース（ヒト、モノ、カネ）は有限です。

有限なリソースの下、廃炉を安全かつ着実に進め期限内に終えるためには、発電所における定型的・安定的な業務スタイルや組織よりも、大きな変化や不確実な事柄に対して柔軟かつスピィーディに対処できるプロジェクト型の業務スタイルと組織が福島第一の廃炉にはより適している、と当時廃炉 C は判断したわけです。

◇ ◇

廃炉 C は、2020 年度から本格的なプロジェクト型組織に変貌すべく、プロジェクト管理機能やエンジニアリング力強化に向けて着々とその準備を進めています。他方 NDF は、廃炉 C が実施する廃炉を管理・監督する立場にあります。このため、NDF は、プロジェクト管理機能やエンジニアリング力強化のように廃炉作業そのものではないものの、廃炉の安全と品質を確保する上で重要な活動費が取戻し計画にきちんと計上されているか、取戻し計画を東京電力と共同作成する過程を通じて確認しております。

4.3 人材の育成・確保

4.3.1 作業員・技術者等の育成・確保

福島第一原子力発電所の廃炉においては、これまで東京電力が有していた原子力発電所の建設・運転に関する技術とは全く異なるスキルも必要となり、さらに、豊富な地下水等の存在、サイト内部の不確かさ、α核種や FP 等による線量の高さに起因する技術課題は、通常炉の廃炉とも大きく異なるものである。

このため廃炉研究開発連携会議では、福島第一原子力発電所の廃炉のために必要なコア技術の全体像、必要とされる廃炉人材の像を把握するため、技術マップ試案を作成している（添付資料13)。これにより、例えば目下必要性が明らかになっている分析技術者のように、既存の原子力産業における技術・人材プールを活用し、トレーニング等により人材を調達することが可能と考えられる分野や、既存の原子力産業に限らない幅広い層に技術人材を求め、あるいは計画的に育成していく必要がある分野などが明らかになってきている。各機関はこの技術マップを、①福島第一原子力発電所廃炉技術の全体像の明示的な把握、②自社人材の強みの明示的な把握、③研修プログラムの整備、④既存の原子力産業にとどまらない幅広い層からの人材確保策の検討など、今後の人材育成・確保のために活用していくことが期待される。また、NDF では福島第一原子力発電所に携わる技術者等に対し、廃炉業務を行う上で必要とされる共通的な技術を習得する機会を設けることについて、その準備を行っているところである。

また、福島第一原子力発電所の廃炉のような多くの要素が関連する複合的な大規模プロジェクトに携わる上では、自らの担当分野において専門性を発揮することができるだけなく、廃炉工程全体を俯瞰した上で、他のプロジェクトとの関係性を含む総合的な観点からプロジェクトを管理する能力を有する専門技術者が求められている。技術士（原子力・放射線分野）の第二次試験においては、2019 年度より選択科目「原子炉システム・施設」の内容に「原子炉の廃止措置（過酷事故後の措置を含む)」を、また、選択科目「核燃料サイクル及び放射性廃棄物の処理・処分」の内容に「廃止措置並びに原子炉の過酷事故後の燃料・放射性廃棄物の処理及び処分」が加えられた。これに関連して、廃炉・汚染水対策事業では 2017 年 3 月に実施された公募から、主要な担当者については技術士等の関連する資格の保有状況を応募時に記載させている。今後も、原子炉主任技術者、核燃料取扱主任者、放射線取扱主任者など関連資格試験も含めその取得を奨励する等、企業等は従業員の能力向上に努めることが期待される。

なお、中長期ロードマップでは今後 3 年間で必要と想定される作業員数の見通しが取組分野ごとに示されているが、今後は、燃料デブリ取り出しなどの新たな作業が発生することに伴い、必要な作業員数に変動が生じることもあり得る。したがって、福島第一原子力発電所廃炉プロジェクトの長期的な見通しを立てることにより、必要人材の規模感を分野別に時系列で把握し、これに応じて十分なスキルを有する人材を安定的・計画的に育成・確保していくべきである。このような長期的な見通しは、3.6 節で述べた廃炉全体計画を通じて検討されることとなる。

4.3.2 将来の福島第一原子力発電所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するとともに研究開発活動を長期間、持続的に実施するためには、将来の研究者・技術者などの育成・確保等が不可欠である。このための取組を原子力に関わる産学官全体として着実に進めることが重要である。

具体的には、学生に対して、原子力産業に関する理解を促進する活動や魅力を伝える活動を産業界と教育機関が連携して継続的に実施していくということに加えて、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すること、研究者・技術者が活躍するための多様なキャリアパスを構築し具体的に示すことなど、福島第一原子力発電所の廃炉における活躍の道筋を示していくべきである。

また、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り、この観点からも、2015 年度に文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業（以下「英知

事業」という。）が開始され、特に 2018 年度からは大学などの若手人材を対象とした共通基盤型原子力研究プログラムが実施されている。同プログラムでは、研究代表者を含む研究グループ内のメンバーが 39 歳以下の場合に応募可能な若手研究枠を設定している。また、2015 年度から実施している廃炉措置研究・人材育成等強化プログラムでは、卒業単位に計上される廃止措置に関わる授業科目が開講されるだけでなく、卒業研究等を通じて廃止措置に関わる研究が実施されるとともに、学生が将来のキャリアパスを見通すことのできる活躍の場が用意されており、学生を対象としたカンファレンスである「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、優秀者の表彰が行われている。また、原子力業界全体の人材維持・拡大のためには、国内 16 大学が連携協力して国内外の原子力教育を実施する「原子力道場」、大学・高専生等を対象とした「未来を担う原子力施設見学会」等の各種取組も実施されている。今後もさらに大学等における人材確保のための施策を推進・強化していくことが必要である。

また、福島第一原子力発電所の廃炉は、これまでに経験のない困難な作業であり、様々な分野の知見が必要となるため、原子力分野のみならず、機械、化学、土木、材料など幅広い領域を含む研究開発を通じた人材育成を行うことが重要である。さらに、福島第一原子力発電所の廃炉のような長期かつ大規模のプロジェクトでは、学術的見地から理工学的検討を行うことのできる分野別の研究開発のコア人材や、俯瞰的な視野を備え、個々の技術シーズを統合して実用的な機能を有するシステムとして完成させることのできる人材（システムインテグレータ人材）の育成が重要であり、5 章に後述する重要研究開発課題の実施を通してその取組を進めているところである。

こうした次世代の廃止措置人材の育成は、単なる研究者・技術者人材の供給という側面のみで見るのではなく、大きな人材循環が回るよう、長期的な視点から、より広い層へのアプローチも考慮すべきである。前述の廃止措置研究・人材育成等強化プログラムでは、廃止措置に従事し得る原子力産業への学生の就職という成果も着実に得られている一方で、進学する学生、規制機関や地元自治体などへ就職する学生も多い。学生時代の廃止措置の経験と、社会人として幅広い経験を積んだ彼らが、やがてまた社会の各層において福島第一原子力発電所廃炉プロジェクトに新たな視点をもたらすことで、プロジェクトがより一層前進する原動力となることを期待したい。

5. 研究開発への取組

5.1 研究開発の基本的な方針等

5.1.1 基本的な方針

福島第一原子力発電所の廃炉は、技術的難度が極めて高くこれまでにないチャレンジングな課題を多く伴うものであり、中長期ロードマップに基づき、各種対策を着実に実施するためには、これらを解決する新たな技術の開発、現場への適用を見据えた信頼性が高い技術の開発が必要である。このため、政府による補助事業・委託事業や施設整備事業を通じ、実用化を目指した複数の研究開発プロジェクト、JAEA による研究拠点・施設の整備や、大学等の研究機関における基礎・基盤研究と応用研究が進められるとともに、東京電力においても取組が進められてきている。

NDF では NDF 法に基づき研究開発業務実施方針[48]を策定し、本方針に基づき、各研究開発主体が有する英知を結集させ、PCV 内の状況把握や、燃料デブリ取り出し工法の実現性評価等、中長期ロードマップに基づく取組の着実な実行を技術的に支えるための幅広い研究開発をマネジメントしてきたところである。

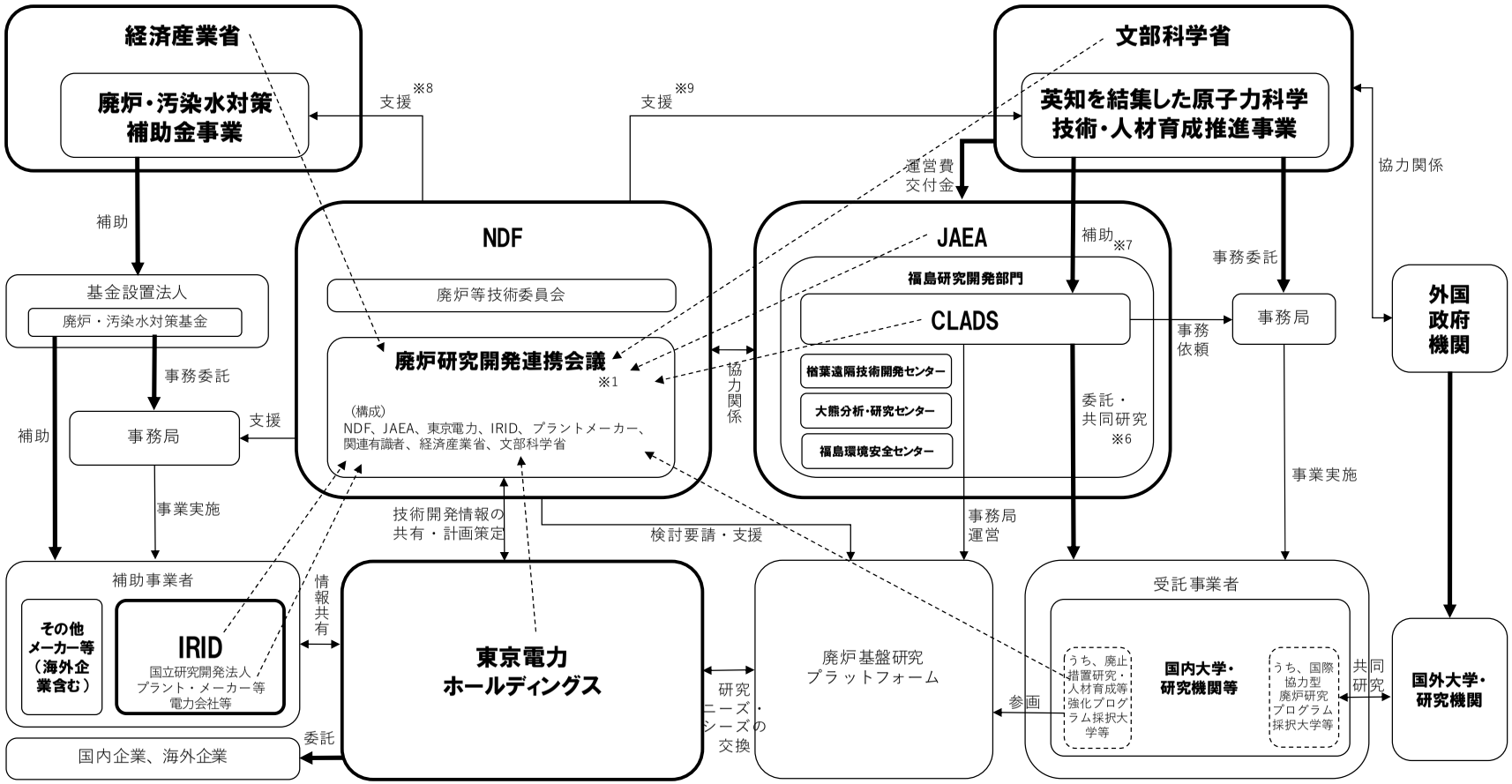
今後は、燃料デブリ取り出し等に向けたエンジニアリングが本格化しているなど、廃炉作業のフェーズが中長期を見据えた対応へ移行しつつあり、こうした研究開発の進め方も新たな段階に入ることとなる。また、廃炉の実施に向けた具体的な工程が明らかになることにより、各主体が担うべき役割もより明確化されていくと考えられる。この際、研究開発成果の現場への適用に向けては、事業者及び関係する研究機関が適切に役割分担し、着実に進めることが必要であり、また、国及び関連する研究機関の役割としては、中長期にわたる廃炉の着実な実施をバックアップすべく、基礎研究拠点・研究開発基盤の構築が更に期待されることになると考えられる。同時に、エンジニアリングの進捗により、現場適用を目指した研究開発課題が抽出されてくると考えられ、東京電力には、廃炉作業を実現するための現場適用に直結する自らの技術開発の比重を高めていく努力が求められる。

この未踏領域への挑戦には、実効性ある研究開発、海外を含む関係機関の連携・協力、研究施設の活用、人材育成といった様々な角度からの取組をより一層推進し、我が国の総力を結集して取り組むことが重要である。

5.1.2 研究開発の全体像

福島第一原子力発電所の廃炉には、困難な研究開発要素を内在する様々な課題が存在しており、その解決のための研究開発は、基礎・基盤研究から応用研究、開発・実用化に至るまで、産学官の多様な実施主体により行われている（図 26, 図 27）。これらの活動を有機的に結び付け、現場の課題を研究開発によって効率的に解決していくためには、関係機関における研究開発の取組内容に関する理解と共有、廃炉現場と研究現場との協力及び連携が重要である。このため NDF では、廃炉・汚染水対策チーム会合決定に基づき、NDF、JAEA、東京電力、IRID、プラントメーカー、関連有識者、関連省庁をメンバーとして、研究開発ニーズ・シーズについての情報共有、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などの諸課題について、関係機関が連携し、国際的な英知を結集しつつ、総合的かつ計画的に取り組むことを主な任務とする「廃炉研究開発連携会議」を開催している。また、廃炉研究開発情報の一元的な取得を可能とするため、ポータルサイトをウェブ上に整備し、国内外の研究機関、大学、事業者等の活動を発信しており、海外も含む多くの方により利用されている。このような活動を通じて、NDF では、これら各機関における研究開発活動を実効的かつ効率的に推進するため全体の最適化に取り組んでいる。

[48] 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に関する業務を実施するための方針（廃炉等技術研究開発業務実施方針）http://www.dd.ndf.go.jp/jp/committee/policy/index.html



※1　廃炉研究開発連携会議は、廃炉・汚染水対策チーム会合決定によりNDFに設置。
※2　太い実線矢印は研究費・運営費等の支出（施設費除く）、細い実線矢印は協力関係等、点線矢印は廃炉研究開発連携会議への参加を示す。
※3　JAEA等、一部機関は複数個所に存在している。
※4　各機関はそれぞれMOU等に基づき外国機関との協力関係を有する。
※5　電力中央研究所等が独自に実施する研究開発は本図では省略した。
※6　英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業のうち、平成29年度までの採択分は文部科学省から受託事業者への委託であるが、本図では省略した。
※7　英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の補助金は、JAEAに交付されるが、わかりやすさのため本図ではCLADSに交付されるものと表現した。
※8　廃炉・汚染水対策補助金事業は、中長期ロードマップや戦略プランにおける方針、研究開発の進捗状況等を踏まえ、NDFがその次期研究開発計画の案を策定し、経済産業省が確定する。
※9　NDFは、英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業のステアリング・コミッティに構成員として参加する。

図 26　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（2019 年度）

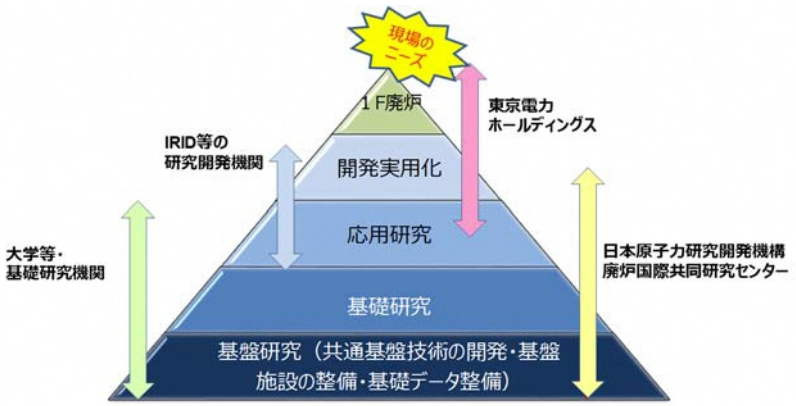


図 27　福島第一原子力発電所の廃炉に関連する主な研究開発機関の役割分担イメージ

5.2 現場作業・エンジニアリングにおいて必要な廃炉研究開発

5.2.1 実効的な研究開発の推進

福島第一原子力発電所の廃炉を実現するために実施される現場適用を念頭に置いた研究開発としては、東京電力が委託等によって実施する技術開発要素を含むエンジニアリングと、国の廃炉・汚染水対策事業に採択された補助事業者が実施する研究開発が存在する（添付資料 14）。

いずれの場合においても、今後、3.6 節に述べた廃炉プロジェクト全体としての全体最適を目指していく上では、東京電力が実施するエンジニアリング上の検討により必要性が明らかとなった研究開発課題が NDF に共有され、NDF によるコーディネーションの下で適切な実施機関によりこの研究開発が適時的確に実施され、その成果が現場に適時的確に提供されていくという、いわばプロジェクトベースな研究開発のマネジメントが重要になってくる。1.1 節で述べたとおり、廃炉等積立金制度により NDF は東京電力のプロジェクト管理を管理・監督しており、こうした制度も通じて実効性ある研究開発マネジメントを実施することが重要である。

具体的には、東京電力が実施するエンジニアリングの進捗により新たに必要となる研究開発課題が抽出され、さらに、プロジェクト管理上の検討を通じてそれを実施すべきタイミングが固まってくる。このようにプロジェクトベースで研究開発をマネジメントする体制を円滑に運用するためには、東京電力の研究開発実施状況や、エンジニアリング上の検討状況、そこから新たに必要性が明らかとなった研究開発課題について、NDF と東京電力が共同で推進するプロジェクト管理体制の下で、適切に情報共有がなされることが必要である。このため、プロジェクト管理体制下において、どのプロジェクトでいつまでに課題解決が必要なのかを明らかにしつつ、現に行われている研究開発課題、今後必要となる研究開発課題を整理したうえで、プロジェクト管理を行っていく必要がある。

この際、研究開発課題の実施の検討は、廃炉・汚染水対策事業での実施も含めて、その内容に応じて、国・東京電力の適切な役割分担の基本的な考え方に従って行われるべきであり、具体的には、国による支援が必要とされる研究開発としては、技術的難易度が高く、国が支援すべき研究開発が対象になり、エンジニアリング要素が多い研究開発は、東京電力が実施していくことが適切である。

このような考え方を踏まえ、東京電力においては、①廃炉・汚染水対策事業での実施プロジェクトも含め必要な研究開発課題をエンジニアリング・スケジュールに位置付けていくこと、②東京電力のプロジェクト管理の中で、廃炉・汚染水対策事業の研究開発のうち東京電力によるエンジニアリングに繋がる段階のものを中心に全体工程の管理に積極的に関与していくこと、③エンジニアリング上の検討から研究開発課題の抽出を行い、着実に研究開発を進めていくこと、が重要である。

5.2.2 今後の研究開発の在り方

これまでの廃炉・汚染水対策事業による研究開発により、要素技術開発の実施や調査装置の開発等で原子炉格納容器の内部の状況が徐々に明らかになってくるなど、一定の成果が得られてきたところであるが、上述のように、今後は、本格的な廃炉の実施に向けた具体的な工程が明らかになってくる中で、廃炉作業を実現するための現場適用に直結する研究開発がより求められる。そのためには、現場で実際の作業を行う東京電力が、自らが計画するオペレーションや安全確保策、さらには廃炉作業の全体像を踏まえ、それを実現するための研究開発を自ら企画・管理していくことが不可欠となる。このため、東京電力には、現場適用に直結する研究開発について効果的に実施するため、東京電力自らが研究開発の企画・管理を行うなどの仕組みを構築しつつ、その比重を高めていく努力が求められる。この際、上述のように、東京電力では実施が困難な中長期的視点からの取組が求められる難度の高い研究開発や基盤的な研究開発については、国の支援により実施されていくことが適切である。

5.3 廃炉プロジェクトを確実にする基礎研究及び研究開発基盤の充実

不透明かつ不確かさを内包した大規模プロジェクトである福島第一原子力発電所の廃炉において、将来的に何がクリティカルな技術的課題として発生するかを予測することは、非常な困難を伴う取組である。現時点で得られている情報、先行事例や専門家の知見・経験をもとに、将来クリティカルとなり得る研究開発課題をあらかじめ抽出するとともに、幅広い分野にわたり得る技術的課題に対しても即応できるよう、人的・組織的・施設的な基盤を長期的に維持・拡大していくことが、プロジェクトの円滑な遂行を担保するための大きな要素であると考えられる。

5.3.1 ニーズから導き出された重要研究開発課題とその戦略的推進

基礎研究を担う大学等には、将来、理工学的知見を要する技術課題が発生したときに即応できる人材、知識・基盤を維持・育成していくことが期待されるところ、大学等においても、廃炉現場が有する課題意識を強く共有しておくことが重要である。

また、長期にわたる福島第一原子力発電所の廃炉を安全着実かつ効率的に推進するに当たっては、原理の理解や理論に基づいた理工学的検討も含む中長期をにらんだ研究開発戦略を立案することが重要である。このため NDF では、廃炉研究開発連携会議での議論に基づき、「研究連携タスクフォース」を設置して議論を行い、戦略的かつ優先的に取り組むべき 6 つの重要研究開発課題を抽出した。更に廃炉基盤研究プラットフォーム[49]において重要研究開発課題について検討を進め、研究開発戦略が策定されており、これに基づいて、まず当面実施すべき研究開発が 2017 年度から開始されている。

また、次項に述べる英知事業の補助金事業への移行に際し、文部科学省より NDF に対して、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、この重要研究開発課題を踏まえ、公募テーマの選定も含めた英知事業における今後の研究開発の進め方について議論したいとの意向が示された。このため、NDF では課題の背景、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、今後 6 つの重要研究開発課題を進めていく上での基本的方向性を取りまとめ、文部科学省に提示した（添付資料 15）。この基本的方向性は、2018 年 5 月から JAEA が開始した英知事業の公募に活用されている。

5.3.2 中長期を見通した基礎研究拠点・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廃炉プロジェクトを技術面においてより着実なものとしていくためには、前項で述べた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、

[49] 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://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat05/haishi05.html 参照。

研究拠点や研究施設・設備の構築、人材の育成等、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。

2017 年 4 月には、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する場として、JAEA 廃炉国際共同研究センター（以下「JAEA/CLADS」という。）の国際共同研究棟が福島県富岡町に開所した。ここでは、東京電力や大学も入居して研究等を実施しており、今後、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る。こうした観点から、文部科学省の委託事業である英知事業は、NDF の提案を受け、JAEA を対象とする補助金事業（廃炉研究等推進事業費補助金）に移行し、2018 年度新規採択課題から JAEA/CLADS を中核とした体制により実施されているところである。さらに、2019 度から、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[50] 、組織間をクロスアポイント制度で結ぶ研究開発・人材育成事業を開始したところであり、JAEA/CLADS の機能強化を図っている。

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、燃料デブリ取り出し等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、2016 年 7 月には、福島県、JAEA と国立環境研究所が入居する環境創造センターが福島県三春町にグランドオープンし、3 機関が連携した総合的な拠点となっている。また、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、2018 年 3 月に施設管理棟が開所したところであり、主にガレキ等の低線量試料を取り扱う第 1 棟は、現在、地上 3F 部分の躯体工事を実施している。また、燃料デブリ等の高線量試料を扱う第 2 棟については、詳細設設計中である。

このように、福島県内を中心に、廃炉・汚染水対策及び環境除染対策に関連する研究施設が立地しており、廃炉研究開発における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。

[50] JAEA は福島県内の拠点の他、東海・大洗の拠点も使用可

6. 国際連携の強化

6.1 国際連携の意義

近年、原子力利用の黎明期に建設された原子炉や核燃料サイクル関連施設が運転寿命を迎え、各国ではこれらの施設の廃止措置が本格化している。また、過酷事故を起こした原子炉としては、英国のウィンズケール原子炉 1 号炉（Windscale Pile-1）、米国のスリーマイルアイランド原子力発電所２号炉（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、「レガシーサイト」と呼ばれる、英国、米国、フランス等の保有する過去の核開発関連施設においては、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、これら廃止措置や環境修復に係る「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、数十年にわたるプロジェクトの運営、多額の資金の確保といった課題に直面し、それらを乗り越えるための挑戦を続けている。

リスク低減戦略として、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、各国が培ってきた優れた技術や人材の活用を図るとともに、先行する事故炉の処置やレガシーサイトの廃止措置活動を通じて得られた教訓を学び、現実の廃炉に活かすことが重要である。また、廃炉に対する国際社会の理解・関心や協力関係を維持・発展させていくため、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廃止措置に関する国際的な共同活動等を通じて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。

国際連携を具体的に進めていくに当たっては、それぞれの国の事情に即した二国間協力を進めるとともに、IAEA、経済協力開発機構／原子力機関（以下「OECD/NEA」という。）といった国際機関を通じた多国間協力の枠組みを活用することも重要である。これら国際機関は、廃止措置に関する国際的な基準の策定、各国の知見・経験の共有、国際共通認識の形成に貢献する役割を有しており、我が国としてこれら国際機関の活動に積極的に参加していくことは、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る。同時に、我が国が福島第一原子力発電所の廃炉の経験を基に国際的な基準の策定等に参画し、国際機関加盟各国にも我が国の経験が共有されることを通じて、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。

6.2 国際連携活動の推進

6.2.1 海外の廃止措置関係機関とのパートナーシップの強化

福島第一原子力発電所の廃炉は長期にわたることから、海外の廃止措置関係機関と長期的かつ継続的なパートナーシップの構築を進め、国際連携の確たる基盤を構築することが必要である。

特に、前述のレガシーサイトの廃止措置は、福島第一原子力発電所の廃炉に先行する取組のモデルとして、技術面や運営面などにおいて多くの知見が参考になる。レガシーサイトの廃止措置においては、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、新技術等が必要となることから、各国は公的な廃止措置関係機関を設置してこれらを推進している。こ

のため、NDF は政府間の枠組みの下でレガシーサイトの廃止措置に取り組む各国の関係機関、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）等と長期的なパートナーシップを構築・強化していくことが重要である。併せて、東京電力においても、海外の廃止措置事業者と長期的なパートナーシップを構築・強化し、これらを広範な協力の基盤としていくべきである。

このような考え方の下、NDF は NDA や CEA と協力覚書を締結するとともに、東京電力においても英国セラフィールド社などと協定を締結してきており、定常的な意見交換を行う枠組みが構築されている（表 4）。今後もこれらの枠組みを活用して各国が得てきた技術・教訓等を学び、福島第一原子力発電所の廃炉に活用していくことが重要である。また、パートナーシップの強化を視野に、我が国が福島第一原子力発電所の廃炉で得た技術・経験を共有し、双方向の協力関係へと発展させていくことも重要である。

6.2.2 世界の英知の結集と活用

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、学んでいかなければならない。他方、国際社会においては福島第一原子力発電所の廃炉を支援していくとの機運があり、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など、我が国はこれまでに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。

福島第一原子力発電所の廃炉に関する技術の面では、各国のレガシーサイト等の廃止措置での技術の活用状況を学ぶとともに、国の事業や大学等における共同研究からも多くの示唆を得てきた。例えば、チェルノブイリにおける燃料デブリが経年により粉体化しているとの情報も参考に、「燃料デブリの経年変化プロセス等の解明」を戦略的かつ優先的に取り組むべき重要研究開発課題として抽出し、その研究開発プロジェクトを進めている。そのほかにも、経済産業省の廃炉・汚染水対策事業では国際公募が行われ、海外企業が補助事業者としてプロジェクトに参加している。また、文部科学省が実施する英知事業では、英国や米国等の海外機関と我が国の大学等が連携した国際共同研究も実施している。加えて、我が国は燃料デブリの性状把握などの観点から OECD/NEA が進める国際共同研究「燃料デブリに関する予備的研究（PreADES）」プロジェクト等に主体的に参加している。なお、研究開発成果の現場への適用に向けては、5 章でも述べたとおり、国と事業者が適切に役割分担し、着実に進めることが必要であるが、これに関しては、海外の廃炉に関する研究開発システムの在り方を参考にすることが重要である。

運営の面においては、まず制度・政策について、表 4 にあるような政府間会合等による各国との情報交換や、制度の在り方についての海外機関への委託調査などを行ってきているところであり、具体的には NDA などとの意見交換や事例調査、海外のエンジニアリング企業の取組に学び、実際の戦略策定と事業の計画・運営の中にプロジェクト管理手法を導入したこと等が実際の活用の事例として挙げられる。また、安全確保については、国際機関における活動等を通じて得られた国際的な基準に関する情報や、海外の事故炉やレガシーサイトに関わる規制活動や許認可の実例に学び、我が国の廃炉に関連する制度や 2.3.3.4 節に述べた安全確保の考え方の策定のための参考としているところである。

我が国は、今後もこのような技術・運用の両面から世界の英知の結集と活用を行いながら、福島第一原子力発電所の廃炉を進めていくべきである。そのため、国際機関における活動や政府間会合への参画、国際共同研究を推進するとともに、海外専門家を招へいして助言・評価を受けるほか、海外の廃止措置等に関する知見・経験の収集を行う。なお、基礎的・基盤的研究開発における英知の結集については、多様なアイデア・人材の結集と交流が重要であり、そのための環境・場の適切な整備が必要である。5 章で述べたように JAEA/CLADS はそのような環境・場を提供する重要な拠点の一つであり、今後も廃炉に関する国内外の英知を集約する機能を一層強化していくことが重要である。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。数多くの企業が国を跨いで廃止措置を実施している現在においては、世界の優れた技術や人材を有効に活用するため、その最新状況を把握していくことが重要である。

表 4　福島第一の廃炉に関する機関間の協力関係

政府間枠組み		
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～）
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	溶融炉心-コンクリート相互作用等に関する特定技術課題に関する協力取り決め
JAEA	ベルギー原子力研究センター	原子力研究開発分野及び福島事故の研究に関する協力取り決め
JAEA	原子力安全問題研究センター（ウクライナ）	福島第一原子力発電所とチ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

6.2.3 国際社会への情報発信

福島第一原子力発電所の事故を起こした我が国の国際社会に対する責任として、また、廃炉を牽引し得る人材の関心を世界から惹きつけ、英知の結集に寄与するという観点からも、国際社会に開かれた形で廃炉を進めることは重要である。このことは、7.3 節に述べる風評被害の発生を防ぐためにも必要であり、国際社会の正確な理解が形成されるよう、分かりやすい情報の発信をより一層強化していくべきである。

このため NDF では、IAEA 総会における福島第一原子力発電所廃炉に係るサイドイベントの開催や、OECD/NEA 運営委員会、米国 NRC 主催の原子力安全規制情報会議（RIC）、フランスの原子力廃止措置フォーラムなど主要な国際会議での登壇や、政府間会合での発表等を通じて、福島第一原子力発電所の廃炉に関する情報発信に取り組んでいる。また、福島第一原子力発電所の廃炉の状況を世界に分かりやすく伝え、地域との共生に向けた対話に取り組むため、NDF は「福島第一廃炉国際フォーラム」を 2016 年より毎年開催している。同フォーラムは、地域住民の皆様との対話を通じて、廃炉に関するコミュニケーションの在り方を国際的に発信していく試みであり、国際的にも重要なイベントであるとの評価を受けている。

さらに、外国語広報、英語版ウェブサイトやメーリングリスト等を通じて、世界が福島第一原子力発電所の廃炉に関し最新の情報に接することができるようにすることも重要であり、引き続き、動画等を活用し分かりやすい情報提供に努めるべきである（海外に向けた情報発信の取組について、表 5 参照。）

6.2.4 国際共同活動への参画

福島第一原子力発電所の事故から 8 年が経ち、海外ではこの事故や廃炉工程を科学的に検証・分析し、そこから得られた知見を他の課題へ応用しようとする動きが出てきている。我が国にとってリスク低減戦略としての廃炉は最優先の課題であるが、廃炉を進めるために世界の英知を結集するという観点からは福島第一原子力発電所事故に対する海外の関心を高く保ち続けることも重要である。そのため、国際共同研究を推進することは重要であり、その際に我が国の側のニーズだけでなく、海外で新たに生まれたニーズにも留意し、双方にとって利益のある形を追求していくことが必要である。これらの取組を通じて廃炉を通じて得られた知見を海外の協力機関等に適切にフィードバックしていくことが重要である。

このため、我が国としては、このような海外の新たな関心にも積極的に応えることも念頭に OECD/NEA が福島第一原発の事故を起点として設置した SAREF での検討に参加するとともに、PreADES/TCOFF などのプロジェクトを立ち上げ、積極的に議論をリードしている。NDF も、OECD/NEA に設置された廃止措置に関する意見交換を行う委員会である廃止措置・レガシー管理委員会（CDLM、2018.4～）や、放射性廃棄物管理委員会（RWMC）の下で事故サイト等の大量の廃棄物の性状把握方法を検討する EGCUL（2018.11～）、具体的事例の分析等を通じて廃棄物管理の低コスト化・効率化等を目指した EU の研究開発プロジェクトである INSIDER（2017.6～）などの国際共同活動へ積極的に参画し、福島第一原子力発電所事故についての情報提供等を行っているところであり、関係機関の協力も得つつ、今後も継続していくべきである。

6.3 国内関係機関との密接な連携

6.2.1 項で述べたよう国内関係機関がそれぞれの役割に応じて、海外関係機関とのパートナーシップの構築・強化に向けた取組を進めている。また、廃炉に係る研究開発に関しては、図 26 に示したように、研究機関や大学において共同研究等の連携が進められている。これらの活動で得られる知見や人的なつながりを共有することは、我が国として国際連携活動の一貫性を確保し、効果的な国際連携の実施という観点からも重要であることから、国内関係機関間の連携を一層緊密なものとなるよう推進すべきである。

表 5　海外に向けた情報発信の取組

国際会議の開催、登壇（2018 年 4 月～2019 年 8 月）		
会議名称	**時期**	**発信機関**
英国・TOTAL-DECOM フォーラム	2018 年 4 月	NDF
INSIDER Project 会合	2018 年 6 月	NDF
第 3 回福島第一廃炉国際フォーラム	2018 年 8 月	NDF
第 62 回 IAEA 総会サイドイベント	2018 年 9 月	NDF 経済産業省
仏国・原子力デコミッショニングフォーラム 2018	2018 年 10 月	NDF
米国・燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発に関するワークショップ	2018 年 12 月	NDF
第 1 回 G7 原子力安全セキュリティ・グループ（NSSG）	2019 年 2 月	経済産業省
英国・UKAEA 遠隔技術ワークショップ	2019 年 2 月	NDF
第 3 回日英原子力産業フォーラム	2019 年 2 月	NDF 経済産業省
米国・廃棄物管理（WM）シンポジウム 2019	2019 年 3 月	NDF
米国・原子力規制委員会規制情報会議（RIC）2019	2019 年 3 月	NDF
OECD/NEA 福島第一原発廃炉及び食品安全シンポジウム	2019 年 3 月	経済産業省 農林水産省
福島廃炉研究国際会議（FDR2019）	2019 年 5 月	経済産業省
WTO/SPS 委員会 EU 加盟国向けブリーフィング	2019 年 7 月	経済産業省
第 4 回福島第一廃炉国際フォーラム	2019 年 8 月	NDF
福島リサーチカンファレンス	通年	JAEA
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月次報告		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り組み（https://fukushima.jaea.go.jp/english/）		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://www7.tepco.co.jp/responsibility/decommissioning/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
TEPCO CUUSOO（https://tepco.cuusoo.com/）		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

7. 地域との共生

7.1 地域との共生の考え方

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は、「廃炉と福島の復興は車の両輪」という認識の下、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。

そのためにはまず、地域からの御理解と御協力が必要であり、廃炉への取組を安全かつ着実に進めることを第一優先として、廃炉に関する正確な情報を適時・的確に発信するとともに、住民の皆様や様々な立場の方々の不安や疑問などの声に真摯に耳を傾け、対話をはじめとした丁寧なコミュニケーションの実施によりその声に応えていくことが重要である。

さらに、地域の資源を有効活用し、廃炉やこれに関連する様々な活動を地域の復興とともに進めることで、廃炉が地域に信頼され、共生することが可能となると考える。

7.2 コミュニケーションの具体的な取組

今後、燃料デブリ取り出し等の廃炉作業が進む中では、海外での様々な経験も参考にしつつ、政府、NDF、東京電力といった関係機関の適切な連携の下、一層丁寧な情報の提供や双方向のコミュニケーションを実践していくことが必要である。

政府においては、地域住民の皆様をはじめとした様々な立場の方々への情報提供・コミュニケーション強化、広報活動の在り方を議論する場として「廃炉・汚染水対策福島評議会」の開催や廃炉の取組をまとめた動画や Web サイト、パンフレット「廃炉の大切な話」などを通じた情報の発信、地域住民の皆様・関係自治体の職員への積極的な説明・対話等により丁寧なコミュニケーションに取り組んでいくこととしている。

NDF においては、地域住民の皆様との双方向のコミュニケーションを重視した「福島第一廃炉国際フォーラム」を毎年開催しており、廃炉に関する情報を分かりやすく提供し、参加者と率直な意見交換を行うとともに、国内外の専門家と廃炉の最新の進捗や技術的成果の共有を図っている。さらに、将来廃炉と向き合うこととなる世代を対象としたワークショップやセッションを開催し、廃炉について興味・関心を持ってもらうための取組も実施している。また、パンフレット「はいろのいろは」を作成し、廃炉について、正確で分かりやすい情報を平易な形で発信している。今後も双方向の対話活動等をより一層精力的に実施し、地域の皆様の声を真摯に受け止めていくこととしている。

東京電力においては、政府主催の「廃炉・汚染水対策福島評議会」や福島県主催の「福島県原子力発電所の廃炉に関する安全確保県民会議」などに参画し、経営層やリスクコミュニケータによる説明・対話や中長期ロードマップの進捗状況についての地域代表者等への説明・対話等の取組を継続的に行っている。さらに、地域との信頼関係を構築するために廃炉対策最高責任者のもとに廃炉部門と地域・社会に向き合うコミュニケーション部門の一体的な運営を図る廃炉コミュニケーションセンターを 2017 年 11 月に設置した。

体制を強化するとともに、原子力定例記者会見や福島県政記者クラブへの定例レクチャーや参画する会議等の場を活用した廃炉の状況の適時・的確な情報発信やウェブサイトの公開や廃炉情報誌「はいろみち」などの広報ツールを活用した分かりやすい情報発信に努めている。特にウェブサイト「廃炉プロジェクト」では見る側の視点に立ち、知りたい情報を入手しやすいように 2018 年 8 月に全面リニューアルしたところである。

廃炉に向けた共通理解を形成していく上で、ありのままの廃炉作業の進捗状況を見ていただくことは極めて有効であることから、避難されている方々も含め、福島第一原子力発電所への視察者の受入れを積極的に進めてきたところであり、2018 年度は 18,886 人の視察者を受け入れている。今後、2020 年度に年間 20,000 人の受け入れを目標として、一層の受入拡大に取り組むこととしている。

また、原子力事故の事実と廃炉作業の進捗状況を確認できる場として「東京電力廃炉資料館」を 2018 年 11 月にオープンし、2019 年 5 月末時点で約 21,000 人の来場があった。関係施設及び周辺地域等と連携しながら、このような施設を活用した発信内容の充実、分かりやすい情報発信を継続することは、国内外の英知の結集と努力を継続させていく上でも重要である。

7.3 風評被害への対応

風評被害は、リスクが顕在化しなくとも、不安があるというだけで被害がもたらされる場合もあり得る。事故後 8 年を経過してもなお、事故直後のイメージが払拭されずに定着していることによる影響も指摘されている。風評被害への対応の遅れや、廃炉作業におけるトラブルの発生、作業員の被ばく量やコストの増加等の発生は、廃炉の取組に対する社会の評価を低下させ、これらが更に廃炉への取組を遅らせるという悪循環にもつながりかねない。このような悪循環を防止するためには、廃炉への取組を安全かつ着実に進め、現存するリスクを速やかに低減することを最優先に、適時・的確な廃炉に関する情報発信が重要であり、日頃からの地域とのコミュニケーションの実践による信頼関係の構築が極めて重要である。

風評被害防止のためには、より幅広い層にもコミュニケーションを広げることも必要なことから、政府においては、「原子力災害による風評被害を含む影響への対策タスクフォース」を開催し、「風評の源を取り除く」、「正確で分かりやすい情報提供を進め、風評を防ぐ」、「風評を受けた産業を支援する」の 3 つの強化指針のもと、関係省庁が一体となり取組を進めるとともに、2017 年 12 月に「風評払拭・リスクコミュニケーション強化戦略」を決定し、風評払拭に向けて取組を実施しているところである。

東京電力では、2018 年 1 月に「風評被害に対する行動計画」を策定し、福島県産品の流通促進や、安全性に関する正しい情報の提供などの取組を実施しているところである。

これらを踏まえつつ、関係機関において精力的な取組を継続していくことが重要である。

7.4 地域の復興とともに歩む廃炉

「廃炉と福島の復興は車の両輪」という認識の下、東日本大震災や原子力災害で失われた福島県浜通り地域等の産業を回復するため、新たな産業基盤の構築を目指す国家プロジェクト「福島イノベーション・コースト構想（図 28）」と連携し、地元における廃炉に携わる人材の育成や廃炉関連産業の集積などにも取り組んでいくことが重要である。

地域の復興とともに廃炉を進めていくためには、廃炉に伴う物品や役務を地元から調達し、地元の人材を雇用するなど地域との接点を増やしていくことが重要である一方で、できるだけ早い廃炉を安全に進めることが求められていることを踏まえ、安全かつ着実な廃炉と地元優先との両立を図ることが必要である。東京電力では福島第一原子力発電所において、新事務本館の食堂・売店の運営や電気・空調設備の保守管理など構内のインフラ維持に地元企業の協力を得ているところであり、地元で調達が可能な物品・サービスの購入等も推進している。また、雇用面においては、東京電力の社員をはじめ、協力企業の作業員など廃炉作業を進める約 6 割が地元からの人材である。さらに地元企業が持つ技術力を廃炉作業に活用している事例として、地元に事業所を持つ企業が作業員の安全性向上につながる全面マスクの開発に携わる事例や、遠隔作業に関する高い技術力を持つ地元企業が排気筒解体工事で東京電力と連携しながら活躍する事例などがあり、地元企業の技術力が廃炉作業の一翼を担っている。

今後も、廃炉に関連した事業者やプロジェクトの誘致、福島県内の事業者からの調達も積極的に進めることとしており、地元企業を支援し、強いネットワークを持つ福島相双復興推進機構や廃炉関連産業におけるニーズとシーズのマッチングを支援する福島イノベーション・コースト構想推進機構と連携し、地域の復興にも貢献することが期待される。

また、地域の復興とともに歩む廃炉を実現するためには、東京電力においては、福島第一廃炉

推進カンパニーと福島復興本社が諸課題に協働して取り組むことはもとより、政府、ＮＤＦ、地元自治体等の関係機関と連携していくことが強く期待される。
さらに、安全かつ着実な廃炉を進めて行くためには調達する物品・役務は品質及び価格において適正性が求められることから、関係機関が持つ資源やノウハウの活用、技術支援や経営支援などを通して、長期的視点に立ち、より多くの地元企業が廃炉作業に参画できる環境を整備していくべきである。



（経済産業省資料）

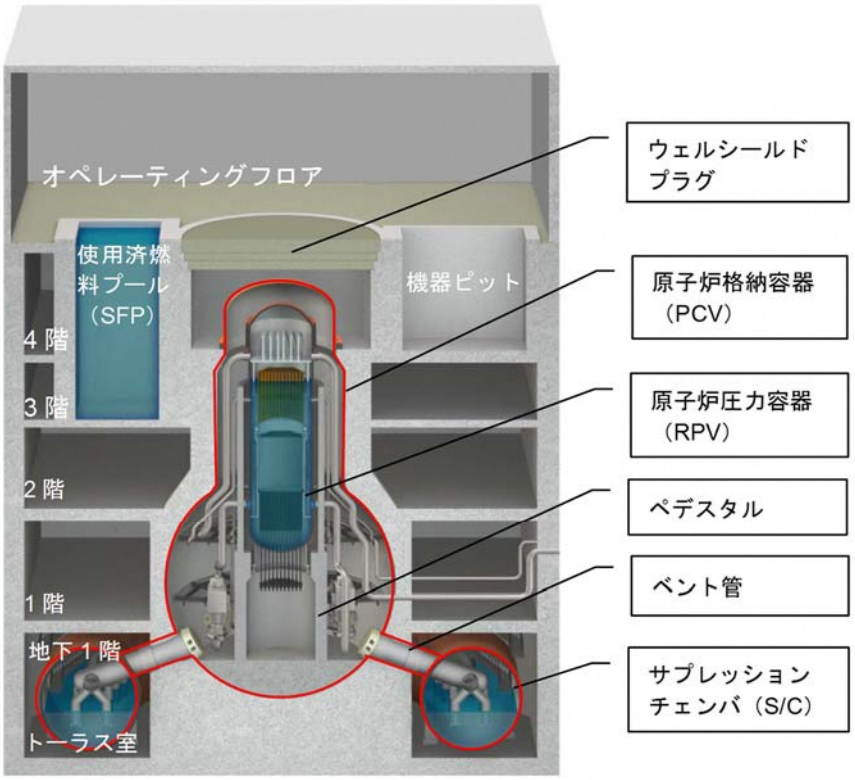
図 28　福島イノベーション・コースト構想の概要

略語・用語集

略　語	正　式　名　称
CEA	Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives：フランス原子力・代替エネルギー庁
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 廃炉国際共同研究センター
MCCI	Molten Core Concrete Interaction：溶融炉心－コンクリート反応
NDA	Nuclear Decommissioning Authority：英国原子力廃止措置機関
NDF	Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation：原子力損害賠償・廃炉等支援機構
NRC	Nuclear Regulatory Commission：米国原子力規制委員会
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
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
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
VR	Virtual Reality：バーチャルリアリティ
X-6 ペネ	PCV 貫通部 X-6 ペネトレーション
英知事業	英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業
オペフロ	オペレーティングフロア
水中 ROV	水中遊泳式遠隔調査装置（Remotely Operated Vehicle）
戦略プラン	東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン
措置を講ずべき事項	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

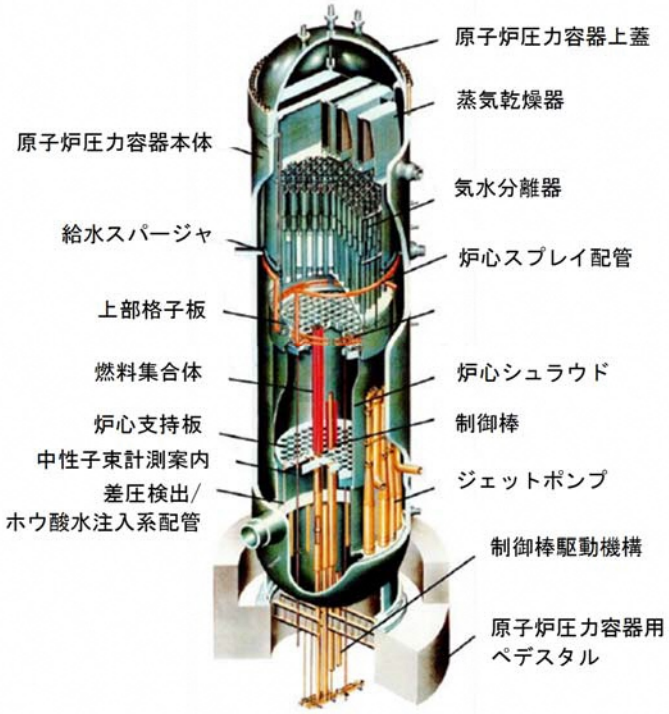
中長期ロードマップ	東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ
東京電力	東京電力ホールディングス㈱
取戻し計画	廃炉等積立金の取戻しに関する計画
取戻し計画作成方針	廃炉等積立金の取戻しに関する計画の作成方針
福島第一原子力発電所	東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所

用　語	説　明
CRD ハウジング	制御棒の駆動装置である制御棒駆動機構を収納するための管
MCCI 生成物	高温の炉心溶融物とコンクリートとの反応（MCCI）により生じる生成物
T.P.	標高の基準となる東京湾平均海面からの高さ。なお、O.P.は同様に小名浜港工事基準面（小名浜港における最低水面）からの高さ
ウェルプラグ	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。）
基準地震動	原子力施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震に伴って生じる揺れの大きさのこと。最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地周辺の地質構造や地盤構造等に基づいて策定されるもの
冠水工法	原子炉格納容器の上部まで水を張って、全ての燃料デブリを水没させて、燃料デブリを取り出す工法
気中工法	水を張らずに、一部の燃料デブリが気中に露出した状態で、燃料デブリを取り出す工法
グレーチング	側溝の蓋や作業用足場に使用されている鉄製の格子状足場
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
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溶融した後に再度固化した状態
プラットフォーム	ペデスタル内側で RPV の下に設置された作業用の足場
ペデスタル	原子炉本体を支える基礎
ミュオン測定（ミュオンによる燃料デブリ検知技術）	宇宙や大気から降り注ぐミュー粒子（ミュオン）が物質を通り抜ける際に、密度の違いにより粒子の数や軌跡が変化する特性を利用して燃料の位置や形状を把握する技術
模擬デブリ	燃料デブリの化学組成や化学形態をスリーマイルアイランド原子力発電所２号炉の事故事例などから推定し、人為的に作製したもの
モックアップ	実物とほぼ同様に似せて作られた模型
予備エンジニアリング	通常工事実施の最初に行われる基本設計に先立って予備的に工事実現性の見極めをつけるためのエンジニアリング作業



（IRID 提供）

図 29　原子炉建屋内構造図



（IRID 提供）

図 30　原子炉圧力容器（RPV）内構造図

添付資料一覧

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戦略プランについて 94
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 96
添付資料 3　SED 指標の概要 100
添付資料 4　福島第一原子力発電所構内における、主要なリスク源を除いた放射性物質を含むリスク源 105
添付資料 5　リスクの時間変化 106
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 107
添付資料 7　初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた戦略的提案 109
添付資料 8　分析・調査プラン 142
添付資料 9　液相部と汚染水低減について（原子炉建屋周りの水バランス） 149
添付資料 10　燃料デブリ取り出し時の PCV 底部の水位レベルの考察 150
添付資料 11　放射性廃棄物管理に関する用語 153
添付資料 12　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 154
添付資料 13　廃炉研究開発人材育成のための技術マップ試案 156
添付資料 14　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 157
添付資料 15　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 194
添付資料 16　主な海外機関との連携活動の実績 199

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戦略プランについて

【中長期ロードマップ　初版（2011 年 12 月 21 日）】

- 事故発生後に政府及び東京電力でとりまとめた「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

【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戦略プランを公表
  （NDF は 2014 年 8 月 18 日に既存の原子力損害賠償支援機構を改組する形で発足）
- 福島第一原子力発電所の廃炉を「過酷事故により顕在化した放射性物質によるリスクから人と環境を守るための継続的なリスク低減活動」と位置付け、リスク低減のための５つの基本的考え方（安全、確実、合理的、迅速、現場指向）を提示
- 燃料デブリ取り出し分野について、冠水－上アクセス工法，気中－上アクセス工法，気中－横アクセス工法を重点的に検討する工法と位置付け、実現可能性のあるシナリオを検討
- 廃棄物対策分野について、処分の安全確保や処理の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）など、数年間の目標の具体化

【戦略プラン 2016（2016 年 7 月 13 日）】

- 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のとりまとめ」等の目標工程に向けて、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

【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など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り組みを決定
- 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

【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

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）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。

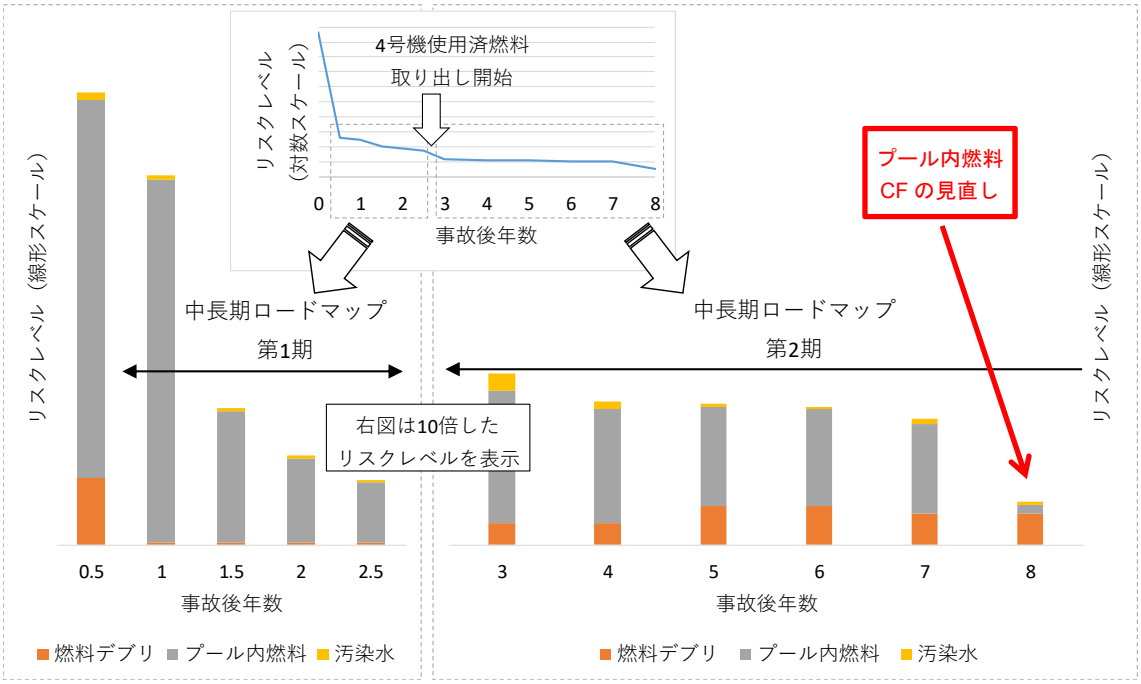


図 A2-1　福島第一原子力発電所が有するリスクの低減（9 ページ図 4 に同じ）

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 A2-2 のとおりである。同図におけるリスク源は、対数スケールで表示することによって、線形スケールの図 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。

ここで示した主なリスク源ごとのリスクレベル変化の理由は次のとおりであり、挙げられたリスク低減のための対策をまとめると、表 A2-1 のとおりである。

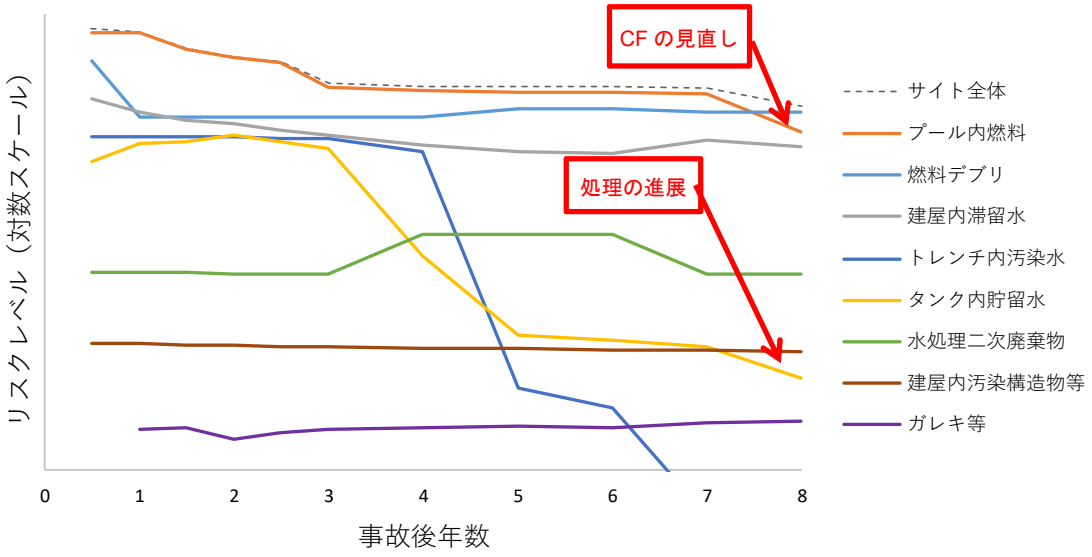


図 A2-2　主なリスク源ごとリスクレベルの推移

(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、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動したため、リスクレベルが低減した（2014 年完了）。放射性物質の減衰によるものを除き、これまでにサイト全体のリスクレベル低減に最も寄与しているのは、この 4 号機プール内燃料の取り出し関連作業である。

3 号機についても、プール内燃料取り出し準備としてガレキ撤去等が行われており、2018 年には燃料取り出し用カバーが設置され、また、2019 年 4 月からプール内燃料の取り出しが開始され、リスクレベルの低減が図られている。さらに、2023 年度を目処に 1, 2 号機のプール内燃料も取り出しが開始され、リスクレベルの低減が図られる予定である。

なお、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。

1 号機の建屋カバー（2011 年）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。

(3) 建屋内滞留水

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 SARRY）が運転開始（2011 年）し、更にサブドレン・陸側遮水壁の効果により、地下水水位が低下して建屋への流入量が低減するとともに、建屋内水位を低下させることが可能となったことにより、この処理が進んだ。また、復水器中の水抜きも完了している（2017 年）。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。

なお、この建屋内滞留水の処理によって、インベントリの大半が移行して下記の(6)水処理二次廃棄物が発生し、また処理済水として下記の(5)タンク内貯留水が発生することとなる。

2018 年に、3 号機の建屋内滞留水において放射性物質濃度の増加が認められ、建屋内滞留水全体のリスクレベルは上昇した。これは、これまで評価対象に含まれていなかった孤立水等が流入したことによる影響などが考えられ、調査・検討を実施中である。最近では、保管量の減少により、建屋内滞留水のリスクレベルはやや減少している。

(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）。

引き続き、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について、処理を進めており、2019 年度中に処理を完了する予定である。

(5) タンク内貯留水

タンクごとに放射性物質濃度が異なる複数種類の貯留水が存在する。事故直後の蒸発濃縮装置の稼働（2011 年）により発生した濃縮廃液は放射性物質濃度が高いが、蒸発濃縮装置は短期間のうちに運転を停止し（2011 年）、現在では新たに発生していない。また、この濃縮廃液から濃縮廃液スラリーが分離されて水処理二次廃棄物に移行しており（2014 年）、残った濃縮廃液はインベントリが減少するとともに、より安全な溶接タンクに移送されたことによりリスクレベルが減少している。

セシウム吸着装置による処理で発生した濃縮塩水は、多核種除去設備（既設 2013 年、増設 2014 年）及び高性能多核種除去設備（2014 年）の稼働により、2015 年に処理が完了している。

また、堰のかさ上げと二重化（既設タンクは 2014 年に完了）やフランジ型タンクから溶接型タンクへの移送（2018 年度中に完了）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、Sr 処理水、処理済水のいずれにおいても、フランジ型タンク底部に少量の残水が残っており、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。廃スラッジ、セシウム吸着装置（KURION 及び SARRY）稼働（2011 年）による廃吸着塔、多核種除去設備の稼働（2013 年）による HIC スラリー、高性能多核種除去設備の稼働（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、廃スラッジの寄与が大きいが、廃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。

濃縮廃液から分離（2014 年）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（2017 年）、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・機器などからなる建屋内汚染構造物等は、燃料デブリ取り出しが開始されていない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。これまでにも、覆土式一時保管施設受入開始（2012 年）、伐採木一時保管槽受入開始

（2013 年）、固体廃棄物貯蔵庫増設（2018 年）などにより、より管理状態のよい施設が増強されてきた。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。

表 A2-1　これまでに実施したリスクレベルに直接影響のある主な取組と今後の計画

年	燃料デブリ	プール内燃料	汚染水	固体廃棄物
2011	● 炉心スプレイ系注水開始 ● 窒素注入開始 ● 建屋カバー設置（1 号機）	● 冷却機能回復	● KURION と SARRY の運転開始 ● AREVA 除染装置の運転開始と停止 ● 蒸発濃縮装置の運転開始と停止	
2012		● プール内調査実施（4 号機） ● オペフロガレキ撤去（4 号機）		● 覆土式一時保管施設受入開始
2013		● 燃料取り出し用カバー設置（4 号機） ● プール内大型ガレキ撤去（4 号機） ● オペフロガレキ撤去（3 号機） ● 燃料取り出し開始（4 号機）	● ALPS 運転開始 ● 溶接型タンクへの移行開始	● 伐採木一時保管槽受入開始
2014		● 燃料取り出し完了（4 号機）	● 既設タンクの堰のかさ上げと二重化完了 ● 増設 ALPS と高性能 ALPS の運転開始 ● モバイル型 Sr 除去装置の運転開始 ● 濃縮廃液から濃縮廃液スラリーを分離 ● SARRY に Sr 除去機能追加	
2015	● 建屋カバー取り外し（1 号機）	● プール内大型ガレキ撤去（3 号機） ● プール内調査実施（3 号機）	● KURION に Sr 除去機能追加 ● 濃縮塩水処理完了 ● 海水配管トレンチ閉塞完了（2～4 号機） ● サブドレン汲み上げ開始 ● 海側遮水壁閉合	
2016				
2017			● 復水器水抜き完了（1～3 号機）	● 濃縮廃液スラリーの安全対策完了
2018		● 燃料取り出し用カバー設置（3 号機）	● 陸側遮水壁概ね閉合 ● Sr 処理水の溶接型タンクへの移送完了	● 固体廃棄物貯蔵庫増設
2019		● 3 号機取り出し開始	● 処理済水の溶接型タンクへの移送完了	
今後の計画	● 2021 年 初号機取り出し開始	● 2023 年度目処 1, 2 号機取り出し開始	● 2019 年 1 号機海水トレンチ配管閉塞 ● 2020 年 建屋内滞留水処理完了	● 2028 年度まで 固体廃棄物保管計画に従って貯蔵庫に収納

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[51]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[52]。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。

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。

[51] NDA Prioritization – Calculation of Safety and Environmental Detriment score, EPGR02 Rev.6, April 2011.
[52] Instruction for the calculation of the Radiological Hazard Potential, EGPR02-WI01 Rev.3, March 2010.

表 A3-1 FF の定義とスコア

#	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

(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。

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	52

	する。	
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的事象（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	100

	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。	
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。		

(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 A3-5　SSR, BER, CU の定義とスコア

指標	スコア	判断基準	
SSR	25	5 年以内にリスクが顕在化する可能性がある。	
	5	40 年以内にリスクが顕在化する可能性がある。	
	1	40 年以上（リスクが顕在化する可能性はほぼ無い）。	
BER	20	対策の実施により、リスクを 2 桁以上低減可能、または管理が階段状に容易になる。	
	4	対策の実施により、リスクを 1 桁以上低減可能、ただし管理は容易にならない。	
	1	リスク低減効果が非常に小さく、管理も容易にならない。	
CU	20	①+②=5～6 点	①現状に対する評価 1 点：主要な核種や拡散経路がモニタされている。 2 点：モニタされているが、評価モデルの構築に十分なデータはない。 3 点：モニタされていない。 ②将来予測に対する評価 1 点：評価モデルの構築に十分なサイト特性が得られている。 2 点：サイトを代表する主要な特性が得られている。 3 点：将来予測に使用可能なモデルが無い。
	4	①+②=3～4 点	
	1	①+②=2 点	

管理重要度を評価する際に用いた、各リスク源の閉じ込め機能、安全設備、管理・監視状態等の概要を表 A3-6 に示す。

表 A3-6　管理重要度に係る各リスク源の特徴

リスク源	特徴
燃料デブリ	PCV に重大な損傷は認められておらず、臨界管理、冷却、水素爆発防止が多重化されている。また、Xe 濃度、温度、水素濃度等の重要なパラメータの監視が行われている。
使用済燃料	各号機使用済燃料プールは、未臨界が維持される設計となっており、冷却設備も多重化されている。 一部の号機では、ガレキや重量物の落下、建屋天井の欠損、海水注入の経験等がある。 共用プール及び乾式キャスクは、建屋ともども、地震及び津波による損傷はない。
汚染水等	建屋内滞留水については、地下水との水位のバランスにより汚染水の閉じ込めを維持している。 水処理設備による処理済水は、溶接型又はフランジ型タンク内に貯留されていたが、フランジ型タンクから溶接型タンクへの移送が完了した（残水を除く）。
水処理二次廃棄物	廃吸着塔類は、Cs 等を吸着したゼオライトを炭素鋼遮へい容器に収納したもので、遮へい容器に収納され、ボックスカルバート又は架台に据置されている。崩壊熱除去等の管理を必要としていない。 廃スラッジは、プロセス主建屋と一体のピット構造の造粒固化体貯槽に貯蔵されており、漏えい監視、崩壊熱除去、水素排気を実施している。 HIC スラリーは、ポリエチレン製容器に収容され、さらに SUS 製補強体に収納されており、ボックスカルバート内に保管している。崩壊熱除去は必要ないが、水素発生に対する対策を継続している。 濃縮廃液は、濃縮塩水を蒸発濃縮装置により濃縮した廃液であり、放射性物質と塩分濃度が高い。沈殿物は濃縮廃液スラリーとして分離され、いずれも堰内の溶接型タンクに保管されている。
ガレキ等	固体廃棄物貯蔵庫内に収納されているガレキ等は、放射性物質濃度が高いものを容器に詰めて保管したものであり、特別な管理は必要としていない。 一時保管のガレキ等は、放射性物質の濃度が様々な廃棄物が、様々な形態で屋外に保管されたものであり、監視等を必要としている。
建屋内汚染構造物等	事故時の炉心溶融によって燃料から放出された Cs 等の核分裂生成物の一部によって汚染された建屋内の様々な構造物等であるが、場所や形態の特定は検討段階にある。

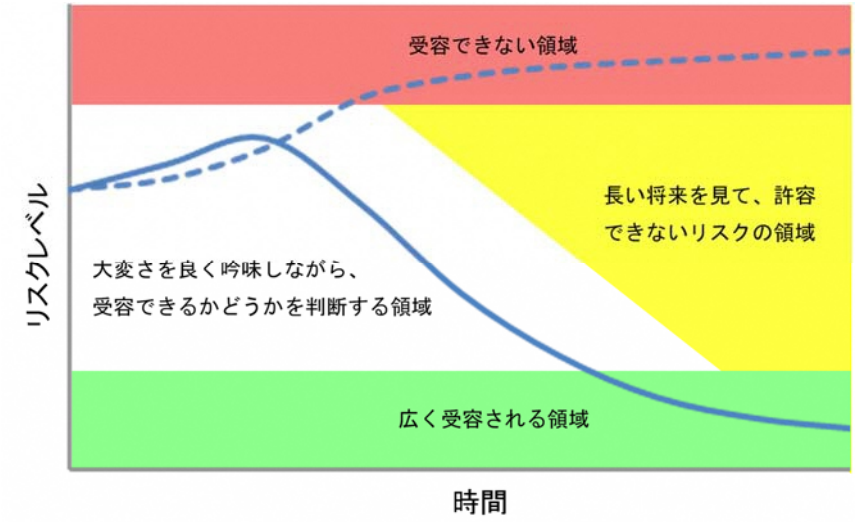
添付資料 4　福島第一原子力発電所構内における、主要なリスク源を除いた放射性物質を含むリスク源

項目	概略
1・2 号機排気筒	解体作業中。地上 115m で 0.22～0.51mSv/h、地上 35m で 0.76～1.50mSv/h[53]。
メガフロート	防衝盛土工事完了。バラスト水処理、内部除染、着底マウンド造成作業中。バラスト水は、Cs-134：5.49×10^{-2}～0.315Bq/L、Cs-137：0.456～3.20Bq/L[54] 。
地下貯水槽	全地下貯水槽の残水回収は完了。解体・撤去の方針は検討中[55]。
雨水建屋内流入	屋上のガレキ撤去・新規防水。雨樋への浄化材設置。排水管への逆止弁設置。ルーフドレインの改修・閉塞[56]。
構内溜まり水	2015 年のリスク総点検で抽出し、以降、適宜、放射性物質濃度、水量を確認[57]。
α スラッジ	2 号機 R/B Cs-137：9.35×10^{7}Bq/L、全 α:13.6Bq/L、低下傾向[58]。 3 号機 R/B Cs-137：1.66×10^{8}Bq/L、全 α:4.52×10^{5}Bq/L、増加傾向 [54]。
震災前廃棄物	ドラム缶相当で 185,816 本保管[59]。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[60]。
床面堆積物	プロセス主建屋、高温焼却炉建屋の最下階に設置されたゼオライト土嚢などの堆積物。
使用済制御棒	使用済制御棒等：24,030 本 [55]。シュラウド片等：193m^3 [55]。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。
オペフロのガレキ	1 号機と 3 号機を調査。3 号機では Cs-134 と Cs-137 の散乱線を測定[61]。
オペフロのダスト	放出管理目標値（1×10^{7}Bq/h）未満。徐々に低下傾向。
排水路	A 排水路では Cs-137：ND~23Bq/L へ低下[62]。K 排水路では 2 号機 R/B 屋上の汚染源除去を実施し、67Bq/L まで低下[63]。その他、浄化材を設置等の対策を実施[64]。
建屋周辺のガレキ	水素爆発により建屋上屋に飛散したガレキの撤去が作業・計画中 [60]。物量については未確認。

[53] 第 36 回廃炉・汚染水対策現地調整会議「資料 1-2：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に関わる対応状況」
[54] 原子力規制委員会 被規制者等との面談資料「メガフロート津波等リスク低減対策工事に伴う実施計画の変更について」 2018 年 11 月 22 日
[55] 第 69 回特定原子力施設監視・評価検討会「参考 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を踏まえた検討指示事項に対する工程表」
[56] 第 70 回特定原子力施設監視・評価検討会「資料 2：雨水流入対策の進捗状況について」
[57] 第 68 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(2019.7.18 時点)」
[58] 第 67 回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料 3-1：建屋滞留水中の α 核種分析結果について」
[59] 原子力規制委員会 被規制者等との面談資料「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
[60] 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
[61] 第 38 回特定原子力施設 監視・評価検討会「資料 5：3 号機原子炉建屋オペレーティングフロアにおける線源調査(速報)」
[62] 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」
[63] 第 34 回特定原子力施設監視・評価検討会「資料 4：排水路の排水濃度低減対策状況について」
[64] 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）」

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、以下のイメージ図に示す。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）。



出典・参考：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）.

図 A5-1　リスクの時間変化

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[65,66]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。

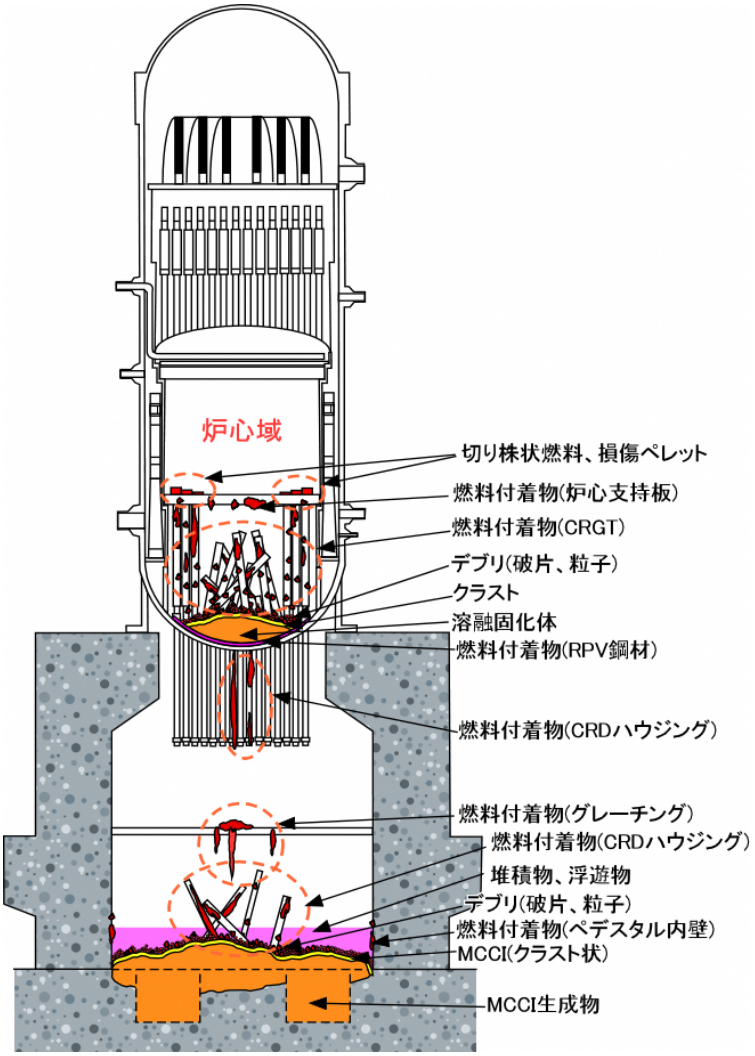


図 A6-1　福島第一原子力発電所で想定される PCV 内の状態

[65] 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)
[66] 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。

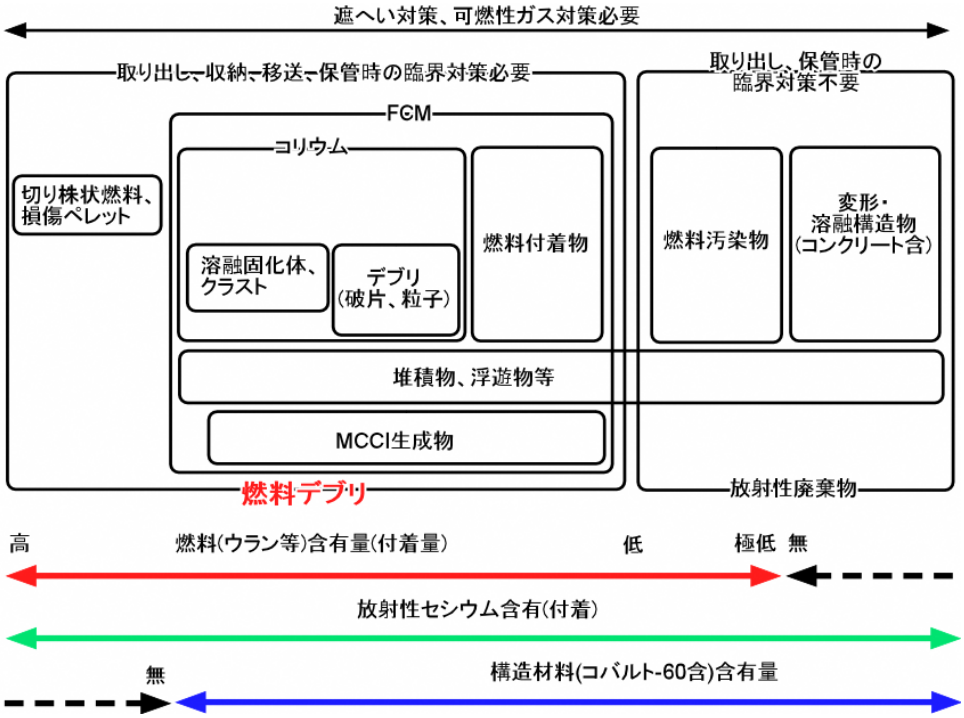


図 A6-2　福島第一原子力発電所事故における燃料デブリ取り出しの対象となる燃料デブリの概念整理の例

【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、グレーチング等、元来、燃料成分を含まない部材に溶融した燃料が付着、固化したもので、目視で燃料の付着が確認可能なもの。

燃料汚染物：目視では溶融した燃料の付着が確認できないがα線検出器等により燃料成分が検知されるもの。付着している燃料成分の粒子の大きさが極めて小さく、かつ微量であるために、電子顕微鏡でなければ、燃料成分の所在が特定できないもの。

添付資料７　初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた戦略的提案

初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向け、NDF にて初号機とその燃料デブリ取り出し方法の検討を行った。その検討結果を「初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定」に向けた戦略的提案（以下「戦略的提案」という。）としてまとめており、次葉以下にその内容を示す。

なお、戦略的提案の各項目は、戦略プランと以下の通り対応する。

戦略プラン	戦略的提案
3.1.2.1　燃料デブリ取り出しにおけるリスク低減の考え方	A. 初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けての検討方針
3.1.2.2 初号機の燃料デブリ取り出し方法（初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた戦略的提案の概要）	B. 初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた提言
3.1.3.1 初号機の燃料デブリ取り出し等に係る技術課題と計画	C.　確定以後の取組

「初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定」に向けた戦略的提案

目次

A. 初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けての検討方針 …… 111
B. 初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた提言 …… 114
B. 1 検討状況 …… 114
B. 1. 1 研究開発 …… 114
B. 1. 2 PCV 内部調査（PCV 内部状況）…… 116
B. 1. 3 作業環境整備 …… 118
B. 1. 4 サイト全体の計画 …… 119
B. 1. 5 予備エンジニアリングによる検討 …… 120
B. 2 総合的な評価と提言 …… 132
B. 2. 1 総合的な評価 …… 132
B. 2. 2 初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた提言 …… 132
C. 確定以後の取組 …… 135
C. 1 初号機の燃料デブリ取り出し開始に向けた取組 …… 135
C. 2 取り出し規模の拡大や初号機以外の号機での取り出しに向けた取組 …. 140

A.　初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けての検討方針

燃料デブリ取り出しは、そのリスク低減を目的とし、1～3 号機の各位置に分布している燃料デブリの安定管理のため、取り出し装置、移送設備、保管設備及びそれらを安全に運用するための安全設備を用いて、継続的に実施されるものである。その遂行には、燃料デブリの取り扱いの難しさもあり、安全を確保した上で、確実性の高い手段による作業にて現場の状況を踏まえた計画を構築することが基本である。

戦略的提案は、国による「初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定」及び東京電力による初号機の燃料デブリ取り出しに向けて、これまでに判明した情報をもとに、初号機の燃料デブリ取り出し方法に関する技術的根拠を示し、その先に向けた道筋を示すものである。

「初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定」については、廃炉・汚染水対策閣僚等会議の中長期ロードマップにより、2017 年に示された「燃料デブリ取り出し方針」を基に検討が進められている。

「燃料デブリ取り出し方針」及びこれを踏まえた当面の取組とは、以下の通りである。

「燃料デブリ取り出し方針」

① ステップ・バイ・ステップのアプローチ
② 廃炉作業全体の最適化
③ 複数の工法の組み合わせ
④ 気中工法に重点を置いた取組
⑤ 原子炉格納容器底部に横からアクセスする燃料デブリ取り出しの先行

「燃料デブリ取り出し方針を踏まえた当面の取組」

① 予備エンジニアリングの実施
② 内部調査の継続的な実施と研究開発の加速化・重点化　等

（1）ステップ・バイ・ステップのアプローチ

現在、震災後から続く現場の環境整備や内部調査により、各号機の内部環境の状態が徐々に明らかになってきているものの、原子炉建屋（R/B）が高線量環境であり、原子炉格納容器（PCV）付近での調査も困難であることから、取り出す対象の燃料デブリに関する情報も十分とは言えない状況である。そのため、「燃料デブリ取り出し方針」においては、早期のリスク低減を図るため、先行して着手すべき燃料デブリ取り出しを設定した上で、徐々に得られる情報に基づいて、柔軟に方向性を調整するステップ・バイ・ステップのアプローチが重要であることが示されている。このことは、燃料デブリ取り出し作業が、単純な段階的拡大や定常的なプロジェクトではなく、常に更新される状況認識の中で、その時点における技術開発状況やプロジェクト的な観点から常に見直しをしながら、発展させていく性格のものであることを認識するべきである。

ステップ・バイ・ステップのアプローチについて、中長期ロードマップによると「燃料デブリ取り出しは、小規模なものから始め、燃料デブリの性状や作業経験などから得られる新たな知見を踏まえ、作業を柔軟に見直しつつ、段階的に取り出し規模を拡大していく。」とある。燃料デブリ取り出し作業は、前例のない初めての試みであり、まずは内部調査等により、内部状況等を把握し、PCV 内部での作業経験を蓄積し、燃料デブリ取り出し工法や装置の設計に活かしていくことにある。次に、燃料デブリ取り出しにおいても、初期は安全を確保しつつ、少しずつ慎重に取り出し作業を行うことにより、取り出し作業の検証や装置の工学的信頼性の確認及び作業による環境への影響等を確認し、得られた知識と経験をさらに規模を拡大した取り出し作業に反映するように、徐々に規模を拡大していく手順を踏むべきである。

同様に、「早期のリスク低減を図るため、先行して着手すべき燃料デブリ取り出し工法を設定した上で、取り出しを進めながら徐々に得られる情報に基づいて、柔軟に方向性を調整する。」とあ

る。燃料デブリ取り出し工法を検討するにあたって、現在は PCV、RPV 内部の状態や燃料デブリの性状等は徐々に明らかになっているものの、完全に明確になっているとは言い難く、それらの情報は内部へのアクセスにより徐々に判明するものと考える。そのため今後進められる内部調査や燃料デブリの性状把握等の各ステップで判明した内部状態や燃料デブリの性状について都度評価を行い、次のステップの計画に影響する場合は、工法、スケジュールも含め、次ステップ計画（ex.規模の拡大、システム容量の見直し等）の見直しを行うということである。

（2）内部調査等と燃料デブリ取り出し

「燃料デブリ取り出し方針」においては、内部調査等と燃料デブリ取り出し作業は相互に連携させながら一体的に実施することとされる。各号機の燃料デブリ取り出しに関する作業要素については具体的な検討が必要となるが、以下にその考え方に関する例を示す。

○　内部調査等（内部状況の調査と燃料デブリの性状把握等）

現場環境を変えない範囲で、PCV 内部の状態や内部構造物の損傷状況の調査・観測を行う。これにより、燃料デブリ取り出し方法の検討等に用いられる燃料デブリの分布状況とアクセス性を確認するための情報や、燃料デブリ取り出し作業の安全性確保の判断材料となる情報等の取得を目指す。また、サンプリングにより PCV 内部から燃料デブリを採取し、分析施設へ移送し、分析等を行い、その性状（形状、存在状態、組成、機械的・化学的性質）等を把握する。

なお、福島第一原子力発電所の廃炉・汚染水対策に関する分析・調査は、福島第一原子力発電所の廃炉を安全かつ着実に進めるために行うことを前提として、事故原因の究明や今後の原子力に関する安全性向上の観点からの必要性も十分に考慮すべきである。

○　燃料デブリ取り出し

燃料デブリ取り出しは、燃料デブリのリスクを低減するため、その準備作業から始まり、燃料デブリを取り出し、収納・移送した後に安定的に保管するまでの一連の作業を継続して行うことである。燃料デブリ取り出しの初期段階では、まずは現場の状態を大きく変えない範囲で小規模な燃料デブリ取り出し（以下「小規模な取り出し」という。）を行い、内部調査や分析等も合わせて行う。その後の規模を拡大した取り出しや初号機以外での取り出しへの重要な示唆が得られると期待される。この小規模な取り出しにより得られる燃料デブリの性状や作業経験など、新たな知見を踏まえ、作業を柔軟に見直しつつ、段階的に取り出し規模や取り出し範囲を拡大していく（以下「規模を拡大した取り出し」という。）。または、初号機以外の号機での取り出しを開始することとなる。

このような規模を拡大した取り出しや初号機以外の号機での取り出しについては、規模の拡大に見合う新規安全設備及びそれらに伴う必要に応じた既設開口の拡張、新規開口の設置作業等により、現場の状況を大きく変更することになる。そのような作業は、小規模な取り出しにて得られる情報等により、安全等に関する十分な検討を実施した上で、慎重に進めるべきである。

（3）初号機の小規模な取り出しの効果

初号機の小規模な取り出しは、その後の規模を拡大した取り出しや初号機以外での取り出しへの重要な示唆が得られると期待される。特に、燃料デブリ取り出しの初期段階として、PCV に対して非可逆的な状態変化を与えることなく、その後の取り出し作業・装置を見極めるための情報の取得や検証のために実施するため、以下のような効果が期待される。

① 燃料デブリ取り出しから収納・移送・保管までの装置・設備と安全システムの有効性確認・作業効率性に関する情報（気中・水中への放射性核種の移行率を含む）を得ることで、小規模な取り出しの段階で遠隔作業を含め、装置・設備と安全システムを検証できる

② 遠隔作業を含む燃料デブリ取り出しから収納・移送・保管までの作業経験を得ていくことで、東京電力が燃料デブリ取り出し作業を習熟するプロセスとして活用できる
③ PCV 内の状況把握に資する情報（燃料デブリ分布（性状を含む）、アクセスルートに関する情報、構造物の状況に関する情報等）を得ることができる

以上は、燃料デブリ取り出し作業の実施主体である東京電力が最初に得られると期待できる情報や経験であり、これらをエンジニアリングに反映することで、後続の燃料デブリ取り出し計画がより合理的になると期待される。ただし、これらの情報や経験は、作業の進捗に応じて得られる内容や時期が異なることから、全体最適の観点から、必要な情報や経験が得られたかの見極めを行い、必要な時期に初号機以外の他号機の取り出しの開始や、規模を拡大した取り出しへの切り替えを実施する必要がある。

B.　初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた提言

B．1　検討状況

初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定は、「燃料デブリ取り出し方針」に基づき、以下を提示する。

・ 最初の取り出しの具体的な方法（「燃料デブリ取り出し方法」）
「燃料デブリ取り出し方法」は「燃料デブリ取り出し方針」に基づき、予備エンジニアリングや研究開発の進捗状況を踏まえた形で選定する。

・ 最初に取り出しを開始する号機（「初号機」）
「初号機」の候補として、1, 2, 3 号機から選定することになるが、各号機の現在の状況や、内部調査の進捗に合わせて得失を考慮する。
また、「初号機」として候補となった号機について、その実現性についての検討も行う。取り出し開始まで及び初号機の取り出し開始後に至るホールドポイントも含めたステップ・バイ・ステップのプロセスの提示も含む。

初号機とその取り出し方法の検討プロセスとしては、これまでの研究開発成果や PCV 内部調査結果等を基に、東京電力による予備エンジニアリングにおける燃料デブリ取り出しシステムの概念検討とその号機ごとの現場適用性の評価に基づいたシナリオ（作業工程案）を踏まえ、各号機のシナリオとサイト全体の計画を組み合わせた全体最適化を検討して、初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた提言を示す。
なお、戦略プラン　図 6 との対応について、参考図に示す。

B．1．1　研究開発

廃炉・汚染水対策事業については、内部調査等と燃料デブリ取り出しに関わる研究開発が実施されており、検討状況の概要を表 A7-1 に示す。以下に、各項目に関する状況を示す。

（1）内部調査関連の開発
現在、原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発として、X-6 ペネトレーションからペデスタル内にアクセスすることが可能となるアーム型アクセス装置と、X-2 ペネトレーションからアクセスして主に水没しているペデスタル外の状況を確認する水中 ROV の開発を実施している。特にアーム型アクセス装置については、PCV 外にアーム型アクセス装置を格納するセル（エンクロージャ）等を設置し、内部調査、干渉物撤去、サンプリング及びサンプルの搬出が一貫して実施できる構造となっている。燃料デブリ・炉内構造物取り出しに向けたサンプリング技術の開発において、燃料デブリのサンプリングのための把持、吸引や切削に関しての工法やシステム開発が進められている。また、燃料デブリの性状把握・分析技術の開発にて、サンプルの構外搬出等に関わる計画も実施されている。これらの成果は予備エンジニアリングに活用されている。

（2）燃料デブリ取り出し関連の開発
燃料デブリ取り出しに関連の開発は、主に規模を拡大した取り出しに向けた内容であり、それぞれの研究については、現時点で概念検討や要素試験を実施している段階である。それらの成果について現場適用性の評価を行い、具体的な方法に反映させる必要があり、予備エンジニアリングにて検討を開始した状況である。

表 A7-1　廃炉・汚染水対策事業における検討状況の概要

項目	廃炉・汚染水対策事業	検討状況の概要（2019 年 3 月現在）
内部調査関連の開発	原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発	PCV 内部における堆積物や燃料デブリ分布等のより詳細な情報を得るために、1, 2 号機の特性に合わせた調査装置（1 号機　水中 ROV、2 号機　アーム型アクセス装置）が開発され、調査を行っていく。
	原子炉圧力容器内部調査技術の開発	側面アクセス、上部アクセスによる調査工法の開発が実施されており、引き続き開発を実施する。
	燃料デブリ・炉内構造物取り出しに向けたサンプリング技術の開発	燃料デブリのサンプリング計画を策定し、サンプリングのための装置、システムの開発を引き続き実施する。
	燃料デブリの性状把握・分析技術の開発	燃料デブリの分析技術の開発のため、今後、燃料デブリサンプル及び堆積物等について分析を行い、分析結果などを基に、燃料デブリの性状を推定し燃料デブリ特性リストを高度化する。また、燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発、燃料デブリ微粒子挙動の推定技術の開発について、引き続き実施する。
燃料デブリ取り出し関連の開発	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	取り出し作業時の安全確保のための各種システムの技術開発や取り出しのための要素技術開発が行われてきた。 今後は、これまでの開発で明らかとなった技術開発課題、東京電力のエンジニアリング上の検討から抽出された課題や、戦略プラン 2018 で示された課題等の解決に向け、新規 PJ において、引き続き実施する。
	燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化	
	格納容器内水循環システム構築技術の開発	PCV 内の水循環システムを構築するため、PCV 内アクセス・接続、補修の技術仕様の整理、開発計画の立案、PCV 内アクセス・接続等の要素技術開発・検証、PCV アクセス・接続技術等の実規模スケールでの検証を引き続き実施する。
	燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発	燃料デブリを安全、確実、合理的に収納・移送・保管できるシステムや収納容器に関する技術開発を実施し、課題を抽出した。引き続き課題解決に向け、開発を実施する。

（3）予備エンジニアリングの状況

予備エンジニアリングは、中長期ロードマップの「燃料デブリ取り出し方針」を踏まえた、東京電力の当面の取組である。また、予備エンジニアリングとは、通常工事実施の際に最初に行われる基本設計に先立って、予備的に工事実現性の見極めを付けるためのエンジニアリング面の検討作業である。これまでの調査結果や作業環境整備状況を踏まえ、燃料デブリ取り出し概念検討等の研究開発成果が現場で実際にどのように適用可能か確認するため、実際の取り出し作業の前段階として、燃料デブリ取り出しに向けた作業工程を具体化していくことになる。具体的には、廃炉・汚染水対策事業において開発が進み現場適用の目処が立ちつつあるアーム型アクセス装置とそれを格納する気密性を有するエンクロージャ等を、小規模な取り出しに活用する形で検討が進められている。規模を拡大した取り出しについては、廃炉・汚染水対策事業の燃料デブリ取り出し関連の開発にて検討が進められている内容も取り込む形で検討を開始した段階である。

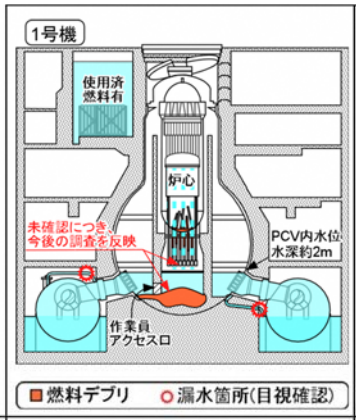
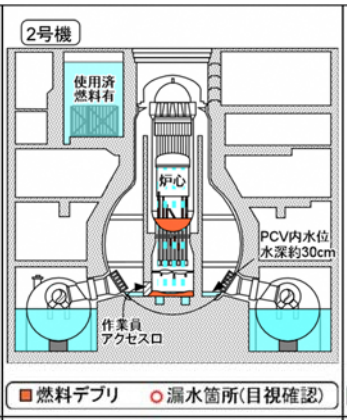
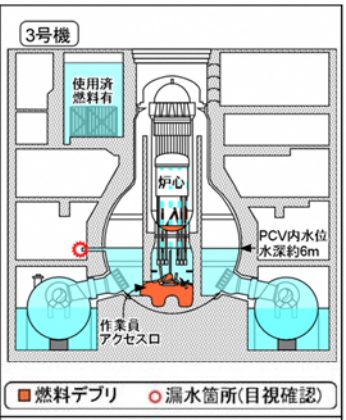
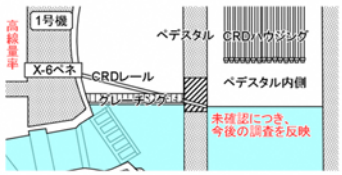
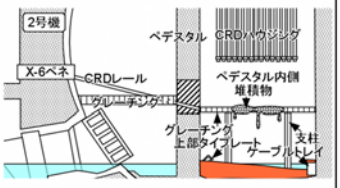
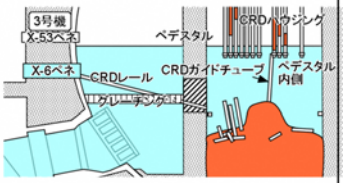
取り出した燃料デブリの保管に関しては、廃炉・汚染水対策事業において開発が進み現場適用の目処が立ちつつある収納缶に燃料デブリを収納し、福島第一原子力発電所内に整備する保管設備で保管する形で検討が進められている。規模を拡大した取り出しに向けては、廃炉・汚染水対

策事業の燃料デブリ取り出し関連の研究の内容も取り込む形で検討を開始した段階であり、保管のための安定的に利用できる敷地の確保なども検討課題となっている。

予備エンジニアリングに関する検討の状況については、B．1．5 項に示す。

B．1．2　PCV 内部調査（PCV 内部状況）

現時点における 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は、図 A7-1 の通りである。

	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
			
燃料デブリへのアクセスルートに関する情報…注)	・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ペ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

注）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ペ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を廃炉・汚染水対策事業で検討中。
1号機のX-6ペ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、規模の拡大時と同じアクセスルートとする可能性がある。なお、次の1号機の内部調査はX-2ペネからアクセスする計画で開発を進めている。

（IRID、エネルギー総合工学研究所「廃炉・汚染水対策事業補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」平成 29 年度成果報告、(2018 年 6 月)等に基づき作成）

図 A7-1　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

PCV の内部状況を確認するための PCV 内部調査は、「燃料デブリ取り出し方針」にある PCV 下部の燃料デブリの取り出しを行うためにも重要である。表 A7-2 に現在の状況を示す。

表 A7-2　PCV 内部調査に関する状況

号機	ペデスタル内	ペデスタル外
1 号機	・現時点では未実施 ・B3 調査（今後実施予定）で一部確認できる可能性有り	・B2 調査（2017 年 3 月）にて、グレーチング上、ペデスタル下部堆積物について調査を実施 ・B3 調査（今後実施予定）にて、ペデスタル外にアクセスし、作業員アクセス開口付近の堆積物の確認を行う予定
2 号機	・A2'調査（2018 年 1 月）でペデスタル内部状態確認を実施 ・A2"調査（2019 年 2 月）で PCV 底部の堆積物の接触調査を実施 ・A3 調査（今後実施予定）にて、詳細な状況確認を行う予定	・A2'調査（2018 年 1 月）、A2"調査（2019 年 2 月）にて X-6 から CRD レール付近について確認を実施 ・A3 調査（今後実施予定）にて、アクセスルートの確認を行う予定
3 号機	・水中遊泳式遠隔調査装置による調査（2017 年 7 月）にて、ペデスタル内部状況確認を実施	・水中遊泳式遠隔調査装置による調査（2017 年 7 月）にて、ペデスタル CRD 開口までのアクセスルートについて確認を実施

※A2、B2 等は、廃炉・汚染水対策事業の研究開発における内部調査の位置、順番を示しており、A2 はペデスタル内（A）の 2 回目の調査を意味し、B2 はペデスタル外（B）の２回目を意味する。A2'、A2"は、A2 調査と同様の装置を改良し実施したことから、一連の調査として表記している。

特に、2019 年 2 月に実施された２号機の A2"調査（堆積物接触調査）において、PCV 底部の一部の堆積物を把持して動かせることが確認されている。更に、廃炉・汚染水対策事業の成果を用い、ペデスタル内の構造物や堆積物の分布等の把握、続けて少量サンプリングが A3 調査（今後実施予定）として計画が進められている。

アクセスルートの構築のために必要な現場状況の把握については、以下の通りであり、号機によって状況は異なるが、横アクセスに関する情報の取得が進んでいる（各号機の線量率の状況については、B．1．3 項　図 3 参照）。

1 号機：X-6 ペネトレーションがある南東側の線量が相当に高く作業が困難であるため、比較的線量の低い北西側の X-100B ペネトレーションから自走式の調査装置を投入した（B2 調査：2017 年 3 月）。現在のところペデスタル開口部の状態を確認するに至っておらず、今後、X-2 ペネトレーションからアクセスする調査（B3 調査：今後実施予定）を計画している。なお、ペデスタル外については堆積物に覆われており、PCV 底部の状態は確認できていない。

2 号機：北西側の X-6 ペネトレーションから、テレスコピック式の調査装置を投入し、ペデスタル開口部から内部のグレーチング等の損傷状態、CRD ハウジングの損傷は限定的であることを確認した（A2'調査：2018 年 1 月）。その後、PCV 底部の燃料デブリと思われる堆積物を動かせることが確認された（A2"調査：2019 年 2 月）。

3 号機：現在、PCV 内水位が高く X-6 ペネトレーションは水没しているため、同じ北西側の水没していない X-53 ペネトレーションから水中遊泳式遠隔調査装置を投入し、ペデスタル開口部を確認し内部に侵入した。CRD ハウジングの損傷が著しく、CRD 交換機等の損傷、崩落した機器を覆う堆積物を確認した（水中遊泳式遠隔調査装置による調査：2017 年 7 月）。

なお、RPV 内部調査については、現在、廃炉・汚染水対策事業による研究開発において概念検討を実施しており、実機適用までには現地状況を踏まえての調整（プール内燃料取り出し等との作業干渉も含め）も含め検討が必要な状況である。

また、燃料デブリ量については、解析結果及び実機調査データから総合的に分析し、1 号機は 279 ton、2 号機は 237 ton、3 号機は 364 ton と評価している[67]。

B．1．3　作業環境整備

燃料デブリ取り出しを行うためには、作業員の被ばく線量を適切に管理する必要がある。このため、適切な作業計画を立案するとともに、必要に応じて作業環境の線量低減として、除染、遮へい等の措置を実施する必要がある。B．1．5 項に示す通り、予備エンジニアリングにて検討が進められている小規模な取り出しは、PCV 底部へ横からアクセスとなることから、その作業環境は R/B 1 階となる。各号機の R/B 1 階の線量率の状況について、図 A7-2 に示す。

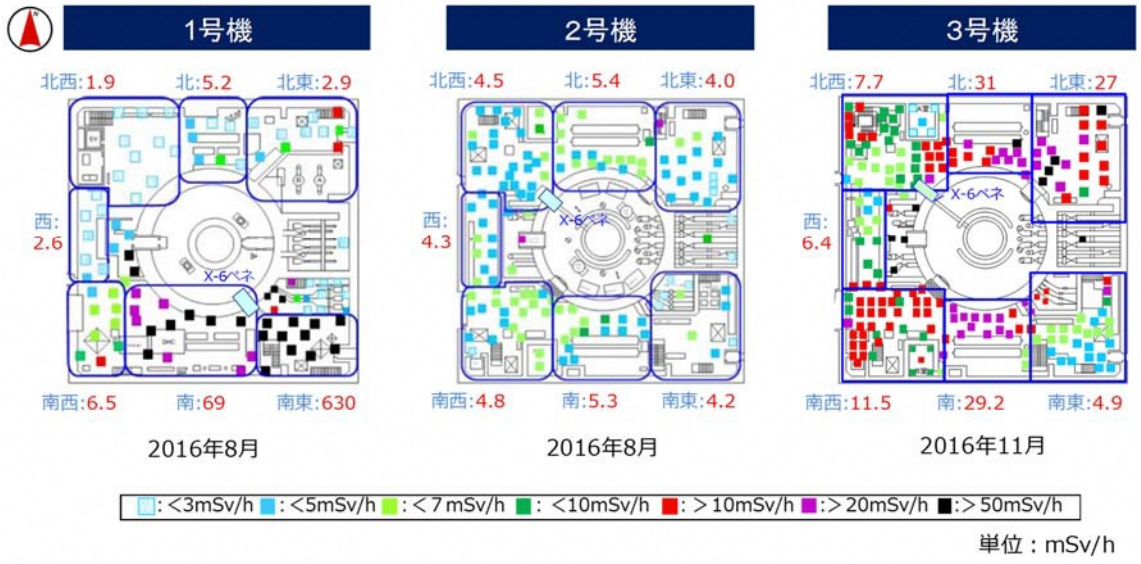


図 A7-2　各号機の R/B1 階の線量率（mSv/h）（出典：東京電力)

図 A7-2 を踏まえ、各号機における作業環境整備の状況について以下に示す。

1 号機：北西側の線量は比較的低いが、X-6 ペネトレーション周辺（南東側）では、630mSv/h であり、作業員が近づくことが困難である。これらは、AC 系統などの配管が線源となっていると考えられ、作業環境の確保のためには、これらの撤去や遮へい等の措置が必要である。また、南側の線量も高く、これらは DHC 系統の影響と考えられ、同様の措置が必要である。

[67] IRID,IRID が取り組む研究開発の概要,2016 年 8 月 4 日

2 号機：作業環境整備が進められ、全体的に約 5mSv/h まで低減しており、限定的であるが作業員による作業が可能な状況である。

3 号機：作業環境としては、大物搬入口のある南西側から X-6 ペネトレーションがある北西側までの線量において、6.4～11.5mSv/h であり、有人作業時間は制限される。他のエリアは 10mSv/h を超えていることもあり、有人作業は困難な状況である。なお、図 A7-1 に示す通り、現在の PCV 内の水位が R/B 1 階面よりも高い位置にあり、作業環境確保のためには、まず R/B 1 階の線量を低下させ、作業員が排水設備を設置できるようにする必要がある。

B．1．4　サイト全体の計画

（1）使用済燃料プールからの燃料取り出し

サイト全体計画として、燃料デブリ取り出しと作業干渉が予想されるプール内燃料取り出しに関する状況としては、以下の通りとなっている。

1 号機：オペフロのガレキを撤去中であり、今後オペフロの整備、燃料取り出し設備の設置を行い、2023 年取り出し開始予定となっている。

2 号機：オペフロの調査を実施しており、今後オペフロの整備、燃料取り出し設備の設置を行い、2023 年取り出し開始予定となっている。

3 号機：2019 年 4 月から取り出しを開始しており、2020 年度に取り出し完了の予定となっている。

プール内燃料取り出しについて、3 号機が最も早く終了するが、各号機とも上下作業の配慮を行うことで燃料デブリ取り出し作業と並行して行い得る。

（2）汚染水対策

各号機の建屋内滞留水処理について、2020 年内に完了する予定である。小規模な取り出し時は既存の水循環システムを利用することになる。取り出しに応じて、ドライウェルからの燃料デブリの流出等の影響を確認するために、滞留水移送ラインや水処理設備のサンプリングを実施する計画であり、水処理システムへの影響も確認する必要がある。規模を拡大した取り出し時においては、必要な安全設備の検討を実施している状況である。今後、燃料デブリ取り出し時の閉じ込め機能達成のための設備対応も考慮して、汚染水対策と連携する必要がある。

（3）廃棄物対策

燃料デブリ取り出しにて発生する廃棄物の保管についても配慮する必要がある。小規模な取り出しにおいては、PCV 外へ搬出される容器の大きさも限られることから、外部に搬出される廃棄物量も限定的であると考える。また、取り出し規模も小さく、安全システム等も既存設備を流用する計画であることから、保守点検等も含め、これまでの廃棄物発生量から大きな変更は無いと考える。規模を拡大した取り出しにおいては、干渉物撤去も含め搬出する廃棄物量が多く、設備規模も大きいことから取り出し計画に合わせ、廃棄物量の算定及び保管のための計画を実施する必要がある。

B．1．5　予備エンジニアリングによる検討

B．1．1 項（3）にあったとおり、小規模な取り出しについては、予備エンジニアリングにて検討が進められており、現場適用性の見通しが立ちつつある状況である。規模を拡大した取り出しについては、廃炉・汚染水対策事業の研究開発において、燃料デブリ取り出しを効率的に行う工法（横アクセス工法、上アクセス工法）の開発を進めている。しかし、安全かつ着実に取り出し作業を行うためには、安全システム（閉じ込め（気体・液体）、臨界等）の運用等のための情報取得や、更なる PCV 内の状況把握（燃料デブリの性状把握含む）や更なる研究開発が必要な状況である。

燃料デブリの取り出し概念検討及び現場適用性の評価に関して、予備エンジニアリングの検討状況を踏まえた各技術要件の進捗を、以下に記載する。

（1）閉じ込め機能の確保

現状、既存の気相、液相の各システム（ガス管理システム、水循環システム等）を用いることで、閉じ込め機能は安定に保持されている。燃料デブリ取り出しのための設備の導入に際しては、既存の閉じ込め機能を確保するシステムへの影響も検討する必要がある。特に、燃料デブリ取り出しは、現状の燃料デブリの状態を変更することになり、燃料デブリの加工による放射性飛散微粒子の飛散のリスクがあることから、安全評価及び安全対策が必要となる。

気相部に関しては、これまでの運転経験より、2 号機の気密性が高いことが確認されている（1 号機の気密性はやや高く、3 号機は 1, 2 号機に比べて低い）。小規模な取り出しにおいては、（6）項に示す機器にて、把持、吸引から開始する計画である。把持、吸引に関しては、A2"調査（2019 年 2 月）において、ペデスタル内部の燃料デブリの接触調査を実施した際に、外部への有意な影響は無かったことから、燃料デブリの飛散リスクは低く、いずれの号機においても既存の閉じ込め機能を確保するシステムで安全性が確保される見込みがあると考える。なお、予備エンジニアリングにおいて、図 A7-3 に示す通り、現在 PCV 内気相部が正圧であることを踏まえて、既存のガス管理システムにより減圧調整をすることや、R/B 内外のダストモニタリングを実施する計画であり、これにより安全性の向上が図られる見込みである。なお、切削等の燃料デブリの加工に関しては、作業方法、作業規模により、安全評価及び安全設備の要否の検討が必要である。一方で、（5）項に示す通り、ペデスタル内のアクセス範囲の拡大のため、干渉物撤去が必要となる可能性があることから、具体的な検討を進める必要がある。

同様に液相に関しても、把持、吸引に関しては、A2"調査（2019 年 2 月）において、ペデスタル内部の小石状等の堆積物の接触調査を実施した際に、外部への有意な影響は無かったことから、既存の閉じ込め機能を確保するシステムで安全性が確保される見込みがあると考える。なお、図 A7-4 に示す通り、汚染水のモニタリング装置を既設の滞留水移送ラインや水処理設備に追設することで、監視強化を図る方針である。

規模を拡大した取り出しでの閉じ込め機能確保においては、燃料デブリの取り出し方法に合わせた安全評価及び安全設備の準備が必要である。この際、福島第一原子力発電所の状況に即したデータを用いて適切な安全評価とする必要がある。

■ 気体系閉じ込め機能の構築に向けた対策として、R/B内外ダストモニタリング方法、既設設備を活用したPCVの減圧を検討。

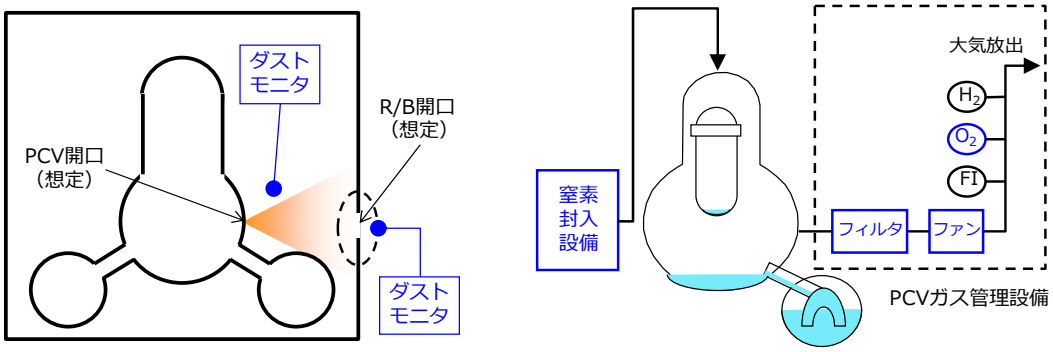


図 A7-3　小規模な燃料デブリ取り出し時の安全システム検討概要（東京電力提供）

■ 液体系閉じ込め機能の構築に向けた対策として、汚染水モニタリング方法、既設水処理設備での汚染水処理の成立性を検討。

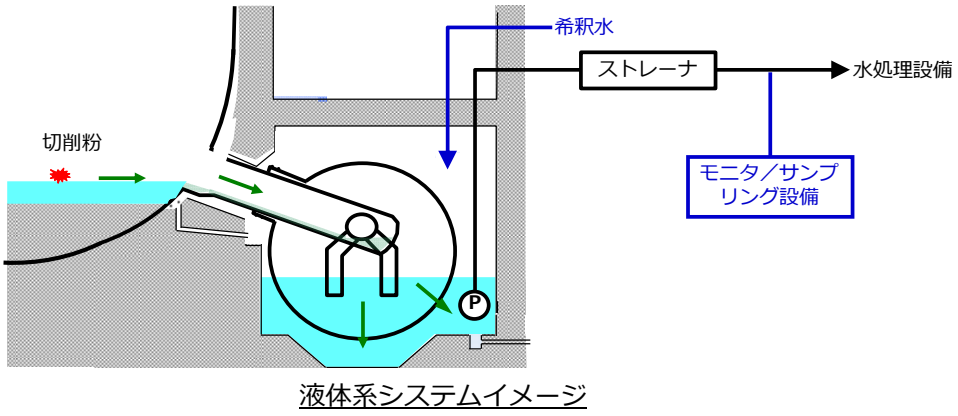


図 A7-4　小規模な燃料デブリ取り出し時の安全システム検討概要（東京電力提供）

（2）冷却機能の維持

現在、既存の水循環システムを用いて各号機ともに数 m^3/h 程度の注水を行い、燃料デブリを冷却している状況である。このため、基本的には、注水を継続することで冷却機能は維持されるものと考える。小規模な取り出しにおいては、冷却設備に影響しない方法であるが、既存の水循環システムを継続利用するために維持管理を確実に行う必要がある。

規模を拡大した取り出しにおける冷却機能の維持については、各号機に適用される取り出し方法を決定した上での評価が必要である。

（3）PCV・建屋の構造健全性の確保

各号機の PCV、建屋は、現時点においては直ちに構造健全性上問題となるような状況ではないと考えられる。現状の小規模な取り出しの計画では、既存ペネトレーションを拡張する等の改造を行うことなく、建屋の許容床荷重以内の装置を用いることから、PCV、建屋とも構造健全性に影響はないものと考える。

一方、規模を拡大した取り出しで用いる装置は既設構造物や建屋の構造強度に影響するため改造を伴う可能性もあることから、各号機への現場適用性の評価の際には、装置自体とその設置に伴う PCV や建屋の改造等を検討する必要がある。

（4）臨界管理

現状、燃料デブリは未臨界状態を維持しているが、燃料デブリ取り出しのように燃料デブリの状態を変化させる場合に、取り出しまたは取り出しの影響により臨界が起こる可能性について分析、評価し、必要十分な対策を検討する必要がある。

なお、燃料デブリ性状等の不確かさが大きく、事前想定・設計（設計エンジニアリング）による管理に限界がある場合、取り出し中の監視と判断を組み合わせた確実な臨界防止を行うことが重要である。

把持、吸引といった燃料デブリの加工を伴わない場合では、臨界が起こる可能性は低いものと考えるが、図 A7-5 に示す通り、燃料デブリの加工時における臨界防止、検知方法及び臨界発生時の影響及び対策を検討する必要がある。

■ 臨界管理に向けた対策として、臨界の防止・検知方法、臨界発生時の影響を検討。

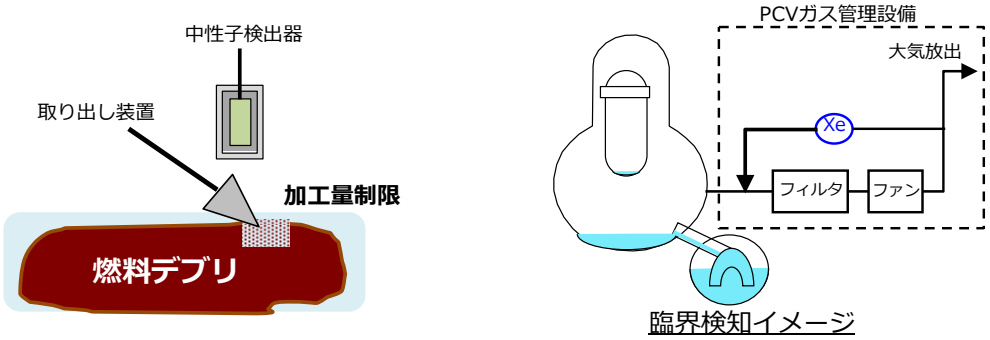


図 A7-5　小規模な燃料デブリ取り出し時の安全システム検討概要（東京電力提供）

（5）燃料デブリへのアクセスルートの構築

「燃料デブリ取り出し方針」に基づき、気中工法にて、PCV 底部に横からアクセスする燃料デブリ取り出しを実施する場合、アクセスルートとして、X-1、X-2、X-6 等の貫通孔が候補と考えられるが、PCV 底部の構造から、既設の X-6 ペネトレーションからペデスタルの CRD 開口を通して、ペデスタル内部へ直線的にアクセスすることが最も効率的であると考える。

各号機ともに、適切なアクセスルート構築を進めていく必要があるが、B．1．2 項に示した通り、現状、燃料デブリへのアクセスルート（ペデスタル開口部からペデスタル底部へのアクセスルート等）に関する情報があるのは、2 号機と 3 号機である。（図 A7-6 に X-6 ペネトレーションを利用した場合の小規模な燃料デブリ取り出しのイメージを示す）。ただし、2 号機・3 号機の内部調査の結果により、ペデスタル内のアクセス範囲については、グレーチングや架台構造物等の干渉物の状況で制限される可能性があるため、ペデスタル内のアクセス範囲確保のためには、干渉物撤去についても検討する必要がある。

規模を拡大した取り出しの方法（横アクセス、上アクセス工法）は概念検討段階であるため、規模を拡大した取り出し装置のアクセスルート構築は、各号機の取り出し方法の適用に合わせて検討するべきである。

■ 小規模燃料デブリ取り出し装置は、国プロで開発しているサンプリング装置と同様に、R/B内1階に設置可能であり、既存の貫通孔（X-6ペネトレーション）を利用してPCV内にアクセス可能な装置を検討。

■ 小規模燃料デブリ取り出し作業の安全システム（ガス管理設備、水処理設備）は既設設備の部分的な改造を検討中。実際の改造有無および改造範囲は燃料デブリ取り出し作業中のリスク評価の結果をもとに確定。

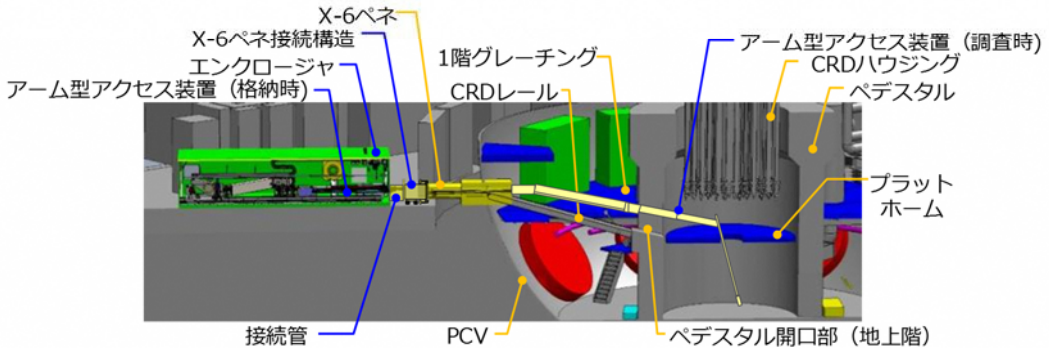


図 A7-6　X-6 ペネトレーションを用いた場合の小規模な燃料デブリ取り出しのイメージ（東京電力提供）

（6）燃料デブリ取り出し機器・装置の開発

燃料デブリ取り出しは、燃料デブリを PCV より継続的に燃料を取り出す必要がある。そのための取り出し機器・装置については、燃料デブリ箇所に比較的容易に近づくことができ、一定の可搬重量や閉じ込め機能等が必要である。

小規模な取り出しに用いる装置は、廃炉・汚染水対策事業（燃料デブリ・炉内構造物取り出しに向けたサンプリング技術）にて、ROV 型、テレスコピック型、アーム型等のアクセス装置の開発が進められてきたが、アーム型アクセス装置をベースとして、予備エンジニアリングにて計画が進められている。アーム型アクセス装置は、英国 JET で実績のあるブーム型アームをベースとしており、廃炉・汚染水対策事業における内部詳細調査においても同様の装置が用いられる計画となっている。この方式は、構造物に影響を与えず、既存の X-6 ペネトレーションと CRD 開口を使って、PCV 内のペデスタル内外にアクセスするにあたり最適な方式として選ばれたものである（概念図は図 A7-7 参照）。

アーム型アクセス装置は、図 A7-8 に示す閉じ込め性能を有するエンクロージャに格納され、R/B 1 階に設置することが計画されている。

A2"調査（2019 年 2 月）の結果を踏まえて、図 A7-9 のような把持、吸引等を実施するツールが検討されており、それぞれアーム型アクセス装置に取り付けられる計画である。

保守性については、エンクロージャ内で、運用時の部品の洗浄、交換ができるように設計されている。具体的には、PCV 内で作業を行ったアーム型アクセス装置をエンクロージャに戻す場合には洗浄して汚染の除去ができ、エンクロージャ内には図 A7-8 に示す通り、双腕マニピュレータを装備し、アーム型アクセス装置のツール、計測機器、カメラ、照明等の機器、部品の交換ができるように計画されている。

PCV 内からエンクロージャに搬入するデブリ取り出し容器はエンクロージャ内で密封容器に入れられ、遮へい付きの構内移送容器に引き渡す仕組みが検討されている。エンクロージャ内で交換する部品等はポートから搬入することができるが、アーム型アクセス装置自体が故障した場合には、燃料デブリによる汚染を R/B 内外に拡散させないため、アーム型アクセス装置をエンクロージャごと運び出して保守することで検討している。予備エンジニアリングでは、エンクロージャごと搬出し保守を行うためのエリアと設備の検討が行われている。また、異常時の対応について、事故シナリオを想定して検討している。

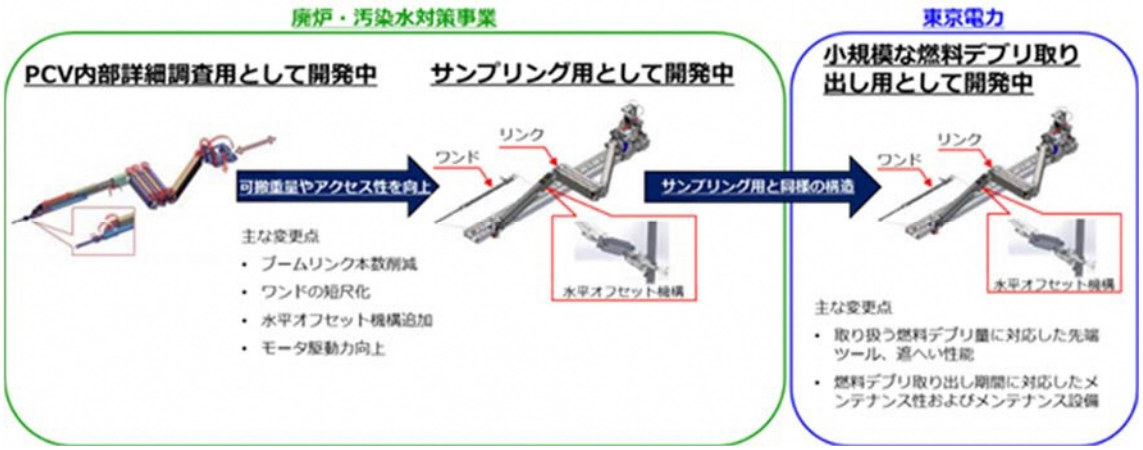


図 A7-7　小規模な取り出し装置に関する概念図（東京電力資料を NDF にて加工）

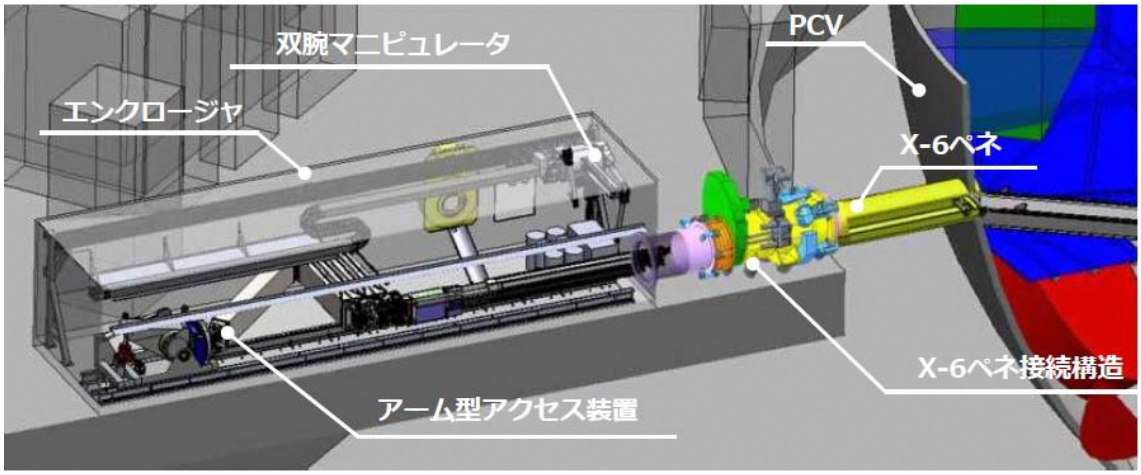


図 A7-8　エンクロージャ（アーム型アクセス装置を格納）に関する概念図（東京電力提供）

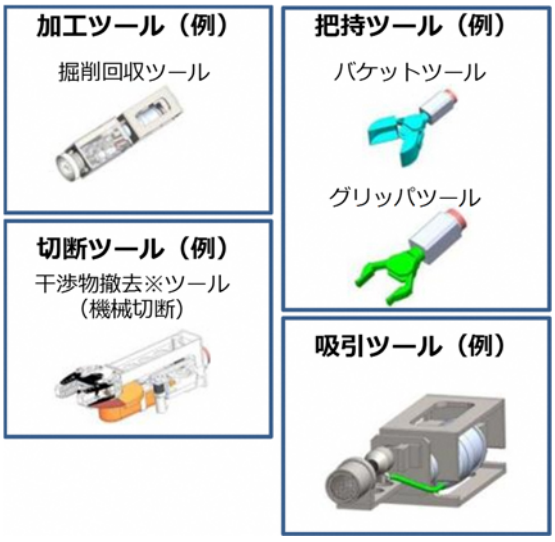


図 A7-9　把持、吸引、切断に関するツール（例）（東京電力提供）

燃料デブリ取り出しのオペレーションについては、以下に示す特有の難しさがある。

① 取り出し期間が長期にわたる
② 作業環境が高線量であるなど過酷であり、不確定要素も多い
③ 前例が無く技術的難度が高い
④ 工法を開発しながら取り出し作業に向けた準備が必要

これらを踏まえ、福島第一原子力発電所の廃炉事業を技術面で安全、着実なものとしていくには、燃料デブリ取り出し現場での遠隔装置の投入等に先立って、確実な操作手順、維持方法を整備する必要がある。また、現場作業を的確に行うために遠隔装置のモックアップ試験（以下「遠隔モックアップ試験」という。）や VR（仮想現実）の活用が必要である。遠隔モックアップ試験は、遠隔装置の性能確認及び運転操作員の訓練・育成の観点から、現場状況を再現できるように、適切な施設整備をした上で実施することが重要である。そのためには、リスク評価を踏まえて合理的に計画した上で、長期にわたる燃料デブリの取り出し期間に、環境条件が徐々に明らかになること、予見していない環境変化が起こる可能性に配慮する必要がある。

また、燃料デブリ取り出し時には切削等により、α核種が気中及び水中に拡散し、作業員の内部被ばくの要因となる可能性がある。このため、α核種の気中濃度及び水中濃度の基準を定め、適切な監視を行い、必要な防護装備を決定する必要がある。更に、作業セルなどの重量物、長尺物の取り扱い時は、防護装備により作業効率が低下する可能性もあり作業員の安全管理も必要である。このため、作業開始前のリスク評価を行い、作業員への教育訓練を行うことが望ましい。

規模を拡大した取り出しの機器・装置の開発として、廃炉・汚染水対策事業にて概念検討、要素技術開発が行われているが、取り出しにおけるダスト飛散を抑制する技術の開発など更なる研究開発を実施の上、これらの成果も踏まえたエンジニアリングが今後必要である。図 A7-10 に規模を拡大した取り出し機器・装置の例を示す。

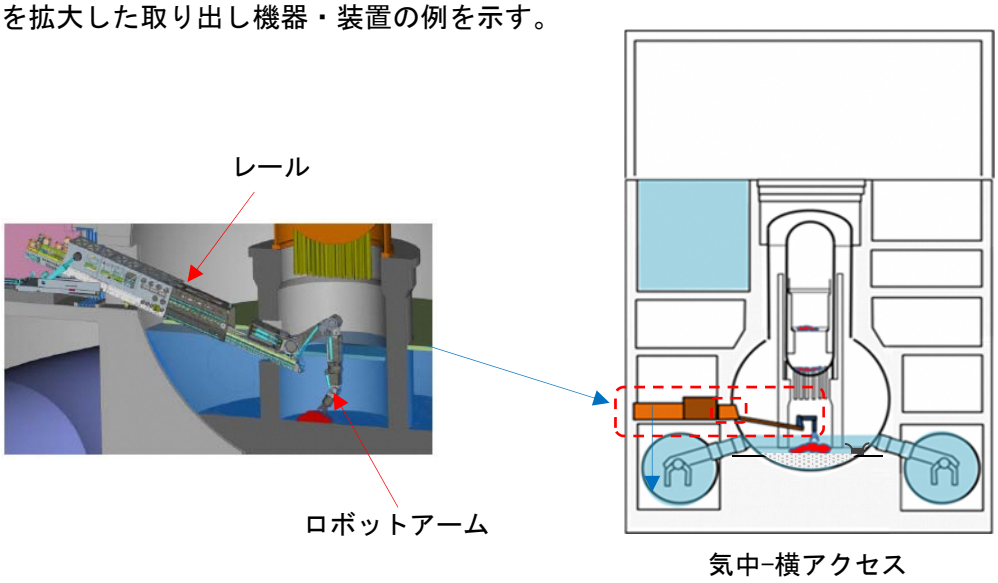


図 A7-10　規模を拡大した取り出し機器・装置に関する例（IRID 提供）

（7）系統設備、エリアの構築

安全機能を確保するために準備する系統設備は、小規模な取り出しにおいては、（1）項に示す通り、既存の安全システム（ガス管理システム、水循環システム及び緊急時ホウ酸注入施設（一部部分改造有））を用いることを計画している。更に、取り出し時においては、作業時の変化に応じた対応ができるよう、監視強化（放射線、水系サンプリング等）の実施についても検討している。

規模を拡大した燃料デブリ取り出しについては、その前提となる安全要件の検討を実施している状況である。また、取り出し装置や系統設備を設置するエリアの構築については、各システムの設置に必要なエリアの算出が進められており、R/B 内の高線量エリアの取り扱いや他作業との干渉も考慮し、既存建屋外への設置も含めて検討が進められている。

（8）燃料デブリの収納、移送、保管方法の構築

予備エンジニアリングにより、図 A7-11 のような小規模な取り出しにおける燃料デブリの取り出しから一時保管までの作業イメージを元に以下のフローが検討されている。

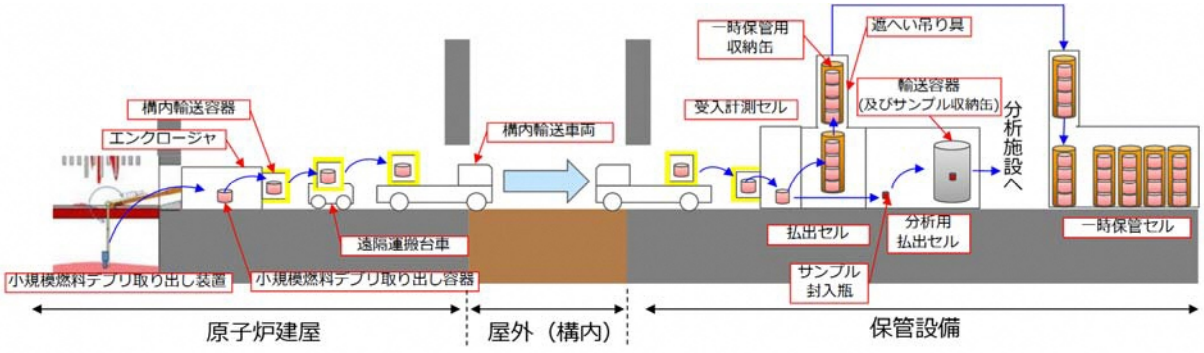


図 A7-11　小規模な取り出しにおける作業イメージ（東京電力資料を NDF にて加工）

① 取り出した燃料デブリは小規模燃料デブリ取り出し容器に格納して、PCV に接続されたエンクロージャ内に搬出する。
② その後、燃料デブリは小規模燃料デブリ取り出し容器とともにエンクロージャに接続された構内輸送容器内に格納して構内輸送車両で受入計測セルに移送する。
③ 移送された構内輸送容器は受入計測セルに接続して構内輸送容器から受入計測セル内に小規模なデブリ取り出し容器ごと取り出す。受入計測セル内では、小規模燃料デブリ取り出し容器に入った燃料デブリに対して一時保管に向けて必要な計測（重量、線量率、表面核種組成等）、処置(乾燥等)を行う。その後、小規模燃料デブリ取り出し容器を受入計測セルから払出セルに移動する。そこで一時保管用収納缶に収納し、遮へい吊具を用いて一時保管セル内に移動、保管する。
④ 一部の燃料デブリは払出セルから分析用払出セルに移動し、そこで小型燃料デブリ取り出し容器からサンプル封入瓶に詰め替え、さらにサンプル封入瓶をサンプル収納缶へ格納、サンプル収納缶を輸送容器に格納して分析施設に移送する。

本概念を踏まえて必要となる施設、設備の基本設計を行い、小規模な取り出し開始時には供用可能な状態にする必要がある。保管場所については、予備エンジニアリングにて福島第一原子力発電所構内で候補地を検討している状況である。

規模を拡大した取り出しのための保管設備については、現在、予備エンジニアリングにおいて、概念検討が進められている状況である。安定的に利用できる敷地の確保が課題であり、今後具体化を行い、必要な施設を準備する必要がある。

（9）号機ごとの燃料デブリ取り出しシナリオ

初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた検討の中で、燃料デブリ取り出しのシナリオを構成する基本的な要素は、現場環境整備（線量低減、PCV 水位低下等）、PCV 内部調査、小規模な取り出し（横アクセス）、規模を拡大した取り出し（横アクセス、上アクセス）である。以下、

各号機の状況を踏まえたシナリオについて記載する。なお、規模を拡大した取り出しの方法は概念検討段階であるため、規模を拡大した取り出し装置のアクセスルート構築は、各号機の取り出し方法の適用に合わせて検討するべきである。

1 号機：ペデスタル内部へ直線的にアクセス可能であり、ペデスタル内の燃料デブリ取り出しに有用と考えられる X-6 ペネトレーション周りの線量が高く、このペネトレーションを活用する場合、線量低減を実施する必要がある。アクセスルートを確保した上で、PCV 内部調査、小規模な取り出し、規模を拡大した取り出しと進めていくことになる。規模を拡大した取り出しは、今後も研究開発、技術開発が必要であり、具体化するためにはそれらの検討を基に、現場適用性の検討を行う必要がある。

2 号機：PCV 内部調査が進められており、作業現場の整備については最も進められている。更に、X-6 ペネトレーション周りの状況から、小規模な取り出しが実現可能との見通しもあることから、小規模な取り出し（横アクセス）から実施する。なお、長期の作現場作業を実現するためには、継続的して環境整備を行っていく必要がある。規模を拡大した取り出しは、今後も研究開発、技術開発が必要であり、具体化するためにはそれらの検討を基に、現場適用性の検討を行う必要がある。

3 号機：X-6 ペネトレーションを用いるためには、PCV 水位低下が必要である。また、継続的な R/B 内の作業を行うため、R/B 内の線量低減も必要である。アクセスルートを確保した上で、PCV 内部調査、小規模な取り出し、規模を拡大した取り出しと進めていくことになる。規模を拡大した取り出しは、今後も研究開発、技術開発が必要であり、具体化するためにはそれらの検討を基に、現場適用性の検討を行う必要がある。

以上の（1）から（9）の予備エンジニアリングの結果を基に、NDF の基本的考え方である 5 つの視点「安全」「確実」「合理的」「迅速」「現場志向」に基づいた着眼点による取り出し概念検討結果及び号機ごとの現場適用性の検討結果を表 A7-3 及び表 A7-4 に示す。

表 A7-3　取り出し概念検討結果（1／2）

視点	着眼点	内容	小規模な取り出し（横アクセス） （現場の状態を大きく変えない取り出し）	規模を拡大した取り出し（横アクセス、上アクセス） （現場の状態を大きく変更する取り出し）
安全	放射性物質の閉じ込め機能の確保	燃料デブリ取り出し作業により、PCV 内の放射性物質の濃度が変化する可能性があることから、放射性物質の閉じ込め機能確保の実現性について、公衆、作業員への被ばく影響の観点からの見通しを得る。	燃料デブリ取り出し方法が、初期は把持、吸引程度であり、ダスト飛散のリスクは低い見通しである。また、PCV 内の減圧や、作業中の各種パラメータ（PCV 内圧力、ダストモニタ等）の監視を行う方針である。	規模を拡大した取り出し方法については、概念検討や要素技術開発が進められているものの、技術的課題が残っており、更なる研究開発やエンジニアリングが必要である。また、更なる PCV 内部の状況把握や小規模な取り出しの状況のフィードバックも必要である。このため、規模を拡大した取り出し方法の評価については、規模を拡大した取り出し方法が具体化した際に評価することとする。
	冷却機能の維持	燃料デブリの冷却機能の現状維持の実現性の見通しを得る。	アーム型アクセス装置は、既設の注水冷却設備を稼働した状態での燃料デブリ取り出しが可能であり、冷却機能は維持されている。	
	PCV・建屋等の構造健全性の確保	新設を計画している取り出し関連装置等による既設 PCV・建屋の構造強度への影響が許容値内である見通しを得る。 　また、既設設備を現状から状態を変更し、例えば、開口部が拡大する箇所がある場合、(X-6 ペネトレーション等）開口拡大部や新設装置の通常時及び異常時の構造健全性の見通しを得る。	アーム型アクセス装置は既設大物搬入口から搬入し、既設 X-6 ペネトレーションを拡張せずに用いることから、新規開口は設けず、設備は既設建屋の許容床荷重内に収まることから、健全性に影響はない。	
	臨界管理	取り出し時における臨界監視・防止対策の妥当性の見通しを得る。	小規模な取り出し初期（把持、吸引）であれば、新たな臨界リスクは無いため、特に現状からの変更は不要と考える。ただし、燃料デブリの加工時における臨界防止、検知方法及び臨界発生時の影響及び対策を検討する必要がある。	
	労働安全の確保	準備工事、取り出し作業時における作業時の環境構築（線量低減）の観点も考慮した労働安全の確保、作業員の被ばくの妥当性の見通しを得る。	現在、各号機における R/B 内線量低減等の環境整備計画を立案、開始されている。また、アーム型アクセス装置については、A3 調査と同様の装置であり、モックアップ訓練等の習熟効果が期待される。	

表 A7-3　取り出し概念検討結果（2／2）

視点	着眼点	内容	小規模な取り出し（横アクセス） （現場の状態を大きく変えない取り出し）	規模を拡大した取り出し（横アクセス、上アクセス） （現場の状態を大きく変更する取り出し）
確実	燃料デブリ取り出し機器・装置の開発	燃料デブリを取り出す機器や装置について、必要な機能や取り出し能力の確保の見通しを得る。	A3 調査装置（アーム型アクセス装置）と同様の装置にて、燃料デブリの把持、吸引、干渉物撤去及び切削等の作業に向けて具体的な設計が進められており、現場適用の見通しがある。	規模を拡大した取り出し方法については、概念検討や要素技術開発が進められているものの、技術的課題が残っており、更なる研究開発やエンジニアリングが必要である。また、更なる PCV 内部の状況把握や小規模な取り出しの状況のフィードバックも必要である。このため、規模を拡大した取り出し方法の評価については、規模を拡大した取り出し方法が具体化した際に評価することとする。 なお、規模を拡大した取り出しのための保管設備については、現在、予備エンジニアリングにおいて、概念検討が進められている状況である。安定的に利用できる敷地の確保が課題であり、今後具体化を行い、必要な施設を準備する必要がある。
	系統設備、エリアの構築	燃料デブリ取り出し時の安全確保に必要な系統設備（既設設備の改造等）の実現性や、作業に必要なエリアの確保の見通しを得る。	小規模な取り出しにて必要な安全評価を実施しており、小規模な取り出し初期作業（把持、吸引）は既存システムにより安全確保ができる見通しである。干渉物撤去、切削については、安全評価及びそれに応じた安全システムが必要となる可能性がある。	
	燃料デブリの収納、移送、保管方法の構築	取り出した燃料デブリを収納、移送を行う方法や一時保管施設の実現性の見通しを得る。また、取り出し時に発生した廃棄物が適切に保管できる見通しを得る。	取り出した燃料デブリの移送用容器、移送方法、移送されてきた燃料デブリを受け入れて収納缶や分析用サンプルを払い出すためのセルの設計及び燃料デブリの一時保管を目的とした保管設備の計画が進められている。設置場所は東京電力にて検討中である。廃棄物発生量については、小規模な取り出しにおいては、初期においては取り出し規模も小さく、既設安全設備を用いることから、現状から大きな変化は無いと考える。	
合理的	燃料デブリ取り出し計画の有効性	初号機の燃料デブリ取り出しから得られる情報（技術の適用性、作業による周囲への影響等）の、次ステップ計画（他号機への知見の共有含む）への活用計画の有効性を確認する。	規模を拡大した取り出しや初号機以外の号機での取り出しに資する情報を得ることを目的に、小規模な取り出しにおいて、様々な作業、加工方法、安全確保への影響評価を行うことを計画している。	
迅速	燃料デブリ取り出しへの早期着手	燃料デブリ取り出しの早期着手の可能性を確認する。	規模を拡大した取り出しや初号機以外の号機での取り出しに向けた情報・経験などを得ることが出来、燃料デブリのリスクを低減することができる。	
現場指向	保守性（メンテナンス、トラブル対応）	デブリ取り出しに適用する装置類について、直接の人による保守が容易ではないことから、取り出し期間に応じた各装置の保守性や想定される異常時の対応性、保守時に発生する廃棄物についても配慮する。	小規模な取り出し装置（アーム型アクセス装置）については、数年オーダーでの取り出しとなることが想定されており、保守性について配慮されている。また、内部詳細調査と同様の装置であり、モックアップ訓練等の習熟効果が期待される。	
	オペレーション性	取り出しオペレーションを安定に実施するために、燃料デブリ取り出しに適用する装置類の遠隔操作による運転について、運転操作性の確保、モックアップ等での確認、運転員の技量確保等の観点で配慮する。	小規模な取り出し装置（アーム型アクセス装置）については、Ａ３調査での実績のフィードバックやモックアップ訓練等の習熟効果が期待できる。	

表 A7-4　号機ごとの現場適用性の検討結果（1／2）

視点	着眼点	内容	各号機の状況			評価
			1 号機	2 号機	3 号機	
安全	作業員の被ばく低減（作業現場の線量）	準備工事、取り出し作業時における作業時の環境構築（線量低減）の観点も考慮した労働安全の確保、作業員の被ばくの妥当性の見通しを得る。	アーム型アクセス装置に適した X-6 ペネトレーション周りの線量が高い（630mSv/h）状況である。	R/B 1 階の線量は全体的に約 5mSv/h まで低減しており、限定的であるが作業員による作業が可能な状況である。	R/B 1 階の環境線量は数～数十 mSv/h 以上であり、作業員による作業は困難な状況となっている。	2 号機の作業現場の線量が、他号機と比較して最も低いと考える。
	放射性物質の閉じ込め機能の確保	燃料デブリ取り出し作業により、PCV 内部空間の放射性物質の濃度が変化する可能性があることから、放射性物質の閉じ込め機能確保の実現性について、公衆、作業員への被ばく影響の観点からの見通しを得る。	・現状、気密度はやや高い。なお、PCV 水位低下後も気密度の低下は小さい見込み。 ・現状、液相部の開口量も気相部と同程度と想定。	・現状、気密度は高い。2 号機は水素爆発の影響を受けておらず、建屋の健全性が保たれているためと考えられる。一方で、PCV 水位を更に低下させる場合には、気密度の低下に留意する必要がある。 ・現状、液相部（S/C 水没部）に開口を想定。	・現状、1・2 号機に比べて気密度が低く、開口量も評価できていない状況。 ・今後開口量の評価や、評価に必要なデータを取得するための試験が必要。	2 号機の放射性物質の閉じ込め機能が、他号機と比較して最も高いと考える。
確実	燃料デブリの状況	燃料デブリ取り出しの対象エリアの燃料デブリの状況調査等に基づき、取り出し作業を実施することによるリスク低減効果の見通しを得る。	これまでの解析等により、RPV 底部等に少量の燃料デブリが存在し、PCV 底部に大部分の燃料デブリが存在し、作業員出入口を通じてペデスタル外側に燃料デブリが拡がった可能性があると推定されている。一方で、現時点では内部調査等で燃料デブリと思われる堆積物に関する情報は得られていない。	これまでの解析等により、RPV 底部等に多くの燃料デブリが存在し、PCV 底部に一定量の燃料デブリが存在し、作業員出入口を通じ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と推定されている。このうち、PCV 底部については、燃料集合体の一部を確認するとともに、燃料デブリと思われる堆積物を動かせることを確認している。	これまでの解析等により、RPV 底部等に一部の燃料デブリが存在し、PCV 底部に 2 号機と比較して多くの燃料デブリが存在し、作業員出入口を通じてペデスタル外側に燃料デブリが拡がった可能性があると推定されている。このうち、PCV 底部については、燃料デブリの可能性のある堆積物を確認している。	2・3 号機については、燃料デブリの状況に関する情報があり、取り出し作業を実施することによるリスク低減効果の見通しが得られると考える。なお、2 号機は、燃料集合体の一部が PCV 底部で確認されており、PCV 底部の堆積物が燃料デブリである可能性が 3 号機よりもやや高い。

表 A7-4　号機ごとの現場適用性の検討結果（2／2）

視点	着眼点	内容	各号機の状況			評価
			1 号機	2 号機	3 号機	
確実	燃料デブリへのアクセスルートの構築	燃料デブリへのアクセスのための建屋内外のルートの実現性の見通しを得る。	・X-6 ペネトレーション周辺の状況は PCV 内外いずれも確認できていないが、ペデスタル外のグレーチング上側から、ペデスタル外側の PCV 底部へアクセス可能である。 ・ただ、X-6 ペネトレーションからペデスタル内へつながる CRD レール周辺の状態や作業員出入口周辺の状態は確認できておらず、大部分の燃料デブリが存在すると思われるペデスタル内部へのアクセスルートに関する情報は現時点ではない。 ・なお、解析や他号機の内部調査結果からの推定により、炉内構造物において 3 号機並みの損傷や落下物が存在することが予想される。	・X-6 ペネトレーション周辺の状況は PCV 内外いずれも確認できており、X-6 ペネトレーションからペデスタル内へつながる CRD レール周辺の状態も確認できており、一定量の燃料デブリが存在すると思われるペデスタル内部へのアクセスルートに関する情報が得られている。 ・炉内構造物（CRD ハウジング、CRD 交換機、プラットフォーム等）の損傷は限定的であるが、アクセスルート上に干渉物が存在する他、取り出し範囲の拡大に向けては CRD 交換機やグレーチング等の干渉物が多く存在する。	・X-6 ペネトレーション周辺の状況について、PCV の外は 2 号機と比べて現場線量が高い状況である。 ・X-6 ペネトレーションからペデスタル内へつながる CRD レール周辺の状態は確認できており、多くの燃料デブリが存在すると思われるペデスタル内部へのアクセスルートに関する情報が得られている。 ・一方で、落下物が多く、PCV 底部は堆積物で覆われており、干渉物は多い。また、PCV 内の水位が高い状況のため、X-6 ペネトレーションを取り出しに活用するためには、水位低下が必要である。 ・PCV 水位が高い状況となっており、X-6 ペネトレーションを用いるためには、水位低下が必要である。	2・3 号機については、燃料デブリへのアクセスルートに関する情報があり、燃料デブリへのアクセスのための建屋内外のルートの実現性の見通しが得られると考えている。ただし、2・3 号機ともに、アクセスルート上に干渉物が存在し、干渉物撤去が必要である。なお、3 号機の方が、落下物等が多く、干渉物は多い。
迅速	燃料デブリ取り出しへの早期着手	準備工事の物量（工程）を評価し、燃料デブリ取り出しの早期着手の可能性を確認する。	燃料デブリ取り出しに向けた準備作業として、アーム型アクセス装置を設置するための X-6 ペネトレーション周りの線量低減（高線量の配管撤去等）が必要だが、慎重に進める必要があり、準備に時間がかかる見通しである。	燃料デブリ取り出しに向けた作業現場の整備が進んでおり、X-6 ペネトレーション周りの現場環境も最も整備されているものと考える。	燃料デブリ取り出しに向けた準備作業として、PCV 水位低下が必要。また、アーム型アクセス装置を設置するための X-6 ペネトレーション周りの線量低減も必要であり、準備に時間がかかる見通し。	2 号機が作業現場の整備が最も進んでおり、燃料デブリ取り出しに早期着手できると考える。
現場指向	作業性（現場状況、周辺工事への配慮	各号機の現場状況（プール内燃料取り出しへの影響等）、周辺工事との干渉等の影響が調整可能であり、また、作業時に発生する廃棄物についても配慮する。	・プール内燃料取り出し作業と干渉の懸念があるが、上下作業の調整を行うことで解消できると考える。 ・R/B 1 階の環境整備（線量低減、干渉物撤去等）作業と干渉の懸念がある。	・プール内燃料取り出し作業と干渉の懸念があるが、上下作業の調整を行うことで解消できると考える。 ・R/B 1 階の環境整備（線量低減、干渉物撤去等）が最も進んでおり、作業干渉の懸念が最も少ない。	・プール内燃料取り出し作業と干渉の懸念があるが、上下作業の調整を行うことで解消できると考える。なお、上下作業の調整期間は、プール内燃料取り出しが最も早く完了予定のため、一番短い。 ・R/B 1 階の環境整備（線量低減、干渉物撤去等）作業や PCV 内水位低下作業と干渉の懸念がある。	各号機ともにプール内燃料取り出し作業との作業干渉は上下作業の調整を行うことで解消できると考える。R/B 1 階の環境整備作業との干渉の観点からは、2 号機が最も干渉の懸念が少ない。

B．2　総合的な評価と提言

B．2．1　総合的な評価

「初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定」のために、「燃料デブリ取り出し方法」と、それを適用する「初号機」について、B．1 項の検討を元にした総合的な評価が必要と考える。また、中長期ロードマップに基づき、廃炉作業全体の最適化の観点から、燃料デブリ取り出しを、現場における他の工事等との調整も含め、全体最適化を目指した総合的な計画として検討を進めるべきである。さらに、福島第一原子力発電所の現場が不確実な状況の中で、過去に例のない燃料デブリ取り出し作業を初めて行うという特殊性を踏まえることが必要である。その上で、初号機の燃料デブリ取り出しから保管までの燃料デブリの取り扱いの経験や様々な情報を早期に得ることで、次の計画に反映（フィードバック）させることが期待できる。そのため、初号機及びその方法については、安全が確保された上で早期に確実性の高い方法を選択すべきである。

「燃料デブリ取り出し方法」

「燃料デブリ取り出し方法」としては、取り出しに伴うリスク増加を最小限に留めながら、「迅速」に小規模な取り出しを開始し、取り出し規模を拡大した取り出しや初号機以外での取り出しに向けた情報・経験などを「迅速」に得ることで、1～3 号機の燃料デブリ全体のリスクを低減する。具体的には、現場の状態は大きく変えずに、既存の安全システムの活用を基本として、現場適用の目処が立ちつつあるアーム型アクセス装置とそれを格納する気密性を有したエンクロージャ等を用い、把持、吸引といった方法から始めることで、「安全」、「確実」、「迅速」に実施できる可能性がある。なお、把持、吸引だけでなく、小規模な取り出しで燃料デブリの切削等を行う場合は、既存の安全システムの大幅な変更を行わない範囲で行う。また、取り出した後の収納・移送・保管方法としては、福島第一原子力発電所内に保管設備を整備し、取り出した燃料デブリを容器に収納の上、保管設備に移送し、容器を現場適用の目処が立ちつつある収納缶に入れ、乾式にて一時保管を行うことで、「安全」、「確実」、「迅速」に実施できる。

「初号機」

「初号機」としては、現場の状況（線量、既存の安全システムによる気密度）や PCV 内の情報の充足状況、プール内燃料取り出し作業と並行して行い得ること等を含めたサイト全体計画の状況を踏まえ、燃料デブリ取り出しを「安全」、「確実」、「迅速」に開始でき、燃料デブリ取り出し作業の情報・経験を得られるため、廃炉作業全体の最適化の観点からも 2 号機が適切である。初号機を 2 号機とすることで、「迅速」に 1～3 号機の燃料デブリ全体のリスクを低減できる。

このように、2 号機で、アーム型アクセス装置等により燃料デブリを取り出し、収納・移送・保管までの一連の作業を安全かつ確実に継続し、その後の展開に向けて必要な情報・経験を迅速に得ていく。

B．2．2　初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた提言

総合的な評価を踏まえ、初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた提言を以下に示す。

① 燃料デブリ取り出しは、現場の状態は大きく変えずに、既存の安全システムの活用を基本として、現場適用の目処が立ちつつあるアーム型アクセス装置とそれを格納する気密性を有したエンクロージャ等を用い、把持、吸引といった方法で小規模な取り出しから始める。

- 安全かつ確実に燃料デブリ取り出し作業を実施する観点からは、現場の状況が不確定な状況においては、現場の状態の変更につながる行為は極力抑えるべきである。その観点から、内部詳細調査で実績が得られる見通しである小規模な装置（アーム型アクセス装

置）による取り出しは、既設 X-6 ペネトレーションの拡張等は不要であり、既設設備への影響を極力抑えることが出来る。

- また、燃料デブリ取り出しの初期は、燃料デブリを加工しない把持、吸引といった方法から、小規模な取り出しから始めるべきである。これにより、加工による燃料デブリの飛散や臨界が起こる可能性を抑え、既設設備への影響を極力抑えることが出来る。
- 2 号機の PCV 底部には燃料集合体の一部も確認されており、何らかの形で燃料デブリが存在すると考えるが、グレーチング上にも燃料デブリ（堆積物等）が存在する可能性がある。それらの堆積物も燃料デブリの可能性があるものとし、取り出すことも検討するべきである。

② 取り出し作業を通じて得られた情報・経験を基に、燃料デブリの加工や干渉物撤去等の作業についても計画する。なお、小規模な取り出しで燃料デブリの切削等を行う場合は、既存の安全システムの大幅な変更を行わない範囲で行う。

- 安全かつ確実に燃料デブリ取り出し作業を実施する観点からは、現時点においては、現場の状態を極力変更せず、現有の安全システムで対応できる範囲での計画が妥当であると考える。その後、現場の状況を確認した上で、必要な措置を講じていくことが重要である。
- 燃料デブリの取り出しにおいては、2 号機の堆積物接触調査で把持が出来ない堆積物が存在したことから、ある段階で切削作業が必要となることは確実であり、その検討を実施するべきである。
- PCV 底部へのアクセス性が最も良いとされる 2 号機においても、ペデスタル内部にグレーチングや架台構造物等の干渉物があることが予想されている。よって、アーム型アクセス装置を用いた干渉物の撤去が必要となる可能性が高く、必要な機能を持った装置とするべきである。
- 燃料デブリの加工、干渉物撤去を見据えての安全設備の準備も必要であり、そのための安全評価を実施し、既存の安全システムの活用も視野に、検討、準備を進めるべきである。

③ 取り出した燃料デブリは、容器に収納の上、福島第一原子力発電所内の保管設備に移送し、容器を更に収納缶に入れ、乾式にて一時保管を行う。

- 取り出した燃料デブリを保管する施設・設備については、燃料デブリの性状を推定して設計することとなる。保管施設については、ステップ・バイ・ステップのアプローチで進めることとし、初号機の小規模取り出し用の保管設備は、燃料デブリの性状を保守的に推定し、安全上余裕のある設計により整備する。これにより、保管に関するデータ（水素発生量）を取得し、規模を拡大した取り出しや次の号機での取り出し用の保管施設の設計における安全性評価の高度化や合理化の検討に資することが妥当であると考える。
- 保管方法としては、高所へのつり下げ作業を伴わず（安全確保の観点から優れている）、汚染エリアを限定できる（廃棄物量削減の観点から優れている）ことから、乾式が妥当であり、そのための容器や収納缶についても開発が進められ現場適用の目処が立ちつつある。初号機の小規模取り出し用の保管設備も、同様の理由とその後の規模を拡大した取り出しや次の号機での取り出し用の保管施設の設計に有用なデータ取得の観点から、乾式での保管が妥当であると考える。
- 燃料デブリを分析施設へ移送することも踏まえた取扱設備が必要であり、それに見合う安全設備も必要である。
- 燃料デブリの保管に関しては、燃料デブリがこれまで PCV 内の一か所にあったものが、保管設備にも分散して保管されることになることから、核燃料の扱いとして、許認可や

保障措置等の協議や地元や社会の理解を得ることを燃料デブリの取り出し開始までに実施する必要がある。

④ 「初号機」は、廃炉作業全体の最適化等の観点から 2 号機が適切である。2 号機で、燃料デブリを取り出し、収納・移送・保管までの一連の作業を継続し、その後の展開に向けて必要な情報・経験を得ていく。ただし、取り出し開始までに適宜ホールドポイントを設け、妥当性を確認しながら進める。

- 「安全」かつ「確実」に、燃料デブリ取り出しを早期に開始でき、燃料デブリ取り出し作業の情報・経験を「迅速」に得られ、「迅速」に 1～3 号機の燃料デブリ全体のリスクを低減できる、かつ、上下作業の配慮を行うことでプール内燃料取り出しと燃料デブリ取り出しを同時に実施できる 2 号機が廃炉作業全体の最適化の観点から初号機として適切であると考える。
- 2 号機で、燃料デブリを取り出した上で収納・移送・保管までの一連の作業を継続し、その後の作業の展開に向けて必要なシステムの有効性や内部状況の確認などを迅速に行う。また、小規模な取り出しは、遠隔操作にて継続的に燃料デブリを取り出すことになるが、メンテナンス等も含めた取り出しオペレーションの経験は規模を拡大した取り出しの合理的な検討に役立てることが期待される。
- 初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けては、内部調査等を通じて明らかになった課題への対応策を踏まえた作業工程の精査や、プール内燃料取り出しの方法確定を踏まえた作業干渉の精査を行うことが適切である。

⑤ 取り出し規模の拡大や初号機以外の号機での取り出しについては、線量低減、水位低下、敷地確保などの現場環境整備・内部調査・研究開発を引き続き実施し、初号機の燃料デブリ取り出しを通じて得られる情報・経験を基に、新たな安全システム・取り出し・保管設備等の検討及び安全性・現場適用性の評価等のエンジニアリングを進め、収納・移送・保管方法を含め、その方法を確定する。

- 「初号機」の「燃料デブリ取り出し方法」については、上記の通り、2 号機の既設 X-6 ペネトレーションから小規模な装置を用いて、把持・吸引といった方法から開始することを提言としているが、燃料デブリ取り出し方針に基づき、取り出しを進めながら徐々に得られる情報・経験に基づき、段階的に取り出し規模を拡大するべきである。また、初号機以外の号機での取り出しについても検討を進めるべきである。
- 一方で、規模を拡大した取り出しについては、現場の状況を大きく変更することになり、安全設備も相応の準備が必要となる。また、既設設備の改造等により、閉じ込め性などの現状の現場状況を変化させるものとなる。よって、「初号機」の燃料デブリ取り出しの情報や経験を確実にフィードバックさせることが重要であり、それらの情報を基に、安全確保を踏まえた取り出し規模の拡大に関する検討を行うべきある。
- 規模を拡大した取り出しは、取り出し規模のみならず、R/B 周辺の作業規模も大きくなるため、他作業との調整の必要性が増すとともに、燃料デブリ取り出し作業時の汚染水対策、燃料デブリ取り出しに伴う廃棄物対策など、他作業との連携の必要性も増してくる。また、保管施設などのために安定的に利用できる敷地の必要性も増してくる。このため、廃炉作業全体の最適化の観点から燃料デブリ取り出し作業を検討する活動・体制を強化すべきである。

C. 確定以後の取組

C. 1 初号機の燃料デブリ取り出し開始に向けた取組

（1）取り出し開始までのホールドポイントの設定

「初号機の燃料デブリ取り出しの開始」は中長期ロードマップにおいて、2021 年内となっており、それに向けて、「初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定」の提言に沿った形で検討を進めるべきである。

具体的には、東京電力が主体的に進めるエンジニアリングの中で、現場適用に至るまでの工程、作業内容と、その管理要領の具体化及び実現のための体制を明確にし、プロジェクト活動を継続していくことが必要である。プロジェクト活動における「初号機の燃料デブリ取り出し開始」前までの実施設計においては、以下の要素を踏まえて、ホールドポイントを適切に設定する必要がある。

- 内部詳細調査結果（装置、アクセス性の検証）
- 現場環境改善結果（線量低減状況等）
- 小規模な取り出し装置の現場適用の確認（モックアップ終了時）
- 安全システムの改造内容に関する検討結果（安全評価含む）
- 保管設備（一時保管、規模を拡大した保管計画）に関する検討結果
- 体制の構築、作業員他の確保
- 許認可申請・認可
- 保障措置に関する関係機関調整
- プール内燃料取り出しとの同時作業成立性　等

初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けては、内部調査等を通じて明らかになった以下の課題への検討結果を踏まえた作業工程の精査や、プール内燃料取り出しの方法の検討状況を踏まえた作業干渉の精査を行うことに留意する必要がある。

- 内部調査の結果、燃料デブリへのアクセスルート上に干渉物が存在し、干渉物撤去の際のダスト飛散対策の強化が必要であることが明らかとなっている。このため、干渉物撤去の際の放射性物質の飛散防止の強化も踏まえた干渉物撤去方法を検討の上、燃料デブリ取り出し開始に向けた作業工程の具体化・精査を進めるべきである。
- 内部調査、研究開発と予備エンジニアリングを通じて、エンクロージャの据え付け作業等において、有人による多くの現場作業が必要なことが明らかとなっている。このため、作業現場となる原子炉建屋 1 階の現場線量（約 5mSv/h）の更なる低減策を検討の上、燃料デブリ取り出し開始に向けた作業工程の具体化・精査を進めるべきである。
- 2 号機のオペレーティングフロア調査の結果、線量が低減している傾向が確認され、オペレーティングフロア内でも限定的な作業であれば実施できる見通しであり、プール内燃料取り出しについて、ダスト飛散リスクを更に低減する工法含め、複数のプランが検討されている。このため、プール内燃料取り出し方法の検討状況を踏まえ、プール内燃料取り出しと燃料デブリ取り出し作業について、準備工事含めて同時に実施しうるか作業干渉の精査を進めるべきである。

また、初号機の燃料デブリ取り出し開始に向け、2018 年 7 月に、東京電力は今後の内部調査の計画を公表している。2 号機では、以下のような①堆積物の接触調査、②堆積物の分布状況調査(少量サンプリング含む)を実施し、③取得量を増やしたサンプリングを検討するとしており、それぞれの状況と目的は以下のとおりである。

① 堆積物の接触調査は 2019 年 2 月に実施している。この目的は、堆積物に接触し、その状態の変化を確認することであり、燃料デブリと思われる堆積物を把持により動かせること等が確認されている。
② 堆積物の分布状況調査(少量サンプリング含む)は今後実施予定であり、初号機の燃料デブリ取り出し開始前に実施することが適切である。この目的は、ア）アーム型アクセス装置の PCV 内へのアクセス性の確認、イ）分析による燃料デブリの性状把握である。
③ 取得量を増やしたサンプリングの実施について現在検討中である。この目的は、a）取り出し作業の成立性の確認、b）取得量を増やした分析による燃料デブリの性状把握である。

初号機の燃料デブリ取り出しは、③の a)を確認後に実施する予定であったが、これは①、②で確認できる見通しを得ている。小規模な取り出しは、把持、吸引から開始することに加え、同じ装置で取得量を増やしたサンプリングを実施し、燃料デブリ切削等に必要なデータを得られる見通しが得られたことから、③と一体的に実施することが可能であり、かつ、これにより作業員被ばく・廃棄物削減が可能である。したがって、初号機の燃料デブリ取り出しと③は一体的に実施する計画に見直すことが適切である。

図 A7-12 にそれらを踏まえた道筋（案）を示す。

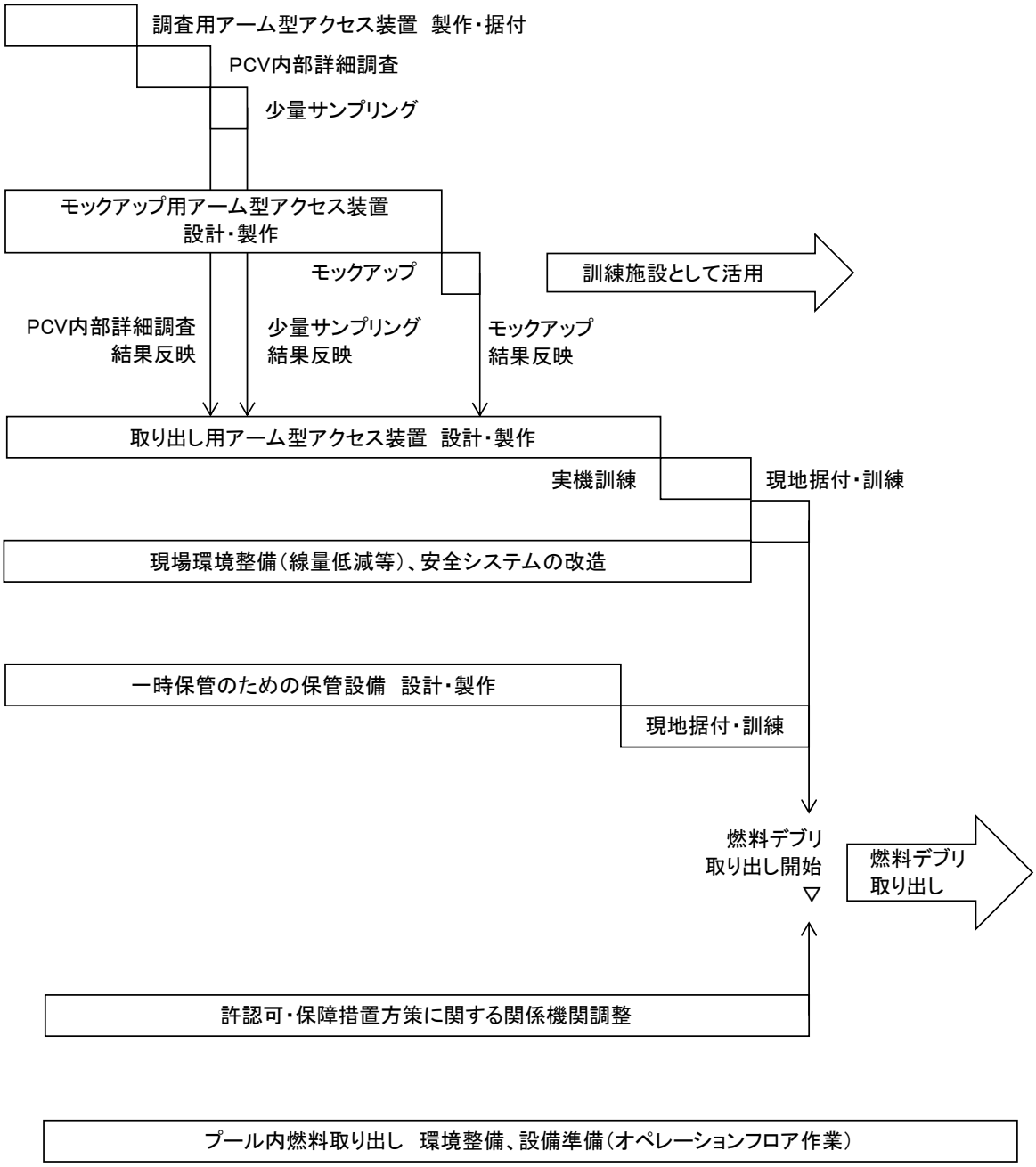


図 A7-12 「初号機の燃料デブリ取り出し」に向けての道筋（案）

（2）小規模な取り出しの継続的な実施について

小規模な取り出しにおいては、2 号機の PCV 底部の燃料デブリを取り出すために、グレーチング等の干渉物の撤去等の作業を進めていくことになり、今後、現場の状況に応じて取り出しのシナリオを構築していく必要がある。基本的には、現場の状況を確認次第、更新されていくものであるが、現状の例として図 A7-13 に示すようなシナリオを構築する必要がある。

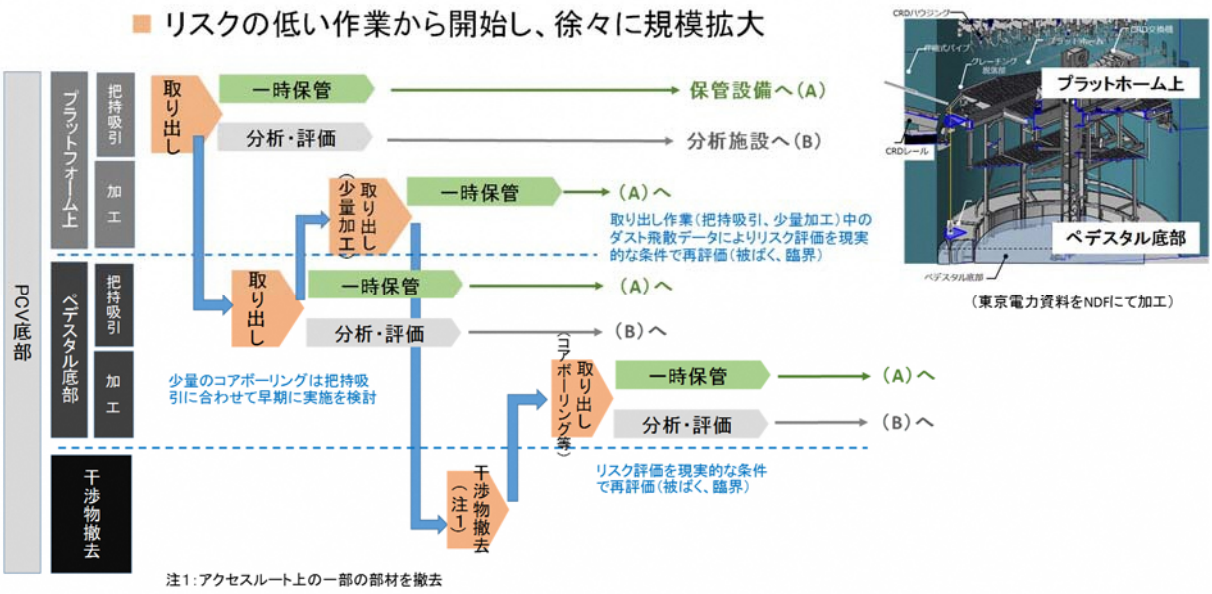


図 A7-13　　小規模な取り出しにおける取り出しのシナリオ（案）

なお、取り出しの初期段階では干渉物撤去等の作業も行われることから、小規模な取り出しは、燃料デブリ取り出しそのものに加え、調査・サンプリング、干渉物撤去作業が、一体となって行われることとなる。

燃料デブリ取り出しの継続に関しては、上記のようなシナリオや、保守点検といった計画も必要であり、具体的な作業計画を検討する必要がある。また、それらの計画については、作業開始後の状況に合わせ、柔軟に見直し、常に更新していくことにも留意する必要がある。

（3）小規模な取り出しでの入手情報等と規模を拡大した取り出しへの移行

小規模な取り出しにおいて得られる以下の情報等については、規模を拡大した取り出しの計画や、現場状況や作業等の合理化等の検討に反映することが期待される。

① 小規模な取り出しの段階での装置・設備と安全システムの検証
- 取り出し装置設置確認、稼働状況（技術検証含む）
- 計測設備検証
- 取り出し治具効率、保管までのスループット
- 装置メンテナンス状況（フィルタ交換頻度、被ばく状況等）
- 取り出し装置、作業環境の汚染状況（変化）
- PCV 内、R/B、周辺エリア環境（安全関係）の状況（変化）

② 燃料デブリ取り出し作業を習熟するプロセスの検証
- 長期に渡る取り出し作業のための運転員（分析員等も含む）の育成、確保及び取り出し作業の習熟

③　規模を拡大した取り出し時の検討に関わるデータ取得
（燃料デブリ組成、周辺環境への影響、保管・輸送に関するデータ等）

- 燃料デブリの PCV 内分布状況
- 取り出しに係るデブリの性状（硬さ等）、形状
- PCV 内状況（線量、構造物（干渉物）物量・状況等）
- R/B、周辺エリア状況（線量、構造物（干渉物）物量・状況等）
- 取り出したデブリの性状、形状、組成等
- 取り出し時のダスト移行率確認
- 水切り、水素発生状況等
- 周辺への影響に関する確認（取り出しによる建屋地下階、水処理設備への移行の分析）

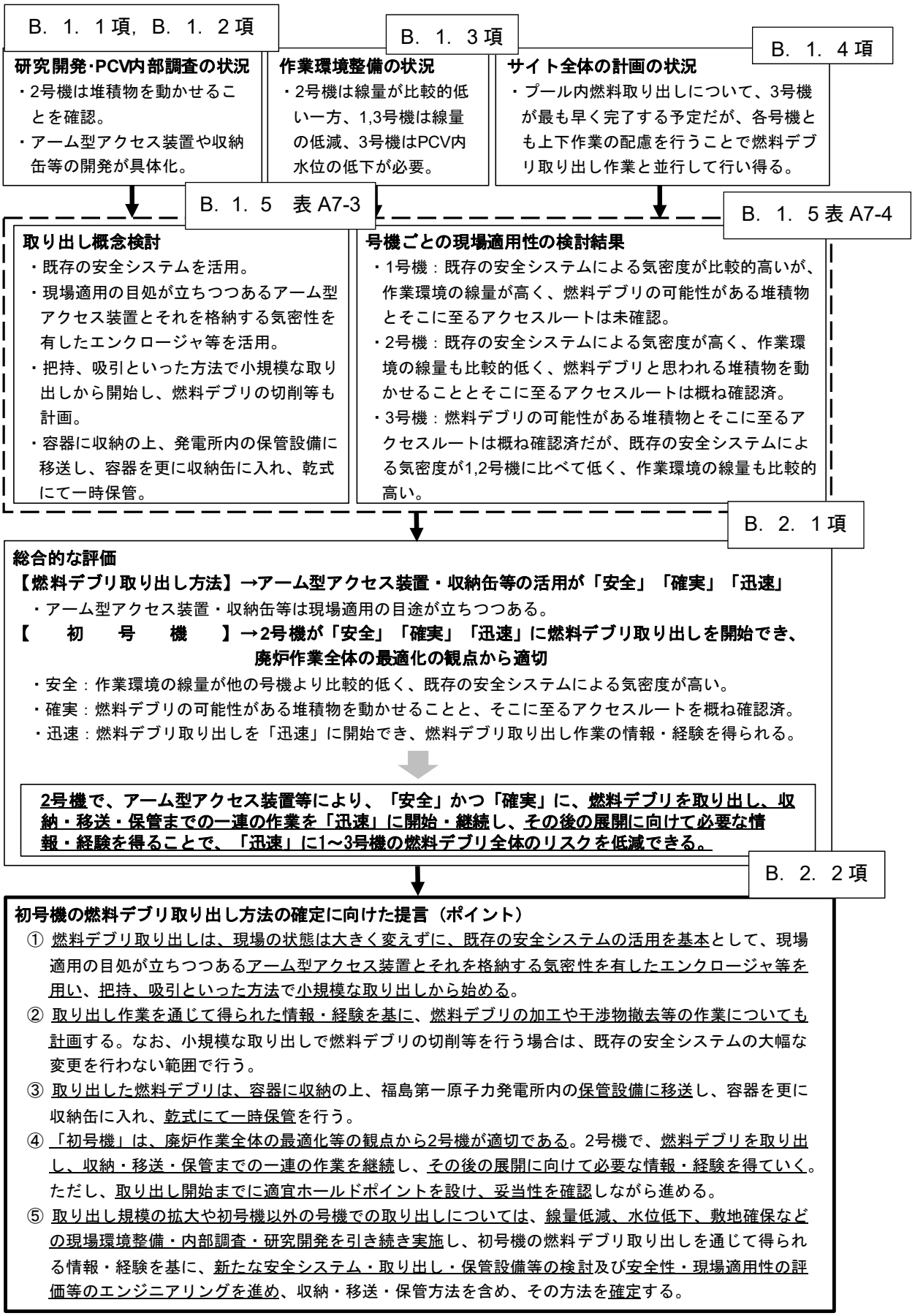
これらの情報をどのような段階でどの程度のレベルで入手すべきか、また、どの段階で次のステップに移行できるか等、小規模な取り出しの作業における効率や設備寿命等も踏まえ、今後も検討していく必要がある。

C．2　取り出し規模の拡大や初号機以外の号機での取り出しに向けた取組

現場の状態は大きく変えずに、既存の安全システムの活用を基本として小規模な取り出しを行い、そこから得られた情報・経験などの新たな知見を踏まえて、取り出し規模の拡大や初号機以外の号機での取り出しをしていくこととなる。そのためには、安全システムの概念検討等を踏まえた現場適用性の検討、安全システムの必要十分性を確認する評価（安全評価）に必要な放射性飛散微粒子の飛散率等の情報整備、線量低減・水位低下・敷地確保などの現場環境整備、PCV・RPV 内の更なる状況把握、燃料デブリ取り出し作業（干渉物撤去を含む）を効率化する技術、燃料デブリ取り出し作業時の放射性飛散微粒子の拡散を低減する技術、燃料デブリと廃棄物との仕分けの検討、燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発などが必要である。

このため、取り出し規模の拡大や初号機以外の号機での取り出しについては、現場環境整備・内部調査・研究開発を引き続き実施し、初号機の燃料デブリ取り出しを通じて得られる情報・経験を基に、新たな安全システム・取り出し・保管設備等の検討及び現場適用性の評価等のエンジニアリングを進め、収納・移送・保管方法を含め、その方法を確定する必要がある。また、燃料デブリ取り出しは他の作業と並行して実施されることから、廃炉作業全体の状況に合わせ作業計画を見直していくことが必要である。特に、今後本格化する燃料デブリ取り出しを安全かつ円滑に実施するためには、安定的に利用できるエリアの確保による余裕を持った敷地の利活用が大きな課題となる。

なお、初号機の燃料デブリ取り出しが途上であっても、他の号機での取り出しの準備が整えば、他の号機での取り出しを開始するなど、廃炉作業全体の最適化の観点から、燃料デブリ取り出しの進め方は柔軟に検討すべきである。



参考図　戦略的提案の検討の流れ（戦略プラン　図 6 に本添付資料の対応項番を追記）

1.1　目的

福島第一原子力発電所(以下「１F」という)の廃炉を安全かつ着実に進めることが最優先の課題であり、可能な限り速やかな廃炉を実現していくことが必要である。廃炉を安全かつ確実に進めるためには、燃料デブリの分析及び現場状況調査を実施することで現状及び何が起きたのかを理解することが重要である。分析・調査から得られる結果を反映させる先としては、廃炉をはじめとして以下の 3 つと考えられる。

① 燃料デブリ等の分析・調査は、廃炉の工程上行うべきもの、すなわち、取り出し工法、保障措置、保管管理、処理・処分を通して、「廃炉の完遂」に直接的に役立たせるために実施する。
② 燃料デブリ等の分析・調査に代表される事故履歴調査を行い、1F 事故の原因を究明し、海外および後世へ伝えていくことで「廃炉の完遂」へ寄与するために実施する。
③ 燃料デブリ等の分析・調査の副産物として、事故進展解析コード、緊急時対応および設備等の向上も行われ、発電用原子炉の安全性向上に間接的に貢献することもできる。

図 A8-1 に分析・調査と廃炉、事故原因の究明、及び安全性研究の関係を示す。分析・調査を行うことで得られた情報が将来の「1F の廃炉」に直接的に役立つことはもちろんであり、事故履歴調査の一部を担うことにもなる。過去に生じた事故の履歴調査から得られた情報を十分に咀嚼、検討、考察することで「現象理解」が進むことになる。現象を理解したことによる知見から「事故原因の究明」及び「廃炉」へ貢献するとともに、事故進展解析コード、緊急時対応および設備等の向上も行われ、間接的には「原子力に関する安全性向上」にも資することになる。

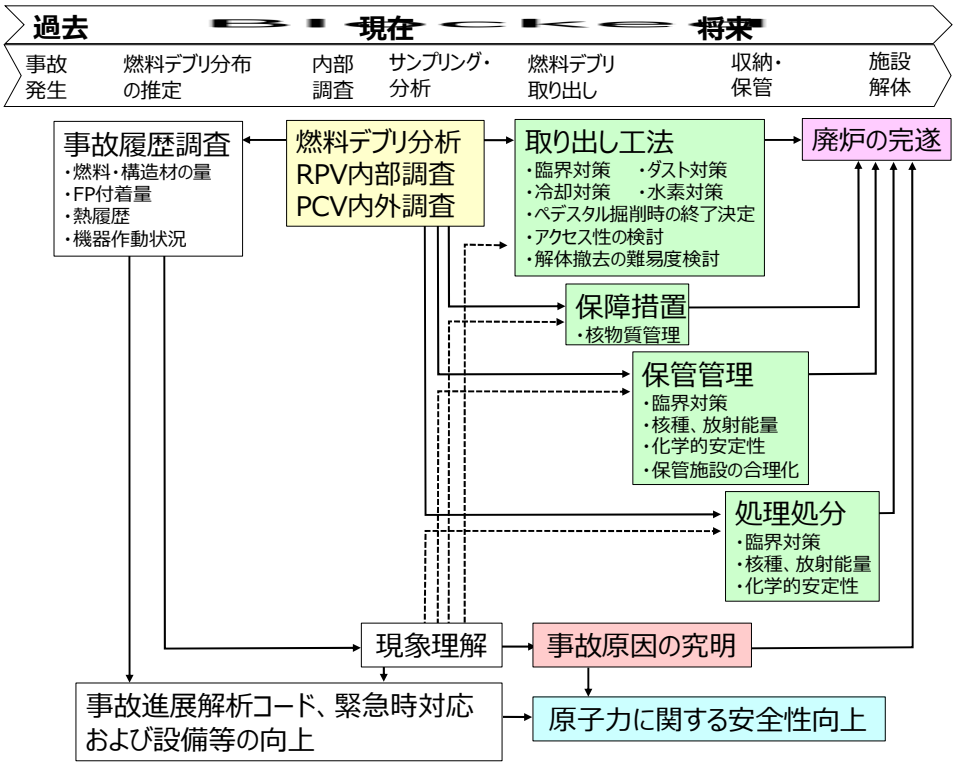


図 A8-1　分析・調査結果の反映先とその関係

1.2　1F における事故全体像解明の困難性

1F の事故では、3 つの原子炉が炉心損傷、燃料溶融を生じ、内包していた FP を環境中へ放出させることになった。沸騰水型原子炉(BWR)の炉型では世界初となる。BWR は、RPV 内での冷

却水の流路確保、気水分離器の支持のため、炉心シュラウド、燃料支持金具等の炉心支持構造物が含まれている。 被覆管材料であるジルカロイ合金はステンレス鋼と共晶反応により融点が降下するとされている[68,69]。また、制御棒も中性子吸収材として、炭化ホウ素(B_4C)を使用しており、周囲のステンレス鋼やジルカロイ合金と固溶して融点が降下するとの報告がある[70]。融点の降下は、各元素の混合割合に依存するため、炉内の部位によって異なる上、事故当時はサイト内が停電していたため、RPV フランジや RPV 底部ヘッド等の各部位に取り付けられていた温度計の記録が存在しない。これらの要因により、事故時の状況把握、燃料の溶融・混合状態の把握が困難になっている。

事故の収束に向けた対応として、消防車による注水が行われたが、外部から RPV 内部までの注水経路上に多くの分岐、電磁弁、ポンプ等があり、実際に RPV 内部へ到達した注水量、注水が到達した時期については明瞭には分かっていない。注水においても、淡水に加え、海水が使用されていたため、海水塩(NaCl)の影響が懸念されている。NaCl は水溶性であるため、その後の注水・浄化により、多くは RPV 内に残存していないと思われるが、一部が燃料デブリ内に内包されていることも考えられる。Cl を含む環境では、ステンレス鋼の酸化皮膜にピット(孔食)を生じ、応力腐食割れ等の劣化事象を誘発させることから、今後の保管に影響を及ぼすことも懸念される。

上述のように、1F の事故では、過酷事故において前例のない炉型、構造の複雑さ、溶融挙動、事故時データの不足、収束対応の特殊性等から、燃料デブリの組成、性状および機器の作動状況を把握・評価することが極めて困難である。廃止措置を安全、確実に実施するため、燃料デブリの分析及び現場状況調査を行い、1F で起きた事象及び現在の状況を正しく理解することが重要である。

2. 燃料デブリの分析項目

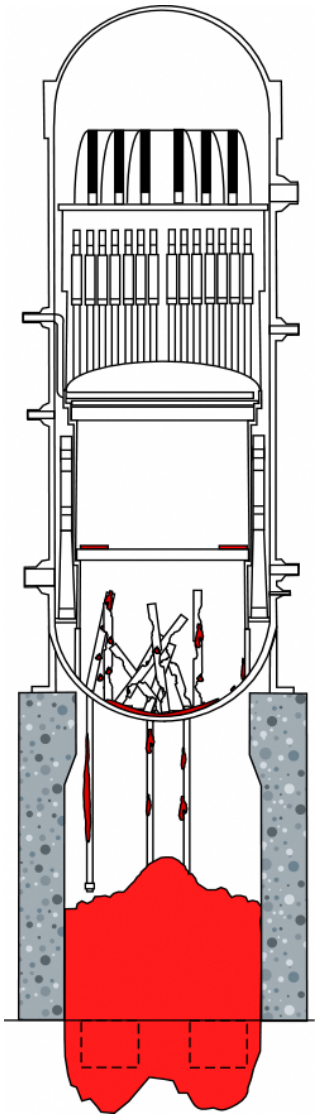
沸騰水型原子炉は、大きく分類すると、核分裂により熱を生じる燃料集合体、中性子を吸収する制御棒、中性子を減速するとともに除熱を行う水、原子炉の構造を構成する構造材料の成分から成り立っている。事故時には、水が蒸気となって反応あるいは排出されたため、残りの 3 つの成分が溶融、混合、固化している。このため、炉心、RPV 底部、CRD ハウジング、PCV ペデスタル床上と下方に流れ落ちていくに伴い、周囲の構造材料を巻き込み核燃料や FP の含有率が相対的に低下していくと考えられる。以下の２．１から２．３までに主な分析項目を列挙している。臨界管理や保障措置に反映させる必要があることから、基本的には燃料成分、中性子吸収断面積の大きい成分、燃料成分の同位体比率等に重点を置いて測定することになる。その他、廃棄物管理上、ガンマ線が強く半減期が約 30 年の Cs-137 も放射能量を測定する必要がある。いくつかの FP については、分析の優先度を下げる必要もある。これは、FP のうち、核種によっては含有率が元々1%未満であり、過酷事故時に構造材料を巻き込んだこと、サンプル分析までに時間を費やしたために減衰してさらに含有率が低下し、検出限界置(ND)以下となる場合が想定されるためである。含有量が低い核種については、その核種の持つ重要度、得られた結果の反映先、インベントリ、採取場所による希釈度等から総合的に検討し、分析の優先度を決める必要がある。

2.1 １号機の燃料デブリにおける分析項目

1 号機においては 400 体の燃料集合体が炉心に装荷されており、燃料集合体 1 体の質量を約 300kg とすると、その中に含まれるインベントリ[71]から、U および Pu の含有率は、U : 55.4mass%及び Pu : 0.4mass%となる。 燃料が溶融し、制御棒、ステンレス鋼等の燃料以外の成分の混入に

[68] 核燃料工学－現状と展望，社団法人 日本原子力学会, (1993).
[69] 実務テキストシリーズ No.3 軽水炉燃料のふるまい, (財)原子力安全研究協会, (2008).
[70] T. Hastea et. al., “Study of boron behavior in the primary circuit of water reactors under severe accident conditions: A comparison of Phebus FPT3 results with other recent integral and separate effect data”, Nuclear Engineering and Design, 246 (2014).
[71] 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 (2018).

伴い、含有率は相対的に低下することになる。図 A8-2 に 1 号機の燃料デブリにおける分析により確認する主な項目を示す。



(1)RPV 底部の燃料デブリ
・RPV 底部に固着している少量の燃料デブリの燃料成分、化学形の確認。
・U、Pu の同位体比率の確認。
・密度及び粒子径。
・ホウ化物相の有無を確認(硬度増加の可能性)。
・CRGT、CRD ハウジング内の燃料デブリ付着・侵入量の確認。

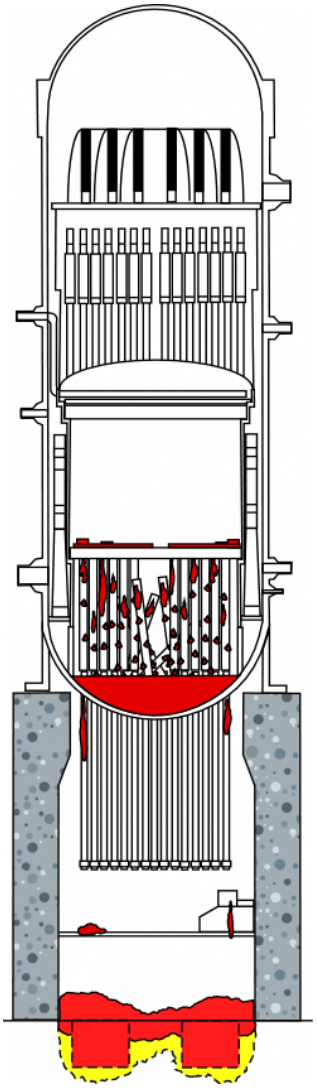
(2)ペデスタル底部の燃料デブリ
・燃料集合体(U、Pu、Gd、Zr)、制御棒(B、C、Fe、Cr、Ni)、構造材(Fe、Cr、Ni)の成分を位置ごとに確認。
・U、Pu の同位体比率の確認。
・密度及び粒子径。
・ホウ化物相の有無を確認(硬度増加の可能性)。
・コンクリート成分(Ca、Si 等)の確認。
・MCCI による浸食深さの確認。

(3)その他
・海水注入の影響(Na、Mg、Cl)の残存の有無の確認。
・Cs-137、Cs-134 の付着・残存形態と残存量の確認。
・U の酸化度(経年変化度)の確認。
・インベントリ量から ND となる可能性の高い核種は、分析の是非を要検討。
・廃棄物の保管・処理・処分に関する核種は第 3 期で検討。

図 A8-2　1 号機の燃料デブリにおいて分析により確認する事項

2.2 2 号機の燃料デブリにおける分析項目

2 号機においては 548 体の燃料集合体が炉心に装荷されており、燃料集合体 1 体の質量を約 300kg とすると、その中に含まれるインベントリから、U および Pu の含有率は、U : 55.4mass%及び Pu : 0.4mass%となる。 燃料が溶融し、制御棒、ステンレス鋼等の燃料以外の成分の混入に伴い、含有率は相対的に低下することになるが、事故時に RCIC が 3 日間作動していたことから、1 号機、3 号機よりも除熱が進んでおり、RPV 内では未溶融の燃料が残存している可能性が指摘されている。図 A8-3 に 2 号機の燃料デブリにおける分析により確認する主な項目を示す。



(1)RPV 底部の燃料デブリ
- ・燃料集合体(U、Pu、Gd、Zr)、制御棒(B、C、Fe、Cr、Ni)、構造材(Fe、Cr、Ni)の成分を位置ごとに確認。
- ・U、Pu の同位体比率の確認。
- ・密度及び粒子径。
- ・ホウ化物相の有無を確認(硬度増加の可能性)。
- ・未溶融燃料中の FP 核種の有無、量を確認。
- ・CRGT、CRD ハウジング内の燃料デブリ付着・侵入量の確認。

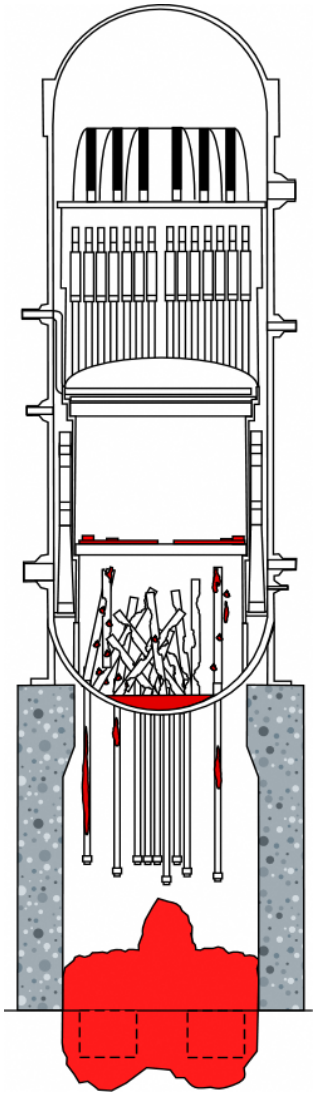
(2)ペデスタル底部の燃料デブリ
- ・燃料集合体、制御棒、構造材の成分を確認(燃料成分は 10%以下の可能性)。
- ・U、Pu の同位体比率の確認。
- ・密度及び粒子径。
- ・コンクリート成分(Ca、Si 等)の確認。
- ・グレーチング上の落下物の成分の確認。
- ・落下している上部タイプレートの装荷位置と落下経路の確認。
- ・ドレンサンプピットへの燃料デブリの侵入確認。
- ・MCCI による浸食深さの確認。

(3)その他、共通事項
- ・海水注入の影響(Na、Mg、Cl)の残存の有無を確認。
- ・Cs-137、Cs-134 の付着・残存形態と残存量を確認。
- ・U の酸化度(経年変化度)の確認。
- ・インベントリ量から ND となる可能性の高い核種は、分析の是非を要検討。
- ・廃棄物の保管・処理・処分に関する核種は第 3 期で検討。

図 A8-3　2 号機の燃料デブリにおいて分析により確認する事項

2.3 3 号機の燃料デブリにおける分析項目

3 号機においては 2 号機と同様に 548 体の燃料集合体が炉心に装荷されており、その中のインベントリから U および Pu の含有率は、U : 55.4mass%、Pu : 0.4mass%となる。1 号機と同じく、制御棒、ステンレス鋼等の混入に伴い、含有率が低下することになる。なお、MOX 燃料が 32 体装荷されていたが、インベントリ評価からは 2 号機とほぼ同じ Pu 濃度であった。



(1)RPV 底部の燃料デブリ
- 燃料集合体(U、Pu、Gd、Zr)、制御棒(B、C、Fe、Cr、Ni)、構造材(Fe、Cr、Ni)の成分を位置ごとに確認。
- U、Pu の同位体比率の確認。
- 密度及び粒子径。
- ホウ化物相の有無を確認(硬度増加の可能性)。
- CRGT、CRD ハウジング内の燃料デブリ付着・侵入量の確認。

(2)ペデスタル底部の燃料デブリ
- 燃料集合体、制御棒、構造材の成分を確認。
- U、Pu の同位体比率の確認。
- 密度及び粒子径。
- 中央部の盛り上がり部の確認(CRD 交換機?)。
- ホウ化物相の有無を確認(硬度増加の可能性)。
- コンクリート成分(Ca、Si 等)の確認。
- MCCI による浸食深さの確認。

(3)その他
- 海水注入の影響(Na、Mg、Cl)の残存の有無の確認。
- Cs-137、Cs-134 の付着・残存形態と残存量の確認。
- U の酸化度(経年変化度)の確認。
- インベントリ量から ND となる可能性の高い核種は、分析の是非を要検討。
- 廃棄物の保管・処理・処分に関する核種は第 3 期で検討。

図 A8-4　3 号機の燃料デブリにおいて分析により確認する事項

2.4 サンプルの代表性

一般的に分析結果の代表性を向上させるためには、サンプル数を多く採取し、標準偏差を小さくすることが行われる。しかしながら、サンプル数を多くすると、その数だけ分析しなければならず、時間・手間・経費を要して工程が遅延すること、タイムリーに分析結果が出てこないことが懸念される。

図 A8-5 に燃料デブリの組成の概念図を示す。燃料デブリは、溶融燃料が構造物を巻き込んで流れ落ちて拡大したものである。それぞれの位置、温度、反応過程に依存して、含有成分の濃度がシームレスで変化し、全体として不均質となっていることが想定される。特に、ペデスタル底部

を境界としてコンクリート成分が含まれ、組成が大きく変わることになる。このため、サンプル数を増やしても標準偏差は低下しない。

分析結果はサンプル採取場所における固有の組成・物性を示すものであり、分析結果と位置情報を合わせて、総合的に判断することが重要である。位置情報を合わせた燃料デブリ分析の結果を過酷事故解析コード、臨界評価等と組み合わせることで、取り出し、保管時の安全性を評価するとともに、装置仕様の最適化を図ることが望ましい。

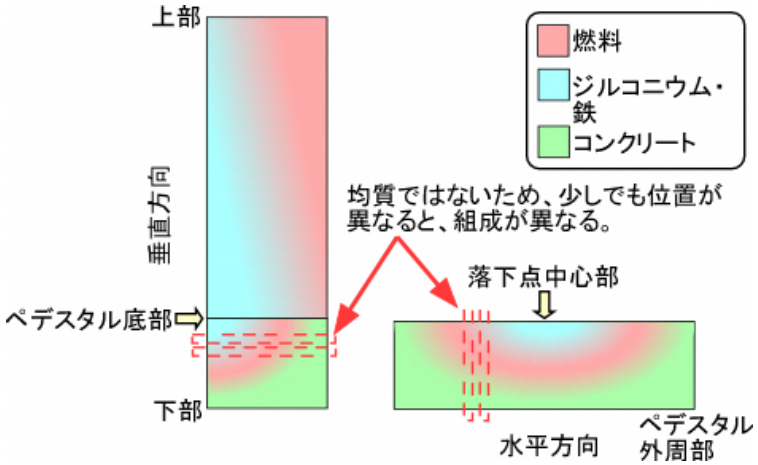


図 A8-5　燃料デブリ組成のイメージ図

チェルノブイリ原子力発電所 4 号機における燃料デブリ分布及び化学組成を、それぞれ図 A8-6 及び表 A8 に示す[72]。チェルノブイリ原子力発電所 4 号機では、燃料デブリを採取した水平方向、垂直方向に応じて、Black FCM、Brown FCM、それぞれの混合体に変化している。FCM 中の化学組成も幅を有しており、均質ではない。

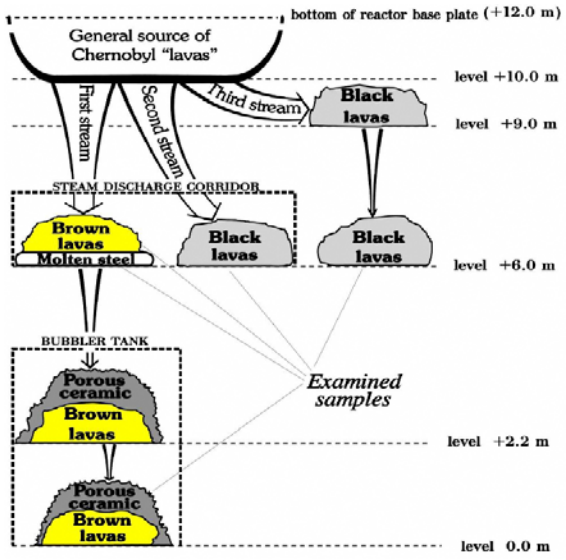


図 A8-6　チェルノブイリ原子力発電所 4 号機における燃料デブリ分布 [67]

[72] B. Burakov, "Study of Chernobyl "lava", corium and hot particles: experience of V.G. Khlopin Radium Institute (KRI)", 第 2 回福島第一廃炉国際フォーラム Day2 資料, (2017).

表 A8　チェルノブイリ原子力発電所 4 号機における燃料デブリの化学組成 [67]

Type of "lava"	Element content, wt. %							
	U	Zr	Na	Fe	Mg	Ca	Si	Al
Black	4 - 5	2 - 6	2 - 10	0.3 - 6	1 - 5	3 - 13	19 - 36	3 - 8
Brown	8 - 7	5 - 6	4	1 - 2	4	5	31 - 33	4

3. 廃炉および事故過程解明のための調査

3.1 調査の進め方

燃料の損傷に伴い事故が進展したという過程をふまえると、前節で記載した燃料デブリの分析が事故原因の究明の観点で特に重要であるが、融ける、固まる、壊れる、落ちるといった事故進展の結果として現れる事故の痕跡は、RPV、PCV 及び原子炉建屋に残されており、事故原因の究明のためにはそれらの情報も取得していく必要がある。

痕跡の多くは、デブリを取り出すなどの廃炉作業への直接のインプット、すなわち、「どこに何があるか」、「事故前からどのように変化しているか」、「どの程度の放射線量があるか」としても活用できるものであることから、「廃炉のために行う調査」の対象と重なるところが多く、両方の観点から、調査を合理的に進めていくことが望ましい。

ただし、計画的に実施された実験と異なり、事故原因究明のために実施すべき調査として抽出したものの一部には、たとえその重要性が高いものであっても、廃炉工程、人的リソース、費用等へのインパクトが大きく実現が困難なものもある。従って、「事故原因究明のための調査」については、その実現性をふまえた上で、計画的に実施していく必要がある。

そこで、事故原因究明のための調査を以下の 5 つに分類する。

① 検討のための材料がすでにあり、知恵を使えば良いもの
　➡既に調査が終了している。
② 廃炉のための調査として類似の計画があり、それを拡張する形で試料を採取して、知恵を使って解決するもの
　➡現時点で調査計画が進行中で、その拡張が比較的容易である。拡張に要する技術開発、予算負担が小さい。
③ 現状の廃炉工程に計画がなく、調査期間の設定、人的リソースや費用の確保、技術的課題の解決など、ゼロから立案する必要のあるもの
　➡目的、リソース、調査手法(高線量対策)等の確立が優先される。
④ 廃炉スケジュール上、ここ 10 年のスパンでは調査が計画されていないもの
　➡現時点で具体的な調査計画がなく、経年劣化と事故影響の判別が困難になるため、早期の調査実施が望ましい。
⑤ 知恵を使った検討を検証するための実験
　➡実験であるため、事故履歴の調査では対象外。

添付資料 9　液相部と汚染水低減について（原子炉建屋周りの水バランス）

液相部の閉じ込め機能は、気相部と同様に公衆の被ばく影響を低減するために原子炉建屋内から管理されていない放射性物質の放出を制限するための放射性物質の閉じ込めが求められる。

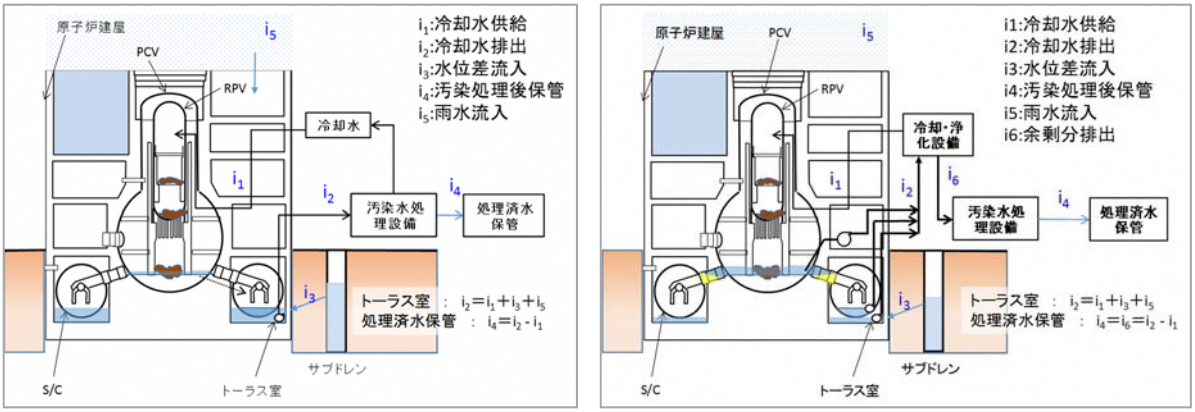
しかし、液体を静的に閉じ込める PCV や原子炉建屋（トーラス室）には、貫通部の存在や震災による破損も確認されていることから、完全な静的な閉じ込めは困難であるため、地下水との水位差を維持して、原子炉建屋側から原子炉建屋外の土壌側への放射性物質を含んだ汚染水の流出を防止することで閉じ込めを維持する計画としている。

なお、地下水水位と原子炉建屋内水位の差により原子炉建屋に流入する地下水は、トーラス室で PCV 内から流れ出た冷却水と混合して汚染水として計画的に排出され処理、保管されるが、可能な限り汚染水の発生量は減らすことが望ましい。図 A9-1 に原子炉建屋を中心とした水のマスバランスの現在の状態及び水循環システムを構築した場合の将来の状態を示す。水のマスバランスの観点から汚染水発生量低減の対策としては以下が考えられる。

① 地下水流入量低減の観点
原子炉建屋への雨水侵入対策及び適切な地下水位の設定が重要。

② 汚染水発生量低減の観点
PCV 冷却水量の低減や PCV 下部の止水施工（実施の可否含む）と組み合わせた PCV 内部（ドライウェル部(D/W)）の水位設定や PCV 冷却水直接回収システムの構築により、トーラス室に流出する PCV 冷却水の低減による汚染水量の低減。

今後、事業者のエンジニアリングにおける燃料デブリ取り出し方法の詳細検討の中で、PCV 内水位設定の考え方、止水の可否及び PCV（D/W 部）からの冷却水直接回収システム等、具体化していく必要がある。



（現状）　　（システム構築後のイメージ）

図 A9-1　原子炉建屋周りの水バランス

添付資料 10　燃料デブリ取り出し時の PCV 底部の水位レベルの考察

水中ポンプの設置等により水位制御が可能なことを前提として、PCV 底部の燃料デブリ取り出し時の水位レベルについて、下記のケースに分けて図解する（図 A10-1）。図の 1 段目は現状、2 段目はベント管内に止水材を注入して止水を実施した場合（ベント管止水）、3 段目は S/C 内に高流動コンクリートを充填してダウンカマー先端を埋設することにより止水を実施した場合（ダウンカマー止水）、4 段目は止水を実施しない場合の想定図である。燃料デブリ取り出し時の耐震性の観点からは S/C 内水位を低く維持した方が望ましいことから、各号機ともに止水を実施しない場合はベント管付け根部まで PCV 内水位を低下させることにより、S/C 内への流水を抑えるものと想定した。

なお、廃炉・汚染水対策事業における止水技術の開発としては、これまでのベント管止水等に加えて、ジェットデフへの閉止板設置、D/W 内への堰設置等による止水技術の開発が開始されたところである。これらの状況を踏まえつつ、止水実施の有無による水位の設定・制御を行う必要がある。

以下に各号機の検討状況を示す。

A. 1 号機の PCV 内水位に関する検討

現状の PCV 内水位は約 2 m と推定されており、PCV 底部の燃料デブリの大部分は水没していると考えられる。また、PCV 内冷却水の真空破壊ライン（PCV 底部から約 1.1 m）やサンドクッションドレン管を経由したトーラス室への漏えいが確認されている。

このため、PCV 水位を真空破壊ライン以下に低下させた上での PCV と S/C との間の止水技術（ベント管止水又はダウンカマー止水）の適用もしくは、止水を実施しない場合は PCV 内水位をベント管付け根部以下で維持することが必要となる。また、どちらの対応を行うにしても燃料デブリを水中又は冷却水を掛け流しながら取り出す場合においては、サンドクッションドレン管を経由してトーラス室に流入する冷却水への対処が必要となり、サンドクッションドレン部にドレン受けを遠隔技術で設置すること等が必要になると考えられる。

ベント管止水又はダウンカマー止水を実施する場合、上述のとおり PCV 内水位は真空破壊ライン以下に維持するため、PCV 内に滞留する冷却水量は多くなく、仮にベント管取り付け部が破損して PCV 内の冷却水がトーラス室に流出した場合でも、トーラス室水位を地下水位より低く保つことが可能である。また、ダウンカマー取り付け部が損傷して PCV 内から S/C に冷却水が流出することに備えた対策として、S/C 内設置のポンプによる回収等を行うことで対応することが検討されている。

止水を実施しない場合、PCV 内水位をベント管付け根部より低く維持することとなり、燃料デブリ取り出しは冷却水掛け流しの気中状態で実施することとなる。この際、一部の燃料デブリは気中に露出することになることが想定されるため、燃料デブリの崩壊熱や必要冷却水量等について事前に検討しておく必要がある。

B. 2 号機の PCV 内水位に関する検討

現状の PCV 内水位は約 0.3 m と推定されており、PCV 底部の燃料デブリの大部分は水没していない状態にある。また、S/C 内の水位とトーラス室の水位が同程度となっていることから、S/C からトーラス室への漏えいが存在すると想定される。

ベント管止水又はダウンカマー止水を実施する場合、PCV 内水位を上げることが可能となり、PCV 底部の燃料デブリ取り出しは水中で実施できることとなる。この場合、PCV 内からの冷却水流出時の想定については 1 号機と同様である。

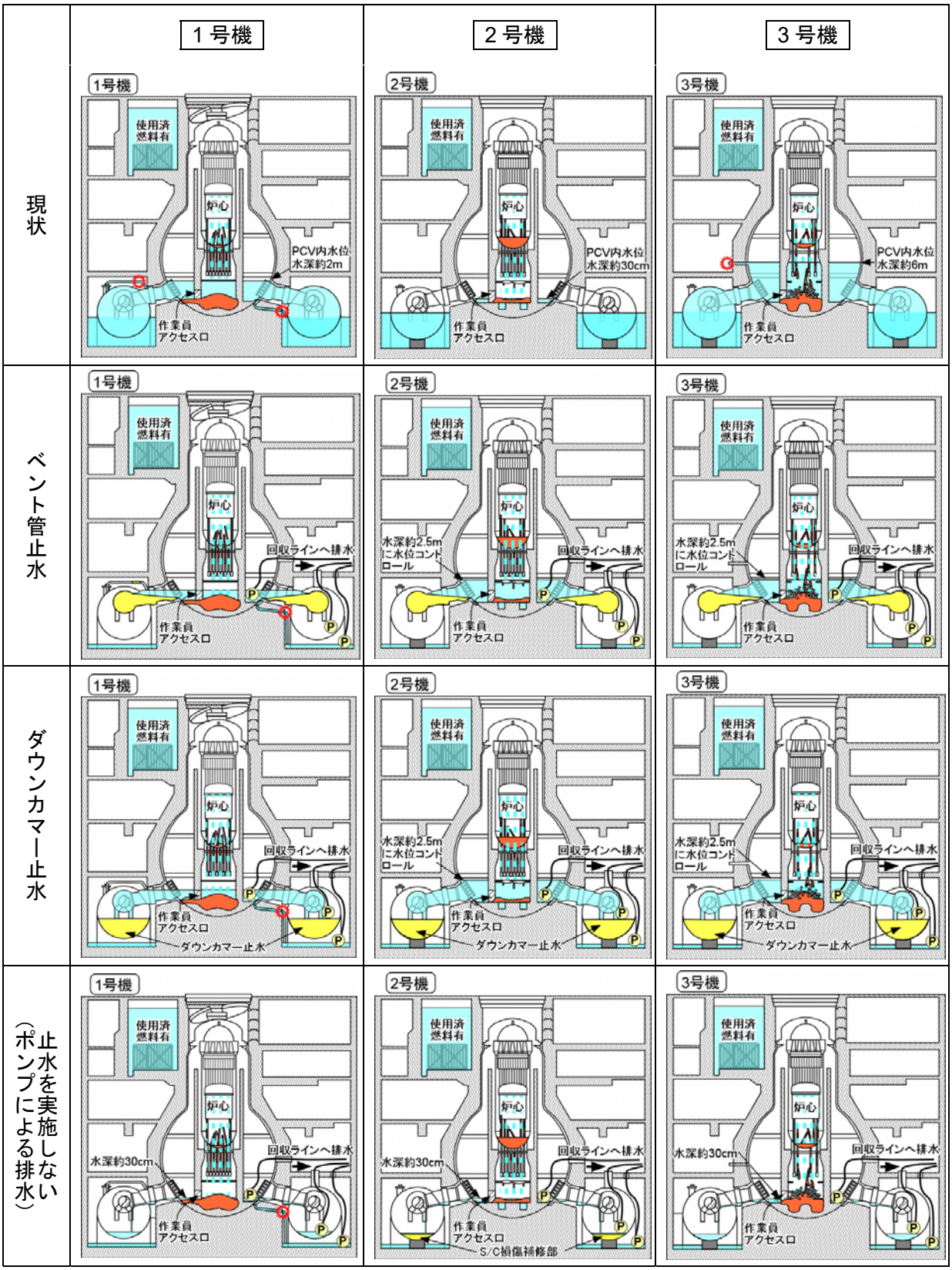
止水を実施しない場合、PCV 水位は現状と同程度に維持することとなり、燃料デブリ取り出しは冷却水掛け流しの気中状態で実施することとなる。この場合、S/C を経由した PCV 内からトーラス室への冷却水の流出を防止するために、S/C 損傷部位の同定や補修を行う必要がある。

C. 3 号機の PCV 内水位に関する検討

現状の PCV 水位は約 6m と 1, 2 号機に比べて高く、PCV 底部の燃料デブリは既に水没している。他方、横アクセス工法実施のためにはアクセス部から冷却水が流出しないようにする観点から PCV 内水位を下げる必要がある。

ベント管止水又はダウンカマー止水を実施する場合、上述の理由により PCV 内水位を現状の 1 号機と同程度（約 2 m）まで低下させる必要があるが、燃料デブリを水中で取り出すことが可能となる。この場合、PCV 内からの冷却水流出時の想定については 1 号機と同様である。

止水を実施しない場合、PCV 内水位をベント管付け根部より低く維持することとなり、燃料デブリ取り出しは冷却水掛け流しの気中状態で実施することになる。この際、一部の燃料デブリは気中に露出することになることが想定されるため、燃料デブリの崩壊熱や必要冷却水量等について事前に検討しておく必要がある。



- 現状の PCV 内水位は、1 号機：水深約 2 m、2 号機：水深約 0.3 m、3 号機：水深約 6 m。
- ベント管止水を実施した場合には、各号機とも水中状態での燃料デブリ取り出しが可能。D/W からの回収システムを稼働させ、2 号機は水位を上げる、3 号機は水位を下げる等の PCV 内の水位コントロールを行う。水位を下げた場合は、掛け流しで気中の状態での取り出しも可能。
- ベント管止水以外の止水としては、1 号機はダウンカマー止水を行い、S/C 耐震性の観点から S/C 内水を回収する。2, 3 号機は、ダウンカマー止水を行い D/W と S/C 分離する。D/W、S/C からの回収システムを稼働させ水位制御を行い、燃料デブリ取り出しは水中状態または掛け流しの気中状態で行う。
- 止水を実施しない場合は、PCV 内水位は底部になり、掛け流しで気中の状態での取り出しとなる。

図 A10-1 PCV 底部の水位レベルと PCV 止水について（想定図）

添付資料 11　放射性廃棄物管理に関する用語

IAEAの安全要件GSR-Part5[73]では、処理、貯蔵及び輸送を含む、発生から処分に至るまでの放射性廃棄物の管理におけるあらゆる段階を包含するものとして放射性廃棄物の処分前管理（predisposal）を位置づけている。IAEAの用語集において定義されている放射性廃棄物の管理に関する用語を図A11-1に示す。処分前管理の中で、放射性廃棄物の処理（processing）は、前処理（pretreatment）、処理（treatment）及び廃棄体化（conditioning）に分けられる。処理（processing）は選択あるいは予想される処分オプションに適合する廃棄物の形態であるように実施されるとともに、放射性廃棄物はその管理において貯蔵される可能性があり、輸送及び貯蔵のために適した形態であることも必要であるとされている。

処理(Processing)：廃棄物の特性を変化させる以下の工程を総称する用語
前処理(Pretreatment)：処理(Treatment)の前の工程
処理(Treatment)：廃棄物の特性を変化させることにより安全性、経済性に利益を与えることを意図した工程
廃棄体化(Conditioning)：取り扱い、輸送、貯蔵及び（又は）処分に適した廃棄物パッケージを製造する工程

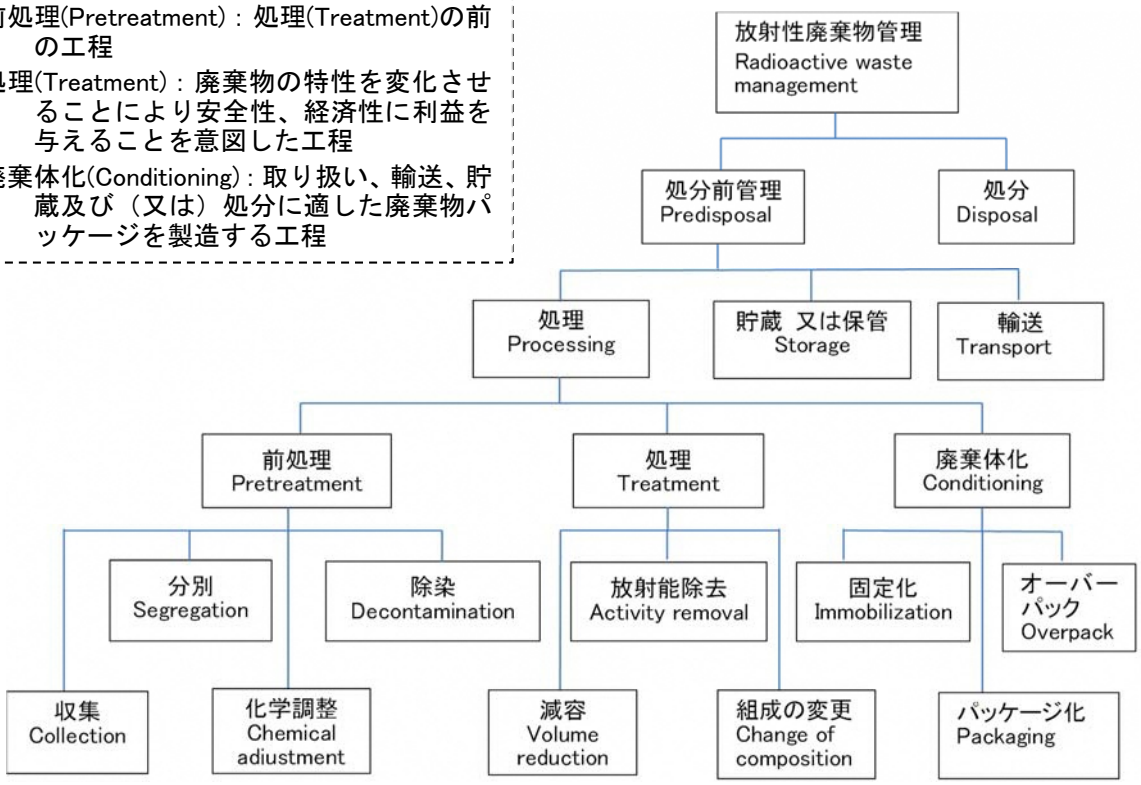
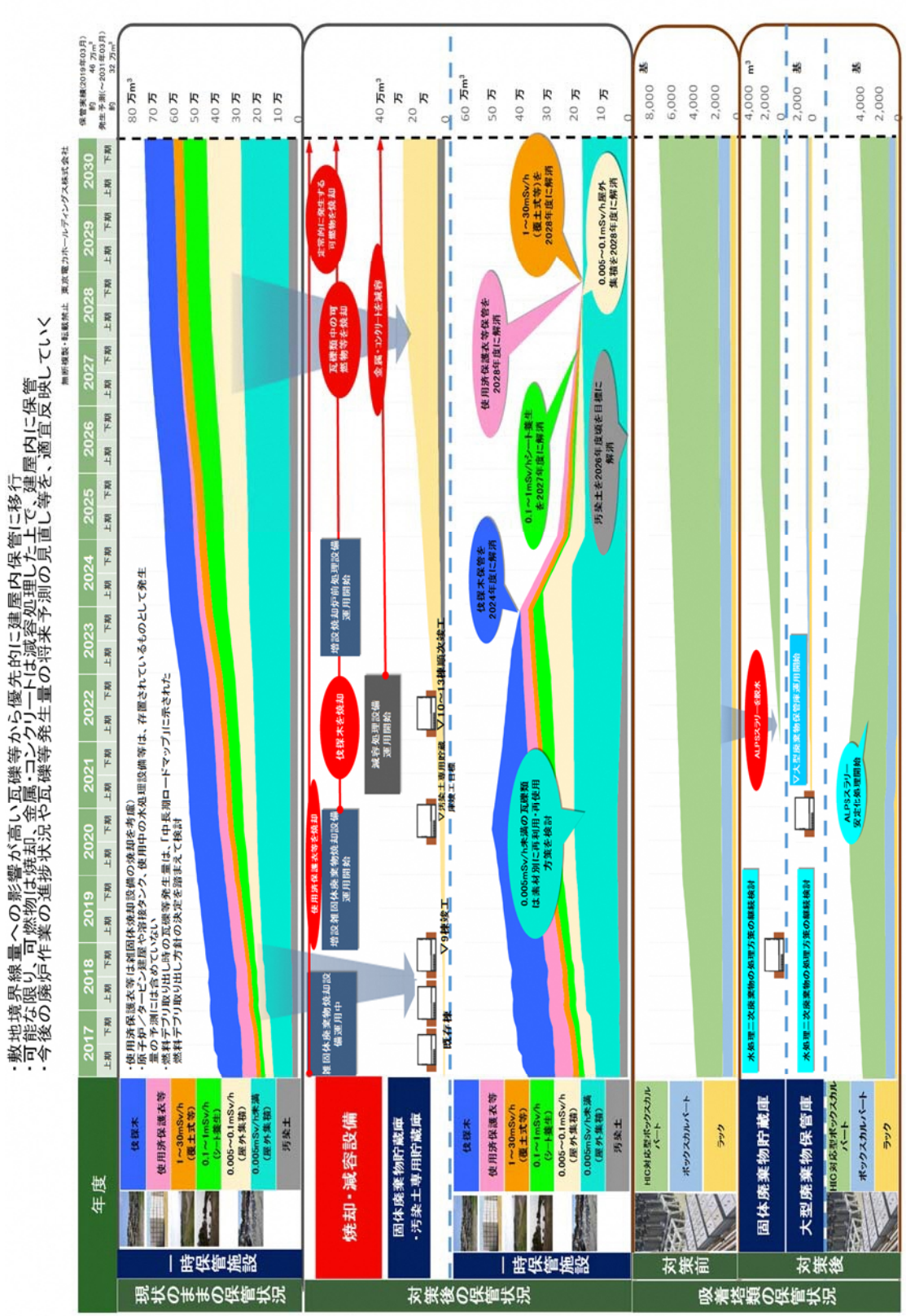


図 A11-1　放射性廃棄物管理に係る用語（IAEA）[74]とその和訳例
（和訳例については日本原子力学会の資料[75, 76]を参考にした）

[73] 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）
[74] IAEA, IAEA Safety Glossary Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection 2007 Edition, p.216, (2007).
[75] 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.
[76] 長尾誠也，山本正史，放射性廃棄物概論 施設の運転および廃止措置により発生する放射性廃棄物の対策 第 1 回 放射性廃棄物対策の概要，日本原子力学会誌 56(9), p.593, (2014).

添付資料 12　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[77]



[77] 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 2019 年 6 月版, 2019 年 6 月 27 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 A12-1 福島第一原子力発電所構内における「ガレキ等」及び「水処理二次廃棄物」の保管状況及び保管の将来像

添付資料 13　廃炉研究開発人材育成のための技術マップ試案

原子力産業の段階	特徴	作業工程	電気・機械系工学	プラント系工学	土木・地盤・建築系工学	化学・材料系工学	原子力工学（環境・放射線含む）	その他
			（専門分野例） 機械、電気・電子、電子材料、計測・制御、信号・画像処理、情報工学 （基礎的技術例） 電気系統設計エンジニアリング（計測・制御、強電・弱電、機械）、イメージング、ヒューマンインタフェース、VR技術、視認技術・認識支援、機械的工作（切削・せん断等）、遠隔装置（ロボティクス）、耐放射線性	（専門分野例） 化学工学、工業化学、化学プラント、プラントエ学、プロセスエ学、水化学 （基礎的技術例） プラント設計、製造、施工、組立、配管、プラントデザイン、系統デザイン、プラント計装、バウンダリ構築、負圧管理、フィルタ設計、エンジニアリングフロー	（専門分野例） 土木工学、地盤工学、建築工学、地下水工学、深地層科学、水利地質学、土壌科学、物性工学（コンクリート等） （基礎的技術例） 建屋等設計、建設・施工、解体技術、非破壊検査（コンクリート等）、建屋等健全性、ボーリング、地中拡散抑制・環境回復、コンクリート物性	（専門分野例） 材料工学、物性工学（金属等）、金属腐食工学、核燃料工学、アクチノイド化学、放射線化学 （基礎的技術例） 溶接、腐食評価、金属物性、原子炉材料、燃料設計、ラジオリシス（放射性分解）、防錆、長期健全性評価、減容・安定化・固定化、金属再利用技術、性状把握	（専門分野例） 原子炉物理、原子炉設計・構造、シミュレーション工学、臨界管理、保全工学、放射線科学、放射線影響、放射線取扱、環境放射線、速度論 （基礎的技術例） 設計、運転、未臨界監視・管理、解析コード・各種シミュレーション、ヒューマンファクター、燃焼度、核種分析、防護、環境影響評価、被ばく評価、線量評価、放出・飛散・移行評価、将来推定（長期動態）、移行挙動	（専門分野例） プロジェクト管理、法務、労務、財務、PA、リスクコミュニケーション、対外戦略、情報システム、放射線管理 （基礎的技術例） プロジェクト管理（計画策定、リスク評価・管理、リソース評価、EVM等）、法令、行政、会計、調達、契約、人工数評価、労働安全、記録・書類・知識管理、意思決定、問題解決、戦略的思考、リーダーシップ、コミュニケーション能力、交渉・影響力、プレゼンテーション能力、コーチング、外国語能力、ICT・システムエンジニアリング、施設維持管理、その他バックオフィス全般、計量管理・核管理・保障措置・査察対応
原子力発電所（計画・建設から運転まで）	臨界/未臨界維持 多重防護の存在 一部に遠隔操作 高温・高圧 長期の運転期間	設計・建設 機器設計 製造・組立 発電（タービン等） 運転・保守 燃料交換・保管	電気系システム（強電・弱電） 計装システム 発電機器（タービン等） 保守・点検（電気機器等） 非破壊検査・分析（機器）	系統設計（プロセス） 配置設計 構造設計（プロセス機器・配管等） 熱水力設計 発電用循環系（熱交換器等） 閉じ込めシステム（α以外） 空調設計	地盤評価 耐震設計（建屋構造健全性） 大型機器組立 保守・点検（建屋等）	原子炉設計（材料） 系統設計（材料） 構造物構造健全性 保守・点検（構造物・系統）	炉心設計 安全設計 遮蔽設計 熱解析・冷却評価 プラント運転 不測事態対応 燃料貯蔵（乾式・湿式）	＜法務・財務・バックオフィス＞ 財務管理、契約事務、購買事務、電気・ガス・水道、知財管理、情報システム整備・運用、警備、記録・文書管理 ＜労務・組織運営・安全管理＞ 労働安全、非常時・事故時対応、火災・爆発防止対策、エラー対策、作業危険度評価、危機管理、評価（監査）、組織管理、施設管理（運用）、モチベーション維持、インセンティブ設計、技術継承、教育訓練、人事（人材管理・育成計画）
核燃料・廃棄物（フロントエンドからバックエンドまで）	未臨界維持必要 多重防護の存在 高放射線場 遠隔操作が基本 長期の運転期間 一部に工作作業 αをむダスト発生 多くの化学プロセス	設計・建設 機器設計 製造・組立 運転・保守 原料・燃料輸送 燃料加工・製造等 燃料貯蔵（湿式・乾式） 使用済燃料再処理 廃棄物処理処分	電気系システム（強電・弱電） 計装システム 核燃料・使用済燃料取扱装置 遠隔工作・計測機器 切断・解体（使用済燃料等） 廃棄物吸引・取り出し機器 除染技術（機器開発）	系統設計（プロセス） 配置設計 構造設計（プロセス機器・配管等） 閉じ込めシステム（α核種） ダスト（飛散微粒子）対策（システム） 空調設計 使用済燃料再処理 系統除染（化学的） 廃棄物処理（減容・安定化） 保守・点検（系統）	地盤評価 耐震設計（建屋構造健全性） 大型機器組立 除染技術（コンクリート等） セメント・アスファルト固化 保管施設・処分場設計（熱設計等） 保守・点検（建屋等）	燃料設計（材料） 燃料加工製造 系統設計（材料） 保守・点検（系統） 除染技術（系統） 収納容器等設計（材料） 廃棄物保管管理（化学的安定性・長期変化予測）	燃料設計（熱・中性子） 安全設計 遮蔽設計 熱解析・冷却評価 臨界管理 放射線計測 耐放射線設計 計量管理（臨界） ダスト（飛散微粒子）対策（被ばく） 廃棄体熱計算 廃棄物保管管理（臨界・遮蔽） 放射能・物質収支管理（インベントリ評価）	＜プロジェクト管理＞ 戦略的ビジョン策定、処置シナリオ検討、全体計画策定、廃止措置計画立案・申請、コスト評価・管理、時間管理、リスク評価・管理、工程管理、物量管理、資材調達、支出優先度、品質保証、敷地計画、作業スペース管理、特殊な調達（計画・実施）、冗長性確保、工事管理、品質管理 ＜エンジニアリング＞ 工程立案、工事計画、保守、運転指示書、計画・訓練用シミュレータ、（遠隔）機器操作技術、高所作業計画 ＜原子力施設共通事項＞ 敷地計画・立地対策、環境影響評価、（環境）モニタリング、被ばく管理評価、放射線管理設備、核テロ対策・核物質防護対応、管理区域等設定・解除、設備保全、燃料・廃棄物輸送計画・管理・実施、安全規制対応・許認可、保障措置対応 ＜研究開発環境＞ 先行事例・文献調査、イノベーション創出環境維持、研究基盤の整備・維持、モックアップ戦略策定、研究機関との連携 ＜社会的関係性＞ 過去の経緯と整合性確保、ステークホルダーとの関係、社会的影響、広報、見学者対応
通常炉（非事故炉）等の原子力施設の廃止措置	内部状態は既知 多重防護を段階的に解除 一部に遠隔操作 多くの工作作業 ダスト発生 長期プロジェクト	使用済燃料取り出し 建屋内除染 廃棄物サンプリング 原子炉領域解体 建屋等解体 廃棄物処理処分 環境回復（土壌復元等）	遠隔工作・計測機器 切断・解体（構造物） 廃棄物吸引・取り出し機器 除染技術（機器開発） 非破壊検査・分析（機器） 廃棄物サンプリング機器 鋼材・コンクリート解体	閉じ込めシステム（α以外） 系統除染（化学的） ダスト（飛散微粒子）対策（システム） 廃棄物処理（減容・安定化）	建屋構造健全性 除染技術（コンクリート等） コンクリート等再利用 建屋等解体 保管施設・処分場設計（熱設計等） 環境回復（土壌等）	除染技術（構造物） 廃棄物性状把握（放射化学的分析） 廃棄物保管管理（化学的安定性・長期変化予測）	放射線計測（取扱等） 放射線防護 核種分析 遮蔽設計 ダスト（飛散微粒子）対策（被ばく） 廃棄体熱計算 廃棄物保管管理（臨界・遮蔽） 放射能・物質収支管理（インベントリ評価） クリアランス評価	
1F・事故炉の廃止措置	未臨界維持必要 高放射線場 遠隔操作が基本 多重防護の喪失 内部状況不明 不確実性が高い 多くの工作作業 αをむダスト発生 長期プロジェクト 大規模プロジェクト	**＜サイト安定化＞** 地下水・汚染水対策 冷却機能確保（注水循環） 使用済燃料取り出し	使用済燃料取扱装置	冷却水・汚染水対策（循環系）	地下水対策	汚染水対策（処理）	熱解析・冷却評価	・形状や組成・内部状態が不明など、通常とは異なる1Fに特有の環境下、不確実性が高い中での、安全・確実・合理的・迅速・現場志向を念頭に置いた**上記すべて**の実施（特に、プロジェクト管理） ・先例のない規制・保障措置に係る対応 ・時期によって必要な人材が異なり、工程も変化することなども考えると、複数の分野に精通したプレーヤーが重要
		＜作業環境向上＞ 建屋内除染 PCV 内構造化	電気系システム（強電・弱電） 計装システム 除染技術（機器開発）	系統除染（化学的）	除染技術（コンクリート等）	汚染機構解明 除染技術（構造物） 海水影響（化学的） 腐食抑制（PCV/RPV）	汚染マップ作成	
		＜調査・取出準備＞ 内部調査 廃棄物サンプリング 燃料デブリサンプリング	遠隔工作・計測機器（調査装置）	系統設計（プロセス） 配置設計 構造設計（プロセス機器・配管等） 閉じ込めシステム（α核種） ダスト（飛散微粒子）対策（システム） 空調設計	建屋構造健全性 格納容器構造健全性 建屋止水 PCV 止水	系統設計（材料） 燃料デブリ性状把握（化学的） 収納容器等設計（材料）	事故進展過程 燃料デブリ性状把握（推定等） 熱解析・冷却評価 耐放射線設計 ダスト（飛散微粒子）対策（被ばく）	
		＜燃料デブリ取出＞ 燃料デブリ取り出し 燃料デブリ輸送保管 燃料デブリ処理処分	放射線計測（システム開発） オンサイト分析 非破壊検査・分析（機器） 遠隔工作・計測機器（取り出し装置） 切断・解体（構造物） 燃料デブリサンプリング機器 燃料デブリ取り出し機器 廃棄物サンプリング機器 廃棄物吸引・取り出し機器	燃料デブリ処理 廃棄物処理（減容・安定化）		放射線計測（素子開発） 燃料デブリ経年変化特性 廃棄物性状把握（放射化学的分析） 廃棄物保管管理（化学的安定性・長期変化予測）	放射線計測（取扱等） 放射線防護 核種分析 臨界管理 放射能・物質収支管理（インベントリ評価） 燃料デブリ保管管理（臨界・遮蔽） 廃棄体熱計算 廃棄物保管管理（臨界・遮蔽）	
		＜解体・環境回復＞ 原子炉領域解体 建屋等解体 廃棄物処理処分 環境回復（土壌復元等）	遠隔工作・計測機器（解体装置） 切断・解体（構造物） 廃棄物サンプリング機器 廃棄物吸引・取り出し機器	廃棄物処理（減容・安定化）	建屋等解体 セメント・アスファルト固化 保管施設・処分場設計（熱設計等） 環境回復（土壌等）	廃棄物性状把握（放射化学的分析） 廃棄物保管管理（化学的安定性・長期変化予測）	廃棄体熱計算 廃棄物保管管理（臨界・遮蔽）クリアランス評価	

（注）「1F・事故炉の廃止措置」の行にある技術課題のうち、上の行（他の原子力産業の段階）に類似の項目が存在する技術課題は黄色、類似の項目が存在するが課題の前提や求められる対応のレベルが大きく異なる技術課題は緑色、類似の項目が存在しない特有の技術課題は赤色で塗りつぶした。（他の原子力産業の段階において対応している類似の項目も黄色と緑色で塗りつぶした。）

（出典：第 6 回廃炉研究開発連携会議（2017 年 12 月 12 日）資料 2-4-2）

添付資料 14　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

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）（図 A143-1-(1)）
（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 年度）（図 A14-1-(2)）
（関連事業）摸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）
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）
燃料デブリに係る計量管理方策の構築（2011～2013 年度）

１－③　原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発（2017～2019 年度）（図 A143-1-(3)）
（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）

１－④　原子炉圧力容器内部調査技術の開発（2016～2019 年度）（図 A14-1-(4)）
（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　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）（図 A14-1-(5)）

１－⑥　原子炉内燃料デブリ検知技術の開発（ミュオン活用）（2017～2019 年度）（図 A14-1-(6)）

２．燃料デブリ取り出し

２－①　燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けた技術の開発（2019 年度）（図 A14-2-(1)）
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）
（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）

２－②　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）（図 A14-2-(2)）
（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）

２－③　原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発（2018～2019 年度）（図 A14-2-(3)）

２－④－１　原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の開発（2016～2017 年度）（図 A14-2-(4)-1）
（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）

２－④－２　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）（図 A14-2-(4)-2）
（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）

２－⑤　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）（図 A14-2-(5)）
（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／格納容器の健全性評価技術の開発（2014～2015 年度）

２－⑥　圧力容器／格納容器の腐食抑制技術の開発（2016 年度）（図 A14-2-(6)）

２－⑦　燃料デブリ臨界管理技術の開発（2012～2017 年度）（図 A143-2-(7)）

２－⑧　サプレッションチェンバ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）（図 A14-2-(8)）

２－⑨　原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発（2014～2015 年度）（図 A14-2-(9)）
（関連事業）建屋内の遠隔除染技術の開発（2011～2013 年度）

２－⑩　総合的線量低減計画の策定（2012～2013 年度）（図 A14-2-(10)）
２－⑪　燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発（2016～2019 年度）（図 A14-2-(11)）
（関連事業）燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発（2014～2015 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（2017～2019 年度）（図 A14-3）
（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）

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）（図 A14-4-(1)）
（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）（図 A14-4-(2)）

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）（図 A14-5-(1)）
５－②　汚染水処理対策技術検証（2014 年度）（図 A14-5-(2)）
５－③　凍土方式遮水壁大規模実証（2014 年度）（図 A14-5-(3)）
５－④　高性能多核種除去設備（高性能 ALPS）整備実証（2014 年度）（図 A14-5-(4)）

事業の目的

福島第一原子力発電所の廃止措置において、プラントの安定状態の確認、燃料デブリ取り出し方法の確定に向けて、原子炉内の燃料デブリや核分裂生成物(FP)の状態を的確に把握するための総合的な分析・評価を行った。また、分析・評価を通じて、号機ごとの燃料デブリ、FPの位置・分布に加え、原子炉格納容器等構造物の健全性への影響、臨界評価、燃料デブリ取り出し時のFP挙動評価等に必要なデータ・情報を整備した。

1. 事業の内容と成果

下記2. 関連事業の結果を反映して以下の成果が得られている。

(1)炉内状況の総合的な分析・評価

各号機の炉内・格納容器内の状態を推定するにあたり、原子炉圧力容器、格納容器、原子炉建屋の各所における様々な情報を網羅的に集約した情報集約図を作成した(図1)。これらの情報を総合的に分析・評価することで、燃料デブリ分布の推定図、FP分布の推定図、線量分布の推定図を作成した。これらの取組を効果的に進めるため、実機での計測データや、現場調査の結果等の情報を統合的に収集・整理したデータベースを構築した。

(2)解析的手法を活用した不確かさの低減

事故進展解析コード(MAAP、SAMPSON)等を用いて、炉内で生じたと推定される事象について境界条件や解析モデルを考慮した感度解析等を行い、総合的な分析・評価に資する知見を得た。模擬燃料集合体プラズマ溶融試験を実施し(図2)、燃料集合体体系における炉心溶融・移動といった現象の不確かさ低減に繋がる知見を拡充した。

(3)FPの化学特性の評価

FPの化学特性の評価にあたっては、廃炉時の線量の寄与が大きいCsに着目し、標準的な化学種であるCsI、CsOHに加えて考慮すべき化学種の特定、サイト周辺環境で確認された不溶性Cs粒子の生成量、原子炉圧力容器上部構造物との反応に伴うCsの偏在の可能性など、Csの分布および化学的特性について検討を進めた。現場で採取された試料を分析し(図3)、炉内状況把握の観点からウランやFPの組成、空間分布などを検討した。

(4)国際共同研究を通じた国内外の知見の活用

OECD/NEAのBSAF Phase2プロジェクトを運営し、データベースを活用して海外機関と事故進展シナリオやプラント関連情報を共有し、参画機関による事故後3週間の事故進展・デブリ分布・FP分布の評価結果を実測値・現場調査結果と比較した。FP放出量の評価結果も環境に放出された量と概ね整合する結果となることを確認した。事故進展の理解の深化を通じて、燃料デブリ分布の推定精度の向上に貢献した。海外機関との議論を通じて得た知見を総合的な分析・評価に活用した。

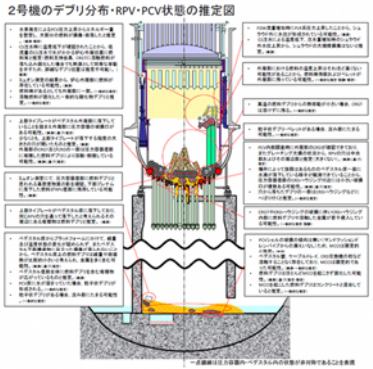


図1　燃料デブリ分布の推定図の例


図2　模擬燃料集合体プラズマ加熱試験結果例

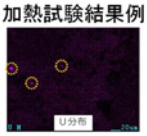


図3　1号機 格納容器堆積物分析結果

実施者

技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)(2013年度～)
一般財団法人エネルギー総合工学研究所

2. 関連事業

これまで行われた関連事業における成果は以下のとおりである。

○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)
- ・今後のプロジェクトの計画を策定した。

○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)
- ・事故進展解析コードの改良のため、事故進展上、重要な現象を抽出して重要度ランク表(PIRT)を作成し、感度解析結果を改定した。
- ・解析コード(MAAP、SAMPSON)の各モデルを改良し、事故進展を解析した。
- ・特に、格納容器床上のデブリの拡がり挙動、サプレッションチャンバ内でのチャギング現象等の評価を行った。
- ・OECD/NEA　BSAFプロジェクトの運営機関となり、共通解析条件の策定、会議開催、参加機関への情報共有を行った。

○過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握(2014年度)
- ・事故進展解析コードの改良のため、PIRTをMAAPの感度解析に基づき評価し、重要度ランキングを再設定した。
- ・解析コード(MAAP、SAMPSON)の各モデルを改良し、事故進展解析を実施した。
- ・特に、デブリ拡がりに関する熱流動解析、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)モデルの高度化を実施した。
- ・OECD/NEA　BSAF Phase1プロジェクトを取りまとめ、Phase2を開始した。

○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)
- ・事故進展解析コードの改良のため、解析コード(MAAP、SAMPSON)の各モデルを改良し、事故進展解析及び感度解析を実施した。
- ・MCCIを評価する解析コードを開発、格納容器に落下した燃料デブリの挙動を推定した。
- ・特に、韓国原子力研究所において、圧力容器貫通管溶融破損試験を実施して解析結果の確認用データ等を取得した。
- ・事故進展解析結果、実機の調査、他の研究開発からの成果も活用した総合的な分析・評価を実施し、燃料デブリ分布を推定した。



図 A14-1-(1)　総合的な炉内状況把握の高度化

事業の目的

福島第一原子力発電所の廃止措置において、燃料デブリ・炉内構造物の取り出し方法、燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発等の検討に資するため、燃料デブリの性状を分析・推定するために必要な技術の開発等を行う。

1. 事業の内容と進捗状況

下記2. 関連事業の結果を反映して、これまでの実施内容と得られた成果は以下のとおりである。

(1)燃料デブリの分析に必要な技術開発等

・燃料デブリサンプル及び堆積物等について、ホット施設を有する研究機関において分析を行っている。これまでに分析した堆積物の分析結果を図1に示す。各ホット施設で分担する分析項目や輸送に係る検討を実施している。

・得られた分析結果等を基に、取り出し方法、収納・移送・保管技術の開発、臨界管理、事故時の評価・分析に活用するために、「燃料デブリ特性リスト」の高度化を行っている。

・国際的な知見を活用しながら、分析技術の開発を進めるため、OECD/NEAプロジェクトにおいて、各国の燃料デブリの知見を収集し、分析項目のレビューを行っている。

(2)燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発

燃料デブリの経年変化による影響を明らかにするため、溶融炉心-コンクリート反応生成物を対象とした化学的・物理的経年変化特性を推定するための試験等を行い、結果の検討・評価を行っている。

(3)燃料デブリ微粒子挙動の推定技術の開発

燃料デブリから発生する放射性微粒子による燃料デブリ取り出しシステムへの影響を検討するため、放射性飛散微粒子の生成挙動並びに気相、気液界面及び液相中の輸送移行挙動等について試験を行い、結果の検討・評価を行っている。

実施者

(全体提案)技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)(2013年度～)
(部分提案)燃料デブリの経年変化特性の推定:TENEX(2017年度～)

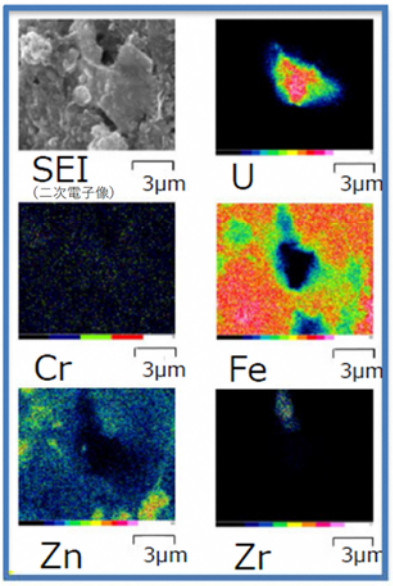


図1 1号機で採取された堆積物の元素分布

2. 関連事業

これまで行われた関連事業における成果は以下のとおりである。

○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)

・JAEA内に保管されているTMI-2デブリを用いて、金属組織観察、硬さの測定を実施した。
・分析技術の評価のため、アルカリ溶解法の適用性を確認した。
・カザフスタンNNCとの協力により、酸化ウランを用いた金属・セラミックス溶融固化体を作製した。
・多孔質セラミックスを用いて、含水・乾燥特性を評価した。

○実デブリ性状分析(2014年度)

・模擬デブリを用いて溶解方法、定量分析方法および分析装置(SEM、EDX、WDX)の簡易的な定量分析方法、改造を検討した。
・核燃料物質の検知技術として、高感度なアクティブ中性子法の適用性を検討した。
・実デブリ受入れ、試料分取、前処理、分析、後処理を行うために必要なハンドリング、核種分析等への適応性を評価した。

○燃料デブリ性状把握(2015～2016年度)

・評価が必要な燃料デブリの性状を抽出し、ミクロ性状、マクロ性状、MCCI生成物の断面外観等を「燃料デブリ特性リスト」に反映した。
・取り出し・収納・保管の機器設計に必要な物性データを取得し、乾燥特性、酸化時の性状変化を評価した。
・ICP-AESによる多元素同時分析手法、ICP-MSによる多核種合理化分析手法を検討、X線CTによる気孔率等の定量評価方法の開発を進めた。
・カザフスタンで作成した金属・セラミックス溶融固化体の硬さ、粒径分布等の知見を取得した。

○燃料デブリ性状把握・分析技術の開発(2017～2018年度)

・燃料デブリの性状推定として、燃料デブリ表面の線量率推定、微粒子挙動、1F内付着物性状のデータを採取し、評価した。
・乾燥熱処理における核分裂生成物の加熱試験を大気圧と減圧下で行い、核分裂生成物の放出挙動を評価した。
・燃料デブリ等の分析要素技術として、溶解手法、X線CTによる分析技術、ICP-MSによる多核種合理化分析手法等を開発した。
・OECD/NEAの国際プロジェクトにおいて、燃料デブリに関する知見を収集し、国際的な専門家と分析プログラム等の議論を行った。

○燃料デブリに係る計量管理方策の構築(2011～2013年度)

・核燃料物質量のTMI-2、チェルノブイリでの核燃料物質の測定技術、計量管理手順についての情報収集・整理を行った。
・福島第一原子力発電所に適用可能な核燃料物質測定技術を評価した。
・DOE－JAEA保障措置協力に基づき、米国の国立研究所との協力体制を構築した。



図 A14-1-(2)　燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発

事業の目的
燃料デブリ取り出し方法の確定等に資するため、原子炉格納容器（PCV）内の燃料デブリの分布、ペデスタル内外の状況を従来よりも広範囲に精度よく調査するための装置やより高度な調査技術の開発を行い、実証する。

1. 事業の内容と進捗状況

下記2. 関連事業の結果を反映して、これまでの実施内容と得られた成果は以下のとおりである。

（1）調査計画・開発計画の策定

1号機～3号機の最新のPCV内部調査等の結果を踏まえ、1号機と2号機の詳細調査の現場実証に向けた調査計画・開発計画を策定・更新した。

（2）アクセス・調査装置及び要素技術の開発

①X－6ペネからのPCV内アクセスルート構築及びアクセス・調査装置

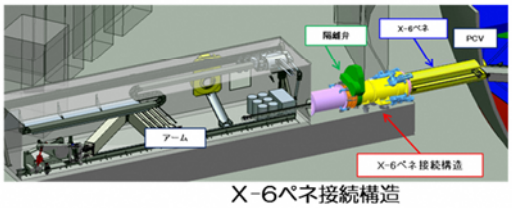
X-6ペネからのPCV内アクセスルート構築に係る装置類を設計・製作し、隔離部屋設置およびハッチ開放に係る工場内検証、遠隔操作でX-6ペネに接続する隔離弁付連結管の工場内検証を行った。また、X－6ペネからPCV内へアクセスし、デブリ形状やガンマ線分布などで燃料デブリの範囲特定を目指したアーム型アクセス装置の設計し、製作している。

②X－2ペネからのPCV内アクセスルート構築及びアクセス・調査装置

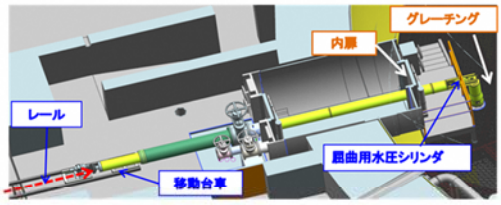
X－2ペネからのPCV内アクセスルート構築に係る装置類を設計・製作し、工場内検証（機能試験）を行った。また、X－2ペネからPCV内へアクセスし、地下階の広範囲に存在する堆積物を考慮した調査目的（堆積物分布、厚さ、堆積物下の燃料デブリ分布、等）に合った計測技術で調査可能な水中遊泳型調査装置と、PCV内と隔離した状態でX-2ペネからアクセス装置を搬出入するための調査設備の設計・製作を行い、機能試験を行った。

③要素技術の適用性検証

アクセス装置に搭載する計測装置の設計・製作を行い、単体試験とアクセス装置との組合せ試験を行った。



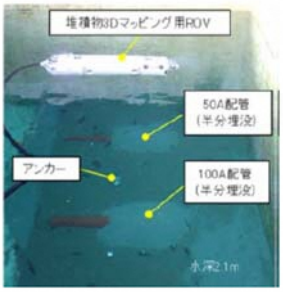
X-6ペネ接続構造



X-2ペネ内扉、グレーチング等の穿孔装置



X－6ペネ接続構造（隔離弁付連結管）



水中遊泳型調査装置と計測装置との組合せ試験例

（3）X－6ペネを用いた内部詳細調査技術の現場実証

①調査計画・開発計画の策定

2号機のPCV内部調査結果やアクセス・調査装置の設計結果を踏まえ、アクセス手順やアクセス可能範囲（計測可能範囲）の検討を行い、現場実証に向けた調査・開発計画を策定した。

②アクセス・調査装置及び調査技術の現場実証

・ 現場状況を考慮したモックアップ試験

アーム型アクセス装置のモックアップ試験の試験設備の一部製作及び試験計画策定を行った。

・ 作業訓練

アクセス・調査装置の作業訓練に先立ち、運転シミュレーションのための仮想現実（VR）システムを構築した。

・ 現場におけるPCV内へのアクセスルート構築の試験、作業訓練

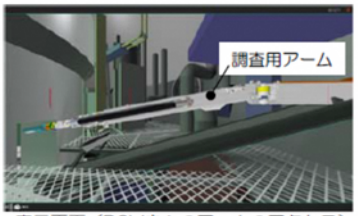
遠隔操作でX－6ペネに接続するX－6ペネ接続構造（隔離弁付連結管）について、現場環境を考慮したモックアップ試験を行った。さらに、隔離部屋との組合せ試験、及びハッチ開放に関わる作業訓練を行った。

また、X－6ペネ内の堆積物等を除去する装置について設計し、製作している。

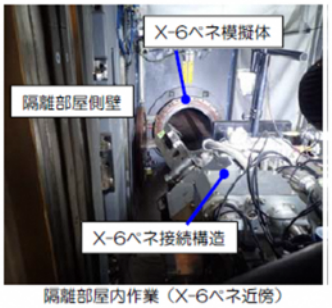
・中性子検出システムの仕様を設定し、設計・製作に着手した。

③課題及び今後の計画

今後は、アクセス・調査装置のモックアップ試験、調査技術の組合せ試験、作業訓練及び現場実証を行う。



表示画面（PCV内へのアームのアクセス）
アクセス・調査装置のＶＲシステム



隔離部屋内作業（X-6ペネ近傍）
組合せ試験の状況

（4）堆積物対策を前提とした内部詳細調査の現場実証

①調査計画・開発計画の策定

1号機のPCV内部詳細調査に向けて、これまでに開発したアクセスルート構築と詳細調査に係る装置等を用いたモックアップ試験、作業訓練及び現場実証の計画を立案した。

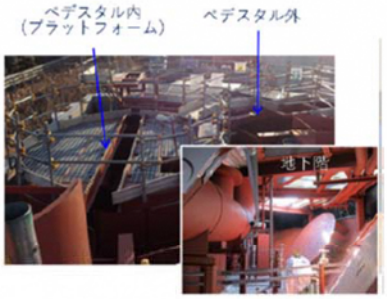
②アクセス・調査装置及び調査技術の現場実証

・ PCV内アクセスルート構築

アクセスルート構築に係る機器・装置類を用いて、X－2ペネへの新バウンダリ接続、内外扉とグレーチングの穿孔、手摺と地下階干渉物の撤去、ガイドパイプ取付のモックアップ試験と作業訓練を行い、1号機原子炉建屋内で現場実証の準備を開始した。

・ PCV内部詳細調査

モックアップ試験設備を製作し、詳細調査に係る設備・水中遊泳型調査装置を用いたモックアップ試験を開始した。



詳細調査のモックアップ試験設備

③今後の計画

1号機でのアクセスルート構築の現場実証と詳細調査のモックアップ試験から現場実証を行う。



アクセスルート構築のモックアップ試験状況

実施者

技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）

2. 関連事業

これまで行われた関連事業における成果は以下のとおりである。

○格納容器内部調査技術の開発（2011～2013年度）

・調査対象、項目と必要な技術課題を抽出し、調査実施のためのアクセスルートを検討した。

・2012年度に1号機X－100BペネからPCV内にアクセスし、カメラによる調査を実施した。結果を踏まえて、PCV内部事前調査（映像、線量、温度等の取得）に向けた調査装置を製作した。

・2012年度及び2013年度（A1調査）に2号機X－53ペネからPCV内にアクセスし、カメラによる調査を実施した。X－6ペネ周辺の線量率が想定を大幅に超えていたことから、線量低減対策を行う必要があり、X－6ペネからの調査は当初計画から延期となった。

・2号機X－6遮蔽ブロック取り外し装置、X－6ペネからの調査装置の設計、試作に着手した。

○原子炉格納容器内部調査技術の開発（2014年度～2015年度）

（1）ペデスタル内へアクセスする技術

・2号機A2調査（ペデスタル内部プラットホーム上状況調査）向け調査関連装置の工場検証試験を完了した。

・ペデスタル内の更なる調査（A3調査）について、X－6ペネのハッチ開放を行う装置の試作・試験を行った。

（2）遮蔽ブロックを取外す技術

・遮蔽ブロック取外し装置を開発し、2015年6～7月に2号機X-6ペネ前の遮蔽ブロックの取外し（現地実証）を完了した。

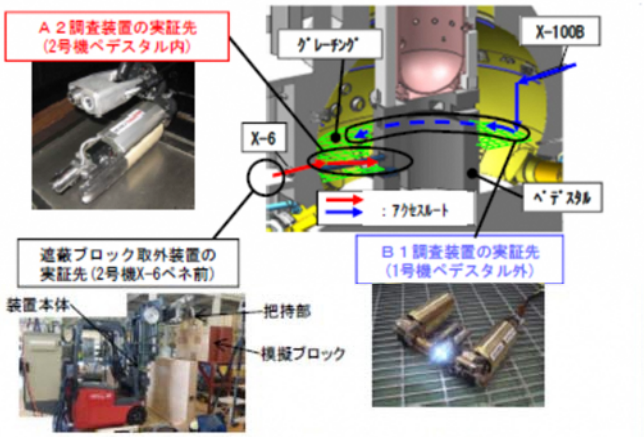
（3）ペデスタル外へアクセスする技術

・1号機B1調査（X100Bペネからの格納容器内1階グレーチング上調査）向け調査関連装置の工場検証試験を完了し、2015年4月に現場実証を実施した。PCV内部の既設設備に大きな損傷がないことや1階グレーチング上の約3／4周の範囲の線量／温度データを取得した。

・更なる調査（B2調査）について、調査工法を立案した。

（4）燃料デブリ計測技術

・2017年度以降の燃料デブリ調査に向け、計測技術の高度化を検討した。



※ 右上の図は１号機のPCV内部を示しているが、実証は、A２調査を２号機で、B１調査を１号機で行った。

○原子炉格納容器内部調査技術の開発（2016～2017年度）

（1）特定部位へのアクセス・調査装置及びシステムの開発

・1号機B2調査（X100Bペネからのペデスタル外部地下階調査）向けアクセス・調査装置を開発し、2017年3月に現地実証を実施した。PCV内壁面、既設機器に大きな損傷はないことやPCV底部に堆積物が確認され、堆積物表面に近づくに連れて線量が上昇する傾向が確認された。

・2号機A2調査（X－6ペネからのペデスタル内部プラットフォーム上状況調査）とA2 ‘調査（X－6ペネからのペデスタル内部プラットフォーム下状況調査）向けアクセス・調査装置を開発し、2017年1月にA2調査、2018年1月にA2’調査を実施した。プラットフォーム上にグレーチング脱落部、ペデスタル底部に燃料集合体の一部とその周辺に燃料デブリと思われる堆積物を確認した。

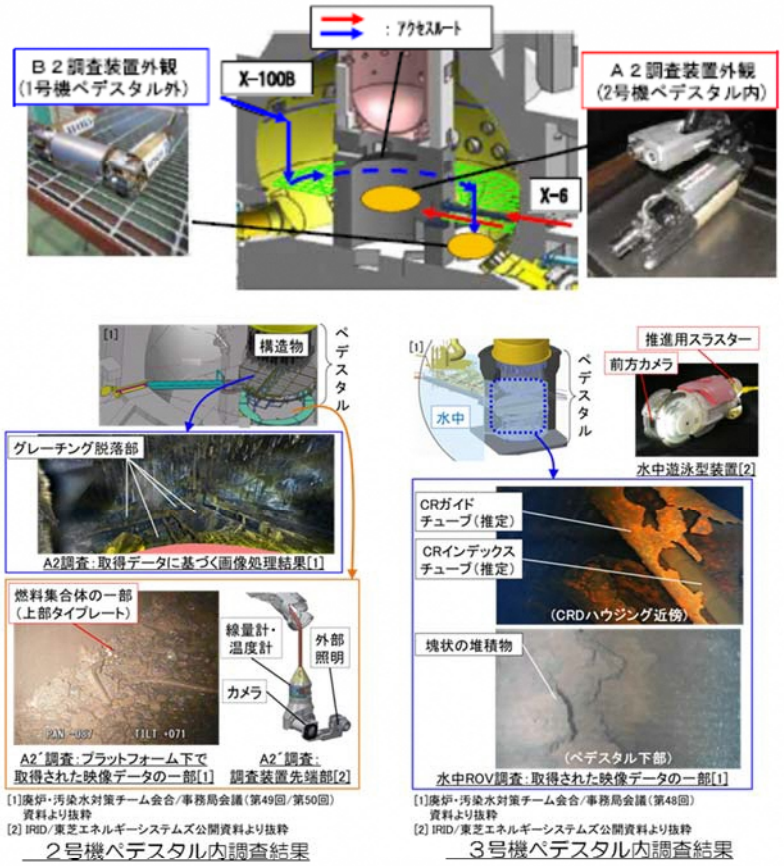
・3号機のX－53ペネからPCV内にアクセスしペデスタル内の状況を調査する水中遊泳型装置（ROV）を開発し、2017年7月に現場実証を実施した。複数の構造物の損傷や溶融物が凝固したと思われるものの付着、塊状の堆積物を確認した。

・次フェーズ調査のアクセスルート構築の概念検討、要素試験を実施し、アクセス装置については、水中遊泳型装置、床面走行型装置、アーム型アクセス装置の概念検討、要素試験を実施した。

（2）次フェーズの調査計画・開発計画の立案・更新

・1号機はX－2ペネからPCV内にアクセスし、水中遊泳型装置による調査、2号機はX－6ペネからPCV内にアクセスし、アーム型アクセス装置による調査、について概念検討や要素試験を実施した。

・上記アクセス・調査装置と組合せが可能な計測技術について、寸法・距離・形状計測技術や目視技術及び放射線計測技術（γ線計測やデブリ由来放射線計測）の概念検討及び要素試験を実施した。



2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度	2018年度	2019年度
格納容器内部調査技術の開発								
			原子炉格納容器内部調査技術の開発					
					原子炉格納容器内部調査技術の開発			
						原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発		
							原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発（現場実証）	

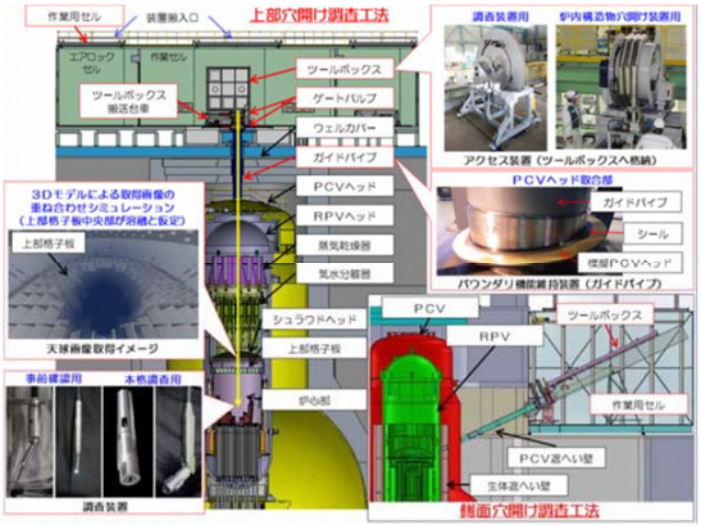
図 A14-1-(3)　原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発

事業の目的
原子炉圧力容器（RPV）内部の燃料デブリ取り出しの検討に資するため、RPV内部の燃料デブリ等の状況を把握するための調査技術を開発する。

事業の内容と進捗状況
下記2. 関連事業の結果を反映して、これまでの実施内容と得られた成果は以下のとおりである。
（1）調査計画・開発計画、工法計画の策定
・燃料デブリ取り出しに必要な情報を整理・更新し、調査・開発計画を更新した。
・調査時の安全評価に向けた安全要求に対する考え方を整理し、加工時の放射性ダストの影響評価を行うため、原子炉格納容器（PCV）内の気流解析を用いた簡易モデルを検討した。

（2）調査用付帯システムの検討
・PCV内の負圧維持に必要なガス管理、窒素供給システムやダストモニタリング、臨界管理、水処理システム等、調査の実施や安全の観点で必要となる付帯システムについて要求仕様を抽出した。

（3）炉心にアクセスする装置の開発
①上部からアクセスする装置の開発（上部穴開け調査工法）
・RPV上部から炉心まで調査用のアクセスルートを設けるため、穴開け位置を検討し、作業計画を策定した。構造物との干渉回避のため、RPVヘッド予備ノズル撤去工法を要素試験にて確認した。
・汚染拡大防止として負圧環境を維持するために設ける作業用セルの仕様を検討した。また、ガイドパイプとPCVヘッド取合部のシール性、設置性を要素試験にて確認した。
・炉内構造物を遠隔、狭あい部で穴開けする加工方法、装置仕様を検討し、AWJ（アブレイシブウォータージェット）ツールヘッド及びアクセス装置を試作し、遠隔施工性を要素試験にて確認した。
・上記の成果や残った課題に対し、机上検討や部分試験にて装置仕様を策定した。また、装置仕様の妥当性確認のための要素試験計画を策定し、供試体や要素試験用装置の準備を進めた。



②側面からアクセスする装置の開発（側面穴開け調査工法）
・側面から炉心にアクセスする場合のアクセスルートを設定するとともに、掘削やシール作業に適したツールの選定や主な作業ステップ等、工法の概念を確立した。また、装置のメンテナンスを行う施設設計も含め、装置全体の仕様をまとめた。
・上記の成果や残った課題に対し、机上検討や部分試験にて装置仕様を策定した。また、装置仕様の妥当性確認のための要素試験計画を策定し、供試体や要素試験用装置の準備を進めた。

（4）炉心部までの調査方式の開発、選定
・調査ステップ別にアクセスルート事前確認用と本格調査用の装置仕様を検討し、視認性、耐放射線性、操作性を要素試験にて確認した。

（5）課題と今後の計画
・上部穴開け調査工法の実現性を確認し、側面穴開け調査工法の実現性の見込みを得たことから、両調査工法を対象として、安全評価に必要な被ばく評価や各装置の部分試作機を用いた要素試験等を実施し、その結果を踏まえた装置設計に反映を行い、装置・設備仕様の策定を行う。
・調査の作業手順やメンテナンス方法についても整理し、調査計画の具体化を図る。

実施者
技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）

2. 関連事業
これまで行われた関連事業における成果は以下のとおりである。
○原子炉圧力容器内部調査技術の開発（2013～2015年度）
・RPV内部の燃料デブリの位置、炉内構造物の損傷状態、RPV内の温度、線量等を取得するため、調査対象部位までのアクセス方法、調査方法、及びサンプリング方法を検討し、RPV内部の高線量下（暫定1000Gy／h）での調査技術の整理を行い、RPV内部を調査する技術開発計画を策定した。
・燃料デブリ取り出しPJ等の関連PJや、現場からの調査ニーズと調査の実現可能性評価を整理した。
・早期にRPV内部にアクセスするために、配管等の既存ルート／穴開け等による新規ルートからのアクセス技術、及び調査技術の基本設計・要素技術を実施した。
・RPV内部調査の主要な技術であるRPV上部穴開け加工技術、バウンダリ機能を維持するシステム、及び格納容器（PCV）側面からの燃料デブリのサンプリング技術について、要素試験等で実現の見込みを得た。

2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度	2018年度	2019年度
		原子炉圧力容器内部調査技術の開発						
					原子炉圧力容器内部調査技術の開発			

図 A14-1-(4)　原子炉圧力容器内部調査技術の開発

事業の目的

燃料デブリ取り出し工事に係る臨界管理や装置設計、工事要領の開発・合理化に資することを目的に、実燃料デブリのサンプリングのシナリオを策定し、アクセス装置を含むサンプリング装置の検討及び開発を実施する。

事業の内容と進捗状況

燃料デブリ取り出しに伴う臨界管理や取り出し装置の設計等に資するため、サンプリング調査のシナリオの策定・更新、アクセス装置を含むサンプリングの回収に必要な技術を開発している。原子炉格納容器(PCV)内部詳細調査用アーム型アクセス装置等の開発成果を取り込みながら、サンプルの遠隔輸送、中性子束監視等の燃料デブリ取り出しへ応用が期待される技術についても要素試験等により開発仕様を具体化している。これまでの実施内容と得られた成果は以下のとおりである。

(1)燃料デブリの採取、サンプリングシナリオの検討及び策定

燃料デブリサンプリングの全体シナリオについてニーズやPCV内部調査結果を踏まえ策定した。さらに、分析ニーズと分析施設側の対応能力にバランスに配慮して段階的なサンプリングステップに見直しを行った。なおPCV内部の干渉物によって溶け落ちた燃料デブリへのアクセスが困難な場合の対応を抽出し検討を行っている。

また、PCV内部詳細調査時に特別な設備無しで実現可能な少量サンプリングの方法を策定した。

(2)PCV内燃料デブリサンプリングシステム及び装置の設計・試作

①燃料デブリサンプリングシステムの基本設計

燃料デブリ取り出しへの応用も期待される燃料デブリサンプルの遠隔輸送システムや、燃料デブリ切削時の臨界安全のための中性子モニタの構造・仕様を策定した。

②燃料デブリ付近へのアクセス装置の設計・試作

PCV内部詳細調査用アーム型アクセス装置を燃料デブリサンプル回収に適用できるように輸送、閉じ込め、干渉物回避性等の性能強化策を策定した。

③燃料デブリサンプル回収装置の設計・試作

小石・砂状デブリのサンプル回収のための付属工具等について要素試験を行い、概念設計を行った。さらに、サンプル分析施設や、アーム型アクセス装置とのインターフェースに配慮し、要素試験に基づいた装置仕様を具体化した。

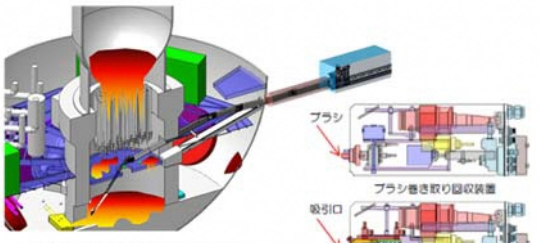
(3)原子炉圧力容器(RPV)内燃料デブリサンプリングシステムの概念検討

RPV内部調査技術の開発を踏まえ、上部或いは側面からRPV内にアクセスするシステム概念を検討・更新した。

(4)課題と今後の計画

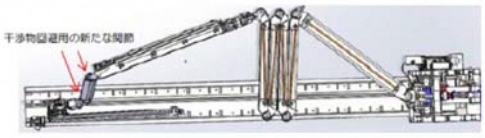
燃料デブリ取り出しでも必須となる技術を見極め、検証項目、目指すべき設計仕様と開発工程をまとめている。今後は、早期の燃料デブリサンプリングを目指すべく装置の開発を進める。

また、並行する「原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発」と連携し、燃料デブリの少量サンプリングの実現を目指す。

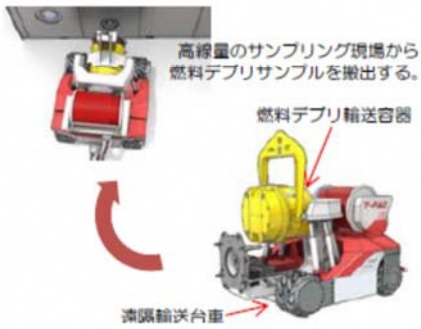


PCV内でのサンプリング概念

燃料デブリの少量サンプル回収装置概念



干渉物回避性を向上したアクセス装置の検討例



燃料デブリ遠隔輸送システム

実施者

技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)

2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度	2018年度	2019年度
						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		

図 A14-1-(5)　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

事業の目的

福島第一原子力発電所の廃止措置において、宇宙線ミュオンを利用した原子炉内燃料デブリ分布検知技術として、"透過法"と"散乱法"の二つの手法の開発を行った。透過法については福島第一原子力発電所1号機において測定と評価を完了するとともに、散乱法については7m×7mの有感面積を有する大型のミュオン軌跡検出器の性能試験を完了した。それぞれ高放射線環境下にある原子炉体系への適応性を確認した。

事業の内容と成果

(1)小規模実証試験の実施(識別能力1m程度)

1号機において検出器システム(透過法)を用い、2015年2月～9月の期間に計3地点、約90日間の測定を実施し、使用済燃料プール内の燃料により、1m程度の識別能力があることを確認した(図1)。炉心部には燃料が無いと推定できる測定結果を得た。ミュオン検出器面の改良により、分解能を維持したままで、装置の大きさを約1／4とする小型の測定装置を開発した(図2)。

(2)検出器システムの設計、製作(識別能力30cm程度)

検出器の位置ずれ対応等の改良項目を抽出するとともに、識別アルゴリズムにノイズ抑制技術を追加し、従来の1／4の測定期間でも誤検知率が低下しないことをシミュレーションによって確認した(図3)。

7m×7mの有感面積を有する大型のミュオン軌跡検出器を用いて原子炉構成材に対する透過試験を行い、コンクリート等に影響されずに鉛(高密度物質)を画像化可能であることを実証した。

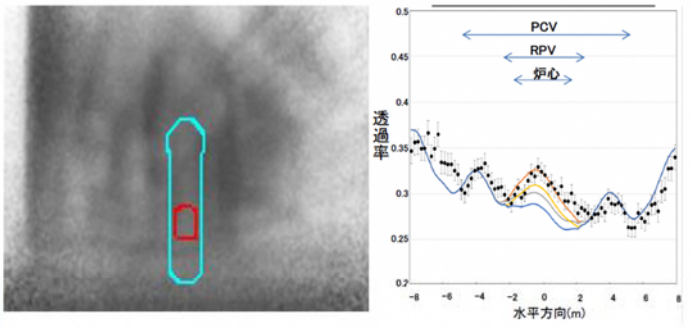


図1　1号機での透過法による測定と評価結果

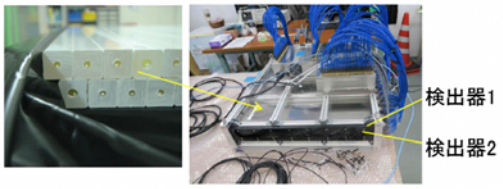


図2　小型化した透過法測定装置

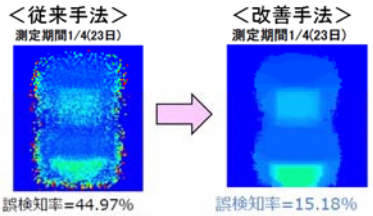


図3　誤検知率の改善に関するシミュレーション結果

実施者

技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)

2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度	2018年度
		原子炉内燃料デブリ検知技術の開発(ミュオン活用)					

図 A14-1-(6)　原子炉内燃料デブリ検知技術の開発（ミュオン活用）

事業の目的

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し機器・装置及びシステム、取り出し時の安全確保に関わる技術について、これまでに得られた研究開発成果に基づき、必要となる要素技術開発及び試験を実施する。主には、アクセス構築に必要となる原子炉建屋(R/B)、原子炉格納容器(PCV)に存在する干渉物撤去技術や燃料デブリ集塵、回収等の各種技術等について、高線量下・高汚染下、不確定要素を含む環境条件での遠隔作業、閉じ込め機能維持等の安全の確保や燃料デブリ取り出し期間の継続的な作業を考慮した技術開発を行う。また、燃料デブリ・炉内構造物の取り出し時の安全確保のシステムに関わる各要素技術の開発を行う。

1. 事業の内容と進捗状況

下記2. 関連事業の結果及び「燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化」の結果を反映、統合して、次の開発を実施する。

(1)燃料デブリ取り出し工法の開発

現場情報等を踏まえて、原子炉圧力容器(RPV)及びPCVに存在する燃料デブリを取り出すために必要なアクセスルートを構築する技術を開発することとしている。特に、燃料デブリ取り出しの工程短縮を可能とする干渉物撤去技術について、R/BやPCV内の設備の調査結果に基づく、ずれ、変形、破損等の状況を想定し、撤去を行うための技術を検討し、必要に応じ要素試験を実施し、成立性を確認することとしている。

また、干渉物撤去技術以外の技術として、遠隔装置の操作を支援するシステムやPCV内の設備の保守方法、PCV外への汚染拡大を防止する技術、R/B内の被ばく低減のための遮へい体の構築等を考慮したアクセスルートの構築に必要と考えられる技術について技術開発を行うこととしている。

以下に各アクセス工法において想定される干渉物となる機器等を記載する。

①RPVへの上アクセス工法:ウェルシールドプラグ、PCVヘッド、RPVヘッド、炉内構造物等

②PCVへの横アクセス工法:R/B内(特にペネトレーション周辺)、ペデスタル外、ペデスタル内の機器、設備、配管等

(2)燃料デブリ取り扱い技術の開発

①PCV内　燃料デブリ集塵・回収システムの技術開発

a. 燃料デブリ加工時発生ダストの集塵システムの開発

燃料デブリの切削等の加工には、燃料デブリの特性に応じた加工性の要求と加工によって発生するダストの発生影響等を考慮して、コアボーリング、ディスクソー、チゼル等の機械的な方法、レーザー等の熱的な方法、高圧ジェットブラストによる方法等の適用が検討、開発されている。このような様々な加工方法、加工環境によって発生するダストの特性に合わせた気中、液中での発生箇所でのダストの集塵システムの開発を行うこととしている。また、発生箇所近傍での集塵を補完するPCV内でのダストの拡散を可能な限り抑制するシステムの開発を行うこととしている。

b. 燃料デブリの状態に応じた回収、収納方法・システムの開発

PCV内にはRPV内の溶融損傷燃料に加えて、ペデスタル底部等の構造物上の様々な場所に堆積する燃料デブリが多様な状態(ルースデブリ、汚泥状、微細(粉)デブリ、破砕/切削等の加工によるデブリ等)で存在する。燃料デブリ取り出しを効率化するために、燃料デブリの状態に応じた回収方法、容器への収納方法及びシステムを開発することとしている。

②液相内　燃料デブリ・堆積物の浄化・処理に関わる技術開発

a. 溶解性核種の除去技術の開発

燃料デブリから循環冷却水中に溶出すると考えられる溶解性核種の除去技術について、溶解性核種除去用吸着材に関するアルファ核種を対象とした要素試験を実施して最適な吸着材を選定し、吸着除去設備の概念システム設計を行うこととしている。

b. PCV内から回収された堆積物等の処理技術の開発

PCV内底部等に存在する燃料デブリを含む堆積物の回収時には堆積物を含む回収液の発生や、また、燃料デブリ取り出し作業時には、循環冷却水系のフィルタ等を逆洗する場合に、固形物を含む廃液等が発生する。これらの取り扱い、保管にあたっては、液中から固形成分を分離することが、安全性、減容等の観点から必要であり、液中から固形物を分離し、収納するための処理技術について、収納効率、遠隔操作、保守等を考慮した技術の開発を行い、廃液処理設備の概念システム設計を行うこととしている。

③燃料デブリと廃棄物の仕分けに関わる技術の調査

PCV内から取り出された物を、燃料デブリと放射性廃棄物に仕分ける場合に必要となる技術を調査するとともに、仕分けを行うための方法について検討し、実現性の評価について、「燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発」及び「固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発」等の関連事業とともに実施することとしている。

(注記)

燃料デブリ取り出しに関わる機器・装置及びシステムに関わる技術開発においては、以下について遠隔操作で扱う装置の取り扱い性、保守方法を考慮した開発を行うこととしている。

・高放射線量エリアに設置することから、遠隔での保守が原則となる。
・装置の汚染と必要な除染に配慮する必要がある。
・保守を行うための作業エリアが限られる。
・保守作業によって発生する放射性廃棄物を極力抑える必要がある。
・臨界監視装置の設置、取扱いに配慮する必要がある。

(3)燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関わる技術開発

①閉じ込め機能に関わる要素技術開発

a. 閉じ込め機能に関わるダスト挙動予測技術の開発

公衆、作業員の安全を確保する観点で、閉じ込め機能は重要である。燃料デブリ加工時に発生するアルファ核種を含むダストのPCV内での挙動の予測に必要なPCV内部の気流解析とエアロゾル挙動の解析技術の組み合わせについて研究開発するとともに、R/B内での挙動予測を行うための解析モデルの拡張に関する開発を行うこととしている。

b. 大型新設設備の既設接続部の閉じ込め技術の開発

燃料デブリ取り出しのための作業セル等、R/Bに設置する大型の新設設備について、PCV等の既設構造物との接続部の閉じ込め機能確保のための技術開発として、接続部の構造、工法、検査、シール材等の保守等について検討し、必要な要素試験を実施し、技術の成立性を確認することとしている。

②臨界防止・監視に関わる要素技術開発

a.臨界監視の管理方法の技術開発

燃料デブリ取り出し作業に起因する臨界の発生を防止するためには監視しながら、慎重な取り出し作業が求められる。

そこで、福島第一原子力発電所の状態を模擬した大型で複雑な燃料分布体系での未臨界度測定精度を確認し、未臨界度測定の成立性を確認することとしている。また、関連事業「燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業（小型中性子検出器の開発）」の成果を踏まえ、中性子検出器の現場への適用性を確認することとしている。あわせて、東京電力のエンジニアリングと連携し、臨界近接監視手順の策定、管理パラメータの設定方法等を含む管理手順の立案等を行い、現場適用のための実証計画の策定等の検討を行うこととしている。

b.臨界防止技術の開発

燃料デブリ取り出し時の燃料デブリの状態に応じた非溶解性中性子吸収材の使い分け方法や投入装置の概念設計等、非溶解性中性子吸収材の運用方法を検討することとしている。また、デブリ加工が非溶解性中性子吸収材に与える影響等を要素試験により確認し、運用方法の検討へ反映し、さらに放射線影響下での防錆剤の使用を考慮した環境における非溶解性中性子吸収材の構造材等への影響を検討することとしている。

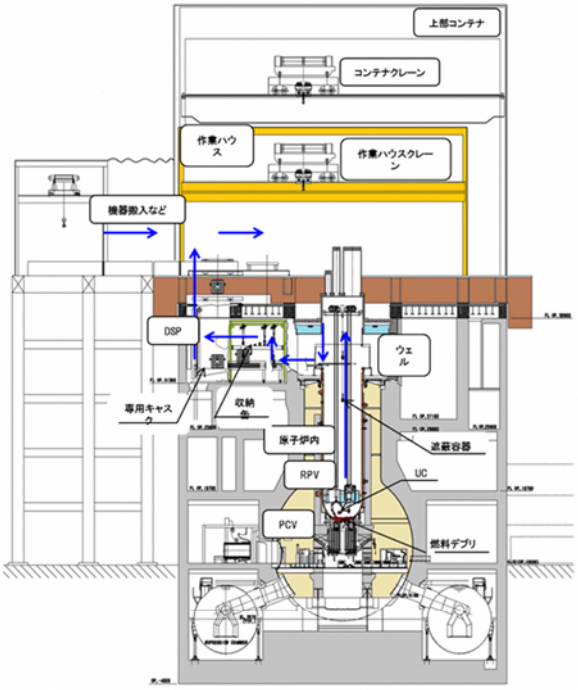


図１　気中－上アクセス工法の概念（検討例）

2. 関連事業

これまで行われた関連事業における成果は以下のとおりである。

○燃料デブリ・炉内構造物の取り出し技術の開発（2014年度）

（1）燃料デブリ取り出し工法確定に向けて、プラントデータや他プロジェクトの開発成果等の情報を収集・整理し、取り出し工法として実現性が高いと考えられる代表3工法（冠水－上アクセス、気中－上アクセス、気中－横アクセス）を選定し、課題を抽出、整理を行った。

（2）抽出された課題について、既存技術の調査を行い、対応策を検討し、必要な開発計画の策定を行った。

（3）燃料デブリ取り出しに必要と考えられる技術について、各種要素試験を行った。

○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（2015～2016年度）

（1）代表3工法の実現性の検討

代表3工法について、図1に示されるようなプロセスフロー、作業ステップ図等を検討・作成し、要求仕様の設定及び課題の抽出を行った。

（2）安全確保のためのシステムの概念検討

燃料デブリ取り出し時に求められる安全要求、機能要求を整理し、安全を確保するための各種システムの構成を検討した。

また、検討されたシステムによる概略の被ばく影響評価を行った。

（3）燃料デブリ取り出し装置の概念検討

図2に示すような代表3工法に適用する燃料デブリ取り出し装置の概念検討を行った。

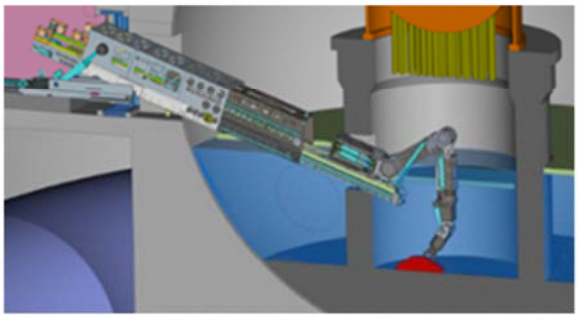


図２　気中－横アクセス工法での燃料デブリ取り出し装置の概念（検討例）

○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　（2017～2018年度）

（1）閉じ込め機能に関する技術開発

・負圧管理による閉じ込め機能確保のための要素技術（図3右側）開発として、解析、要素、試験により、負圧管理による閉じ込め機能確保のための技術開発を行った。

（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

・気体系システムにおけるダストの捕集・除去技術（図3右側）及び液体系システムにおけるダストおよび溶解性核種の捕集・除去技術（図3左側）について、既存技術の調査、比較を行い、優位技術について要素試験により知見の充実を図った。

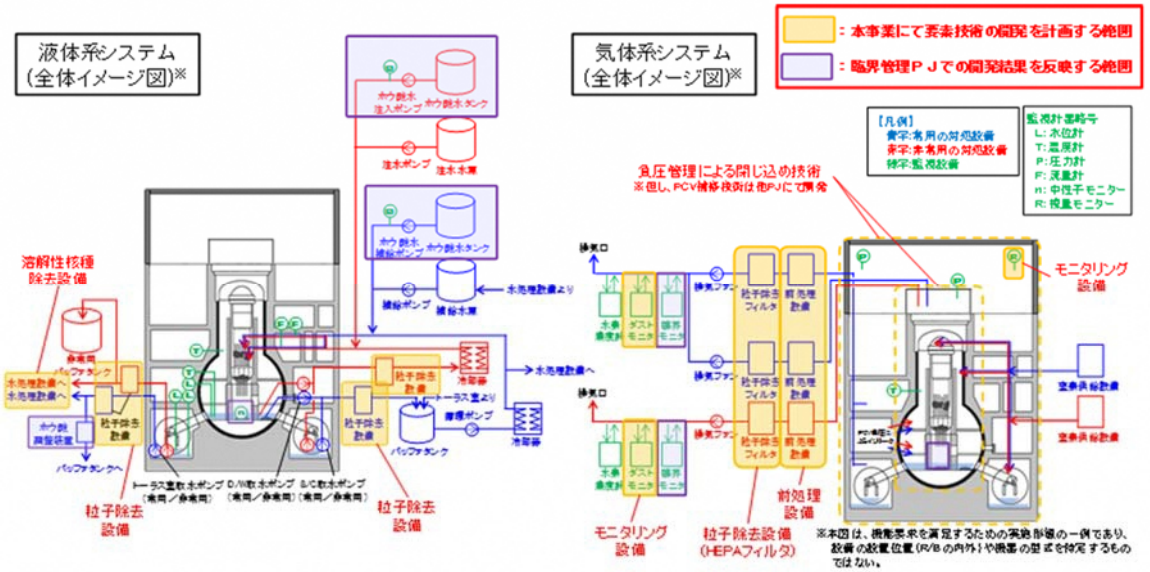


図３　システム構築のために要素技術開発を実施する範囲

(3)燃料デブリ取り出しに伴うα核種モニタリングシステムの検討
・燃料デブリ取り出し時のα核種のモニタリング技術について、既存技術について調査を実施し、実機適用の場合の課題の整理を行った。

(4)工法・システムの安全確保に関する最適化検討
・気中−横アクセスに軸足を置いた各号機への適用性を考慮した工法について設計条件を整理し、セルの設置工法などについて検討した。(図4)
・燃料デブリ取り出し時の公衆被ばく評価結果について見直を行い、重要となる作業者被ばくについての検討を行った。

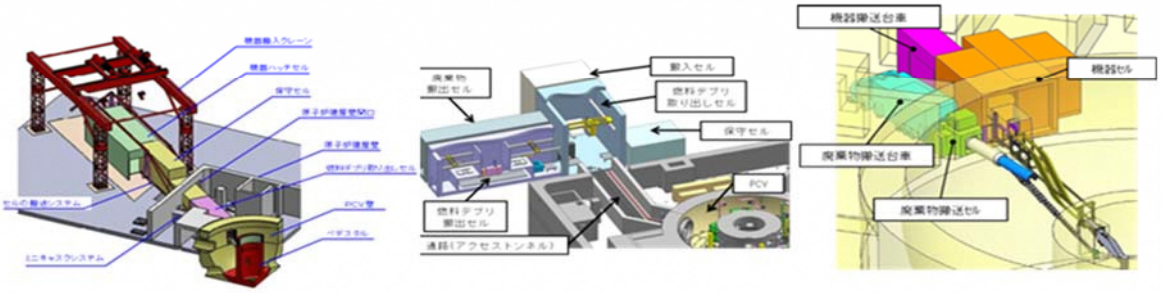


図４　燃料デブリ取り出しセルの設置イメージ

実施者
技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)

2011度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度	2018年度	2019年度
	燃料デブリ・炉内構造物の取り出し技術の開発							
				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				
					燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けた技術の開発			

図 A14-2-(1)　燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けた技術の開発

事業の目的

福島第一原子力発電所の廃止措置に向けて、燃料デブリや炉内構造物の取り出し工法のこれまでの検討結果を踏まえ、取り出しに必要な要素技術（燃料デブリの拡散防止技術、取り出し装置設置のための要素技術、取り出し装置の遠隔保守技術、取り出し時の監視技術）を開発し、機器・装置の成立性を評価した。

1. 事業の内容と進捗状況

下記2. 関連事業の結果を反映して以下の成果が得られている。

（1）燃料デブリの拡散防止技術の開発

燃料デブリの切削・集塵システム（図1、図7）、回収・移送システムを開発し、また、燃料デブリを作業エリアにとどめる拡散防止工法の概念検討を行った。

（2）燃料デブリ取り出し装置設置のための要素技術の開発

取り出し装置を格納する作業セル設置のための要素技術（シール機構（図2）、遠隔溶接等）、取り出しの支障となるアクセスルート上の干渉物撤去技術（図3、図4、図5）の開発を行った。

（3）燃料デブリ取り出し装置の遠隔保守技術の開発

高線量エリアに設置された取り出し装置は原則、遠隔保守が必要なため、燃料デブリを取り扱う機器・装置の遠隔保守の考え方を整理し、それに沿った保守方法の検討、実現性評価、課題抽出を行った。

（4）燃料デブリ取り出し時の監視技術の開発

燃料デブリ取り出しを監視するため、高線量下で使用できる撮像管カメラ（図6）、小型中性子検出器（図8）の開発を行った。

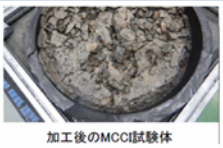
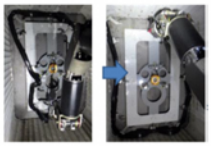


図1 チゼル加工試験


図2 インフレートシール要素試験

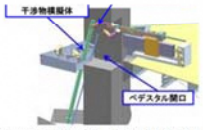


図3 ペデスタル内干渉物撤去要素試験


図4 生体遮へい壁撤去要素試験


図5 ロボットアームとアクセスレールとの組み合わせ要素試験


図7 水中貫通型レーザーヘッド（ONET Technologies CN）




図6 試作撮像管とカメラシステム（浜松ホトニクス(株)）

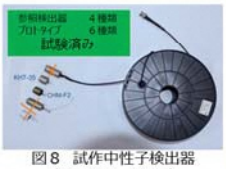


図8 試作中性子検出器（RosRAO, FSUE）

実施者

（全体提案）技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）

（部分提案）

燃料デブリの切削・集塵システムの開発：ONET Technologies CN、大成建設株式会社（2015～2016年度）

燃料デブリ取り出し時の監視技術の開発：浜松ホトニクス株式会社

小型中性子検出器の開発：技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）、RosRAO、FSUE、ONET Technologies CN（COMEX NUCLEAR）

2. 関連事業

これまで行われた関連事業における成果は以下のとおりである。

○燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術開発（2015～2018年度）

冠水工法、気中−上アクセス工法、気中−横アクセス工法の3工法を対象に各工法の実現性を見極めるための要素試験の試験計画を策定し、以下の要素試験を実施した。

（1）大型構造物取り出しにおける汚染拡大防止技術
- 作業ステップ単位のスケールモデル試験

（2）圧力容器（RPV）内燃料デブリ取り出しにおける汚染拡大防止技術
- 気中−上アクセス工法のRPV内アクセス装置試験（図9）

（3）燃料デブリへのアクセス技術
- 液圧マニピュレータ試験
- 冠水工法のRPV内アクセス装置試験（図10）
- 気中−横アクセス工法のペデスタル内アクセス装置試験（図11）

（4）燃料デブリ取り出しにおける遠隔作業技術
- 柔構造アーム試験（図12）
- 収納缶取扱い装置試験

（5）燃料デブリ取り出しにおける汚染拡大防止技術
- 冠水工法のプラットフォーム/セル試験
- 気中−横アクセス工法のセル遠隔シール溶接試験

（6）燃料デブリ取り出しにおける作業員の被ばく低減技術
- 上アクセス工法で使用する形状追従軽量遮へい体試験

（7）燃料デブリ取り出しにおける切削・集塵技術
- 燃料デブリの切削・集塵性能試験（図13、図14、図15）

（8）燃料デブリ取り出しにおける視覚・計測技術
- 視覚・計測技術の性能に関する試験（図16）

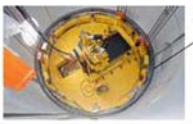




図9 RPV内面シール及び装置下部シールに関する試験

図10 RPV内アクセス装置試験





図11 ペデスタル内アクセス装置試験



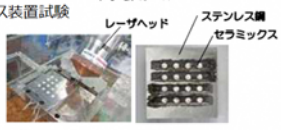


図12 遠隔作業用柔構造アーム例　図13 燃料デブリの切削性能試験


図14 ボーリングロボット(大成建設(株))


図15 Underwater cutting head (COMEX NUCLEAR)


図16 試作した撮像管（浜松ホトニクス(株)）

2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度	2018年度
			燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術開発				
				燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化			
						（小型中性子検出器の開発）	

図 A14-2-(2)　燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化

事業の目的

燃料デブリ取り出し工事の安全確保のため、必要な原子炉格納容器(PCV)内の水循環システムの構築にあたって課題となる PCVの閉じ込め機能を確保しつつPCV内へアクセス、接続する技術等を開発する。

事業の内容と進捗状況

（1）PCV内アクセス・接続及び補修の技術仕様の整理、作業計画の検討及び開発計画の立案

① 燃料デブリ取り出しの安全確保の実現に向け、現在燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化PJで検討されている各種システムのうち、水循環システムでは、ドライウェル（D/W）、サプレッションチェンバー（S/C）、トーラス室の各所からの取水について検討を実施した。

D/W、S/Cからの取水については、閉じ込め機能を確保しつつ内部へのアクセスルート及び水循環システムを構築する必要がある。その実現にあたっては高線量・狭あい部等の厳しい現場環境条件、検査性、長期健全性、遠隔保守性等を考慮した施工技術、作業計画の確立が必要である。そこで、この実現にあたって、必要とされる技術仕様、システム構築作業手順を検討し、以下の項目について、開発課題の抽出するとともに、開発計画の立案を行った。

ⅰ. 現場環境を考慮した、技術仕様の整理 （S/C取水部構造の配置検討例：図2）

ⅱ. アクセスルート構築作業・維持の計画の検討 （D/Wからのアクセスルート構築に関する検討例：図1）

ⅲ. 開発課題の抽出、開発計画の立案

② 水循環システム構築に影響するPCVの補修技術についても、これまでの研究開発成果を踏まえ、現場の状況に対応した技術的な開発課題の抽出、開発計画の立案を実施した。

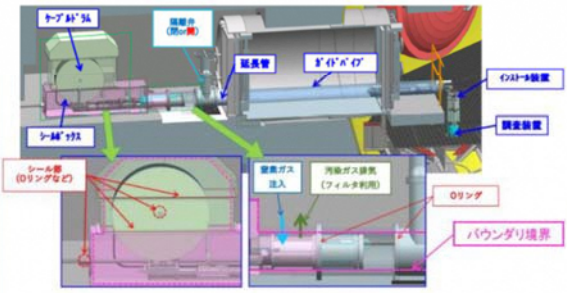


図1 D/Wからのアクセスルート構築に関する検討例

[検討結果]

A) 1～3号機は、図中θの66°以上で8箇所以上のS/C取水口が配置可能。
⇒当該角度θを66°以上として溶接装置開発を進める

B) 遠隔によるトーラス室内の干渉物撤去が必要。
⇒トーラス室内の代表的干渉物(配管、ケーブルトレイ、空調ダクト、手摺)について、PCV下部補修装置（FRM）による撤去手順の概念検討を行う。

C) R/B1階干渉物撤去検討は必要に応じ、今後のエンジニアリング範囲とし本PJ対象外とする。

D) S/C内構造物（ベント管、ベントヘッダ、ダウンカマ）と取水設備の干渉影響の確認は必要だが、フレキシブルホースにより影響度は小さい見込み。

E) 除染対策が望ましい、または必須

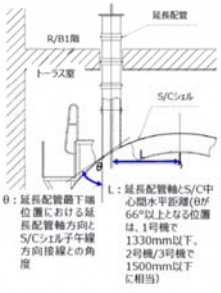


図2 S/C取水部構造の配置検討の例

（2）PCV内アクセス・接続等の要素技術開発・検証

前項で整理した開発計画に基づき、PCV内アクセス・接続等の技術に必要となる各要素技術の開発、検証を行っている。以下に要素技術として想定される項目例を示す。

・接続部の遠隔施工技術
・施工時、供用中の遠隔によるアクセスルート検査技術
・施工時，供用中における接続部の遠隔補修技術

（3）PCVアクセス・接続技術等の実規模スケールでの検証

各要素技術の開発成果に基づき、D/W、S/C内へのアクセス・接続等に関する試設計を実施している。その成果を踏まえ、楢葉実規模試験体等の活用により、実規模スケールでの以下の施工性検証と実機工事に向けた作業要件の把握、課題抽出を行う。

・実規模スケールでの遠隔操作による施工性の確認、課題の抽出
・実機工事に向けた閉じ込め確保・作業員の被ばく低減対策及び課題の抽出
・接続部施工後の試験体調査

実施者

技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）

2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度	2018年度	2019年度
							原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発	

図 A14-2-(3)　原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発

事業の目的

燃料デブリ取り出し時における放射性物質の飛散・拡散の防止、放射線の遮へい、冷却維持、α核種を含む汚染水の封じ込めの観点から原子炉格納容器（PCV）内で閉じ込め機能を構築し、その状態を安定的に維持するための漏えい箇所の補修技術を開発した。さらに、PCV内の水張りのプロセス、補修工法の実機適用に向けた環境改善の概念についても検討した。

1. 事業の内容と進捗状況

下記2. 関連事業の結果を反映して以下の成果が得られている。

（1）PCV水張りまでのプロセス検討及び計画

実現性の高いPCV水位を複数案提示し、個別の補修技術の止水性能の目標を設定した。

（2）PCV下部補修技術の開発

① サプレッションチャンバ（S/C）脚部の補強技術

実機環境を想定した要素試験を実施し、打設後の強度と流動性評価結果より補強の有効性を確認した。

② S/C内埋設による止水技術

強め輪乗り越え試験、長距離圧送試験、実機環境を想定した要素試験及びS/Cガイドパイプ施工の機能検証試験を実施し、施工成立の可能性を確認した。

③ ベント管埋設による止水技術

自己充填コンクリートを止水材として選定し、1/1スケール試験にて施工性と止水性能を確認した。重泥水による補修材開発を行った。

④ 真空破壊ライン埋設による止水技術

インストール性を改良した止水プラグの施工性と止水性能を1/1スケール試験により確認した。

⑤ 接続配管のバウンダリ構築技術

止水材開発と遠隔施工装置の要素開発を実施し、工法の成立性を確認した。

（3）PCV上部他補修技術開発

機器ハッチシール部の止水装置の改善検討を行い、施工性向上の見通しを得た。

（4）トーラス室壁面配管貫通部等の止水技術

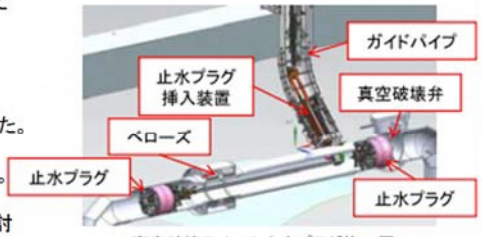
吹付け施工可能な止水材を選定し、その止水性確認のための試験を実施した。

（5）補修工法の実機適用に向けた環境改善の概念検討

PCV下部補修（止水）作業の被ばく線量評価を実施し、被ばく線量低減工法検討と課題の抽出を実施した。



ベント管1/1スケール試験



真空破壊ラインの止水プラグ施工図

実施者　技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）（2013年度～）

2. 関連事業

これまで行われた関連事業における成果は以下のとおりである。

○格納容器漏えい箇所特定技術の開発（2011～2013年度）

PCVやトーラス室壁面の高線量・狭あい・水中環境における漏えい箇所を特定するための装置類を開発し、モックアップ等による性能確認を行った。さらに、一部の装置については実機適用（1及び2号機のトーラス室壁面等）を行い、1号機の真空破壊ラインベローズ部からの漏えいを確認した。

○格納容器補修技術の開発（2011～2013年度）

ベント管やS/C等でバウンダリを構成するための補修装置の設計・製作に向けて補修工法の詳細検討を実施した。
PCV上部で損傷の可能性が高いと考えられるハッチフランジ、貫通部ベローズなどに適用する補修装置の設計・製作に資するための止水基礎試験を実施した。

○格納容器水張りに向けた補修（止水）技術の開発（2014～2015年度）

（1）PCV補修・止水技術の開発

・S/C脚部の補強技術：補強材を改良し、各種試験により実機適用のみ込みを得た。
・S/C内充填による止水技術：止水材の配合を決定し、各種試験により止水性能を確認した。
・ベント管内埋設による止水技術：閉止補助材の展開試験、副閉止補助材の絞り込み、実機適用に向けた課題抽出を実施した。
・真空破壊ライン埋設による止水：フレキシブルガイドパイプを用いたプラグの挿入試験を実施し、一連の工法の成立性を確認した。
・接続配管のバウンダリ構築技術：止水材の要求性能の設定と止水試験を実施し、課題を抽出した。
・ドライウエルシェルの補修技術：止水工法及び止水材の適用確認試験の検討と止水装置の概略設計を実施した。

（2）PCV水張りまでの計画の策定

1,2号機の水張りまでの作業ステップを作成した。



図 A14-2-(4)-1　原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の開発

事業の目的

「原子炉格納容器（PCV）漏えい箇所の補修技術の開発」の研究開発で開発されるPCV下部補修技術の実規模試験を実施して、実施工を念頭とした手順の妥当性、遠隔操作による施工の成立性及び止水性能の確認を行った。また、バーチャルリアリティ（VR）システムを利用した遠隔操作機器（マニピュレータ）の操作訓練用シミュレーションの有効性を確認した。

1. 事業の内容と進捗状況

下記2. 関連事業の結果を反映して以下の成果が得られている。

（1）原子炉格納容器下部補修技術の実規模試験等

下記項目について実規模試験を実施した。

①サプレッションチェンバ（S/C）脚部補強

S/C下部に流動性の高い補強材を充填し補強する打設試験を実施し、実機を想定した施工手順で施工できることを確認した。また、打設高さなどの施工監視の成立性についても確認した。

②ベント管止水

遠隔操作による干渉物撤去やベント管への穴あけを行う施工性確認試験を行い、実機を想定した環境で施工対象へアクセスできることを確認した。

③S/C内充填止水（ダウンカマー止水）

S/C内に流動性の高い止水材を充填し止水する打設試験を実施し、実機を想定した施工手順で施工できることを確認した。また、打設高さなどの施工監視の成立性についても確認した。

④試験準備など

給排水設備の維持管理と、そのための定期点検を実施した。

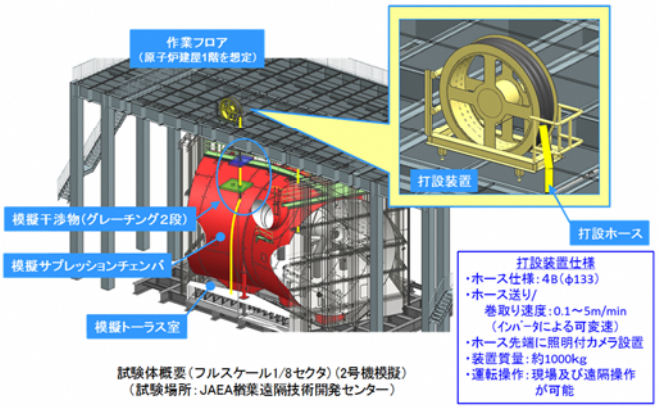


図1　S／C脚部補強打設試験概要

（2）予備シミュレーション試験用のVRデータの整備

ベント管止水で使用するマニピュレータをVRシステム上で再現し操作訓練ができる環境を構築している中で、モーションキャプチャ等を用いたマニピュレータの動作計測と、その動作データを反映したVRシステムとマニピュレータとの動作比較検証を行い、操作訓練でのVRシステムの有効性評価を実施した。

実施者

技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）

2. 関連事業

これまで行われた関連事業における成果は以下のとおりである。

○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）

（1）原子炉格納容器（PCV）下部補修技術の実規模試験等

2号機のPCV下部を模擬した1/8セクタの実規模モデルの設計、製作を完了するとともに、試験に必要な濁水処理設備を含む給排水設備の設置を完了した。

（2）予備シミュレーション試験用のVRデータの整備

VRシステムに取り込む遠隔操作機器（マニピュレータ）に係わるデータを作成し、VRシステム内で動作可能であることを確認した。さらに、国内外の機関における遠隔操作機器の機能及び操作者の技能に関する検証システムの調査も完了した。

○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（2016年度）

（1）原子炉格納容器（PCV）下部補修技術の実規模試験等

①S/C脚部補強

施工法確認試験を実施し、高線量下での作業、遠隔操作による作業及びPCV補修技術開発で準備した設備の適用性に問題がないことを確認した。

②ベント管止水

施工法確認試験に着手した。

③試験準備等

試験体の移動、S/C脚部補強の緩衝材取付、試験体の水張り確認等、試験準備を完了した。

（2）予備シミュレーション試験用のVRデータの整備

遠隔装置の設計者および操作経験者のヒアリング結果を踏まえ、必要な精度アップのための課題を抽出し、操作卓上において実機同等の機能模擬及び遠隔装置の操作機能の改善を検討した。

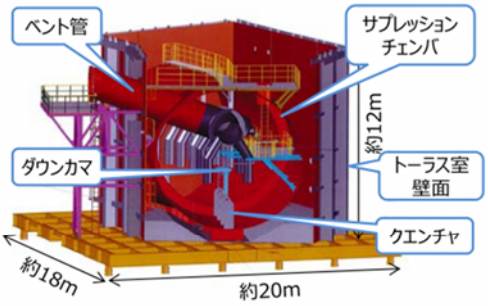


図２　実規模試験体

2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度
		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				
					原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の実規模試験	

図 A14-2-(4)-2　原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の実規模試験

事業の目的

事故時の高温の燃料デブリの落下、鋼材の腐食による経年変化、燃料デブリ取り出し時の止水や追加設備の影響を考慮した耐震強度評価に基づき圧力容器（RPV）/格納容器（PCV）等の主要機器の耐震性を評価するとともに、損傷が発生した場合の波及的影響とその影響を防止又は抑制できる対策案を立案するとともにその対策案に基づく安全シナリオの有効性を確認した。

1. 事業の内容と成果

下記2. 関連事業の結果を反映して以下の成果が得られている。

(1)大規模地震時における安全シナリオの構築

大規模地震による大型機器の損傷を起因とする波及的影響に対して、燃料デブリ取り出し開始までに実施すべき設備対策、及び準備すべき機動的対応をまとめ、安全シナリオ（安全機能の維持または事故収束のための一連の対応の流れ）を構築した。

(2)安全シナリオ構築のための耐震性・影響評価手法の開発

① サプレッションチャンバ（S/C）脚部の耐震性・影響評価手法の開発

・ベント管とS/C系を連結した連成モデル（図1）に対して弾性時刻歴応答解析を実施し、S/C内への止水材充填状態の耐震性を評価した。

・重要部位であるコラムサポート他について、さらに弾塑性解析（2倍勾配法）による評価を行い、S/C内充填量の上限を確認した。

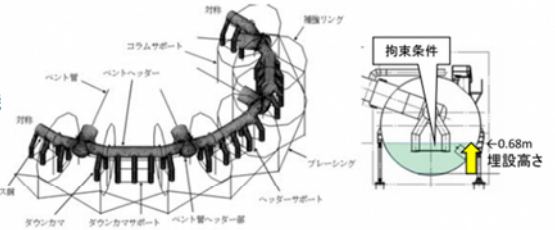


図1 ベント管-S/C系連成解析モデル（1号機）

② ペデスタル部の耐震性・影響評価手法の開発

ペデスタルの高温履歴時の想定温度分布および燃料デブリによる浸食の影響評価のため、以下に示す評価手法の開発と材料データを取得した。

・3次元有限要素法（FEM）による弾塑性解析（図2）およびファイバーモデルによる強度及び剛性の評価手法

・ペデスタル強度や剛性の変化が大型機器の耐震性へ与える影響を評価する連成応答解析法

・高温履歴によるコンクリート内鉄筋の高温腐食量と強度低下量

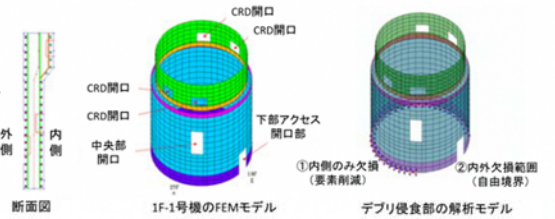


図2 RPVペデスタルの3次元FEM弾塑性解析モデル

(3)安全シナリオの高度化

上記の評価手法の高度化のために解析や試験等の確認方策を検討し、以下の詳細解析と材料試験を実施した。

・1号機におけるS/C脚部の弾塑性時刻歴応答解析による評価

・事故時の温度履歴を考慮したPCVの材料試験データの取得

実施者

技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）（2013年度～）

2. 関連事業

これまで行われた関連事業における成果は以下のとおりである。

○圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発（2011～2013年度）

(1)RPV,PCV,ペデスタル等の主要機器の耐震強度評価

現状及び燃料デブリ取り出し時のプラント状態（腐食による減肉、止水や燃料デブリ取り出し装置等の重量考慮）での主要機器の耐震強度評価を実施した。主要部分については耐震裕度を確保できるが、一部の機器についてはより詳細な強度評価が必要であることを確認した。

(2)ペデスタルに対する高温デブリ落下影響評価

溶融炉芯—コンクリート相互作用（MCCI）に係わる文献調査などを行い、ペデスタルの侵食状況の推定に資する基礎データを整備した。

○圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発（2014～2015年度）

(1)PCV/RPVの耐震健全性を踏まえた冠水工法の成立性評価

燃料デブリ取り出し時のプラント状態を反映したPCV/RPV等の耐震強度評価により、気中及び冠水（上アクセス）での燃料デブリ取り出し工法の成立性を検討し、評価結果が厳しい機器/部位について、耐震性の詳細評価を実施した。

(2)PCVの補修や水位上昇を踏まえた機器の耐震強度の簡易評価

地震応答解析に影響するパラメータ（D/W水位等）を抽出・選定して、各パラメータを変動させた地震応答解析を実施した。その結果よりパラメータの変動と地震応答の関係を整理し、耐震強度の簡易評価手法を開発した。さらに、簡易評価手法と通常の動的解析手法から得られる評価結果を比較することで、簡易評価手法の妥当性を確認した。

(3)ペデスタルの侵食影響評価

高温加熱後に気中または水中暴露を履歴した円柱試験体、ブロック試験体、ペデスタルの縮小模型試験体等のコンクリート強度、鉄筋の腐食量などのデータを取得し、実機ペデスタルの強度評価や考察に必要な知見を得た。

2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度
圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発						
			圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発			
				圧力容器／格納容器の耐震性・影響評価技術の開発		

図 A14-2-(5)　圧力容器／格納容器の耐震性・影響評価手法の開発

事業の目的

燃料デブリ取り出しまでの長期間、原子炉圧力容器・原子炉格納容器の構造材の腐食の進行を防ぎ、現状の構造健全性を維持するための腐食抑制策を検証し、実機適用性を評価した。

1. 事業の内容と成果

下記2. 関連事業の結果を反映して以下の成果が得られている。

(1)腐食抑制効果・影響の評価(図1，2参照)

①電気化学測定による防錆剤の耐局部腐食性の評価

前年度絞り込んだ防錆剤(腐食抑制策)による炭素鋼の耐局部腐食性を評価するため、電気化学測定(腐食すき間再不動体化電位測定、自然電位測定、定電位隙間腐食試験)の試験要領を策定するとともに、γ線照射及び非照射環境下における測定を実施し、各腐食抑制剤の局部腐食抑制効果/条件に関する知見を得た。

②リン酸塩系防錆剤の高温部での固着影響評価

リン酸塩系防錆剤の高温部での固着影響を評価するためのバッチ試験及び通水試験を実施し、固着の発生条件などの関する知見を得た。さらに、リン酸塩系防錆剤使用時に併用の可能性のある滅菌剤の腐食に対する影響を評価するための試験も実施し、滅菌材の腐食抑制効果への影響がないことを確認した。

③水処理設備への影響評価

海水希釈率、防錆剤添加濃度をパラメータとした防錆剤による水処理設備への影響評価試験を実施し、事前に防錆剤成分を低減させることで実機適用が可能であることを確認した。

(2)腐食抑制システムの概念設計(図3参照)

防錆剤(腐食抑制策)を実機適用するための腐食抑制システムの概念設計を実施した。

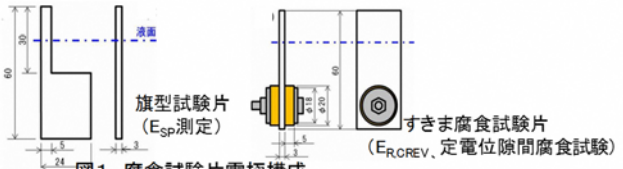


図1　腐食試験片電極構成

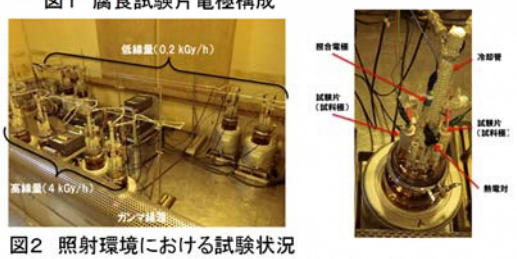


図2　照射環境における試験状況

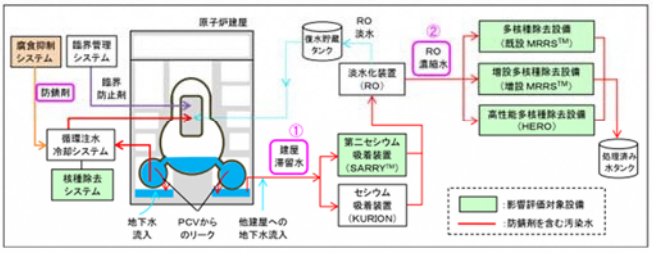


図3　腐食抑制システムの概念設計例

実施者

技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)(2013年度～)

2. 関連事業

これまで行われた関連事業における成果は以下のとおりである。

なお、2011年度から2015年度は「圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発」の一部分として実施された。

○圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発(2011～2013年度)

(1)長期の腐食減肉量の予測の高度化

腐食減肉量予測モデル構築のため、塩化物イオン濃度、温度をパラメータとした2，000時間までの腐食試験を実施した。

(2)腐食抑制策の開発

防錆剤として亜硝酸ナトリウムまたはタングステン酸ナトリウムを添加した腐食試験を実施し、塩化物イオンと等モル以上の添加で腐食抑制できることを確認した。

○圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発(2014～2015年度)

(1)長期の腐食減肉量の予測の高度化

本長時間(10，000時間)の腐食試験及び淡水希釈条件でのループ試験を実施し、腐食減肉量予測モデルを構築した。燃料デブリや炉内コンクリートからの溶出分の腐食影響について調査を実施し、新たな知見を得た。

(2)腐食抑制策の開発

本事業において抽出された防錆剤候補(タングステン酸ナトリウム、五ホウ酸ナトリウム等)を選定し、放射線照射下を含めた種々の条件下での防錆効果を確認する試験を実施した。それらの試験結果を踏まえて実機適用可能な防錆剤候補の絞り込みを行った。また、各防錆剤の水処理設備への影響評価試験を実施し、課題を抽出した。



図1　腐食抑制策の開発状況

2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度
圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発						
			圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発			
					圧力容器／格納容器の腐食抑制技術の開発	

図 A14-2-(6)　圧力容器／格納容器の腐食抑制技術の開発

事業の目的

燃料デブリ取り出し作業等に伴う燃料デブリの形状変化や水位等が変化した場合にも燃料デブリの再臨界による作業員の被ばく及び環境への影響を防止するため、燃料デブリ取り出し時の臨界リスクを把握する評価手法及び臨界近接監視手法、再臨界検知技術、臨界防止技術の開発を行う。

事業の内容と成果

(1)臨界管理方法の検討

- 号機毎の燃料デブリ分布の推定情報に基づき、臨界管理の観点から燃料デブリ取り出しまでの各工程における留意事項を明確化した。これらについて、内部調査等により得られた情報を基に都度見直しを行った。
- 万が一の臨界に備えて、臨界を終息させ被ばくによる影響を緩和するための手順や設備の検討に必要となる臨界時挙動評価手法を確立した。
- 複数工法における臨界管理の基本的考え方を整理し、燃料デブリ取り出しシステムに対する要求を整理した。

(2)臨界管理技術の開発

①臨界近接監視手法の開発

- 中性子計測に基づく炉雑音法により未臨界度を推定し臨界近接を監視する手法を開発し、高放射線下での動作確認試験や臨界集合体による成立性確認試験により未臨界度が推定可能であることを確認した(図1)。

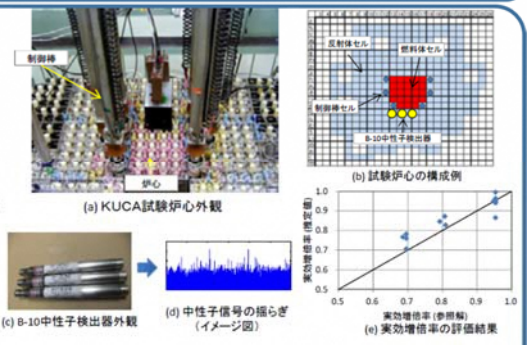


図1 京都大学臨界集合体実験装置における臨界近接試験概要

②再臨界検知技術の開発

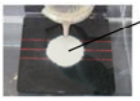
- 早期に臨界を検知できる技術として格納容器内の放射性ガス濃度を監視するシステムを改良し、1号機でのKr-88の検知性試験によりKr-88が他の放射性核種の影響がなく検知できることを確認した。

③臨界防止技術の開発

- 非溶解性吸収材について、核特性試験・長期照射時溶出試験・施工性試験を実施し、吸収材としての見通しを得た(図2)。
- 溶解性中性子吸収材(五ホウ酸ナトリウム)について、核特性試験やホウ素濃度維持設備検討を実施し、濃度評価や濃度維持の技術的成立性見通しを得た。

※今後はこれまでの開発成果を活用し、取り出し装置やシステムへの実装に向けた適用性検討と安全確保に関する最適化検討を行う。

形態	候補材
固体	B_4C金属焼結材
	B・Gd入りガラス材
	Gd_2O_3粒子
液体→固体(固化材)	セメント/Gd_2O_3造粒粉
	水ガラス/Gd_2O_3造粒粉
	水中硬化樹脂/Gd_2O_3造粒粉


水中の岩盤状模擬デブリに広がる吸収材

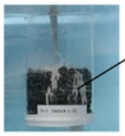

水中の粒状模擬デブリに流下する吸収材

図2 非溶解性吸収材候補と施工性試験

実施者

2012年度　日立GEニュークリア・エナジー株式会社、株式会社東芝、三菱重工業株式会社、日本原子力研究開発機構
2013年度以降　技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)

2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度	2018年度
	燃料デブリ臨界管理技術の開発						

図 A14-2-(7)　燃料デブリ臨界管理技術の開発

事業の目的

福島第一原子力発電所の廃止措置において、燃料デブリ取り出しの検討に当たっては原子炉格納容器(PCV)下部にあるサプレッションチェンバー(S/C)の補修(止水)作業に必要な放射性物質の情報(放射性物質除去の要否)を取得するために、S/C等に存在する可能性のある放射性物質について、堆積状況の推定及び計測手法の開発を行った。

事業の内容と成果

(1)開発計画の策定

S/C等における放射性物質検知までに必要となる可能性の開発・作業項目を抽出し、開発計画を策定した。

(2)放射性物質の移動シナリオの検討

放射性物質のS/C及びトーラス室への移動シナリオの検討結果から、許容量を上回る放射性物質が流入する可能性は低いと考えられるが、相対的に放射性物質が堆積する可能性が高いS/C底部及びサンドクッションドレン管排出口付近を測定することで、許容量を上回る放射性物質がないことを確認できるとした。

(3)止水材等への放射性物質の影響評価

放射性物質が残存した場合の影響要因のうち、最少の堆積量で影響が懸念される項目は、止水材中の発熱によりコンクリートが劣化する80℃に温度上昇することであり、その際のウラン重量は保守的評価で約13kg以上であった。そのため、非破壊測定により検知すべきウラン重量を10kgと想定した。

(4)放射性物質の検知技術の開発

燃料由来核種(Eu-154、Cm-244等)、バックグラウンド核種及び遮へい材核種をORIGENコードにより評価した。燃料由来核種と構造材との混在比率は、過酷事故解析(MAAPコード)の解析結果を基に設定した。S/C、トーラス室等を模擬した1/16モデルの3次元体系とし、S/C底部周辺の中性子束及びガンマ線束を評価した。さらに、滞留水におけるガンマ線バックグラウンド(Cs-134、Cs-137)の評価を行った。

許容バックグラウンド量や感度等から最適な検出器と[illegible]d室の放射線場における応答を評価した。

許容量を上回る放射性物質の有無を確認するための非破壊検知が技術的には可能であることを確認した。測定システム及びアクセス装置の設計・製作については、補修止水工法の開発結果を踏まえて判断することになった。

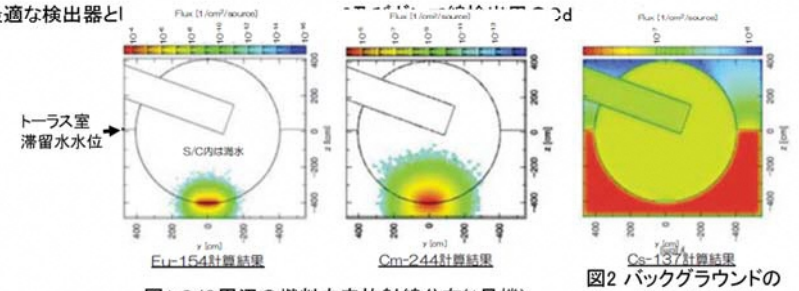


図1 S/C周辺の燃料由来放射線分布(1号機)

図2 バックグラウンドのガンマ線分布(1号機)

実施者

技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)

2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度	2018年度
		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					

図 A14-2-(8)　サプレッションチェンバ等に堆積した放射性物質の非破壊検知技術の開発

事業の目的

放射性物質の飛散によって汚染された原子炉建屋内を被ばくを抑制しつつ除染作業を実施するため、コンクリート、金属、樹脂といった様々な汚染対象物や、遊離性汚染、固着性汚染、浸透汚染など汚染の形態に応じた除染方法を検討し、すでに現場実証されている低所遠隔除染装置とは別に、空間線量率を効果的に低減し、廃炉作業に必要な作業空間を確保するために必要な高所部分や2階以上の上部階等を遠隔除染する装置を開発した。

1. 事業の内容と成果

(1)高所用除染装置の開発

福島第一原子力発電所の除染作業で要求される以下の性能、機能を有する高所除染装置を開発し、モックアップを用いた実証試験を行った。

・目標線量率(作業エリア3mSv/h以下、アクセスエリア5mSv/h以下)の除染性能
・遠隔操作性、走行性、アーム動作性
・故障時の回収機能、転倒防止機能　など

(2)上部階用除染装置の開発

前項の性能、機能に加え、上部階での作業を考慮した以下の設計条件を満たす上部階用除染装置を開発し、モックアップを用いた実証試験を行った。

・上部階との往復に汎用の昇降作業台が使用できること
・上部階と極力短時間で往復できること
・上部階の構造、機器配置の中で動作できること

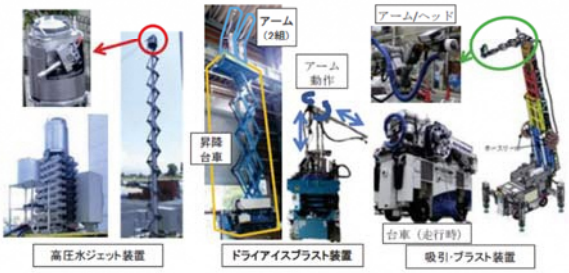


図1　高所用除染装置

(3)地下階の除染概念の検討

今後の燃料デブリ取り出し作業や汚染水対策等によって地下階の滞留水の水位が低下した場合、ダストの飛散や水の遮へい効果がなくなること等によって空間線量率の上昇が懸念されるため、以下の検討事項を含め、地下階の空間線量率低減に向けた技術課題を検討・整理した。

・プラント状況の推移(雰囲気線量率推移、滞留水放射能濃度推移、ダスト濃度推移)
・地下階の除染を含めた環境改善シナリオ
・除染、遮へい、ダスト回収等の手法の組合せ　など


図2　上部階用除染装置

実施者

技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)(2013年度～)

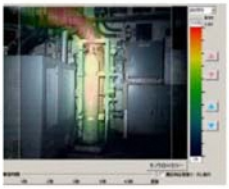
2. 関連事業

これまで行われた関連事業における成果は以下のとおりである。

○建屋内の遠隔除染技術の開発(2011～2013年度)

(2011年度)

・汚染調査:調査エリアの抽出、サンプル調査用治工具の立案、分析内容など、現地調査計画を作成した。
・模擬汚染試験:コンクリートサンプルなど模擬汚染試験片の作成方法を検討した。
・除染装置:技術カタログ提案公募によって調査を実施した。


図1　γカメラによる1号南側調査結果(AC系配管のホットスポット)

(2012年度)

・基礎データの取得:コンクリートコアサンプルの測定によって汚染のコンクリート内部への浸透はなく、表面のエポキシ塗装の経年劣化による傷などに固着していることを確認した。
・除染技術の妥当性確認:基礎データの取得結果、模擬汚染による除染試験結果から、高圧水ジョット洗浄、ドライアイスブラスト除染、ブラスト吸引除染によって、除染対象の汚染形態を網羅することができ、除染技術の選定は妥当と評価した。
・遠隔除染実証:工場でのモックアップ試験及び実証試験を実施し、遠隔除染装置の実機適用の見通しを得るとともに、課題、改良点の抽出を行った。

(2013年度)

・汚染状況の基礎データ取得:原子炉建屋上部階及びフロア高所部の線量率調査、汚染分布調査、内包線源調査、汚染浸透調査を実施した。
・除染技術整理及び除染概念検討:高所除染装置及び上部階除染装置の基本方針を策定した。
・遠隔除染装置設計製作、除染実証試験:高所除染装置の製作、上部階除染装置の設計を実施した。平成24年度に製作した除染装置の改造を実施して、実証試験、性能評価を実施した。
・実機遮へい設置実証:遠隔遮へい設置計画を策定し、工場での実証試験、評価を実施した。



図2　平成24年度に製作した除染装置

2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度
建屋内の遠隔除染技術の開発						
			原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発			

図 A14-2-(9)　原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発

事業の目的

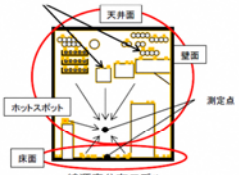
福島第一原子力発電所の廃止措置において、原子炉建屋内での作業に従事する作業員の被ばくを低減するため、さまざまな線量低減技術と遠隔除染技術を用いた総合的な線量低減方策を立案した。

事業の内容と成果

2012年度は、原子炉建屋の中でも比較的線量の高い1～3号機の1階部分、2号機5階部分、1号機及び3号機の水素爆発による損傷階の作業エリアに対して、2013年度は、原子炉建屋1階高所部と上部階及び1号機1階南側、並びに階段部分等のアクセスエリアに対して、さまざまな除染等の線量低減技術を用いて、目標線量率（3mSv/h）に到達できる線量低減方策を検討した。また、海外の線量低減技術を調査・収集して有効性を検討し、海外機関の技術提案の公募を実施した。

（1）建屋内線量分布の解析

線量低減方策を立案するための基本データとして、建屋内の線量測定データを整理し、作業エリアの線量率分布から汚染された床、壁面などの線源からの線量寄与をモデル化して、床面・壁面・天井面、ホットスポット以外の天井方向に設置されたダクトや配管などの設備からの線量寄与が大きいことが分かった。



線源率分布モデル

（2）除染、撤去、遮へいの線量低減技術の評価・選定

床面、壁面等の線源に対する除染、撤去、遮へい技術の適用条件を整理し、既存技術の有効性を評価し、課題を抽出した。

（3）線量低減方策の検討

各号機の床面、壁面等について線量低減方策を検討した結果、建屋内の上層部からの線量寄与か大きいことから、天井方向に設置された設備等の遠隔操作による除染、撤去、遮へいが可能な装置を準備し、これらの設備に付着した線源強度の調査など詳細な追加調査を行うことで目標線量率を達成する方策を得た。

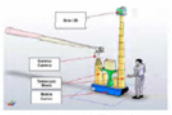

現在の線量率分布　天井方向の設備に接近して除染した場合　部分的な遮へいをした場合

（4）海外の技術の活用

高線量下、高放射能汚染等の現場経験が豊富な海外機関の技術を活用するため、以下の機関等の線量低減技術を調査・収集した。福島第一原子力発電所の現場状況に応じた改良、開発を行うことで課題解決に有効となることを検討した。

①AREVA（仏）　高線量下での遠隔による3D汚染分布測定と線量寄与の評価
②Babcock（英）　高線量下での遠隔による汚染状態の解析手法
③CH2MHILL（米）　高線量下での高所のケーブルトレイ、ダクト、グレーチング、電源盤、計装ラック等の除染ほか。

また、2013年度には海外機関を対象に線量低減計画の立案に係る具体的な解決策を求めることを目的に公募を実施し提案を整理した。



① AREVA社　遠隔線量測定システム ② Babcock社 遠隔サンプリングツール

実施者

株式会社アトックス

2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度	2018年度
	総合的線量低減計画の策定						

図 A14-2-(10)　総合的線量低減計画の策定

事業の目的

福島第一原子力発電所の廃止措置において、取り出された燃料デブリを安全、確実、合理的に収納・移送・保管するため、燃料デブリの性状に適した収納缶を開発するとともに、現在進められている燃料デブリ取り出し工法の検討と連携して移送、保管システムの概念を確立する。

1. 事業の内容の進捗状況

下記2. 関連事業の結果を反映して、これまでの実施内容と得られた成果は以下のとおりである。

(1)輸送・貯蔵に係わる調査及び研究計画立案

下記(2)～(4)に資するため、関連するプロジェクトや福島第一原発の現場状況の調査等の進捗を踏まえて研究計画を立案し、必要に応じて調査及び研究計画を更新する。

(2)収納技術の開発

炉内から回収された燃料デブリ等を収納する収納缶の基本仕様/構造に基づいて収納缶の試作を行うとともに、安全要求機能が維持できていることを確認するための構造検証試験の計画の立案、実施とその評価を行う。

(3)移送技術の開発

燃料デブリの移送中に発生する水素量の合理的な予測法を提案するために、試験/解析/調査等を行う。その結果を用いて燃料デブリを安全に移送するために移送条件(移送前確認、水素発生対策、移送方法等)を明確にする。なお、水素発生量の予測法は保管中に燃料デブリから発生する水素を含むガスの処理システムの設計にも利用できる。

(4)乾燥技術/システムの開発

燃料デブリに適した乾燥技術の検討とその技術を用いた乾燥方法/システムについて検討を深める。さらに、未臨界状態や水素発生量の計測等の保管のための処理を評価する技術の開発も進める。

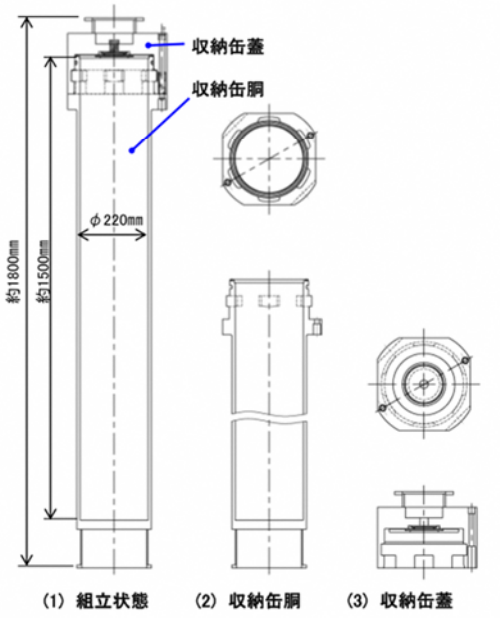


図1　収納缶の基本計画形状案
(簡易取付構造蓋[回転による蓋締め]、内径220mm)

2. 関連事業

これまで行われた関連事業における成果は以下のとおりである。

○ 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発

(1)破損燃料の輸送・貯蔵に係わる調査(2013～2018年度)

破損燃料の輸送、貯蔵等に関する以下の海外事例を調査した。

- 米TMI－2の燃料デブリの米INLまでの輸送、湿式保管と乾燥処理後の乾式保管
- 米PNNLの収納缶設計安全評価技術、乾燥技術
- 米ANLでのMCCI生成物の生成及び性状の把握に関する試験及び解析
- ハンガリーPaks発電所2号機の破損燃料の輸送、保管
- 仏での破損燃料輸送
- 英セラフィールドでの未臨界評価条件、燃料デブリ乾燥、水素対策

(2)燃料デブリの収納形式の検討(2013～2018年度)

関連プロジェクトと連携して収納から保管までステップにおける収納缶への要求事項を明確にして、塊状燃料デブリの収納缶の基本仕様/形状案(緩衝構造、蓋構造等を含む)を設定した。さらに、移送・保管までの取り扱いフロー案を設定し、収納缶取扱装置等の基本仕様を策定した。

(3)燃料デブリの収納缶の移送・保管に係わる安全要件・仕様及び保管システムの検討(2013～2018年度)

安全確保、作業の効率等の観点から燃料デブリの収納から移送及び保管に係わるシナリオ案を選定し、関連プロジェクトの最新知見を踏まえてその再検討を行ってきた。さらに、燃料デブリに適用可能な乾燥技術の候補の選定を実施した。

(4)安全評価手法の開発及び安全性検証(2013～2018年度)

収納缶の安全評価手法(未臨界維持、構造健全性、水素発生対策等)について文献、海外事例調査及び試験を実施した。その結果等を用いて想定される燃料デブリの性状に基づいた試解析や要素試験より安全評価に必要なデータを獲得し、安全評価の目途付けを行った。

実施者

技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)



図 A14-2-(11)　燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発

事業の目的

2021年度頃までを目処に、処理・処分方策とその安全性に関する技術的見通しを得ることを目標として、事故廃棄物の特徴を考慮し、固体廃棄物の性状把握を効率的に行うとともに、それらを踏まえた処理技術、処分概念及びその安全評価手法の提示に向けた調査・検討を行う。また、固体廃棄物の保管管理のリスク低減に必要な技術開発を実施する。

1. 事業の内容と進捗状況

下記2. 関連事業の結果を反映した事業の内容、これまでの成果、現状の取組みは以下のとおりである。

(1) 保管・管理

①保管・管理方法の検討・評価

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関し、種類・物量を評価するとともに、保管方法、容器、収納方法を水素ガスの対策も含めて検討・提示する。

ⅰ)廃棄物情報の調査・評価及び高線量廃棄物の保管方法の検討

【これまでの成果】

・水素ガスの管理に関する考え方、水素ガス発生評価手法、容器の仕様、水素ガス発生への対応等について、日本と海外の相違点とその理由を調査し、水素ガス発生評価手法及びベント等の要件に係る知見をまとめた。また、スラリー状廃棄物及び炉内構造物(金属廃棄物)について保管、処理、処分のそれぞれについて水素発生対策を検討し、水素ガス発生の評価手法と対策における課題を整理した。

・燃料デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物を4区分(1FL・オペフロ撤去物、炉内構造物、取り出し機器、空調・水処理系廃棄物)に分類し、想定発生量、想定線量等の廃棄物情報を整理した。

【現状の取組み】

・燃料デブリ取り出し工法の検討状況に応じて高線量廃棄物の種類、物量等の最新情報の整理するとともに、その情報に基づいて高線量廃棄物の保管までの取扱いプロセスを検討している。

・代表的な高線量廃棄物の取扱いプロセスについて、想定される複数のシナリオを検討している。

ⅱ)容器及び保管設備の要求事項の検討

【これまでの成果】

・炉内構造物を対象に、保管までの各ステップで求められる安全機能要求リストを整理し、成立する可能性のある複数の保管・管理フローを作成した。

・保管・管理フローを基に、容器・保管建屋の要求機能案に関する検討を行った。

・容器・保管建屋の要求機能を基に、概略仕様案を検討した。

【現状の取組み】

・線量レベルに応じた複数の遮蔽厚さに対応可能な合理的な内容器を検討している。

・燃料デブリ取り出し工事に伴い発生する廃棄物のガス発生対策に適した、フィルタベント付き保管容器および移送容器の考え方を整理している。

・燃料デブリ取り出し工事に伴い発生する廃棄物の収納時の腐食対策および処分時に密封することを想定したガス発生対策に適した、乾燥処理等の設備の考え方を整理している。

・保管建屋での保管に必要な測定項目について、優先度と現地への適用性を考慮して、測定方法および測定設備の考え方を整理している。

・代表的な高線量廃棄物の取扱いプロセスについて、想定される複数のシナリオを検討している。

②固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術

建屋コンクリート、機器等の表面に付着したα汚染の測定システムの開発として、現地適用に向け検出器、表示機能、パンチルト機構等を設計・製作し、システム化試験を実施する。また、α汚染のコンクリート等の表面からの浸透の度合いの測定技術開発を行った。

【これまでの成果】

○表面α汚染

・実機適用時の現場環境を想定し、環境温度、線量率等の測定に影響するパラメータを整理した。また、表面α汚染測定のニーズに基づき、測定装置(アルファカメラ)に必要な仕様を設定した。

・測定パラメータおよび仕様をもとに、レンズの大型化、距離測定機能、温度調整機構等を追加した試作機(図1)の製作と要素試験を実施し、現地適用に向けた課題を整理した。

○浸透α汚染

・現場適用範囲の検討や測定ニーズを調査し、想定される環境条件で使用することを目的とした技術調査を実施した。α核種に随伴すると考えられるCs-137等のγ核種の浸透深さを測定する手法(図2)の性能を評価した。

【現状の取組み】

・建屋コンクリート、機器等の表面に付着したα汚染の測定システムの開発として、現地適用に向け検出器、表示機能、パンチルト機構等を設計・製作し、システム化試験を実施している。その上で、現地でα汚染機器を対象にモックアップ試験を実施し、その性能の評価を予定している。



図1 表面α汚染測定装置(アルファカメラ)

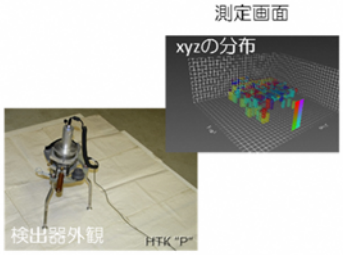


図2 浸透α汚染測定技術調査結果の例:検出器外観と測定結果のイメージ

(2)処理・処分概念の構築と安全評価手法の開発
①先行的処理手法の選定手法の構築
先行的処理方法の選定手法構築に資するため、高温処理技術及び低温処理技術について、実処理に適用できる見通しのある安定化・固定化技術の抽出に必要なデータの取得・評価を行う。

ⅰ)高温処理技術
【これまでの成果】
以下の3つの要素技術に関し、工学規模試験等による適用性評価を行った。
○インドラム式ガラス固化処理技術
・水処理二次廃棄物の処分前管理に必要となる安定化技術の一つとして、インドラム式ガラス固化処理技術に着目し、汚染水処理に用いたゼオライトと他の水処理二次廃棄物の模擬廃棄物を共に溶融した固化体を作製した(図3)。ガラス組成の検討とるつぼ溶融試験を実施して、その結果に基づき工学規模試験を実施し、固化体性状やオフガス系への核種移行及び固化体の化学的耐久性について評価した。



固化体(るつぼ試験)　試験装置の外観　固化体(工学規模試験)

図3 インドラム式ガラス固化処理技術の試験装置及び固化体

○コールドクルーシブル誘導加熱炉(CCIM)を用いたガラス固化処理技術
—ガラス組成開発
・炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリー、ゼオライト、ケイチタン酸塩、フェロシアン化物スラッジについて、廃棄物に応じたガラス組成を設定し、ガラス化状態が良好であることを確認した(図4, 5)。
・上記フェロシアン化物スラッジを除く、4種類のガラス組成について、電気伝導度が基準値を満足することを確認した。
—廃棄物組成の変動等の影響確認
・実廃棄物の分析結果を基に、炭酸塩スラリー及び鉄共沈スラリーの廃棄物組成の変動範囲を設定し、炭酸塩スラリーについて、設定した範囲内で廃棄物組成が変動した場合もガラス化状態が良好であることを確認した。
・ゼオライトは、Csの揮発抑制を考慮し、溶融温度を1200℃から約1025℃に低下した条件でガラス化できる組成を選定した(図6)。
—実用規模でのCCIM運転性確認とシステム設計に必要なデータ取得(図7)
・CCIMの適用性確認のため、実用規模の試験装置(炉内に約200～300kgを保有)を用いたCCIM実用規模試験を行い、廃棄物供給速度40～80ℓ/hで、仮焼層及びバブリングホールを維持し、運転を継続できることを実用規模で確認した。
—廃ガス処理設備及び供給系の設計と検証
・汚染水処理から発生した固体廃棄物に適した廃ガス処理設備及び供給系の概念検討として、供給系及び廃ガス処理設備の基本プロセスを設定した。
・廃棄物毎の放射能濃度を設定し、廃ガス処理設備における放射能濃度についてのマテリアルバランスを算出した。
—日本の規制への適合性検討
・CCIMシステムを日本に導入にあたって、日本の安全評価、許認可対応等の観点での導入時の課題を整理するため、国内の関連法規等をリストアップし、条文等内容確認、絞り込みを実施するとともに、課題検討を実施した。

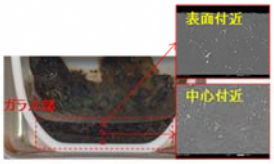


図4 ガラス化試験:鉄共沈スラリー
(廃棄物充填率約35wt%)

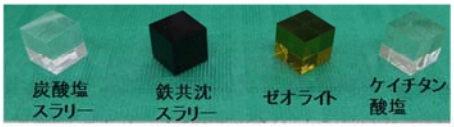


図5 各廃棄物のガラス化状態例

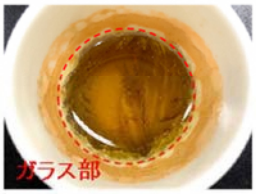


図6 ガラス化試験:ゼオライト
溶融温度約1025℃
(廃棄物充填率約62wt%)

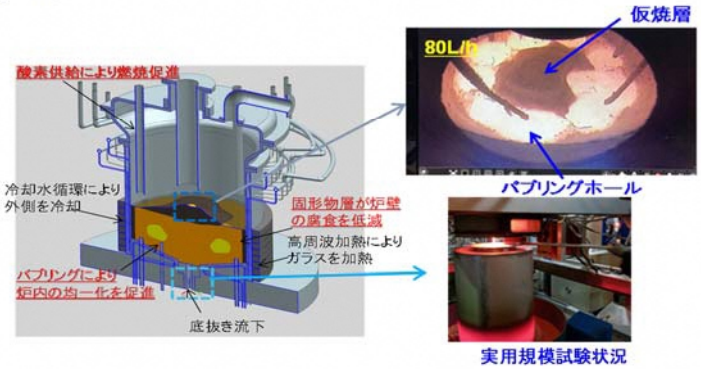


図7 コールドクルーシブル誘導加熱炉(CCIM)概要

○In-Canガラス固化技術（図8）

—STEP-1：シナリオ検討

・福島第一原子力発電所の廃棄物データを収集し、基礎データベースを作成した。

・シナリオ（数種類の廃棄物をある比率で組み合わせ、ある条件で処理をすること）を最適化するためのラボスケール試験(約100g程度)を実施した（図9）。

・ベンチスケール試験を実施する4シナリオ(シナリオA～D)をまず選定し、その後シナリオA～Dの中からパイロットスケール試験を実施する基準シナリオを選定した。

シナリオA：全ての固体の廃棄物とスラッジ（含水率50%）の混合物

シナリオB：全ての固体の廃棄物と乾燥スラッジの混合物（基準シナリオ）

シナリオC：Csの放射能量が高い廃棄物

シナリオD：Csをほとんど含まず、Srの放射能量が高い含む廃棄物

—STEP-2：ベンチスケール試験（図10）

・シナリオの実現可能性の検証と運転パラメータ決定のため、各シナリオについてベンチスケール試験(約1kg程度)を実施した。

・全てのシナリオで高密度で均質な物質が得られることを確認した。

・シナリオA,B,Cについてガラス固化体のサンプルを採取し、分析した。

・シナリオDについても他のシナリオと同様、ガラス固化体サンプルを分析した。

—STEP-3：パイロットスケール試験（図11）

・適用性評価に必要な各種データを取得しプロセス中での各機能/性能を確認するため、基準シナリオ(シナリオB)についてパイロットスケール試験(約100kg程度)を実施した。

・高密度で均質な物質が得られることを確認した。

・ガラス固化体サンプルを分析した。

—STEP-4：適用性評価

・全廃棄物を一括で処理する案と、廃棄物を分けて処理する案を比較・検討し、本技術の実際の適用について検討した。

・各処理案についてガラスキャニスタの発生数の検討、各キャニスタに含まれる放射能量の検討、プロセスフローの検討、発生済の廃棄物を一定期間内で処理するために必要となる設備の規模（プロセスライン数と設備数）の評価を実施した。

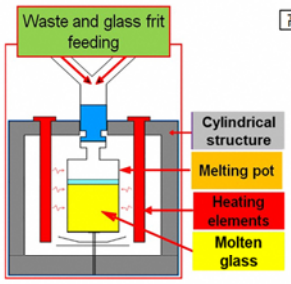


図8 In-Canガラス固化の概念図

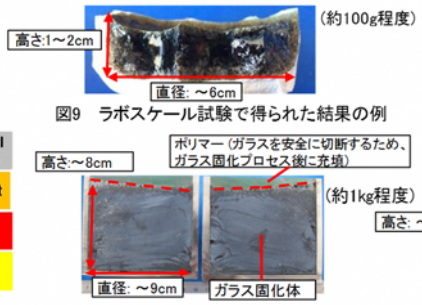


図9 ラボスケール試験で得られた結果の例

図10 ベンチスケール試験で得られた結果の例

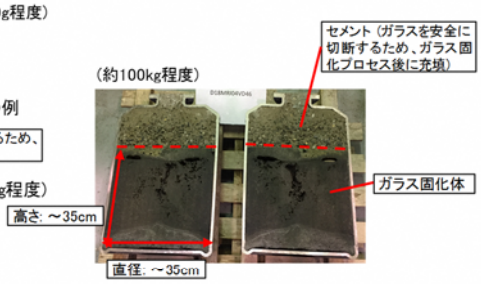


図11 パイロットスケール試験で作製されたガラス固化体

【現状の取組み】

・引き続き、上記3つの要素技術に関し、工学規模の試験装置等を用いて、処理技術抽出に必要な評価項目（固化処理設備（固化容器の仕様、必要な設備）、運転性、固化体の性能、処分への適合性、経済性、国内規制への適合性等）に関するデータを取得を進めている。

・廃棄物の組成変動の影響、熱影響を受けた容器の処分時の健全性、容器の経済性、Cs等のオフガスへの移行率、固化体からの核種浸出率、比較的低い温度での処理した場合の固化体の性能、供給系とオフガス処理系、廃棄体仕様、廃棄体処分時の安全評価に関する検討を進めている。

ii）低温処理技術

【これまでの成果】

・AAM（Alkali Activated Materials）固化の評価に際し不足していると推定されるデータ取得として、配合比と凝結時間/流動性の関係、強度、溶解性、水素発生挙動等に関するデータ取得を行い、前項の整理表に反映するとともに、AAM固化については、セメントに対して早期に強度が発現（図12）すること、配合により凝結時間が異なる（図13）こと、また、セメント固化に比べ溶解安定性に優れる可能性があること等の特性を把握した。

【現状の取組み】

・固体廃棄物の性状は様々なため、低温処理技術による廃棄物の固化の可能性を判断する手法を検討している。また、加熱等による固化体の変質に関する調査と試験を実施し、その影響を評価することとしている。

・Cs等による固化体の発熱について、インベントリと温度との関係を評価し、固化体が健全性を維持しながら含有できるインベントリの検討を進めている。

・固化体の熱力学データの充足性や平衡計算の適用性の検討、長期的な変質に与える影響の整理を進めており、それらにより固化体の変質挙動の評価を行うこととしている。

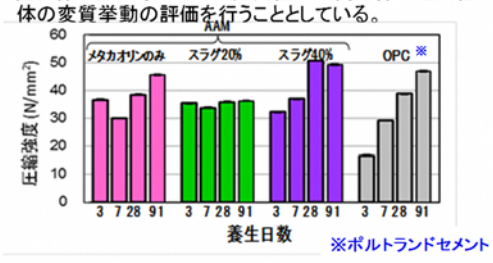


図12 圧縮強度と経過時間の関係

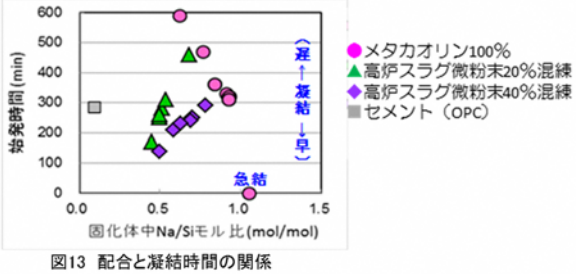


図13 配合と凝結時間の関係

ⅲ）処理技術の適用性評価アプローチの検討
処理技術を抽出するため、必要な項目・情報を収集・整理し、固体廃棄物の性状に関する情報を踏まえ、各技術の多角的な比較・検討を行う。

【これまでの成果】
・国内外で採用実績のある4つの処理技術（高温：ガラス固化/溶融、低温：セメント固化/AAM固化）の各要素技術を対象に、成熟度、構成/処理プロセス、運転性、合理性、廃棄物特性（物理・化学・放射線）の影響などに係る情報を多角的に収集し、適用可能性のある処理技術の選定指標（評価軸）の洗出しを行うとともに、要素技術別に各評価軸の定性/定量的情報を整理した（表1）。また、整理した情報に基づき、今後追加調査/試験による情報取得が必要な項目を明確化した。

【現状の取組み】
・各処理技術が適用可能な固体廃棄物の範囲を評価するため、固体廃棄物の組成・化学形態や固化体組成による固化体性能への影響を検討している。
・各処理技術の廃棄体仕様を評価するため固化処理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、二次廃棄物種類と量等の経済性データを取得している。
・高温処理技術ではCsの揮発が課題となるため、Csの揮発と抑制メカニズムを調査しており、それにより処理方法や運転条件によるCsの揮発特性を評価することとしている。

表1　主な評価軸と整理情報
（例：超高周波溶融固化）

（評価軸）		（定性/定量的情報）
技術実績		国内で小型装置（30L/バッチ）の実証試験
プロセス性能	・プロセス数 ・処理温度 ・処理容量 ・Cs揮発率	14 1450℃ 0.4t/バッチ/d Cs　10～70%
運転性	・高影響パラメータ ・主なプロセスリスク	・廃棄物組成(Ca濃度，不純物)，廃棄物含水率，溶湯温度 ・内圧上昇，溶融不十分による固化体性能低下
経済性	・主要設備構成 ・発生二次廃棄物	・乾燥設備，高周波電源，水冷コイル，オフガス系 ・バグ・HEPAフィルタと残渣とスクラバ排水
固化体製品	・固化体寸法 ・浸出率 ・G値	200Lドラム缶 10^{-4}kg/m²/d 水素発生無し

②処分方法の提示及び安全評価手法の開発
国内外の処分概念及び安全性評価手法の調査並びに固体廃棄物の性状に関する情報を踏まえ、複数の処分方法を検討する。その上で、固体廃棄物に適用可能な処理技術を踏まえた廃棄体イメージを明確にし、それに応じた処分方法及び処分方法毎の安全評価手法を構築するため、必要な項目・情報を収集・整理する。
また、処分時の安全性に影響を与える物質によるバリア性能等の劣化挙動を評価に取り込めるようにする。

【これまでの成果】
・海外処分場で着目すべき事例のリストを作成し、1F固体廃棄物への適用性・課題を整理した。また、廃棄物の特徴を考慮した処分概念を検討するための手法を整備した（図14）。この手法により複数の処分概念の設定例について試解析を行い、廃棄物の特徴に応じた廃棄物処理・処分方針の検討を可能にする方法論の成立性を確認した。
・核種収着挙動、物量等により、影響がある可能性が高い若しくは確認が必要な影響物質として6物質（表2）を抽出するとともに、影響物質の評価に係る収着データ等の調査・取得と評価手法を整理した。また、抽出した物質と核種の相互作用情報が少ない組合せを対象に収着データを取得するとともに、データ点数に応じて核種収着挙動への影響度を定量的に評価する手法を構築した。また、暫定的な収着低減係数（図15）を導出するとともに課題を整理した。

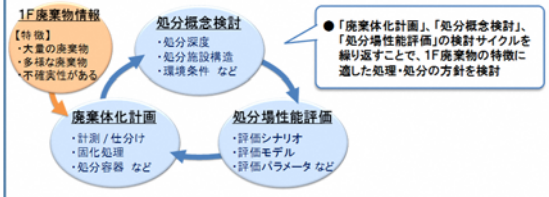


図14　廃棄物の特徴を考慮した処分概念検討プロセス

表2　抽出した6物質

抽出した物質
有機物
海水成分
ホウ酸
フェロシアン化物
硫酸塩
炭酸塩

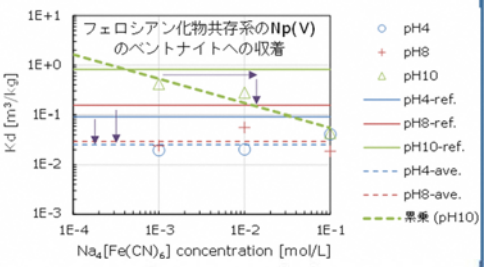


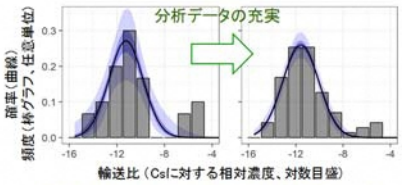
図15　人工バリアへの収着低減係数評価例

【現状の取組み】
・国内外の処分概念及び安全性評価手法に関する調査内容並びに固体廃棄物の性状に関する情報を踏まえ、固体廃棄物の分類に応じた複数の処分方法を検討している。そして、処分方法毎の安全評価手法の構築に向けて、検討を要する項目を洗い出し、必要な情報を収集・整理することとしている。
・処分の安全性に影響を与える物質によるバリア性能等の劣化に関する挙動について、上記の安全評価でこれらの影響を反映した評価が行えるように検討している。
・検討した処分方法について、固体廃棄物の特徴に応じた適用可能な各処理技術による廃棄体のイメージを明確化することとしている。

(3)性状把握
①性状把握の効率化
固体廃棄物は事故の影響により多量かつ核種組成及び放射能濃度が多様なため、性状把握を効率的に進める。

ⅰ）分析データと移行モデルに基づく評価データを組み合わせて性状を把握する方法の構築
限られた分析データに基づいて性状把握が可能となるよう、分析データの代表性について評価する方法を検討する。また、統計論的インベントリ推定方法について、分析データ等との相関を調べるなど、その適用の妥当性を評価する。

【これまでの成果】
・廃棄物の放射能量推定に関して、放射性核種による汚染の頻度分布が対数正規分布であることを見出したことを利用し、分析データの増加を考慮した推定方法を検討した（図16）。また、改良した評価手法を用いて廃棄物の放射能インベントリを試算するとともに、計算ツールを整備した。



対数正規分布のパラメータ（平均と分散）の不確実性が減少し、仮定の妥当性が窺われる

図16　分析データの増加に伴う分布パラメータの不確実性減少の例

【現状の取組み】

・取得、公開された分析データと、分析結果から推定される汚染核種の移行挙動を踏まえ、移行モデルとしての汚染メカニズムの把握を進め、分析データの代表性を評価する方法を開発している。

・測定誤差、ばらつきや相関に係る分析データの特徴を調査、整理して、統計論的インベントリ推定方法を開発し、分析データ等との相関を調べるなどにより、適用性を評価することとしている。

ⅱ）分析方法の簡易・迅速化等

試料前処理の合理化・自動化、分析手法の標準化等による簡易・迅速化の技術開発及びマニュアル整備に向けた検討を行う。また、処理・処分を含めた廃棄物管理全体のニーズや整合性、分析対象核種の見直し、分析試料数の最適化に資するため、分析データの取得・評価・管理等を行う。

【これまでの成果】

・既存の放射化学分析を中心とした分析プロセスに対して、最新動向を踏まえ、ICP-MSを広範な核種に適用した分析プロセスを、標準試料を用いない校正方法と合わせて検討・提案した。

・分析作業の合理化に向け、測定までの7段階の操作プロセス（溶解、分取/分配、試薬添加、ろ過、加熱/蒸発乾固、定容、イオン交換/固相抽出）についての自動化技術を開発し、熟練作業者と同等の精度（回収率、等）を有することを確認した。

・廃棄物の保管や処理・処分研究開発に活用するため、瓦礫類、汚染水、及び水処理二次廃棄物等の分析を引き続き実施しており、これまでに蓄積した分析データは、廃炉の促進に資する様、インターネットで閲覧できるデータ集を作成して公開した。また、瓦礫類試料の局所的な汚染分布を調べ、汚染が不均一であることを明らかにした（図17）。

・除染装置で発生したスラッジが貯蔵されているプロセス主建屋内の貯槽Dの内部状況を調査し、実スラッジを採取した（図18）。水中カメラでの観察により、沈降したスラッジ層の厚さは約40cmであることが判り、体積は約37m3と見積もられた。また、スラッジの抜出し検討のため、模擬スラッジを作製して流動性に係る基礎データを取得した。

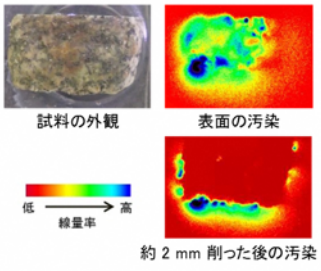


図17 瓦礫の局所的に不均一な汚染の様子
（イメージングプレート測定による）

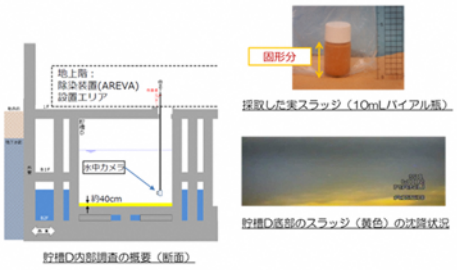


図18　除染装置スラッジの採取

【現状の取組み】

・性状把握の効率化・合理化のため、分析試料前処理の合理化・自動化、分析手法の標準化等による分析対象核種に係る簡易で迅速な分析手法に関する技術開発及びマニュアル整備の検討を行っている。

・建屋内や建屋近傍の瓦礫等、焼却灰、水処理二次廃棄物、建屋等に滞留する汚染水等について、汚染状況の把握、保管・管理や処理・処分等廃棄物管理全体のニーズや整合性、分析対象核種の見直し、分析試料数の最適化に資するため、分析データの取得・評価・管理を行っている。

ⅲ）サンプリング技術の開発

固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発のための分析ニーズ等を踏まえ、高線量試料の採取技術の開発を行う。

【これまでの成果】

・セシウム吸着塔からのゼオライト採取に関し、採取要素試験を完了し、サンプリングヘッド等の詳細設計を実施した（図19）。

【現状の取組み】

・セシウム吸着材の採取に関して、試料採取装置のモックアップ装置の設計に必要な吸着塔の穿孔・閉止等の要素技術の試験・評価を行っている

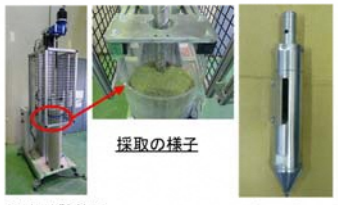


図19　セシウム吸着塔から使用済吸着材を採取するための採取試験装置とサンプリングヘッド

(4) 研究開発成果の統合

【これまでの成果】

・廃棄物ストリームに関して、既往研究で得られた最新の成果を反映し、進捗、成果の整合性、及び残された課題を統合して行く手法の構築に着手し、試行を通じて運用上の課題を整理した。

【現状の取組み】

・引き続き研究で得られた成果を反映し、進捗、成果の整合性及び残された課題を統合的に評価を行っている。この評価においては今後の研究開発に資するよう課題等を整理する。

実施者

技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)(2013年度～)

(部分提案) 株式会社IHI(2018年度～)
株式会社Orano ATOX D&D SOLUTIONS (2018年度～)
株式会社キュリオン ジャパン(2019年度～)

2. 関連事業

これまで行われた関連事業における成果は以下のとおりである。

○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)

(1)廃吸着材・スラッジ等の性状調査
- 汚染水及び処理水中の核種分析を実施するとともに、難測定核種の分析を進めた。
- 吸着塔内のセシウムの吸着分布の推定やゼオライトの熱的安定性等の廃ゼオライトの性状把握の試験を継続した。実スラッジ及び周辺区域の線量率が高く、試料採取と分析を計画どおりに実施できなかった。
- 新たな汚染水処理システム(第二セシウム吸着装置、多核種除去設備)から発生する二次廃棄物の基本的な性状を明らかにするための情報収集を進めた。

(2)長期保管方策の検討
- スラッジの保管容器材料及びセシウム吸着塔材料の腐食試験を実施し、長期保管方策検討のため容器腐食に関する電気化学的データ等を取得した。
- 廃ゼオライトに関し、性状調査の結果を反映し、安全性に関わる吸着塔内の水素濃度及び温度を求めた。
- スラッジに関し、現行の保管中の熱流動解析を実施し、熱対策が妥当であることを示した。
- 多核種除去設備で使用される吸着材等の文献調査を開始した。

(3)廃棄体化技術調査
- 廃ゼオライト及びスラッジ等の廃棄体化技術の調査結果を取りまとめた。
- セメント固化等の廃棄体化基礎試験を通じて廃棄体化技術の適用性評価に必要なデータの収集を進めた。
- 多核種除去設備から発生する二次廃棄物の種類・発生予測量等の情報を入手した。

○放射性廃棄物の処理・処分技術の開発(2012年度)

(1)ガレキ等の性状調査等
- ガレキ、伐採木の放射能分析を実施し、廃棄物の汚染状況の特徴の把握に必要となる分析データを取得した。

(2)難測定核種分析技術の開発
- 分析技術の確立が必要なZr-93、Mo-93等の難測定核種に関する文献調査、分析フローの検討を実施した。

(3)処理・処分に関する研究開発基盤整備についての検討
- 処理・処分の安全性の見通しを得るために必要な研究開発要素と解決方策について検討するとともに、データベース構築に向けて利用ニーズ、今後の整備可能性等の整理を行い、データベースの概念設計を行った。

(4)処理・処分に関する研究開発計画の策定
- 日本原子力学会に設置した特別専門委員会において検討された技術開発計画を参考に、処理・処分に関する研究開発計画案を作成した。)

○固体廃棄物の処理・処分に係る開発(2013～2014年度)

(1)性状把握
- 瓦礫、伐採木や水処理二次廃棄物をJAEAに移送し、放射能分析を実施した。瓦礫と伐採木にCs-137とSr-90濃度に比例の傾向があることが分かった。
- 処理水の濃度分析データを元にして、水処理二次廃棄物(セシウム吸着塔等)が含有する放射能(インベントリ)を推定した。

(2)長期保管方策の検討
- セシウム吸着塔について、模擬試験を元に内部状況を推定した。材料腐食がゼオライトの共存により抑制されることを見いだした。
- 多核種除去設備から発生するスラリーを安定化するための技術を選定し、模擬試料を用いた試験を実施した。

(3)廃棄物の処理に関する検討
- 多核種除去設備から発生するスラリーや廃吸着材などを対象に、種々の固型化剤を用いて固化試験を実施した。
- 既往の処理・廃棄体化技術をカタログとして整理した。

(4)廃棄物の処分に関する検討
- 既存の処分概念を事故廃棄物に適用することを想定し、事故廃棄物の特徴を考慮した安全評価手法(シナリオ等)を暫定的に設定した。
- 設定したシナリオに対して解析ケースを設定し、廃棄物ごとに安全性に関する試算を行った。

(5)研究開発の前提の検討
- 性状、汚染履歴などを考慮して事故廃棄物を分類するとともに、分類ごとに、処分を安全に成立させる可能性のある保管、処理、処分までの一連の取扱いの例を作成した。
- 分析データ集に、得られたデータを追加、更新した。また、情報を管理するツール開発のために、処理・処分技術開発の主要作業と情報項目間の関係を整理した。

○固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発（2015～2016年度）

（1）研究開発成果の統合
- 廃棄物ストリームに関して、複数の選択肢を持つストリームを絞り込む手法を構築し、事例検討から手法を適用する上での課題を抽出した。
- OECD/NEAが設置した専門家グループによる福島第一原子力発電所事故廃棄物に関する検討会に参画し、報告書（2016年12月に公開済み）の取りまとめに貢献した。

（2）性状把握
- 瓦礫、水処理二次廃棄物、汚染水等をサイト外施設に輸送し、放射能分析を実施した。1号機原子炉建屋（RB）の瓦礫（コンクリート）は、これまで得られた瓦礫の分析データと整合する結果であった（図20）
- 解析的にインベントリを推定する評価手法について、評価の不確実性を低減する方法検討するとともに、検討後（改良後）の手法を用いたインベントリデータセットを作成し、処分に関する安全評価の検討に提供した。

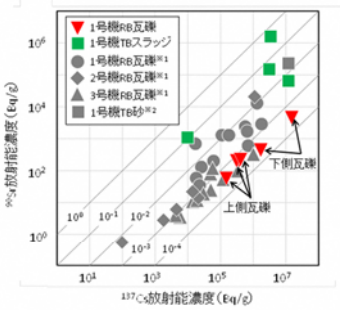
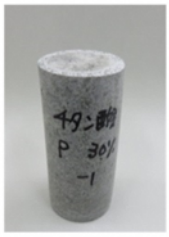
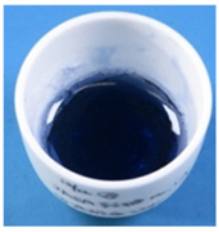


図20 瓦礫中の$^{90}Sr/^{137}Cs$と放射能濃度比

（3）廃棄物の処理に関する検討及び長期保管方策の検討
- 多核種除去設備スラリー安定化のため、現場導入に向けた運用面の検討や確認試験結果を踏まえて、装置概念の検討を実施した。
- 固化処理実績のない汚染水処理二次廃棄物に対する既存の技術による固化基礎試験（図21）を実施し、固化の可否、固化物の健全性確認データの取得した。また、これらのデータを技術評価のための要件と照らし合わせ、各々の廃棄物について適用可能な候補技術を評価した。
- セシウム吸着塔の発熱にともなう残水蒸発挙動の加速試験や塩分濃縮挙動評価を実施し、塩分濃縮挙動評価の検証方法を提示した。

（4）廃棄物の処分に関する検討
- 海外処分概念の事例調査等を通じて処分概念構築に向けた情報を整備し、既存の処分概念の特徴をまとめた。
- 不確実性を考慮した処分区分を評価するための安全評価手法を整備した。


セメント固化体


ガラス固化体


圧縮固化体


焼結固化体

図21 模擬廃棄物の各種固化体



図 A14-3　固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発

事業の目的

福島第一原子力発電所の廃止措置において、水素爆発や海水注入の影響を受けた使用済燃料プールから取り出した燃料集合体を共用プールに長期間安全に保管するため、また、将来的な乾式保管の実現性を検討するため、その長期健全性を評価するための評価・管理手法、長期的な湿式・乾式保管の可否判断の検討に必要なデータを取得するための技術開発を実施した。

1. 事業の内容と成果

下記2. 関連事業の結果を反映して以下の成果が得られている。

(1)燃料集合体の長期健全性評価技術開発

○燃料集合体表面の堆積物の評価

共用プールに保管中の福島第一原子力発電所(1F)4号機燃料集合体の部材(ロックナット)を照射後試験施設に輸送し、白色堆積物の成分分析、腐食すきま再不動態化電位測定を実施した。白色堆積物の構成成分としてMgが最も多く、Al、Siがその半分程度であり、Clは検出限界以下であった。Mg(OH)2が析出し、Clも捕捉されていないため腐食の可能性はないと考えられる(図1)。電気化学試験では、塩化物イオン濃度が100ppmよりも低い領域ではすきま腐食感受性がない結果となり、1ppm以下の共用プールでの腐食の可能性は、ほぼないことを確認した(図2)。

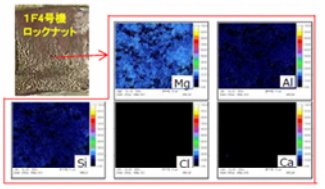
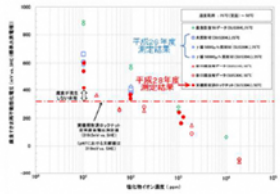


図1 1F4号機ロックナット白色体積部の成分分析結果例


図2 ロックナットの腐食すきま再不動態化電位測定結果

○乾式保管時の燃料健全性評価

1Fの使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の乾式貯蔵を想定し、瓦礫落下や海水成分等の影響が重畳した燃料集合体の乾式保管時の健全性について、水素化物析出挙動確認試験、クリープ試験を実施し、1F特有因子が材料特性に及ぼす影響を評価した。瓦礫損傷、海水付着等の重畳状態においても、水素化物析出挙動、クリープ挙動に及ぼす影響は小さいことを確認した。(図3、図4)

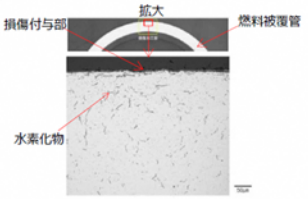
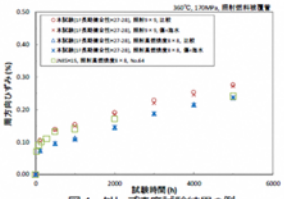


図3 水素化物析出挙動確認試験結果の例
(照射試験片,300℃,冷却速度0.04℃/h,
周方向応力70MPa,損傷付与,海水付着,瓦礫固着)


図4 クリープ速度試験結果の例
(照射試験片,360℃,周方向応力170MPa,
損傷付与,海水付着,5000h)

(2)長期健全性に係る基礎試験

燃料部材すきま構造部への海水成分の移行挙動評価試験を行い、すきま構造部で海水成分が濃縮することはなく、すきま外の塩分濃度に従って変化することが分かった。

実施者

技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)

2. 関連事業

これまで行われた関連事業における成果は以下のとおりである。

○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)

(2012年度 図0)

・未使用及び照射材から採取した材料を用いて腐食試験及び 強度試験を行い燃料集合体の長期健全性を検討する上で必要な水質及び照射の影響に関するデータを取得した。

・海水及びガンマ線照射等の実機環境下において腐食等の可能性が低いことを実験で確認した。

(2013～2014年度)

・長期健全性評価のための試験条件検討:共用プールに移送した燃料部材の輸送計画、材料マトリックス、試験要領を含む試験計画を策定した(図1)。

・長期健全性評価技術開発:燃料部材を模擬した試験片を用いて、瓦礫や応力等の腐食の影響を評価するための腐食試験及び強度試験を実施し、評価対象箇所のねじ部や被覆管において、健全性に影響を与えるような腐食や強度劣化はないことを確認した。(図2)

・共用プール保管燃料の状態調査:4号機から移送した燃料集合体の外観観察や被覆管酸化膜厚さ測定等を実施した。調査した使用済燃料において異常な腐食は認められなかった(図3)。

・乾式保管時の燃料健全性に関する評価:被覆管材料内の水素化物析出挙動や瓦礫に含まれる水分が乾式保管時の燃料集合体健全性に与える影響について評価した。

・海水成分の燃料部材への移行挙動評価:クラッドや被覆管酸化皮膜等への海水成分移行を評価した。

・放射線下における海水及び瓦礫由来成分の腐食への影響評価:ジルカロイとステンレス鋼を組み合わせた試験片を用い、γ線環境下での電気化学試験及び腐食試験を実施した(図4)。



図0 ２０１２年度実施内容

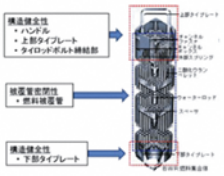


図1 1FSFP取出し燃料集合体の湿式保管時の長期健全性評価項目



上部模擬試験片(左:断面、右:外観)
図2 腐食試験後のロックナット等外観


図3 4号機使用済燃料上部タイプレート締結部の外観

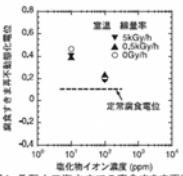


図4 希釈人工海水中での腐食すきま再不動態化電位と塩化物イオン濃度の関係

2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度
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						
				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		

図 A14-4-(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

事業の目的

使用済燃料プールの燃料には海水による塩分の付着が考えられ、一部の燃料は落下したコンクリート片などにより損傷、漏えいしている可能性もあるため、これらの燃料の再処理における技術的課題の調査・検討を行い、また、再処理の可否を判断するための指標を整備するための検討を行った。

事業の内容と成果

（1）不純物による再処理機器への腐食影響評価等

高レベル廃液濃縮缶及び高レベル廃液貯槽を対象とし、FP成分を考慮した模擬液を用いた腐食試験（浸漬試験・電気化学試験）を実施し、不純物成分の腐食影響を評価した。その結果、すべての条件において腐食形態は粒界部の腐食が優先された全面腐食であり、問題となる孔食は見られなかった（図1）。また、不純物（塩化物イオン）の増加とともに腐食速度の低下が確認された（図2）。

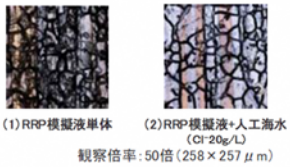


図1　高レベル廃液貯槽材料の浸漬試験片の表面観察結果

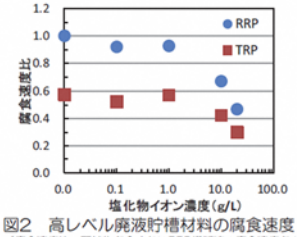
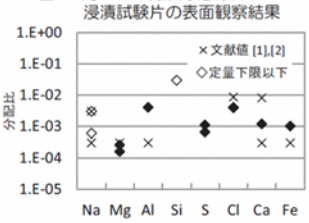


図2　高レベル廃液貯槽材料の腐食速度
（腐食速度比：不純物を含まないRRP模擬液の腐食速度を1とする）

（2）不純物の工程内挙動評価

FP共存条件で不純物の抽出操作を行い、FPが不純物の抽出に与える影響を確認した結果、不純物の分配比は10^{-2}～10^{-3}オーダーと低く（図3）、また、U・Puの抽出を阻害する可能性のある陰イオン共存条件でU・Puの抽出操作を行い、U・Pu抽出に与える陰イオンの影響を確認した結果、U・Puの分配比は陰イオンの影響を受けないことが分かった。



[1]Data of Inorganic Solvent Extraction (1) JAERI1047
[2]PUREX Technical Manual (1980)

図3　FP共存条件での不純物成分の分配比

（3）不純物の廃棄体への影響評価

標準廃液組成に不純物（海水、モルタル）の主要な成分を添加した粉末試料を用いてガラス試験片を作成し、均質性評価等を実施した。その結果、すべての条件において相分離物の析出関述はなくガラス化していることを確認した（図4）。



図4　ガラス試験片の均質性評価（目視観察）

（4）その他の影響の抽出及び整理

再処理施設における損傷燃料の処理時の影響を網羅的に抽出し、必要な研究要素の有無、本研究で得られた知見を取りまとめた。

実施者

技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）

2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度	2018年度
	使用済み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						

図 A14-4-(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

事業の目的

福島第一原子力発電所内で発生する汚染水については、62核種を取り除く取組を実施しているものの、トリチウムが分離できずに残るため、トリチウム分離技術に関しての検証試験を実施した。具体的には、発電所内で発生しているトリチウム水（6．3×10^{5}Bq/Lから4．2×10^{6}Bq/L（採取時期により濃度が異なる））を対象に、分離性能の検証を行うため、任意の規模の設備を構築し、分離性能、建設コスト・ランニングコストを評価できる検証試験を行った。

事業の内容と成果

任意の規模の設備を構築して実プラントにおける分離性能やコスト等を評価するカテゴリA(3事業)、及び実験室レベルにおける試験により分離性能やコスト等を評価するカテゴリB(4事業)を実施した。いずれも種々課題があり直ちに実用化できる分離技術は確認されなかった。

（1）カテゴリA

①Kurion：水-水素同位体交換法(CECE法)

・小規模試験や1／10スケール（エンジニアリング・スケール）の設備を構築し、得られた実験データから、実プラントにおける分離性能の検証やコスト見積もり等が行われた。

・処理容量400m^3/日、分離係数284(減損側H-3濃度：4．4Bq/cc)を前提にした設計では、設備規模10，200m^2 資本費＄891，400，000、運転費＄1，157，500，000（80万m^{3}処理当り、以下同じ）と見積られた。

・試験データには不安定性や再現性も含めたばらつきがあり、性能等を評価するには更なるデータ取得が必要であること、試験プラントでは、実プラントの設計で想定しているレベルの性能が得られていないこと、実プラントの建設や解体に係るコスト見積もりは過小評価と考えられることなどの課題が指摘された。



図1　Kurionの試験装置

②RosRAO：水蒸留法とCECE法との組み合わせ

・実規模レベルの設備を構築し、得られた実験データ等から、実プラントにおける分離性能の検証やコスト見積もり等が行われた。

・処理容量480m^3/日、分離係数500を前提にした設計では、建設費用385億円、運転費用405億円と見積られた。

・分離性能等の根拠データを明確にする必要があること、濃縮側廃棄物量も含めたマスバランスの精査が必要であること、長期運転やプロセスの安定性の試験も必要であること、コスト見積もりは過小評価と考えられることなどの課題が指摘された。


図2　RosRAOの試験装置

③ササクラ：触媒機能を有した低温真空蒸留法

・エンジニアリングスケールの設備を構築し、得られた実験データから実プラントにおける分離性能の検証やコスト見積もり等が行われた。

・処理容量400m^3/日、分離係数100を前提に設計すると、設備規模15，000m^2、建設費用371億円 運転費用212億円 と見積られた。

・蒸発濃縮による前処理の試験データがしっかりと示されたとの評価の一方、試験規模が小さく、実プラントまでのスケールアップを行うためには、もう一段規模の大きい試験プラントでの評価が必要であること、コスト等の見積もりは、より大きい規模の試験により精査する必要があることなどの課題が指摘された。

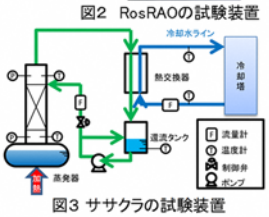


図3 ササクラの試験装置

（2）カテゴリB

①創イノベーション：二段階ガスハイドレート法

・トリチウム水のみを構造中に含むガスハイドレート結晶を析出させ、固液分離によりトリチウムを分離する方法について、実験室レベルの試験が行われた。

・反応容器 500mlのラボスケール試験装置による検討結果、1段目分離処理によってトリチウムを含む水からトリチウムを、分離係数最大341でトリチウム濃度を低減することに成功した。一方で、2段階ガスハイドレート法によるトリチウム分離処理のうち、2段目の分離処理性能については、今回の最小規模の試験装置では実証することが原理的に困難との課題が残った。

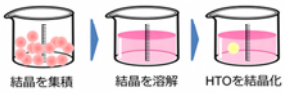


図4　ガスハイドレート法

②東芝：多段式晶析法

・水とトリチウム水の凝固点差を利用して氷にトリチウムを取り込み、トリチウム濃度が上昇した氷を除去する方法について、実験室レベルの試験が行われた。

・トリチウム液を用いた試験の結果、氷滞在時間を適切に設定することで、1段処理あたりのトリチウム分離比として、1．02を得る見込みを得たが、分離性能が低く、水蒸留法やCECE法などの既存の方法に対して有利な方法であるとは言えないとの指摘がなされた。

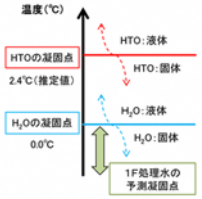


図5　晶析法

③ネクスタイド：多連電解槽式電解法

・クラスターを形成する通常の水と単独で存在すると考えられるトリチウム水の分子の大きさの違いによる電解時の水素イオンの担送の差により分離する方法に関して、実験室レベルの試験が行われた。

・トチリウム水を用いた単体セルによる電解試験を行い、分離係数1．015を得た。しかしながら、データの不確実性が大きく、トリチウムが選択的に濃縮又は減損されたかどうかは明確ではないとの指摘がなされた。

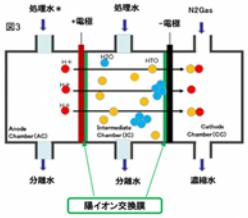


図6　電解法

④北海道大学：燃料電池を用いた電解再結合法

・軽水素とトリチウムでは、質量数の差によりイオンからガスに変わる電極反応速度に差が生じることを利用して分離する方法に関して、実験室レベルの試験が行われた。

・燃料電池セルでのトリチウムの濃縮について有用な実験データが得られたとの評価がある一方、処理対象水中のトリチウム濃度より高い濃度の重水を用いた実験であり、福島第一原子力発電所のトリチウム水のような低濃度領域での同位体分離への適用性は確認されていないとの課題が指摘された。

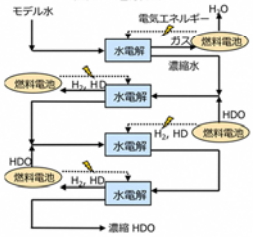


図7　燃料電池を用いた電解再結合法

実施者

Kurion, Inc.、RosRAO, FSUE、株式会社ササクラ、国立大学法人北海道大学、株式会社ネクスタイド、株式会社東芝、創イノベーション株式会社

2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度
			トリチウム分離技術検証試験		

図 A14-5-(1)　トリチウム分離技術検証試験

事業の目的

福島第一原子力発電所における汚染水対策については、2013年12月に政府として、「東京電力(株)福島第一原子力発電所における廃炉・汚染水問題に対する追加対策」がとりまとめられ、その中で追加対策においては、効果が期待されるが、活用するに当たって確認・検証が必要な技術のうち、技術的に難易度が高いものとして、海水浄化技術、土壌中放射性物質捕集技術、汚染水貯蔵タンク除染技術、無人ボーリング技術について技術検証を行った。

事業の内容と成果

(1)海水浄化技術検証

・福島第一原子力発電所の港湾の海水中の放射性セシウムや放射性ストロンチウム等を対象に、浄化技術の性能を検証する実証試験を行った。

・無機系および有機系の材料を用いた種々の吸着方法について、ラボ試験あるいは実海水を用いた試験を行い(図1)、一定の除去性能が確認された。万が一、港湾内の海水中の放射性物質濃度が上昇した際などに、本事業の成果を活用することが考えられる。

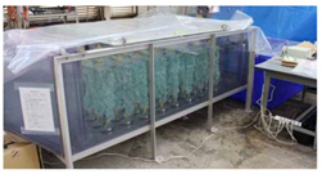


図1 吸着性能試験(吸着繊維の例)

(2)土壌中放射性物質捕集技術検証

・福島第一原子力発電所における汚染水の漏えいに起因した土壌中の放射性物質(主として放射性ストロンチウム)の捕集技術の性能を検証する実証試験を行った。

・2種類の透過反応壁が検討され、模擬試験および地質条件や地下水流動条件を考慮した解析により、地下水中の放射性ストロンチウムの濃度を低減できる見通しが得られた。

(3)汚染水貯蔵タンク除染技術検証

・溶接型タンクへのリプレイスにより発生する使用済みのボルト締め型タンクについて、解体前の除染方法の性能を検証する実証試験(図2)を行った。

・液体廃棄物を発生させない、あるいは増加させないコンセプトの3種類の方法の試験が行われ、除染性能や遠隔操作性が確認された。また、試験結果から除染作業計画が提案された。



図2 除染実証試験

(4)無人ボーリング技術検証

・福島第一原子力発電所内で今後も必要不可欠なボーリングに関して、作業員被ばく低減の観点から、高線量下での無人ボーリング性能を検証する実証試験を行った。

・衛星通信ネットワークによる遠隔ボーリングシステムを開発し、実際の掘削作業を通して、無人ボーリング技術の成立性を確認した。試験を踏まえて、発電所敷地内での作業時の課題を抽出した。

実施者

三菱重工業株式会社、IBC Advanced Technologies, Inc.、株式会社大林組、株式会社アトックス&AREVA NC&株式会社AREVA ATOX D&D SOLUTION、日揮株式会社(海水浄化技術検証)

株式会社アトックス&AREVA NC&株式会社AREVA ATOX D&D SOLUTION、日揮株式会社(土壌中放射性物質捕集技術検証)

株式会社IHI、株式会社大林組、株式会社神戸製鋼所(汚染水貯蔵タンク除染技術検証)

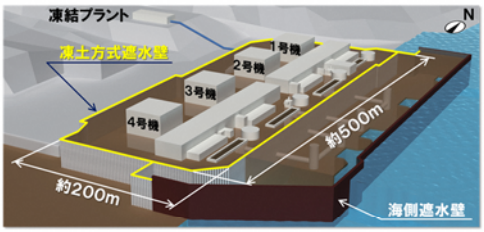
株式会社大林組(無人ボーリング技術検証)

2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度	2018年度
		汚染水処理対策技術検証					

図 A14-5-(2) 汚染水処理対策技術検証

事業の目的
福島第一原子力発電所内における建屋内への地下水流入量を制御するため、建屋を大規模な凍土方式遮水壁（凍土壁）で取り囲む技術を確立した。

事業の内容と成果



（1）実施期間
2013年10月～2021年3月
（2）補助事業者
東京電力ホールディングス株式会社、鹿島建設株式会社
（3）凍土壁の目的
・汚染水を貯水している建屋周りに凍土壁を設置することによって、建屋内への地下水流入による汚染水の増加を抑制する。
・凍土壁の設置後に建屋滞留水が建屋外側にアウトリークしないように、リチャージ（注水）等も活用して建屋内外水位を管理する。
・万が一、建屋外に滞留水が漏えいした場合においても凍土壁が健全に存在している期間は凍土壁の遮へい効果により漏えいの拡散を限定的にする。
・事業の研究期間は、設備上は運用期間以降もメンテナンス・リプレース等の対応で機能維持できることとする。
（4）凍土壁の概要
凍土方式による陸側遮水壁は、凍結工法を用いて地下水の流れを遮断し、高い遮水性を確保できる。具体的には、冷凍機・クーリングタワーで冷却した冷媒（ブライン、約－30℃）をブライン移送管で圧送し、地中に配置した凍結管の中を循環させることで周辺の地盤を凍結させる。総延長約1,500m、凍土造成量約70,000m^3、凍結管設置数量1,568本、測温管設置数量359本。
（5）凍土壁内への注水システム
建屋内の汚染水が地中に流れ出すことを防ぐための補助システムとして、凍土壁に囲まれた内側に注水井戸を33孔設置し、必要に応じて地中に注水することで、建屋周辺の地下水位を建屋内水位よりも高く（80cm）維持する。地下水位観測井戸は82箇所設置している。
（6）長期間運用が可能なシステム
機能維持として、ブライン（冷却液）、凍結管、配管を必要に応じて交換することにより、安定した長期間の運用を可能としている。凍結管は交換できるよう三重管構造で、保護管内の漏えい検知装置を設置した。
（7）地中温度計測システム
凍土の造成維持にあたっては、359箇所で地中の温度管理を実施している。従来の白金温度計に代えて光ファイバー温度計を採用することで工事及び設備の複雑化を解消している。
（8）経緯
2014年 6月 2日 凍結管削孔開始
2015年 4月30日 山側18箇所 試験凍結開始
2015年 7月17日 リチャージ（注水）井戸 全33孔の設置を完了
2015年 7月31日 海側凍結管 埋設物貫通施工の認可
2015年11月 9日 全凍結管・測温管 1,927本の建込完了
2016年 1月 7日 全ブライン配管の設置完了
2016年 2月 1日 全凍結管1,568本にブライン充填を完了
2016年 3月31日 第一段階フェーズ1
海側＋北側一部＋山側先行凍結箇所 凍結開始
2016年 6月 6日 第一段階フェーズ2
山側（7箇所の未凍結箇所を除く） 凍結開始
2016年12月 3日 第二段階 山側未凍結2箇所 凍結開始
2017年 3月 3日 第二段階 山側未凍結4箇所 凍結開始
2017年 5月22日 部分的な維持管理運転開始
2017年 8月22日 第三段階 すべて凍結開始
2017年11月13日 部分的な維持管理運転拡大



（9）凍土壁の造成状況（2018年3月17日汚染水対策委員会）
①凍土壁は、測温管度及び内外地下水位状況等 から判断して 、深部の一部を除き、造成は完了して いる 。
②なお、深部の未凍結箇所が凍土壁内の地下水位管理に及ぼす影響は軽微と思われるが、遮水性に万全を期すため補助工法によって凍結促進することは妥当である。
（10）凍土壁の発現状況（2018年3月17日汚染水対策委員会）
①建屋周辺の地下水位は、建屋内水漏えい防止の観点から水位より高く管理されているものの、凍土壁遮水効果により低位に安定的な管理がされるようになっており、サブドレンの効果とも相まった建屋流入量抑制が認められる 。
②建屋流入量の抑制や護岸エリアからの建屋移送量の大幅な減少により、汚染水発生量が約 4分の1に低減している。
③また、凍土壁による遮水効果は、サブドレン汲み上げ量、護岸エリアの地下水汲み上げ量自体の減少にも認められる。

2. 関連事業
（1）実施期間 2013年8月～2015年3月
（2）事業名
平成25年度 発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業
（地下水の流入制御のための凍土方式による遮水技術に関するフィージビリティ・スタディ事業）
（3）受注者
鹿島建設株式会社
（4）目的
・福島第一原子力発電所における凍土方式遮水壁の成立性実証
・長期供用を前提とした施工計画及び施工管理に必要なデータ取得

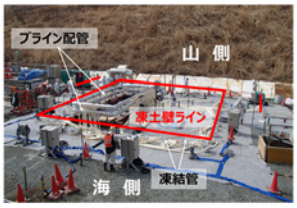


図 A14-5-(3) 凍土方式遮水壁大規模実証

事業の目的

タンク内の汚染水から放射物質を除去する従来の多核種除去設備（ALPS：汚染水中の62核種を告示濃度以下まで低減）では薬液注入による前処理（鉄共沈処理、炭酸塩沈殿処理）により大量のスラリー系廃棄物が発生していたが、フィルタ・吸着材に放射性物質を濃縮吸着させることにより廃棄物を8割以上減らす高性能設備（高性能ALPS）を開発、実証した。

事業の内容と成果

（1）除去性能を検証するためのラボ試験

・実汚染水を用いた試験管レベルのラボ試験により、フィルター技術と交換周期の長い高性能吸着材を開発した。ラボ試験の結果は、既設の他核種除去設備に比べて概ね高い除去性能が得られた。また、試験結果を踏まえて、検証試験以降の塔構成の方針を決定した。

・実液試験とラボ試験により、実機適用材および複数の候補材について耐すきま腐食特性を評価した。実液を使用した約2ヵ月の浸漬試験では、二相ステンレス鋼溶接試験片には腐食が認められなかった。また、加速試験による二相ステンレス鋼溶接部の腐食発生寿命評価では、6，000ppmの塩化物イオンを含む水であっても、中性であれば耐食性を76年以上できると試算さ



図1　検証試験装置

（2）実機に近い試験装置を用いた除去性能の検証等

・実証プラントの1/10スケールの試験装置(図1)を用いて、吸着材の除去性能、除去プロセスの妥当性、廃棄物発生量、廃棄物の性状を検証した。その結果、①Cs・Sr吸着材の性能持続時間が短い、②Cs・Sr吸着材（2塔目以降）のDF※が低いという課題が見出された。要因分析を行い、スケール影響のない実証プラントにおいて要因を絞り込むことになった。

※)DF：除染係数

（3）開発した改良型多核種除去設備を用いた除去性能の確認等

・実証プラント（500m³/日：図1）を設計、製作、設置し、核種除去性能を確認した。フィルタ計4基(うち3基がコロイドフィルタ)と開発材であるCs・Sr吸着材7～8塔を含む計20塔の吸着塔からなるシステムである。

・検証試験の課題以外の新たな課題も見いだされた。①前段のCs・Sr吸着材の性能持続時間が短い、②Cs・Sr吸着材2～5塔目のDFが低い、③Cs・Sr吸着材6～8塔目のDFが低い。これらに対して、ラボスケールの基礎試験による要因分析と対策立案、および実証プラントによる対策検証が繰り返された。

・ Cs・Sr吸着材への給液条件(pH)を適正なアルカリ条件に調整することにより、吸着剤の性能持続時間が延伸することが分かった。そこで、課題①に対して、供給タンクで酸添加により炭酸イオンを除去した後、システム前段にあるCs・Sr吸着材の吸着塔に給液する前にアルカリを添加する対策が取られた。

・実汚染水にはキレート成分が含まれ、Srの一部と錯体を形成することが、課題②の中段の吸着塔でSrのDFが低い要因と考えられた。これに対し、システムの中段で酸性にして錯体を解離する対策が取れられた。

・課題②の対策でいったん酸性になった処理水を、システムの後段ではアルカリ性ないし中性に再調整し、課題③のDF低下への対策とした。

・以上の対策により、事業期間内に、システム出口におけるSr濃度は告示濃度以下になり、計3．4万トンを超える汚染水を処理した。また、吸着塔交換周期から、廃棄物発生量を8割以上(当時)低減できることを確認した。



図2　実証プラント

実施者

東京電力株式会社、株式会社東芝、日立GEニュークリア・エナジー株式会社

2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度	2018年度
		高性能多核種除去設備（高性能ALPS）整備実証					

図 A14-5-(4)　高性能多核種除去設備（高性能 ALPS）整備実証

添付資料 15　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 ２ ９ 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、廃炉に必要となる研究開発（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１１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ミ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の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渇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及び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 βγ 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 βγ 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、効率的なろ過・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、高所にあって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）の収着・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るべきである。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,^{3}H 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 16　主な海外機関との連携活動の実績

取組名	内容	国内対応機関
IAEA プロジェクト		
第 4 回 IAEA レビューミッション	・福島第一原子力発電所の廃炉に向けた取組について、IAEA 調査団を受け入れ、国際的なレビューを受けた（2018 年 11 月）。 ・2019 年 1 月に最終報告書を受領・公表。	経済産業省 NDF 東京電力 IRID JAEA
IAEA 総会サイドイベント	・毎年、IAEA 総会と同会場でサイドイベントを開催し、福島第一原子力発電所の廃炉に関する理解を得るため、最新の進捗状況等について説明を行っている。 ・第 62 回 IAEA 総会では、日本展示ブースにおいて、廃炉・汚染水対策の現状の解説動画を上映するとともに、福島第一の現状に関するサイドイベントを開催（2018 年 9 月）。 ・第 63 回 IAEA 総会では、日本展示ブースにおける現状の解説動画を上映し、福島第一と福島復興・食品安全に関するサイドイベントを開催予定（2019 年 9 月）。	経済産業省 NDF 東京電力 IRID（データ提供）
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	NDF
CRP T13015	・激しく損傷した使用済み燃料とコリウムの管理に関する情報を共有。	IRID JAEA
OECD/NEA プロジェクト		
福島第一原発廃炉・食品安全に関するシンポジウム	・福島第一原子力発電所の廃炉の現状と食品の安全について各国食品安全の専門家の理解を深めるとともに、福島を含む放射性物質の影響を受けた地域における食品の安全管理の取組について関係者間の共有を図る目的で開催（2019 年 3 月）。 ・シンポジウム終了後、福島県産食材を活用したレセプションも開催。	経済産業省 農林水産省 東京電力
OECD 産業集積に関する政策対話	・福島の産業集積促進に資する観点から、廃炉産業などの産業集積に関する政策対話を実施。OECD のネットワークを活用し、参考となる事例の収集を行い、地元関係者を招いたサイドイベントを開催予定。（第 1 回 2019 年 2 月、第 2 回 2019 年 9 月）	経済産業省
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。	IRID JAEA 東京電力
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。	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

WGAMA-LTMNPP	・過酷事故後に燃料が残存する原子力発電所において、安全・安定な状態をいかに確保するか、各国の規制・基準や事業者の取組を共有・整理。	原子力規制庁 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。材料科学的知見および詳細評価の結果を PreADES、ARC-F、TAF-ID 等の国際協力、及び、IRID 事業等の国内廃炉プロジェクトに提供。 ・プロジェクト予算（2017-2019）を文部科学省が拠出。	文部科学省 JAEA 電力中央研究所 東京工業大学
EGFWMD	・福島第一原子力発電所の廃棄物管理、廃炉における知見を拡充。 ・福島第一原子力発電所の廃棄物に関して日本が実施している研究開発に対する助言。	NDF
NEST	・若手の研究者・技術者等が参加するプロジェクト等の実施を通じて、各国の大学、研究機関、産業界の間で国際的なネットワークを構築。 ・若手研究者・技術者等を招へいし、先進的な遠隔操作技術を中心に学際的な科学技術に係る実践的教育。	JAEA 東京大学
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
TAF-ID（参考）	・先進燃料・破損燃料用の核燃料熱力学データベース（TAF-ID）の整備・拡充とその応用 ・TCOFF は、TAF-ID データベースの主要ユーザーとして解析に活用。逆に、TCOFF 知見は TAF-ID データベースの高度化に活用。	JAEA 電力中央研究所
海外専門家の招へい		
海外特別委員（NDF）	・海外の知見、経験を結集する目的で、米国、英国、フランス、スペインから戦略検討、研究開発、プロジェクト管理、安全規制の各分野の専門家委を招集し、技術検討への支援を受ける。 ・廃炉等技術委員会に参加してもらい、海外での経験を踏まえた助言を受ける。	NDF
国際エキスパートグループ（東京電力）	・福島第一原子力発電所の安全かつ効率的な廃炉及びその研究開発に資する助言を得るため、多様な国際的な専門知識と経験を有する英国、米国、フランス、ウクライナの専門家を招集	東京電力
国際顧問（IRID）	・取り組んでいる研究開発のデザインレビューの実施状況、情報発信・コミュニケーションの強化についての評価を得るとともに失敗経験を含めた知識を得るため、英国、米国、スペインの著名な専門家を招集	IRID
各機関のその他の取組		
実用化研究段階における海外機関との協力	・内部調査技術の開発（英国、フランス、ロシア） ・燃料デブリ、構造物取り出し技術開発（米国、英国） ・燃料デブリ臨界管理技術開発（米国、英国、フランス） ・固体廃棄物処理処分技術開発（米国、フランス）	IRID

INSIDER Project 参加	・原子力研究開発施設、事故炉等を対象として、廃棄物管理最適化のため、費用対効果の高い分析、計測手法の評価を行い、具体的事例に適用可能な共通の手法を確立すること等を目的としている。 ・本プロジェクトのキックオフ会議に参加して情報収集を行った。（2017 年 6 月） ・2019 年 5 月にスペインで開催されたワークショップにも参加。	NDF
TOTAL DECOM 参加	・英国企業が中心となって開催する、原子力及び非原子力の廃止措置に関連する企業の集会に参加し、各企業の取組について情報収集を行った。（2018 年 4 月）	経済産業省 NDF
ATOMEXPO 参加	・ROSATOM が中心となって開催する、ロシア及び欧州を中心とした原子力関連企業が集まるフォーラムに参加し、現地関係者と意見交換を行った。（2018 年 5 月及び 2019 年 4 月）	経済産業省 JAEA 東京電力
第 4 回福島・チェルノブイリ・スリーマイルアイランド国際シンポジウム	・スリーマイルアイランド及びチェルノブイリ原子力発電所事故を教訓・事例として、福島第一原子力発電所事故収束に向けた検証を行った。（2019 年 5 月）	NDF JAEA 東京電力