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 2018

2018 年 10 月 2 日

原子力損害賠償・廃炉等支援機構

目次

1. はじめに 6
1.1 廃炉の適正かつ着実な実施に向けた体制・制度の強化 6
1.2 戦略プランについて 7
1.2.1 戦略プランの位置付け 8
1.2.2 戦略プラン 2018 の全体構成 9

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 11
2.1 福島第一原子力発電所廃炉の基本方針 11
2.2 福島第一原子力発電所廃炉の進捗状況 11
2.3 放射性物質に起因するリスク低減の考え方 13
2.3.1 リスクの定量的把握 13
2.3.2 リスク源の特定と評価 14
2.3.3 リスク低減戦略 16

3. 福島第一原子力発電所の廃炉に向けた技術戦略 20
3.1 燃料デブリ取り出し 20
3.1.1 分野別目標 20
3.1.2 分野別戦略 20
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 24
3.2 廃棄物対策 49
3.2.1 分野別目標 49
3.2.2 分野別戦略 49
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 54
3.3 汚染水対策 57
3.3.1 分野別目標 57
3.3.2 分野別戦略 57
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 59
3.4 使用済燃料プールからの燃料取り出し 63
3.4.1 分野別目標 63
3.4.2 分野別戦略 63
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 66
3.5 その他の具体的な対策 70
3.5.1 原子炉の冷温停止状態の継続 70
3.5.2 発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止 70
3.5.3 原子炉施設の廃止措置計画 75
3.5.4 安全確保に向けた具体的な取組 75
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 78

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 80
4.1 労働環境、労働条件の改善に向けた取組 80
4.2 安全確保の考え方と連携の推進 82
4.3 中長期の着実な廃炉に向けた運営体制の強化 83
4.4 人材の育成・確保 84
4.4.1 作業員・技術者等の育成・確保 84
4.4.2 将来の福島第一原子力発電所廃炉を担う次世代の育成 85

5. 研究開発への取組 87
5.1 研究開発の基本的な方針等 87
5.1.1 基本的な方針 87
5.1.2 研究開発の全体像 87
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 89
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 90
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 90
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 90

6. 国際連携の強化 92
6.1 国際連携の意義 92
6.2 国際連携活動の推進 92
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 92
6.2.2 世界の叡智の結集と活用 94
6.2.3 国際社会への情報発信 95
6.3 国内関係機関との密接な連携 97

7. 地域との共生及びコミュニケーションの一層の強化 98
7.1 地域との共生及びコミュニケーションの一層の強化に向けた考え方 98
7.2 コミュニケーションの具体的な取組 99
7.3 更なるコミュニケーションの広がりと風評被害への対応 100

略語・用語集 102

添付資料一覧 106

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 7
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 9
図 3　汚染水問題に関する 3 つの基本方針と対策 12
図 4　福島第一原子力発電所が有するリスクの低減 15
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 16
図 6　燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた検討フロー（案） 23
図 7　1～3 号機の燃料デブリ分布の推定、アクセスルート及び周囲の構造物の状況 29
図 8　今後の内部調査スケジュールと調査装置のイメージ 31
図 9　負圧管理による閉じ込め機能（気相部）の構築例 33
図 10　閉じ込め機能（液相部）の構築例 36
図 11　PCV 下部止水方法（検討例） 37
図 12　燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術 45
図 13　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） 48
図 14　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 51
図 15　廃棄物対策に係る主な技術課題と今後の計画（工程表） 56
図 16　建屋内滞留水中の放射性物質量の推移 58
図 17　汚染水発生量と建屋への地下水・雨水等の流入量の推移 60
図 18　汚染水対策に係る主な技術課題と今後の計画（工程表） 62
図 19　使用済燃料等の保管状況（2018 年 6 月 28 日現在） 65
図 20　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） 69
図 21　港湾内・海水中の放射性物質濃度 71
図 22　1～4 号機原子炉建屋からの放射性物質（Cs-134, Cs-137）による敷地境界における年間被ばく線量評価 72
図 23　敷地境界での実効線量評価 73
図 24　プロジェクト間の相互関係 79
図 25　作業員の月別個人被ばく線量の推移（月平均線量） 81
図 26　プロジェクト管理に係る NDF と東京電力の組織体制 83
図 27　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（平成 30 年度） 88
図 28　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 89
図 29　原子炉建屋内構造図 105
図 30　原子炉圧力容器（PCV）内構造図 105

表 1　福島第一原子力発電所の主要なリスク源 14
表 2　ステップ・バイ・ステップのアプローチによる燃料デブリ取り出しのイメージ（2 号機の例） 26
表 3　固体廃棄物の保管・管理状況 52
表 4　取戻し計画に盛り込まれたプロジェクトの実施内容 84

表 5　福島第一の廃炉に関する機関間の協力関係 93
表 6　海外に向けた情報発信の取組..... 96

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」（以下「中長期ロードマップ」という。）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 7 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。また、中長期を見据えた対応については、燃料デブリ取り出し及び廃棄物対策に向けた調査や研究開発が進捗するとともに、中長期ロードマップが改訂され、燃料デブリ取り出し方針の決定及び固体廃棄物についての基本的な考え方の取りまとめがなされた。

戦略プラン 2018 においては、こうした廃炉の取組の進捗状況や NDF の役割を改めて整理した上で、構成の見直しも含めた検討を行った。

1.1 廃炉の適正かつ着実な実施に向けた体制・制度の強化

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。

資金面においても廃炉をより確実に実施していくためには、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ホールディングス㈱（以下「東京電力」という。）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。

さらに、事業者である東京電力は、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するべく、プロジェクト管理体制の強化に取り組んでおり、東京電力及びNDF は、廃炉全体計画の最適化を目指したプロジェクト管理体制の下でこの廃炉等積立金制度の運用を開始したところである。

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。

NDF は、この初回の取戻し計画作成方針を 2018 年 1 月に提示し、これに基づき、同年 3 月に初回の取戻し計画について、東京電力と共同で経済産業大臣に承認申請を行い、同年 4 月に承認を受けたところである[1]。

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。

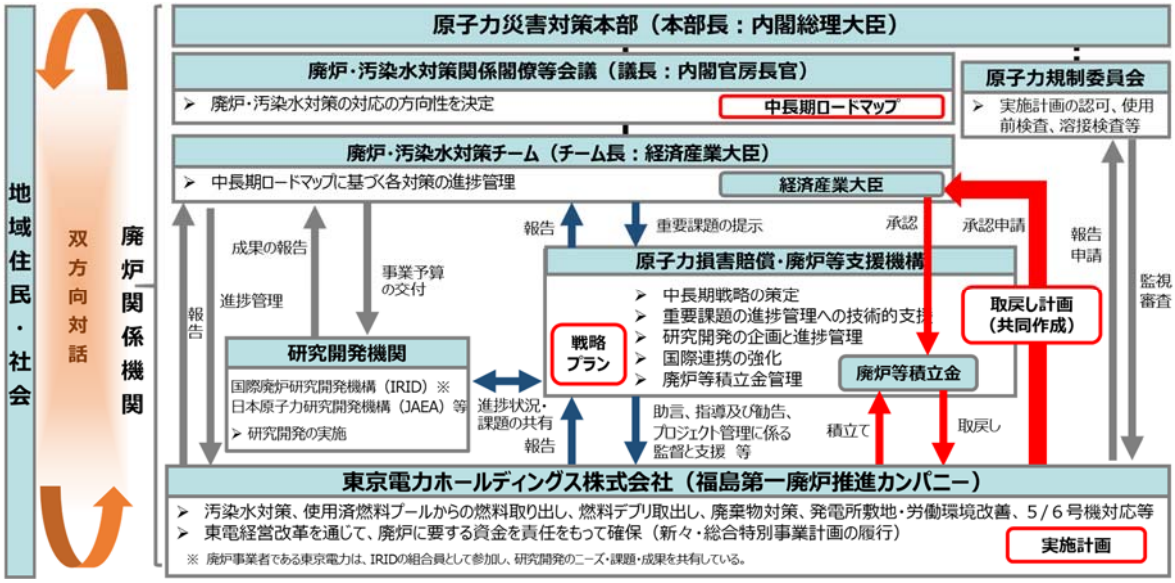


図 1　福島第一原子力発電所の廃炉に係る関係機関等の役割分担

1.2 戦略プランについて

[1] NDF, 「平成 29 年度 廃炉等積立金の取戻しに関する計画」の承認について, 2018 年 4 月 11 日. http://www.ndf.go.jp/oshirase/sonota_20180411.html

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）。

初版となった戦略プラン 2015 では、それまで十分な検討がなされていなかった廃炉の中長期的な主要課題に関する具体的な検討を行い、リスク低減戦略としての方針を打ち立てた。その後も、中長期ロードマップで定められたマイルストーン（主要な目標工程）である燃料デブリ取り出し方針の決定及び固体廃棄物についての基本的な考え方の取りまとめに向け、戦略プラン 2016 では現場の取組や技術開発等の様々な取組の進捗を踏まえた改訂を行い、戦略プラン 2017 ではこれら 2 つの事項の決定・取りまとめに資するべく技術的根拠に基づく戦略的提案を行った。これらの戦略的提案の内容は、2017 年 9 月に改訂された中長期ロードマップに反映され、同方針が決定、同基本的な考え方が取りまとめられたところである。

このように、これまでの戦略プランでは、NDF が取り組むべき中長期的な廃炉戦略として燃料デブリ取り出しと廃棄物対策という 2 つの主要課題に重点を置き、上記の 2 つのマイルストーンに向けた検討を進めてきたところであるが、今後、燃料デブリ取り出しの具体化を進めていくに当たっては、これらの課題のみならず、汚染水対策や使用済燃料プールからの燃料取り出しの取組等との関連性、整合性を踏まえた検討が必須となる。このため、今後の戦略プランにおいては、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）。

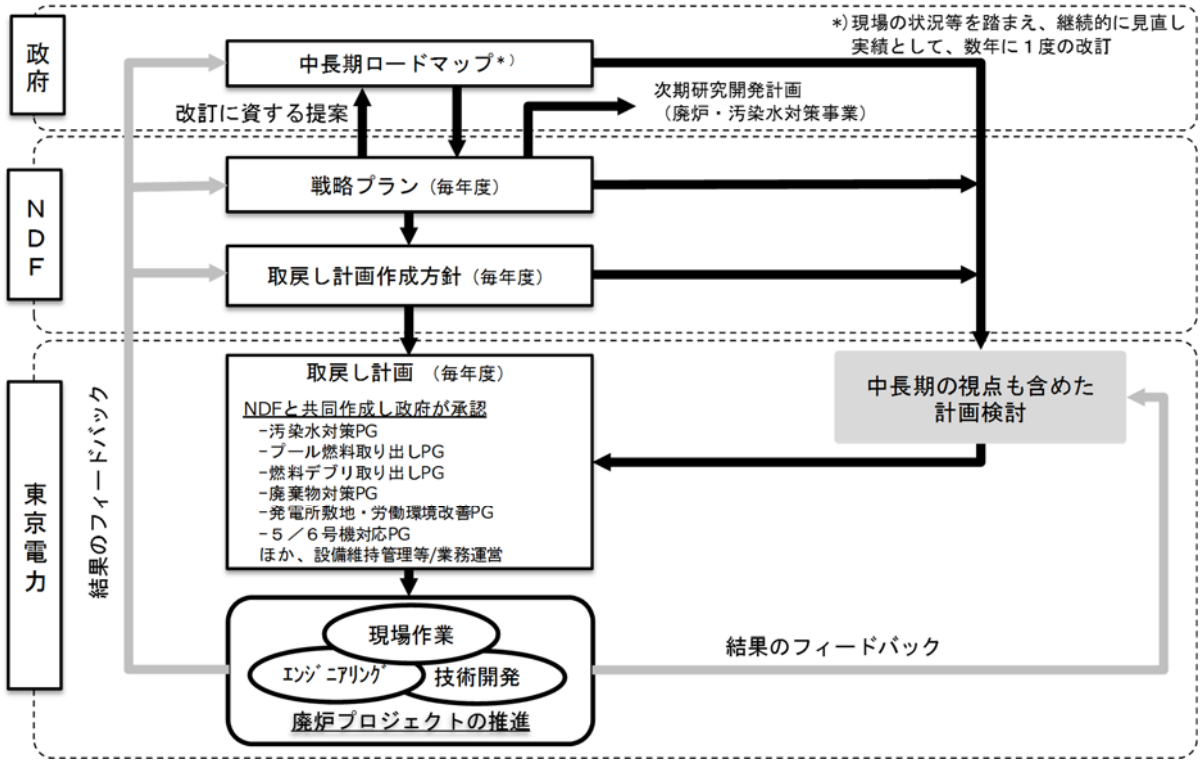


図２　廃炉等積立金制度を踏まえた戦略プランの位置付け

1.2.2 戦略プラン 2018 の全体構成

戦略プラン 2018 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、今後燃料デブリ取り出しの具体化を進めていくに当たって、プロジェクト間の関連性・整合性を考慮し、より俯瞰した視点で中長期を見据えた課題に取り組むべきフェーズに移行しつつあることや、廃炉等積立金制度の導入により NDF にはこれまで以上の役割や責任が課せられることとなったことについて述べた。また、このような背景から、戦略プラン 2018 では、これまで戦略プランの主な対象としていなかった汚染水対策や使用済燃料プールからの燃料取り出しといった取組も対象とし、廃炉プロジェクト全体の円滑な推進に向けた戦略を記載することとしたことについて述べた。

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、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。また、その他の具体的な対策と、これら同時並行的に進められる取組の廃炉プロジェクト全体としての整合性を確保しつつ、かつ、中間的な目標を可能な範囲で想定しながら最適化を目指した全体計画を策定していくことの必要性について述べている。

3 章のうち 3.1 節（燃料デブリ取り出し）では、燃料デブリ取り出し方針に従い、2019 年度の

初号機における燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた検討の進め方と、このための予備エンジニアリング及び技術開発の重点化・加速化の取組の方向性と進捗状況を記載している。併せて、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のイメージの例と技術的な検討課題を提示している。

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進捗が見られる中、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、各号機において取り出し作業を計画的に進めることはもとより、5, 6 号機も含めた福島第一原子力発電所全体としての使用済燃料の適切な保管に向けた取組や、使用済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。

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に寄与する重要事項について、昨年版まで述べていた研究開発、国際連携、地域コミュニケーション等に加えて、より広範な分野について議論を展開した。

5 章（研究開発への取組）では、予備エンジニアリングの成果等に基づき、これまで以上にニーズ指向型で研究開発を進め、プロジェクト管理体制の下で進捗管理や成果の評価を行う等、今後の研究開発の取組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、国内外の叡智の結集を図るため、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（地域との共生及びコミュニケーションの一層の強化）では、燃料デブリ取り出し等の取組が本格化する中で、一層丁寧なコミュニケーションの在り方を検討し、実践していくことが必要であり、このために関係機関が連携して取り組んでいく際の考え方について記載している。

2. 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）。

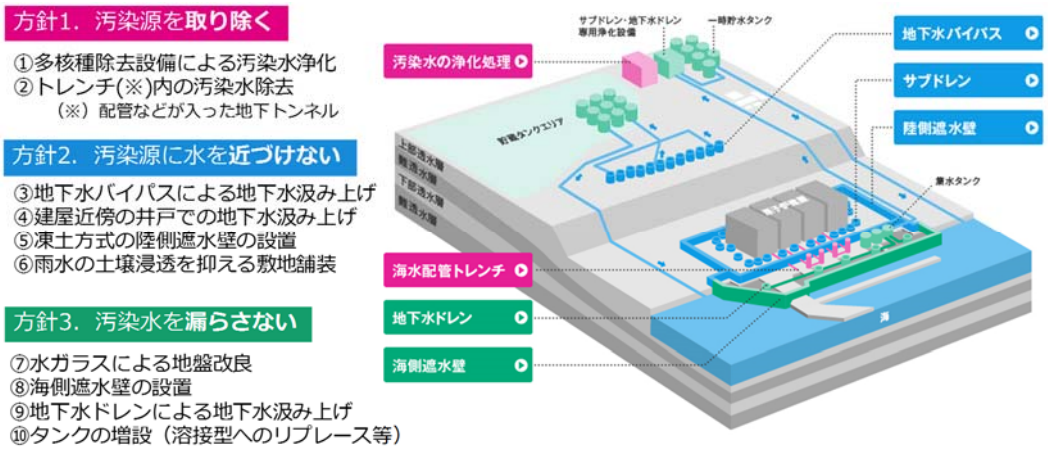
2.2 福島第一原子力発電所廃炉の進捗状況

(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）。

「取り除く」については、多核種除去設備（ALPS）等での処理を進めている。「近づけない」については、陸側遮水壁について、原子力規制委員会の認可を得ながら段階的に凍結を進め、2017 年 8 月までに全ての箇所の凍結を開始し、2018 年 3 月にはほぼ全ての範囲で 0℃を下回るとともに、山側では 4～5 m の内外水位差が形成され、深部の一部を除き造成が完了した。これにより、サブドレンの効果とも相まって地下水の建屋流入量は抑制され、護岸エリアからの建屋移送量も大幅に減少している。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 400 m³/日であったのに対して 2017 年度実績で約 220 m³/日まで低減されている。また、陸側遮水壁による効果は、サブドレン汲み上げ量、護岸エリアの地下水汲み上げ量の減少にも現れている。「漏らさない」については、周辺海域の放射性物質濃度は低い状態で安定している。



（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

建屋内滞留水については、2020 年の処理完了に向けて、タービン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。1 号機タービン建屋については、2017 年 3 月に最下階の床面まで滞留水を除去した。また、2～4 号機のタービン建屋については、2017 年 12 月に最下階中間部床面が露出した。また、事故当時の放射能濃度が高い建屋内滞留水が貯留されていた 1～3 号機の復水器について 2017 年 12 月までに水抜きを完了するなどにより、滞留水に含まれる放射性物質が大幅に減少した（2014 年度末に対して概ね半減）。さらに、建屋内滞留水の貯蔵量低下に加えて、2018 年 2 月より建屋内滞留水の循環浄化の運用を開始し、建屋内滞留水に含まれる放射性物質の低減の加速化を図っている。

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」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、オペレーティングフロア（以下「オペフロ」という。）にある使用済燃料プールからの燃料取り出しに向け、2018 年 1 月よりオペフロ北側のガレキ撤去を開始した。

2 号機については、使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた準備の一環として、オペフロ内へアクセスするための開口部を設置し、2018 年 7 月から遠隔ロボット・重機等を使用したオペフロ内の線量や汚染状況の調査を開始した。

3 号機については、2018 年 2 月に燃料取り出し用カバー全ドーム屋根の設置を完了した。2018

年 3 月に燃料取扱装置等の試運転を開始してから複数の不具合が発生しており、2018 年 11 月中を目処としていた燃料取り出し開始時期について、東京電力は改めて精査・見直しを行うこととしている。

(3) 燃料デブリ取り出しの進捗状況

2 号機については、2017 年 1～2 月に引き続き、2018 年 1 月に原子炉格納容器（以下「PCV」という。）内部調査を実施し、取得した画像の分析結果から、燃料デブリと思われる堆積物がペデスタル底部に堆積していることを確認した。

3 号機については、2017 年 7 月に実施した水中遊泳式遠隔調査装置（以下「水中 ROV」という。）による調査結果を基に、ペデスタル内部の全体像を把握するため 3 次元復元を実施した。その結果、旋回式のプラットフォームがレール上から外れ、一部が堆積物に埋まっている状況等、構造物の相対的な位置を視覚的に把握した。

(4) 廃棄物対策の進捗状況

既存の固体廃棄物貯蔵庫（1～8 棟）全体の 4 割程度の保管容量を有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。これにより、1 号機オペフロのガレキ撤去や 2 号機原子炉建屋上部解体に伴って発生する高線量のガレキ等について、遮へい機能を有する保管施設で保管することが可能となった。東京電力はこれら固体廃棄物の適切な保管・管理を行うための保管管理計画を策定しており、固体廃棄物の発生量予測の見直し結果を踏まえ、直近では 2018 年 6 月に改定を行っている（添付資料 9）。

また、性状把握を目的に試料採取と分析が進められている。

(5) その他の具体的な対策の進捗状況

1～4 号機建屋の周辺道路やタービン建屋の東側の一部を新たに一般服エリア（一般作業服又は構内専用服と使い捨て式防じんマスクで作業できる範囲）とし、これにより一般服エリアが福島第一原子力発電所の敷地の約 96%に拡大した。

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。

リスクレベルは次のように定義される。

リスクレベル　＝　「影響度」×「起こりやすさ」
　　＝　「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（詳細は添付資料 3）。

2.3.2 リスク源の特定と評価

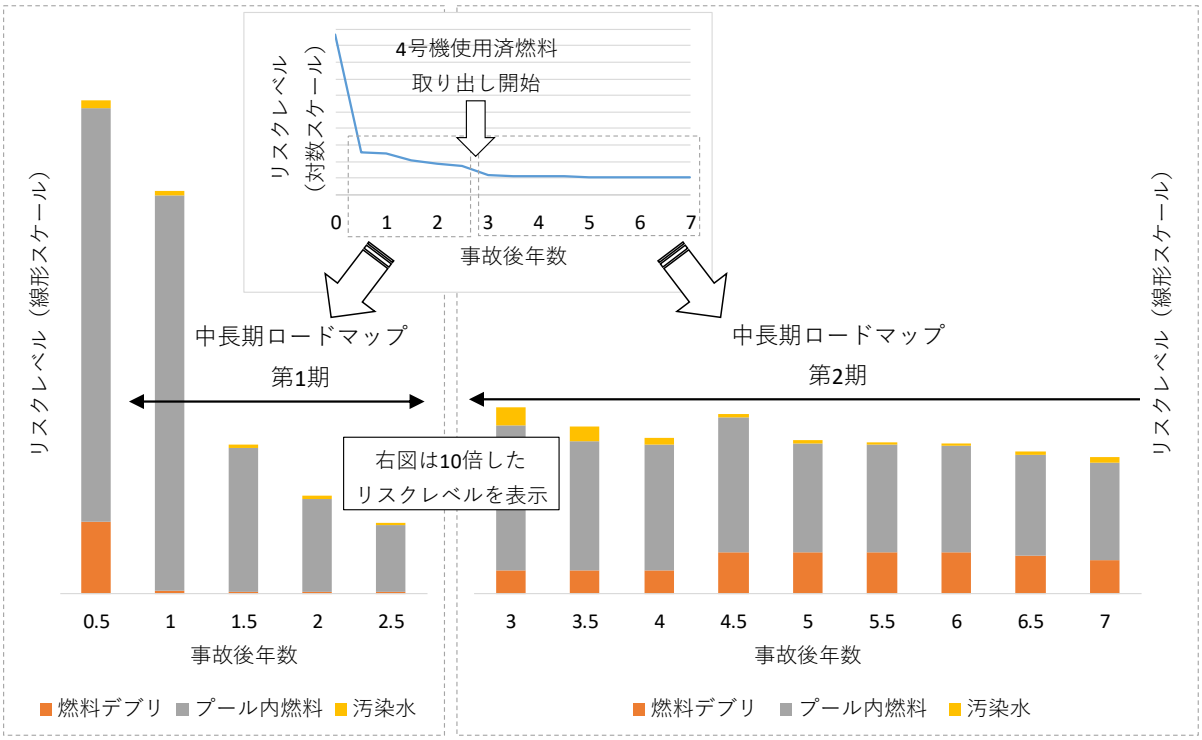
リスク低減対策に当たり、福島第一原子力発電所の主なリスク源をまとめると、表 1 のとおりである。これらのリスク源の総和としての福島第一原子力発電所のリスクは図 4 に示されるとおりであり、2.2 節で述べたような取組を通じて継続的な低減が図られている。さらに、これらの各リスク源が有するリスクレベルの現時点の状況を、潜在的影響度と管理重要度を軸として表現すると図 5 のとおりである。

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。

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
	フランジ型タンク内貯留水	フランジ型タンク内に保管されている濃縮塩水残水、ストロンチウム処理水
	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
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 4 年から 4.5 年にかけては、オペフロ上部のガレキ撤去等のプール内燃料取り出しに向けた準備作業を行うため 1 号機建屋カバーが解体されたことにより、燃料デブリの管理重要度が上昇したため、リスクレベルが増加している。これはサイト全体のリスク低減という観点から、プール内燃料取り出しのために必要な対策のひとつであり、解体に当たっては、放射性物質の飛散防止対策が講じられている。

図 4　福島第一原子力発電所が有するリスクの低減

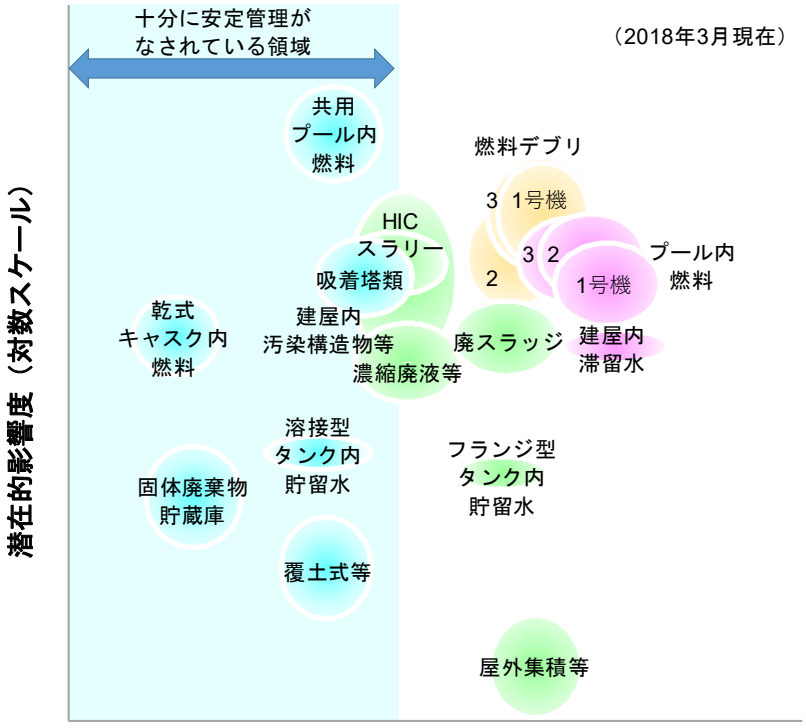


図 5　福島第一原子力発電所の主要なリスク源が有するリスクレベルの例

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。

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、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思考も重要となる。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、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が計画されている。

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たところであり、これについては 4.3 節において述べる。

2.3.3.4 作業に伴う一時的なリスクレベルの増加への対応の考え方

廃炉作業は、中長期的な観点からは、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[2]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 4）。

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

[2] 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。

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。

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 5 参照）。

(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。

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かえってリスクを増加させ得るリスク源である（2.3 節参照）。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によってリスクが増加する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ことにより、広く社会に許容される低いリスクレベルを達成するべきであり、このための技術検討を進めているところである。

これまで戦略プランでは、燃料デブリ取り出しに当たって検討すべき事項を論理的に整理し、燃料デブリ取り出し作業時の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を定めて検討を行ってきた。今後は、次項に述べる燃料デブリ取り出し方針に従ってステップ・バイ・ステップのアプローチで段階的に規模を拡大していく際にも、安全に燃料デブリの取り出しを行うため、これらの技術要件に沿った検討を進めていく必要がある。

なお、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原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）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（以下「MCCI」という。）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。

3.1.2.2 燃料デブリ取り出し方針

戦略プラン 2015 及び 2016 では、PCV 内水位レベル（冠水工法・気中工法）や、燃料デブリへのアクセス方向（上アクセス・横アクセス・下アクセス）の組み合わせによる燃料デブリ取り出し工法オプションの検討を行い、重点的な検討を進めるべき 3 つの工法（①冠水-上アクセス工法、②気中-上アクセス工法、③気中-横アクセス工法）を選定し、その検討を進めてきた。

戦略プラン 2017 においては、この 3 つの燃料デブリ取り出し工法に関して、燃料デブリの安全な取り出しのために満足すべきものとして 9 つの技術要件（①閉じ込め機能、②冷却機能、③臨界管理、④構造健全性、⑤被ばく低減、⑥労働安全、⑦アクセスルート、⑧機器・装置開発、⑨系統設備・エリア構築）に加え、燃料デブリの安全・安定保管に係る 3 つの技術要件（①収納・移送・保管、②取り出し作業で発生する廃棄物の取扱い、③保障措置）に関してそれぞれ実現可能性評価を行い、5 つの基本的考え方による総合評価の上で、燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた戦略的提案（燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた提言と決定以降の取組）を行った。2017 年 9 月に改訂された中長期ロードマップでは、この戦略的提案の内容を踏まえ、燃料デブリ取り出し方針が次のように決定されたところである。

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

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

3.1.2.3 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進め方

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。この初号機を選定するに当たってはまず、1～3 号機のそれぞれについて、燃料デブリ取り出し実施の中長期的なエンジニアリング・スケジュールの概略が立てられていることが前提であり、これを組み合わせた全体計画としての整合性を鑑みた上で、初号機とその取り出し方法が決定されるのが合理的であると考えられる。すなわち、図 6 の検討フロー（案）で示されるように、これまでの廃炉・汚染水対策事業における研究開発の成果や PCV 内部調査の結果、作業環境の整備、プール内燃料の取り出し計画及び汚染水対策を含めたサイト全体の敷地利用計画の状況等を基に、東京電力が実施する予備エンジニアリング[3]（次項参照）において、①1 号機から 3 号機の号機ごとの燃料デブリ取り出し概念検討とその現場適用性等の評価に基づいた、燃料デブリ取り出しの実際の作業工程案（シナリオ）が作成される必要がある。その上で、②各号機のシナリオと周辺計画をも組み合わせた複数の全体シナリオを検討し、時間や安全、プロジェクト全体としての整合性など 3.6 節に述べるサイト全体を捉えた全体最適化の観点から、総合的に見て最も合理的と考えられる全体シナリオを特定することにより、初号機とその取り出し方法を確定していくこととなる。

この際、現場適用性等の評価の視点としては、燃料デブリ取り出し作業時の安全確保（閉じ込め機能、冷却機能、構造健全性、臨界管理、作業時の被ばく低減など）、燃料デブリ取り出し工法の成立性（アクセスルートの構築、機器・装置の開発、系統設備・エリアの確保）、燃料デブリの安定保管（収納・移送・保管、保障措置方策の検討）といった、3.1.3 項に述べる技術要件に対する適合性がある。

また特に、初号機の選定に当たっては、不確かさの多い環境で過去に例のない燃料デブリ取り出し作業を行うという特殊性や燃料デブリの取扱いの経験・情報を早期に得ることの効果等を踏まえ、内部情報の確実性、必要な準備工事の有無等の作業環境、図 5 や 3.1.2.1 項に示した現状の号機ごとのリスク評価の結果や想定される燃料デブリ取り出し時におけるリスクレベル等の観点も含めて判断していく必要がある。

[3] 工事実施に際して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。現場状況を十分に踏まえて、メンテナンス性、配置、動線等も含めた技術や機器・設備等の現場適用性を検討することにより、基本設計後の手戻りの最小化を図るものである。したがって、予備エンジニアリングの結果、必要に応じて工法の見直しが行われることとなる。

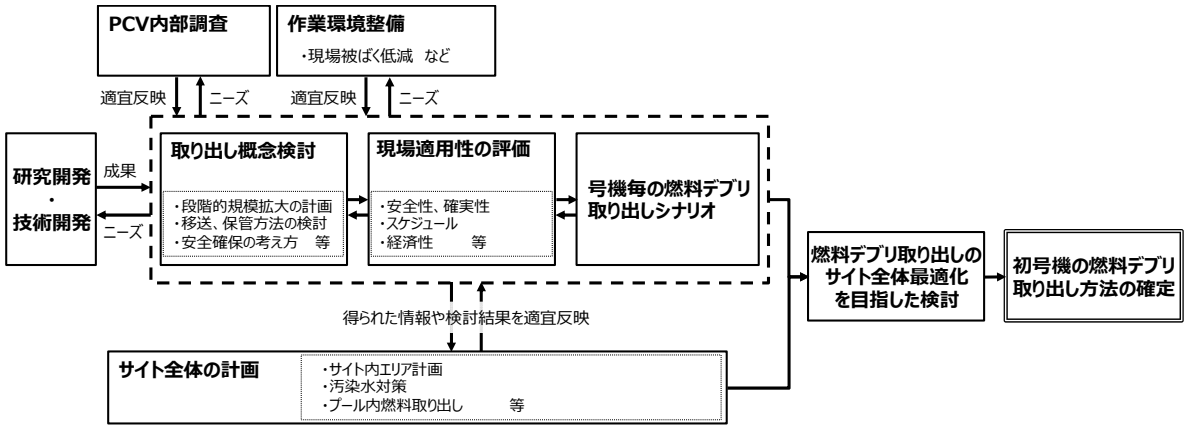


図 6　燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた検討フロー（案）

3.1.2.4 予備エンジニアリングの進め方と作業工程の具体化の考え方

東京電力が実施する予備エンジニアリングにおいては、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の取組段階ごとの作業内容やシステム概念等について、各号機の状況を踏まえて現場適用性を確認し、これらをつなぎ合わせた号機ごとの燃料デブリ取り出しシナリオとして具体化していく。特に、2019 年度内の初号機の燃料デブリ取り出し方法確定というマイルストーンを見据え、これに必要な情報を得るべく、予備エンジニアリングの内容は十分に企画・検討されるべきである。

そうした観点から、予備エンジニアリングでは、次のような事項を満たす検討を実施することが期待される。

- シナリオは、燃料デブリ取り出し作業の前段階の内部調査、準備作業から周辺環境整備及び燃料デブリ保管等の関連する作業全体を含めること
- 各段階で、安全確保や取り出し装置等の工学的信頼性確保のために事前に得ておくべき情報を整理すること
- シナリオを立案する上での前提条件の明確化及びその不確かさや見通しについての評価を実施すること
- 現時点で想定される主要なトラブル等についての十分な安全評価を実施すること

これらの検討の結果、予備エンジニアリングの成果としては、以下が得られることが期待される。

- 号機ごとの燃料デブリ取り出しまでの工程イメージ及び解決すべき技術課題の特定
- 技術課題の解決時期を織り込んだエンジニアリング・スケジュール（各号機のシナリオ）

この結果、得られた各号機のシナリオとプール内燃料取り出しや汚染水対策等との関係を組み合わせた全体シナリオを作成することが可能となり、この全体シナリオに基づき初号機の候補を選定していくこととなる。

3.1.2.5 内部調査の継続実施と研究開発等の加速化・重点化

これまでに抽出されている技術課題及び予備エンジニアリングを実施する過程で特定される技術課題について、更なる内部調査や研究開発の加速化・重点化等によって、解決に向けた道筋を示していく必要がある。

内部調査については、これまでに実施された PCV 内部調査により種々の情報が得られてきており、今後、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内部詳細調査が予定されているところである。これまでこうした内部調査の多くは、PCV 内部の一部の環境条件しか明らかでない状態で、廃炉・汚染水対策事業において開発された機器の現場実証として行われてきた。今後の内部調査においては、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の中で、全体プロジェクトを組み立てるためのパーツとしてどのような情報が必要であるかを十分に検討し、「この情報を取りに行く」という各段階における達成目標を立てた上で実施するべきである。

また、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、どのような技術が適用されるべきかが概ね明らかになってきたことから、気中工法のための α 核種の存在を前提とした閉じ込め機能（気相部）の構築、横アクセス工法のための PCV 内水位管理技術をはじめ、研究開発の加速化・重点化を図るとともに、5.2 節に述べるように、予備エンジニアリングを通じて新たに必要性が明らかとなった研究開発課題の抽出を進める。また、研究開発の成果とその現場適用の状況に応じ、燃料デブリ取り出しの手法も含め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を取ることが重要である。

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

燃料デブリ取り出しに当たっては、燃料デブリ取り出し方針に従ってステップ・バイ・ステップのアプローチで進めていく。ここでは、まず 3.1.3.1 項でステップ・バイ・ステップのイメージを提示した上で、3.1.3.2 項～3.1.3.5 項において、炉内状況の総合的な把握に係る取組やこれまで戦略プランで示してきた安全確保に関わる技術要件、燃料デブリ取り出し工法に関わる技術要件、燃料デブリの安定保管に関わる技術要件について、主要な課題を示すとともに、段階的な規模拡大に合わせてどのような検討が必要となるかを併せて示す。

3.1.3.1 ステップ・バイ・ステップのアプローチの考え方

燃料デブリ取り出し方針においては、今後、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、また、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こととされている。

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詳細検討中であるが、そのイメージの一例を次に示す（下記及び表 2）。なお、これらは必ずしも 1～3 号機全てについて一律に適用されるものではない。

(1) 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、燃料デブリの取り出し方法の検討等に用いられることとなる、PCV 底部の燃料デブリ

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、PCV 内部の各所より燃料デブリを採取し、分析等を行うこと（サンプリング）により、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。

燃料デブリの採取に当たっては、これが燃料デブリを移動させる行為を伴うものであることから、次段階における安全確保の評価に資する重要な情報として、取り出した燃料デブリを一時的に保管するための移送方法や安定保管に係る情報、燃料デブリの気相・液相への移行状況や臨界可能性に関する情報等の取得を目指し、これにより燃料デブリ取り出し方法の実現性の精度向上や安全確保のための防護対策の信頼性向上を図る。

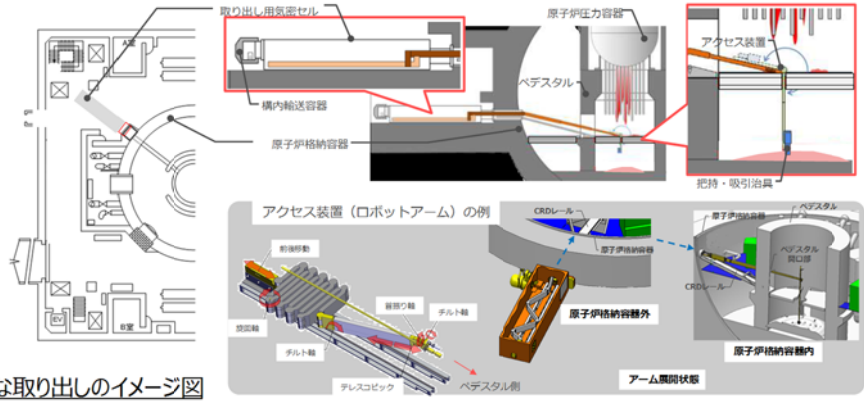
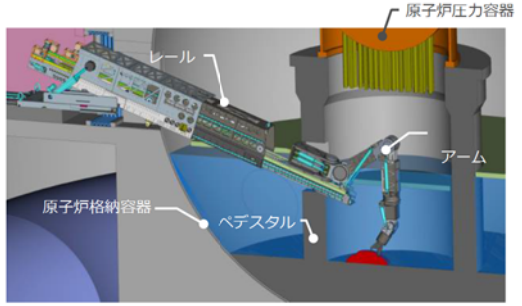
(2) 燃料デブリ取り出し

燃料デブリ取り出しの初期段階では、まずは現場環境を大きく変えない範囲で小規模な燃料デブリ取り出し作業を行う。これにより、燃料デブリ取り出し作業・装置の有効性確認と作業効率の評価や、燃料デブリ取り出し作業の規模拡大に対する安全確保への影響評価、一時的な保管による収納・移送・保管に向けた事前確認等、その後に予定される大規模な取り出しにおける作業・装置を見極めていくための各種情報の取得や検証を行い、燃料デブリ取り出し期間を通じた作業の効率化等を図る。

小規模な取り出しまでの作業で得られた情報に基づき、燃料デブリ取り出し装置、安全確保のためのシステム等を検討した上で、目標とする 1 日当たりの燃料デブリ取り出し量に対応可能な大規模な設備を設置し、より効率的な燃料デブリ取り出しを行っていく。

なお、この大規模な取り出し段階に入るに当たっては、現場の状況を随時確認しながら、まずは少量の燃料デブリ取り出し作業から始め、徐々に規模を拡大していくステップ・バイ・ステップのアプローチに留意する必要がある。

表２　ステップ・バイ・ステップのアプローチによる燃料デブリ取り出しのイメージ（2 号機の例）

	内部調査等		燃料デブリ取り出し	
	内部調査（例）	サンプリング（例）	小規模な取り出し（例）	大規模な取出し（横アクセス工法）（例）
目的	既知のPCV内部情報や解析結果等と組み合わせ、燃料デブリ取り出し方法を検討する上で基となる追加のPCV内部情報を得る。情報取得のため、燃料デブリに接触させ、情報を得ることも検討要。	PCV内各所の燃料デブリを採取し、その性状（形状、存在状態、機械的・化学的性質）を知る。サンプリング作業による周辺環境及び設備への影響を把握する。	大規模な取り出しを行うための事前段階として、現場の状態は大きく変えずに、小規模な装置を用いて、燃料デブリを取り出す作業を行うことにより、大規模な設備による燃料デブリ取り出しのための各種情報の取得や検証する	小規模な取り出しまでの作業により得られた情報により、燃料デブリ取り出し装置、安全確保のためのシステム等を合理的に見直し信頼性を向上し、より効率的な燃料デブリ取り出しを行う。なお、燃料デブリの存在する部位により、適切なアクセス、取り出し方法を選択すること。 取り出された燃料デブリは保管設備に保管するものとする。
特徴	・PCV底部の燃料デブリの分布状況 ・燃料デブリへのアクセス性確認情報 ・燃料デブリ取り出し作業の安全確保の評価に資する情報 ・ペデスタルの損傷状況 ・PCV底部で作業する際に上部からの落下物の可能性をRPV底部の調査で確認	・採取した燃料デブリは、分析施設へ搬送する。 ・吸引、掴み、すくい、切削、(コア抜き)等飛散が抑えられるように監視しながら慎重に採取する ・PCV内干渉物撤去は基本的に実施しない	・PCV内干渉物撤去はアクセス範囲の必要最低限としつつ、吸引、掴み、すくい、小規模切削、コア抜き等の取り出し作業を継続して実施し、それらの作業結果から、装置の有効性、規模拡大に対する安全確保への影響評価、作業効率の評価等を実施 ・回収したデブリは建屋内に一時保管し、大規模収納、移送、保管に関する事前確認を実施	・左記に加え、スラッジ状、塊状デブリ（大規模切削による回収）等 ・構造物付着デブリ（構造物切断による回収） ・PCV内干渉物撤去も実施 ・回収した燃料デブリを長期保管に対応できる収納、保管設備準備要
取出装置・設備	・建屋やX-6ペネを**拡張改造せず**に投入できる程度の大きさのアーム型アクセス装置 ・先端部の装置は、内部調査、試料採取及びデブリ取り出しで適宜選択  小規模な取り出しのイメージ図	・X-6ペネを**拡張改造し**、大規模な作業ができるレール付きアーム等　※横アクセスでの燃料デブリ終了後は上アクセス工法での装置が必要  大規模な取出しのイメージ図 横アクセス工法（例）

図は東京電力，特定原子力施設監視・評価検討会（第 60 回）資料 2-1，2018 年 5 月 18 日.（資料提供：IRID）より抜粋

3.1.3.2 内部調査の継続実施等による炉内状況の総合的な把握

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、試験等で得られた科学的な知見に基づいた、1～3 号機の燃料デブリの分布、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 MCCI 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。

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・粘土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損傷、ケーブルトレイ及び CRD[4]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。

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 ペネトレーション（以下「X-6 ペネ」という。）から CRD 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

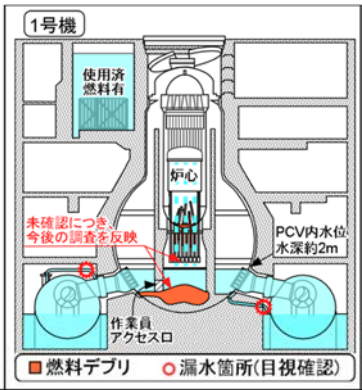
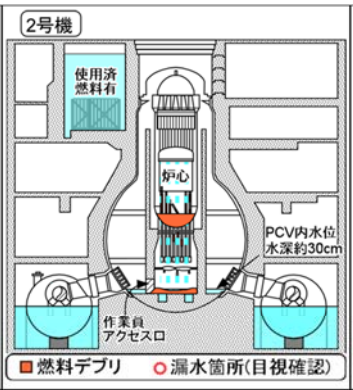
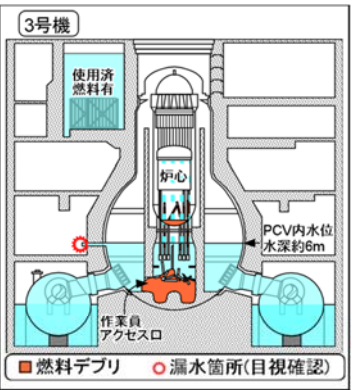
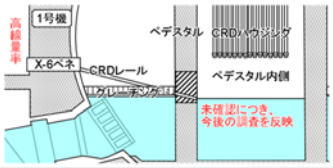
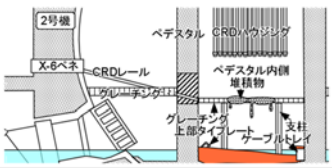
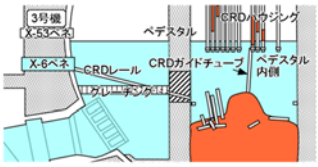
[4] 制御棒駆動機構。

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。

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 7 のとおりである。

	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少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（小規模）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（大規模）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デブリ取り出し工法・システムで検討中。
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、大規模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.に基づき作成）

図 7　1～3 号機の燃料デブリ分布の推定、アクセスルート及び周囲の構造物の状況

また、3.1.2.5 項でも述べたように、今後の内部調査においては、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の中で、全体プロジェクトを組み立てるためのパーツとしてどのような情報が必要であるかを十分に検討し、「この情報を取りに行く」という各段階における達成目標を立てた上で実施するべきである。特に、燃料デブリ取り出しのシナリオ作成に活用していくためには、今後、各号機における次の調査・検討[5]を着実に実施していく必要がある（図 8）。

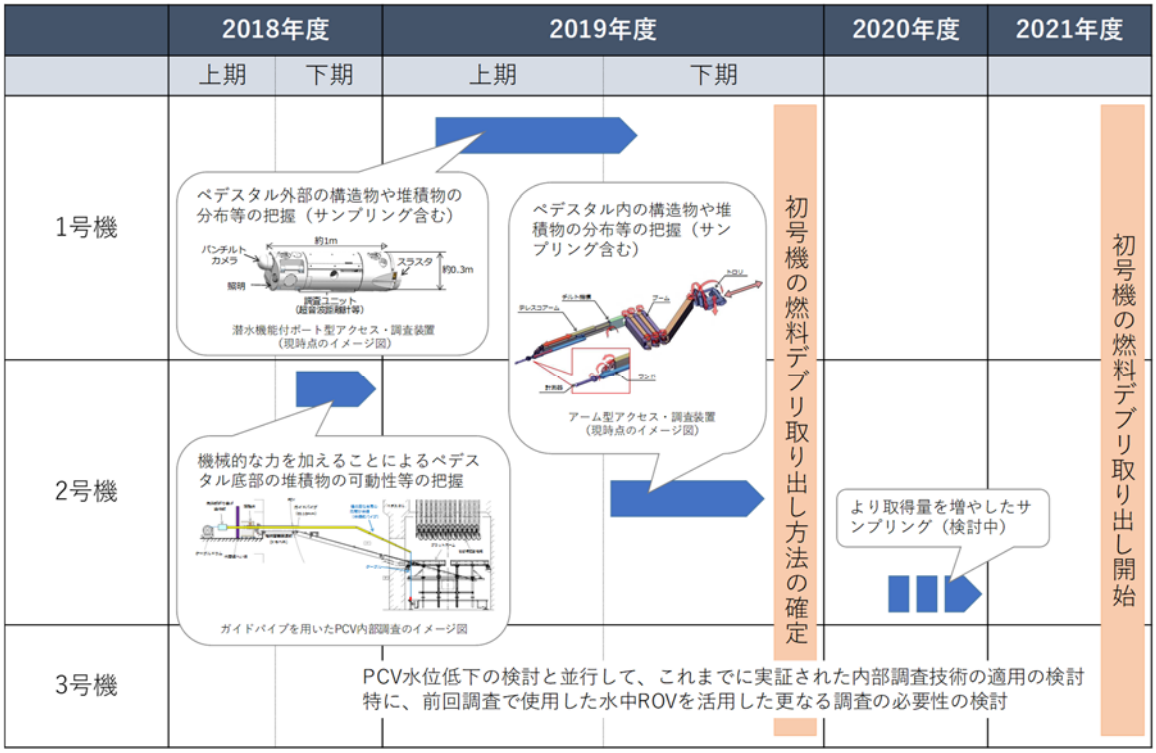
【1 号機】
- ペデスタル外部の構造物や堆積物の分布等の把握（サンプリング含む）〔2019 年度上期予定〕

【2 号機】
- 機械的な力を加えることによるペデスタル底部の堆積物の可動性等の把握〔2018 年度下期予定〕
- ペデスタル内の構造物や堆積物の分布等の把握（サンプリング含む）〔2019 年度下期予定〕
- より取得量を増やしたサンプリング〔2020 年度予定〕の検討

【3 号機】
- PCV 水位低下の検討と並行して、廃炉・汚染水対策事業によって開発され、実証された内部調査技術の適用の検討
- 特に、前回調査で使用した水中 ROV を活用した更なる調査の必要性の検討

なお今後は、更に詳細な内部調査の実施に当たって、より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 内部への既設の貫通孔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、さらに、万一の異常時における速やかな閉じ込め機能の復旧対策など、引き続き安全確保への十分な配慮が求められる。

[5] 東京電力，原子炉格納容器内部調査，サンプリング及び分析の検討状況について，廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 56 回）資料 3-3, 2018 年 7 月 26 日.
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/08/3-3-2.pdf



（3 つの吹き出し中の図は IRID・東京電力資料[5]より引用）

図 8　今後の内部調査スケジュールと調査装置のイメージ

3.1.3.3 安全確保に係る技術課題

3.1.3.3.1 燃料デブリ取り出しにおける安全確保の考え方

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規制当局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（4.2 節参照）。

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、各段階の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（図 6）、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作業時の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おり、そのため PCV 内は微正圧の状態に維持されている。なお、この排気はフィルター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[6]。

今後の燃料デブリ取り出しでは、燃料デブリ切削等の作業に伴い、燃料デブリに由来する内部被ばくの際の線量寄与が大きい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、通常の作業時はもとより、異常時のダスト発生状況も想定し、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が許容値内に収まる防護措置を備えた気相部の閉じ込め機能を確保する必要がある。

このため、3.1.3.1 項に述べた各段階において合理的な閉じ込め機能を構築するためには、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、現状の PCV 内の不活性化雰囲気（窒素注入による微正圧状態）を維持することを優先し、取り出し量を少量にすることや切削等の加工を伴わない取り出し方法を選定することにより、αダスト飛散量の抑制を図る。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、徐々に切削等の加工による燃料デブリ取り出しに進むことが考えられる。なお、その過程において周囲への影響が増加する可能性が評価された場合は、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や更に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。

[6] 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 0.03mSv/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 2.9×10^{-4} mSv/年（2018 年 7 月期評価値）である（3.5.2.2 項参照）。

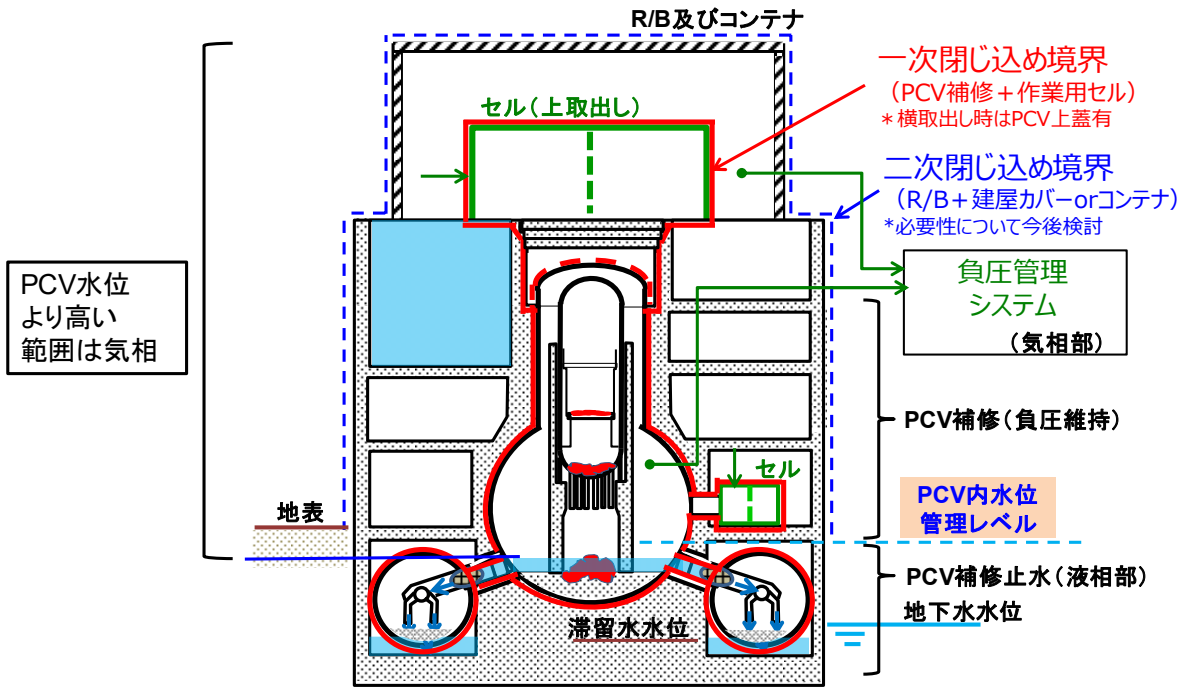


図 9　負圧管理による閉じ込め機能（気相部）の構築例

この閉じ込め機能（気相部）の構築に当たり、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[7]。

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

[7] 添付資料 12 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。

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、3.1.3.1 項で述べた各段階で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の負圧維持が喪失し、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、規模拡大の各段階において得られるダスト飛散の傾向把握等の結果を踏まえながら、二次閉じ込め機能として必要な機能の見極めと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な監視測定

により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。この場合、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、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。

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 項で述べたとおり、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が大きい。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[8]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 6 参照）。

3.1.3.1 項に述べた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での作業を行う場合、気相部の閉じ込め機能と同様に、取り出し量を少量にすることや切削等の加工を伴わない取り出し方法を選定することにより、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い、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、徐々に切削等の加工による燃料デブリ取り出しに進むことが考えられる。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、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の確立が必要である。

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。

---

[8] 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

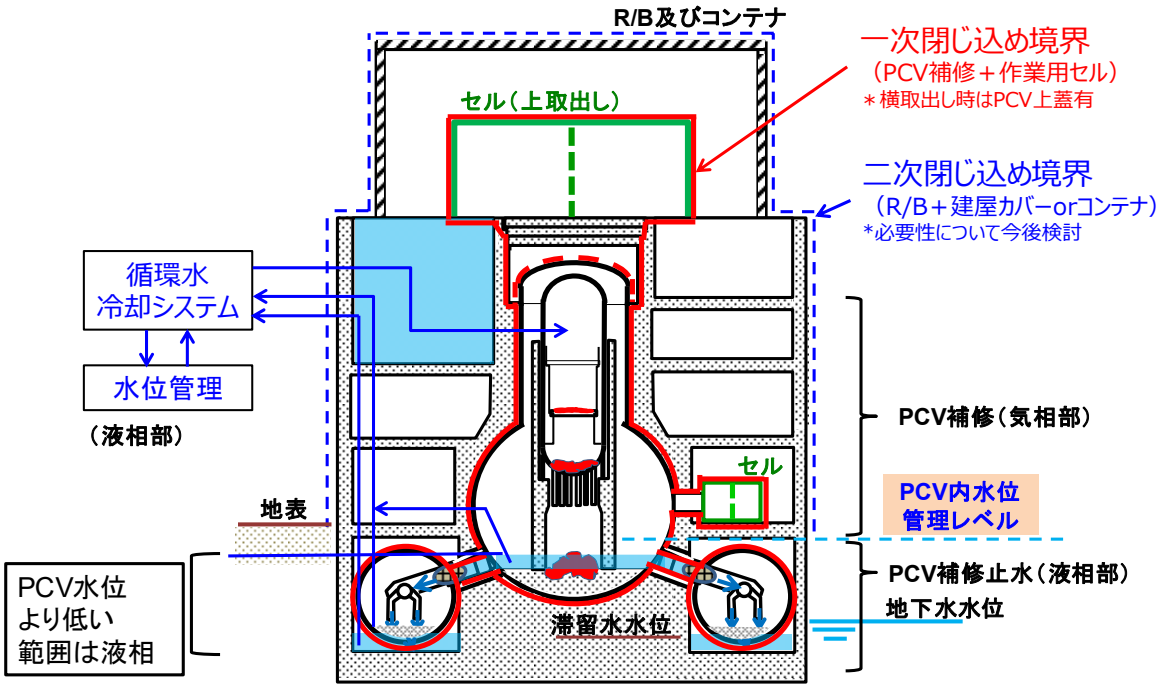


図 10　閉じ込め機能（液相部）の構築例

(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、想定されるサンプリング・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その性能を実証・確認していくことが必要である。

(2)　PCV 止水の成立性

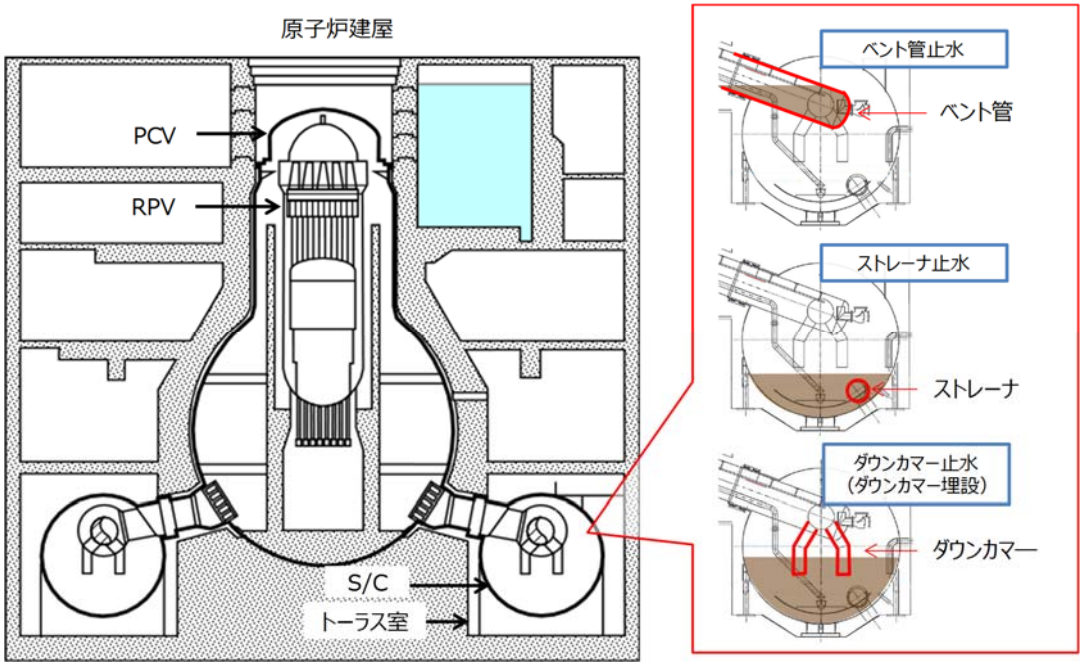
これまで、PCV 下部液相部の閉じ込め機能の向上を目指し、トーラス室への冷却水の漏えいを抑制すべく、ベント管止水、ダウンカマー止水、ストレーナ止水等の方法が検討されている（図 10 参照）。

ベント管止水については、ベント管内充填用に自己充填コンクリートを選定し、実スケール試験にて施工性と止水性能の確認を行った。ベント管補修の準備作業では、ベント管充填用の穿孔が必要であり、作業員の被ばく対策、作業場所の線量低減が必要であるとともに、止水作業後の貫通部の後処理も必要となる。また、8 本存在するベント管を補修する必要があり、再現性の高い補修技術が必要であるが、未だ十分な信頼度に達していないのが実情である。

ダウンカマー止水・ストレーナ止水を含むサプレッションチェンバ（以下、「S/C」という。）内埋設による止水については、実規模試験において打設面にひび割れが発生したため、硬化時の温度上昇を考慮するとともに、打設レベルやひび割れ補修材の検討が必要である。また、検証試験により S/C ガイドパイプ施工の成立可能性を確認しているが、ガイドパイプ接続部の遠隔施工技術の向上、接続部の非破壊検査や許認可対応等を考慮した遠隔検査技術の開発、メンテナンス方法の検討が必要であり、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。

この他、PCV やトーラス室の配管貫通部分の閉じ込め機能については、止水材と遠隔装置の要素技術を開発し、工法の成立性を確認している。ただし、実機に適用させるには、高線量のため当該部へのアクセスは困難であり、また、5, 6 号機で実施された補修の後でも、微細なひび割れや隙間等が原因と思われる不明な経路による漏水が確認されており、1～3 号機においても完全な止水は難しいと考えられる。

このように、PCV 止水性能向上のために継続して開発すべき課題が存在するとともに、現状の止水技術の適用はきわめて困難であることが判明している。さらに、部分的に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合せによる循環冷却系の検討が進められている。今後は、予備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を継続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。



（右側の S/C 拡大図は IRID 資料[8] 中の図を一部修正）

図 11　PCV 下部止水方法（検討例）

(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７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、3.1.3.1 項に述べた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、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、次段階において構築される循環冷却系を検討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は次のとおりである。

(1) 作業における温度目標の設定と異常発生時の対応策

各作業が実施可能な PCV 内部温度目標を設定する必要がある。また、各作業中の冷却機能への異常発生を想定し、対応策等を検討する。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、判断基準等を予備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

現状では、短半減期の核分裂生成物（以下「FP」という。）である希ガス（Xe-135）の濃度監視では、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おらず、また、燃料集合体の溶融は水との存在比の観点から臨界になりにくくなる変化であること、炉心溶融の過程で炉内構造物等の不純物の混入が予想されること、事故進展の結果として炉心部に留まらず広範囲に分散していると推定されることなど、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見て臨界が起こる可能性は極めて低いと考えられ、仮に臨界が発生した場合においてもその規模は小さいと考えられる。

未臨界状態の維持をより確実にするためには、燃料デブリを取り出し、収納缶に収納する等、形状管理をした状態で保管することが重要である。このとき、燃料デブリを取り出す過程においても、燃料デブリが臨界に至ることを防止する必要があり、燃料デブリの形状や水量等が変化した場合に臨界になり得る条件を把握して、臨界の発生防止と検知・停止を組み合わせた適切な管

理方法を確立することが必要不可欠である。

これらを検討していくに当たっては、3.1.3.1 項で述べた各段階において、燃料デブリの性状・組成等を把握しながら、慎重に規模拡大を図っていく必要がある。取り出し初期においては、取り出し量を少量にすることで燃料デブリの形状を大きく変化させない方法で取り出しを行い、燃料デブリの組成・性状や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ていくことが必要であり、それらの状況を踏まえつつ、燃料デブリ取り出し量を増加させていくことが考えられる。その際に、燃料デブリの取り出し量の制限だけで臨界未満に維持することが保証できない状況が判明した場合には、作業前の未臨界度の測定や中性子吸収材を投入するなどの措置を講じていくことも考えられる。

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

3.1.3.1 項で述べた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、影響の大きなパラメータについて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）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。

(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（1000 Gy/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）が課題となっている[9]。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検出器の小型化等が検討されている。

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

[9] 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ていく必要がある。

(4) 中性子吸収材の成立性の見極め

3.1.3.1 項で述べた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、通常時において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ている [9]。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、通常時における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。

一方、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、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 造粒粉材が候補となっている。これらの候補材について燃料デブリ保管時への影響として長期照射試験によるデータ取得、デブリ加工に対応した適用性として燃料デブリへの散布方法や散布後の効果の確認方法の検討が進められている [9]。

(5) PCV ガス管理設備による臨界検知

燃料デブリ切削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に、PCV ガス管理設備における臨界監視を継続する必要がある。

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たところであり [9]、今後、実機への適用について検討する必要がある。

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、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の期間中、PCV・RPV 等の重要な機器・設備を支持する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といった構

造上の主要部分は、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（600 Gal）に対して比較的大きな耐震裕度を確保できるとの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[10]。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。

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[11]。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 [11]。

これらの評価は、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。

(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

[10] 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

[11] 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

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[12]。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[12]。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

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、新たな線源として燃料デブリ由来の内部被ばくの際の線量寄与が大きい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合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合せを検討すること
- 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

[12] 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

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濃度及び表面密度から適切な防護措置を選定し、吸入摂取や身体汚染の防止に努めるとともに、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。

また特に、原子炉建屋内の作業員の被ばく低減については、適切な線量低減技術（除染、撤去、遮へい）により作業対象エリアに必要な作業環境を確保するために、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。作業対象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）を下回るように、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、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、それぞれの作業環境における核種情報に基づき、外部被ばく管理上及び内部被ばく管理上の着目核種（線種）をそれぞれ選定した上で、外部被ばく管理においては線量当量率の管理や防護装備の着用基準等へ反映し、内部被ばく管理においては作業環境の空気中放射性物質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とともに空気浄化設備を設置するなど、適切な防護措置を講ずるべきである。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を行い、燃料デブリの取扱いが開始されるまでに整備する必要がある。

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。この燃料デブリへのアクセスルートの構築に当たっては、号機ごとの燃料デブリの位置を考慮するとともに、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 底部にある燃料デブリ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、東京電力において予備エンジニアリングが行われているところであるが、ここではまず、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。

今後、上記の課題も踏まえ、3.1.3.1 項に述べた内部調査等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、現時点では、RPV 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。

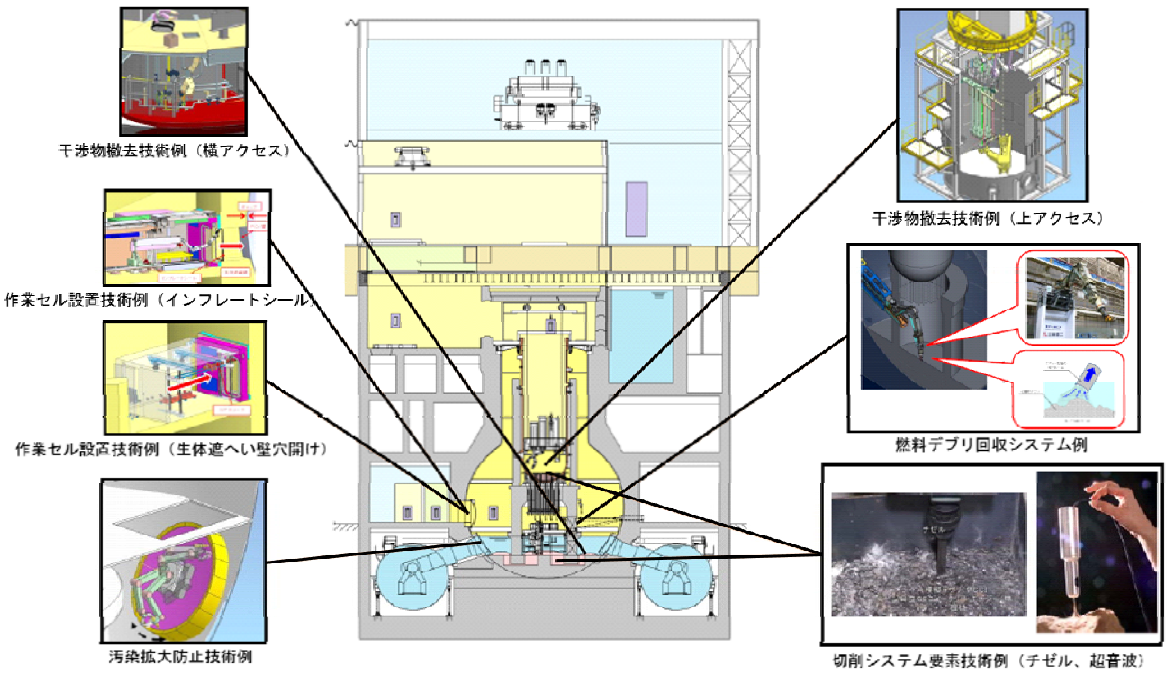
3.1.3.4.2 機器・装置の開発

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。

これらの課題も踏まえ、3.1.3.1 項に述べた各段階で得られたデータから、次段階において使用する燃料デブリ取り出し機器・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）に応じた回収システム、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進められている。さらに、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、気相部の閉じ込め機能の構築のための作業セル設置や、アクセスルートの確保のための干渉物撤去のための機器開発が進められている（図 12 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、上記の性能が実際に現場において発揮できることを確認するためには、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、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。



（画像提供：IRID）

図 12　燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術

3.1.3.4.3 系統設備等・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）を設置し、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している必要がある。

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[13]。また、燃料デブリ取り出しに当たって内部状況の監視は必須であり、そのための計測システム（可視化、圧力、温度、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。これら各々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等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

[13] 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

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 燃料デブリの取扱い（収納・移送・保管）

燃料デブリ取り出しに当たっては、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、保管までにわたる一連の流れからなるシステムを構築する必要がある。具体的には、取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収納缶の基本仕様の策定や、水素発生の予測量に基づく許容移送時間の検討等が進められている[14]。今後、これらの結果を踏まえ、燃料デブリの収納から保管までの装置・システムの具体化や、保障措置への対応及び 1 日当たりの取り出し量（スループット）の設定を考慮した保管施設を検討していく必要がある。また、収納缶の取扱いについて、燃料デブリ取り出し装置と組み合わせたモックアップ試験を計画していくことも重要である。

今後は、上記の課題も踏まえ、3.1.3.1 項に述べた段階ごとに得られたデータから、次段階において取り出される燃料デブリの適切な取扱いを考慮するべきである。現時点では内部調査等における燃料デブリのサンプリングでは、速やかに構外輸送容器に収納し分析施設へ輸送することが適当であると考えられる。また小規模な取り出しでは、取り出し量が少量であることを踏まえ、大規模な取り出しに向けた保管設備の完成まで、燃料デブリを一時的に保管するエリアを設定して適切な保管を行うことも考えられる。

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、後片付け等の各段階において、PCV 内外から解体・撤去される構造物や交換部品等の様々な放射性廃棄物が発生するため、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、これを燃料デブリとして取り扱うか廃棄物として取り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ながら、仕分け基準を含めた取り出した物質の取扱い方法について

[14] 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

具体的な検討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、燃料集合体が溶融してアイテムとして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ため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実施され、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、これに即した保障措置活動が必要となる。しかしながら、アイテムとしての管理が難しい上に、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、燃料デブリの取り出し方法を踏まえた保障措置に関する協議が開始された。我が国としては、早期に円滑な保障措置が実施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。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 13 のとおりである。

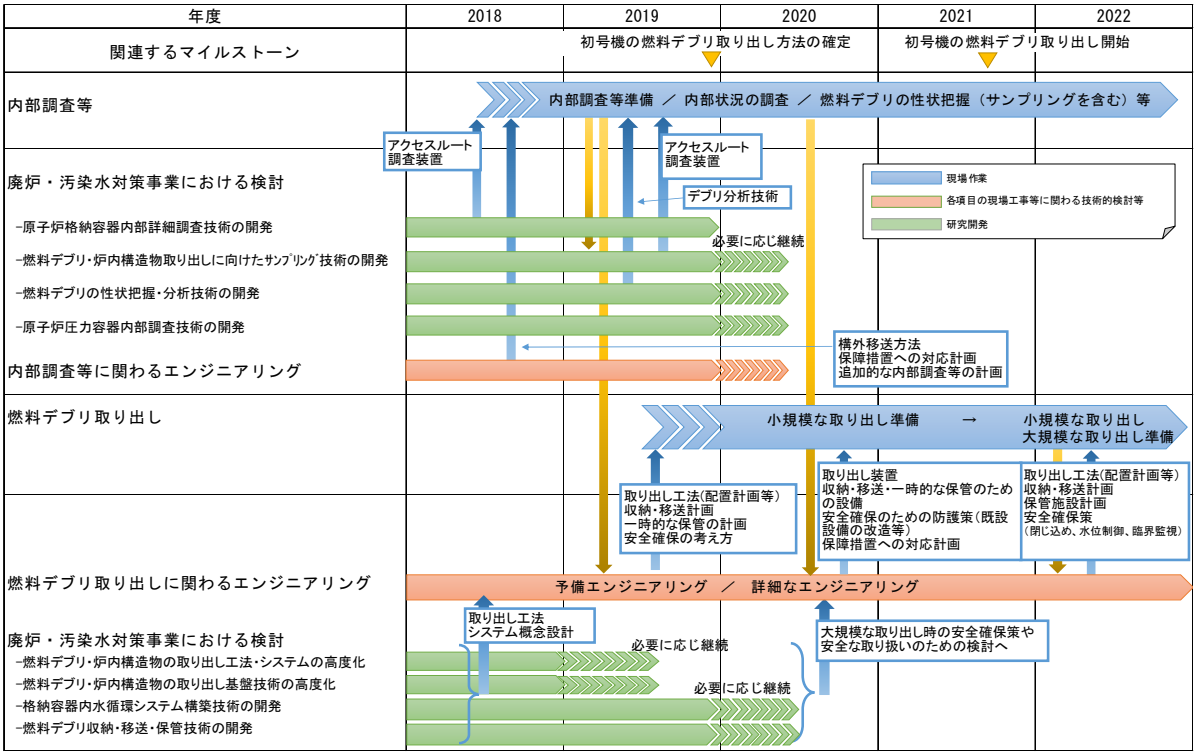


図 13　燃料デブリ取り出しに係る主な技術課題と今後の計画（工程表）

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 8 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）を行ったところである。

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。

（注）各項目の番号とタイトルは NDF において付記したもの。

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 14 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。

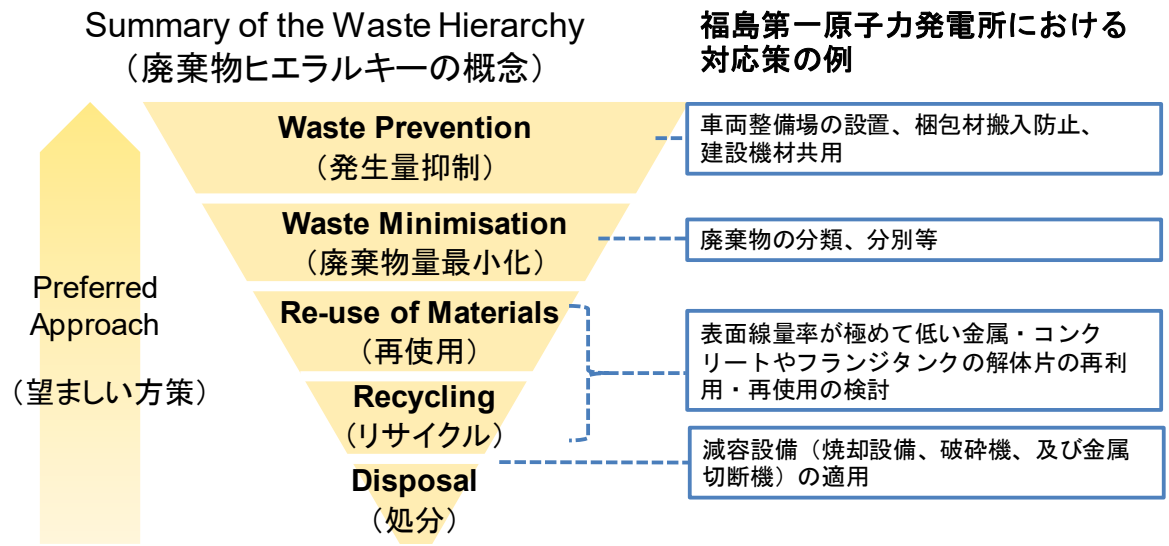


図 14　英国 NDA における廃棄物ヒエラルキーの概念[15]と福島第一原子力発電所における対応策

2018 年 4 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 40 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 4,000 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 3 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

[15] 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。

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 9 参照）。

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。

表 3　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（2018.4.30 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	174,800 / 250,700（70%）
0.1～1	シート養生	36,600 / 71,000（51%）
1～30	覆土式一時保管施設、仮設保管設備、容器	21,900 / 27,700（79%）
＞30	容器（固体廃棄物貯蔵庫内）	8,900 / 45,600（20%）
合計	----	242,200 / 395,000 (61%)

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	96,600 / 134,000 (72%)
枝葉	伐採木一時保管槽	37,300 / 41,600 (90%)
合計	----	133,900 / 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 / 71,200 (79%)

(b) 水処理二次廃棄物の管理状況（2018.5.3 時点）

吸着塔類

保管場所			保管量		保管量/保管容量（割合）
使用済吸着塔保管施設	セシウム吸着装置使用済ベッセル		767	本	3,983 / 6,368 (63%)
	第二セシウム吸着装置使用済ベッセル		198	本	
	多核種除去設備等保管容器	既設	1,470	基	
		増設	1,263	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		200	本	

廃スラッジ

廃スラッジ貯蔵施設	597	m^3	597 / 700 (85%)

濃縮廃液

濃縮廃液タンク	9,364	m^3	9,364 / 10,700 (88%)

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

JAEA 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、処分前管理を分析の目的の中心に据えて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、効率的な分析方法を確立する。また、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。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。

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は、高温処理技術及びセメント改良技術について、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。

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。具体的には、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とともに、これに対応した安全評価手法を開発する。

その後更に、より精度の高い性状把握データを取り込んだ廃棄体の仕様を用い、先行的処理方法の選定結果の精度を上げていくこととする。

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ー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、電磁気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 15 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。

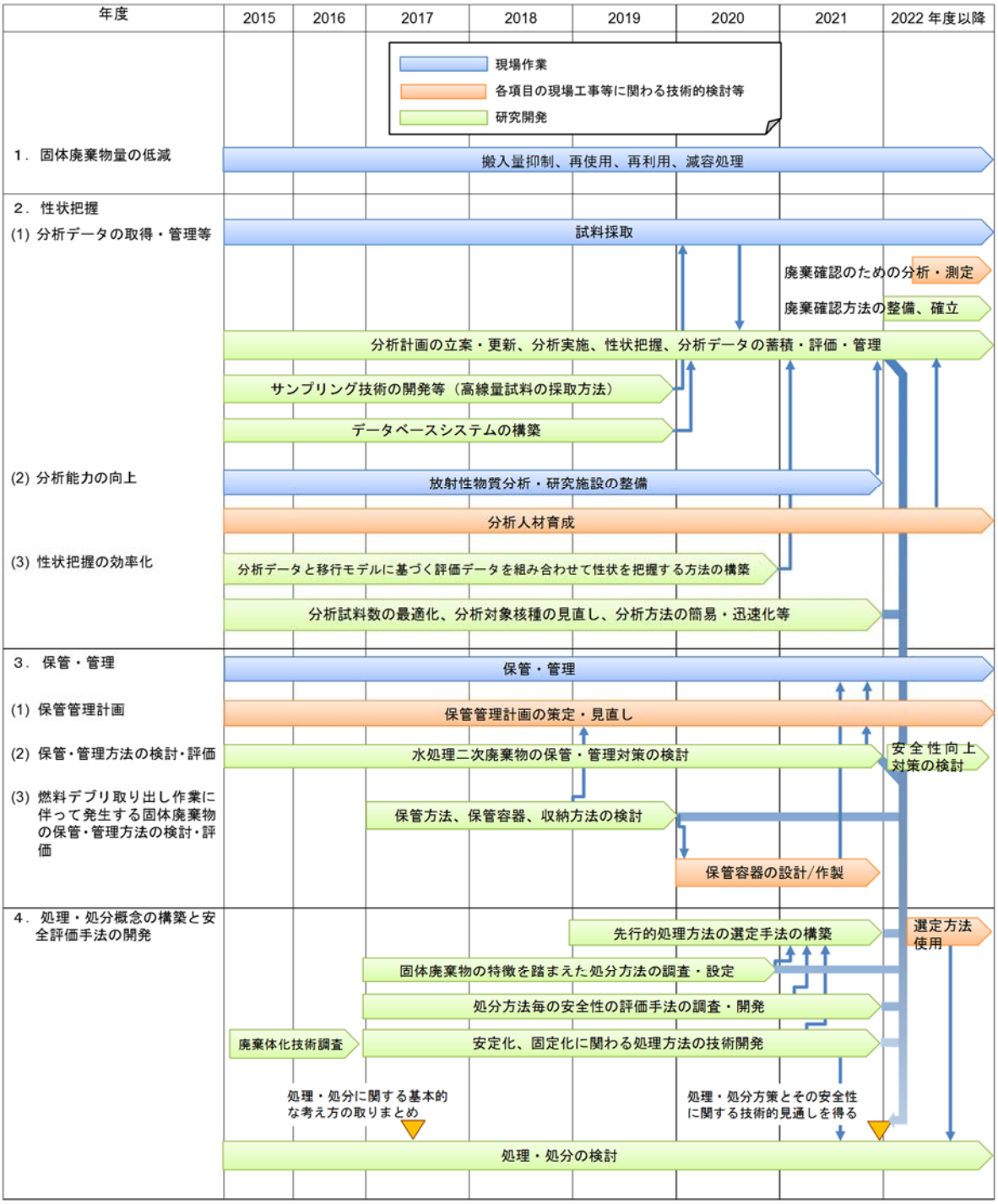


図 15　廃棄物対策に係る主な技術課題と今後の計画（工程表）

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」）[16]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[17]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、建屋内や様々なトレンチ・ピットに存在する既に汚染された水への対処のほか、地下水・雨水などの汚染されていない水への対処があり、2.2 節に述べたとおり、それぞれ汚染水問題に関する 3 つの基本方針に基づく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し、建屋内滞留水のリスクレベルとしては潜在的影響度が低下することとなる。

これまでのリスク低減対策としては、タービン建屋内の復水器内貯留水の水抜きや、1 号機タービン建屋の最下階エリアの滞留水除去（2017 年 3 月完了）等が行われており、今後も引き続き、放射性物質濃度が高いタービン建屋内の滞留水等を中心に放射性物質量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

[16] 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.

[17] 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. -1740 mm (O.P. -300 mm)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）。

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 150 m³/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[18]）、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 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。引き続き、これらの予防的かつ重層的な抜本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。

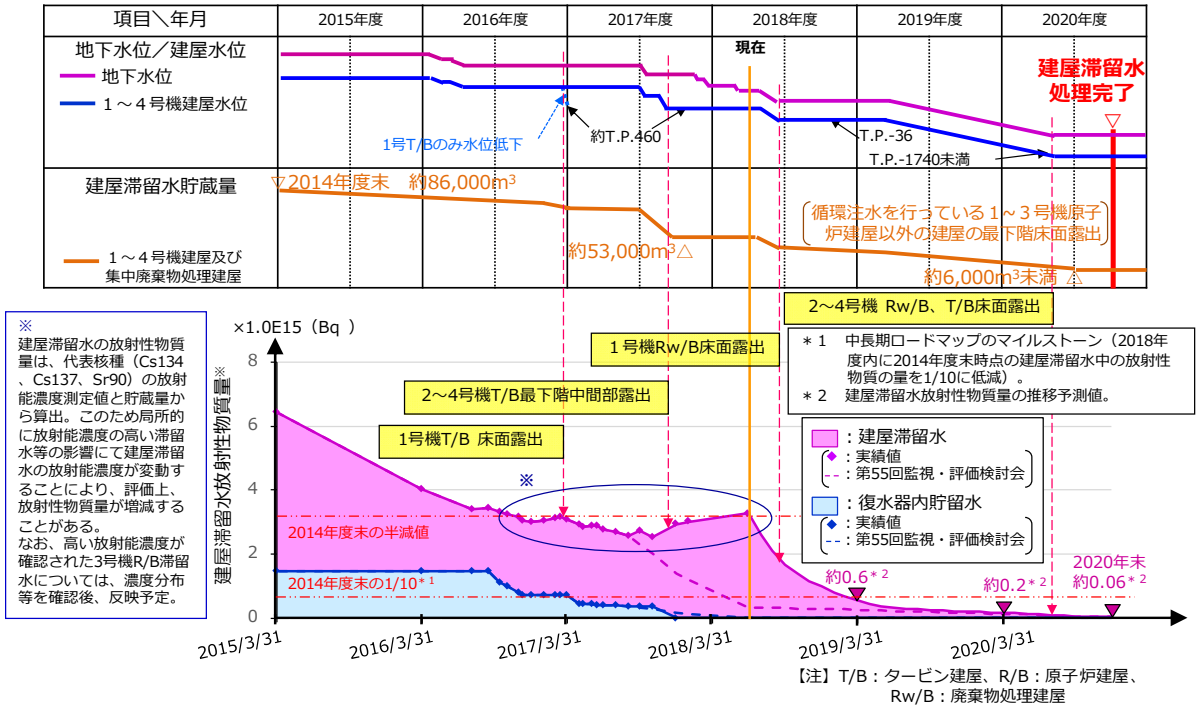


図 16　建屋内滞留水中の放射性物質量の推移[19]

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

[18] 2018 年 9 月完了。
[19] 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 61 回）資料 2-3, 2018 年 7 月 6 日. http://www.nsr.go.jp/data/000237950.pdf

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階にあるトーラス室に滞留し、この滞留水が連通部を通じてタービン建屋で回収されてセシウム吸着装置（KURION 及び SARRY）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 6 参照）。

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る。

さらに、燃料デブリ取り出し時における PCV からの取水による PCV 循環冷却系の成立性を含めた検討が進められており、また、多重の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た循環冷却系側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大量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等により、注水した冷却水が原子炉建屋最下階において滞留することがなくなった場合には、1～3 号機の原子炉建屋を含む全ての建屋において、地下水位を建屋下端よりも下のレベルに維持する等の対策を講じることにより、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、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。

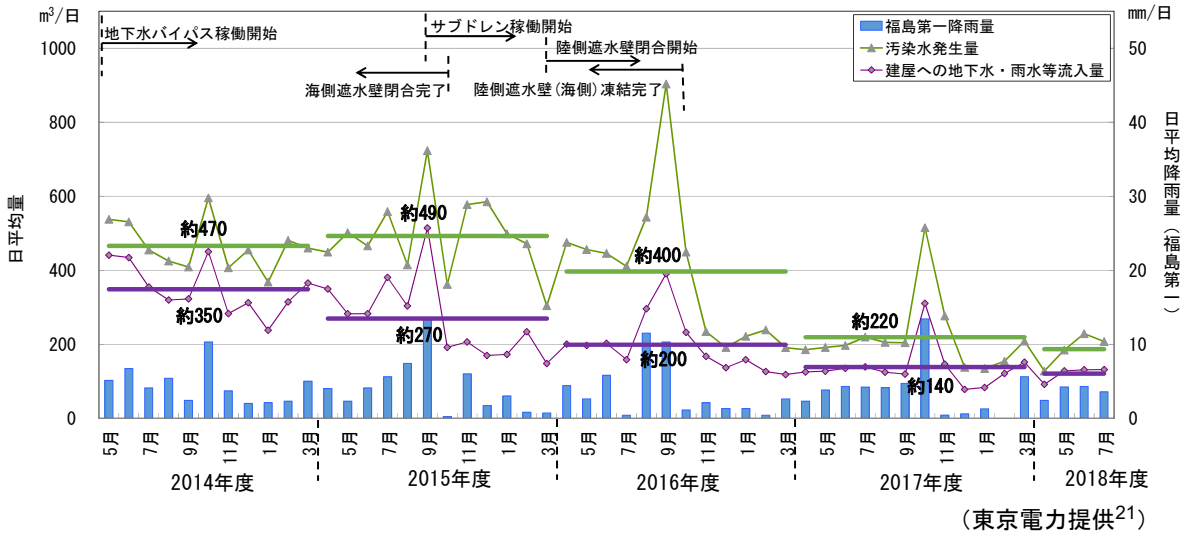
3.3.3 分野別戦略を展開する上での技術課題と今後の計画

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

各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 2016 年度実績で約 400 m^3/日であったのに対して 2017 年度実績で約 220 m^3/日まで低減されている（図 17）。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[20]。



（東京電力提供[21]）

図 17　汚染水発生量と建屋への地下水・雨水等の流入量の推移

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[22]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マイルストーンとして示されている 2020 年内の汚染水発生量 150 m^3/日程度への抑制のためには、2017 年度実績で約 220 m^3/日程度発生している汚染水のうち 70 m^3/日程度を低減させることとなる。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。

---

[20] 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

[21] 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 57 回）資料 2，2018 年 9 月 7 日.
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/09/2-1.pdf

[22] 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. 9 ページ目より引用すると、次のとおり。

４．今後の汚染水対策について

（１）今後も建屋内滞留水処理、サブドレン水位の低下、雨水対策等、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。

（２）台風等の大雨時には、建屋屋根の破損部や建屋周辺の未舗装部からの雨水の流入等により汚染水発生量が一時的に増加するなどの事態が発生していることから、今後これらの対策についても計画的に実施すべきである。

（３）さらに、K 排水路など凍土壁外側からの水が流入する構造物については、凍土壁内への水の供給経路となっている可能性が高いことから、引き続き調査を行い、必要な対策を講じるべきである。

今後の更なる対策としては、T.P. 2.5 m 盤、T.P. 6 m 盤、T.P. 8.5 m 盤におけるフェーシングないしカバー掛けや目地止水・クラック補修、サブドレン水位の引き下げが計画されている。また、遠隔装置による建屋屋根の損傷対策をはじめとする雨水流入対策を進めるなど、地下水以外の経路への対策が必要である。

(2) 建屋内水位低下に伴う作業

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。また、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、ダスト対策を実施する。

さらに、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

サブドレンの信頼性向上など、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。

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のためのシステムとして PCV 循環冷却系の構築が検討されているが、ここには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ことが想定される。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 循環冷却系と並行して検討しておく必要がある。

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 18 のとおりである。

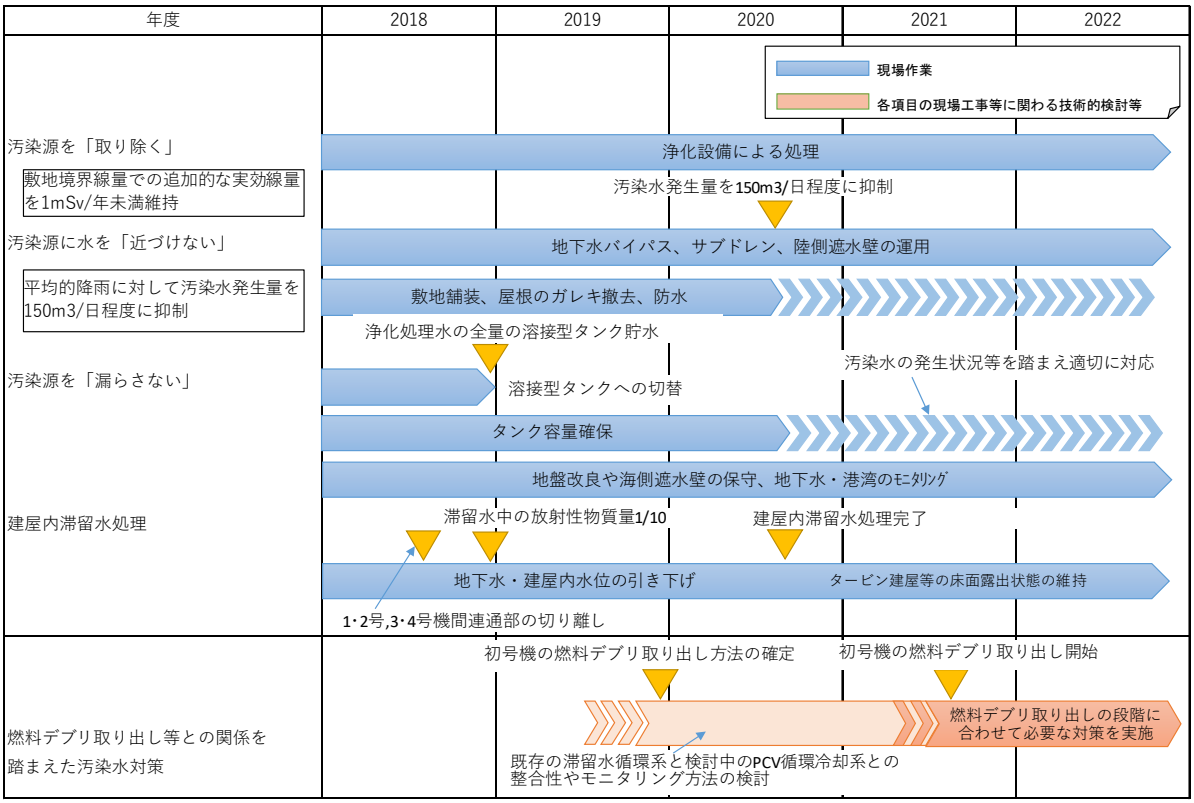


図 18　汚染水対策に係る主な技術課題と今後の計画（工程表）

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 1 号機は 2023 年度を目処、② 2 号機は 2023 年度を目処、③ 3 号機は 2018 年度中頃を目処として[23]、プール内燃料の取り出しを開始する。

(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く優先順位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、相当量の放射性物質（インベントリ）を擁する核燃料物質であることから、潜在的影響度が相対的に高い。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も相対的に高い状態にある。このため、可及的速やかに、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。

また、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, 3 号機は拡散抑制機能の点で 2 号機と比較して劣っており、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（図 5）。こうした点

[23] 3 号機においては、2018 年 3 月に燃料取扱設備等の試運転開始以降、複数の不具合が発生しており、それぞれの原因究明・対策を実施するとともに、共通要因として考えられる品質管理上の問題を改善後、試運転作業を再開する。このため、東京電力は安全を最優先に、2018 年 11 月中を目処としていたプール内燃料取り出し開始時期についても改めて精査・見直しを行うこととしている。（参考）東京電力, 福島第一原子力発電所 3 号機燃料取扱機の不具合について, 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 57 回）資料 3-2, 2018 年 9 月 6 日. http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/09/3-2-7.pdf

も踏まえ、それぞれの号機に適切かつ具体的な作業計画を立案して対応する必要がある。

なお、使用済燃料の崩壊熱の低下を踏まえ、近年実施した使用済燃料プール循環冷却設備停止時の状況確認により、冷却停止時の水温上昇の評価の見直しを実施したところ、従来の評価に比べて過度な保守性がなくなり、実温度に近い評価式が得られた[24]。この評価式によると、使用済燃料プールの冷却が 1～2 か月程度停止した場合においても、自然放熱を考慮することで、水温は10～20℃程度の上昇に止まることが確認されている。

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、ダスト飛散防止対策を講じながら建屋カバーを取り外し、防風フェンスの取り付けを行い、一部ガレキの撤去や、使用済燃料プールへの落下対策等が開始された状況である。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、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一方、燃料取り出し設備を設置するために原子炉建屋上部を解体する計画である。このため、オペフロにアクセスするための開口部や放射性物質の飛散を防ぐための前室の設置を完了している。オペフロでは高線量が確認されており、更なる調査や対策を進めているところである。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。

3 号機は、水素爆発の影響により、オペフロ上に上部建屋のガレキや既設の燃料取扱装置等の機器が飛散し、汚染もしていたことから、オペフロの環境整備が行われ、2016 年 6 月に終了している。2018 年 2 月にプール内燃料取り出し用カバーを設置した。2018 年 3 月から燃料取扱設備等の試運転を開始したところ、複数の不具合が発生しており、2018 年 11 月中を目処としていたプール内燃料取り出し開始時期について、東京電力は、改めて精査・見直しを行うこととしている[23]。

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の搬出を開始する計画であるが、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。

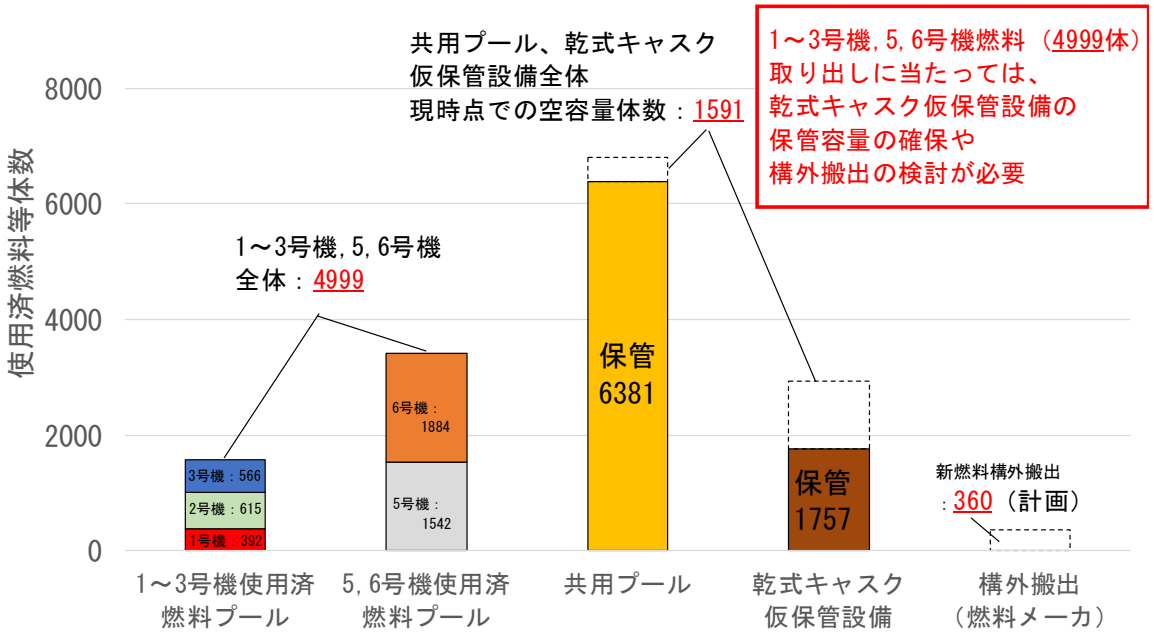
このように、上述の安全対策を適切に行いつつ、プール内燃料取り出し作業を着実に遂行する

[24] 東京電力，使用済燃料プール水温の評価式の変更について，廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 50 回）資料 3-5, 2018 年 2 月 1 日.
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/02/3-05-02.pdf

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容量確保が必要である。図 19 に示すとおり、現状では 1～3 号機及び 5, 6 号機のプール内燃料を移送するための空き容量が不足していることから、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。



（廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第52回）（2018年3月29日）資料3-8及び
廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第55回）（2018年6月28日）資料3-2より作成）

図 19　使用済燃料等の保管状況（2018 年 6 月 28 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、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履歴等から、腐食に関する懸念があり得る。このため、これらの燃料について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。

この結果を踏まえ、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、事故発生時に建屋上部で水素爆発が発生したことから、上部建屋が崩壊して屋根スラブ等のガレキがオペフロ上に散乱している。また、既設の燃料取扱装置や天井クレーンも破損して使用済燃料プール上に覆いかぶさる形で存在しているため、落下防止等の対策として十分な構造強度をもつ支保等を慎重に検討し、使用済燃料プールの養生を行った上で早期に撤去する必要がある。

また、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、線量もプラグ上で 200 mSv/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を講じた上で、これに対する処置を進める必要がある。

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

中長期ロードマップでは、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（プラン①）と、プール内燃料取り出し用カバーを個別に設置するプラン（プラン②）とを適切な時期に選択するため検討を行うこととしている。これまで NDF では、燃料デブリ取り出し時期、作業員の被ばく線量、放射性物質飛散量、廃棄物発生量等が低いという面で優れているプラン①の採用に向け取り組む必要性を示しており[25, 26]、東京電力において検討が進められているところである。プラン①の検討に当たっては、上アクセスにおける燃料デブリ取り出し計画への前提条件（作業時の遮へい、揚重設備、設備重量（構造健全性等）など）を十分に考慮するとともに、燃料デブリ取り出し期間中にわたる使用に適した設計とする必要がある等の課題がある。いずれの場合も燃料デブリ取り出し作業との関係やプール内燃料の取り出し時期を踏まえ、適切な時期までにプラン選択を判断していく必要がある。

また、コンテナ又はカバー設置の前段で実施する原子炉建屋上部解体に当たっては、オペフロ上では過去の調査において最大 880 mSv/h の高線量が確認されており、α核種による汚染も確認されていることから、ダストの飛散防止等の措置を講じた上で、遠隔作業による安全な解体方法を選択する必要がある。

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・変形が確認されていることなどから、拡散抑制機能が低く管理重要度は低く評価される。仮にこれが崩壊すればプール内燃料取り出し工程に影響を与えるおそれもあるため、プール内燃料取り出しに先立ってこの排気筒の上部を遠隔装置により解体することが計画されている。

(4) 3 号機のプール内燃料取り出し

使用済燃料プールへのガレキの落下が確認されており、上部ハンドルが変形した燃料が存在することが明らかとなっている。プール内燃料を取り出す際には、プール内燃料上部のガレキを撤去しながらの作業となることから、ガレキの撤去を踏まえた燃料集合体の取り出し順序や、ガレキの影響により燃料集合体が吊り上げできない場合への対応方法等を検討する必要がある。

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使用済燃料・新燃料を計画的に移送・保管するために、5, 6 号機も含めた燃料移送計画を策定するとともに、それに合わせた設備面の容量確保を進める必要がある。

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

[25] NDF，福島第一原子力発電所 1, 2 号機燃料取り出し計画プラン選択の評価と提言，廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 11 回）資料 3-5, 2014 年 10 月 30 日.
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/141030/141030_01_044.pdf

[26] NDF，福島第一原子力発電所第 2 号機原子炉建屋オペレーティングフロア上部解体・改造範囲に関する評価と提言，廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 24 回）資料 3-2, 2015 年 11 月 26 日.
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/1126_3_2e.pdf

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、海水注入やガレキ混入の特異性によるプール内燃料の長期健全性への影響評価が行われており、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長期間の保管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示されている。

今後、事故による爆発の影響が大きくガレキによる燃料の損傷可能性もある 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 20 のとおりである。

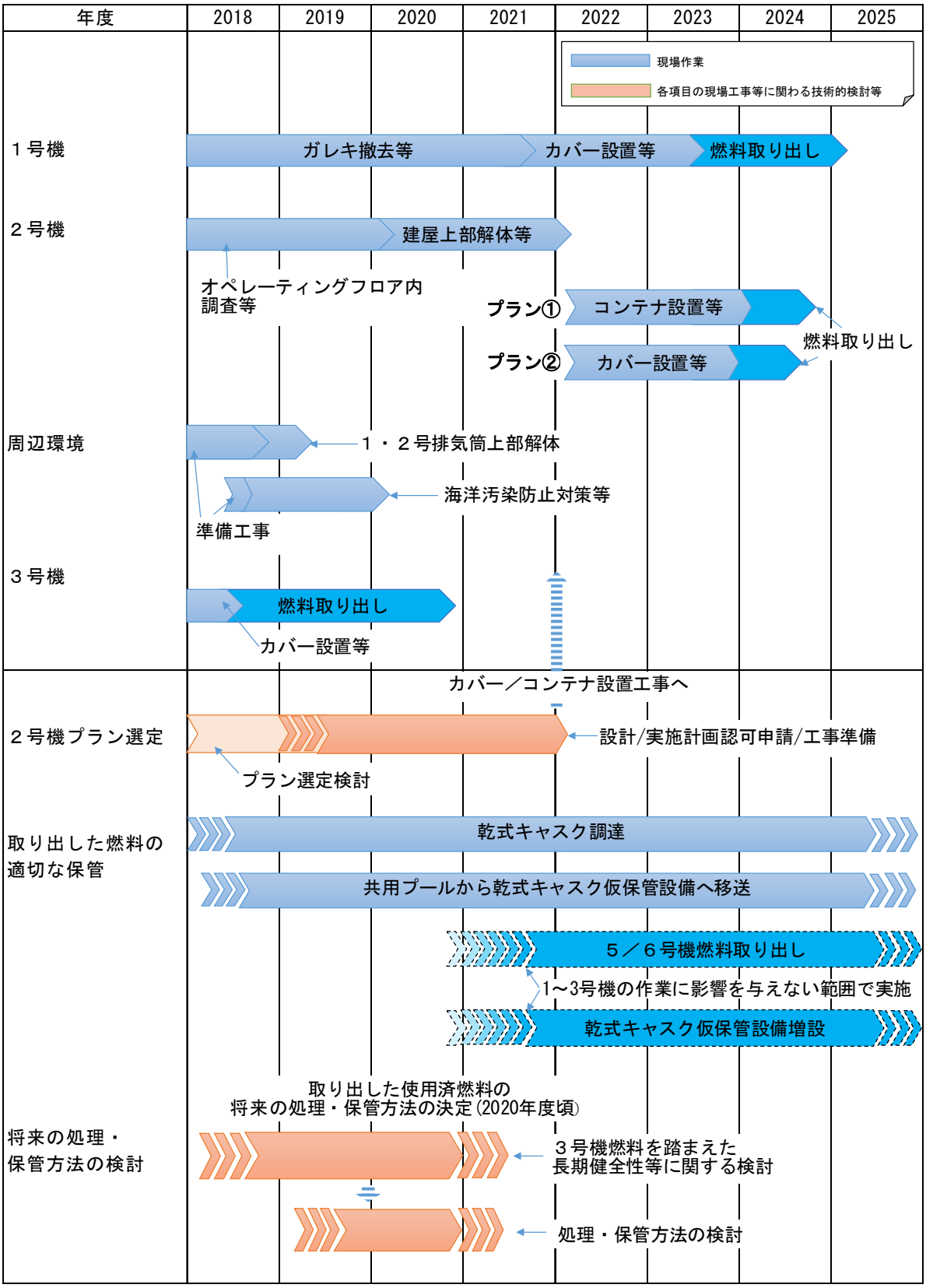


図 20　使用済燃料プールからの燃料取り出しに係る主な技術課題と今後の計画（工程表）

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[27]。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、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は、将来的には燃料デブリの空冷も検討の選択肢としてあり得るものの、現時点ではその是非を判断できるほどプラントの内部情報が得られていないと考えられる[28]。このため、例えば 2016 年 12 月以降に実施した各号機における注水量の 4.5 m^3/h から 3.0 m^3/h への段階的低減において顕著な温度上昇が認められなかった際のデータなど、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

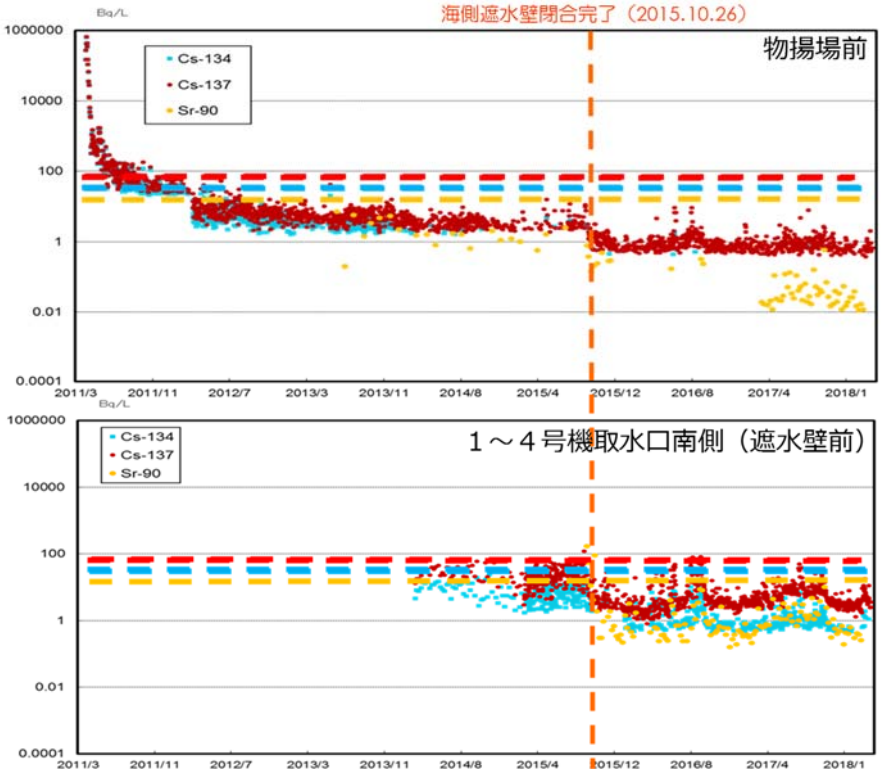
事故直後は、タービン建屋の高濃度汚染水が地下トレンチを経由して流出するなど、港湾への放射性物質の拡散が発生した。これに対して、汚染エリアの地盤改良、地下水の汲み上げ、トレンチ内高濃度汚染水の除去等の緊急対策と、海側遮水壁の設置の抜本対策、更には放射性物質を含んだ海底土の被覆工事等がなされたことにより、現在、港湾内の放射性物質の濃度は、降雨による上昇変動はあるものの約 10 Bq/L 程度（開渠内, Cs-137）まで低減しており（図 21）、線量告示に定められた周辺監視区域外の濃度限度（三月間平均濃度 Cs-134: 60 Bq/L, Cs-137: 90 Bq/L）を下回っている。また、港湾口海水放射線モニターによる海水中 Cs-137 濃度は約 0.1 Bq/L 程度まで低減している[29]。

---

[27] 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。

[28] 燃料デブリ空冷の可能性については、戦略プラン 2016 添付 4.17「炉内空冷解析評価の概要」において保守的に評価を行っており、「燃料デブリ取り出し開始目標時期において完全気中工法を想定した 1 号機の空冷解析の結果、RPV ペデスタル内側に堆積している燃料デブリの最高温度は約 480℃、燃料デブリの表面最高温度は約 350℃となる結果が得られた。」としている。

[29] 東京電力, タービン建屋東側における地下水及び海水中の放射性物質濃度の状況について, 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 57 回）資料 3-6, 2018 年 9 月 7 日.
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/09/3-6-2.pdf



（東京電力提供）

図 21　港湾内・海水中の放射性物質濃度

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、降雨時には濃度が顕著に上昇することから、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 盤の汚染した土壌やガレキからの土粒子の懸濁流出や溶出した放射性物質が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、建屋屋上からの雨水対策及び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必要がある。

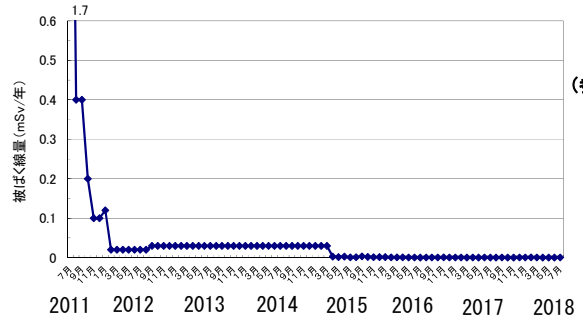
なお、港湾近くの土壌の汚染については、浅い地層に汚染が存在しているため、この長期にわたる環境影響評価を実施するに当たっては、これまでに知見が蓄積されている高レベル放射性廃棄物の深地層処分における移行解析とは異なり、不飽和層の影響や吸着反応速度の効果を考慮する必要があるなどの技術的課題がある。引き続き、長期的な視点での海洋への影響評価や将来的な環境修復を視野に入れ、核種の移行メカニズムの理解や解析モデルの精緻化等の研究開発を進めることが重要である[30]。

3.5.2.2 気体・液体廃棄物の管理

[30] 添付資料 12 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。

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、2018 年 7 月期の実測値による実効線量評価では約 2.9×10^{-4} mSv/年であり、十分低いレベルで管理されている。



（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 0.440μSv/h～1.635μSv/h（2018/7/25～9/4）
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。

（東京電力提供 [21]）

図 22　1～4 号機原子炉建屋からの放射性物質（Cs-134, Cs-137）による敷地境界における年間被ばく線量評価

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, 全β(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 核種の濃度限度比 0.15 以下であることを確認
- 毎月、検出限界濃度を下げた分析で主要 4 核種及び Sr-90, 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、確認対象核種の濃度限度比の総和が 0.21 以下であることを確認

という厳重な放出管理がなされている。なお、濃度限度比 0.001 未満の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、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、運用目標である濃度限度比 0.22 以下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」[31]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 5 μSv/h を達成している。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等により、きめ細やかな汚染管理に向けた汚染区域区分の再構築を進め、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 96%に拡大している。

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 5 μSv/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。

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 1 mSv/年未満を達成して以降、引き続き実効線量の低減が図られており、2017 年度末で 0.90 mSv/年となっている（図 23）。

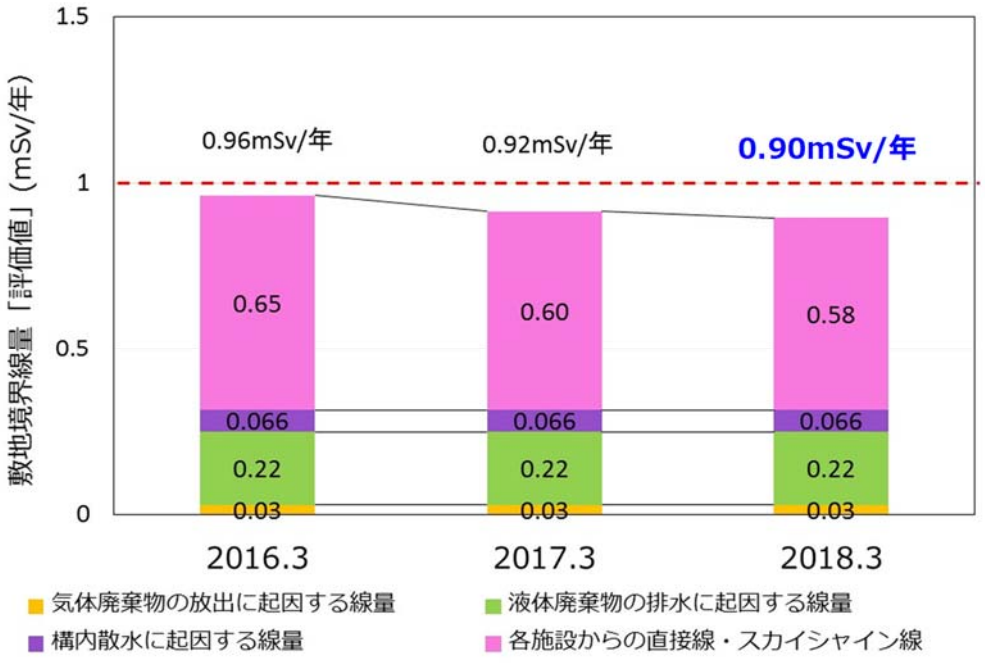


図 23　敷地境界での実効線量評価[32]

[31] 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

[32] 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 53 回）資料 3-6, 2018 年 4 月 26 日.
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/05/3-06-03.pdf

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 年勧告[33]の国内法取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[34]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、今後の予定に整理した対応状況等を 2018 年 5 月以降随時報告している[35]。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計画を有している。

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、

---

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

[34] 原子力規制委員会ホームページ http://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/kettei/04/04_01.html（東京電力福島第一原子力発電所関連）中、「中期的リスクの低減目標マップ」参照。

[35] 東京電力，リスクマップの検討指示事項に対する対応状況について，特定原子力施設監視・評価検討会（第 60 回）資料 1, 2018 年 5 月 18 日. http://www.nsr.go.jp/data/000230852.pdf

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を検討しているところであり[36]、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、国内外の叡智の結集等を通じ、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。

5, 6 号機については、1〜4 号機の作業の進捗状況を踏まえつつ、プール内燃料の取り出しを進め、その上で、廃止措置計画を策定することとされている[37]。東京電力は、原子炉建屋内の遠隔除染や格納容器内部の調査、燃料デブリ取り出し装置などの実物大モックアップ試験用施設として 5, 6 号機を活用する方針を示しており、その後の廃止措置の実施に影響のない範囲で、有効活用の方法について関係者間での検討を進めるべきである。

3.5.4 安全確保に向けた具体的な取組

3.5.4.1 作業安全のための取組

2017 年度の作業員数は、一日平均約 5 千〜6 千人程度とほぼ横ばいで推移しているが、災害発生状況（災害人数）は、発電所ルールの徹底（安全統一ルール 22 か条、TBM-KY 教育、5S の徹底）、災害事例の水平展開、安全管理の仕組み・体制の強化等の効果によって、2016 年度の 20 人から 2017 年度は 11 人と減少傾向である。しかし、災害人数は減少しているものの、「人・設備・管理」について原因分析すると同種要因（転倒・つまづき）での災害が多く発生しているため、更なる削減に向け「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

---

[36] 東京電力, 地震・津波対策の進捗状況, 特定原子力施設監視・評価検討会（第 63 回）資料 3, 2018 年 9 月 14 日. http://www.nsr.go.jp/data/000245445.pdf

[37] なお、2017 年 4 月に「原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律」が成立・公布され、発電用原子炉設置者は発電用原子炉の廃止に伴う措置（廃止措置実施方針）を作成し、公表しなければならないこととされたところである（2018 年 10 月施行予定）。これについては、福島第一原子力発電所に設置される原子炉施設は既に特定原子力施設として指定されており、「特定原子力施設に関する保安又は特定核燃料物質の防護のための措置を実施するための計画」（実施計画）が策定されて廃止措置への円滑な移行が図られていることから、1〜4 号機については政令でその適用を除外されており、東京電力は 5, 6 号機の廃止措置実施方針について検討を進めているところである。

[38] 東京電力, 福島第一原子力発電所における 2017 年度災害発生状況、2018 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 53 回）資料 3-7, 2018 年 4 月 26 日.
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/05/3-07-03.pdf

当化、最適化」の観点から投入資源に応じた評価を行い、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。

また、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。

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。

---

[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

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、この際、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よう、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、これまでのような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、より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。

特に、福島第一原子力発電所の廃炉においては不確かな要素が多く、この廃炉計画は、計画立案時に得られている情報や想定に加え、作業の進捗に伴って得られる様々な知見や明らかとなる状況に応じて柔軟に見直されていくべきである。このとき、計画立案時の情報や想定と作業の進捗に伴って得られた情報の相違が大きい場合には、当初予定どおりの作業が困難となる可能性があり、このようなプロジェクトリスクと常に向き合いながら進めていかなければならない。また、プロジェクトリスクの顕在化により生じた遅れは、次の取組に影響を及ぼすこととなり、更にはプロジェクト全体の進捗に影響を及ぼす可能性も出てくることとなる。

加えて、図 24 に示すように、同時並行的に、かつ、相互に関連を持ちながら進められるこれらの取組の全体としての整合性と成立性を確保しつつ、リソースの配分やスケジュールを最適化することが重要である。今後本格化する使用済燃料プールからの燃料取り出しや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ますます大きな課題となる。すなわち、この複雑かつ重層的な大規模プロジェクトを、適切な規模の管理単位で個別プロジェクトとして管理する一方で、プロジェクト間の相互関係を踏まえて、廃炉プロジェクト全体として総合的に進めていくことが必要となる。また、中長期的な視点でもサイト全体を見渡し、中間的な目標を可能な範囲で想定しながら、廃炉全体計画を策定・検討していくべきである。

このような廃炉プロジェクト全体の安定的な継続に関わるプロジェクトリスクについては、作業の進捗管理、資金管理の適切な実施の観点から、海外の先行事例にも学びつつ、適切な対応を図っていくことが重要である。

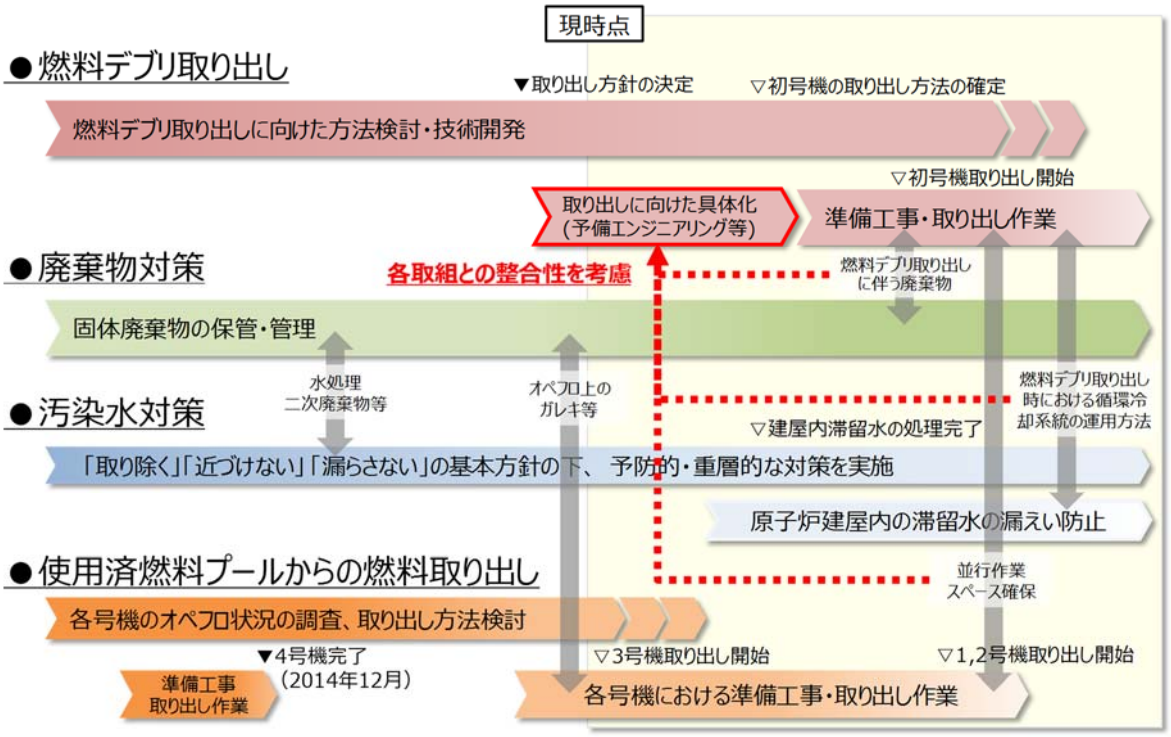


図 24　プロジェクト間の相互関係

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]。

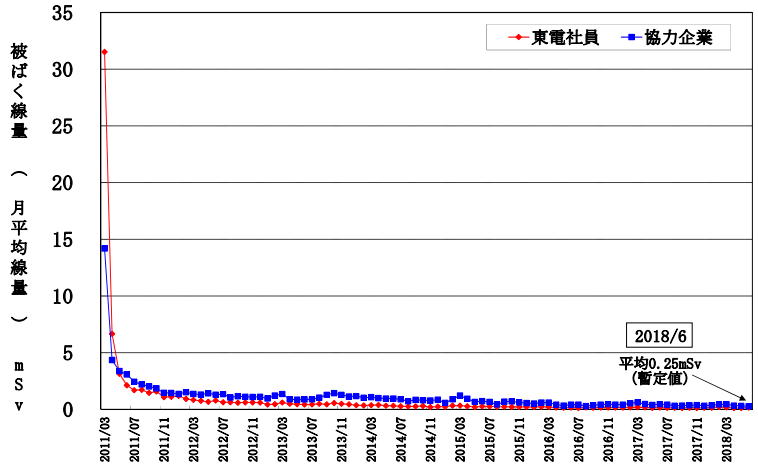
安全衛生管理の面では、2015 年 8 月に厚生労働省により策定された「東京電力福島第一原子力発電所における安全衛生管理対策のためのガイドライン」[41]を受け、様々な対策を講じているところである。安全衛生統括者等の選任や安全衛生協議組織の開催をはじめ東京電力及び元請事業者が一体となった安全衛生管理体制の強化を実施するとともに、現場資材等ないし作業行動その他業務に起因する危険性又は有害性等についてのリスクアセスメント及びその結果に基づく措置の実施や新規入場者教育など安全衛生教育の実施、一元的な被ばく線量管理や発電所構内に立ち入る労働者の入退所管理機能の強化、工事の発注段階からの効果的な被ばく低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、WBGT（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）測定表示器を計 7 箇所設置するとともに、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。2017 年度の休業を伴う熱中症は 2016 年度に引き続き 0 人であったが、発症者は 2016 年度の 4 人から 2017 年度は 6 人と若干増加した。このため 2018 年度安全方針の重点目標として熱中症災害の撲滅を掲げ、安全活動を継続していくこととしている [38]。

被ばく管理としては、2014～2017 年度の月平均被ばく線量は約 1 mSv/月 以下で推移しており、2017 年度の月平均被ばく線量は約 0.36 mSv/月であり、被ばく線量の目安 1.7 mSv/月を十分に下回っている（図 25）。更に眼の水晶体の線量限度について ICRP の声明[42]を自主的に取り入れ、2018 年度からの自主管理として 150 mSv/年から 50 mSv/年に引き下げるとともに、2019 年度から 100 mSv/5 年を適用するための管理方法等の検討を進めている[43]。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

[40] 東京電力，労働環境の改善に向けたアンケート結果（第 8 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 49 回）資料 3-7, 2017 年 12 月 21 日.
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/12/3-07-02.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] 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).
[43] 東京電力，眼の水晶体の等価線量限度見直しに向けた管理方法の変更について，廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 52 回）資料 3-7, 2018 年 3 月 29 日.
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2018/04/3-07-02.pdf

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、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していくこととしている。



（東京電力提供 21）

図 25　作業員の月別個人被ばく線量の推移（月平均線量）

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 96%に拡大している。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[44]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

[44] 中長期ロードマップ「５．（２）労働環境、労働条件の改善に向けた取組」の記載の要旨は次のとおり。
ア．一般作業服で作業可能なエリアの拡大、給食センター・大型休憩所・協力企業棟の運用等のほか、適切な作業計画の運用などによる労働環境の改善
イ．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確立及びその的確な運用、関連企業を含めた労働安全の確保
ウ．効果的な被ばく線量の低減措置と東京電力による被ばく線量情報の一元的管理、元請及び関係請負人への情報提供・指導・助言など放射線管理
エ．リスクアセスメントの実施や、体感型教育訓練施設の活用・巡視・作業間の連絡調整徹底等による労働安全衛生水準の向上
オ．健康診断実施後の事後措置の確認の継続、熱中症予防対策やインフルエンザ等感染症予防対策等、健康支援相談窓口の活用促進、緊急時医療体制の維持
カ．労働条件に関する講習会等の普及啓発活動や、相談窓口での対応の継続による、適切な労働条件確保
キ．全ての作業員の雇用契約等及び適切な社会保険への加入について、必要に応じ元請事業者を通じた確認等

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んでおり、迅速な対応が可能な体制が整備されている。

4.2 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、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 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ず、あるいは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（7 章参照）での安全の取組を参考に、世界でも経験のない作業の実施に当たり、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。

こうした観点も踏まえ、具体的な作業と、遵守すべき事項を同時並行で検討する必要があるため、NDF、東京電力、資源エネルギー庁等は、互いに連携し、原子力規制委員会との積極的な対話を行い、安全確保に係る対処方針や観測データを早期に示すなど、適切な対応をしていくことが必要である。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[45,46]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）、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

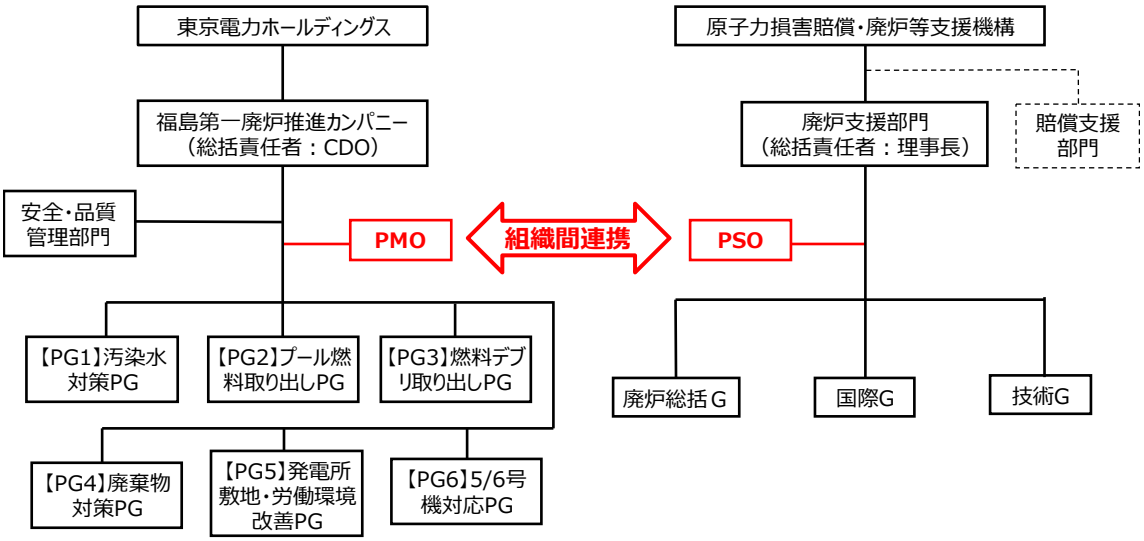
[45] EPRI, The Cleanup of Three Mile Island Unit 2, a Technical History: 1979 to 1990, EPRI NP-6931 (1990).
[46] NRC, Theree Mile Island Accident of 1979 Knowledge Management Digest, Recovery and Clearnup, NUREG/KM-0001, Suppelement 1 (2016).

として、実際にセラフィールドサイトのレガシー施設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。

4.3 中長期の着実な廃炉に向けた運営体制の強化

これまで東京電力では、原子炉の新増設等の大型プロジェクトを遂行するに当たって、例えばプロジェクトを作業等の単位で階層立てて分解した構成図であるワーク・ブレイクダウン・ストラクチャー（WBS, Work Breakdown Structure）を作成するなど、プロジェクト管理の手法を用いてきた経験がある。また、廃炉に係る取組について、部分的にプロジェクト体制を整えてきた。しかしながら、実際の運営においてライン業務とプロジェクト業務が混在し、意思決定が非効率になるなど、必ずしも全体として効率的な運営になっていないという課題がある。今後はプロジェクト本位の組織運営への移行を図るとともに、プロジェクト間の整合を図る組織・機能を強化していく必要がある。

このため、東京電力においては、従来から配置していたプログラムマネージャー（PGM, Program Manager）とプロジェクトマネージャー（PJM, Project Manager）に加え、プロジェクト管理を担うためのプログラムマネジメントオフィス（PMO, Program Management Office）を立ち上げたところであり、NDF はこれを監督・支援する組織として、プログラム監督・支援室（PSO, Program Supervision & Support Office）を立ち上げたところである。なお、東京電力のこれらプロジェクト実行部門は、安全・品質管理部門の監視の下、安全かつ着実にプロジェクトを遂行していくこととしている（図 26）。



※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 26　プロジェクト管理に係る NDF と東京電力の組織体制

さらに、東京電力が実施することとなったこれら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に位置付けられている必要がある。具体的には、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たところである。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、これに基づき、こうしたプロジェクトの柱立てに沿って作成されたところである（表 4）。

表 4　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150m³/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 ・東電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） ・東電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

また、上述のプロジェクト管理の仕組みを実効的に機能させるためには、実際にプロジェクトの内部で行われる個々の作業についての技術面における深い理解に基づき、適切な作業管理の下、東京電力自らがエンジニアリングを管理し、これを実効的に機能させていく必要がある。これは、設備管理を主体としている発電事業者が従来持ち合わせていない様々な経験や技術力を必要とするものであり、東京電力は、技術分野と人材・組織の管理の在り方との両面において取り組み、他の電力会社はもとより、メーカー、ゼネコン、エンジニアリング企業などと連携しながら、また、海外を含む外部専門家の知見も活用しつつ、エンジニアリング能力を含めた技術やノウハウを蓄積・継承していくとともに、関係会社や協力会社を含むサプライヤーとの連携の下、コストマネジメントを含めたサプライチェーンマネジメントを強化していくべきである。

4.4 人材の育成・確保

4.4.1 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たところである（添付資料 10）。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、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。科学技術・学術審議会技術士分科会「今後の技術士制度のあり方について」（2016 年 12 月 22 日）では、技術士（原子力・放射線分野）の第二次試験においては、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、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」を加えることとされ、これを受けて、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。

4.4.2 将来の福島第一原子力発電所廃炉を担う次世代の育成

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・確保等の人材に関する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。

このため、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。）の廃止措置研究・人材育成等強化プログラムでは、大学等の高等教育機関を中心に研究活動を通じた積極的な人材育成の取組が行われている。同プログラムでは、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。

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の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や、現場への適用を目指し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 では原子力損害賠償・廃炉等支援機構法に基づき研究開発業務実施方針[47]を策定し、本方針に基づき、各研究開発主体が有する叡智を結集させ、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方針が決定されたことにより、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、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るべく、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。各研究機関は、廃炉の状況や廃炉に関する理工学的な諸課題（ニーズ）を検討した上で取り組む基盤的な研究開発により、廃炉に必要な技術を補完・補強していくことが期待される。

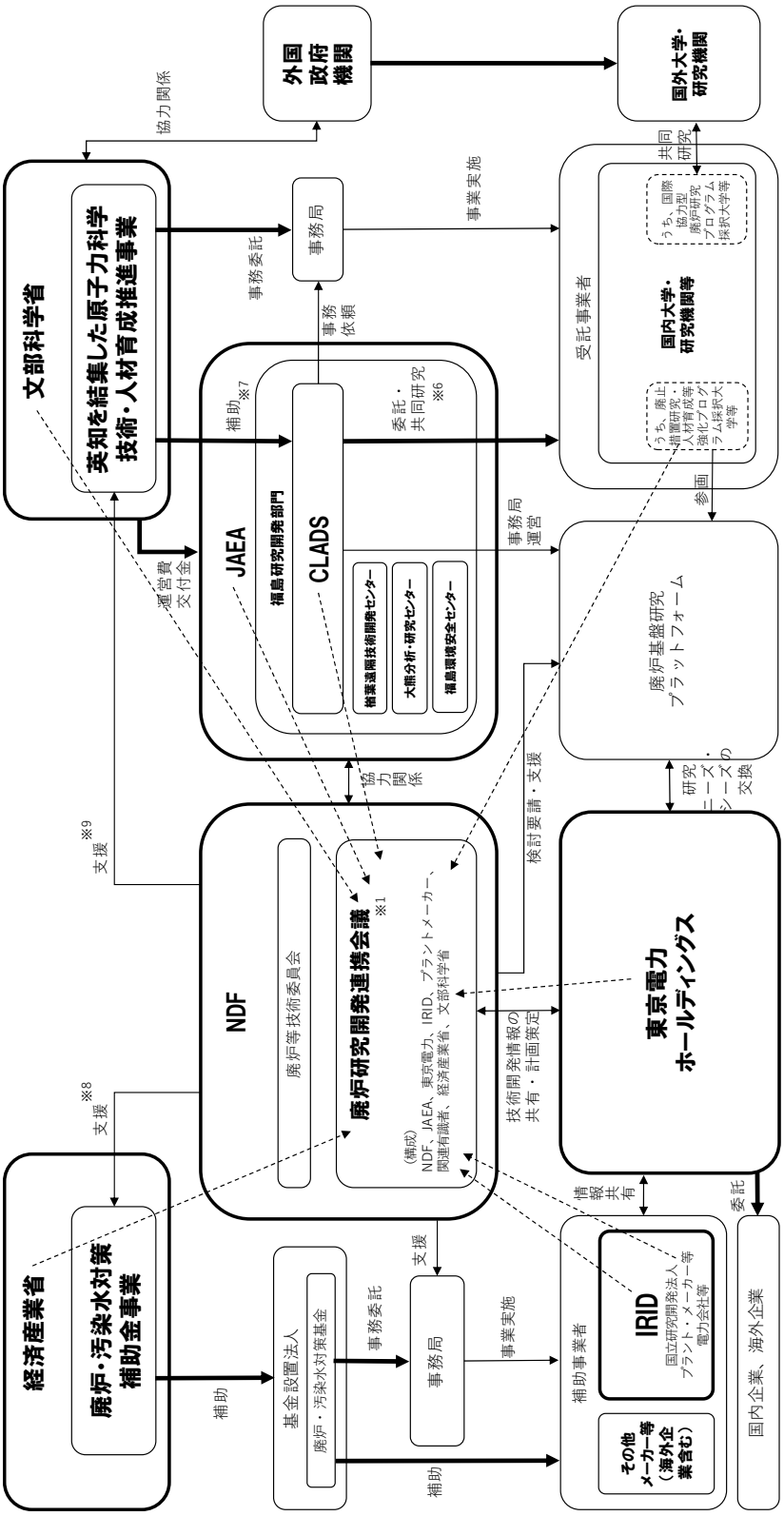
この未踏領域への挑戦には、実効性ある研究開発、海外を含む関係機関の連携・協力、研究施設の活用、人材育成といった様々な角度からの取組をより一層推進し、我が国の総力を結集して取り組むことが重要である。

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 27, 図 28）。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

[47] 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

ついて、関係機関が連携し、国際的な叡智を結集しつつ、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」を定期的に開催している。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。



※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 27　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（平成 30 年度）

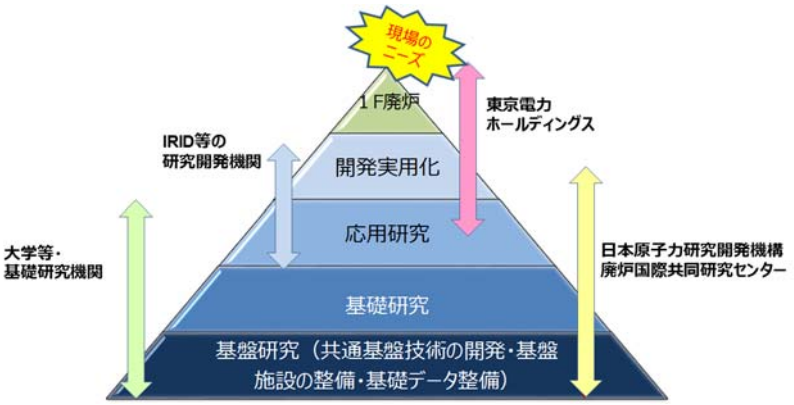


図 28　福島第一原子力発電所の廃炉に関連する主な研究開発機関の役割分担イメージ

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

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 11）。

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・オリエンテッドな研究開発のマネジメントが求められることとなる。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オーバーサイト（管理・監督）することとなったところであり、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、当面は、3.1.2 項において述べた東京電力が実施する予備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とが想定される。このようなプロジェクトベースのスケジュール感で研究開発をマネジメントする体制を実現するためには、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により新たに必要性が明らかとなった研究開発課題について、4.3 節に述べた 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、具体的には、東京電力と NDF によりエンジニアリング・スケジュールにも紐づいた形で、すなわち、どのプロジェクトでいつ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、プロジェクト管理体制の下で定期的に整理していく必要がある。

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、難度の高い研究開発が対象になる。

また今後は、プロジェクト管理の進行により廃炉のための具体的な工程が明らかになってくるに従って、現場適用に向けた研究開発課題が明確化し、東京電力には、廃炉作業の安全性・効率性を向上させる技術開発の比重を高めていく努力が求められる。なお、米国 DOE では、レガシーサイトの廃止措置における予算のうち科学技術予算を高めるようタスクフォースから勧告されており[48]、DOE として増額の方針が示されている[49]。福島第一原子力発電所においても、廃炉等積立金制度の下、必要となる技術開発を適切に把握し、これを着実に実施することが重要である。

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

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[50]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、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ところである（添付資料 12）。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

---

[48] Secretary of Energy Advisory Board, “Report of the Task Force on Technology Development for Environmental Management”, U.S. Department of Energy, (2014).
[49] U.S. Department of Energy, “Departmental Response: SEAB Task Force Recommendations on Technology Development for Environmental Management”, (2015).
[50] 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。

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、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。

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。

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「福島県環境創造センター」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、さらに、主にガレキ等の低線量試料を取り扱う第 1 棟、燃料デブリ等の高線量試料を扱う第 2 棟がそれぞれ建設・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。

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 TMI-2、また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た。さらに、英国、米国、フランス等の「レガシーサイト」と呼ばれ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を長期にわたり実施することになる。このため各国は、「Unknown Unknowns」（不確かさの程度さえ分かっていない未知の課題）とも言われる技術的な困難や、数十年以上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挑戦している。

ここまでに述べてき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を着実に進めるためには、世界最高水準の技術や人材を活用するとともに、世界で先行しているこれら事故炉の処置やレガシーサイトの廃止措置活動による教訓を学ぶことが重要である。また、国際社会の理解と支援を確保・維持するため、国際社会に開かれた廃炉を進めることが重要である。

また、福島第一原子力発電所の廃炉は、最先端の科学技術の発展の機会を生み、イノベーションの源泉となっていくことが期待される。例えば、英国で開発された立体的な線量評価が可能なマルチコプター（RISER）は、2017 年 2 月及び 4 月に福島第一原子力発電所において線量評価の適用性試験が行われ、1 号機及び 3 号機建屋内の線量分布を測定する成果を上げている。過酷環境にある福島第一原子力発電所におけるこの試験結果が、今後のドローン開発などに生かされることが期待される。このように、福島第一原子力発電所の廃炉を通じて獲得された技術や知見は、各国で行われる廃止措置にも有益になり得るものである。

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開かれた形で進めるためにも重要である。また同時に、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により、我が国の国際社会に対する責任の一端を果たすことが期待される。

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

長期にわたる福島第一原子力発電所の廃炉においては、海外の廃止措置関係機関との連携は一過性のものではなく、継続的なパートナーシップの構築を見据えながら取り組む必要がある。特に、前述した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、国としての長期的な対応が必要であるとともに、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見や考え方、新技術等が必要となることから、各国で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ところである。このため NDF は、前節に述べた観点から、英国 NDA、フランス原子力・代替エネルギー庁（以下「CEA」という。）、米国 DOE といったこれら廃止措置関係機関と、政府間の枠組みの下で、継続性のあるパートナーシップを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し、これらを広範な協力の基盤としていくべきである。

これまでも、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おり、定常的な意見交換を行う枠組みが構築されているところであり（表 5）、今後も各国が得てきた教訓等を学び、福島第一原子力発電所の廃炉に活用していくべきである。また、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、双方向の協力関係に発展させていくことが重要である。

表 5　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（第 1 回：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（第 1 回：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（第 1 回：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（第 1 回：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

6.2.2 世界の叡智の結集と活用

福島第一原子力発電所の廃炉に関して我が国が獲得すべき世界の叡智には、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がある。これまでにも、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、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り、これらの支援に深く感謝したい。

運営面のうち制度・政策については、表 5 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たところであり、戦略策定と事業の計画・運営としては、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、プロジェクト管理手法の導入等に活用している。また、地域住民とのコミュニケーションの取組については、7 章に述べるように福島第一原子力発電所の廃炉は地域住民の皆様の幅広い理解と支持をいただきながら行われるものであることを踏まえ、海外の事例等を参考に、諸外国の地域社会の取り組みを学びつつあるところである。

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4.2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。

技術面では、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 5.3.1 項に述べたとおり、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、我が国でも重要研究開発課題として「燃料デブリの経年変化プロセス等の解明」プロジェクトを立ち上げたところである（添付資料 12）。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、複

数の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、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 PreADES プロジェクト等に参加している。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の国際共同研究も実施している。

我が国は、今後もこのような世界の叡智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（添付資料 13）。最近では 2018 年 4 月に OECD/NEA が CDLM（Committee on Decommissioning of Nulear Installations and Legacy Management）という廃止措置に関して意見交換を行う委員会を立ち上げており、このような場にも積極的に参加していくべきである。

また今後は、5.3.2 項に述べたとおり、国内外の多様な人材が交流する JAEA/CLADS を中核とした国際研究開発拠点を育成することにより、廃炉に関する国内外の叡智を集約する環境を形成していくことが重要である。廃炉に関する新たな技術的知見を効果的・効率的に得るためには、引き続き国際共同研究を推進することも重要であり、その際、燃料デブリを活用した研究などに対する海外のニーズにも留意することが必要である。さらに、研究開発成果の現場への適用に向けては、5.1.1 項でも述べたとおり、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も重要である。

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、世界最高水準の技術や人材の活用に向けて、その最新状況を把握していくべきである。

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惹きつけ、世界の叡智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が重要である。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 6 参照。）

表 6　海外に向けた情報発信の取組

国際会議の開催、登壇（2017 年度）		
会　議　名　称	**時　　期**	**発信機関**
International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP) 2017	2017 年 4 月	NDF、JAEA IRID、東京電力
福島リサーチカンファレンス（FRC）	2017 年 6, 7, 9, 11 月、 2018 年 3 月	JAEA
日米原子力研究開発協力シンポジウム	2017 年 6 月	JAEA
第二回福島第一廃炉国際フォーラム	2017 年 7 月	NDF、東京電力
（韓国）蔚山科学技術院セミナー	2017 年 9 月	NDF
IAEA サイドイベント	2017 年 9 月	経済産業省、 NDF、東京電力
MIT-東京工業大学ワークショップ	2017 年 10 月	IRID
OECD/NEA 運営委員会	2017 年 10 月	NDF
OECD/NEA Working Party on Decommissioning and Dismantling	2017 年 10 月	経済産業省
フランス原子力デコミッショニングフォーラム	2017 年 12 月	NDF、JAEA
日英原子力産業フォーラム	2018 年 1 月	経済産業省、 NDF、東京電力
米国規制庁 規制情報会議（RIC）	2018 年 3 月	NDF
米国廃棄物管理会議（WM Symposia）2018	2018 年 3 月	東京電力
ASEM 第 5 回原子力安全セミナー	2018 年 3 月	経済産業省
その他会議等での発表（2017 年度）		
EU 加盟国在京大使館への戦略プラン発表	2017 年 11 月	NDF
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

6.3 国内関係機関との密接な連携

6.2.1 項で述べたように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 27 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、国内関係機関間の密接な連携を一層推進すべきである。

7. 地域との共生及びコミュニケーションの一層の強化

7.1 地域との共生及びコミュニケーションの一層の強化に向けた考え方

福島第一原子力発電所の廃炉を継続的に実施していく上で、地域との共生はその大前提である。福島第一原子力発電所の廃炉は何よりもまず地域のために実施されるものであるという意識を持ち、地域に密着して信頼関係の構築に努めながら、復興に貢献する廃炉を目指していくべきである。

この地域との信頼関係の土台となるコミュニケーションの実践においては、地域住民の皆様をはじめとした様々な立場の方々の声に真摯に耳を傾けることが出発点となる。福島第一廃炉国際フォーラムの「地元の皆様と考える 1F 廃炉」セッション[51]では、地域の皆様をはじめとして県内外から多数の方々に御参加いただき、廃炉への想いを示していただくとともに、廃炉関係者との対話が行われたところである。多くの方々が、廃炉の計画や活動に対する疑問や要望、廃炉の安全や危機管理についての不安や疑問、廃炉の関わる情報公開の在り方に対する不満や要望をお持ちであることが示唆され、また、情報発信をどのように改善できるか、廃炉をどのように地域の復興に役立てていけるかなどについて議論が行われた。廃炉関係者は、こうした地域住民の皆様の想いを受け止めた上で、これに積極的に応えるように、情報公開やコミュニケーションを進めていくことが重要である。

特に、事業・計画や廃炉活動への疑問、安全・危機管理への不安に応えることは重要であり、このためには、安全対策の取組や作業の進捗状況、放射線安全等に関する適切な情報提供や双方向のコミュニケーションを行いながら、リスク低減の方針に対する地域住民の皆様との共通理解を形成し、今後の廃炉を進めていくべきである。なお、2.3.3.4 項でも述べたとおり、このための一助としてリスクの時間的変化が把握できるようにするなど、継続的かつ速やかなリスク低減が進められていることがわかるリスク監視の仕組みを整えることが重要である。

この双方向のコミュニケーションは、単に発信側と受信側とで情報を共有するというだけでは不十分であり、適切な対話を重ね、認識のギャップを縮小するよう相互に努力していくプロセスである。関心、疑問や不安を把握し、これに即した対話というプロセスを積み重ねていくことにより、地域住民の皆様を含む関係者間の相互理解の上で、多くのステークホルダーの関与を経て、より望ましい意思決定へ到達することを目指していくべきである。

このようなコミュニケーションの土台の上で、廃炉やこれに関連する様々な活動が地域の復興と活性化に貢献していくことを通じて、地域に根ざした産業となるように具体的な取組を始めることが必要である。例えば福島第一原子力発電所において新事務本館の食堂の運営や電気・空調設備の保守管理といった構内のインフラ維持に地元企業に携わっていただいているように、東京電力は引き続き地域で調達可能な物品・サービスの購入等を推進し、地域の継続的な協力を得ながら廃炉作業を進めていくこととしている。また、浜通り地域に建設されたイノベーション・コースト構想の一角を担う研究施設群（5.3.2 項参照）においては、国内外の叡智を結集した廃炉研究開発・人材育成が推進されており、これらも地域と共生する重要な施設である。このような新

[51] 第 2 回福島第一廃炉国際フォーラム 1 日目（2017 年 7 月 2 日、福島県広野町）及び第 3 回福島第一廃炉国際フォーラム 1 日目（2018 年 8 月 5 日、福島県楢葉町）。

技術や新産業、雇用の創出につながる廃炉関連活動が拡大し、地域に受け入れられていくことにより、浜通り地域の復興と活性化につながっていくことが強く期待される。

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取組が本格化する中では、海外での様々な経験も参考にしつつ、政府、東京電力、NDF といった関係機関の適切な連携の下、一層丁寧なコミュニケーションの在り方を検討し、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、廃炉作業の状況についての動画やパンフレット「廃炉の大切な話 2018」[52]の作成とともに、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、「福島第一廃炉国際フォーラム」を継続的に開催し、福島第一原子力発電所廃炉に関する情報を分かりやすく提供し、地域住民の皆様との精力的な意見交換を行うとともに、国内外の専門家が廃炉の最新の進捗・技術的成果を広く共有する機会とするよう、取組を進めている。また、地域住民の皆様・関係自治体の職員への積極的な説明・対話を精力的に行っているところである。さらに、聞き手目線に沿ったわかりやすい説明の徹底の観点から、専門的になりがちな廃炉の話を、ポイントを絞り、平易な形で伝えられるパンフレット「はいろのいろは」[53]を作成したところであり、廃炉に関する正確でわかりやすい情報の発信に努めている。今後もこうした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、福島県主催の「福島原子力発電所の廃炉に関する安全確保県民会議」等での経営層やリスクコミュニケータによる地域住民の皆様・関係自治体の職員への説明・対話、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ところである。2017 年 11 月には廃炉コミュニケーションセンターを設置し、これまで部署ごとに分かれていた廃炉に関する情報発信の体制を整えて一体的に情報発信が行えるようにするとともに、ウェブコンテンツの公開や福島第一原子力発電所の廃炉情報誌「はいろみち」の定期的な発行により、廃炉の作業状況等についての丁寧な情報発信のより一層の強化に取り組むこととしている。また、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。東京電力は、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、2017 年度には約 12,000 人の視察者を受け入れている。今後、2020 年度に年間 20,000 人の受入れを目標として、一層の受入拡大に取り組むとともに、視察内容（ルート・コン

[52] http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/reactorpamph_pdf_8MB.pdf
[53] http://www.dd.ndf.go.jp/jp/about/pdf/hairo_iroha_2018_1.pdf

テンツ）の充実を図っていくこととしている[54]。なお、東京電力は 2018 年 3 月に、構内を実際に視察しているかのような臨場感で疑似的に体験できるウェブコンテンツ[55]を公開している。

7.3 更なるコミュニケーションの広がりと風評被害への対応

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。また、事故後 7 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、これらが更に放射性物質に起因するリスクの低減活動の実施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、放射性物質の漏えい等を発生させないよう適切な安全管理に努めながら、現存するリスクを速やかに低減していくことが何よりも重要である。

また、風評被害防止のためには、上記のような地域住民の皆様等とのコミュニケーションに加え、より広い層に対するアプローチも必要となる。地域住民の皆様、報道関係者、市場関係者及び流通業者はもちろん、海外を含む消費者に対して、コミュニケーションを広げていく努力が必要となる。万一トラブルが発生した場合には、正確性と透明性を大前提として、誠実かつ丁寧な説明を尽くすとともに、トラブルの後においても、その後の安全対策の実施状況及び現場における安全管理の改善状況について積極的に発信すべきである。また、2017 年 1 月から 2 月にかけて実施された 2 号機内部調査において、高い線量測定値が観測された際に国内外で過剰な反応を招いた事例を踏まえつつ、平時においても丁寧な情報発信に努めていくことが重要である。

2017 年 12 月には政府において「風評払拭・リスクコミュニケーション強化戦略」が取りまとめられたところであり、関係府省が一体となった取組が進められているところである[56]。また、東京電力においては、2018 年 1 月に「風評被害に対する行動計画」が策定・公表されている[57]。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。

---

[54] 東京電力, 福島第一原子力発電所廃炉・汚染水対策に関する取り組みについて～情報発信・コミュニケーション～, 廃炉・汚染水対策福島評議会（第 16 回）資料 3-5, 2018 年 4 月 27 日.
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/fukushimahyougikai/2018/pdf/0427_01f.pdf

[55] 「INSIDE FUKUSHIMA DAIICHI～廃炉の現場をめぐるバーチャルツアー～」
http://www.tepco.co.jp/insidefukushimadaiichi/index-j.html

[56] 復興庁 風評払拭・リスクコミュニケーション強化戦略 ポータルサイト
(http://www.fukko-pr.reconstruction.go.jp/2017/senryaku/)参照。

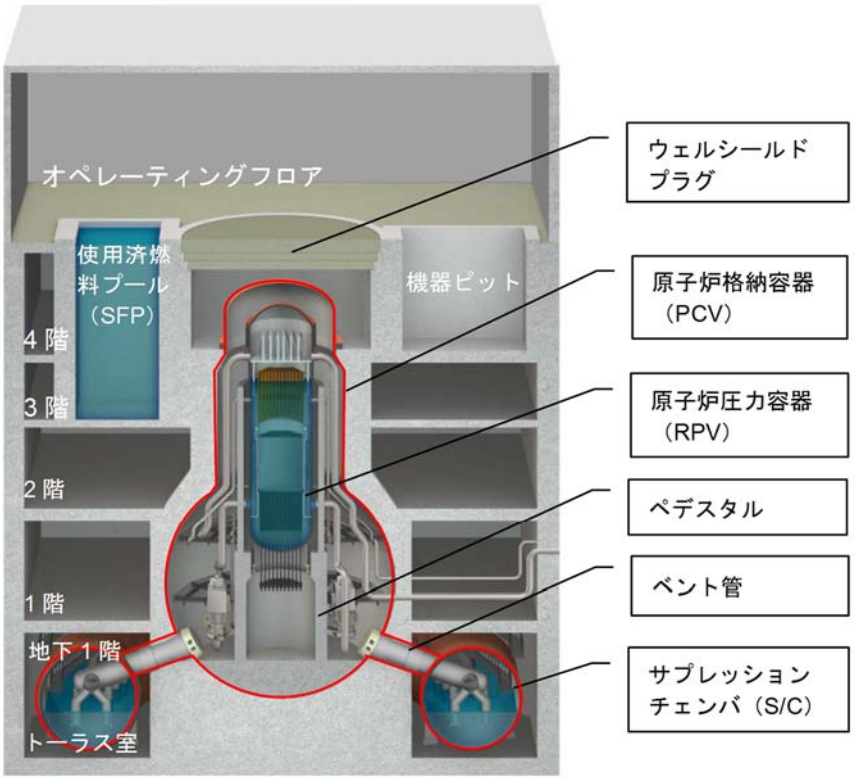
[57] 東京電力, 風評被害に対する行動計画の策定について, 2018 年 1 月 31 日.
http://www.tepco.co.jp/press/release/2018/1475368_8707.html

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

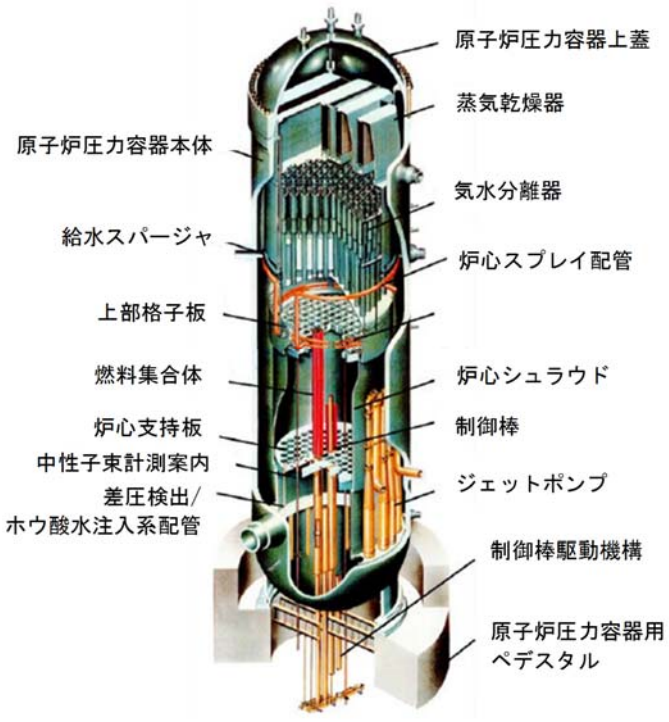
中長期ロードマップ	東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ
東京電力	東京電力ホールディングス㈱
取戻し計画	廃炉等積立金の取戻しに関する計画
取戻し計画作成方針	廃炉等積立金の取戻しに関する計画の作成方針
福島第一原子力発電所	東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所

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（PCV）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 107
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..... 108
添付資料 3　SED 指標の概要 113
添付資料 4　リスクの時間変化.....119
添付資料 5　燃料デブリ取り出しの対象となる燃料デブリについて..... 120
添付資料 6　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） 122
添付資料 7　燃料デブリ取り出し時の PCV 底部の水位レベルの考察..... 123
添付資料 8　放射性廃棄物管理に関する用語 126
添付資料 9　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 127
添付資料 10　廃炉研究開発人材育成のための技術マップ試案 129
添付資料 11　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..... 130
添付資料 12　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..... 160
添付資料 13　主な海外機関との連携活動の実績..... 165

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、冠水ー上アクセス工法・気中ー上アクセス工法・気中ー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

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。

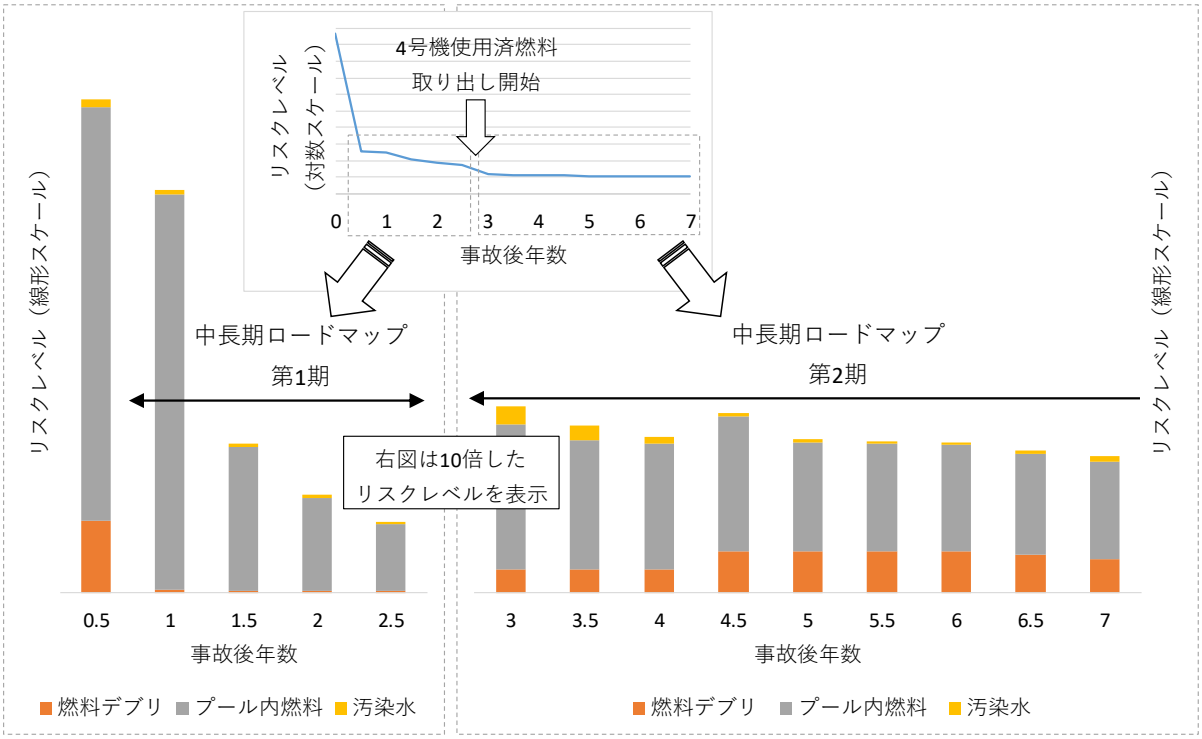


図 A2-1　福島第一原子力発電所が有するリスクの低減（15 ページ図 4 に同じ）

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。

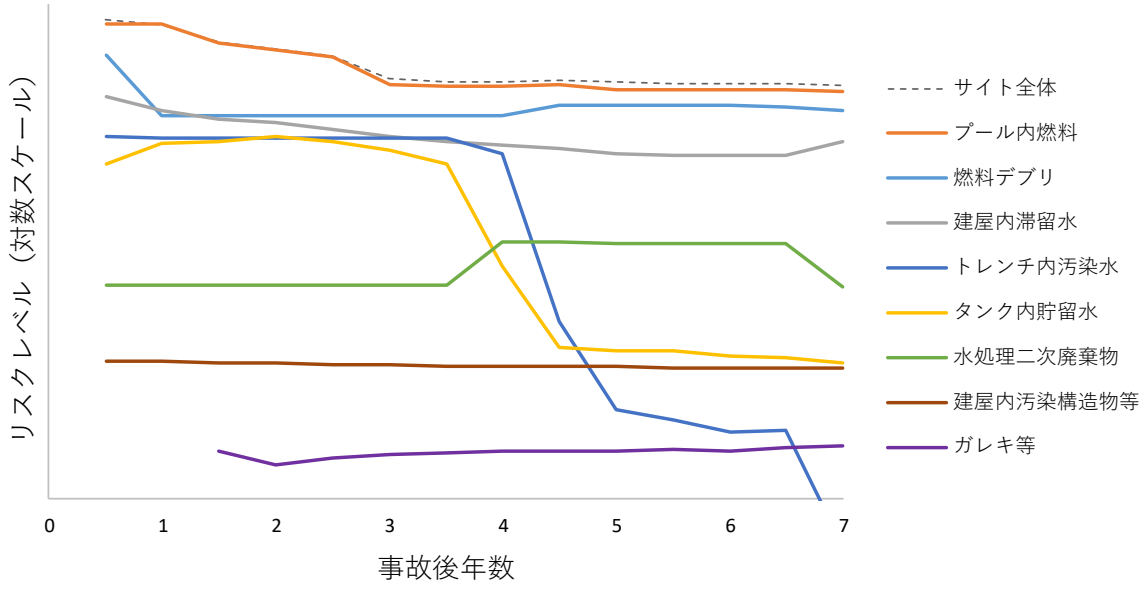


図 A2-2　主なリスク源ごとリスクレベルの推移

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。

(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、最近では、燃料取り出し用カバーが設置され（2018 年）、リスクレベルの低減が図られている。

今後、2018 年度中頃から 3 号機プール内燃料取り出し、2023 年度を目処に 1, 2 号機のプール内燃料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。

(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。

最近では、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ており、建屋内滞留水全体のリスクレベルとしては上昇している。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、今後、調査・検討が必要である。

(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、処理を進めているところである。

(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リプレース（2018 年度中に完了予定）により、リスクレベルの低減が図られている。

(6) 水処理二次廃棄物

汚染水の処理により、多くの放射性物質が水処理二次廃棄物に移行する。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	● 固体廃棄物貯蔵庫増設
今後の計画	● 2021 年 初号機取り出し開始	● 2018 年度中頃 3 号機取り出し開始 ● 2023 年度目処 1, 2 号機取り出し開始	● 2018 年度 溶接型タンクへの移行完了 ● 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[58]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[59]。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。

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

Control Factor（CF）は、リスク源の特徴として、発熱性、腐食性、可燃性、水素発生等の可能性、空気や水との反応性、臨界性等を考慮したものであり、安定している現状を維持するための安全機能が喪失した場合に、復旧するまでにどの程度の時間余裕があるかを示す指標であり、表 A3-2 に与えられている。CF は NDA の定義どおりである。

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合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合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。	91

	拡散抑止機能の構成物は一重。	
3	事故の影響等により「評価時点」において、「安全評価基準」を満たさない。 拡散抑制機能の構成物は多重。	74
4	拡散抑制機能の構成物に内包されるリスク源の「作業時点（移動、処理、回収などの作業を行う時点）[*3]」まで、「安全評価基準」を満たさない。 「評価時点」では、「安全評価基準」を満足する拡散抑制機能の構成物が存在する。	52
5	リスク源の「作業時点（移動、処理、回収などの作業を行う時点）」まで、拡散抑制機能の健全性が評価されており、「安全評価基準」を満足する。 「不測の事態[*4]」の発生頻度が高く、不測の事態が発生した際に、内包されるリスク源の拡散を防止する対策が不十分。 拡散抑制機能の構成物は一重。	29
6	リスク源の「作業時点（移動、処理、回収などの作業を行う時点）」まで、「安全評価基準」を満足する。 「不測の事態」の発生頻度が高く、内包されるリスク源の拡散を防止する対策が不十分。 拡散抑制機能の構成物は多重。	15
7	リスク源の「作業時点（移動、処理、回収などの作業を行う時点）」まで、「安全評価基準」を満足する。 周辺に「安全評価基準」を満足しない施設などがあり、これら隣接施設へ（からの）リスク源の拡散影響[*5]を与える（受ける）可能性が高い。 拡散抑制機能の構成物は一重。	8
8	リスク源の「作業時点（移動、処理、回収などの作業を行う時点）」まで、「安全評価基準」を満足する。 隣接施設へ（からの）リスク源の拡散影響を与える（受ける）可能性が高い。 拡散抑制機能の構成物は多重。	5
9	リスク源の「作業時点（移動、処理、回収などの作業を行う時点）」まで、「安全評価基準」を満足する。 隣接施設へ（からの）リスク源の拡散影響を与える（受ける）可能性が低い。 拡散抑制機能の構成物は一重。	3
10	リスク源の「作業時点（移動、処理、回収などの作業を行う時点）」まで、「安全評価基準」を満足する。 隣接施設へ（からの）リスク源の拡散影響を与える（受ける）可能性が低い。 拡散抑制機能の構成物は多重。	2

[*] 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いない等の理由で、そのままの形態・状態ではハンドリングできない。	100
2	燃料であり、活性（核分裂性を有する）である。 処理や回収などの作業に必要な情報が不十分で、管理・監視が不可能な状態である。 ハンドリングに適した形状となっている、或いは、専用容器に収納されている等の理由で、そのままの形態・状態でハンドリングできる。	90
3	活性であるが、燃料以外（廃棄物）である。 処理や回収などの作業に必要な情報が不十分。	74
4	燃料であり、活性（核分裂性を有する）である。 処理や回収などの作業に必要な情報が得られており（確認または推定でき）、モニタリング等により管理・監視が可能な状態である。 そのままの形態・状態でハンドリングできない。	50
5	燃料であり、活性（核分裂性を有する）である。 処理や回収などの作業に必要な情報が得られており、管理・監視が可能な状態である。 そのままの形態・状態でハンドリングできる。	30
6	活性であるが、燃料以外（廃棄物）である。 処理や回収などの作業に必要な情報がある。	17
7	不活性[*2]であるが、物理的・幾何学的な不安定性がある。 そのままの形態・状態でハンドリングができない。	9
8	不活性であるが、物理的・幾何学的な不安定性がある。 そのままの形態・状態でハンドリングできる。	5
9	不活性であり、物理的・幾何学的な不安定性が無い、或いは、十分低い。 そのままの形態・状態でハンドリングができない。	3
10	不活性であり、物理的・幾何学的な不安定性が無い、或いは、十分低い。 そのままの形態・状態でハンドリングできる。	2

[*1]「活性」とは、CF で定義する反応性を、管理や作業に影響を及ぼす程度に顕著に有するもの。
[*2] 「不活性」とは、反応性を有さない、或いは、十分低いもの。

(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。

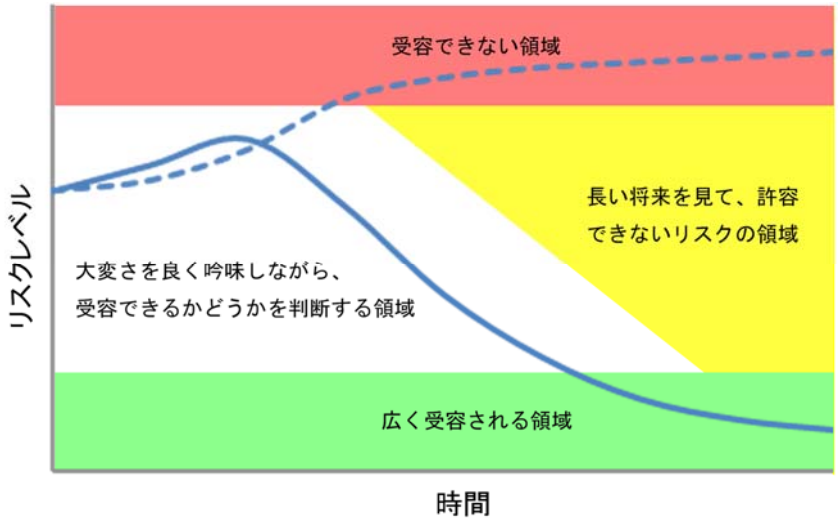
表 A3-6　管理重要度に係る各リスク源の特徴

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るが、フランジ型タンクは溶接型タンクに移行中である。
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　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 A4　リスクの時間変化

添付資料 5　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[60,61]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、これまでの炉内状況調査、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 A5-1 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。

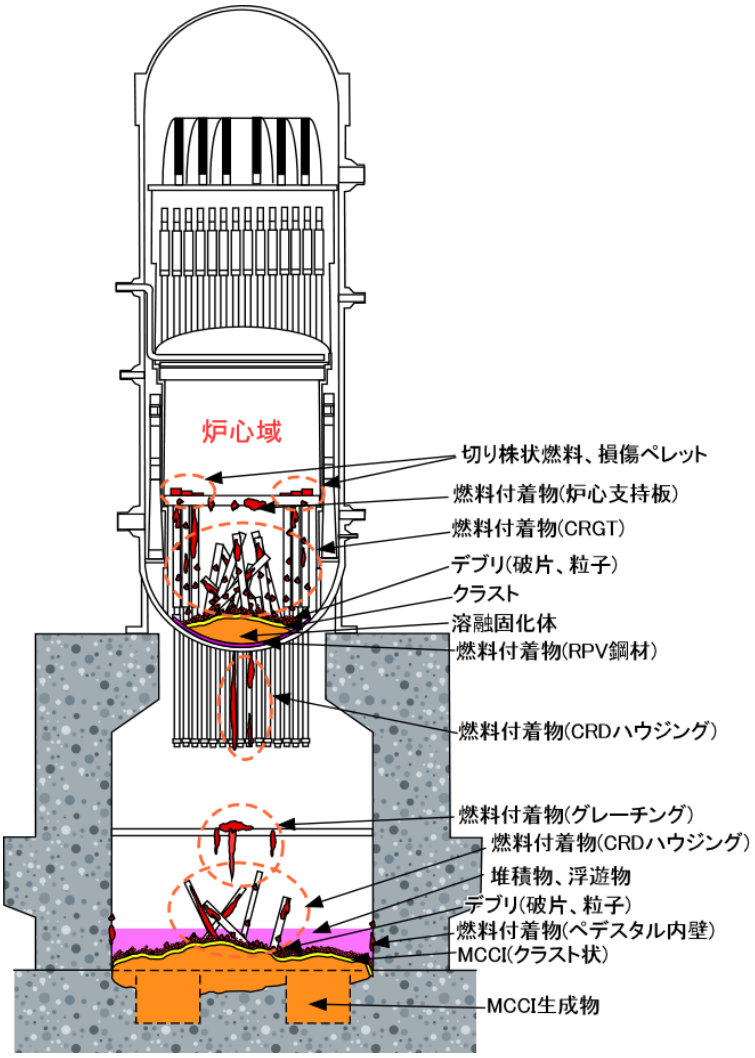


図 A5-1　福島第一原子力発電所で想定される PCV 内の状態

[60] International Atomic Energy Agency Experiences and Lessons Learned Worldwide in the Clenup and Decommissioning of Nuclear Facilities in the Aftermath of Accidents, IAEA Nuclear Energy Series No. NW-T-2.7, Vienna (2014)
[61] 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 A5-2 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。

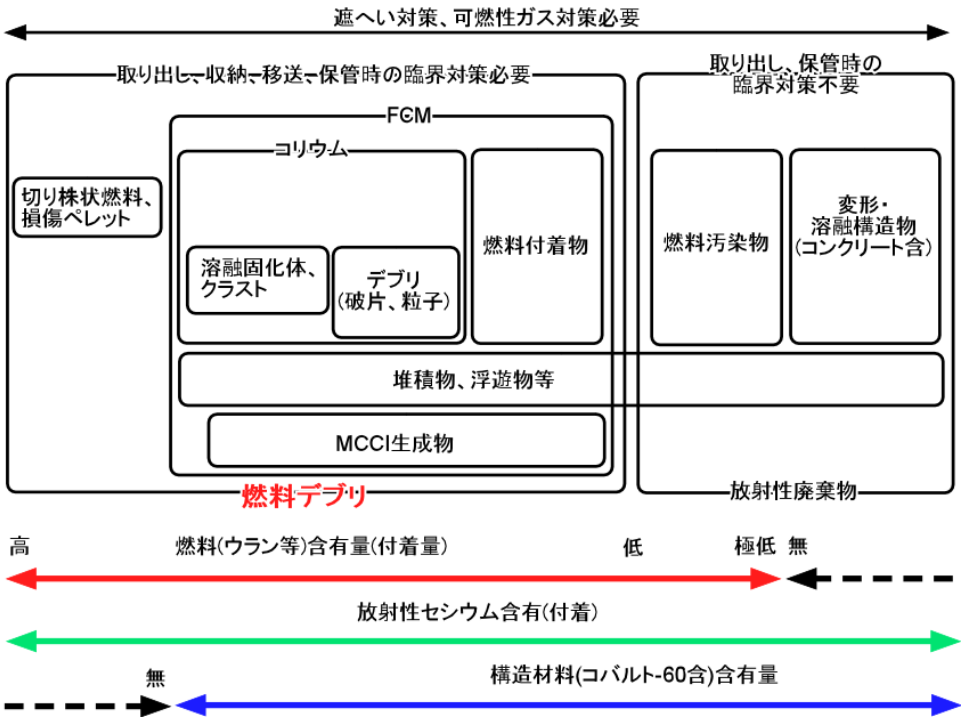


図 A5-2　福島第一原子力発電所事故における燃料デブリ取り出しの対象となる燃料デブリの概念整理の例

【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 6　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 A6-1 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。

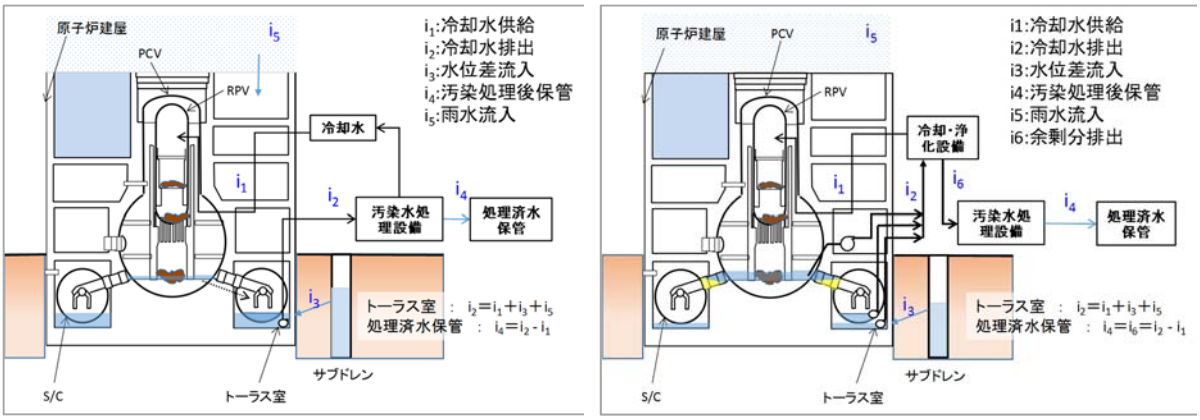
① 地下水流入量低減の観点

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 A6-1　原子炉建屋周りの水バランス

添付資料 7　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 A7-1）。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―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。

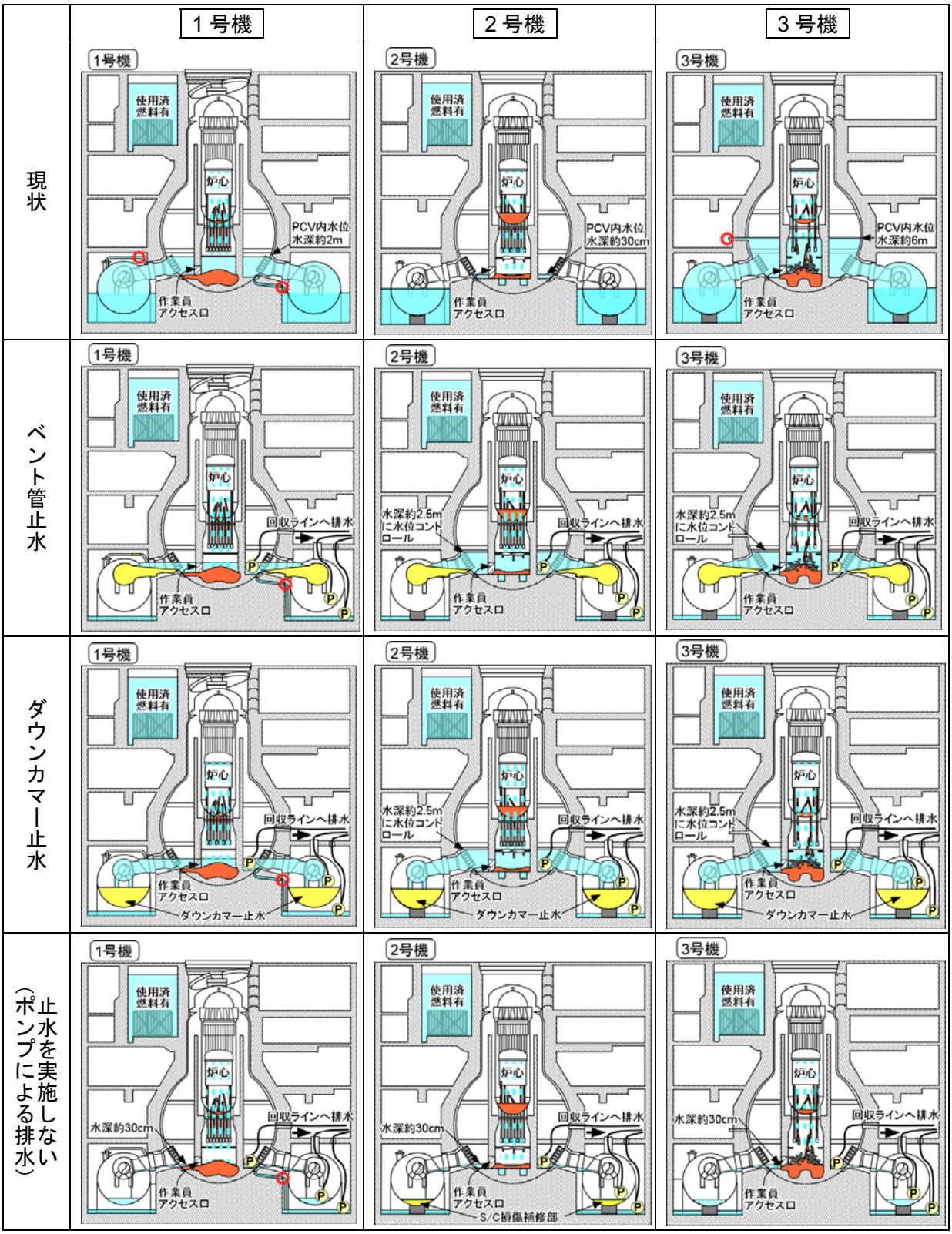
止水を実施しない場合、PCV 水位は現状と同程度に維持することとなり、燃料デブリ取り出しは冷却水掛け流しの気中状態で実施することとなる。この場合、S/C を経由した PCV 内からトーラス室への冷却水の流出を防止するために、S/C 損傷部位の同定や補修を行う必要がある。

C. 3 号機の PCV 内水位に関する検討

現状の PCV 水位は約 6.3m 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 2.5 m、2 号機：水深約 0.3 m、3 号機：水深約 6.3 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 A7-1 PCV 底部の水位レベルと PCV 止水について（想定図）

添付資料 8　放射性廃棄物管理に関する用語

IAEAの安全要件GSR-Part5[62]では、処理、貯蔵及び輸送を含む、発生から処分に至るまでの放射性廃棄物の管理におけるあらゆる段階を包含するものとして放射性廃棄物の処分前管理（predisposal）を位置づけている。IAEAの用語集において定義されている放射性廃棄物の管理に関する用語を図A8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

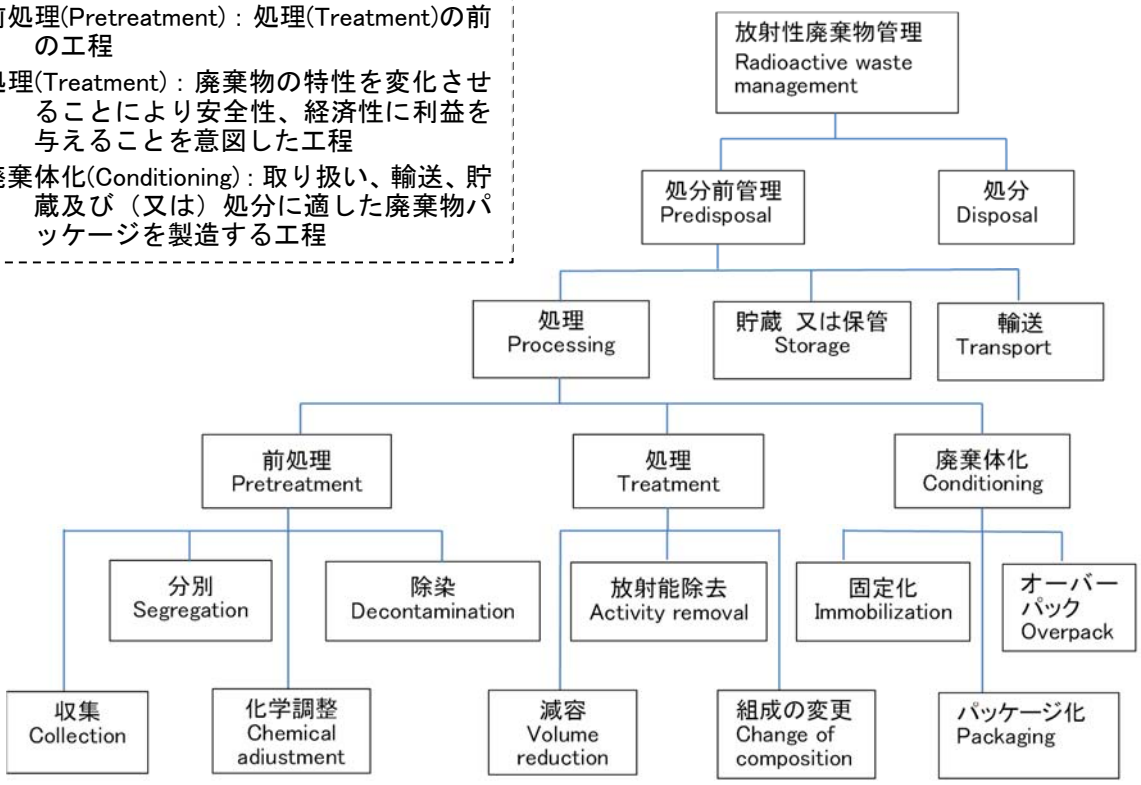
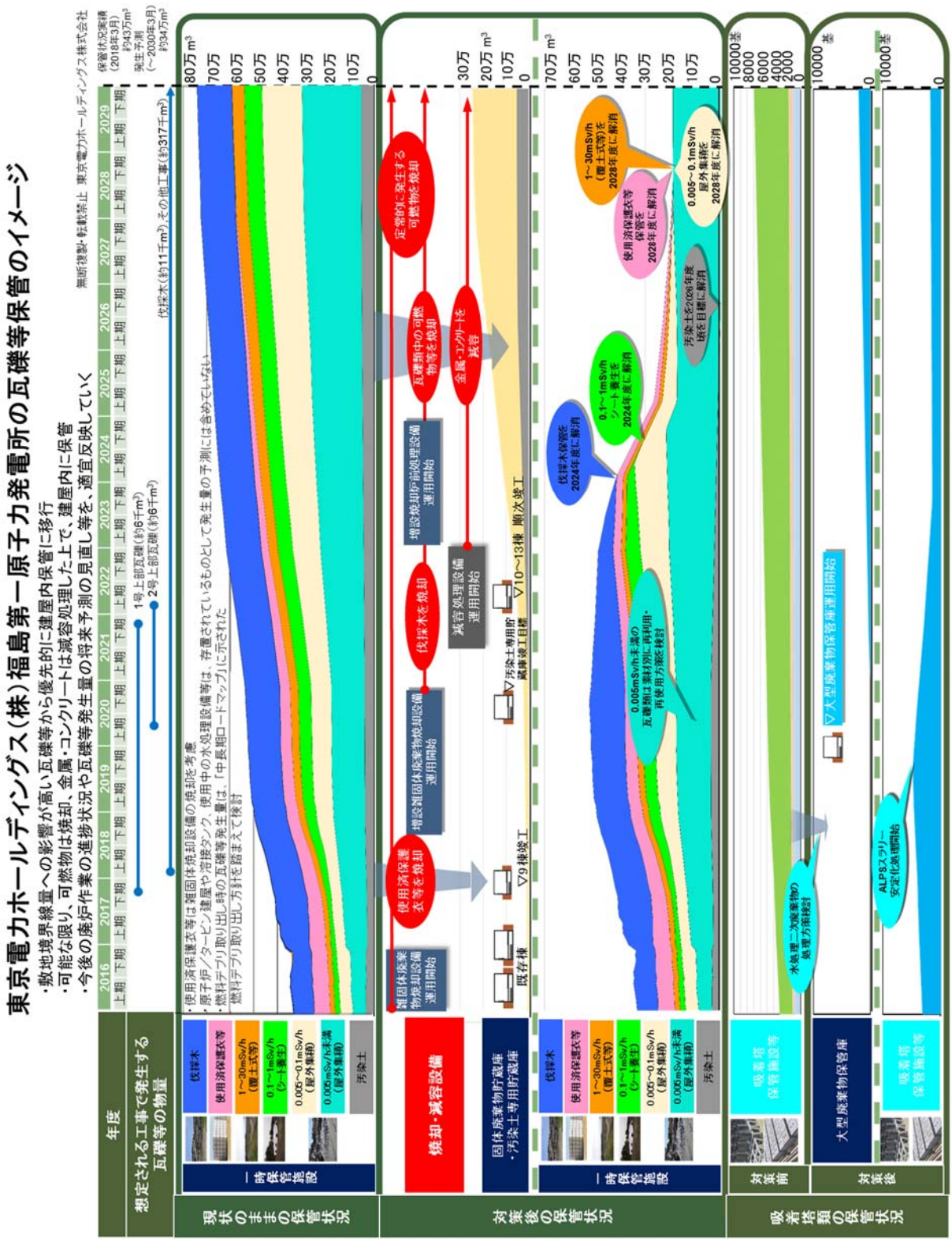


図 A8　放射性廃棄物管理に係る用語（IAEA）[63]とその和訳例
（和訳例については日本原子力学会の資料[64, 65]を参考にした）

[62] 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）
[63] IAEA, IAEA Safety Glossary Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection 2007 Edition, p.216, (2007).
[64] 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.
[65] 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９　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[66]



[66] 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 2018 年 6 月版, 2018 年 6 月 28 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 A9-1 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 10　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	（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、プロセス工学、水化学	（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）	（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	（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	（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） 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	（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	（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	（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	（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	（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を含むダスト発生 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
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） 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	＜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
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を含むダスト発生 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ブレーヤーが重要
		＜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 11　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 A11-1-(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・分析技術の開発（2017～2018 年度）（図 A11-1-(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 A11-1-(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 A11-1-(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　原子炉内燃料デブリ検知技術の開発（ミュオン活用）（2014～2015 年度）（図 A11-1-(5)）

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工法・システムの高度化（2015～2018 年度）（図 A11-2-(1)）

（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 A11-2-(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　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（2017～2018 年度）（図 A11-2-(3)）

２－④　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 A11-2-(4)）

２－⑤－１　原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の開発（2016～2017 年度）（図 A11-2-(5)-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）

２－⑤－２　原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の実規模試験（2016～2017 年度）（図 A11-2-(5)-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）

２－⑥　圧力容器／格納容器の耐震性・影響評価手法の開発（2016～2017 年度）（図 A11-2-(6)）

（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）
２－⑦　圧力容器／格納容器の腐食抑制技術の開発（2016 年度）（図 A11-2-(7)）
２－⑧　燃料デブリ臨界管理技術の開発（2012～2017 年度）（図 A11-2-(8)）
２－⑨　サプレッションチェンバー等に堆積した放射性物質の非破壊検知技術の開発（2014 年度）（図 A11-2-(9)）
２－⑩　原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発（2014～2015 年度）（図 A11-2-(10)）
（関連事業）建屋内の遠隔除染技術の開発（2011～2013 年度）
２－⑪　総合的線量低減計画の策定（2012～2013 年度）（図 A11-2-(11)）
２－⑫　燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発（2016～2019 年度）（図 A11-2-(12)）
（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（2017～2018 年度）（図 A11-3）
（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 A11-4-(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 A11-4-(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 A11-5-(1)）
５－②　汚染水処理対策技術検証（2014 年度）（図 A11-5-(2)）
５－③　凍土方式遮水壁大規模実証（2014 年度）（図 A11-5-(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 A11-5-(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。

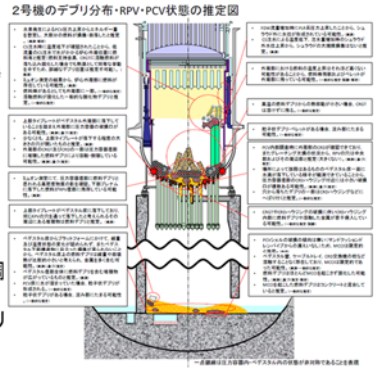


図1　燃料デブリ分布の推定図の例



図2　模擬燃料集合体プラズマ加熱試験結果例

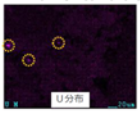


図3　1号機 格納容器堆積物分析結果

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 A11-1-(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、炉内状況の総合的な分析・評価、燃料デブリ・炉内構造物の取り出し方法の確定、燃料デブリ収納・移送・保管等の検討に資するため、燃料デブリの性状を分析・評価する。そのために有効な模擬デブリを用いた試験を実施するとともに、実際に取り出す燃料デブリの分析・測定に必要となる技術を開発する。

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)燃料デブリ性状の推定

溶融炉心-コンクリート反応(MCCI)の模擬試験を行い、その生成物の分析結果、過去の原子力施設事故、関連文献の情報等を調査し、これらを「燃料デブリ特性リスト」としてとりまとめ、更新を行っている。

(2)模擬デブリを活用した特性評価

仏国CEAとの国際協力の下、福島第一原子力発電所の条件を考慮した大型MCCI試験を実施し、生成物の元素分布(図1)、結晶構造および硬さの情報を取得している。燃料デブリの乾燥時に放出が懸念される中揮発性の核分裂生成物(FP)の放出挙動を評価している。

(3)燃料デブリ等の分析要素技術の開発

誘導結合プラズマ発光分光装置(ICP-AES)による多元素同時分析手法、X線コンピュータ断層撮影(CT)法による気孔率等の定量評価方法、誘導結合プラズマ質量分析装置(ICP-MS)による多核種合理化分析手法の検討・開発を実施している。燃料デブリサンプルの輸送に係る検討を行っている。

(4)燃料デブリの経年変化特性の推定

燃料デブリの経年変化挙動について、化学的・物理的な変化の可能性、経年変化を評価するための試験手法等を検討している。

(5)燃料デブリ微粒子挙動の推定(気中・水中移行特性)

燃料デブリから発生する放射性飛散微粒子の物理的化学的性質、挙動に係る基礎的データ等の調査収集を行っている。

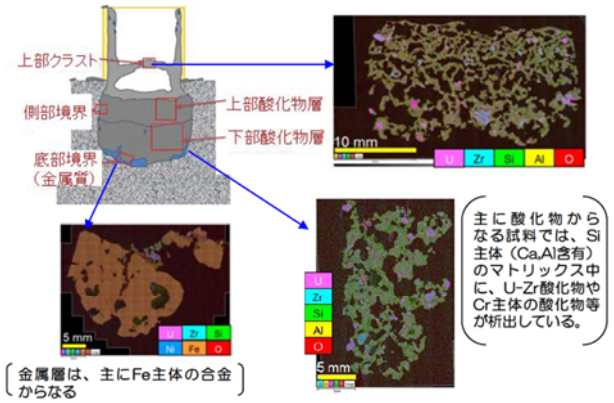


図1 大型MCCI試験生成物の元素分布

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～)

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。

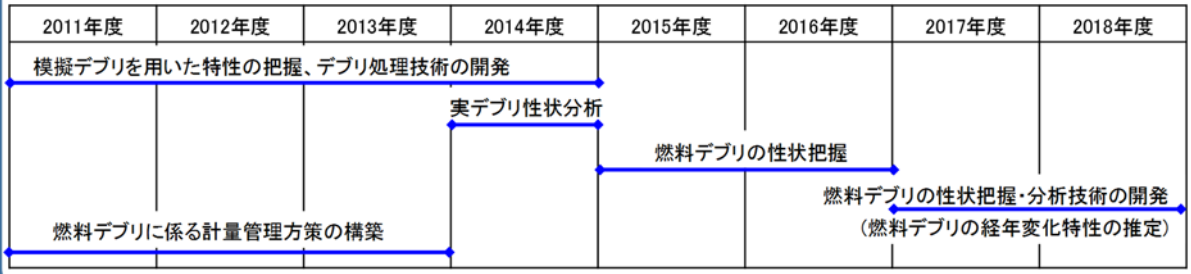


図 A11-1-(2) 燃料デブリの性状把握・分析技術の開発

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、各号機の詳細調査の調査計画・開発計画を策定している。
（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検討し、詳細設計・試作を行い、工場内検証を行う（図1）。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詳細設計・試作を行い、工場内検証を行う。
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検討し、詳細設計・試作を行い、工場内検証を行っている（図2）。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アクセス装置の詳細設計・試作を行い、工場内検証を行う。
③要素技術の適用性検証
調査計画の更新に伴い、計測技術の見直しを行い、計測装置を詳細設計、試作を進めており、アクセス・調査装置と組み合わせた適合性を検証する。
（3）モックアップ試験、訓練及び現地実証
X－6ペネ（2号機）及びX－2ペネ（1号機）からPCV内へアクセスして詳細調査を行うことを目的に、モックアップ試験、訓練を行い、現場実証（平成31年度）を行う。

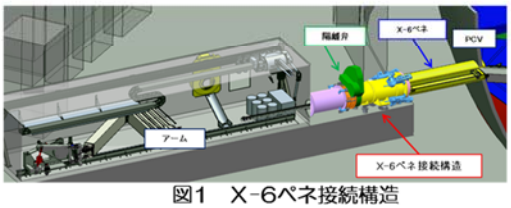


図1　X-6ペネ接続構造

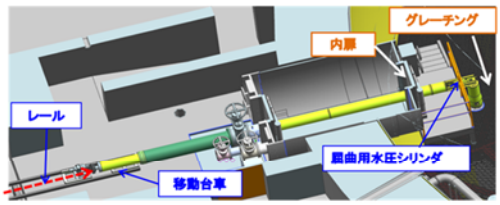
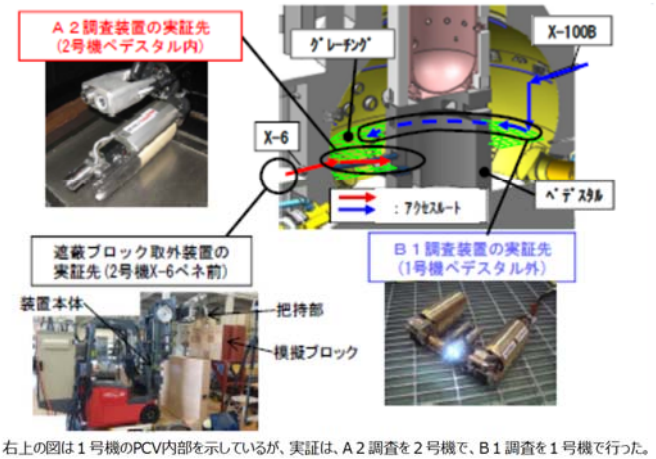


図2 X-2ペネ内扉、グレーチング等の穿孔装置

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。

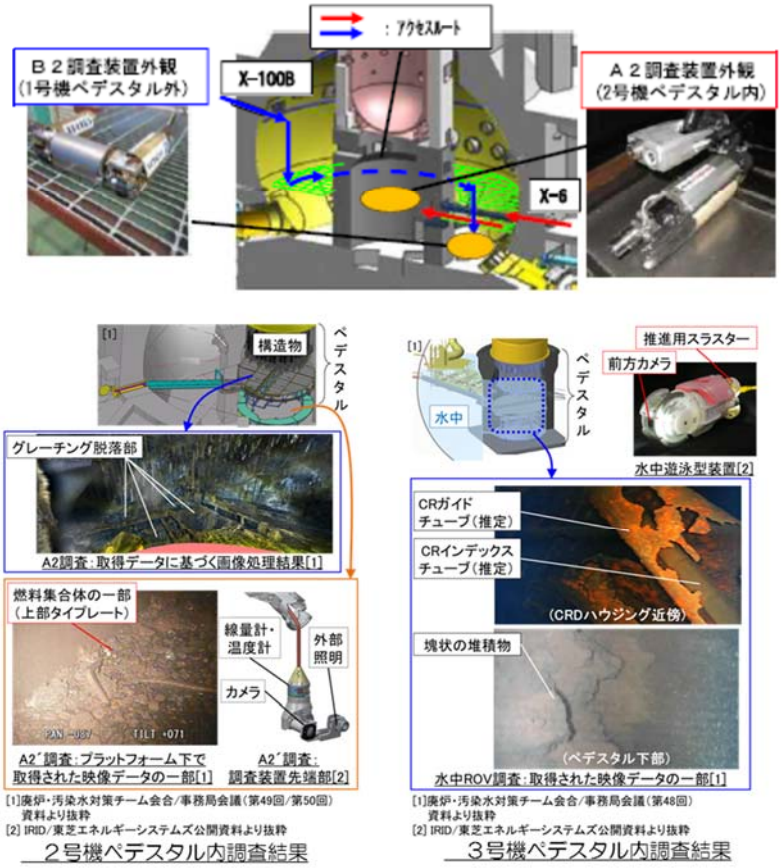
・3号機のX－53ペネからPCV内にアクセスしペデスタル内の状況を調査する水中遊泳型装置（ROV）を開発し、2017年7月に現場実証を実施した。複数の構造物の損傷や溶融物が凝固したと思われるものの付着、塊状の堆積物を確認した。

・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
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 A11-1-(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）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）

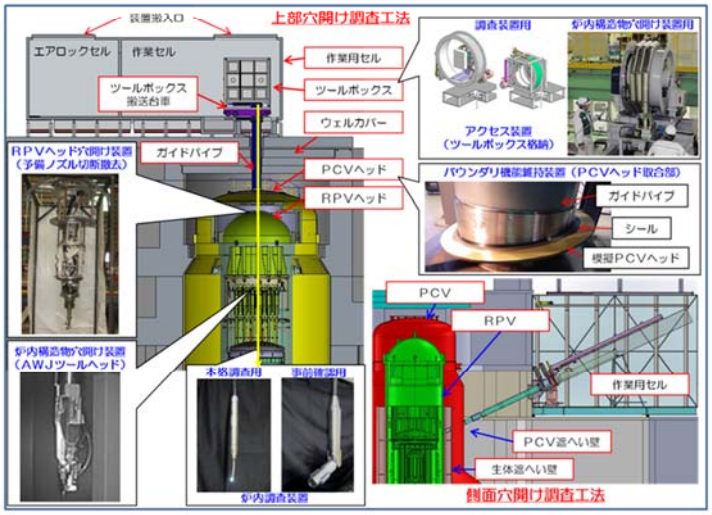
・RPV上部から炉心まで調査用のアクセスルートを設けるため、穴開け位置を検討し、作業計画を策定した。構造物との干渉回避のため、RPVヘッド予備ノズル撤去工法を要素試験にて確認した。

・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、ガイドパイプと原子炉格納容器（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。

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。



（2）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。

（3）調査装置全体システムの設計と工法計画

・ダスト飛散による被ばく評価にて、側面穴開け調査時におけるPCV内環境は微正圧（現状）、上部穴開け調査時におけるPCV内環境は汚染拡大防止の観点から負圧にすることとした。また、工法計画について安全要求から必要となる設備や機能を整理した。

（4）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、現地調査に適用する装置設計に向けて早期に事前現地調査を実施し、取合部の状況や環境情報を収集する。また、必要に応じて要素試験を実施し、試験結果を装置設計へ反映する。

・実機向け装置設計に必要な関連工事との取合い等、前提条件の策定や調査に必要な付帯システムの適用性を検討する。

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
		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		
						原子炉圧力容器内部調査技術の開発	

図 A11-1-(4)　原子炉圧力容器内部調査技術の開発

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。

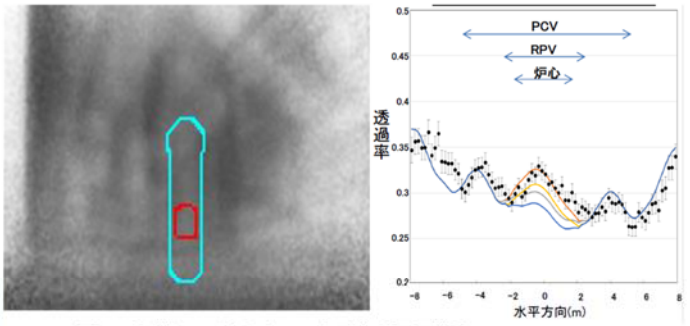


図1　1号機での透過法による測定と評価結果

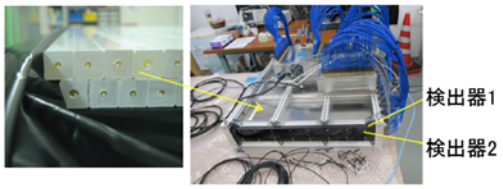


図2　小型化した透過法測定装置

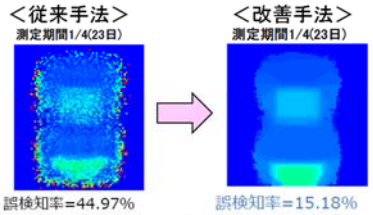


図3　誤検知率の改善に関するシミュレーション結果

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 A11-1-(5)　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

燃料デブリ取り出し工法について取り出し方向（上、横）、燃料デブリ取り出し環境（水中、気中）の観点から各種検討した。また、各工法に対応する安全確保のためのシステムの概念検討を行った。その検討の成果及び燃料デブリ取り出し方針に基づき、必要な要素技術について、技術開発課題として抽出された項目についての技術調査、要素試験、解析等を実施するとともに、それらの知見を活用して、気中−横アクセスに軸足を置いた工法・システムの検討を実施する。

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）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1右側）開発として、解析と要素試験を組み合わせた開発方針を作成した。引き続き解析、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う。

（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1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1左側）について、既存技術の調査、比較を行い、優位技術の選定および要素試験による確認が必要な項目の抽出を行った。今後、要素試験により知見の充実を図る。

（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（図1）の必要性、目的を整理し、気体系モニタリングにおける必要測定レンジの整理を行い、気体系におけるα核種モニタリングの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ている。

（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ている。（図2）

・燃料デブリ取り出し時に必要となる安全要求、機能要求の再整理、ブラッシュアップを実施し、必要となるシステムの見直しを行っている。（図1）

・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しを行うとともに重要となる作業者被ばくについての検討を行っている。

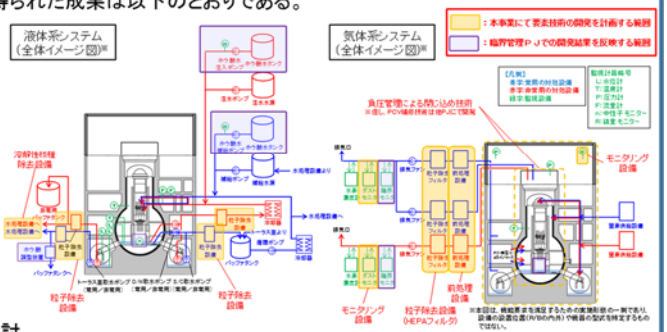


図1　システム構築のために要素技術開発を実施する範囲

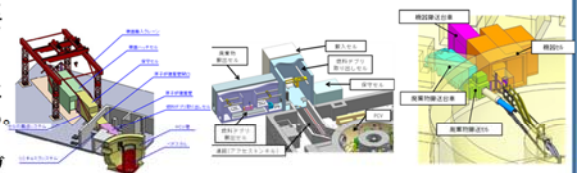


図2　燃料デブリ取り出しセルの設置イメージ

実施者

技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）

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（冠水ー上アクセス、気中ー上アクセス、気中ー横アクセス）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3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4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。

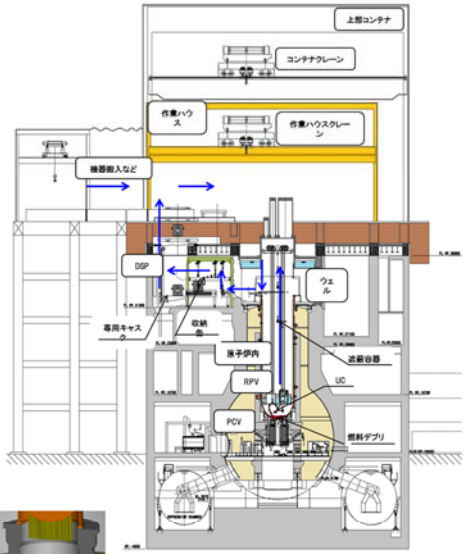


図3　気中ー上アクセス工法の概念（検討例）

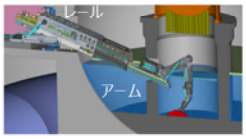


図4　気中ー横アクセス工法での燃料デブリ取り出し装置の概念（検討例）

2011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			

図 A11-2-(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

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）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ている。

（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）の開発を行っている。

（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、課題抽出を行っている。

（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）の開発を行っている。


図1 チゼル加工予備試験状況

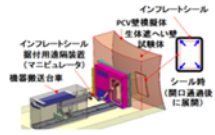


図2 インフレートシール要素試験

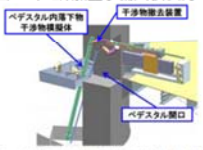


図3 ペデスタル内干渉物撤去要素試験

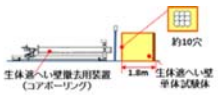


図4 生体遮へい壁撤去要素試験


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イメージ


図7 試作レーザーヘッド（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)）

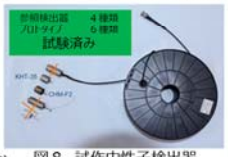


図8 試作中性子検出器（RosRAO, FSUE）

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（2015～2016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）

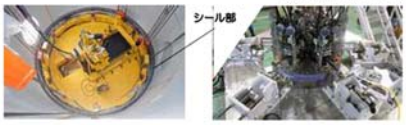


図9 RPV内面シール及び装置下部シールに関する試験

図10 RPV内アクセス装置試験

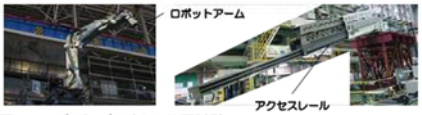


図11 ペデスタル内アクセス装置試験


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 A11-2-(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、取り出し作業の合理化に資するため、サンプリング調査のシナリオを策定するとともに、アクセス装置を含むサンプリング装置を開発している。これらは、既存の安全システムを活用しながら、小石・砂状デブリ等のサンプリングを行えるアーム型アクセス装置や付属工具などの関連設備の要素試験や比較評価も並行して進めている。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原子炉格納容器(PCV)内部調査結果を踏まえ策定し、必要技術の開発計画の検討を行っている。またサンプリング作業による安全確保に対する影響評価を行っている。

(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

小石・砂状デブリや更に形状が大きい切削円柱状デブリなど採取形態に応じたサンプリングシステムの基本設計のため、作業員被ばく抑制や臨界安全の観点から要求条件を導出・整理を行っており、今後の基本設計に適用する。

②燃料デブリ付近へのアクセス装置の設計・試作

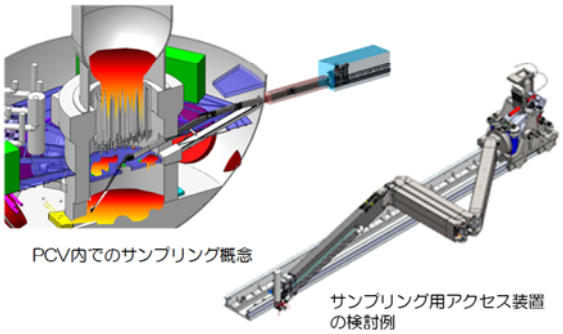
デブリの採取形態に応じたアクセス装置を設計するために、PCV内部詳細調査用アーム型アクセス装置の流用可能性や改良型アクセス装置について仕様等の検討を行っている。

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、概念設計を実施しており、今後試作を行う。

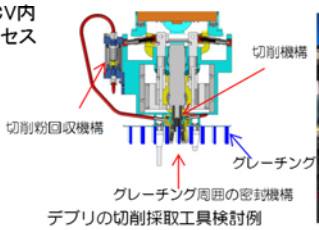
(3)原子炉圧力容器(RPV)内燃料デブリサンプリングシステムの概念検討

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し、要素試験計画などを検討している。

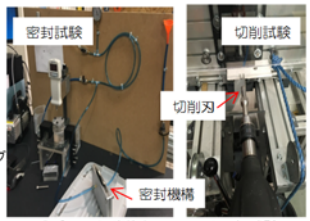


PCV内でのサンプリング概念

サンプリング用アクセス装置の検討例



デブリの切削採取工具検討例



デブリの切削採取工具の要素試験

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
						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 A11-2-(3)　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

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取水が検討されている。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、開発計画の立案を行っている。

ⅰ. 現場環境を考慮した、技術仕様の整理

ⅱ. アクセスルート構築作業・維持の計画の検討

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、必要に応じて現場の状況に対応した技術的な開発課題の抽出、開発計画の立案を行っている。

（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、検証を行う。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、必要に応じて、楢葉実規模試験体等を活用し、実規模スケールにて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
						原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発	

図 A11-2-(4)　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

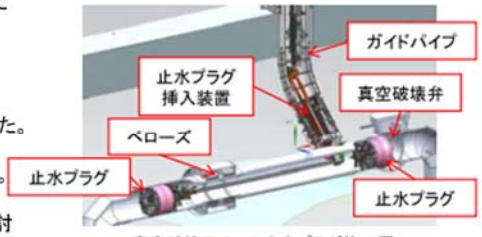
吹付け施工可能な止水材を選定し、その止水性確認のための試験を実施した。

（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 A11-2-(5)-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

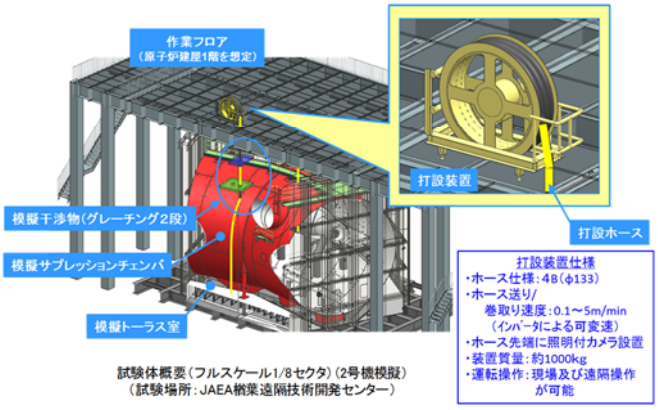
遠隔操作による干渉物撤去やベント管への穴あけを行う施工性確認試験を行い、実機を想定した環境で施工対象へアクセスできることを確認した。

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。



試験体概要（フルスケール1/8セクタ）（2号機模擬）
（試験場所：JAEA楢葉遠隔技術開発センター）

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。

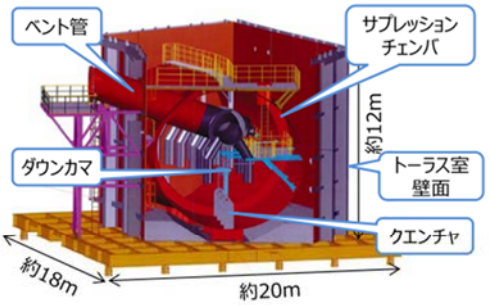


図2　実規模試験体

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 A11-2-(5)-2　原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の実規模試験

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。

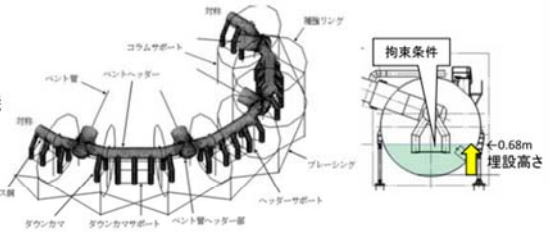


図1 ベント管-S/C系連成解析モデル（1号機）

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

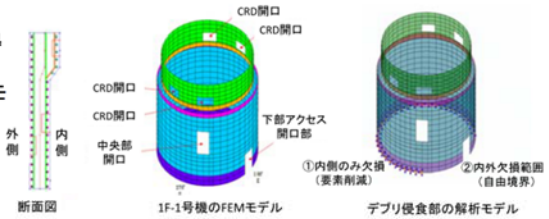


図2 RPVペデスタルの3次元FEM弾塑性解析モデル

（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。



図 A11-2-(6)　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。

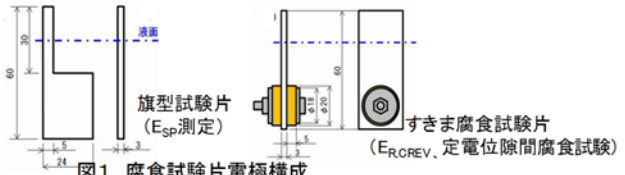


図1 腐食試験片電極構成

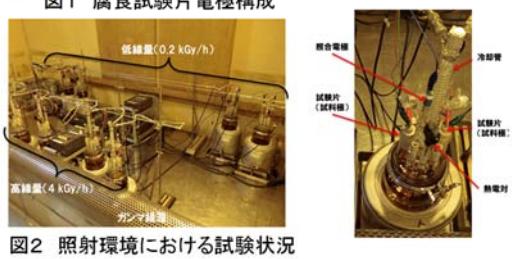


図2 照射環境における試験状況

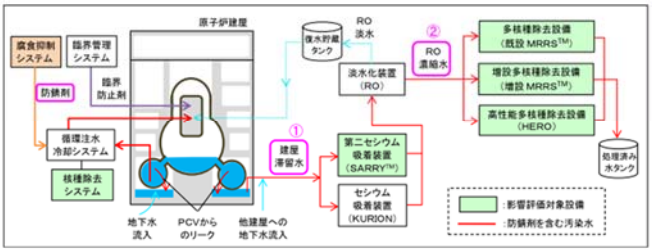


図3 腐食抑制システムの概念設計例

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 A11-2-(7) 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）。

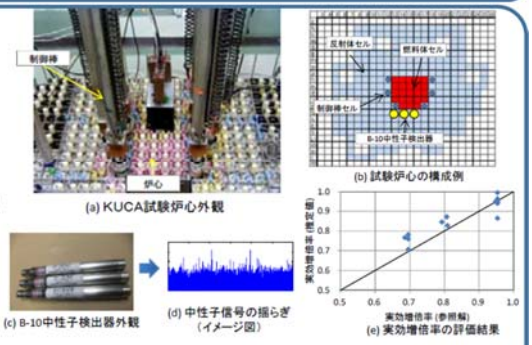


図1 京都大学臨界集合体実験装置における臨界近接試験概要

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。

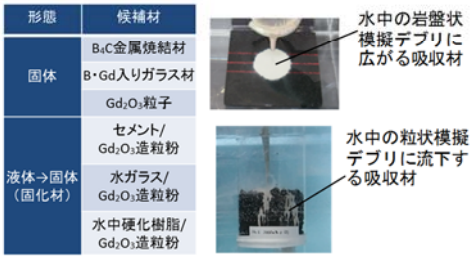


図2 非溶解性吸収材候補と施工性試験

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 A11-2-(8)　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]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。

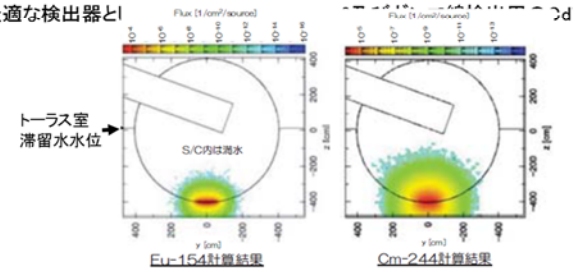


図1 S/C周辺の燃料由来放射線分布(1号機)

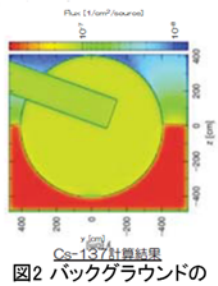


図2 バックグラウンドのガンマ線分布(1号機)

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 A11-2-(9)　サプレッションチェンバー等に堆積した放射性物質の非破壊検知技術の開発

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

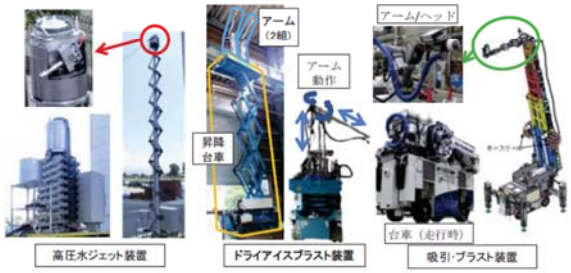


図1　高所用除染装置

(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～)

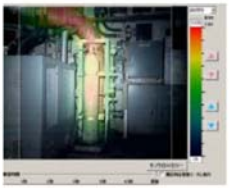
2. 関連事業

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 A11-2-(10)　原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発

事業の目的

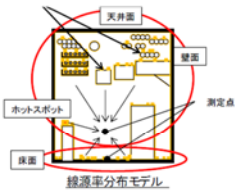
福島第一原子力発電所の廃止措置において、原子炉建屋内での作業に従事する作業員の被ばくを低減するため、さまざまな線量低減技術と遠隔除染技術を用いた総合的な線量低減方策を立案した。

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。

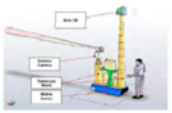

現在の線量率分布　天井方向の設備に接近して除染した場合　部分的な遮へいをした場合

（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 A11-2-(11)　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以下の成果が得られている。

(1)輸送・貯蔵に係わる調査及び研究計画立案

下記(2)～(4)に資する日本原燃(株)六ヶ所廃棄物管理施設の許認可試料の調査及び昨年度までに入手した海外破損燃料の輸送・貯蔵に関する情報の更なる精査等により、国内外の知見を拡充した。

(2)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

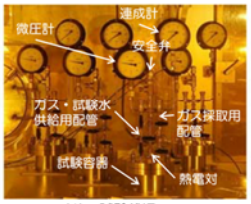
燃料デブリ取り出し・収納・移送・保管(乾燥処理含む)の一連にプロセスフロー案を作成し、前提条件に基づくスループット(要求処理物量、収納缶本数、保管面積含む)の一次評価を行い、収納缶本数低減に向けた見直し案を抽出した。また、昨年度検討の燃料デブリの湿式・乾式保管システムについて、関連プロジェクトの最新情報などを踏まえ、現時点で見直しの必要がないことを確認した。

(3)安全評価手法の開発及び安全性検証

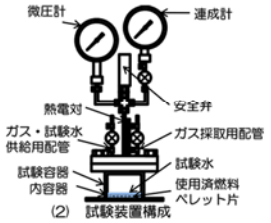
燃料デブリ収納缶の安全性を検証するための各種検討、試験を実施した。例えば、燃料デブリ取り出しの作業性向上に向けた収納缶内径の拡大のための水分量制限の適用性や未臨界条件の緩和の検討、収納缶の取り扱いフロー及び安全要件を考慮した収納缶蓋構造の検討、環境条件を考慮した収納缶材料の経年劣化評価、使用済燃料を用いた水素発生量測定試験(図1参照)や水素再結合触媒の有効性評価のための収納缶内対流評価(図2参照)に基づく水素ガス対策の検討を実施し、安全評価手法確立に必要となる知見を拡充した。

(4)燃料デブリの収納形式の検討

昨年度設定した収納缶の基本仕様について、上記(2)、(3)に示す安全要件及び安全性検証結果を踏まえ、燃料デブリ性状に対応した収納形式を検討し、現時点で収納缶仕様の見直しの必要がないことを確認した。

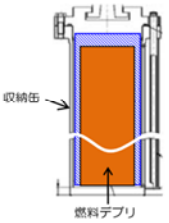


(1) 試験状況

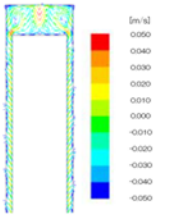


(2) 試験装置構成

図1 使用済燃料を用いた水素発生量測定試験の状況



(1) 評価対象



収納缶内（左記青色斜線部）の対流状態を評価

(2) 対流状態の評価（例）

図2 収納缶内の対流状態の評価

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。

○ 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発(2013～2016年度)

(1)破損燃料の輸送・貯蔵に係わる調査

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生成物の特性評価研究
・ハンガリーPaks発電所2号機の破損燃料の輸送、保管
・仏での破損燃料移送
・英セラフィールドでの放射性廃棄物処理技術

(2)燃料デブリの収納形式の検討(2013～2016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(2013～2016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優先シナリオを選定し、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。

(4)安全評価手法の開発及び安全性検証(2013～2016年度)

燃料デブリ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)について文献及び海外事例調査を実施した。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。



図 A11-2-(12) 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)性状把握

①分析データの取得・管理等

○汚染分布の把握

- 瓦礫類、水処理二次廃棄物や汚染水の分析を継続して実施した。
- 瓦礫類は覆土保管瓦礫、4号機原子炉建屋床等を分析している。また、試料の局所的な汚染分布を調べている。
- 水処理二次廃棄物は、除染装置スラッジや多核種除去設備スラリーと吸着材を分析している。
- 汚染水は滞留水と処理水を分析している。90Srの137Csに対する濃度比はおよそ2桁ほどの範囲で相関する傾向が見られた(図1)。滞留水との接触による二次的な汚染の組成評価に利用していく。
- 核種の汚染挙動を調べるため、これまでに得られた分析データを用い、種々の核種の濃度を137Csと比較している。原子炉建屋内瓦礫試料について、90Sr と137Cs 濃度が号機に係わらず相関する傾向を示すように(図2)、同様の挙動が他の核種にも観察された。

○サンプリング技術の開発等

- セシウム吸着塔からのゼオライト採取は、上部を穿孔する方法を検討し、試験装置を試作している(図3)。原子炉建屋(R/B)内部での遠隔採取は、小型のコアボーリング採取治具を試用した。

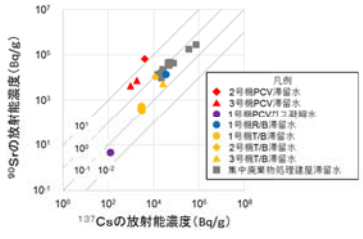


図1 滞留水の90Srと137Csの相関

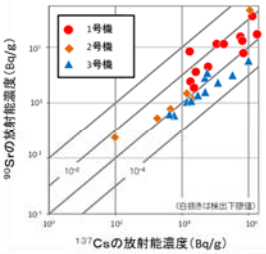


図2 原子炉建屋内瓦礫の90Srと137Csの相関

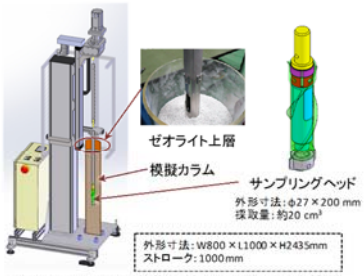


図3 セシウム吸着塔吸着材の採取試験装置

○性状把握の効率化

- 汚染の核種組成を類型化し、汚染挙動の分類を検討した。分析対象核種を再検討し、分析効率化のため同位体濃度の算出に燃料の燃焼計算を併用することとした。
- 分析データの代表性を評価する方法を開発し、汚染メカニズムの把握を進め、分析対象核種の再選定を行うとともに、それを対象とした分析方法の簡易・迅速化に係る技術開発等により、性状把握の効率化・合理化に取り組んでいる。

○分析データの管理

- 公開されている分析データを報告書として発行してきた。ユーザーの利便性向上を図るため、インターネットを利用した公開の方法を検討した。また、試料や分析作業の管理に係わるデータを関係者が共有する方法を合わせて検討した。

②解析的評価手法の精度向上

- 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、これを利用した推定を試みている(図4)。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した。
- インベントリの推定に分析データのばらつきを反映させ、解析的インベントリ評価の精度の向上を図っている。

③総合的なインベントリ評価の取りまとめ

- 実試料の分析データと、解析的評価手法から推定された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構築を行っている。

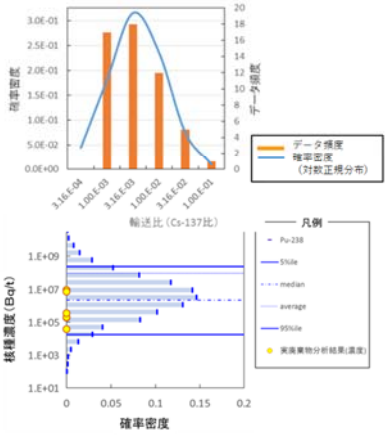


図4 分析値の分布(上段図)とそれに基づく推定(下段図)の例

④処分影響物質等への対応

- 海外における処分影響物質等の廃棄物受け入れ基準等に関する実例調査を行い、処分時に影響を及ぼす可能性のある代表的な物質を抽出した。調査結果等を踏まえ、処分前管理施設及び処分施設における、処分影響物質等の廃棄物受け入れ許容濃度及び廃棄物中の含有量に関わる考え方、処分前管理及び処分の安全性に係る影響の解析評価方法等を検討するとともに、評価に必要となるデータの取得・整備を行う。

(2)処分前管理

①固体廃棄物の特徴に適した保管・管理方法の検討・評価

○高線量廃棄物の保管対策の検討

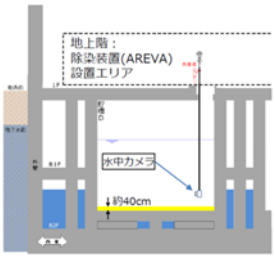
- 線量の高い固体廃棄物の保管時における水素発生対策に関し、廃棄物の仕様、容器の仕様、水素発生評価手法、法規制、施設の技術要件、水素発生対策など、国内外の知見を幅広く調査・収集した。調査の結果、固体廃棄物においても、可能な限り自由水を低減し、廃棄物性状ごとにG値を設定したうえで、ベント付き容器で保管することは、有効な手段の1つであることを確認した。 HICスラリー等の具体的な固体廃棄物への適用性を検討し、課題を抽出するため、海外での規制や実績に基づくケーススタディにより、水素発生対策に関する考え方の深掘りを行っている。

・燃料デブリ取り出しに伴い発生する瓦礫類を対象に保管方法を検討している。

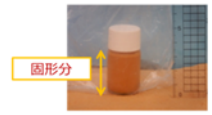
○水処理二次廃棄物の安定化、固定化技術

・処分前管理に必要となる安定化技術の一つとして、汚染拡大防止や装置の大きさの観点から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同時に溶融した固化体を作成した。また、これらの固化体について化学分析や浸出試験などの基礎データを収集し、工学規模試験に用いる組成や固化体製作条件を提示した。

・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5）。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。



貯槽D内部調査の概要（断面）



採取した実スラッジ（10mLバイアル瓶）

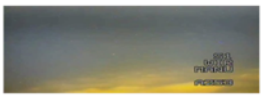

貯槽D底部のスラッジ（黄色）の沈降状況

図5 除染装置スラッジの採取

②固体廃棄物の特徴に適した先行的処理方法の抽出

・実績のある処理技術（高温処理技術及びセメント改良技術）の中から、固体廃棄物の実規模の処理に適用できる見通しのある処理技術を抽出するため、工学規模の試験装置等を用いて、必要なデータの取得及び評価を行う。その際、廃棄物への混入が想定される塩分、放射線、発熱等の処理技術への影響も評価する。

③固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術

・廃棄物の分別が確実に行えるよう、現場への適用性を踏まえ、α汚染等の測定・評価方法に係る調査・検討、それに基づく技術開発を行っている。

（3） 固体廃棄物の特徴に適した処分概念及び安全評価手法の検討

・処分概念および安全評価手法の構築に向けた情報整備として、海外の処分場の詳細調査を行う（図6）とともに、国内処分事例や固体廃棄物の特徴を考慮して、様々な事例を基に福島第一原子力発電所の固体廃棄物へ適応する場合の条件などを検討した。また、先行的処理が施された固体廃棄物の、処分時の安全評価の結果に影響を与える仕様項目を抽出する。



図6 海外処分場の詳細調査

（4） 研究開発成果の統合 廃棄物ストリームの検討

・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た。

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～）

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7）
- 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。

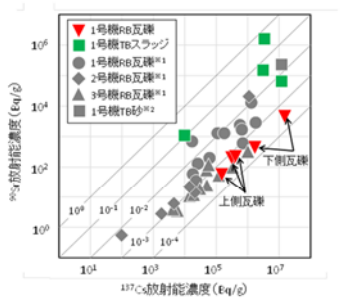
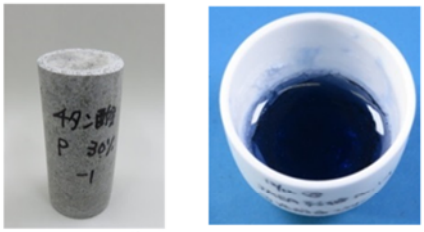


図7 瓦礫中のSr-90/Cs-137と放射能濃度比

（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8）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の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

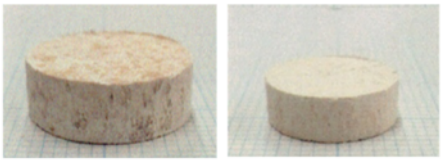

圧縮固化体　焼結固化体

図8 模擬廃棄物の各種固化体



図 A11-3　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)。

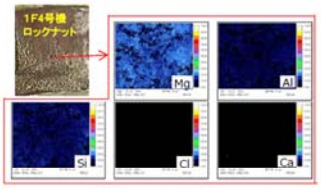
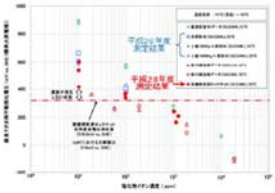


図1 1F4号機ロックナット白色体積部の成分分析結果例


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)

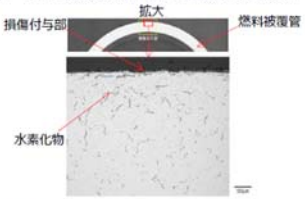
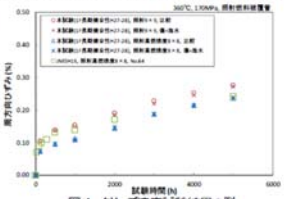


図3 水素化物析出挙動確認試験結果の例
(照射試験片,300℃,冷却速度0.04℃/h,
周方向応力70MPa,損傷付与,海水付着,瓦礫固着)


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)。

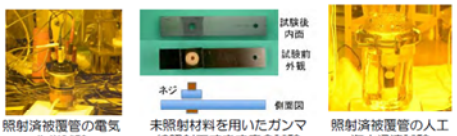


図0 ２０１２年度実施内容

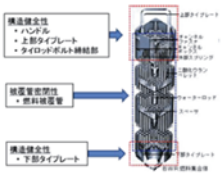
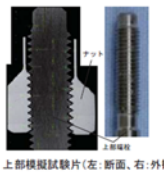


図1 1FSFP取出し燃料集合体の湿式保管時の長期健全性評価項目



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

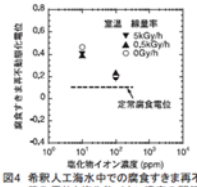


図4 希釈人工海水中での腐食すきま再不動態化電位と塩化物イオン濃度の関係

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 A11-4-(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）。

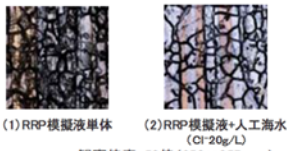


図1　高レベル廃液貯槽材料の浸漬試験片の表面観察結果

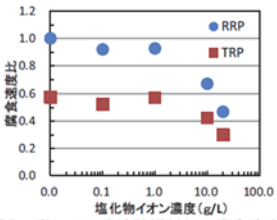
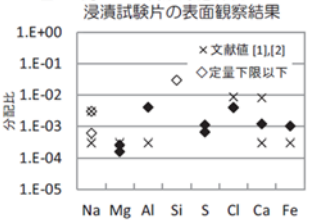


図2　高レベル廃液貯槽材料の腐食速度
（腐食速度比：不純物を含まないRRP模擬液の腐食速度を1とする）

（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連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 A11-4-(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（6．3×10^5Bq/Lから4．2×10^6Bq/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。

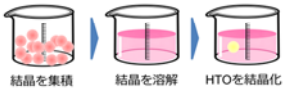


図4　ガスハイドレート法

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。

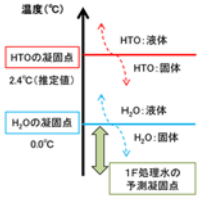


図5　晶析法

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。

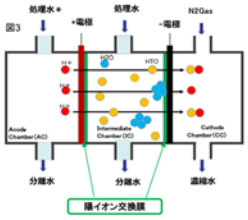


図6　電解法

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。

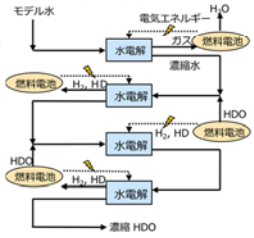


図7　燃料電池を用いた電解再結合法

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 A11-5-(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。

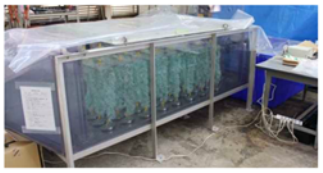


図1 吸着性能試験(吸着繊維の例)

(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)

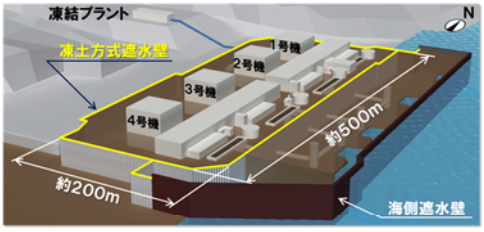
株式会社大林組(無人ボーリング技術検証)

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 A11-5-(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

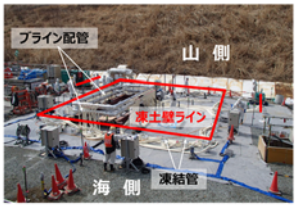


図 A11-5-(3) 凍土方式遮水壁大規模実証

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（500m^3/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 A11-5-(4)　高性能多核種除去設備（高性能 ALPS）整備実証

添付資料 12　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	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

ける「問題意識」の記載	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 13　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		
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。	経済産業省 NDF 東京電力
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
OECD/NEA プロジェクト		
BSAF	・11 か国の研究機関や政府機関が参加し、各国参加機関において過酷事故解析コードを用いた福島第一原子力発電所事故の進展、炉内の燃料デブリと FP の分布等に関するベンチマークを実施。各国参加機関による現象論のモデル化に関する知見等を活用 ・事故時の測定データや事故後の放射線量に関する情報データベースを共有	IRID JAEA 東京電力
PreADES	・燃料デブリの特徴を理解するのに役立つ知見を共有するとともに、燃料デブリのサンプリング及び取り出しの際の安全性評価の方法論を整理	JAEA IRID 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の廃炉に向けた基礎的・基盤的研究を進める観点から、溶融燃料や FP の移行挙動、燃料デブリ特性把握等のための材料科学的な解析に適した熱力学データベースを高度化・拡充	JAEA
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
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、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	・事故解析コードの高度化（米国） ・止水関連技術開発（米国） ・遠隔除染関連技術開発（英国、米国） ・内部調査技術の開発（英国、米国、フランス、ロシア） ・内燃料デブリ検知・性状把握（米国、フランス） ・燃料デブリ、構造物取り出し技術開発（米国） ・燃料デブリ収納・移送・保管技術開発（米国） ・サンプリング技術開発（英国、フランス） ・固体廃棄物処理処分技術開発（フランス）	IRID
1st International scientific and practical workshop	・チェルノブイリ原子力発電所 4 号機の新シェルター建設に伴い、今後の方針などについて説明するワークショップが開かれたため、これに参加して情報収集を行った。(2017 年 5 月)	NDF
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）	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）	経済産業省 JAEA 東京電力
第三回福島・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。（2018 年 8 月）	NDF JAEA 東京電力