

東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の
廃炉のための技術戦略プラン 2020

2020 年 10 月 6 日

原子力損害賠償・廃炉等支援機構

目次

1. はじめに	5
1.1 福島第一原子力発電所の廃炉に向けた体制・制度	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	7
1.2.2 戦略プラン 2020 の全体構成	8
2. 福島第一原子力発電所の廃炉のリスク低減及び安全確保の考え方	10
2.1 福島第一原子力発電所廃炉の基本方針	10
2.2 放射性物質に起因するリスク低減の考え方	10
2.2.1 リスクの定量的把握	10
2.2.2 リスク低減戦略	13
2.3 廃炉作業を進める上での安全確保の考え方	15
2.3.1 福島第一原子力発電所の特徴を踏まえた安全確保の基本方針	15
2.3.2 先行的な実施と得られる情報の後段での活用	17
2.3.3 作業に伴う一時的なリスクレベルの増加への対応の考え方	18
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 目標と進捗	20
3.1.2 主要な課題とそれを実現する技術戦略	21
3.2 廃棄物対策	46
3.2.1 目標と進捗	46
3.2.2 主要な課題とそれを実現する技術戦略	48
3.3 汚染水対策	52
3.3.1 目標と進捗	52
3.3.2 主要な課題とそれを実現する技術戦略	53
3.4 使用済燃料プールからの燃料取り出し	56
3.4.1 目標と進捗	56
3.4.2 主要な課題とそれを実現する技術戦略	58
3.5 廃炉の円滑な推進に向けた分析結果の活用	62
3.5.1 分析の意義と現状	62
3.5.2 主な課題と戦略	62
4. 研究開発への取組	64
4.1 研究開発の意義と現状	64
4.2 主な課題と戦略	66
4.2.1 廃炉・汚染水対策事業における研究開発管理体制の強化	66
4.2.2 今後約 10 年間を見通した研究開発中長期計画の作成	66
4.2.3 廃炉現場と大学・研究機関におけるニーズとシーズのマッチング	67
5. 技術戦略を支える取組	69
5.1 プロジェクト管理の一層の強化、廃炉の事業執行者として有すべき能力の向上	69
5.1.1 プロジェクト管理の意義と現状	69
5.1.2 主な課題と戦略	70
5.2 国際連携の強化	74
5.2.1 国際連携の意義と現状	74

5.2.2 主な課題と戦略	76
5.3 地域共生	77
5.3.1 地域共生の意義と現状	77
5.3.2 主な課題と戦略	78
略語・用語集	80
添付資料一覧	84

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	7
図 3 福島第一原子力発電所が有するリスクの低減	12
図 4 福島第一原子力発電所の主要なリスク源が有するリスクレベルの例	13
図 5 燃料デブリ取り出し設備のイメージ（試験的取り出し及び段階的な取り出し規模の拡大）	21
図 6 燃料デブリ取り出しから一時保管までのイメージ（段階的な取り出し規模の拡大）	21
図 7 X-6 ペネ 隔離部屋 構造概略図	23
図 8 X-6 ペネ エンクロージャ等 構造概略図	23
図 9 取り出し方法検討の流れ（概念図）	26
図 10 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 11 負圧管理による閉じ込め機能（気相部）の構築例	31
図 12 閉じ込め機能（液相部）の構築例	34
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）	45
図 14 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	50
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）	51
図 16 汚染水問題に関する3つの基本方針と対策	52
図 17 建屋内滞留水の全 α 測定結果[Bq/L]	53
図 18 ゼオライト等安定化検討内容	54
図 19 汚染水対策に係る主な技術課題と今後の計画（工程表）	55
図 20 1号機オペフロ崩落ガレキの状況	56
図 21 1号機 プール内燃料取り出し工法	57
図 22 2号機 プール内燃料取り出し工法	57
図 23 使用済燃料の保管状況（2020年8月時点）	58
図 24 ハンドル変形燃料16体の状況	60
図 25 プール内燃料取り出しに関する主な技術課題と今後の計画（工程表）	61
図 26 福島第一原子力発電所の廃炉に係る研究開発実施体制の概略（2020年度）	65
図 27 燃料デブリ取り出しの設計フロー（イメージ）	72
図 28 安全を基軸としたALARP（イメージ）	73
図 29 IAEA 総会のサイドイベントで登壇（2019年9月）	75
図 30 復興と廃炉の両立に向けた福島の方々への約束の例	79
図 31 原子炉建屋内構造図	83
図 32 原子炉圧力容器（RPV）内構造図	83
表 1 福島第一原子力発電所の主要なリスク源	11
表 2 固体廃棄物の保管・管理状況	49
表 3 英国における廃棄物ヒエラルキーの概念に基づく対応策	50

1. はじめに

東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所（以下「福島第一原子力発電所」という。）の廃炉に向けての全体的な取組は、2011 年 12 月に政府が策定した「東京電力㈱福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」の下で開始された。

差し迫った課題として汚染水対策や使用済燃料プールからの燃料取り出し（以下「プール内燃料取り出し」という）等を最優先に対応が行われてきたが、廃炉の貫徹に向けては、燃料デブリ取り出しのような長期にわたる取組が求められ、中長期的な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まもなく 10 年を迎えることになり、これまでの短期的な対応から、中長期的な対応を見据えた廃炉作業へのフェーズの転換が図られている。この間、事故直後に緊急を要した汚染水対策の一定程度の安定化や 4 号機のプール内燃料取り出し完了及び 3 号機のプール内燃料取り出し開始などの具体的な進展がみられるとともに、発電所内の放射線量の大幅な低減が実現されてきた。

今後は、廃炉作業の本丸である燃料デブリ取り出しに向けた具体的な対策を進めていく必要がある。2019 年 12 月に改訂された政府の「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下「中長期ロードマップ」という。）においては、燃料デブリ取り出しは、2021 年内に 2 号機から開始されることが明記された。また、東京電力ホールディングス㈱（以下「東京電力」という。）はこれを実現するための今後の廃炉全体の主要な作業プロセスとして、2020 年 3 月に「廃炉中長期実行プラン 2020」（以下「廃炉中長期実行プラン」という。）を公表した。これにより、事業者である東京電力は複雑かつ長期にわたる作業見通しの具体化や、地元や社会に対する廃炉事業の透明化を図り、主体的に廃炉に取り組む姿勢を明らかにした。

現在、東京電力において、燃料デブリ取り出しに向けたエンジニアリングが本格化しているなど、中長期ロードマップのマイルストーンの実現に向けた取組が日々行われている。「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2020」（以下「戦略プラン 2020」という。）では、中長期ロードマップにおいて示された新たなマイルストーンを踏まえ、東京電力が着実に廃炉作業を実施するために、福島第一原子力発電所の取組全体を俯瞰した中長期視点での技術戦略を提示する。戦略プラン 2020 では、廃炉中長期実行プランが策定されたこと、規模の更なる拡大に向けた燃料デブリ取り出し方法の検討に必要な要求事項の抽出、廃炉作業における安全確保の考え方の明確化、研究開発の重要性の高まりを受けた管理体制の強化などを特徴的に記載している。

なお、新型コロナウイルスによる影響に関し、東京電力は所員や作業員の感染を予防するための取組¹を進めている。この結果、2020年9月末現在、福島第一原子力発電所において感染者は発生していない。今後も国内外の状況等を踏まえ、新型コロナウイルス対策を十分考慮した事業推進方策について検討する必要がある。特に、万が一感染者が発生した際の対応など、廃炉事業の継続性を確保する取組が望まれる。

1.1 福島第一原子力発電所の廃炉に向けた体制・制度

廃炉作業の中長期を見据え、各課題への対応を計画的に実施し廃炉作業を着実に進めていくため、東京電力は2020年4月から廃炉作業の管理体制を強化し、プロジェクト型組織への転換を行った。また、資金面においては、当面の廃炉作業を確実なものとしていくため、2017年10月から原子力損害賠償・廃炉等支援機構による廃炉等積立金管理業務が実施されている。当該管理業務は、毎年度、①NDFが定め、経済産業大臣が認可した廃炉の適正かつ着実な実施に要する金額を東京電力がNDFに積み立て、②NDFと東京電力が共同で作成し経済産業大臣が承認した「廃炉等積立金の取戻しに関する計画」（以下「取戻し計画」という。）に基づいて、東京電力が廃炉等積立金を取り戻し、廃炉を実施していくものである（図1）。

この業務の下では、NDFは、①廃炉に係る資金についての適切な管理、②適切な廃炉の実施体制の管理、③廃炉等積立金制度に基づく着実な作業管理等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、役割や責任が課せられている。NDFは「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」（以下「戦略プラン」という。）を踏まえて作成した「廃炉等積立金の取戻しに関する計画の作成方針」（以下「取戻し計画作成方針」という。）により、取戻し計画に盛り込むべき作業目標及び主要作業を東京電力に対して提示し、取戻し計画を東京電力と共同で作成する過程で東京電力の取組内容について地域共生も見据えたプロジェクト遂行の観点から妥当性の評価を行っている（図2）。

このような制度の運用も含め、福島第一原子力発電所の廃炉に直接的に関係する機関として、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4章、地域住民・社会との双方向対話に関しては5章で詳述する。

¹ 東京電力、「福島第一原子力発電所における新型コロナウイルス対策について」、
・ <https://www.tepco.co.jp/decommission/common/images/20200702.pdf>
・ <https://www.tepco.co.jp/decommission/common/images/20200730.pdf>
・ https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2020/2h/rf_20200807_2.pdf

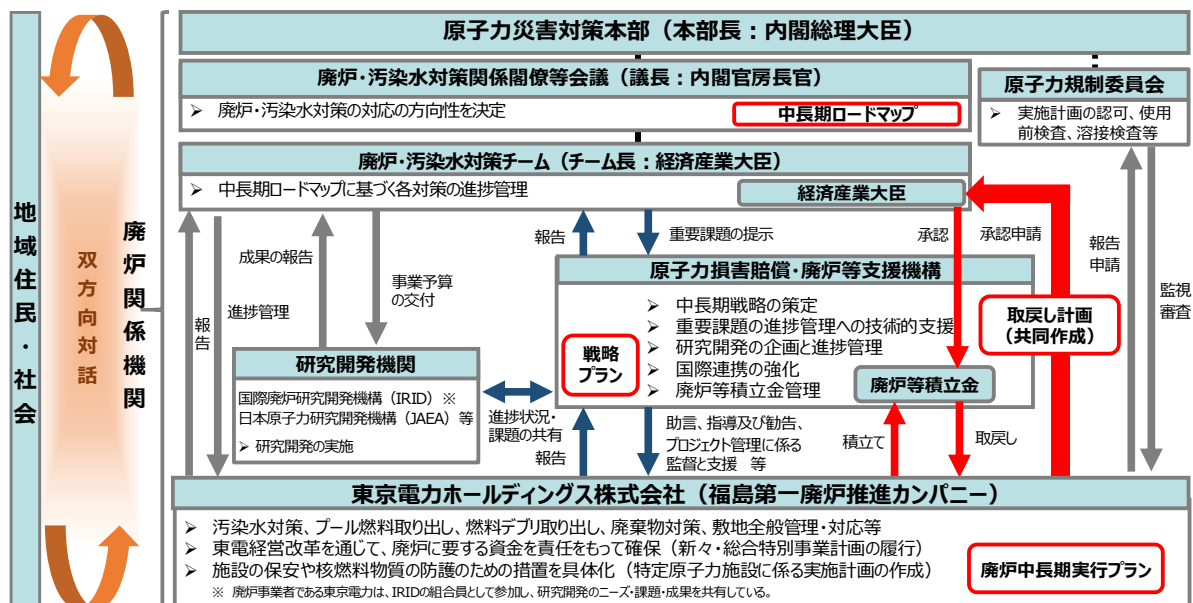


図1 福島第一原子力発電所の廃炉に係る関係機関等の役割分担

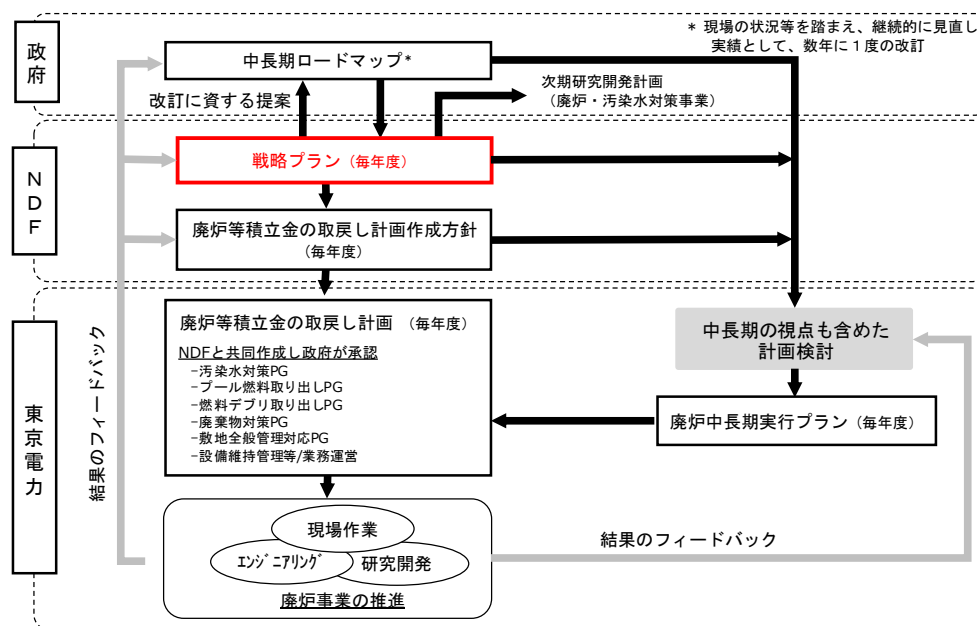


図2 廃炉等積立金制度を踏まえた戦略プランの位置付け

1.2 戦略プランについて

1.2.1 戦略プランの位置付け

NDFでは、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及び原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ」の目標達成に資すること、並びに取戻し計画作成方針に根拠を与えることを目的として、戦略プランを2015年以降毎年取りまとめている（添付資料1）。また、戦略プランは、廃炉中長期実行プランの毎年の改訂に技術的な観点から影響を与えることになる。

戦略プラン 2020 では、昨年末の中長期ロードマップの改訂を受け、新たな目標工程に沿って事業者が廃炉作業を着実に実施するために、福島第一原子力発電所の取組全体を俯瞰した中長期視点での技術戦略を提示する。特に、難易度が高い作業である燃料デブリ取り出しが至近に迫っており、この実現のためにも、政府、NDF、東京電力、研究機関等の役割は一層大きくなっており、本書ではこれらの観点も意識した記載としている。

1.2.2 戦略プラン 2020 の全体構成

戦略プラン 2020 は、5 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、これまでの短期的な対応から、中長期的な対応を見据えた廃炉作業へのフェーズの転換が図られており、また、廃炉中長期実行プランの作成・公表など東京電力における燃料デブリ取り出しに向けたエンジニアリングが本格化していることを述べた。

2 章（福島第一原子力発電所の廃炉のリスク低減及び安全確保の考え方）では、リスクの低減及び安全確保の考え方としての福島第一原子力発電所廃炉の基本方針を示すとともに、リスク低減戦略を遂行するに当たって、当面の目標、リスク低減の基本的考え方、優先順位の考え方、また、安全確保の考え方として、先行的な実施と得られる情報の後段での活用、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、プール内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、これに向けた現在の進捗状況と、目標を達成する上での主要な課題とそれを実現する技術戦略をそれぞれ述べている。さらに、これら 4 分野の推進にあたり、分析結果の活用が共通的に重要な意味を持つことから、分析の意義と現状並びに課題と戦略について特筆している。

3 章のうち 3.1 節（燃料デブリ取り出し）では、初号機である 2 号機における燃料デブリの試験的取り出し及び段階的取り出し規模の拡大を行うにあたり、これまでに得られた経験や研究開発を踏まえた留意点を述べている。また、取り出し規模の更なる拡大を行うにあたり、取り出し方法の検討の流れを概念図として示すとともに、その重要な要求事項（境界条件）の考え方を記載している。

3 章のうち 3.2 節（廃棄物対策）では、固体廃棄物の処理・処分の基本的考え方に従い、戦略プラン 2021 から順次提示する廃棄物処理・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、汚染水対策における新たな目標や建屋内滞留水処理の進捗に伴いゼオライト土嚢などの課題を示すとともに、燃料デブリ取り出し作業開始以降における原子炉建屋の汚染水対策について、取組の方向性を提示している。

3 章のうち 3.4 節（使用済燃料プールからの燃料取り出し）では、プール内燃料取り出しにおける新たな目標や各号機の状況に応じた適切かつ具体的な作業計画について言及するとともに、取り出した燃料を構内で適切に保管を行うために必要な容量確保に関する取組の方向性や、プール内燃料の長期的な健全性の評価等の将来の処理・保管方法の決定に向けた取組の方向性を提示している。

3 章のうち 3.5 節（分析）では、分析体制や分析施設の構築・整備の重要性や分析を各プロジェ

クトの上位概念として位置づけることなど、廃炉を進める上で分析結果がもたらすその意味合いについて述べるとともに、分析の全体戦略等の早期着手の必要性を記載している。

4章（研究開発への取組）では、3章で示した個別の研究開発を、研究開発全体として中長期を見据えた記載とし、政府、事業者及び関連する研究機関に期待される取組について取りまとめるとともに、廃炉・汚染水対策事業における研究開発管理体制の強化、研究開発中長期計画の作成など研究開発の加速に向けた今後の取組の方向性等について提示している。また、中長期的観点から、廃炉現場と大学・研究機関間のニーズとシーズのマッチングや基礎研究拠点・研究開発基盤の構築などにおける JAEA を中核とした各者の役割や、基盤的な研究開発の重要性について述べている。

5章（技術戦略を支える取組）はプロジェクト管理の一層の強化、廃炉の事業者として有すべき能力の向上、国際連携の強化、地域共生の分野ごとに意義と現状及び主な課題と戦略についてそれぞれ述べている。

5章のうち 5.1 節（プロジェクト管理の一層の強化、廃炉の事業者として有すべき能力の向上）では、3章に述べた技術的検討のみならず、廃炉中長期実行プランの策定の意味合い、プロジェクト管理の一層の強化、特に安全確保に向けた「安全とオペレータ視点」の充実、オーナーズ・エンジニアリング能力の向上の他、人材の育成・確保について述べている。

5章のうち 5.2 節（国際連携の強化）では、国内外の英知の結集を図るため、海外のレガシーサイト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。

5章のうち 5.3 節（地域共生）では、長きにわたる福島第一原子力発電所の廃炉を継続的に実施していくためには、「復興と廃炉の両立」の大原則の下、地域の復興とともに歩む廃炉を目指していかなければならないことを踏まえ、東京電力を中心に関係機関が連携して取り組んでいく際の考え方について記載している。

2. 福島第一原子力発電所の廃炉のリスク低減及び安全確保の考え方

2.1 福島第一原子力発電所廃炉の基本方針

＜福島第一原子力発電所廃炉の基本方針＞

事故により発生した通常の原子力発電所にはない放射性物質に起因するリスクを継続的、かつ、速やかに下げること

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

しかしながら、福島第一原子力発電所では、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。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 放射性物質に起因するリスク低減の考え方

2.2.1 リスクの定量的把握

「リスク」という用語は分野・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大きさ（リスクレベル）を表現するため、英国原子力廃止措置機関（以下「NDA」という。）が開発した Safety and Environmental Detriment（以下「SED」という。）をベースとした手法を用いる。SED で表すリスクレベルは以下の計算式で与えられる。

SED で表すリスクレベル = 「潜在的影響度」×「管理重要度」

ここで潜在的影響度とは、事象の影響度（リスク源の放射性物質が人体に取り込まれた場合の内部被ばくの影響度）の指標であり、リスク源に含まれる放射性物質の量（放射性物質が有する毒性）であるインベントリと、リスク源の形態やリスク顕在化までの余裕時間に依存する係数の積で定義される。管理重要度とは、事象の起こりやすさの指標であり、施設の健全性等やリスク源の梱包・監視状態等に依存する係数で定義される（添付資料 3）。

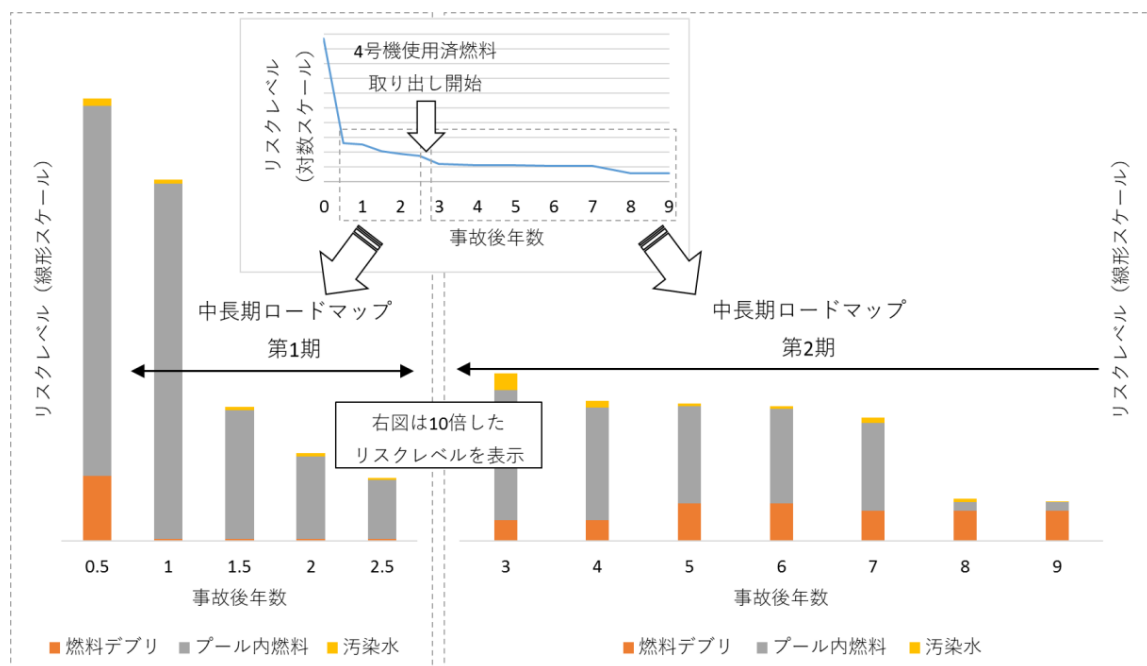
福島第一原子力発電所の主なリスク源をまとめると表 1 となり、これらのリスク源の総和としての福島第一原子力発電所のリスクは図 3 に示すとおりであり、さらに各リスク源が有するリスクレベルの現時点の状況を「潜在的影響度」と「管理重要度」を軸として表現すると図 4 となる。

中長期ロードマップでは、これらリスク源への対処に関して①相対的にリスクが高く優先順位が高いもの（建屋内滞留水やプール内燃料）、②直ちにリスクとして発現するとは考えにくいが拙速に対処した場合にかえってリスクを増加させ得るもの（燃料デブリ）、③将来的にもリスクが大きくなるとは考えにくいが廃炉工程において適切に対処すべきもの（除染装置スラッジなどの固体廃棄物）の 3 つの基本分類を用いており、優先順位を付けて最適な対策を実施している。

表 1 福島第一原子力発電所の主要なリスク源

燃料デブリ		1～3 号機の原子炉圧力容器 (RPV) /原子炉格納容器 (PCV) 内の燃料デブリ
使用済燃料	プール内燃料	1～3 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、1～3 号機建屋底部の α 核種含有スラッジ
	ゼオライト土嚢	プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋地下階に設置されたゼオライト入り土嚢
	溶接型タンク内貯留水	溶接型タンク内に保管されているストロンチウム処理水、処理済水
	フランジ型タンク内残水	フランジ型タンク底部に残っている濃縮塩水、処理済水の残水
水処理 二次廃棄物	吸着塔類	セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、第三セシウム吸着装置、高性能多核種除去設備、モバイル型ストロンチウム除去装置、第二モバイル型ストロンチウム除去装置、モバイル式処理装置の使用済吸着材等
	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
	除染装置スラッジ	除染装置の運転に伴って発生した凝集沈殿物
	濃縮廃液等	濃縮塩水を蒸発濃縮装置でさらに濃縮減容した濃縮廃液及び濃縮廃液から収集した炭酸塩スラリー
ガレキ等	固体廃棄物貯蔵庫	固体廃棄物貯蔵庫内に収納されているガレキ類（30 mSv/h 超）
	覆土式等	覆土式一時保管施設、容器収納にて保管されているガレキ類（1～30 mSv/h）、一時保管槽にて保管されている伐採木

	屋外集積等	屋外シート養生にて保管されているガレキ類 (0.1~1 mSv/h)、屋外集積にて保管されているガレキ類 (0.1 mSv/h 未満)、屋外集積にて保管されている伐採木
建屋内汚染構造物等		原子炉建屋、PCV/RPV 内で、事故により飛散した放射性物質により汚染された構造物・配管・機器等及び事故以前の運転時の放射化物



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

図3 福島第一原子力発電所が有するリスクの低減

福島第一原子力発電所の主要なリスク源は表1のとおりであるが、廃炉作業全体を長期的に見据えた場合には事故前から存在する廃棄物や、潜在的影響度が必ずしも高くはないが、十分に安定管理されていないものが存在する。戦略プラン2019からは、これらについても提示しているところであり、特にこれまで明示的に検討の対象としていなかったリスク源を収納する設備については、地震、津波、雨水などの外部事象を考慮した調査・検討を進めている（添付資料4）。



図 4 福島第一原子力発電所の主要なリスク源が有するリスクレベルの例

2.2.2 リスク低減戦略

2.2.2.1 リスク低減戦略における当面の目標

リスク低減対策としては、「潜在的影響度」を低減する方法と、「管理重要度」を低減する方法がある。「潜在的影響度」を低減させる例は、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る。汚染水を処理して二次廃棄物にすることは形態変化の例である。

「管理重要度」を低減させる例としては、プール内燃料の共用プールへの移動、屋外に保管しているガレキ等を貯蔵庫に収納することなどがある。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 節参照）を基本方針とする福島第一原子力発電所の廃炉は、まずはリスク源をより健全な施設においてより安定的に管理することで管理重要度を下げる取組であり、図 4 の「十分に安定管理されている領域」（水色の領域）に持ち込むことを当面の目標とするものである。

なお、SED は放射性物質に起因するリスクの現状を定量的に示したものであり、これはリスク源の対策の優先順位を判断する際に有効な手法である。一方、リスク対策を進める際には、オペレーションの実施に伴う放射性物質によるリスクの発現を抑えるため、エンジニアリングによる対策を講じていくことが必要である。表 1 について、昨年からの変更としてゼオライト土嚢を追

加²しており、これは事故後の汚染水対策の一環として設置されたもので、建屋内滞留水処理の過程で 2019 年 12 月に高線量状態で存在することが判明したものである(3.2 項 汚染水対策参照)。表中の建屋内滞留水に比較して、建屋壁を通じて漏えいしにくい形態であることから「管理重要度」は水色の領域に近いところとなる。また、フランジ型タンク内残水は、その処理が進展したことから、潜在的影響度は低減している。

2.2.2.2 外部事象に対するリスクの検討の方向性

前項において、SED の考え方に基づき、「潜在的影響度」及び「管理重要度」の指標を用いた福島第一原子力発電所の主要なリスク源として図 4 を示しているが、地震、津波などの外部事象に起因するリスク³について、どのように見積もり、評価をしていくかが今後の課題である。「潜在的影響度」及び「管理重要度」の定義（添付資料 3）では、外部事象の発生頻度や影響結果については必ずしも十分に考慮されていない。そのため、SED の考え方を補完する形で、地震及び津波に対する設備の耐震性及び設置高さ等を考慮し、確率論的な考え方も取り入れ、東京電力において進めているサイト全体のリスク管理を合わせて検討していくことが重要となる。その際には、①優先度の高い外部事象である地震、津波、汚染水の発生源となる降雨を重点的に実施、②直接閉じ込め等を行う設備の耐震性、故障率、位置情報などを一括したデータベースの整備、③外部事象が影響を及ぼすシナリオ分析及び被ばく見積もりの評価の充実などを考慮していくことが必要である。

2.2.2.3 リスク低減における基本的考え方

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

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

（5 つの基本的考え方）

- 安全 放射性物質によるリスクの低減並びに労働安全の確保
 （検討例：放射性物質の閉じ込め（環境への影響）、作業員の被ばく、リスク低減効果）

² 戦略プラン 2019 では、ゼオライト土嚢を主要なリスク源を除いた放射性物質を含むリスク源として抽出していたが、戦略プラン 2020 では主要なリスク源に追加

³ 東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ（原子力規制庁 2020 年 3 月）において外部事象等への対応として、耐震、津波、雨水等が挙げられている。

- 確実 信頼性が高く、柔軟性のある技術
(検討例：要求事項への適合性、効果、不確かさに対する柔軟性)
- 合理的 リソース（ヒト、モノ、カネ、スペース等）の有効活用
(検討例：廃棄物発生量の抑制、コスト、効率性、作業エリア・敷地の確保)
- 迅速 時間軸の意識
(検討例：燃料デブリ取り出しへの早期着手、燃料デブリ取り出しにかかる期間)
- 現場指向 徹底的な三現（現場、現物、現実）主義
(検討例：作業性（環境、アクセス性、操作性）、保守性（メンテナンス、トラブル対応）)

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

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

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

2.3 廃炉作業を進める上での安全確保の考え方

2.3.1 福島第一原子力発電所の特徴を踏まえた安全確保の基本方針

事故炉である福島第一原子力発電所の廃炉は、通常炉と異なる特殊な環境のなか行われる未経験の取組であることから、その安全確保に当たって以下の安全上の特徴（特殊性）を十分認識する必要がある。

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

そのため、廃炉事業執行者である東京電力は、廃炉作業を進めるに当たって、5 つの基本的考え方から作業を検討するなかで、以下の点に特に留意が必要である。

第一に、「安全」に関して、放射性物質や閉じ込め障壁の状況等に大きな不確かさがあり、かつ、その不確かさを低減するための現場アクセスや計装装置設置も制約されている状況で、非定型、非密封の大量の放射性物質を不完全な閉じ込め状態で扱うことになる。このため、幅広い可能性（ケース）を想定して、それらについて確実に安全確保が可能であることの確認を、全ての検討の起点とすることが必要である。同時に、「安全」に関して、作業期間全体にわたるリスク低減を考えて作業期間を長期化させないことが重要であり、そのために過剰な安全対策を避け、最適な安全対策を講じること（ALARP⁴）が必要である。「安全」に関するこのような視点（安全視点）を廃炉作業の検討に反映することが重要である。

第二に、「現場指向」に関して、

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

等から、実際の現場の情報を適確にエンジニアリングに反映することが不可欠であり、そのために実際に現場（運転操作、保全、放射線管理、計装、分析等）で作業を担う現場を熟知した人・組織（オペレータ）の目線、感覚を大切にし、現場を直視した着眼や判断等（オペレータ視点）が重要である。

プロジェクトにおける廃炉作業の実際の検討に当たっては、事業執行者である東京電力がその作業に対する「要求事項」を予め明確に定め、その実現に向けた具体的な安全対策の検討を行う。その際には、福島第一原子力発電所の廃炉の特徴（特殊性）に対応するために、「安全視点」、「オペレータ視点」を反映することが基本である。具体的には、「安全視点」、「オペレータ視点」を考慮して要求事項を定め、要求事項を満足する作業について、改めて2つの視点も考慮して、具体的な安全対策を選択する。廃炉作業の検討に当たっては、検討の各段階において「安全視点」、「オペレータ視点」に十分に留意する必要がある。

なお、不確かさが極めて大きな廃炉作業では、要求事項を予め明確に定めることが困難な場面が多い。その場合でも、後述する「先行的な実施と得られる情報の後段での活用」や「イタレーション型⁵のエンジニアリング」を十分に活用し、柔軟かつ迅速に廃炉作業を進める必要がある。

2.3.1.1 安全評価を基本とした判断最適化と廃炉対応における適時性確保

リスク低減に向けた廃炉作業を進める上で、燃料デブリ取り出しなど技術的に難易度が高く、大きな不確かさを有し、かつ多量の放射性物質を取り扱う作業において、適切な安全対策を施し安全を確保することが最も重要であり、「安全視点」をもって廃炉作業を進める必要がある。

具体的には、廃炉各作業の安全対策を検討する際には、安全の評価を尽くし、必要な安全が確保されていることを確認したうえで、5つの基本的な考え方に基づいた判断を行うことが基本となる。前例がなく、かつ不確かさが大きい福島第一原子力発電所の廃炉作業において、十分に検討された安全評価を安全対策に関する判断の基本とすることで、安全対策に関する判断が大きく

⁴ As Low As Reasonably Practicable の略。放射線影響を合理的に実行できる限り低くしなければならないというもの。

⁵ ある結果を基に次の結果を求め、これを繰り返すことによって次第にエンジニアリングの完成度を高めていくやり方

振れることなく（寡少又は過剰なリソース投入を行うことなく）、必要かつ十分に合理的に実行可能な安全対策が実現できる（安全評価を基本とした判断最適化）。

また、福島第一原子力発電所の廃炉に固有な「安全視点」として、遅滞ない廃炉作業進捗の重要性（時間軸を意識した対応の重要性）があげられる。既に顕在化している高い放射線影響、さらには閉じ込め障壁等の更なる劣化の可能性を考慮すると、中長期的な視点で見た場合には、遅滞ない廃炉作業の進展が廃炉全体の安全確保に大きく貢献する。そのため、ヒト、モノ、カネ等のリソースに一定の裕度を持ち、放射線影響が低く安定した通常炉の安全確保とは異なり、特に、安全が確保されていることを前提として、時間軸を意識した遅滞ない廃炉作業の進展とリソース投入を、全体バランスとの関係を踏まえ、合理的に判断することが求められる（廃炉対応における適時性確保）。

2.3.1.2 「オペレータ視点」を取り込んだ安全確保

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

また、安全確保に当たって通常炉と違った以下のような観点からも「オペレータ視点」が重要性をもつ。

- ・ 運転操作を含めた運用による設計の補完：
大きな不確かさゆえに、全ての状況に設計だけで対応することには限界がある。このため運用段階で取得した情報を次段階の設計に活かしていくことをはじめ、操作者による対応や現場運用で設計を補い、運用とトータルで安全を高めることが有効である。
- ・ 監視、分析等による情報の設計での活用：
大きな不確かさへの対応として、監視、分析等といった現場運用で得られる情報を安全対策の設計に活用していくことが重要である。なお、活用には監視、分析等から得られる情報を計算評価等と連携させ、総合的な利用を図る視点が重要である。
- ・ 異常時の対応：
異常の未然防止に万全を図ることが基本ではあるが、万一の異常発生時の備えとして、異常の進展は緩やかで対応の時間的余裕が大きいという特徴を考慮した現場対応が有効である⁶。

2.3.2 先行的な実施と得られる情報の後段での活用

事故炉である福島第一原子力発電所の現場状況には大きな不確かさが存在する。このようななか燃料デブリ取り出し等の大掛かりな作業について、作業全体を設計しようとする、極めて大

⁶ 福島第一原子力発電所は事故後長時間が経過しており、放射性物質放散の駆動力となる内在エネルギー（崩壊熱）が小さい。そのため、一般的に、異常の進展は緩やかで、対応の時間的余裕が大きいという特徴がある。

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

一方で、現状既に放射線レベルが高い環境下にあること、閉じ込め障壁等の更なる劣化、今後の大きな自然事象（地震や津波等）の発生の可能性等を考慮すると、リスク状態の改善と不確実性の縮小を出来るだけ急ぐことが求められる。このため、作業を幾つかの段階に分けた上で、実地的な安全の確保を保証できる「最初の段階の作業」に取り組み、そこで得られた情報を次の段階に展開するという「逐次型の取組」が重要となる。この取組方式⁷では、各段階の作業において、炉内部の状態監視、操作の制限、機動的な対応等⁸によって安全を確保した上で作業を進め、作業によって得られた情報を次段階の作業の設計に活用することで、次段階の作業の不確かさを低減し、安全確保の信頼性向上と設計の合理化を図ることができる。

東京電力は、このような取組方式を実際のエンジニアリングやプロジェクト管理にすみやかに導入していく必要がある。この取組方式の中で得られる上手くいった経験や上手くいかなかった経験を実績として積み上げていくことが重要である。それにより、廃炉を着実に進展させることにつながり、中長期的なリスク低減の観点から福島第一原子力発電所の廃炉における安全確保に資することになる。

2.3.3 作業に伴う一時的なリスクレベルの増加への対応の考え方

廃炉作業は、中長期的な観点から速やかなリスク低減を目指すものであるが、作業に伴って一時的にリスクレベルが変化することや、作業員の被ばく量が増加する可能性について慎重に考慮する必要がある。廃炉作業は、リスクを有しつつも一定の安定状態にある現状に対して何らかの操作を加えることであるため、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な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・抑制する措置を講ずることが重要であり、特に作業員の放射線安全は ALARA の考え方（被ばくを合理的に実行できる限り低くすること）に沿って確保するなど、周到的な準備を施した上で作業を行うことで作業中のリスクレベルの増加を可能な限り抑えなければならない。

なお、廃炉作業の実施が過度に遅れる場合には、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、準備や作業にかかる時間、コスト、作業員被ばくの制限等の種々の制約条件をも考慮に

⁷ セラフィールドの廃止施設等、英国でも用いられており、リード・アンド・ラーン（Lead & Learn）と呼ばれている。

⁸ 例としては、臨界防止の観点から、実現可能な範囲での核計装を設置する、デブリ加工量を制限する、放射性ダスト濃度の管理値を定めて作業を規制する、などの措置を講ずること等。

入れた上で、なるべく早い実施を実現するための慎重で総合的な判断を行うこととなる（添付資料 5）。

本章で述べた福島第一原子力発電所の廃炉のリスク低減及び安全確保の考え方は、関係者のみならず地域の皆様からの幅広い理解を得ながら進める必要がある。このため、地域の皆様、政府（経済産業省、原子力規制委員会）、NDF、東京電力などは、それぞれの立場を踏まえ、安全確保の考え方に基づくリスク低減を目指し、連携していくことが必要である。その際に、廃炉作業によってサイト全体のリスク低減がどのように継続的に進んでいるか等について、幅広い方々にとって分かりやすいリスクの継続監視の仕組みを整えることが重要である。NDF と東京電力では、このような仕組みについても検討しているところであり、東京電力において将来的にこのような仕組みを導入していくことが重要である。

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 目標と進捗

（目標）

- (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) 燃料デブリ取り出しの初号機である 2 号機で試験的取り出しに 2021 年内に着手し、段階的な取り出し規模の拡大など一連の作業を迅速に開始することで、その後の取り出し規模の更なる拡大に向けて必要な情報・経験を得る（燃料デブリ取り出しの対象については添付資料 6）。
- (3) 取り出し規模の更なる拡大については、初号機の燃料デブリ取り出し、内部調査、研究開発（廃炉・汚染水対策事業、東京電力自主事業）、現場環境整備等に関する進捗を見極めつつ、収納・移送・保管方法を含め、その方法の検討を進める。

（進捗）

中長期ロードマップにおいては、燃料デブリ取り出しの初号機は 2 号機とし、2021 年内に試験的取り出しに着手し、その後、段階的な取り出し規模の拡大に向けた作業を進めるとしている。試験的取り出しについては、PCV 内部に通じる既存の開口部から取り出し装置を投入し行う。東京電力は廃炉中長期実行プランにおいて 2031 年までの作業工程を示し、これに従い取組を進めている。

①1 号機

2020 年度下期から、潜水機能付ボート型アクセス調査装置（水中 ROV）を PCV 内に投入し、ペDESTAL 外底部に広く存在している堆積物の分布状況や堆積物内部の燃料デブリの有無や状況、ペDESTAL 内部の構造物状況を調査し、PCV 内部の更なる詳細な情報を把握する計画である。この調査開始に向け、X-2 ペネトレーション（以下「X-2 ペネ」という。）内扉の開孔作業時のダスト濃度変化を踏まえ、ダスト拡散抑制対策及びダスト濃度監視を行いながら、PCV 内の干渉物の除去等を進めている。

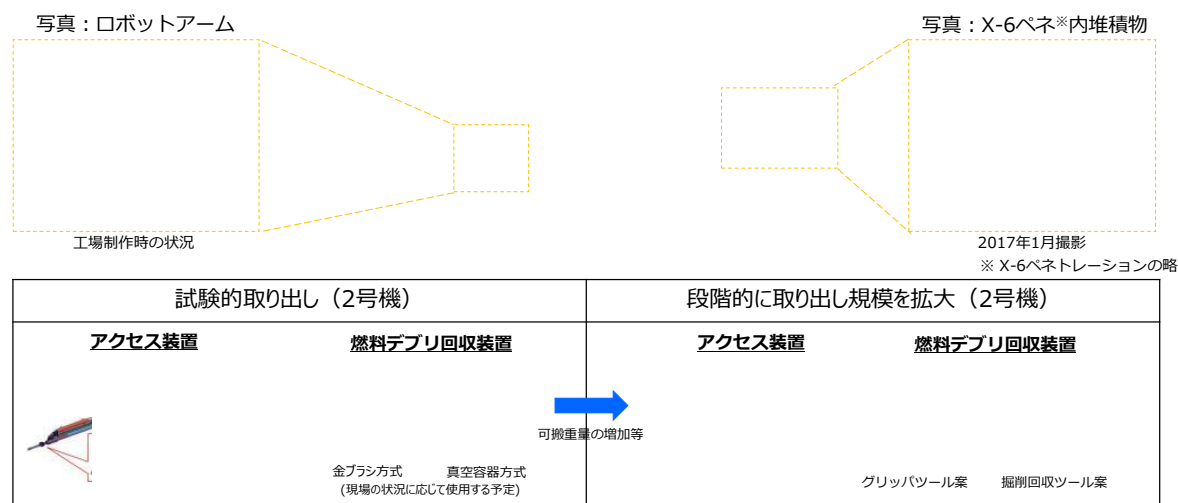
②2 号機

2021 年内の試験的取り出し及び PCV 内部調査開始に向け、アーム型のアクセス調査装置（ロボットアーム）を製作中であり（図 5）、ダスト拡散抑制対策について検討中である。

段階的な取り出し規模の拡大に向けた計画も進めており、取り出し装置は、試験的取り出し及び PCV 内部調査装置の仕様を踏襲しつつ、可搬重量の増加やアクセス性を向上するなどの改良を行う計画である。取り出した燃料デブリは受入／払出セルまで構内移送され、一時保管設備に保管する。また、分析のために受入／払出セルで燃料デブリを一部分取り、分析施設に移送する計画である。現在、取り出し装置、受入／払出セル、一時保管設備を設計中である（図 6）。

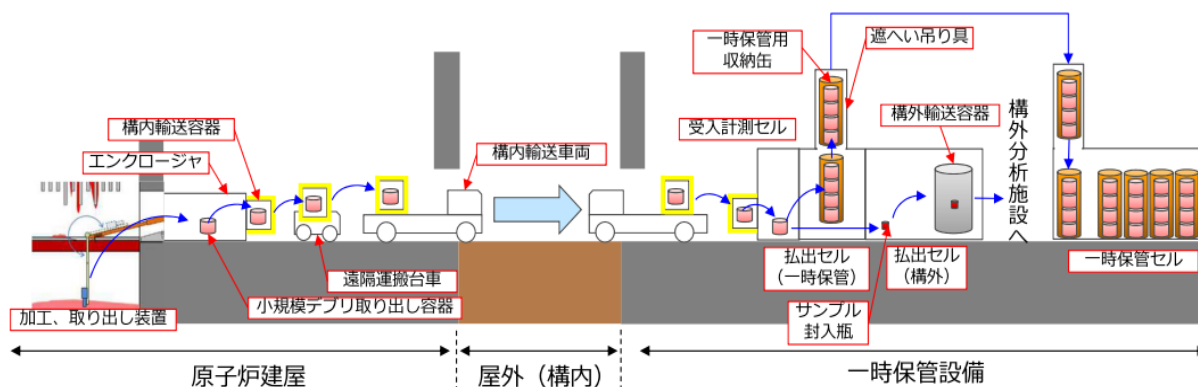
初号機の燃料デブリ取り出しというこれまで未経験の取組に対し、NDF は東京電力におけるエンジニアリングの進捗に応じて、装置の現場適用性の確認や安全システムの改造内容に関する検

討結果等を安全、確実、合理的、迅速、現場指向の視点で確認することを検討している。



（東京電力資料を NDF にて加工）

図 5 燃料デブリ取り出し設備のイメージ（試験的取り出し及び段階的な取り出し規模の拡大）



（東京電力資料を NDF にて加工）

図 6 燃料デブリ取り出しから一時保管までのイメージ（段階的な取り出し規模の拡大）

③3号機

3号機については、PCV 内の水位が高いため、サプレッションチェンバ（以下「S/C」という。）の耐震性向上や PCV 内部調査を行うことを念頭に、段階的に PCV 水位を低下する計画である。S/C 内包水は放射能濃度が高い可能性があり、S/C の水質に応じた対応が必要となる。このため、PCV 取水設備の設計や工事及び水処理計画を行うにあたり、S/C 内包水を採取し、水質を把握する作業を開始している。

3.1.2 主要な課題とそれを実現する技術戦略

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

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

試験的取り出しについては、PCV 内の状況把握が限定的であり、ロボットアームの開発や堆積物、干渉物の除去に不確実性及び難しさがある。そのため、現場を模擬したモックアップ試験を行うことがオペレータ視点からも重要であり、十分に安全性や現場適用性を確認し、着実に進めていく必要がある。特に、モックアップ試験については、現場の厳しい環境を模擬することが重要である。さらに、模擬できない部分を明らかにするとともに、その実機適用時の対応方策について十分な準備を整えることが必要である。

また、東京電力は強化したプロジェクト管理体制の下、これまでの経験等から得られた①～③の留意点を踏まえ、エンジニアリングを主導的に推進していくことが重要である。

NDF は、東京電力が進めるエンジニアリングのスケジュールに基づいて、アクセス装置の現場適用性、安全システム改造に関する検討結果、乾式保管の安全評価等の確認ポイントを予め設定し、安全、確実、合理的、迅速、現場指向の視点で研究開発成果、エンジニアリング成果、現場作業の進捗の確認を行っていく。

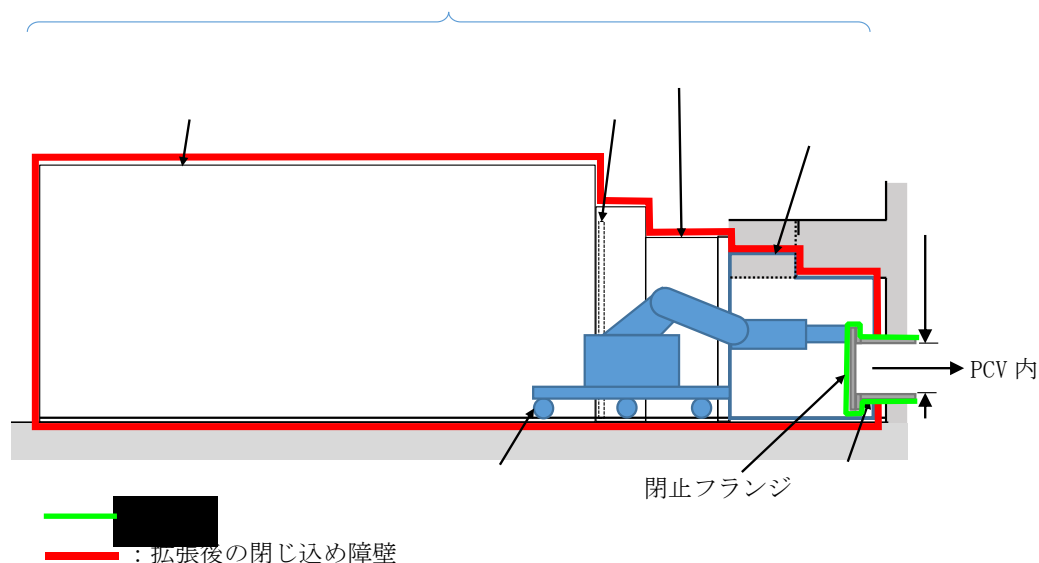
2 号機において、2021 年内の試験的取り出し及び同一のロボットアームを使った PCV 内部調査の開始に向け検討を進めているが、安全が最重要であるということを再度認識し、工程については安全の確保を確認したうえで検討を進めることが重要である。さらに、今般の世界的な新型コロナウイルスの蔓延に伴う技術者や技能者等の出勤制限等により、従来に比較して計画的な作業が難しい状況が想定されることから、より一層、慎重かつ細心の注意を払い、安全の確保を行う必要がある。

従来の PCV 内の調査は、X-6 ペネトレーション（以下「X-6 ペネ」という。）閉止フランジ部に直径 115mm の開口を設け、隔離弁等で気密性を維持した状態で実施してきた。今後の試験的取り出し及び PCV 内部調査においては、ダスト拡散抑制のため PCV 圧力を大気圧に近い均圧状態にまで低減して行う。作業は、X-6 ペネのフランジを開放し、従来より大きな開口（X-6 ペネ内径約 550mm）を利用し、これを通じてアーム型アクセス調査装置を出し入れし、PCV 内の燃料デブリを外へ取り出すことを行う。この作業では、従来の閉じ込め障壁の位置が X-6 ペネの閉止フランジ部であったものから、X-6 ペネ開放作業時に設置する隔離部屋（ロボット搬入部屋等から構成）（図 7）や新たに設置するエンクロージャ（アーム型アクセス調査装置等を内包）（図 8）に拡張することになる。これは、規模は小さいながらも、PCV に新たな開口を設けて、PCV 外側に閉じ込め障壁を拡張するという今後の取り出し作業の基本的な現場構成の形であり、新たな段階に入る取組である。この取組によって得られる情報は、今後の作業に反映していくことになる。

X-6 ペネの閉じ込め障壁を拡張する際には、現状維持されている閉じ込め障壁機能を維持するために、代替装置の設置等により、機能維持を行いながら X-6 ペネの開放を行う必要がある。開放装置や現状維持されている閉じ込め障壁機能を引き続き維持するための隔離機構、これら装置類の遠隔操作による設置等、難易度が高い検討が必要となる。X-6 ペネの開放作業では、装置等の設置時に X-6 ペネ周囲を隔離部屋で覆う計画である。このように X-6 ペネの開放は、閉じ込め障壁機能の維持に係る作業であり、特に安全に十分に配慮した検討を行う必要があり、その実施に向け、より慎重、丁寧に準備と検証や訓練を行う必要がある。

X-6 ペネの開放後の干渉物撤去や試験的取り出し及び PCV 内部調査については、現場から得られる X-6 ペネ内の情報や変化する現場の状況等に基づき実施する必要がある。実際に得られた PCV 内の干渉物や内部状況により、干渉物撤去や試験的取り出し及び PCV 内部調査の順序や方法は、その時の確認結果により変更となる可能性もあることから、これら作業については一体の作業として検討を行っていく必要がある。

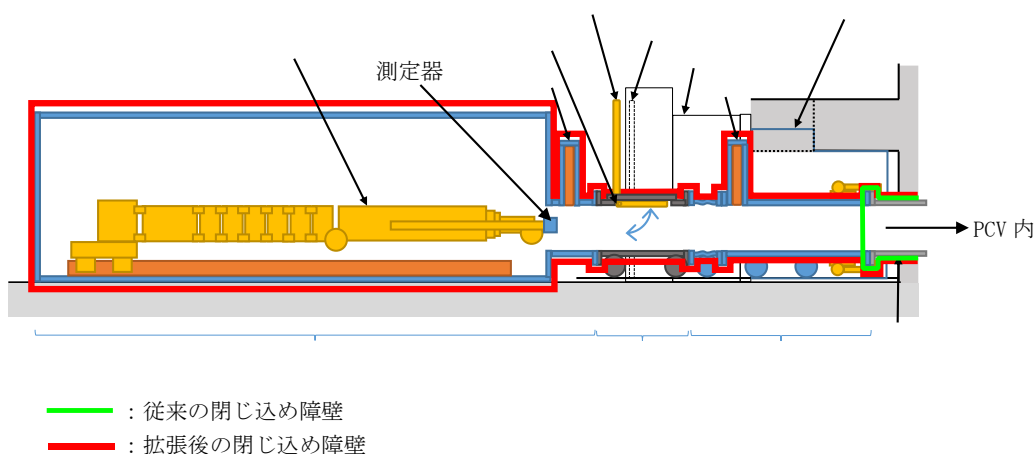
今後、試験的取り出しを通じて得られる知見等も踏まえ、段階的な取り出し規模の拡大に向けて、取り出し設備や安全システム等の設計検討を進めていく。



(東京電力資料を NDF にて加工)

図 7 X-6 ペネ 隔離部屋 構造概略図 (X-6 ペネ開放作業時)

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



(東京電力資料を NDF にて加工)

図 8 X-6 ペネ エンクロージャ等 構造概略図 (試験的取り出し及び PCV 内部調査時)

① 初期段階から安全を強く意識したプロジェクトの推進

1号機のPCV内部調査に向けたX-2ペネ内扉の開孔作業時、作業監視用のダストモニタが管理値に達したため十分に時間をかけてダスト拡散抑制対策やダスト濃度監視を行った。具体的には、切削量を制限した上で作業を実施するとともに、得られたダスト拡散特性に関するデータを基にピーク濃度を抑制した切削の実施や新たな作業監視用ダストモニタの追加等、多くの対応を実施した。これらの対応は、PCV内の状況が分からない中、慎重に作業を進めダスト拡散性に対する新たな知見も得ながら作業を実施したものである。計画の初期段階において、安全の観点からこれまで以上にダスト拡散抑制に対する検討を行うことにより、計画的に作業を遂行することが可能になる。この経験を次に活かし、プロジェクトを手戻りなく円滑に進めるために、検討の初期段階からこれまで以上に安全評価を行い、現場適用性を考慮した要求事項を明確化していくことが重要である。

② 現場適用性を考慮した品質要求の明確化

これまでの研究開発及び東京電力によるエンジニアリングの経験も踏まえ、今後、段階的な取り出し規模の拡大や、取り出し規模の更なる拡大に向けて装置開発が進められる。燃料デブリの取り出し量に応じて装置の規模も大掛かりなものとなり、さらに、長期にわたり安定した信頼性の確保も必要となる。従って、現場適用性を予め考慮し、機能要求等の仕様を明確化した上で装置開発を進めることが重要である。特に燃料デブリ取り出し装置の品質管理は重要な要素であり、東京電力自らが品質の確保を行うとの前提に立ち、福島第一原子力発電所の状況に即した品質レベルや品質に係る基本的な要求事項を事前に整理し、装置開発に展開することが重要である。

また、燃料デブリ取り出しの検討や工事において、今後、海外の知見や経験も結集した取組が増えていくことが考えられる。これまで海外企業等と進めてきた研究開発等において、品質管理以外の工程管理、発注先の設計・製作能力の把握の面でいくつかの課題を経験してきた。海外の知見や経験を活用する上では、受注者やその外注先に対しても、より細やかな工程管理等を行っていく必要がある。

③ 燃料デブリ取り出し作業時の情報の取得とその活用

東京電力は、段階的な取り出し規模の拡大や取り出し規模の更なる拡大に向けて、取得すべきデータの選定及びデータを取得するための設備の検討に着手している。この検討は取扱装置の可搬重量、機器の集積線量、遠隔操作性等のさまざまな制約を克服していく困難を伴うものである。

現場は不確かな状況ではあるが、燃料デブリ取り出し作業時の計装モニタリング、目視観察等といった状態監視によるデータ取得やシミュレーションによる評価、安全システム、各種装置の設計条件となるパラメータの取得が重要であり、これらのデータと別途実施する分析結果を連携させ、取り出し方法の検討や安全評価に活用していく取組が必要である。

加えて、燃料デブリ取り出しによって発生する固体廃棄物の保管・管理方法等の検討も必要である。試験的取り出し、段階的な取り出し規模の拡大や、調査、工事において、当面の保管・管理に不可欠なデータ取得に加え、処理・処分方法の検討に資する視点から、様々な試料の採取や

データの拡充を図り、分析・評価を重ねていくことが重要であり、計画的に進めながら、必要性に応じて柔軟に分析を進めていくことが必要である。

デブリ取り出し作業、また、取り出しにより発生する廃棄物の取扱いにおいて一番重要なことは、厳格な作業安全管理の下、作業を進めることである。

3.1.2.2 取り出し規模の更なる拡大

取り出し規模の更なる拡大においては、作業、装置、施設の大規模化が進むこと等により、福島第一原子力発電所全体を見据えた取り出し方法の検討が一層重要となる。事業執行者である東京電力が廃炉事業として非常に重要な判断を行う段階になるため、安全確保を最優先とした上で、コスト、期間、総被ばく線量などの視点も含めた基本方針を設定し、責任をもって取り組んでいく必要がある。研究開発や内部調査等から得られる新たな成果及び情報を取り出し方法の検討に反映し、取り出し方法の検討について柔軟な取組を進めることが必要である。また、先行的な実施と得られる情報の後段での活用の考えに基づき、現場運用から得られる情報を次の設計に反映していくなど、設計と現場運用による安全の確保が重要となることに加え、長期間に及ぶ廃炉事業の影響など社会的側面にも留意が必要である。

なお、取り出し規模のさらなる拡大については、今後、1号機、3号機の建屋内外の環境改善を進め、研究開発成果や2号機を取り出しを通じて得られる知見等を踏まえ、燃料デブリ取り出し設備や安全システム等の概念検討や設備設計を進めていく。特に、燃料デブリを安全に取り出し、保管するための設備、装置類を、適切に運用するために必要な安全機能を確保する安全システムの実現性を見極め、燃料デブリ取り出し方法の検討を着実に進めていくことが重要であり、確実な取組が必要である。

① 取り出し方法検討の流れ

取り出し規模の更なる拡大については、初号機の燃料デブリ取り出し、PCV 内部調査、研究開発、現場環境整備等に関する進捗を見極め、収納・移送・保管方法を含め、その方法の検討を進める。その際、初号機（2号機）の燃料デブリ取り出しに比べ、作業、装置、施設が大規模化し、工事範囲が広域化することから、他工事も含めて福島第一原子力発電所全体を見据えた検討が一層重要となる。さらに作業内容が多岐にわたり、より広範な技術分野の検討を進めていく必要があるため、引き続き、世界の英知を結集し、取り出し方法の検討を進めることが重要である。また、現場の線量が高いことや、PCV 内の状況把握が限定的な中、作業範囲が大規模化することから、作業・装置に求める要求事項をより明確に設定した上で、体系的な取り出し方法の検討を進めることが重要である。取り出し方法については、東京電力の概念検討結果等を基に、現場適用性やその実現性を NDF としても評価を行う計画である。その検討の流れ（概念図）を図9に示す。

東京電力の廃炉中長期実行プランにおいては、3号機の検討を先行的に進め1号機に展開することを想定している。試験的取り出し、段階的な取り出し規模の拡大は2号機で行っていくが、大量の燃料デブリへのアクセスが容易であるのは、ペデスタル底部に燃料デブリが多く存在している1号機或いは3号機である。

1号機については、X2 ペネより、今後、まず PCV 内部調査として、ペDESTAL外部の調査を行っていく予定であり、取り出し方法はその調査結果を基に検討を行うことが重要である。3号機については、2015 年 10 月に X-53 ペネトレーション（以下「X-53 ペネ」という。）よりカメラ・線量計等による PCV 内部の構造物及び PCV 底部の調査を行い、また、2017 年 7 月に X-53 ペネより水中 ROV を挿入し、ペDESTAL内側の調査を行い、情報を得ている。

また、X-6 ペネ等へのアクセスするための作業エリアを確保する観点では、1号機は高線量箇所の線量低減に時間がかかる見込みである。3号機については、調査装置や取出装置の投入のために PCV 水位を原子炉建屋 1 階より下まで低下させる必要があるが、1号機に比べ時間的に早く進められると考える。

上述した情報の充足状況や現場の状況を踏まえると、3号機の方がデブリ取り出しに早く着手し、早く情報を取得することが可能となる。

ある号機を代表号機とすることで、取り出し方法の検討等エンジニアリングを進展させることが可能となり、技術的な要点や更に検討を深めていくべき項目等を早期に得ることができる。これらの成果を他号機に活用することは、1~3号機の燃料デブリ全体のリスク低減につながる。以上のことから3号機を先行検討号機とすることは適切であると評価している。

このように3号機で先行的な取組を進め、他号機の状況や検討結果の再確認を行い、その結果によっては検討号機の見直しを行う対応も重要である。初号機（2号機）の燃料デブリ取り出しが途上であっても、他号機での取り出し準備が整えば、2号機の実績を踏まえ他号機での取り出しを開始するなど、廃炉作業全体の最適化の観点から、燃料デブリの取り出しの進め方は柔軟に検討すべきである。

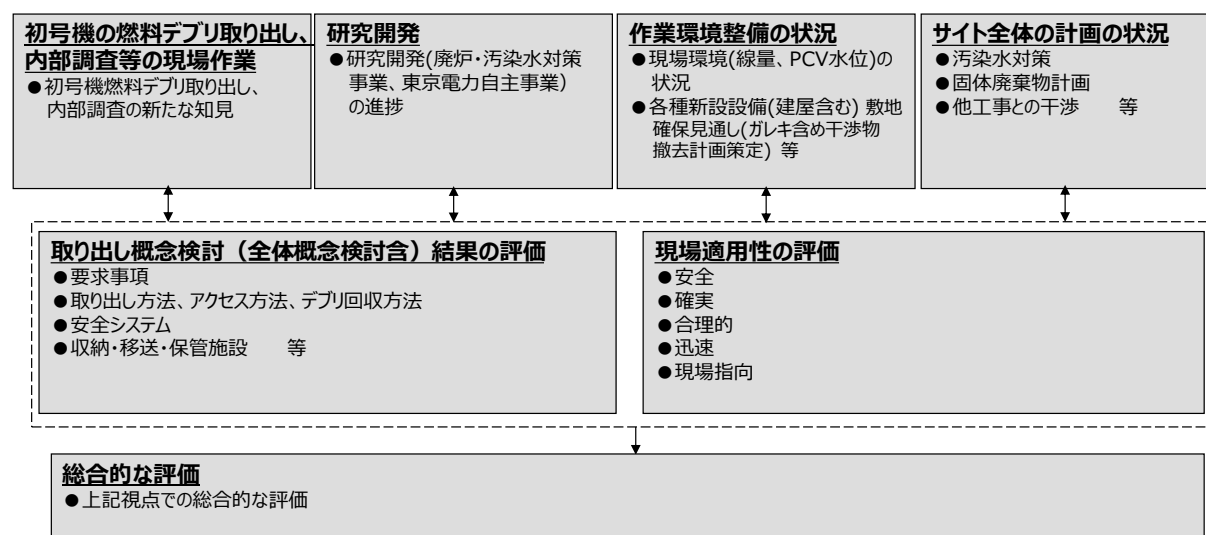


図9 取り出し方法検討の流れ（概念図）

② 取り出し方法の重要な要求事項（境界条件）の考え方

東京電力による取り出し方法の検討は、現状においては研究開発を踏まえ、要求事項に対して前提条件を仮に設定して検討を進めている。段階的な取り出し規模の拡大については、エンジニアリングの段階に入っているものの、未だ設計改良や性能検証、運転習得、準備工事等が始まる

前の段階である。取り出し規模の更なる拡大については、未だ研究開発段階であり事業化に向け、研究開発を補完する技術、施設等の抽出、検討が始められているが、工法の現実的な成り立ちによる絞り込みに至っていない。工法の絞り込みにおいては、原子炉内部状況の不確実性が、本格的エンジニアリングへの障害となっている。

今後、体系的な取り出し方法の検討を進める上では、研究開発の初期に設定した前提条件のうち、取り出し方法の決定に関わる重要な要求事項（境界条件）について、その時点までに得られた情報及び分析結果に基づき再検討し、要求事項をより明確に設定し、必要に応じて見直しをすることが求められる。また、研究開発段階での工法概念の是非も考慮し、現実的な工法について設計上の試作、モックアップによる性能検証、設計改良、安全対策上の機能付加、付帯する準備工事や周辺設備の設計などのエンジニアリングを相当の規模で行うことが求められる。

本項の冒頭で記載した視点を含めた基本方針の下、要求事項をより明確にして、取り出し方法の検討を進める際には、東京電力が事業執行者として、重要な要求事項（境界条件）を明確にすることが必要である。重要な要求事項（境界条件）については、何を重要なものとし、どのような性能を求めるかについて、安全視点、オペレータ視点から設定する必要がある。例えば、重要な要求事項（境界条件）は、作業員の総被ばく線量や臨界、ダスト（閉じ込め）、廃棄物発生量の抑制、燃料デブリの回収速度が考えられる。具体的には、総被ばく線量については、作業員の総被ばく線量や作業員個人の被ばく線量をどのように管理していくかの観点からの要求事項、臨界については取り出し方法における未臨界監視や臨界防止等についての要求事項、ダスト（閉じ込め）については放射性ダストの拡散抑制と気相閉じ込めへの要求事項、廃棄物発生量の抑制については、取り出し方法における発生廃棄物の特性および発生量抑制の観点からの要求事項、燃料デブリの回収速度については、運転側から達成可能な回収速度や回収率による現実的な目標設定等、要求事項を具体化して現実性を評価していくことが重要である。これら以外にも取り出し方法の検討を着実に進めるために、様々な重要な要求事項（境界条件）について、東京電力がより主体的に決定していく必要がある。

③ 取り出し方法検討における柔軟な取組

取り出し方法の検討は、東京電力により研究開発を踏まえて進められている。今後、前述の重要な要求事項（境界条件）の設定を行った上で、1号機のPCV内部調査に向けたX-2ペネ内扉の開孔作業時のダスト拡散の事例、今後得られる研究開発の成果、2号機の試験的取り出し及びPCV内部調査や段階的取り出し規模の拡大によって得られる情報、等に基づき実施される現場適用性に係る評価に応じて、方法の見直しを含め、状況に応じて柔軟な取組を進めることが必要である。

検討に際して、例として、「閉じ込め」におけるダスト拡散抑制については、通常作業時の放出量の制限値及び事故時の公衆被ばくの制限値を満足する必要があるが、加工方法や対象物により粒子の発生量や性状は変わることから、仮定も含めた前提条件を設定し取り出し方法の検討を進めている。検討によって得られた成果に加え、新たに得られる情報等を取り込み、安全視点、オペレータ視点から前提条件の設定の適切性を検証することや、それによる取り出し方法の見直しを行うといった反復、繰り返し型の取組が必要である。

④ 設計と現場運用による安全の確保

福島第一原子力発電所の廃炉は未経験の取組であるため、現場の運用（運転、保全、放射線管理、計装、分析、工事等）を担う人たちの目線、感覚が通常炉以上に重要である。2章において廃炉作業における安全確保の考え方を示したが、例えば、燃料デブリの安全な取扱に係る取り出し装置の操作性、取り出し作業時のダスト拡散状況把握等のための状態監視、取り出し作業時の被ばく評価等は現場の運用において重要な情報である。これらの情報に加え、分析といった現場運用によって得られる情報を、試験的取り出し、段階的な取り出しの規模の拡大や調査、工事を行いながら取得し、次の設計に反映し安全を確保していくことが必要である。

また、現場の運用を担う人の目線、感覚については②の要求事項を設定するうえでも考慮が重要であり、これらは取り出し方法検討における要求事項として、その具体的な条件を決めていくことが必要である。

3.1.2.3 内部調査等の継続及び廃炉中長期実行プランの着実な実施

1～3号機について、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内部調査等による情報、試験等で得られた知見に基づいた燃料デブリの分布、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・評価結果を図10に示す。分布の違いはあるが、原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）内部及びPCV底部の両方に燃料デブリが存在すると分析しており、各号機の燃料デブリ取り出しに向けて、内部調査、研究開発を継続的に実施し、RPV内、PCV内を把握する必要がある。また、これらの取組に加え、廃炉を安全かつ確実に進めるためには現状及び事故で何が起きたのかを理解することが重要であることから、国内外の機関と連携し合理的な範囲で福島第一原子力発電所の事故に係る事故原因を究明する活動を進めることが重要である（添付資料7）。

廃炉中長期実行プランは、試験的取り出しや段階的な取り出し規模の拡大、取り出し規模の更なる拡大における作業工程を示しており、今後の内部調査等を通じて得られる知見を踏まえ不断の見直しが行われる。作業工程については、着実な実施に向け、より具体的な実施内容へブレークダウンすることが重要である。

			
炉心部	・炉心部にはほぼ燃料デブリなし	・炉心部にはほぼ燃料デブリなし (外周部に切り株状燃料の残存の可能性あり)	・炉心部にはほぼ燃料デブリなし
RPV底部	・RPV底部に少量の燃料デブリが存在 ・CRDハウジング内部及び外表面などに少量の燃料デブリが存在	・RPV底部に多くの燃料デブリが存在 ・CRDハウジング内部及び外表面などに少量の燃料デブリが存在	・RPV底部に一部の燃料デブリが存在 ・CRDハウジング内部及び外表面などに少量の燃料デブリが存在
PCV底部 (ペデスタル内側)	・ペデスタル内側床面に大部分の燃料デブリが存在	・ペデスタル内側床面に一定量の燃料デブリが存在	・ペデスタル内側床面に2号機と比較して多くの燃料デブリが存在
PCV底部 (ペデスタル外側)	・作業用出入口を通してペデスタル外側に燃料デブリが広がった可能性あり	・作業用出入口を通してペデスタル外側に燃料デブリが広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広がった可能性があり
作業現場の線量※	・R/B 1 階X-6ベネトレーション周りの線量が高い(630mSv/h)。	・R/B 1 階の線量は全体的に約5mSv/hまで低減している。	・R/B 1 階の線量は数～数十 mSv/h 以上であり、線量が高い。
燃料デブリへのアクセスルートに関する情報※2	・グレーチング上側から、ペデスタル外側のドライウェル底部へのアクセス可能 ・X-6ベネからペデスタル内につながるCRDレール周辺の状態は確認できず	・CRDレール上やペデスタル開口部付近には大きな障害物なし ・ペデスタル開口部からペデスタル内側底部へのアクセスが可能であることを確認	・ペデスタル開口部からペデスタル内側底部へのアクセスが可能であることを確認
周囲の構造物の状況に関する情報	・グレーチング上側のペデスタル外側壁面に大きな損傷なし	・ペデスタル内底部に燃料集合体の一部が落下していたが、調査した範囲では、CRDハウジングサポートには大きな損傷はなし ・ペデスタル内側壁面及びペデスタル内の既設構造物（CRD交換機等）には大きな損傷なし	・ペデスタル内において複数の構造物の損傷や落下物（一部は炉内構造物と推定可能）、CRDハウジングサポートの一部脱落、変形を確認 ・ペデスタル内側壁面に大きな損傷なし

※ 1 東京電力提供資料

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

(第 81 回特定原子力施設監視・評価検討会「参考 1：3 号機サプレッションチェンバ（S/C）内包水のサンプリングについて」等に基づき作成）

図 10 1～3 号機の燃料デブリ分布の推定、アクセスルート及び周囲の構造物の状況

3.1.2.4 技術要件の技術課題と今後の計画

3.1.2.4.1 燃料デブリ取り出しにおける安全確保に係る技術課題

一般に、原子力施設における安全確保を考える際には、その施設がもつ潜在的な危険が顕在化する事故のシナリオを想定し、それらのシナリオが安全の基準に収まることを評価して、安全対策が妥当であることを確認するという一連の流れで検討が実施される。通常の原子力発電所では、このような安全評価の一連の流れが国の規則・ガイド等によって定型化・標準化されている。これに対して、福島第一原子力発電所の廃炉作業に関しては、定型化・標準化された規則・ガイド

等がないため、福島第一原子力発電所の安全上の特徴を踏まえたうえで安全確保の考え方を整理し、関係者で共有することが必要である。

事故炉である福島第一原子力発電所の廃炉は、通常炉と異なる特殊な環境のなか行われる未経験の取組であることから、その安全確保に当たって以下の安全上の特徴（特殊性）を十分認識する必要がある。

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

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

・ 安全評価を基本とした判断最適化：

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

・ 廃炉対応における適時性確保：

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

・ 運転操作、監視、分析、異常時等の現場運用による設計の補完：

大きな不確かさゆえに、全ての状況に設計だけで対応することには限界がある。このため、監視、分析等による情報を含め、運用段階で取得した情報を設計に活かしていくことをはじめ、操作者による対応や現場運用で設計を補い、運用とトータルで安全を高めること。万一の異常発生時の備えにおいても、異常の進展は緩やかで対応の時間的余裕が大きいという特徴を考慮した現場対応を検討すること。

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

3.1.2.4.1.1 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中に維持している。なお、原子炉建屋内からの排気はフィルタによる放射性物質の除去と放射能測定を行う PCV ガス管理設備により放射性物質放出抑制が図られている⁹。

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

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

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

その過程において、周囲への影響が増加する可能性も想定し、二次的な閉じ込め機能の構築及びその必要性についても検討している。

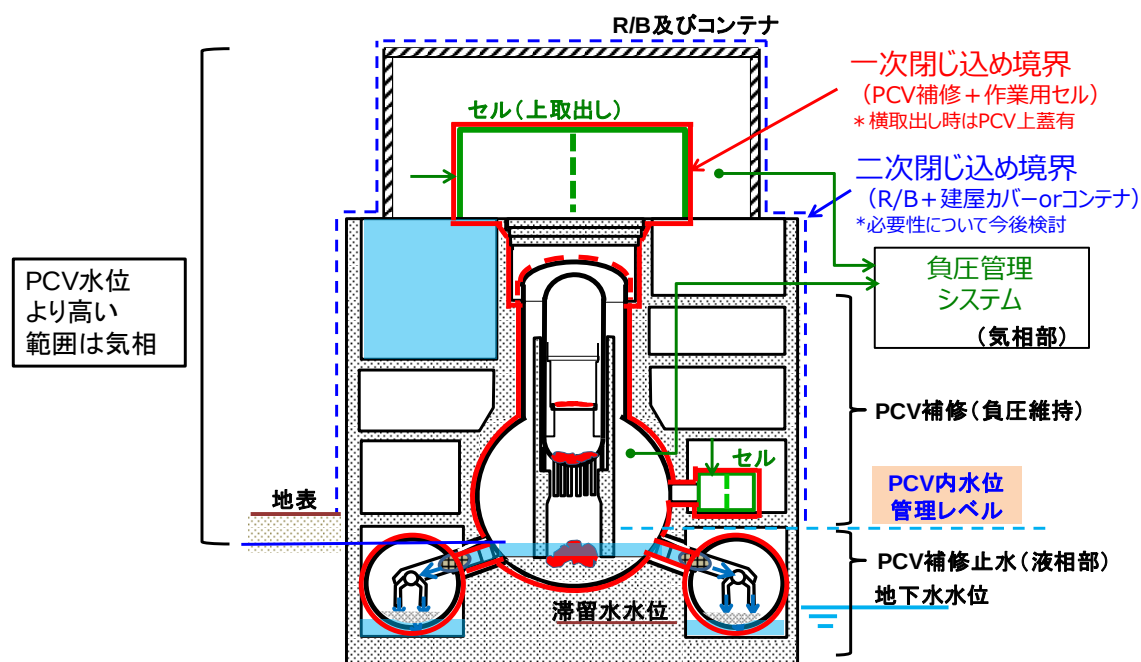


図 11 負圧管理による閉じ込め機能（気相部）の構築例

⁹ 東京電力, 1～4 号機原子炉建屋からの追加的放出量の評価結果(2020 年 6 月), 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 (第 80 回) 資料 3-6. 2020 年 5 月 28 日.
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/roadmap_progress/pdf/2020/d200528_11-j.pdf

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

(1) α ダストの飛散率の把握等

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

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

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

(2) PCV 内負圧管理の実現性の見極め

A. 現場条件を踏まえた負圧管理の技術的成立性

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

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

B. 負圧管理時の PCV 内への空気流入による影響

負圧管理を行う場合、PCV 内に空気が流入することとなる。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。

C. 二次閉じ込め機能の必要性検討

図 11 に例示したように、燃料デブリ取り出しに当たっては、負圧管理された PCV に連結する

形で作業用のセルを新たに設置し、燃料デブリを取り出して収納缶を輸送容器に格納するまでの作業はこのセル内部において行うことを想定している。PCV 及びこの作業用セルが、 α ダストの外部への流出（アウトリーク）を防止する一次閉じ込め機能を構築することとなる。

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

D. PCV の閉じ込め機能の劣化抑制

燃料デブリ取り出し期間中にわたって PCV 内を負圧に維持するためには、PCV による閉じ込め機能の劣化を考慮しておく必要があり、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、3.1.2.4.1.5 項で概要を述べる。

(3) 排気管理の検討

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

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

3.1.2.4.1.2 閉じ込め機能の構築（液相部）

発生する α ダストの飛散率を軽減し気相部への移行を抑制するため、燃料デブリ取り出しに当たっては、燃料デブリに水を掛けながら切削等の作業を行うことが想定される。把持、吸引といった燃料デブリの取り出しにおいては、既存の安全システムでの対応が可能な見通しであるが、その後の燃料デブリの加工や干渉物撤去等の作業に当たっては、大量の α 粒子が冷却水（液相部）に混入することとなる。この α 粒子を含む冷却水が環境へ影響することを防ぐために、冷却水の循環・浄化系の確立と汚染拡大防止対策を考慮した液相部閉じ込め機能の構築が必要である（図 12）。

このため、燃料デブリから循環冷却水中へ溶出すると考えられる溶解性核種の除去技術、循環冷却水系のフィルタに捕集された固形物の処理技術について検討していく必要があり、廃炉・汚染水対策事業にて研究開発が進められている。これと並行して、 α 粒子を含む冷却水の拡散防止の

観点で利点となる、PCV から取水し原子炉へ注水冷却する PCV 循環冷却系の構築について、廃炉・汚染水対策事業による研究開発¹⁰にて検討が進められた。

燃料デブリ取り出し規模拡大の各段階において、合理的な液相部閉じ込め機能を構築するためには、段階ごとに冷却水中の放射能濃度の監視等を行い、次段階において構築される閉じ込め機能の妥当性を検証しつつ進めることが合理的である。閉じ込め機能（気相部）と同様に、作業による液相への影響の確認・調査の観点から、循環水系のモニタリングや既設の水処理設備での入口放射性物質濃度の低減を目的とした設備の追設、設置等について、廃炉・汚染水対策事業の成果¹¹を踏まえ、東京電力のエンジニアリングにて検討が進められている。デブリ取り出し作業中の液相への影響について、 α 放射性核種を含めた廃液の状況変化のモニタリング結果を基に、徐々に燃料デブリ取り出しの規模を拡大していく。なお、原子炉建屋内水位を地下水水位より低く維持し、地下水への冷却水の流出を防止することや PCV 内水位を適切に管理することが求められ、この点も考慮して安全システムは構築される。

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

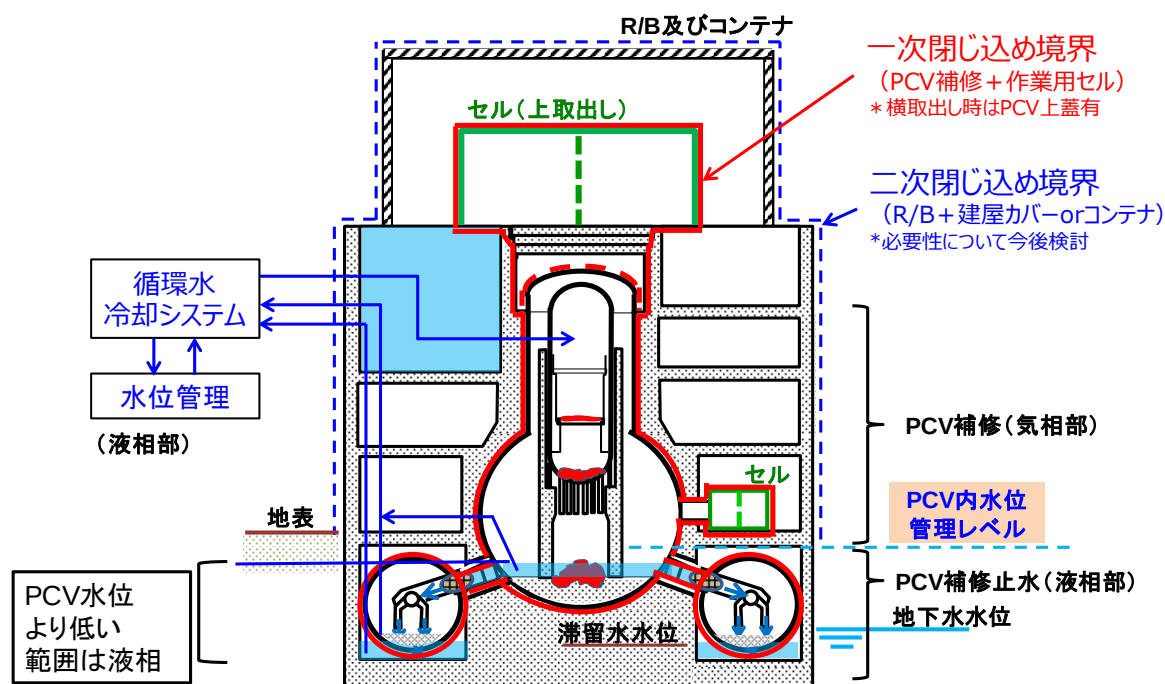


図 12 閉じ込め機能（液相部）の構築例

¹⁰ IRID, 平成 29 年度補正 廃炉・汚染水対策事業費補助金 「原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発（実規模試験）」 2019 年度実施分最終報告, 2020 年 8 月.

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

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

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

¹¹ IRID, 平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」 燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化 平成 30 年度最終報告, 令和元年 7 月.

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

(1) 燃料デブリ取り出しによる冷却水中の放射能濃度上昇の抑制

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

PCV 内の冷却水の放射能濃度の上昇を抑制する観点では、切削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、段階的な取り出し規模の拡大の段階で、現状の水循環システムによるモニタリング結果を PCV 循環冷却系の検討に適宜、反映していくことが望ましい。

(2) PCV 内の水位の設定

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

3.1.2.4.1.3 冷却機能の維持

燃料デブリは放射性物質の崩壊による熱を発生している。例えば、事故後 10 年を経過した 2 号機では事故時の 1000 分の 1 以下まで低下したとはいえ、最大 69kW¹²の発熱があると推定されている。このため、冷却を継続しないと、発生した熱を周囲の物質が徐々に吸収し、以下の事象が生じることが懸念される。

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

上記 4 点や燃料デブリの過度な温度上昇を抑制するため、現状、原子炉注水による循環冷却を行うことで、100℃未満（冷温停止状態）を維持している。2019 年度までは、冷却設備の運転・保守管理の適正化、緊急時対応手順等の適正化を図ることを目的として、原子炉注水の一時的な停止を実施してきている。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。

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

この冷却機能の維持に当たり、当面取り組むべき技術課題として、各作業が実施可能な PCV 内部温度目標の設定や各作業中の冷却機能への異常発生を想定した対応策等がある。基本的な対応策は早期の復旧や機動的対応等により冷却を継続することであるものの、異常発生時の時間余裕

¹² 西原健司ら,"福島第一原子力発電所の燃料組成評価",日本原子力研究開発機構,JAEA-DATA/Code 2012-018(2012).

等を基に 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。

PCV 内の温度監視も燃料デブリ周囲の機器や水の温度で評価しており、燃料デブリの温度を直接測定していない。冷却水の低減に備え、燃料デブリの温度を測定するか、あるいは直接測定が困難な場合は現在の評価に用いている機器や水の温度から推定する技術を検討しておく必要がある。

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

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

3.1.2.4.1.4 臨界管理

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

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

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

取り出した燃料デブリの保管に当たっても未臨界状態の維持をより確実にするために、収納缶に収納する等、管理をした状態で保管することが重要である。

この臨界管理に当たり、当面取り組むべき技術課題は次のとおりである。

(1) 臨界評価手法の整備

内部調査等や燃料デブリ取り出し時の各段階で得られる情報を基に、燃料デブリの臨界性についての情報を精緻化していくことが必要であり、臨界の起こりにくさや影響度を評価する手法の整備が進められている。それらの評価を行うに当たって、臨界評価に対し影響の大きいパラメータに関する情報が、内部調査や取り出しを進める過程で入手できるように計画し、また、適宜情報を最新化することにより計画を見直していくことが必要である。

(2) 取り出し箇所周辺の局所的な中性子測定

既存の中性子検出器としては、核分裂電離箱、B-10 比例計数管、半導体検出器など用途に応じた多様な種類が存在しており、これらの特徴を踏まえつつ、中性子検出器を各段階に応じて選定する検討が進められている。臨界監視のために求められる中性子検出器の要求仕様としては、①作業期間に応じた寿命（集積線量（Gy））が維持できること、②想定する装置に搭載できること（サイズ・重量、ケーブル径）、または作業場所に設置できること（サイズ・重量、ケーブル引き回し）③必要な検出効率（時間、精度）が挙げられる。そのため、内部調査で得られる PCV 内線量率についての情報や号機ごとの装置開発の状況を踏まえつつ、最適な検出器を選定していくことが重要である。なお、小型検出器は未臨界度測定その他、単体検出器として局所的な中性子測定の連続監視にも用いる可能性が高く、局所・連続監視の実用化に向けた検討を継続していく必要がある。具体的には中性子検出器の仕様だけでなく、設置場所や数、得られたデータに基づきどのような評価ができるのか等、連続監視の成立性の検討を要する。更に、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再開、中性子吸収材であるホウ素の注入判断基準を策定する必要がある。

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

現在はエンジニアリングにて、更に規模を拡大した取り出し時の循環水系システムの構成、設備仕様について概念設計を実施中である。各機器は後段での手戻りを避けるために設計の早い段階で臨界評価を行う必要があり、臨界防止対策が機器の仕様に大きな影響を与えるものを事前に抽出する作業を実施している。

(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（1000Gy/h を想定）における鉛遮への必要性から、装置への搭載性（サイズ・重量・電磁ノイズ対策等）と感度による運用法（測定時期・測定時間、設置場所等）の検討が課題となっていた。今後、燃料デブリ取り出し工法・システム側からの制約条件（重量、サイズ、ケーブルの取り回し、アームとの干渉、計測・加工時間のバランス等）を踏まえつつ、中性子検出器の選定や最適化検討を行うことが必要であり、燃料デブリ周辺

のガンマ線線量率・中性子計数率を把握していく取組や連続監視への対応も視野に入れ、複数の検出器を組み合わせつつ小型化すること等により現場への適用性が検討されている。

また、様々な組成・性状の混在が予想される燃料デブリへの適用性を判断するために、技術の実証に向けた計画の策定と実証による技術成立性を見極め、適用範囲限定を行う必要がある。

(4) 中性子吸収材の成立性を見極め

規模拡大の各段階で得られる情報によって、燃料デブリの臨界性が高いことが判明した場合または未臨界度測定技術の成立性に適用範囲の限定があった場合に備えて、通常の燃料デブリ取り出し時に、五ホウ酸ナトリウムで満たす場合の必要ホウ素濃度の評価や設備成立性等の検討が進められ、漏えい時の環境影響や構造材であるコンクリートとの共存性が評価された¹³。PCV 循環冷却系への影響やホウ酸の分別・回収、再利用、処理時の設備影響・廃棄物影響等、ホウ素濃度を維持するための具体的な作業を検討していくとともに、五ホウ酸ナトリウム注入の常用の必要性と弊害を検討し、「(2)取り出し箇所周辺の局所的な中性子測定」にて述べた臨界近接監視法とあわせて現場への適用性を確認する必要がある。

また、臨界が発生した場合には、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、移行後の未臨界を維持する方法（水位低下、ホウ素濃度維持等）及び復旧方法を判断していく必要がある。

さらに燃料デブリの臨界に対する余裕が小さい場合の確実な未臨界維持のため、PCV 循環冷却系への影響を局所的に留めることのできる非溶解性中性子吸収材についても開発が進められている。これまでに、基礎物性試験・耐放射線性能試験等を行い、非溶解性中性子吸収材の候補として、B₄C 金属焼結材・B/Gd 入ガラス・Gd₂O₃ 粒子、水ガラス/Gd₂O₃ 造粒粉材が挙げられ、これらの候補材について、燃料デブリ保管時の長期照射による収納管健全性への影響、デブリ加工に対応した燃料デブリへの散布方法や散布後の効果が確認された。

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

(5) PCV ガス管理設備による臨界検知

燃料デブリ取り出し箇所周辺の臨界近接及び臨界検知と、燃料デブリ取り出し箇所以外における燃料デブリの落下・粉体デブリの集積などによる臨界を検知するため、PCV ガス管理設備における臨界監視の即時性、検出器の高感度化を図る必要がある。

既に測定している Xe-135 に加えて反応度変化への追従性の良い Kr-87/88 を測定することによって臨界検知を早期化できる他、PCV 全体の未臨界度を推定できることが判明しており、今後、実機への適用方法について検討する必要がある¹³。

3.1.2.4.1.5 PCV・建屋等の構造健全性の確保

PCV、RPV ペDESTAL 等の主要機器と原子炉建屋に関して、事故後、東京電力の検討や廃炉・汚染水対策事業において、構造健全性等の評価が進められた。その結果、主要機器と原子炉建屋

¹³ IRID, 平成 29 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金 燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化（臨界管理方法の確立に関する技術開発）最終報告, 2019 年 7 月. http://irid.or.jp/_pdf/20180000_04.pdf

等が一定の耐震裕度を有していることが確認されている。

今後は、既設の主要機器と原子炉建屋等、及び、燃料デブリ取り出しのために今後新設する機器と設備（以下「設備」という。）と建屋（既設設備・建屋の改造部を含む）が、要求機能を満足し、比較的長期にわたる燃料デブリ取り出しにおいて、①作業を安全に実施できること、②地震と津波をはじめとする外部事象に対して所要の安全性を確保できることが必要である。また、③長期的な保守管理を前提としつつ、④今後の PCV 内部調査やデブリ分析結果等で得られる新たな知見を燃料デブリ取り出し設備の設計や工法の検討にフィードバックすることが重要である。主な要求機能を以下に例示する。

○既設の設備と建屋に関して（改造部を含む。必要に応じて経年影響も考慮）

- PCV、RPV 及び原子炉建屋等の閉じ込め機能の劣化を抑制し、放射性物質の大量放出を抑制・防止する（閉じ込め機能の維持）。
- 原子炉建屋等が、既設の主要機器に加えて、燃料デブリ取り出しのために原子炉建屋等に新たに設置される設備を安全に支持する（支持機能の維持）。

○燃料デブリ取り出しのために新設する設備と建屋に関して（既設設備への接続部を含む）

- 設計要求に応じた機能を有し、放射性物質の大量放出を抑制・防止する（閉じ込め機能の確保）。
- 燃料デブリ取り出しのために設置される設備を安全に支持する。（支持機能の確保）。
- 新設する建屋等が所要の安全な作業環境を提供する（遮へい性能の確保等）。

今後の設計の進捗により、燃料デブリ取り出し時の荷重条件（新設される設備の配置、大きさ、重量、PCV/生体遮蔽壁への開口の新設等）が具体化される。設備と建屋の構造健全性の確保に向け、サイトの状況を反映しつつ、それらの最新の設計情報に基づいて、着実に検討を進める。

なお、新設する設備と建屋の具体的な設計では、耐震クラスの設定とそれに基づいて耐震評価を行うことが重要となる。一方、事故で損傷した建屋や主要機器等については、いまだに高線量の環境下で補修や補強も容易でない状況にある。このため、設計に用いる地震動やクライテリアは、リスク評価の観点も含めて適切に設定する。

3.1.2.4.1.6 作業時の被ばく低減等

中長期ロードマップ、東京電力の廃炉中長期実行プランに沿い、作業エリア・アクセスルートの作業環境の改善として、原子炉建屋内の干渉物撤去、線量低減が進められている。今後、燃料デブリ取り出し関連作業として、高線量の設備等の撤去などが計画されており、作業時の被ばく低減が課題である。

燃料デブリ取り出し関連作業の主な作業エリアは原子炉建屋内等の高線量区域である上、内部被ばくの際の線量寄与が大きい燃料デブリ由来の α 放射性核種を含む核燃料物質等を取り扱うことになるため、被ばく低減には、より一層の外部被ばく管理及び内部被ばく管理が重要となる。

具体的には、作業環境や作業形態に基づいた放射線防護を適切に実施し、作業者の過度な被ばくを防止することが肝要である。外部被ばく防護に関しては、作業エリアの対象線源と線量率から

被ばく線量を評価し、「時間、距離、遮へい」の三原則に則り、合理的に達成可能な被ばく低減対策を施す必要がある。

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

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

また、内部被ばく防護に関しては、放射性ダストの飛散抑制、汚染拡大防止等の設備上の措置を講じた上で、作業エリアの対象核種と空气中濃度及び表面密度から適切な防護措置を選定し、吸入摂取や身体汚染の防止に努めるべきである。内部取り込み事象の異常時は、体外計測法（肺モニタ）やバイオアッセイ法により預託実効線量を評価するため、事前に被ばく評価上重要な α 放射性核種を選定し、空气中濃度の管理、防護装備の着用基準、機器校正管理へ反映しておくことが重要である。また、作業環境や入退域の作業員身体における表面密度の管理は、区域区分を超えた汚染拡大を早期に発見し、遊離性汚染から再浮遊したダストによる内部取り込みを未然に防止するために重要である。

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

特に、原子炉建屋内の作業員の被ばく低減については、作業エリア・アクセスルートに必要な作業環境を確保するために、対象範囲の周囲の寄与も含めて線量分布、汚染状況について十分な調査を行い、線源位置、強度を可能な限り特定して線量低減計画を立てることが重要である。作業エリア・アクセスルートの目標線量率は、作業の成立性を十分に検証し、法令で定められた作業員の被ばく線量限度（50mSv/年及び100mSv/5年）に対する裕度も考慮して設定する。高線量区域の線量低減計画は、線量限度に従う作業時間と作業達成に必要な作業時間について、可能な限り総被ばく線量を抑制して作業を達成するための管理的対策を行うことが重要である。

今後、燃料デブリ取り出し作業が開始されると、一連の作業プロセスの中での α 放射性核種の発生量が増加する。通常の作業時に加え、トラブルなどによる空气中及び水処理系への拡散にも

備えた閉じ込めや漏洩検知ができる管理方法、設備が必要になる。滞留水、床汚染から α 放射性核種が検出されていることから、作業員の身体汚染、R zone 外への汚染拡大防止対策が必要であり、チェンジングプレスの設置、 α 線用汚染検出器の充実が重要である。

また、作業員の被ばくが個人に偏ることがなく、作業員全体の被ばくも低減できる長期的な作業計画を作成し、被ばく管理を適切に行っていく必要がある。

3.1.2.4.2 燃料デブリ取り出し工法に係る技術課題

3.1.2.4.2.1 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、アクセスルートの干渉物が撤去されるとともにこれらの作業が可能な程度に原子炉建屋内の線量が低減されていること、すなわち、アクセスルートが構築されていることが必要である。燃料デブリへのアクセスルートを構築するために PCV 等に新たな開口を設ける場合などには、3.1.2.4.1.1 項で述べた気相部の閉じ込め機能の観点から PCV 及び RPV からの放射性物質の放出抑制、既存の構造物の健全性維持に対しても留意が必要である。

中長期ロードマップでは、初号機を 2 号機とし、試験的取り出しに 2021 年内に着手し、段階的な取り出し規模の拡大に向けて進めていくことが示され、東京電力において、2 号機 X-6 ペネ等からのアクセスルート構築の具体的なエンジニアリング検討が進められている。

一方、取り出し規模の更なる拡大に向けては、これまでの廃炉・汚染水対策事業における研究開発成果を踏まえ、PCV 側面開口部から燃料デブリに到達するまでのアクセスルート構築（横アクセス工法）の検討が進められている。横アクセス工法においては、吊り橋方式やアクセストンネル方式などの検討が行われているが、新設の重量構造物と PCV 側面開口部の接続部構造の閉じ込め、遮へいや地震変位への対応が課題である。

また、横アクセスに加え、上アクセスを含むアクセスルート構築について、スループット向上を目的に、取り出し準備工程が短縮となる干渉物撤去技術や搬送方法の検討を行っている。干渉する構造物を一体または大型で取り出し、閉じ込め、遮へいを確保して搬送する方法等について、その実現性を廃炉・汚染水対策事業で検討している。

今後、上記の課題も踏まえ、規模拡大の各段階で得られたデータから、次段階において構築されるべきアクセスルートを具体化していく必要がある。特に、1 号機の X-2 ペネの内側扉の切削時では、作業開始前に想定していた以上に PCV 内のダスト濃度上昇が生じており、ダスト飛散対策だけでなく、このような状況に直面し対策に時間を要することも考慮した検討や計画が必要である。

なお、燃料デブリ取り出し方針においては、号機ごとに燃料デブリが存在すると考えられる部位に応じた最適な取り出し工法を組み合わせることとされており、今後の規模拡大にむけた研究開発を進めていくことが重要である。

3.1.2.4.2.2 機器・装置の開発

試験的取り出し、段階的な取り出し規模の拡大、取り出し規模の更なる拡大の各フェーズにおいて、燃料デブリを取り出すための機器・装置は、安全・確実・効率を重点において開発する必要がある。また、これらのフェーズで開発する機器・装置については、燃料デブリが主に存在す

ると考えられる RPV 内部及び PCV 底部の現場状況に柔軟に対応するために、耐放射線性、防じん性、防水性、温度範囲、遠隔点検・保守性、遠隔操作性、視野確保、耐震性、衝突回避や異常時自動停止などの保護機構、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などを考慮した仕様を設定する必要がある。

試験的取り出し、段階的な取り出し規模の拡大用の装置は、廃炉・汚染水対策事業の研究開発として進めてきており、段階的な取り出し規模の拡大以降については、その開発成果を東京電力が引き継いで実現をしていくことが必要である。東京電力は 2 号機に適用するロボットアーム等のエンジニアリングを進めるとともに、それら遠隔装置を使用した燃料デブリ取り出しの運転に向けた教育・訓練の準備を進めている。ロボットアーム等の遠隔装置は、現場に設置する前に想定する PCV の内部環境を模擬したモックアップを使って、性能検証、操作訓練を十分に行うことが不可欠であり、そのためのモックアップ設備の整備が必要である。

取り出し規模の更なる拡大用の機器・装置については、効率向上のための工法、燃料デブリの様々な状態に応じた取り出し・取扱システム、燃料デブリの加工で発生するダストの集塵システムの開発が進められている。具体例としては、上アクセスによる大型構造物の取り出し、上アクセス・横アクセス工法ごとの干渉物撤去のための研究開発、燃料デブリの切削・加工システム（機械的、熱的）と集塵・飛散抑制システムの開発、燃料デブリの様々な状態（破片状、汚泥状、微細粉状等）に応じた取り出し・回収システムの開発、ロボットアーム等の遠隔操作支援、ユニット缶状態での構内搬送、循環冷却水中の溶解性核種の除去、PCV 内から回収した堆積物等の処理、PCV 内のダスト挙動予測等の開発が進められている。さらに、燃料デブリ取り出し機器・装置の設置のための技術も必要であり、遠隔作業となることを基本として、遮へい、閉じ込め機能（気相部）の構築のための作業セル設置、既設構造物との接続方法の研究開発を進めている。

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

3.1.2.4.2.3 系統設備・エリアの構築

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

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

視のための計測システム（圧力、温度、水位、放射線等）の具体化は重要な課題であり、これらを統合した安全システムの構築に向けて、廃炉・汚染水対策事業による研究開発を基に、前提条件（設備設計条件）を仮設定し、系統設計や配置検討等について、東京電力によるエンジニアリングにて検討が進められている。特に、燃料デブリを安全に取り出し、保管するための設備、装置類を、適切に運用するために必要な安全機能を確保する安全システムの実現性を見極め、燃料デブリ取り出し方法の検討を着実に進めていくことが重要であり、確実な取組が必要である。

また、燃料デブリ取り出し装置・関連機器や系統設備を設置するエリアの構築については、各システム設置に必要なスペースの算出が進められており、原子炉建屋内の高線量区域の取扱や他作業との干渉も考慮し、既存建屋以外への設置も含めて検討が進められている。

3.1.2.4.3 燃料デブリの安定保管に係る技術課題

3.1.2.4.3.1 燃料デブリの取扱（収納・移送・保管）

燃料デブリ取り出し開始までに、未臨界維持、閉じ込め機能、水素発生対策、冷却等の安全機能を備え、取り出した燃料デブリの収納から移送、保管までの一連のシステムを構築する必要がある。そのため、以下の検討が進められている¹⁴。

- ・収納缶の基本仕様、すなわち取扱性を考慮した全長や作業効率と未臨界維持を考慮した内径などの策定と、構造検証のための試験の実施による収納缶の構造健全性の実証
- ・収納缶を格納した燃料デブリからの現実的かつ合理的な水素発生予測法の検討とその予測法を用いた収納缶の蓋に設置される水素ガス放出用のベント機構の検討と移送容器内の水素ガスの蓄積を考慮した安全な移送条件の検討
- ・収納缶内またはユニット缶内に格納された燃料デブリに対して適用可能で効率的な乾燥技術の開発と、その技術を用いた乾燥システムの検討

今後、これらの検討結果に基づいて、燃料デブリの収納から保管までのシステムおよび機器/設備を関連する他のプロジェクトと協調して具体化していく必要がある。さらに、1日当たりの燃料デブリ取り出し量や収納缶への充填率を考慮した移送方法の具体化、具体的な保管施設の形式や規模等も検討していく必要がある。また、燃料デブリの収納から保管までの設備・システムの具体化に際して、保障措置の適用に必要な設備に対しても配慮を行っていく必要がある。

段階的な取り出し規模の拡大において収集・蓄積できる燃料デブリからの水素ガス発生量等の各種計測データや、構内移送容器による燃料デブリの受け入れから一時保管までの作業における燃料デブリの取扱に関する知見や経験を、更に規模を拡大した取り出し時の燃料デブリを安全・確実・合理的に収納・移送・保管するための設備、施設の設計に可能な限り反映することが重要である。また、更に規模を拡大した取り出しに際しては、敷地全体の利用計画を踏まえながら、具体的な移送ルート、保管場所の具体化を進めていく必要がある。

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

¹⁴ IRID, 平成30年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」令和元年度実施分報告, 令和2年8月。
<https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2020/09/2019010syuunouisouhokan.pdf>

3.1.2.4.3.2 燃料デブリ取り出し作業時における仕分けについて

燃料デブリ取り出し作業、その準備及び、後片付け等の各作業段階において燃料デブリのほかには解体・撤去される核燃料物質が付着・融合した干渉物や構造物等が PCV 内から取り出される。これらのうち、微量な核燃料物質が含有（付着）しているものをすべて燃料デブリとすると膨大な量となるため、設備・施設規模が大型化し、その敷地確保も必要となる等、合理的とは言えない。このため、燃料デブリと放射性廃棄物の仕分け基準、必要な計測技術の開発等を行っていくことが重要である。

現在、PCV 内に存在する燃料デブリと種々の干渉物や構造物等の放射性廃棄物を仕分け・保管する方法を検討するために必要な PCV 内の燃料デブリ及び構造物などの分布やそれらの性状に関する情報の収集や分析を進めてきている。しかしながら、燃料デブリの取り出しに先立って仕分けの研究開発に必要な情報を蓄積・整理・分析することは現実的に困難である。このような状況であるが、核燃料物質の量や含有濃度の測定結果に基づいて燃料デブリを仕分けすることを目指すことが望ましいと考えられる。これに応える第 1 歩として以下の検討が実施された¹⁵。

- ・PCV 内から取り出される物質（燃料デブリや構造物など）を燃料デブリと放射性廃棄物に仕分ける作業を PCV 内での取り出しから保管までの一連の作業プロセスのどのステップで実施することができるかについての検討（仕分けのシナリオの検討）
- ・仕分けに必要な、PCV 内から取り出された物質内の核物質の含有量を測定できる可能性のある技術・装置の調査（計測技術の候補の調査）

これらの検討から、PCV から取り出される物質に対して核物質質量または濃度を計測ないしは推定することは現時点で難度が高いと考えられる。

しかしながら、更に規模を拡大した取り出し時において、PCV から取り出された物質を燃料デブリとして扱うか放射性廃棄物として扱うかを適切に判断するための仕分け基準と必要な計測技術・装置を開発しておくことは、燃料デブリとして保管すべき物量の低減を可能にする等、合理的で安全な廃炉事業の実現に貢献できると判断される。このため、引き続き、燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けの基準とそれに必要な計測技術・装置の開発を継続することが望ましい。更に、今後の内部調査、試験的取り出し、段階的な取り出し規模の拡大等で得られる各種試料の分析等の知見や情報を用いて仕分けの方法（仕分けの基準や仕分けのシナリオ等）、技術（計測技術及び装置）の実機適用性および実効性を高めていく作業を継続していくことも重要である。

3.1.2.4.3.3 保障措置方策検討

福島第一原子力発電所では、燃料集合体の破損や原子炉、建屋の損壊等により従来どおりの保障措置が適用できない状況であるが、これまで原子力規制庁保障措置室（以下「JSGO」という。）、国際原子力機関（以下「IAEA」という。）、東京電力との間の協力と情報共有により廃炉の工程に合わせた適切な保障措置が適用されてきたため、核物質の転用が無かったこと、未申告の核物質や原子力活動が無かったことが IAEA および JSGO により確認されている（保障措置の概念については添付資料 8 参照）。

¹⁵ IRID, 平成 30 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金「燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発」2019 年度実施分成果 2020 年 8 月。
<https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2020/09/2019008kibonosaranarukakudai.pdf>

今後は取り出した燃料デブリに対し、その性状や状況に応じて新たな計量管理や保障措置を適用することになるが、これは前例のないことであり、その検討や現場への適用に際して東京電力が技術的課題に直面する可能性がある。

これに対して NDF は、エンジニアリング的視点も踏まえながら、この技術的課題の解決に向けた検討について支援を行っていくとともに、保障措置の適用に係る設備対応が廃炉工程に影響を与えないよう、プロジェクト進捗状況を東京電力と情報共有する。

3.1.2.5 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。

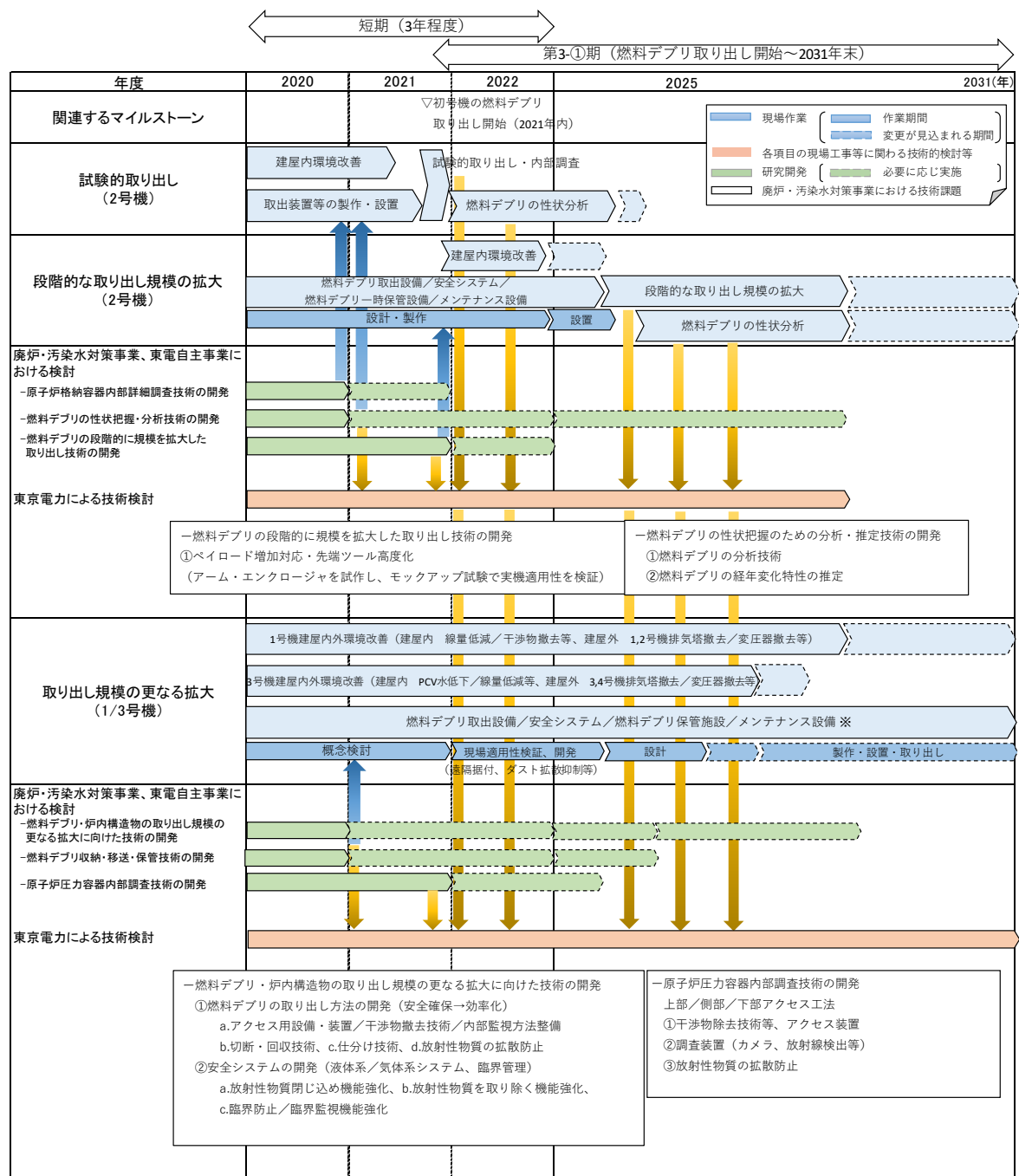


図 13 燃料デブリ取り出しに係る主な技術課題と今後の計画（工程表）

3.2 廃棄物対策

3.2.1 目標と進捗

(目標)

- (1) 当面 10 年間程度に発生する固体廃棄物の物量予測を定期的に見直ししながら、発生抑制と減容、モニタリングをはじめ、適正な保管管理計画の策定・更新とその遂行を進める。
- (2) 性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の専門的検討を進め、2021 年度頃までを目処に、固体廃棄物の処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通しを示す。

<「固体廃棄物についての基本的考え方」のポイント>

① 閉じ込めと隔離の徹底

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

② 固体廃棄物量の低減

廃炉作業に伴って発生する固体廃棄物について、可能な範囲で物量を低減

③ 性状把握の推進

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

④ 保管・管理の徹底

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

⑤ 処分を念頭に置いた先行的処理方法の選定手法の構築

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

⑥ 固体廃棄物の管理全体を俯瞰した効率的な研究開発の推進

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

⑦ 継続的な運用体制の構築

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

⑧ 作業員の被ばく低減対策等

関連する法令に基づいた被ばく管理、健康管理、安全管理を徹底

(進捗)

廃棄物対策は、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 9 に、国内外の放射性廃棄物の分類と処分について添付資料 10 に示す。

福島第一原子力発電所の廃炉に伴い発生する固体廃棄物は、多種多様な性状を有する廃棄物が大量に存在することから、性状把握のための分析能力の向上に加えて、柔軟で合理的な廃棄物ストリーム（性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の流れ）を開発している。具体的には、中長期ロードマップで取りまとめられた固体廃棄物についての基本的考え方に沿って、

関係機関が各々の役割に基づき取組を進めており、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 を中心に進めている。

3.2.1.1 保管・管理

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

この計画に基づき、2028 年度内までに、水処理二次廃棄物及び再利用・再使用対象を除くすべての固体廃棄物の屋外での保管を解消するとしており、それに必要な設備の整備を進めている（添付資料 11）。廃棄物の発生量低減の観点から、敷地のバックグラウンド相当のコンクリート瓦礫については、路盤材として再利用が行われており、表面線量率が極めて低い金属・コンクリートやフランジタンクの解体タンク片等は、固体廃棄物貯蔵庫外の一時保管を当面継続しながら、再利用・再使用について検討されている。

水処理二次廃棄物についても、建屋内への保管に移行する方針としており、吸着塔類の保管施設として、大型廃棄物保管庫の建設が進められている。また、高い流動性から保管・管理におけるリスクが比較的高い、多核種除去設備等で発生したスラリー及び除染装置スラッジについては、前者については安定化（脱水）処理（2022 年度の運用開始）、後者については、現在の保管場所である建屋内地下貯槽から、高台への移送（2023 年度完了予定）を行うこととしている。

燃料デブリ取り出しに伴って発生する廃棄物に関しては、廃炉・汚染水対策事業により、種類・物量を評価するとともに、保管方法、収納方法及び容器の仕様について水素ガス発生対策も含めて検討が進められている。

3.2.1.2 処理・処分方策の検討

固体廃棄物の処理処分方策に関しては、中長期ロードマップにおいて、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示すこととされている。固体廃棄物は取組の進捗に伴い全体像が明らかとなるため、2021 年度頃は引き続き必要な性状に関する情報を蓄積する段階にある。これを念頭に、技術的見通しのための具体的目標を整理すると、次のとおりとなる。

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

これらの達成を目指し、廃炉・汚染水対策事業により、工学規模試験装置等を用いた各種処理方法（高温・低温処理）の適用性の確認、廃棄物の性状と適用可能な処理技術を踏まえた処分概念の構築とその安全評価手法の整備を行っている。

また、それらの検討に必要な固体廃棄物の性状を効率的に把握するため、分析手法の簡易・迅速化、低線量の廃棄物試料を分析する放射性物質分析・研究施設第1棟の整備を中心とした分析能力の向上、解析的インベントリ推定手法の精度向上を進めている。ガレキ類、汚染水、水処理二次廃棄物などの試料採取・分析が実施され、各分析対象の核種組成の相関が徐々に明らかになりつつある。

3.2.2 主要な課題とそれを実現する技術戦略

3.2.2.1 性状把握の推進及び分析体制・技術力の強化

性状把握を着実に推進するため、ハードウェアとしての施設の整備に加え、分析人材の育成及び分析技術力の継承・強化などが重要な課題である。当面は、放射性物質分析・研究施設の整備、分析方法の簡易・迅速化等の成果の反映を進めていくとともに、分析人材の育成を計画的に進めていくことが重要である。

3.2.2.2 保管・管理

高線量廃棄物の安全な保管管理では、水素発生対策が課題となることから、ベント付き容器や乾燥技術に関する概念の検討が進められている。また、保管が長期化した場合、保管容器の健全性評価が課題となることから、その評価手法及び腐食等の発生に関する対策の検討を進める。

3.2.2.3 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、合理的で実現可能性のある処理技術の抽出及び、これに対応した処分時の安全評価手法の開発を進める。

処理技術の抽出については、固化成立性の確認の他、供給系や排気系を含めた処理システム全体としての技術的成立性の確認を行う必要がある。また、処分時の安全評価手法を構築するため、必要な項目・情報を収集・整理する。

また、処分方策については、福島第一原子力発電所の廃棄物の物量が多く、多様な性状を有し、不確実性が大きいという特徴を考慮し、海外の事例を参考にさまざまな可能性を検討する。

3.2.2.4 廃棄物ヒエラルキーの考え方に基づく更なる方策の検討

英国や米国では廃棄物ヒエラルキーの概念（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）に基づき多くの施策が実施されている（図14）。英国ではNDAがこの概念の適用等を核とする低レベル固体放射性廃棄物の管理戦略を2010年に策定し、表3に示すような取組を行っている。その結果、2009年には英国で発生した低レベル放射性廃棄物の95%が、廃棄物発生者によってそのまま既存の低レベル放射性廃棄物処分場で処分するために移送されていたものが、性状把握に基づく適切な分別等により極低レベル放射性廃棄物と

して区分されるものの特定の産廃処分場での処分を可能にし、他の廃棄物について溶融による金属リサイクル、焼却、圧縮によって減容等の処理を行うルートを整備することにより、2019年にはそのまま処分する低レベル放射性廃棄物の量が5%にまで低減される結果となった。福島第一原子力発電所でもこの概念に基づく対策が実践されつつある。合理的な廃棄物管理を進める上で、他国の先進事例を基に更なる可能性を検討する。

これらの取組の成果に基づく処理・処分方策とその安全性に関する技術的見通しについては、研究開発及び東京電力によるエンジニアリングの成果等を踏まえ、2021年度頃までを目処に示すこととする。

表2 固体廃棄物の保管・管理状況
(a) ガレキ類・伐採木・使用済保護衣等の管理状況 (2020.6.30 時点)

保管方法	保管量 (m ³) / 保管容量 (m ³) (割合)
屋外集積 (表面線量率 ≤ 0.1 mSv/h)	212,900 / 266,500 (80%)
シート養生 (表面線量率 0.1 ~ 1 mSv/h)	42,800 / 71,000 (60%)
覆土式一時保管施設、容器 (表面線量率 1 ~ 30 mSv/h)	17,900 / 24,600 (73%)
容器* (固体廃棄物貯蔵庫内)	22,500 / 48,000 (47%)
合計 ----	296,000 / 410,100 (72%)

伐採木

分類	保管方法	保管量 (m ³) / 保管容量 (m ³) (割合)
幹・根・枝・葉	屋外集積	97,000 / 134,000 (72%)
枝・葉	伐採木一時保管槽	37,300 / 41,600 (90%)
合計	----	134,300 / 175,600 (77%)

使用済保護衣

保管方法	保管量 (m ³) / 保管容量 (m ³) (割合)
容器	37,800 / 68,300 (55%)

*水処理二次廃棄物 (小型フィルタ等) を含む

(b) 水処理二次廃棄物の管理状況（2020.7.2 時点）

吸着塔類

保管場所				保管量		保管量/保管容量 (割合)	
使用済吸着塔保管施設	セシウム吸着装置使用済ベッセル			779	本	4,332 / 6,372 (68%)	
	第二セシウム吸着装置使用済ベッセル			232	本		
	多核種除去設備等保管容器		既設	1,788	基		
			増設	1,741	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	17	塔		
	モバイル式処理装置等使用済ベッセル及びフィルタ類			213	本		

廃スラッジ

保管場所	保管量 (m ³) / 保管容量 (m ³) (割合)
廃スラッジ貯蔵施設	419 / 700 (60%)

濃縮廃液

保管方法	保管量 (m ³) / 保管容量 (m ³) (割合)
濃縮廃液タンク	9,380 / 10,300 (91%)

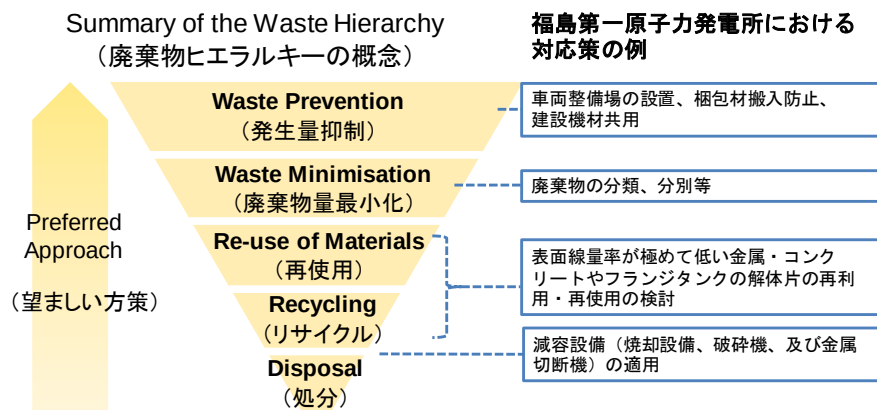


図 14 NDA における廃棄物ヒエラルキーの概念¹⁶と福島第一原子力発電所における対応策

表 3 英国における廃棄物ヒエラルキーの概念に基づく対応策

	対応策
廃棄物量最小化	広範な性状把握による分類・分別の多様化 減容（切断、圧縮、焼却） 除染
再使用	当初の使用目的を終えた資産の移転 土壌や瓦礫の埋め戻し材としての使用
リサイクル	溶融による金属リサイクル
処分	極低レベル放射性廃棄物の分類の新設とその産廃処分場での処分

¹⁶ NDA, Nuclear Decommissioning Authority Strategy Effective from April 2016 (2016), p.60, Figure 7. Summary of the Waste Hierarchy. を加工したもの。

3.2.2.5 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 15 のとおりである。

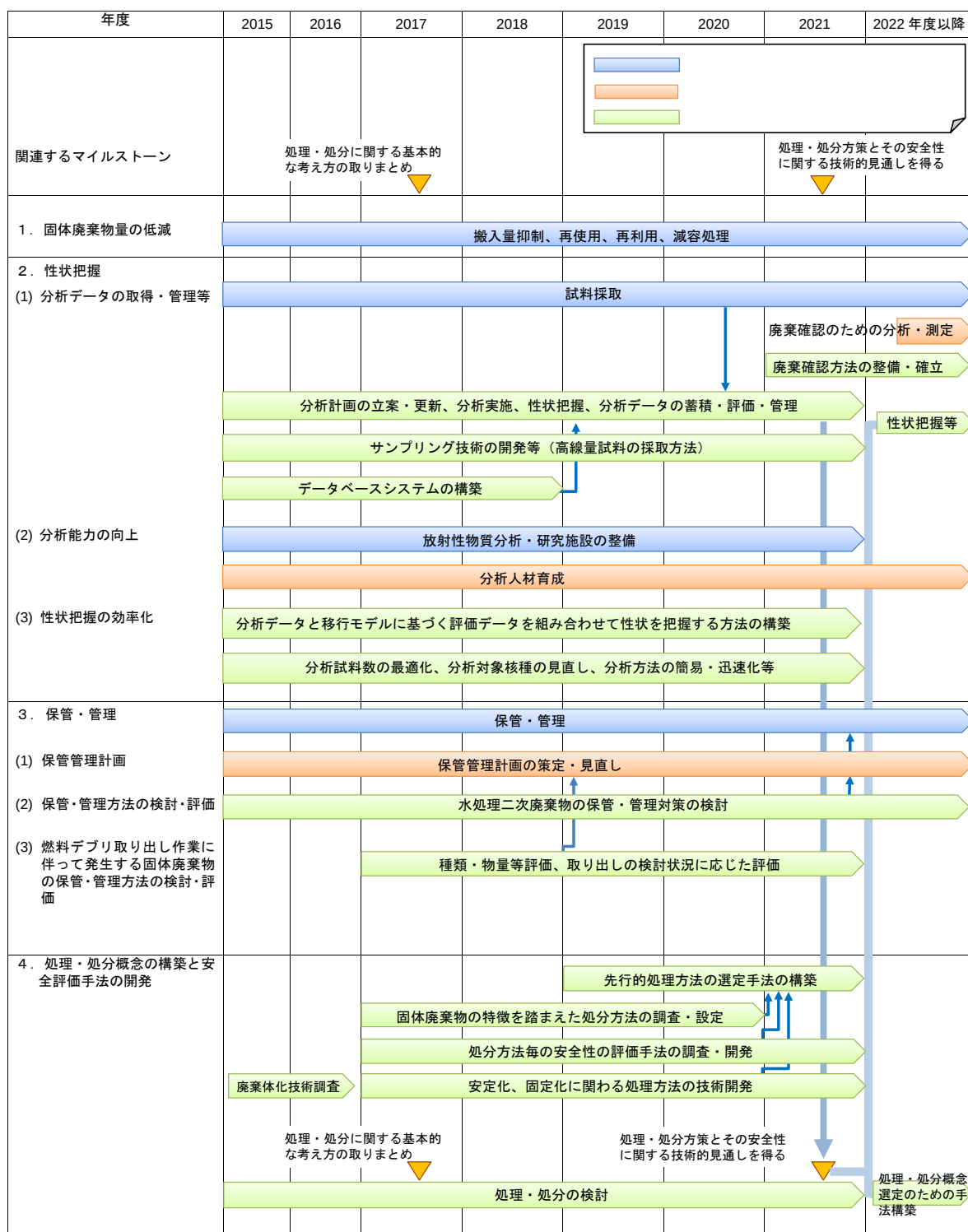


図 15 廃棄物対策に係る主な技術課題と今後の計画（工程表）

3.3 汚染水対策

3.3.1 目標と進捗

(目標)

- (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」）の下、構築された水位管理システム運用を継続しつつ、2025 年以内に汚染水発生量を 100m³/日以下に抑制するとともに、2022 年度～2024 年度には原子炉建屋滞留水を 2020 年末の半分程度に低減する。
- (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、中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。

(進捗)

汚染水問題に関する3つの基本方針と対策を図 16 に示す。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る（2.2 節参照）。

この建屋内滞留水のうち、循環注水を行っている1～3号機原子炉建屋、及び浄化处理のため汚染水を一時的に貯水しているプロセス主建屋及び高温焼却炉建屋を除く建屋内滞留水の処理を2020年以内に完了させるため、3つの基本方針に基づき、より安定的な運用に向けた取組が進められている。

⑦水ガラスに
⑧海側遮水壁
⑨地下水ドレ
⑩タンクの増

（東京電力提供）

図 16 汚染水問題に関する3つの基本方針と対策

汚染源を「取り除く」については、高濃度の汚染水を浄化する第三セシウム吸着装置（SARRY2）が2019年7月から本格運用を開始し、既設の2基（KURION、SARRY）と合わせて3基体制での安定的な浄化处理が可能となっている。

汚染源を水に「近づけない」については、陸側遮水壁、サブドレン等の重層的な汚染水対策により、原子炉建屋周辺の地下水位が低位で安定的に管理されるとともに、周辺の敷地舗装や屋根

破損部の補修により、降雨時の汚染水発生量の増加も抑制傾向となっている。これらの対策により、汚染水発生量は、対策前の約540m³/日（2014年5月）から約180m³/日（2019年度）まで低減しており、2020年内には汚染水発生量を150m³/日程度に、2025年内には100m³/日以下に抑制することを目指している。

汚染水を「漏らさない」については、多核種除去設備等で浄化した水は2019年度からは全て溶接型タンクで保管されており、タンクからの漏洩リスクは低減している。フランジ型タンクの底部に残った多核種除去設備の残水は処理が完了し（2020年7月）、現在は濃縮塩水の残水約500m³（2020年8月末時点）のみが貯蔵されている。また、海側遮水壁の保守、地下水・港湾のモニタリングにより、汚染拡大防止に向けた取組と監視が行われている。

以上の取組により、1～3号機原子炉建屋、プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋を除く建屋滞留水の処理は2020年内に完了する計画であり、汚染水対策は、事故直後の緊急的対策を要する状況から比べると一定の安定的な状態に移行していると考えられる。

また、多核種除去設備、いわゆるALPS等で浄化処理した水の取扱いについては、技術的な観点に加え、風評など社会的な影響も含めた総合的な検討が国の小委員会で行われ、2020年2月に報告書が公表された。現在、当該報告書を踏まえ、政府としてALPS処理水の取扱い方針を決定するため、地元自治体や農林水産業者を始めとした幅広い関係者の御意見を伺う場を2020年4月から開催するなど、広く国民から御意見を聴く機会を設けている。

3.3.2 主要な課題とそれを実現する技術戦略

3.3.2.1 今後の建屋内滞留水処理における課題

2019年3月以降の調査により、2、3号機原子炉建屋のトラス室底部では比較的高い全 α が検出されており、2022年度～2024年度に原子炉建屋の滞留水を2020年末の半分程度に低減させていく際には、 α 核種の拡大防止は重要な課題となる（図17）。対策としては、各建屋・水処理設備の α 核種濃度の監視、性状分析を強化するとともに、 α 核種を含むスラッジ状沈殿物の除去方策の確立に向けた研究開発が必要である。

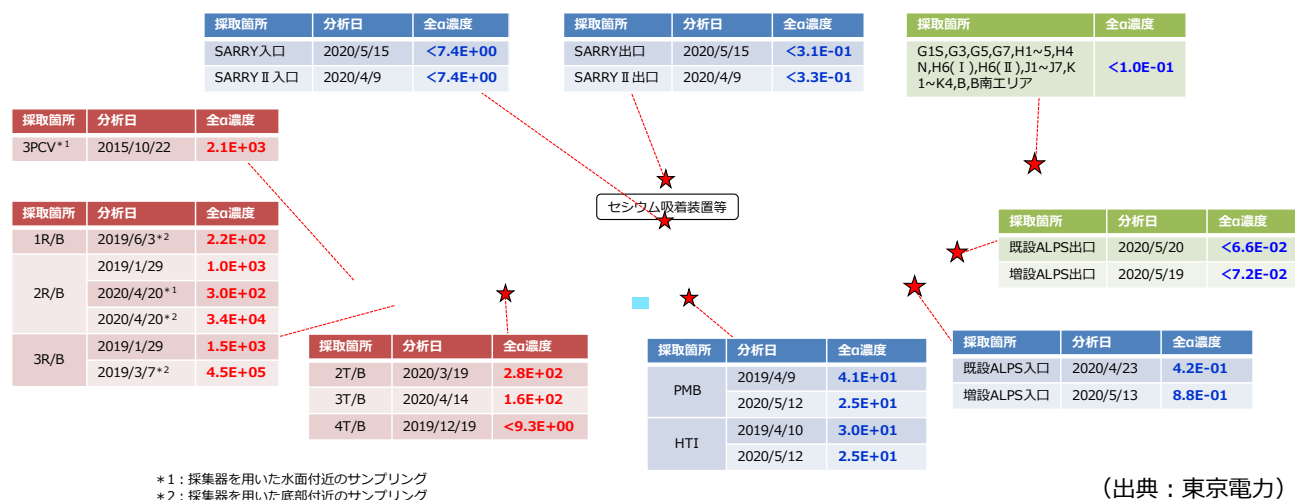
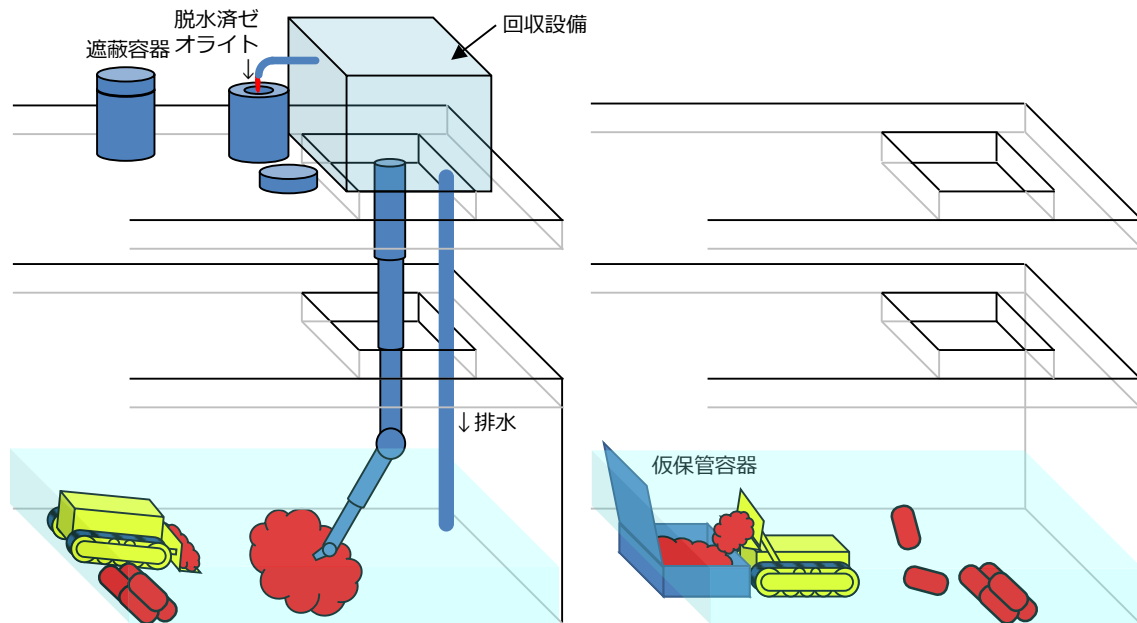


図17 建屋内滞留水の全 α 測定結果[Bq/L]

また、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋においては、震災後に地下階に設置されたゼオライト土嚢（約20t）が高線量状態で存在することが2019年12月に判明した。土嚢表面の最大線量率はプロセス主建屋では約3000mSv/h、高温焼却炉建屋では約4000mSv/hと高いため、今後これらの建屋の滞留水処理を完了させるためには、線量緩和対策が重要な課題となる。現在、ゼオライト等を吸引回収し容器等で保管する遠隔回収方法と、ゼオライト等を地下階で集積し容器等で仮保管する遠隔集積方法が検討されているが、作業時に受ける被ばく線量や、長期的な安全性、工期などから総合的に評価し、適切な方法を選定していく必要がある（図18）。



（出典：東京電力）

図18 ゼオライト等安定化検討内容

3.3.2.2 燃料デブリ取り出し等の廃炉工程を見据えた汚染水対策の課題

燃料デブリ取り出しにおいて、試験的取り出し、段階的な取り出し規模の拡大、取り出し規模の更なる拡大で得られる様々な情報、経験、実績を踏まえ、汚染水処理のシステム全体の検討を行うことが重要な課題となる。燃料デブリの切削・加工等に伴い、 α 粒子を含む燃料デブリ由来物質が水処理設備に混入する可能性が否定できないため、水処理設備のモニタリングの強化や、 α 粒子捕集設備の設置、臨界監視などの対策をとる必要がある。

取り出し規模の更なる拡大においては、水処理設備の処理容量の拡大や、持続的な安定運転を実現するためのシステム構築が課題となる。ここでは、 α 粒子やその他放射性物質の除去方式だけでなく、設置場所を考慮した設備の小型化、高線量下での運転保守、既設の浄化設備の利用方法などを検討しておくことが必要である。

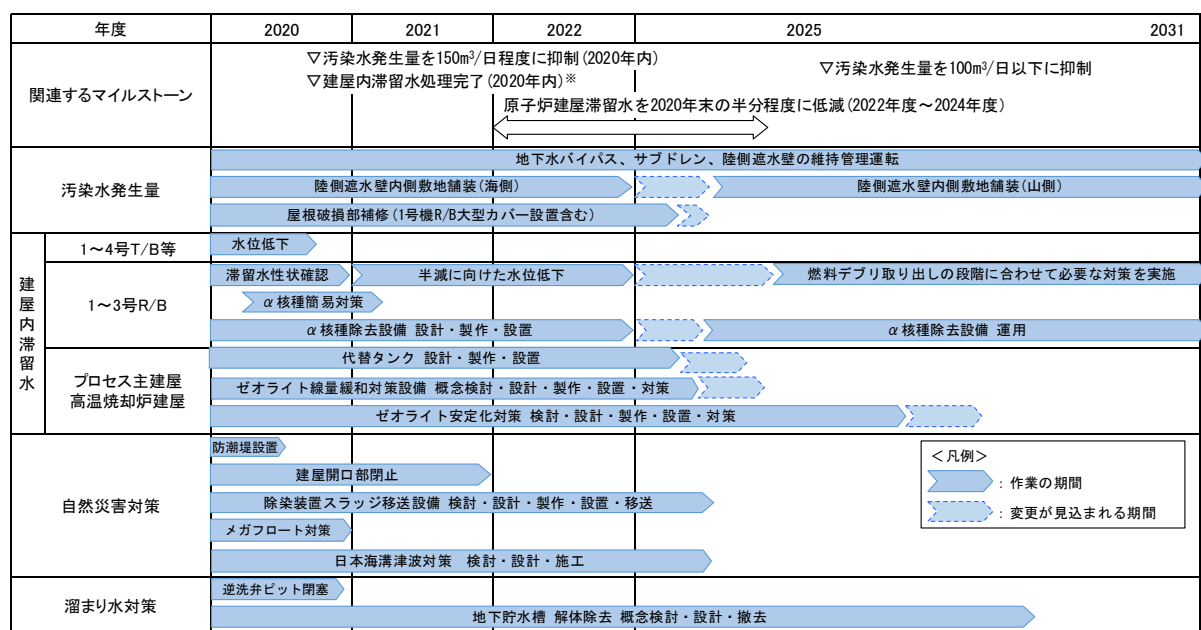
また、汚染水対策の効果を長期にわたって維持するため、設備の定期的な点検、更新を確実に行うことが必要である。さらに、津波、豪雨など大規模自然災害リスクについては、2020年4月に内閣府より公表された「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデルの検討について（概要報告）」を受け、津波影響の再評価を行い、新たに日本海溝津波防潮堤を2023年度までに設置する

計画である。今後、その再評価結果等を踏まえレジリエンス（強靱性）に配慮した対策を実施していく必要がある。

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

3.3.2.3 主な技術課題のまとめ

本節に述べた主な技術課題と今後の計画を整理すると、図 13 及び図 19 のとおりである。



※ 1～3号機原子炉建屋、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋を除く。

図 19 汚染水対策に係る主な技術課題と今後の計画（工程表）

3.4 使用済燃料プールからの燃料取り出し

3.4.1 目標と進捗

（目標）

- (1) 周辺地域で住民の帰還と復興が徐々に進む中、放射性物質の飛散防止をはじめとしたリスク評価・安全確保を確実に行之、1号機は2027～2028年度、2号機は2024～2026年度にプール内燃料取り出しを開始する。3号機については、2020年度内にプール内燃料取り出しを完了する。
- (2) 事故の影響を受けた1～4号機の燃料については、使用済燃料プールから取り出したのち共用プール等に移送し適切に保管することにより、安定管理状態とする。なお共用プール容量確保に向け、共用プールに保管されている燃料を乾式キャスク仮保管設備へ移送・保管する。
- (3) 取り出した燃料の長期的な健全性の評価及び処理に向けた検討を行い、将来の処理・保管方法を決定する。

（進捗）

東京電力は、中長期ロードマップ及び廃炉中長期実行プランに示された新たな作業計画に基づき取組を進めている。

1号機は、水素爆発により、オペレーティングフロア（以下、「オペフロ」という。）上に屋根板、建屋上部を構成していた鉄骨等の建築材及び天井クレーン等が図20のとおりガレキとして崩落している。住民の帰還が進む中、ダスト飛散リスクの更なる低減の観点から、1号機のプール内燃料取り出しについては、オペフロ全体を大型カバーで覆い、カバー内においてガレキ撤去やプール内燃料取り出しを行う工法への変更が行われた。本工法のイメージを図21に示す。現在、大型カバー設置に向けた準備を進めるとともに、オペフロのガレキ撤去作業等を継続している。



崩落屋根下の既存設備の状況（イメージ図）



南側崩落屋根の状況

（東京電力資料をNDFにて加工）

図20 1号機オペフロ崩落ガレキの状況



ガレキ撤去時（イメージ図）

燃料取り出し時（イメージ図）

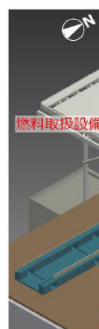
（東京電力資料をNDFにて加工）

図 21 1号機 プール内燃料取り出し工法

2号機は、1号機と同様にダスト飛散リスクの更なる低減の観点から、オペフロ上部を解体せず、原子炉建屋南側からアクセスする工法が採用され、現在、準備を進めている。本工法のイメージを図 22 に示す。



燃料取り出し工法（イメージ図）



燃料取扱設備（イメージ図）

（東京電力資料をNDFにて加工）

図 22 2号機 プール内燃料取り出し工法

また、1/2号機周辺の環境整備の一環として行われていた1/2号機共用排気筒の解体は、地元企業が元請として取り組み、2020年5月に作業を終了した。

3号機は、2020年度内の取り出し完了に向け、安全最優先に取り出し作業を進めている。2020年8月現在、315体¹⁷の取り出しが行われ、共用プールへの移送を継続している。

5、6号機は、当面、当該号機の使用済燃料プールにおいて適切に保管した後、1～3号機の作業に影響を与えない範囲で燃料取り出し作業を実施することとしている。

なお、5、6号機を含むプール内燃料を全て取り出し共用プールに保管するためには、共用プールの空き容量を確保する必要があり、共用プール内燃料の一部を乾式キャスク仮保管設備へ移送

¹⁷ 東京電力、「使用済燃料等の保管状況」、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第81回）資料3-2、2020.8.27

する必要がある。この実現のために、東京電力は乾式キャスク仮保管設備の増設計画や新燃料の所外搬出計画に取り組んでいる。共用プール及び乾式キャスク仮保管設備の空き容量の状況は、図 23 のとおりである。

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

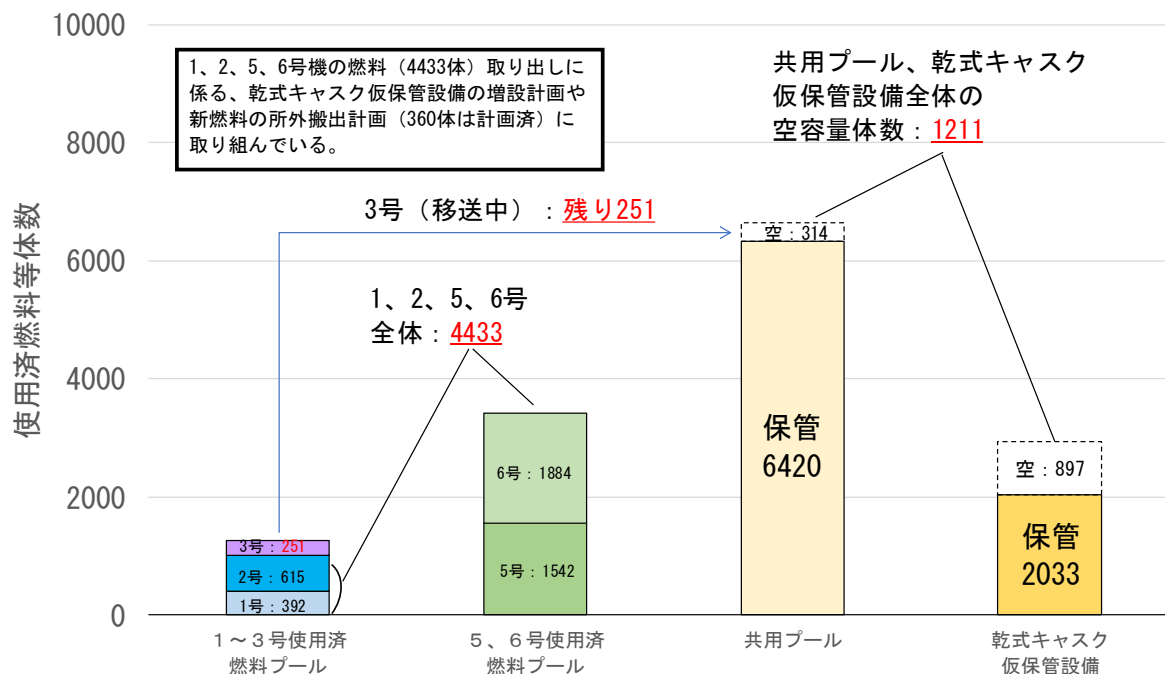


図 23 使用済燃料の保管状況（2020 年 8 月時点）

3.4.2 主要な課題とそれを実現する技術戦略

3.4.2.1 プール内燃料取り出し

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

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

1号機は、今後、大型カバーの設計・設置やオペフロ上部のガレキ等の残置物の撤去が進められることになる。オペフロ上部には、天井クレーンが不安定な状態で存在しており、燃料交換機への崩落、及びそれに伴うこれらの使用済燃料プールへの落下を防止するため、安全かつ確実に天井クレーンを撤去することが主要な課題の一つである。そのため、現在進めている天井クレーンの撤去方法の検討に当たっては、安全評価を尽くすことが前提であり、①リスク項目を抽出し得る具体的な作業手順及び作業計画の作成、②そこから想定されるリスクシナリオとその対策、③作業員被ばくなどのオペレータ視点に立った考慮事項の抽出、④合理性や他の作業への影響などの観点を踏まえ、総合的に検討していくことが重要である¹⁸。

なお、1号機のプール内に事故前より保管されている被覆管の破損した燃料 67 体については、

¹⁸ NDF、「福島第一 1 号機燃料取り出し工法（プラン）の選定に関する評価」、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 73 回）資料 3-2、2019.12.19

事故後の状況の確認、取扱方法の検討とその開発、及び取扱に係るリスク検討など、具体的な取扱計画の検討を進めていく必要がある。

2号機は、オペフロ南側の開口から、これまで国内原子力施設では経験のないブーム型クレーン式の燃料取扱設備を用いて、プール内燃料取り出しを行う。新たな設備であることから、①適切な裕度を持たせた設計スケジュールの設定、②現場状況と操作方法を十分に模擬したモックアップ試験の実施及びその結果の設計・製作への確実なフィードバック、③遠隔操作により取り出しを行うことから事前に設備の操作・機能性の十分な習熟などが重要である¹⁹。

3号機は、ハンドル変形燃料が16体確認されており、その状況を図24に示す。これらの取り出しは、2020年度下期に予定されている。ハンドル変形燃料の取り出しでは、燃料ラックから安全に吊り上げて輸送容器に確実に収納することが重要である。このため、東京電力では、現地の状況を十分踏まえ、ガレキの影響に対する解析評価やハンドルの変形を考慮した強度試験を行うとともに、以下の準備を進めている。

- 燃料とガレキまたは燃料ラックとの干渉を回避するため、燃料ラック上部の細かいガレキを撤去するツールの製作。
- 燃料取扱機の既存の掴み具で把持できないハンドル変形の大きい4体の燃料については、新たな掴み具の設計を進めており、掴み具が準備でき次第、吊り上げ試験を実施。
- 燃料取扱機の既存の掴み具で把持できる燃料11体については、700kgに制限した荷重（通常の規定荷重は1t）にて吊り上げ試験を2020年5月に実施した。その結果、7体が吊り上げ可能（試験後着座位置が高くなった燃料3体を含む）であり、3体が吊り上げ不可、及び1体が燃料取扱機のマストが寄り付けないことが確認された。

吊り上げ不可が確認された3体の燃料を確実に吊り上げができるよう、以下のとおり、複数の対応を計画している。

- ✓ 燃料ラック上部の細かいガレキを撤去するツールによる、燃料ラック上部のガレキの撤去
- ✓ ハンドル強度試験を踏まえ見直しされた吊り上げ荷重による、再度の吊り上げ試験
- ✓ 燃料ラックの切断も視野に入れた対応

燃料取扱機のマストが寄り付けないことが確認された1体については、マニピュレータによりマストを押し込むことで燃料へ寄り付き、2020年8月の吊り上げ試験により、吊り上げ可能であることが確認された。

- 2020年5月に実施した吊り上げ試験後に新たに確認されたハンドル変形燃料1体についても、2020年8月の吊り上げ試験により、吊り上げ可能であることが確認された。

このように、事前の確認及びそのフィードバックを適宜実施し、複数の対応も検討するなど、取り出しに向けた準備を確実に実施していくことが重要である。

そのほか、これまでの経験から品質保証の体制整備及び予備品の確保も確実に実施していくとともに、これら3号機の対応や4号機の経験も含め、得られた知見を蓄積し、今後の1、2号機の燃料取り出しに活かしていくことが必要である。

¹⁹ NDF、「福島第一2号機燃料取り出し工法（プラン）の選定に関する評価」、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第71回）資料3-2、2019.10.31



図 24 ハンドル変形燃料 16 体の状況²⁰

3.4.2.2 将来の処理・保管方法の決定

プール内燃料の将来の処理・保管方法は、事故時に受けた海水やガレキの影響を考慮した上で決定することが必要である。これまで、4 号機から取り出した燃料について海水やガレキの影響評価を行い、これらの影響は少ないと見通されているものの、今後取り出す燃料の状況を踏まえ、

²⁰ 2020 年 8 月 27 日 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第 81 回)資料 3-2 使用済燃料対策より抜粋

長期的な健全性の評価及び処理に向けた検討を進め、将来の処理・保管方法を決定する必要がある。

3.4.2.3 主な技術課題のまとめ

本節に述べた主な技術課題と今後の計画を整理すると、図 25 のとおりである。

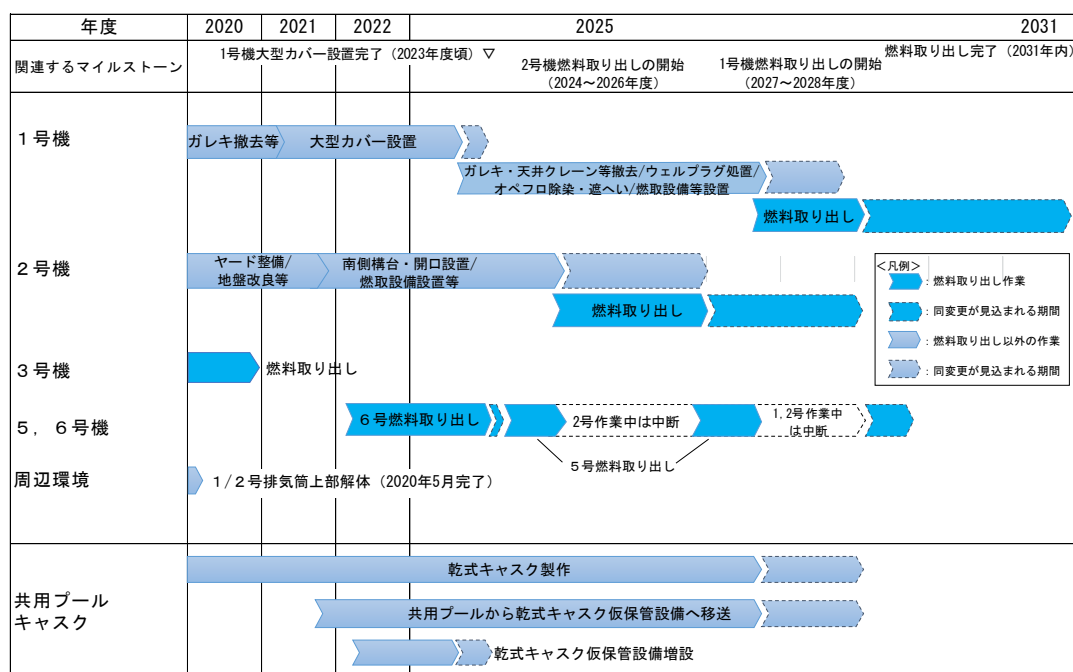


図 25 プール内燃料取り出しに関する主な技術課題と今後の計画（工程表）

3.5 廃炉の円滑な推進に向けた分析結果の活用

3.5.1 分析の意義と現状

福島第一原子力発電所の廃炉作業を安全かつ着実に進捗させるためには、廃棄物や燃料デブリの取扱いに要する分析施設や機能を構築・整備する必要がある。また、分析結果を各廃炉作業に効率的に活用していくための体制構築も重要である。

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

放射性物質分析・研究施設（施設管理棟、第1棟、第2棟）は、福島第一原子力発電所の廃炉に必須な分析施設として政府の補正予算により JAEA によって整備が進められており、得られた分析結果は、廃炉の円滑な推進、廃止措置に向けた放射性物質の確実な処理・処分方策とその安全性に関する技術的基盤の確立等に寄与することが求められる。現状の固体廃棄物の分析は、JAEA 茨城地区の分析施設や民間分析施設（日本核燃料開発株式会社（NFD）、ニュークリア・デベロップメント株式会社（NDC））で実施されており、今後も有効な活用が期待される。

3.5.2 主な課題と戦略

固体廃棄物の分析結果は事故によって発生した多種、多様の廃棄物の処理・処分方策の検討にとって重要な基礎情報である。また、燃料デブリの分析結果は、取り出し工法、保管管理、処理処分、事故原因の究明、原子力に関する安全性向上等多くの反映先があり、その関係は福島第一原子力発電所の廃炉の進捗とともに変化していく（添付資料7）。分析結果は廃炉を円滑に進めるための上記検討における不確実性の幅を小さくするための「重要な一駒」であることを正しく認識し、分析結果を効率的に収集・評価できる分析体制、分析施設や機能を構築・整備する必要がある。特に、取り出し工法の検討においては、安全確保を確認しつつ過剰な安全設計を緩和するために、モニタリングデータとともに、分析データが重要な役割を果たす。したがって、廃炉プロジェクトの上位に分析を位置付けることが極めて重要である。

現在、分析実施を計画している施設の役割分担は、廃炉の進捗に沿って求められる分析の中身、質、量等が変化していくことを考慮した上で各施設の特徴を踏まえて適切に最適化されるべきである。この際、分析需要が上振れするリスクを考慮して、施設の拡張性や運用の柔軟性を考慮しておくことが必要である。

さらに、上記の施設群を安定的に稼働するために必要な人的資源は不足しており、分析技術者の確保と維持の検討が必要である。この際には、上記最適化で必要とされる種々の分析業務に対して分析技術者に期待される資質をあらかじめ考慮し、求められる役割が適切に達成されるよう計画することが必要である。現場分析員及び委託分析の監督者クラスの育成に関しては、民間分析施設の取組を参考に東京電力においても非化学系の職員を OJT²¹等で育成することが可能と考

²¹ OJT（On the Job Training）とは、職場で実務をさせることで行う職業教育のこと。

えられる。しかしながら、予め分析結果の活用方法を見越した分析範囲や項目等を立案できる有能な人材（分析評価者）は希少であり、これを増やすことに取り組むことが重要である。

廃炉の迅速化の観点から、放射性物質分析・研究施設等の構外輸送が不要な施設の運用においては「即時性」や「即応性」を求めることが重要である。特に未知な試料を対象とする燃料デブリ取り出し作業においては非常に困難な分析作業が想定されるが、遅滞ない分析によって廃炉作業に遅れを生じさせないという視点が重要であり、分析結果が、計装モニタリング・目視観察・その場計測・計算評価（シミュレーション）が与える内部状況の推測結果をベンチマークする機能があることにも着目するなど、分析結果と現場情報の総合的な利用を図り、合理的な分析計画を追求することが重要である。

廃炉事業の展開（工法・装置エンジニアリング、安全評価・安全設計、廃炉オペレーション）に沿って、求められる分析の中身、質、量等が変化していくことを考慮し、これに対応する組織や施設の役割分担を適切に設置して総合的な評価に基づく判断をしていくためには、東京電力自らが分析に関わる活動全体を管理・主導する積極的な体制を作っていくべきである。このような観点から、東京電力においては外部の専門家の協力も得て、廃炉作業に係る分析の全体戦略や分析計画の検討に早期に着手することが必要である。

4. 研究開発への取組

4.1 研究開発の意義と現状

福島第一原子力発電所の廃炉を安全、確実、合理的、迅速及び現場指向の視点で推進していくためには、研究開発が必要となる困難な技術課題が多数存在する。2021 年の燃料デブリの試験的取り出しが目前に迫った現在、段階的な取り出し規模の拡大、取り出し規模の更なる拡大に向け、現場での適用を見据えた研究開発を加速する必要がある。

これら技術課題を解決するため、国内外の大学や JAEA などの研究機関による基礎・基盤研究や応用研究並びに IRID、海外企業、東京電力などによる実用化研究、現場実証が、産学官の多様な主体により実施されている。これらの研究開発を推進するため、政府は、応用研究、実用化研究及び現場実証のうち難度の高いものは廃炉・汚染水対策事業により、基礎・基盤研究に係るものは英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業（以下「英知事業」という。）により支援しており、東京電力においても現場適用に直結した研究開発に取り組んでいる。これら研究開発体制の概略を図 26 に示す。

NDFにおいては、このような関係機関をメンバーとして研究開発のニーズとシーズの情報共有、廃炉作業のニーズを踏まえた研究開発の調整、研究開発・人材育成に係る協力促進などの諸課題について検討する「廃炉研究開発連携会議」を設置している。

また、研究開発を進めるに当たっては、櫛葉遠隔技術開発センター、大熊分析・研究センター、廃炉環境国際共同研究センター（以下「JAEA/CLADS」という。）も活用し、国際的な視点を含めた廃炉研究開発拠点を整備していくことが重要である。

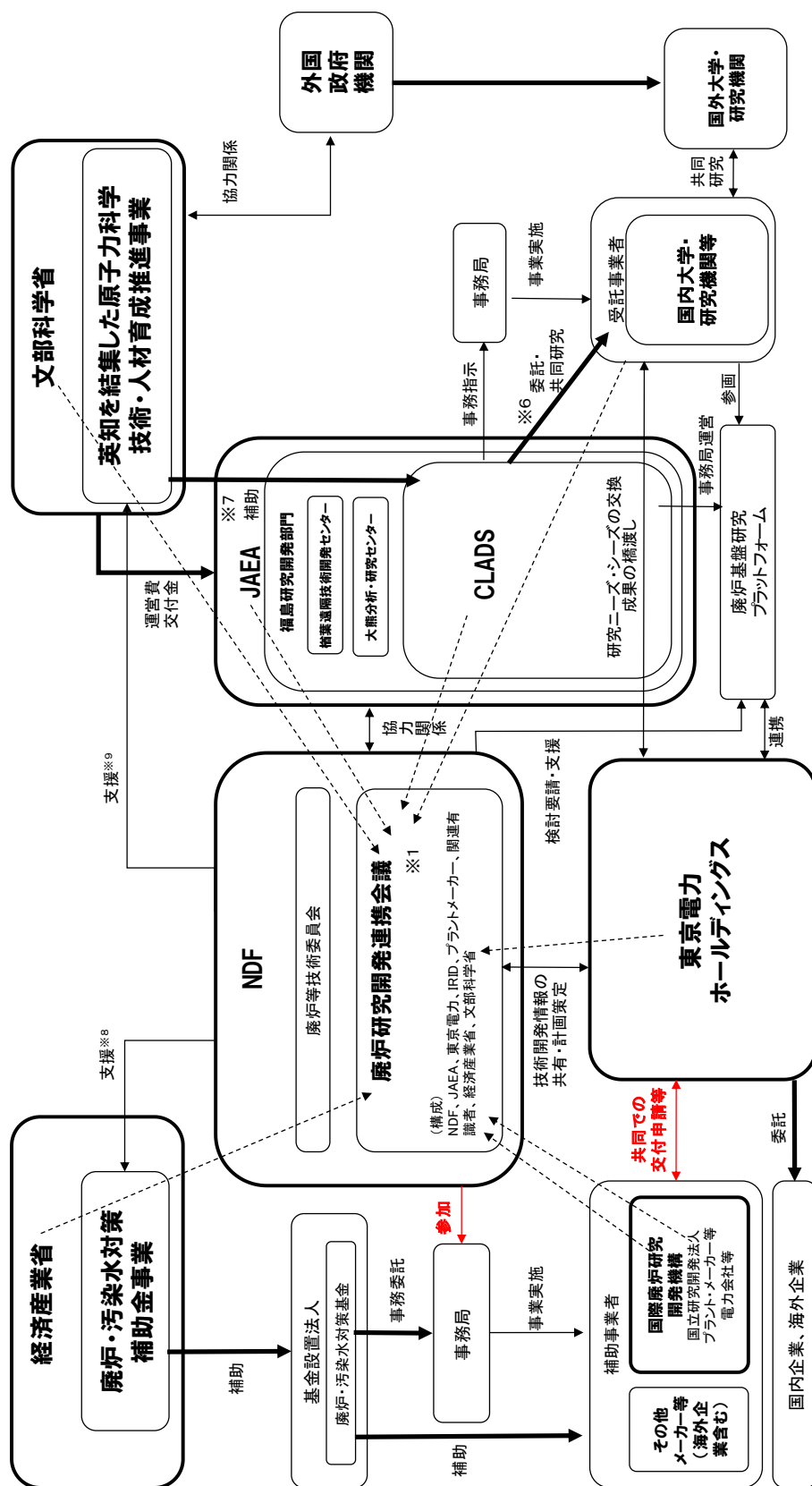


図 26 福島第一原子力発電所の廃炉に係る研究開発実施体制の概略（2020 年度）
（赤字：体制を強化した箇所）

4.2 主な課題と戦略

4.2.1 廃炉・汚染水対策事業における研究開発管理体制の強化

4.2.1.1 廃炉・汚染水対策事業

経済産業省は廃炉を進める上で課題となるような難度の高い技術課題について、その解決を図るための研究開発に対して廃炉・汚染水対策事業により支援を行っている。廃炉・汚染水対策事業は、図 26 に示すように基金設置法人、事務局を介して研究開発を実施する IRID その他の企業等の事業者を選定し、必要な補助を行っている。廃炉・汚染水対策事業により PCV 内の調査、内部状況の把握が進展するなど廃炉作業を進める上で大きな成果が得られている。これまで実施されてきた廃炉・汚染水対策事業の実施概要を添付資料 12 に示す。

4.2.1.2 研究開発管理体制の強化

東京電力は、これまで至近の廃炉作業に係る研究開発に注力していたが、現在では廃炉中長期実行プランを公表するなど、研究開発においても、中長期的な計画に基づいた戦略的な取組に移行してきている。この状況を踏まえると、廃炉・汚染水対策事業は、東京電力によるニーズや現場適用を見据えた研究開発をより強化する必要がある。このため、今後の廃炉・汚染水対策事業に対する NDF と東京電力の関与を一層高めていくこととした。

具体的には、廃炉・汚染水対策事業において、プロジェクトの企画立案及び進捗管理の両方の機能を強化すべきという課題認識の下、NDF が廃炉・汚染水対策事業の事務局に参画する体制に移行するとともに、東京電力の現場適用者としての関与を明確化する体制とした。東京電力が研究実施主体と共同での交付申請を行うことで、現場適用性の観点からの要求を反映させるとともに、進捗管理を東京電力が自らのプロジェクト管理と連携して行っていく。

これらのことにより、廃炉・汚染水対策事業はよりニーズ主導の研究開発となり、現場適用性の高い研究開発となってきている。また、廃炉・汚染水対策事業における研究開発の企画立案という NDF の役割もより明確となった。

なお、東京電力はこのような仕組みを構築しつつ、併せて自らが行う研究開発の比重を高めていく努力が求められている。NDF は、東京電力と情報交換や意見交換によるコミュニケーション強化を行いつつ、ともに現場のニーズや適用性を考慮した案件を企画するとともに、研究開発の目的や成果の達成目標時期に合致した開発となるよう、研究開発の進捗状況を管理していく。

4.2.2 今後約 10 年間を見通した研究開発中長期計画の作成

4.2.2.1 研究開発中長期計画の作成

中長期ロードマップで今後約 10 年間の方向性及びそれを支援する研究開発の推進が示されたが、これに対して、廃炉中長期実行プランも踏まえ、NDF と東京電力は燃料デブリの取り出し規模の更なる拡大の達成に向け必要な研究開発の抽出とその実施を適切に管理するため、研究開発の今後約 10 年間の研究開発の全体を俯瞰した研究開発中長期計画を作成することとした（添付資料 13）。この研究開発中長期計画においては、燃料デブリ取り出しにおける各段階で現在想定される研究開発項目及び内容を東京電力の廃炉中長期実行プランと紐づけた形で明らかにしてい

る。また、毎年度作成する次期研究開発計画は、この研究開発中長期計画に基づき策定し、各研究開発が廃炉工程のどこにどのように位置づけられるかを明確にする。研究開発中長期計画は、PCV 内部調査等の進展や燃料デブリの分析により明らかになった情報、研究開発の進展、東京電力の廃炉中長期実行プランの改訂等を踏まえ継続的に更新・拡充を図っていく。

4.2.2.2 次期研究開発計画の作成

NDF は廃炉・汚染水対策事業を支援するため、毎年度、次年度以降直近 2 年間で行うべき廃炉研究について次期研究開発計画案を作成し、燃料デブリ取り出し専門委員会、廃棄物対策専門委員会での審議を経た後、廃炉等技術委員会で審議し NDF 提案として取りまとめている。この次期研究開発計画案は、経済産業省から廃炉・汚染水対策チーム会合事務局会議に報告され、次年度以降この計画に沿って廃炉研究が進められる。廃炉・汚染水対策事業は、この次期研究開発計画に基づき公募がなされ、採択された事業者により廃炉研究開発が実施されている。

4.2.3 廃炉現場と大学・研究機関におけるニーズとシーズのマッチング

4.2.3.1 ニーズから導き出された重要研究開発課題と基礎・基盤研究の全体マップ

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

また、長期にわたる福島第一原子力発電所の廃炉を推進するに当たっては、中長期的な観点から、原理の理解や理論に基づいた理工学的検討も重要である。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、課題の調査、ニーズ側の問題意識、想定される研究イメージなどを含め、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（添付資料 14）。現在、廃炉基盤研究プラットフォーム²²においてこれら重要研究開発課題について更に検討が深められている。これらの重要研究開発課題は、2018 年 5 月から JAEA/CLADS が開始した英知事業の公募に活用されてきた。なお、現在の英知事業の公募に当たっては、JAEA/CLADS がこれらの重要研究開発課題も含め、汚染水対策から廃棄物の処理・処分まで含めた廃炉全体を俯瞰し、求められる研究開発のニーズとシーズを整理した「基礎・基盤研究の全体マップ」を活用している。

4.2.3.2 基礎研究拠点・研究開発基盤の構築

長期にわたる福島第一原子力発電所の廃炉を技術面においてより着実なものとしていくためには、重要研究開発課題の実施をはじめ、基盤技術や基礎データの整備、研究拠点や研究施設・設備の構築、人材の育成等、研究開発基盤の整備や技術知識の蓄積が必要不可欠である。福島第一原子力発電所の廃炉は、最先端の科学技術の試行の場でもあり、こうした蓄積がイノベーションの源泉となっていくことが期待される。

JAEA/CLADS の国際共同研究棟（福島県富岡町）は、国内外の大学、研究機関、産業界等がネ

²² 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

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、東京電力や大学も入居して研究等を実施している。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、英知事業は文部科学省の委託事業から、JAEA/CLADS 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。2019 度から、英知事業に新たに「研究人材育成型廃炉研究プログラム」を創設し、大学等の教育研究機関と JAEA/CLADS の双方に研究・人材育成拠点(連携ラボ)を形成した上で²³、組織間をクロスアポイント制度で結ぶ研究開発・人材育成事業を開始しており、JAEA/CLADS の機能強化を図っている。さらに 2020 年度から、廃炉現場のニーズに直結する研究開発を行う「課題解決型廃炉研究プログラム」に重点化するとともに、同プログラムに 39 歳以下の若手枠を創設し、長期にわたる廃炉を支える若手研究者の参画・育成を進めている。

4.2.3.3 ニーズとシーズのマッチングの強化に向けて

廃炉現場の課題解決に資する基礎・基盤研究については、英知事業を中心に優れた研究成果が得られているものもあり、その成果を廃炉現場に直接反映していくことは重要な課題である。これを実現するため、JAEA/CLADS の基礎・基盤研究の全体マップを活用しつつ、廃炉現場からのニーズと大学・研究機関のシーズのマッチングや得られた優れた成果の橋渡しを行うことが不可欠である。このような認識を踏まえ、英知事業においては、JAEA/CLADS は東京電力の知見を借りつつこれまでの採択課題の現場適用性の評価と当該評価を踏まえた現場適用の加速に取り組んでいる。また、英知事業の運営の基本方針を提示する「ステアリングコミッティ²⁴」に廃炉・汚染水対策事業を所管する経済産業省や国内廃炉関係事業者を構成員に加えるとともに、研究マネジメントを担うプログラムオフィサー(PO)に新たに東京電力を加えるなど、ニーズ側の視点をより強く反映させる取組を強化している。さらに、2019 年度から東京電力において、大学の有する廃炉に関する技術シーズを発掘すべく、英知事業の成果も踏まえた新たな大学との共同研究が開始される²⁵など、政府(文部科学省、経済産業省)、JAEA/CLADS、NDF、東京電力など関係機関はニーズとシーズのマッチング及び成果の橋渡しの強化に向けて、さらに連携を強化していく必要がある。

²³ JAEA は福島県内の拠点の他、東海・大洗の拠点も使用可

²⁴ プログラムディレクター、大学・研究機関の有識者、NDF、東京電力で構成し、文部科学省に設置

²⁵ 東北大学、福島大学、東京大学、東京工業大学(東京大学以外は 2020 年度から開始)

5. 技術戦略を支える取組

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

5.1.1 プロジェクト管理の意義と現状

廃炉の各作業分野における個々の作業においては、一般に研究開発→概念設計→詳細設計→製作→現地据え付け工事→検査→運用、といったプロセスを経て進められることとなる。加えてその間に、必要に応じて原子力規制委員会による審査や各種検査も加わることになる。こうした一連のプロセスを漏れなくまた遅滞なく実施していくに当たっては、長期計画において定める大きな作業の流れを適切な規模の管理単位である個別プロジェクトとして設定することが有効である。その上で、プロジェクト間の相互関係並びに時系列的な関係を最適化し、またプロジェクトに内在するリスクを適切に管理できるように、高度化されたプロジェクト管理体制の下で総合的に進めていくことが重要である。

5.1.1.1 廃炉中長期実行プランの策定

東京電力は、福島第一原子力発電所の事故以降、原子力災害対策特別措置法及び原子炉等規制法²⁶に基づく要求や、廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議において決定された中長期ロードマップの目標工程に従い、廃炉事業を実施してきた。今回、事故後 10 年を迎えるにあたり、東京電力はこうした目標工程をどのように達成するのかを示した廃炉中長期実行プランを作成・公表することで、複雑かつ長期にわたる作業見通しを具体化するとともに、地元や社会に対する廃炉事業の透明化を図り、主体的に廃炉に取り組む姿勢を明らかにした。

福島第一原子力発電所の廃炉作業は不確実性が大きい事業であるものの、廃炉中長期実行プランを踏まえることで、研究開発、人材、調達についても中長期を見据えた計画を作成できるため、廃炉中長期実行プラン作成の意義は大きい。今後この廃炉中長期実行プランを効果的に役立てるためにも、新知見や現場状況などを踏まえて不断の見直しを行っていくことが重要である。

5.1.1.2 プロジェクト管理の一層の強化

汚染水対策や、プール内燃料取り出しなど「緊急的に取り組まざるを得ない状態」が一区切りしつつあるなか、東京電力は、今や「先々を見越して戦略的に進めていく段階」の中でも「未踏の領域に計画的に取り組む局面」に直面している。

こうした中、東京電力は、2020 年 4 月に福島第一廃炉推進カンパニーを組織改編することにより、プロジェクト管理型へ廃炉事業の転換を行った。しかし、東京電力はプロジェクト管理型組織として出発点に立ったところであり、燃料デブリ取り出し等の不確実性及び技術的難易度の極めて高い取組が本格化していく中でも、放射線レベルが高い環境の下で複数作業を同時並行で行うなど、複雑かつ重層的な大規模プロジェクトを安全・確実・迅速に進めていくには、以下の取組を徹底して実行することによって、プロジェクト管理の一層の強化を図っていく。

²⁶ 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律

- ・予算管理等について、プロジェクト実施部門の権限及び責任を明確化するとともに、プロジェクトマネージャーに対してプロジェクトを貫徹する責任者である意識の浸透やプロジェクト管理能力の向上を図る。
- ・プロジェクトマネージャーは、プロジェクトの予算や工程、作業、リスク、品質、人員等の統合管理を行っていくことにより、プロジェクトを貫徹していく。その際、エンジニアリングと研究開発とを一体としてプロジェクトの内側に取り込むことで、不確実性と技術的難度の高いプロジェクトの遂行を確かなものとしていく。
- ・プロジェクト管理部門は、現場実態や進捗に応じて廃炉中長期実行プランを適正に更新するとともに、各プロジェクトの進捗状況のモニタリング、進捗状況に応じた必要な是正の指示、プロジェクトの進捗に応じたリソースコントロール等を行っていく。プロジェクトマネージャーは、プロジェクト管理部門からの指示を的確に実行するために関係するプロジェクトと調整を図っていく。その際、廃炉作業全体の最適化の視点から各プロジェクトの領域を変更することがより適切と認識した場合には、プロジェクトミッションの見直し等をプロジェクト管理部門に進言していく。
- ・必要なプロジェクト管理の手法・ツールを国内外から積極的に導入することにより、効果的なプロジェクト管理を行っていく。

5.1.2 主な課題と戦略

5.1.2.1 プロジェクト活動における「安全とオペレータ視点」の充実

工法や設備などの設計検討（エンジニアリング）のような取組を進める際に、特に技術的難易度の高い課題に対しては、工法や設備などを物理的に実現させることに重きをおく傾向がある。しかしながら、取組の成果を実際に現場で実現するためには、物理的な実現に加え、

- ・核燃料物質等という危険物を扱う²⁷事業執行者としての「安全視点」
- ・福島第一原子力発電所廃炉の現場を熟知したオペレータ²⁸が持つ「オペレータ視点」

が、当該の工法、設備に十分に反映されていることが不可欠である。

そのためには、工法、設備を現場で実現するまでのプロジェクト活動において、これらの視点が十分に反映される必要がある。十分な反映がなされなければ、結果として現場に適さない工法、設備等の成果がもたらされ、安全かつ安定的な廃炉を妨げてしまう。

こうした事態に陥らないよう「安全視点」及び「オペレータ視点」をプロジェクト活動の上流で取り入れるための業務プロセスを早期に確立する必要がある。

5.1.2.2 安全視点を第一とする考え「安全ファースト」の浸透

福島第一原子力発電所に多量に存在する核燃料物質等は、事業者がこれら潜在的危険物質の潜在的危険性を十分に抑制し、災害防止上支障がない状況を確保する場合に限り、これらを扱うこ

²⁷ 燃料デブリは現在一定の安全状態にあるが、燃料デブリ取り出し作業はこの安定状態に対して積極的に外乱を与える行為となる。すなわち、燃料デブリ取り出し作業においては、α放射性物質を非密封状態で取り扱うことになること、また一時的に臨界リスクが高まる可能性があることから、その作業に当たってはこれまで以上に入念な作業管理（臨界管理、被ばく管理、運転管理、監視強化等）を必要とする。

²⁸ オペレータとは現場（運転、保全、放射線管理、計装、分析等）を扱う人・組織の総称。

とが許される。このことは福島第一原子力発電所が事故直後の緊急避難的な応急措置段階から、長期的な課題への計画的な対応段階に移行した今、再度明確に認識すべきことである。

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

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

5.1.2.3 オーナーズ・エンジニアリング能力の向上

(1) 事業執行者（発注者）である東京電力の役割

燃料デブリ取り出しに代表される複雑かつ広範囲なエンジニアリングを手戻りなく確実に進めるためには、プロジェクトの上流側において、事業執行者（発注者）である東京電力からの要求事項をサプライチェーンの受注候補者（メーカ、ゼネコン等）に明確に伝えることが、プロジェクトの手戻り防止に有効である。要求仕様書には、まずはシステム全体としての性能要求があり、次にその性能要求を達成するために必要な個々の機器・設備に対する機能要求がくる。発注者である東京電力は最低限システム全体の性能要求が書けていれば良く、機能要求についてはサプライチェーンの受注候補者に委ねる、あるいは一緒に作り込んでも、特に大きな問題は生じない。

(2) オーナーズ・エンジニアリングにおける「安全とオペレータ視点」の重要性

規模を更に拡大した燃料デブリ取り出しは、複雑かつ広範囲である上に、得られた情報が限られ不確実性が高く、かつ、過去に前例のない高難度の作業となることから、従来型のエンジニアリングの進め方²⁹が当てはまるとは限らず、むしろ当てはまらない可能性が高い。

燃料デブリ取り出しは、未経験の取組であるが故に、廃炉の事業執行者である東京電力からの目標設定・要求仕様エンジニアリング着手時点では必ずしも明確にならず、性能要求設定や工法・装置の物理的な実現性や性能保証の程度も試行錯誤的なものにならざるを得ない。したがっ

²⁹ 事業執行者である東京電力が提示した要求仕様に基づいてサプライチェーンがエンジニアリングを進める。

て、事業執行者の性能要求とサプライチェーンの機能設定及びエンジニアリングをある程度イタレーション型³⁰に行っていく必要がある（図 27 ルート 1～3）。

イタレーション型のエンジニアリングは、事業執行者とサプライチェーンとの契約も従来のものとはならないため³¹、東京電力は事業執行者として「エンジニアリング上の判断を行い、その結果に対して責任を持つこと」が強く求められる。そのためには、プロジェクト管理能力に加え、サプライチェーン全体を最適化するために事業執行者として有すべき能力、具体的には、工学的判断をする能力、事業リスクを評価する能力、発注仕様を具体化する能力等の事業執行者である東京電力がオーナー³²として主体的に行うエンジニアリング能力（オーナーズ・エンジニアリング能力）を向上させていく必要がある。

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

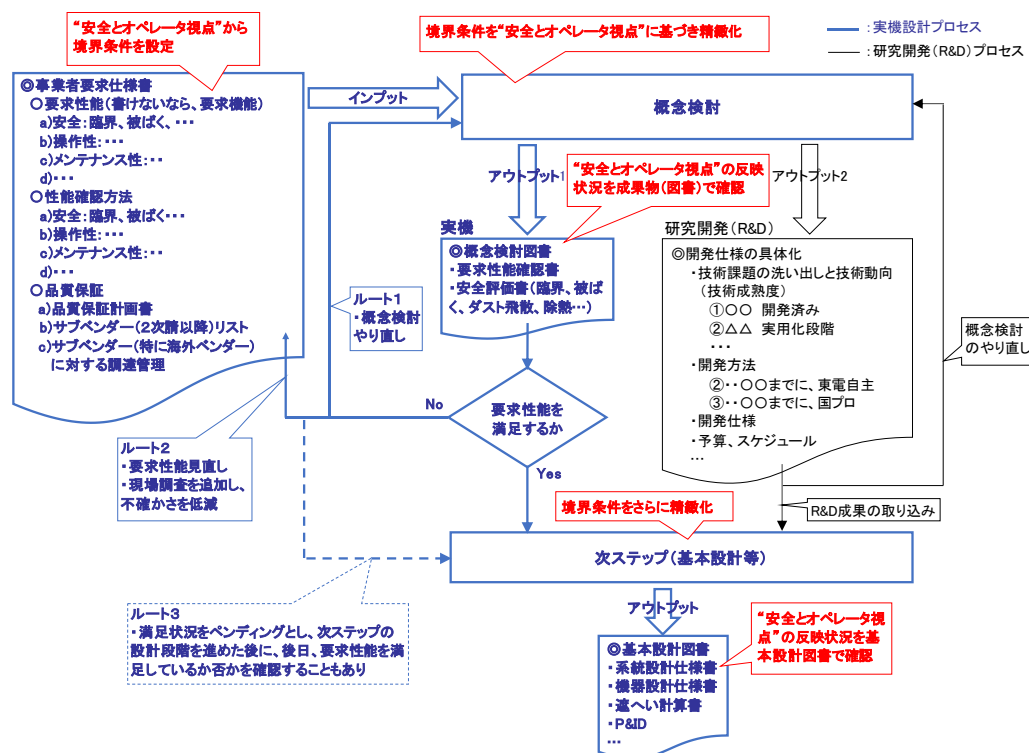


図 27 燃料デブリ取り出しの設計フロー（イメージ）

³⁰ ある結果を基に次の結果を求め、これを繰り返すことによって次第にエンジニアリングの完成度を高めていくやり方

³¹ これまでの原子力発電所の建設ではサプライチェーンが完成されたプロダクトを性能保証した上 (フルターンキー契約) で事業執行者に納品していた。

³² ここでいうオーナーには発災責任者、特定原子力施設認可者、設備所有者の3つの立場がある。東京電力はこの3つの立場から廃炉事業を執行している。(廃炉の事業執行者)

安全には、このレベルを達成しなければ当該の工法、装置は使用できないという安全の基準に係る最低限のレベルがある。この最低限のレベルを満足した上のレベルには選択の幅があり、その幅のなかで、達成される安全レベルとプロジェクトのコスト、期間（特に福島第一原子力発電所では長期間を要す重厚な安全対策を伴う工法、装置が必ずしも安全上プラスにならないことに留意）等のトレードオフ、一種の ALARP³³に基づき、採用する工法、装置が決定される。また、このような工法、装置が現場で実現可能かという問題もある。

The flowchart illustrates the ALARP process for determining safety standards. It begins with a red dashed box containing the first step: ① 安全の基準を決める (Determine safety standards). A blue arrow points down to the text '安全の基準を満足する工法、装置の選択肢' (Options for methods and equipment that satisfy safety standards), which is also labeled '(安全視点)' (Safety perspective). A blue arrow then points right to a green dashed box containing the second step: ② プロジェクトにて採用する工法、装置を検討する(ALARP) (Evaluate methods and equipment to be adopted in the project (ALARP)). From this box, a blue arrow points up to the text '工法、装置案を伝える' (Communicate methods and equipment proposals). Another blue arrow points right from the green box to a blue dashed box containing the third step: ③ 現場(熟知した者)が実現性を検討する(オペレータ視点) (Operators on-site evaluate feasibility (Operator perspective)). A blue arrow points down from this box to the text '実現可否を伝える(否の場合)' (Communicate feasibility (if not)). A blue arrow then points right from the blue dashed box to the text '④ プロジェクトにて工法、装置の決定' (Decision on methods and equipment in the project), which is preceded by the text '実現可否を伝える(可の場合)' (Communicate feasibility (if yes)).

```
graph LR; A[① 安全の基準を決める] --> B[安全の基準を満足する工法、装置の選択肢  
(安全視点)]; B --> C[② プロジェクトにて採用する工法、装置を検討する  
(ALARP)]; C --> D[工法、装置案を伝える]; D --> E[③ 現場(熟知した者)が実現性を検討する  
(オペレータ視点)]; E --> F[実現可否を伝える(否の場合)]; F --> G[④ プロジェクトにて工法、装置の決定]; G --> H[実現可否を伝える(可の場合)];
```

5.1.2.4 人材の育成・確保

長期にわたる廃炉事業を円滑に遂行していくための基盤として、人材の育成が不可欠である。そのためには、廃炉中長期実行プランに照らして、将来必要となる技術者の職種（設計、運転、保全、化学分析、安全評価、放射線管理等）や人数及び必要となる時期を想定して、それらを中長期人材育成計画としてまとめ、人材の育成と要員の確保を計画的に進めていくことが重要となる。特に、燃料デブリ取り出しのように、これまでの発電所運営で経験したことのないような遠隔による

73

非密封放射性物質の取扱いのような作業については、国内外のモックアップ施設での操作、試験的取り出しから段階的に規模を拡大しての取り出しでの実作業を通じ、個別に確保・育成を考える必要がある。

また、廃炉事業を支えるメーカ等の技術者、研究者の人材育成も重要な課題であり、廃炉研究、エンジニアリング及び廃炉作業の実施を通しての OJT を基本としつつ、2019 年度 NDF が企画実施した廃炉人材育成研修などの研修等を活用しての人材育成を図っていくことが重要である（添付資料 15）。

(2) 将来の福島第一原子力発電所の廃炉を担う次世代の育成

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

高等教育段階の学生に対して、原子力産業に関する理解促進活動を産業界と大学等の教育機関が連携して継続的に実施していくことに加えて、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が必要である。

具体的には、次世代を担う人材の育成のためには、研究者・技術者が安定して輩出されることが何よりも根本的に重要であり、この観点からも、英知事業において 39 歳以下の研究代表者で構成される研究グループを対象としたプログラムが実施されている他、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。更に、NDF においては、福島県をはじめとした女子中高生を対象に女性研究者・技術者との交流を通じて廃炉等への関心を高める取組として、経済協力開発機構／原子力機関（以下「OECD/NEA」という。）と連携した「国際メンタリングワークショップ Joshikai in Fukushima」を開催し、女性の理解促進及び開発検討への参画意欲の向上を図っている。

今後も初等中等教育段階の児童・生徒、大学・高専をはじめとした高等教育段階の学生、若手研究者・技術者など次世代を担う人材確保のための施策を引き続き推進・強化していくことが必要である。

5.2 国際連携の強化

5.2.1 国際連携の意義と現状

近年、原子力利用の黎明期に建設された原子炉や核燃料サイクル関連施設が運転寿命を迎え、各国ではこれらの施設の廃止措置が本格化している。また、過酷事故を起こした原子炉としては、英国のウィンズケール原子炉 1 号炉（Windscale Pile-1）、米国のスリーマイルアイランド原子力発電所 2 号炉（TMI-2）、ウクライナのチェルノブイリ原子力発電所 4 号機（ChNPP-4）があり、これらの施設では長年にわたって安定化作業、安全対策等が講じられてきている。さらに、海外にある過去の核関連施設（レガシーサイト）においては、多種多様な放射性物質の管理に大きな不確かさが存在しその廃止措置及び環境修復の取組は長期にわたることが見込まれてい

る。各国は、「unknown unknowns」（何がわからないかがわからない）とも言われる技術的な困難や、長期にわたるプロジェクト運営、多額の資金の確保といった課題に直面しながらも、それらを乗り越えるための挑戦を続けている。

難度の高い工学的課題を扱う福島第一原子力発電所の廃炉を着実に進めるためには、リスク低減戦略として、先行する廃止措置活動等の事例から教訓を学び、廃炉に活かしていくことが重要である。また、廃炉に対する国際社会の継続的な理解・関心や協力関係を維持・発展させていくため、国際社会への情報発信や国際共同活動への参画等を通して、福島第一原子力発電所の事故及び廃炉で得られた知見等を国際社会に積極的かつ戦略的に還元し、国際社会に開かれた互恵的な廃炉を進めることが重要である。

加えて、福島第一原子力発電所の廃炉は、原子力分野だけに限らない様々な分野の知見を組み合わせながら未踏の工学的課題を解決していくプロセスであり、福島第一原子力発電所の廃炉がイノベーション創出の有力な場になり得るものと解釈できる。世界から多様な知や経験を福島に集約することは、第一義的には福島第一原子力発電所の廃炉そのものを着実に進めるための重要な取組であるが、廃炉プロセスを通じて生み出されるイノベーションを地元産業の復興につなげ、長期にわたる廃炉を進めるに当たって不可欠な地域との共生関係を構築していくという観点からも重要な取組である。

国際連携においては、各国の事情に即した二国間協力を進めるとともに、IAEA、OECD/NEAなどを通じた多国間協力の枠組みを活用することが重要である。これらの国際機関は、廃止措置に関する国際基準の策定等といった重要な役割を有している。我が国の廃炉の経験を基に国際基準の策定等に参画していくことは、福島第一原子力発電所の廃炉を国際的に開かれた形で進めるために重要であり、各国にも我が国の経験が共有されることにより国際社会に対する責任の一端を果たすことも期待される。そのような観点から、現在 NDF は、これらを踏まえ IAEA 総会のサイドイベントへの参加や OECD/NEA 運営委員会等の主要な国際会議での登壇等の機会を通じて、廃炉に関する情報発信に取り組んでいる（図 29）（添付資料 16）。



図 29 IAEA 総会のサイドイベントで登壇（2019 年 9 月）

5.2.2 主な課題と戦略

5.2.2.1 国際社会への情報発信・国際共同活動への参画

福島第一原子力発電所の廃炉のために世界の英知を結集するという観点からは、事故から間もなく 10 年を迎える現在において、同じ情報であっても受け手の関心等が事故当時から変化している部分もあり、これに留意した情報発信が重要となる。具体的には、専門家向けに詳細で正確な情報を発信するだけでなく、非専門家向けへの分かりやすい情報を発信することや、事故の経緯に係る受け手の理解度を考慮した適切な工夫を加えるなどの配慮が必要である。

また、廃炉に向けて世界の英知を結集するとともに、廃炉を進める中で得られた知見等を国際社会へ還元していくため、国際社会への情報発信と併せて、国際共同活動への参画に取り組んでいくことも重要である。国際共同活動への参画に当たっては、我が国にとっての最優先課題である廃炉の着実な実施が担保されることを大前提としつつ、国際社会の利益も確保されるような形で取り組まれることが必要である。特に成果の還元の側面からは、例えば、事故や廃炉そのものだけでなく他の課題への応用といった側面にも関心が拡がりつつあるといった国際社会の変化に応えながら、その関心の水準の維持に努めることが重要である。

5.2.2.2 世界の英知の結集と活用

福島第一原子力発電所の廃炉は長期にわたると見込まれ、また、レガシーサイトの廃止措置は、先行モデルとして技術面や運営面など参考になる点が多い。レガシーサイトを有する各国は原子炉や核燃料サイクル施設の運転・保守とは異なる専門的知識や考え方、新技術等の必要性といった課題に対応するため、公的な廃止措置関係機関が中心となってこれを推進している。そのため、NDF は、政府間の枠組みの下で、英国 NDA、フランス原子力・代替エネルギー庁（CEA）、米国エネルギー省（DOE）等の各国で中心的な役割を担う公的な廃止措置関係機関との長期的なパートナーシップを引き続き構築・強化していく。

また、我が国は、福島第一原子力発電所の廃炉に関して、技術面のみならず運営面においても、制度・政策、戦略策定と事業の計画・運営、安全確保、地域コミュニケーションといった様々な取組について世界の英知を集め学ばなければならない。そのため、我が国は国際社会の支援を受け、IAEA による DAROD プロジェクトや OECD/NEA による共同プロジェクトなど、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、国際社会への情報発信や国際共同活動への参画等を通じて成果の還元にも取り組みつつ、関係の互恵的継続を図ることが必要である。

なお、国内外を問わず、廃炉は多数の企業と廃止措置事業者との契約の下で実施されており、その世界市場は大きな広がりを見せている。福島第一原子力発電所のエンジニアリングが本格化する中、世界の優れた技術や人材の最新状況を把握し、これらを有効に活用することが重要である。そのため、民間の状況まで含めた世界の最新情報を把握するとともに、これら民間企業との継続的なコミュニケーションに取り組み、廃炉作業の進捗について情報を共有しながら、必要な時に必要な技術にアクセスできる環境を形成していくことが必要である。

5.3 地域共生

5.3.1 地域共生の意義と現状

5.3.1.1 基本的な考え方

福島第一原子力発電所の周辺地域において住民帰還や復興が徐々に進む中、廃炉を安全かつ着実に進めるためには、地域からの信頼が必要不可欠である。そのため、地域の皆様の不安や疑問に真摯に耳を傾け、正確な情報を分かりやすく速やかにお届けするといった双方向のコミュニケーションを通じて、地域の皆様が廃炉事業について御理解・御安心いただけるよう取り組んでいくことが重要である。加えて、長期にわたる廃炉を貫徹するためには、地元企業を中心とした企業の皆様に継続的に御協力いただくことが不可欠であると同時に、地元企業の皆様に廃炉事業に参画いただくことは、この地で廃炉関連産業が活性化し、雇用や技術が生まれ、他の地域や産業への成果の拡がりにつながることから、東京電力が福島の復興に貢献するための重要な柱でもある。

このような「復興と廃炉の両立」の大原則の下、東京電力は、浜通り地域への廃炉関連産業集積を重点分野に掲げる「福島イノベーション・コースト構想」の実現に向けた取組とも連携しつつ、地域と共生しながら廃炉を貫徹することとしている。

5.3.1.2 現状における具体的な取組

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、廃炉の状況をまとめた動画やWEB サイト、パンフレット等による情報発信、地域住民の皆様・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を図っている。

NDF においては、地域住民の皆様との双方向のコミュニケーションを重視した「福島第一廃炉国際フォーラム」を通して、廃炉に関する情報を分かりやすく提供し、参加者と率直な意見交換を行うとともに、国内外の専門家と廃炉の最新の進捗や技術的成果の共有を図っている。また、将来廃炉と向き合うこととなる若い世代を対象としたワークショップを開催し、廃炉について興味・関心を持ってもらうための取組も実施している。

東京電力においては、政府主催の「廃炉・汚染水対策福島評議会」や福島県主催の「福島県原子力発電所の廃炉に関する安全確保県民会議」などに参画し、経営層やリスクコミュニケーターによる地域代表者等への説明・対話の取組を継続に行っている。また、原子力定例記者会見や福島県政記者クラブへの定例レクチャー、参画する会議の場等を活用した廃炉の状況の適時・的確な情報発信、WEB サイトの公開、情報誌などの広報ツールを活用した分かりやすい情報発信に努めている。

さらに、ありのままの廃炉作業の進捗を見ていただくことが廃炉に向けた共通理解の形成において極めて有効であることから、避難されている方々も含め、福島第一原子力発電所への視察者の受入れを積極的に進めてきたところであり、2019 年度は、台風や新型コロナウイルスの影響があったものの、18,238 人の視察者を受け入れている。加えて、原子力発電所事故の経過と廃

炉作業の進捗を学べる場として「東京電力廃炉資料館」を富岡町に設置しており、2020年8月末時点の来場者数は約60,000人となっている。

昨年度、東京電力は、福島イノベーション・コースト構想推進機構の協力を得ながら、地元企業を対象にした廃炉事業のマッチングイベントを開催した。また、2020年3月末には、廃炉事業への地元企業の参画や域外企業の誘致、人材育成に向けた地元企業の支援や大学等との連携などの取組をまとめた「復興と廃炉の両立に向けた福島の皆さまへのお約束」（以下「お約束」という。）を策定し、地域の一員として全力で廃炉事業に取り組む決意を改めて示した。

さらに、地域共生に取り組む体制を強化するため、2020年4月に福島第一廃炉推進カンパニー内に地域パートナーシップ推進グループを設置したほか、2020年10月には社長直轄の浜通り廃炉産業プロジェクト室を設置した。

東京電力は「お約束」の取組を実現するため、福島イノベーション・コースト構想推進機構、福島相双復興推進機構と連携し、廃炉事業への参画に希望・興味を持つ地元企業向けの共同相談窓口を設置したほか、元請け企業と地元企業との商談会の開催などに向け準備を進めているところである。また、地元企業が参画しやすくなるよう、廃炉事業の中長期的な見通しと想定される発注案件の内容・時期・規模を可能な限り細分化し、それぞれの発注案件ごとに必要な機材・技術等を具体的に示す「廃炉中長期発注見通し」を2020年9月に作成し、元請け企業や地元の自治体・商工団体に説明を行っているところである。

5.3.2 主な課題と戦略

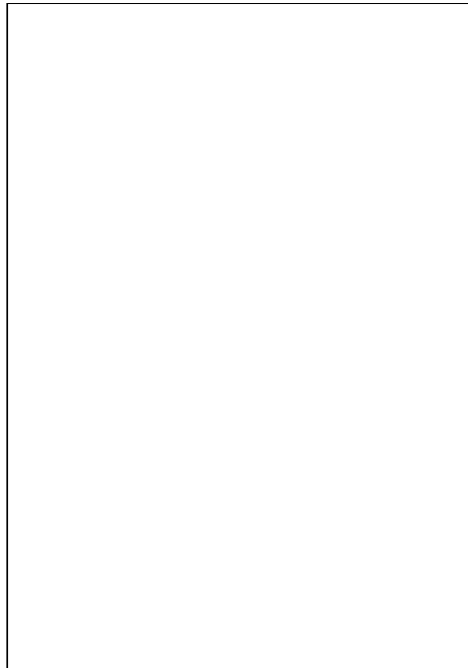
廃炉に関する不適切な情報の発信による誤解や懸念、風評の発生は、地域のみならず社会全体の廃炉事業に対する評価・信頼を失墜させ、廃炉の遅れにつながる。このため、東京電力は、福島第一原子力発電所の視察や廃炉資料館（富岡町）のほか、情報誌やWEBサイト、動画など多様なツールを活用し、廃炉の現状・取組状況を分かりやすく速やかに伝えていく必要がある。

また、政府、NDF、東京電力は適切な連携の下、情報の提供をより一層丁寧に行い、地域との信頼構築に努めることが求められる。このため、地域の皆様と直接対話する機会を積極的に設けるとともに、NDFが開催する福島第一廃炉国際フォーラム等の催事を通して参加者の皆様からの不安や疑問に真摯に耳を傾けるなど、対話による双方向のコミュニケーションを図り、正確な情報を分かりやすく速やかにお届けしていく必要がある。

東京電力は、「お約束」が形だけで終わることなく、実効性が担保されなければならない。そのため地域共生の専門部署が中心となり、廃炉事業の進捗に応じて「廃炉中長期発注見通し」の内容を随時更新・追加していくとともに、地元の自治体・商工団体を通じて丁寧な説明を継続的に行っていく、併せて専用の共同相談窓口や地元企業を対象とした商談会等を通じ、地域との積極的なマッチングを図っていく（図30）。また、東京電力自ら地元企業の技術力向上に向けたサポートや域外取引企業の域内誘致に努めるほか、元請け企業に対しても、技術指導を含めた地元企業の参画を促進し、一定の成果があった場合にはインセンティブを付与するといった仕組みを整えるなど、廃炉事業を通じた地元経済の基盤づくりと地元企業・人材の育成を図っていく。さらに、廃炉に関する研究開発はもとより、域外企業の進出や地元企業への技術指導などが進んでくると、域外から来訪・滞在する技術者や研究者の増加が見込まれることから、そうした外部人材が地域社会に溶け込み、その一員として活躍することができるよう、必要な環境整備や支援を

図っていくことが求められる。特に環境整備に際しては、家族ぐるみで安心して滞在できるよう、生活機能、教育機能など幅広く考慮する必要がある。

これらの地域共生の業務を遂行するには、各部署間の緊密な連携が求められるため、必要に応じて体制の強化にも取り組むことが求められる。さらに、福島県をはじめとする地元自治体、福島イノベーション・コースト構想推進機構、福島相双復興推進機構等との連携・協働を継続・強化していく必要がある。NDF は、東京電力の地域共生に関する取組を支援するとともに、地元自治体、関係機関との連携強化に努める。



(東京電力資料をNDFにて加工)

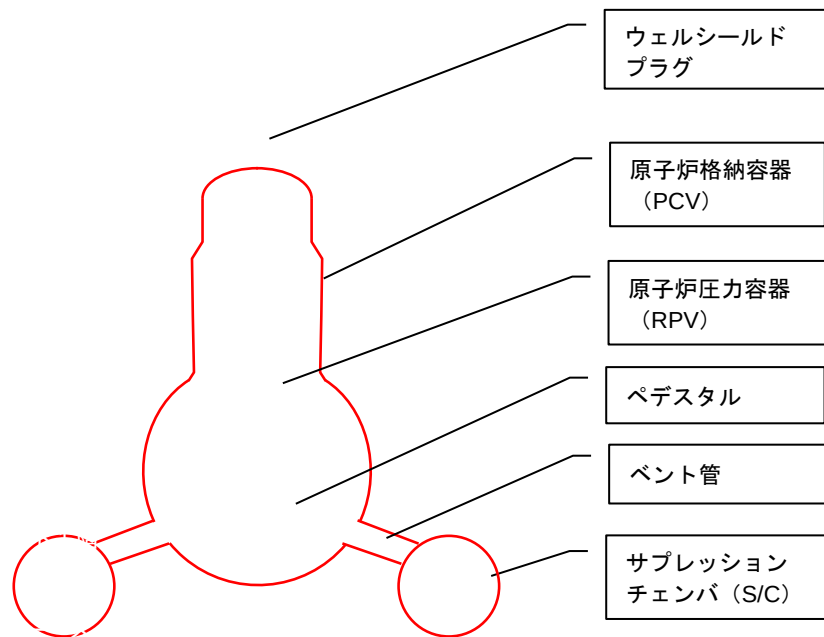
図 30 復興と廃炉の両立に向けた福島の皆さまへのお約束の例

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 廃炉環境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
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
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(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン
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

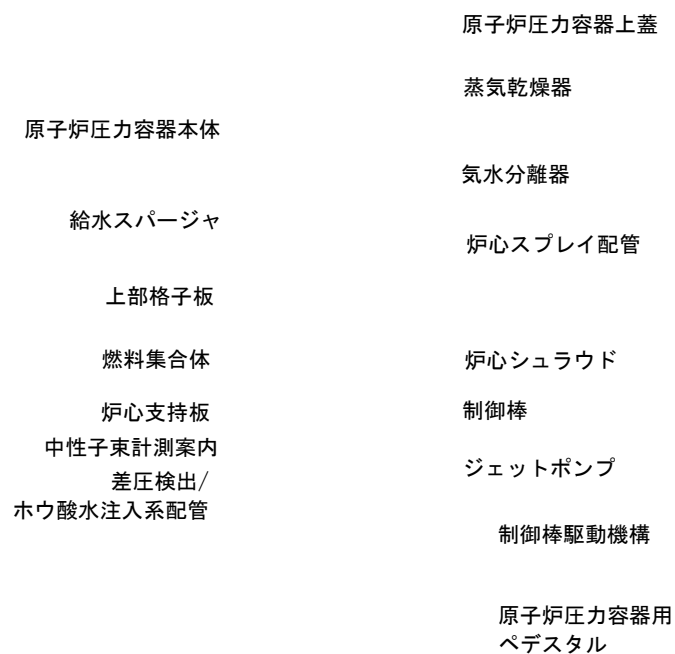
東京電力	東京電力ホールディングス㈱
取戻し計画	廃炉等積立金の取戻しに関する計画
取戻し計画作成方針	廃炉等積立金の取戻しに関する計画の作成方針
福島第一原子力発電所	東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所
ALARP	As Low As Reasonably Practicable：危険/効用基準あるいはコストを含めて、リスク低減策の実現性を考慮しながらも、最小限のリスクまで低減すべきという考え方
ALARA	As Low As Reasonably Achievable：すべての被ばくは社会的、経済的要因を考慮に入れながら合理的に実行可能な限り低く抑えるべきである、という被ばく管理の基本精神

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DESTAL内側で RPV の下に設置された作業用の足場
ペDESTAL	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



(IRID 提供)

図 31 原子炉建屋内構造図



(IRID 提供)

図 32 原子炉圧力容器 (RPV) 内構造図

添付資料一覧

添付資料 1	中長期ロードマップの改訂とこれまで公表した戦略プランについて	85
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.....	87
添付資料 3	SED 指標の概要	91
添付資料 4	福島第一原子力発電所構内における、主要なリスク源を除いた放射性物質を含むリスク源 ..	96
添付資料 5	リスクの時間変化.....	98
添付資料 6	燃料デブリ取り出しの対象となる燃料デブリについて.....	99
添付資料 7	分析・調査プラン.....	101
添付資料 8	保障措置の概念	103
添付資料 9	放射性廃棄物管理に関する用語	105
添付資料 10	放射性廃棄物処分について”	106
添付資料 11	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	109
添付資料 12	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	111
添付資料 13	研究開発中長期計画	114
添付資料 14	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	115
添付資料 15	東京電力・福島第一原子力発電所の廃炉に関する人材育成研修の募集案内	120
添付資料 16	国際連携の強化に係る主な活動実績	122

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、冠水一上アクセス工法・気中一上アクセス工法・気中一横アクセス工法を重点的に検討する工法と位置付け、実現可能性のあるシナリオを検討 - 廃棄物対策分野について、処分の安全確保や処理のあり方の基本的考え方を踏まえ、中長期的観点から保管・管理等の方針を検討
【中長期ロードマップ 改訂第 3 版（2015 年 6 月 12 日）】 - リスク低減を重視し、長期的にリスクが確実に下がるように取組の優先順位付けを実施 - 燃料デブリ取り出し方針の決定（2 年後を目処）、建屋内滞留水中の放射性物質の量を半減（2018 年度）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・処分に係る基本的な考え方」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・処分に係る基本的考え方の取りまとめに向けた提言

【中長期ロードマップ 改訂第4版（2017年9月26日）】

- NDFの技術提言を踏まえ、燃料デブリ取り出し方針と当面の取り組みを決定
- 固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方の取りまとめ
- 個別作業を具体化するにあたり、「廃炉作業全体の最適化」の視点

【戦略プラン2018（2018年10月2日）】

- 汚染水対策及び使用済燃料プールからの燃料取り出し等も含めた構成とし、福島第一原子力発電所廃炉の取組全体を俯瞰した中長期的視点での方向性を提示

【戦略プラン2019（2019年9月9日）】

- 初号機の燃料デブリ取り出し方法を確定するための戦略的提案を提示するとともに、廃棄物対策なども含め、福島第一原子力発電所の取組全体を俯瞰した中長期視点での方向性を提示

【中長期ロードマップ 改訂第5版（2019年12月27日）】

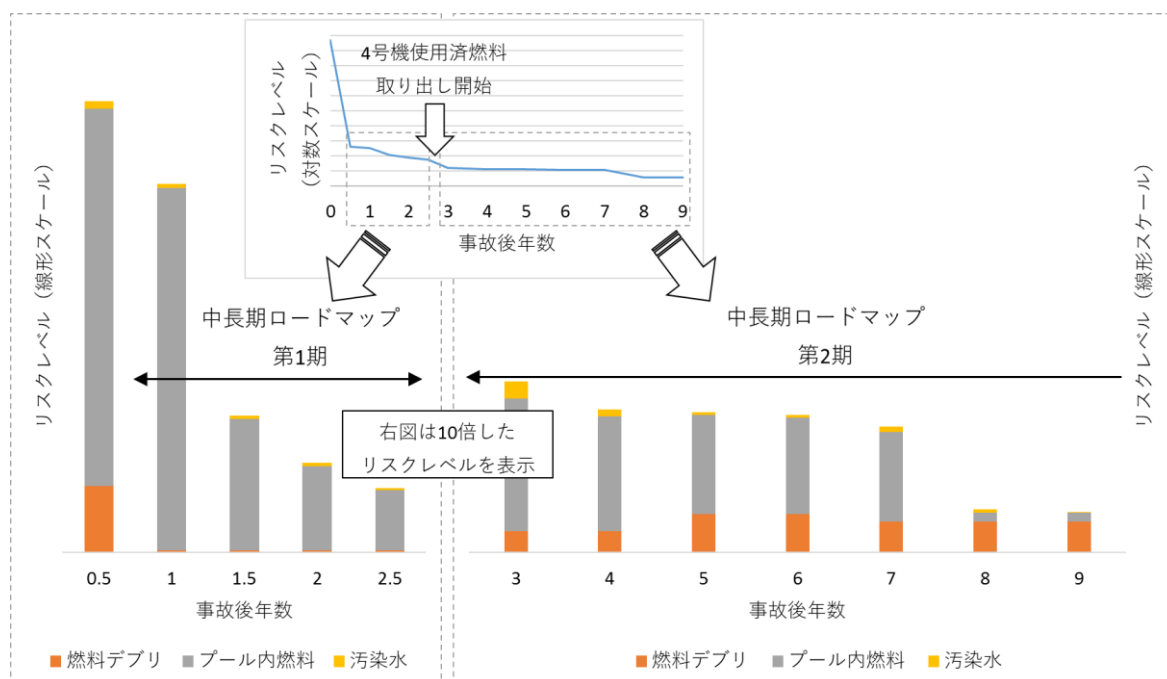
- 燃料デブリを取り出す初号機と、その取り出し方法を確定
- 1、2号機のプール内燃料の取り出しに係る工法を変更
- 1日あたりの汚染水発生量について、2020年以内に150m³まで低減させる目標は堅持。加えて、2025年以内に100m³まで低減させる新たな目標を設定

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。



※事故後 8 年のプール内燃料の評価は、冷却停止試験の水温上昇結果を反映（詳細は本文図 3）

図 A2-1 福島第一原子力発電所が有するリスクの低減

この事故後 0.5 年以降のリスクレベルの変化を、更に詳細なリスク源ごとに示すと図 A2-2 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。また、図 A2-2 に示す「建屋内滞留水+ゼオライト土嚢」は事故後 0～8 年の間は建屋内滞留水の情報に基づいて評価したが、事故後 9 年後からは、プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋地下階に設置されたゼオライ

ト入り土嚢の情報が明らかになってきたためこれを評価に取り入れた。

主なリスク源の中でも、燃料デブリ、プール内燃料、建屋内滞留水及びゼオライト入り土嚢は、比較的风险レベルが高い。近年は、建屋内滞留水の処理が進み、「建屋内滞留水+ゼオライト土嚢」のリスクレベルは低下傾向にあるものの、高線量状態で存在するゼオライト土嚢は今後の廃炉作業において支障を及ぼす可能性があるため留意が必要である。また、タンク内貯留水（フランジ型タンク及び溶接型タンク）は、溶接型タンクに比べ漏水リスクが高いフランジ型タンクの貯留水処理が進んだことにより、全体として漏えいリスクが低減しリスクレベルが大きく低下している。

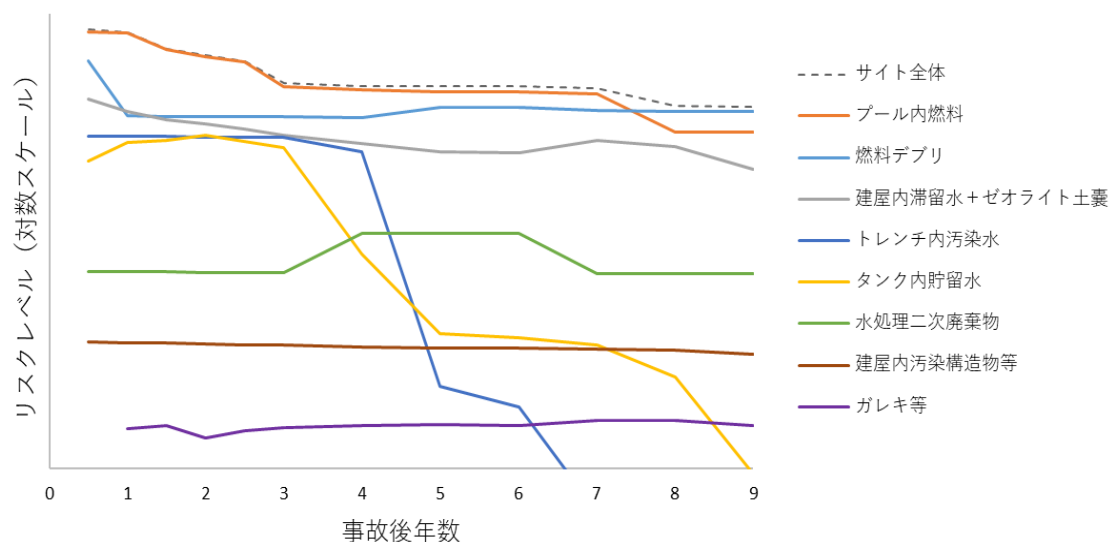


図 A2-2 主なリスク源ごとのリスクレベルの推移

(1) プール内燃料

事故後 1 年頃から、4 号機について、燃料取り出し準備としてガレキ撤去や燃料取り出し用カバー設置等が行われ、プール内燃料のガレキ等による損傷リスクや損傷時における拡散抑制機能が強化されたこと、また、事故後 2.5 年から燃料の取り出しが行われ管理重要度の低い共用プールに移動したことにより、リスクレベルが低減した（2014 年完了）³⁴。

1 号機の建屋カバー（2011 年設置）の拡散抑制機能により、管理重要度の低減によるリスクレベルの低減効果があったが、プール内燃料取り出し準備のために建屋カバーが取り外されたことにより（2015 年）、現在ではこの効果はなくなっている³⁵。

3 号機についても、プール内燃料取り出し準備としてガレキ撤去等が行われており、2018 年には燃料取り出し用カバーが設置され、また、2019 年 4 月からプール内燃料取り出しが開始され、リスクレベルの低減が図られている³⁶。

³⁴ 廃炉プロジェクト 廃炉作業の状況 4 号機燃料取り出し作業（ウェブサイト）東京電力ホールディングス株式会社

³⁵ 廃炉プロジェクト 廃炉作業の状況 1 号機使用済燃料プールからの燃料取り出し（ウェブサイト）東京電力ホールディングス株式会社

³⁶ 廃炉プロジェクト 廃炉作業の状況 3 号機使用済燃料プールからの燃料取り出し（ウェブサイト）東京電力ホールディングス株式会社

なお、プール内燃料の冷却が停止した場合、崩壊熱によりプール水温度の上昇及びプール水位の低下が考えられる。事故後 8 年目以降においては、使用済燃料プールの冷却停止後の水温上昇がこれまでの想定よりも緩やかであるとの知見を取り入れた結果、水位低下等のリスクが顕在化するまでの時間的余裕が増すことから、プール内燃料のリスクレベルはこれまでの評価よりも低くなっている。

(2) 燃料デブリ

燃料デブリは事故直後、熔融状態にあり、また、放射性物質の放出リスクが顕在化したため、リスクレベルの高い状態にあったが、放射性物質の減衰に加え、冷却機能の回復・強化により潜在的影響度・管理重要度が低減し、リスクレベルが低減した。

なお、上述のとおり、1 号機の建屋カバーの拡散抑制機能により、燃料デブリの飛散に伴うリスクが低減し、管理重要度の低減によるリスクレベルの低減効果があったが、現在ではこの効果はなくなっている。

(3) 建屋内滞留水＋ゼオライト土嚢

建屋内滞留水は、燃料デブリの冷却及び地下水の建屋内への侵入等によって発生するが、セシウム吸着装置（KURION 及び SARRY）の運転開始、サブドレン・陸側遮水壁の効果、復水器中の水抜き、セシウム吸着装置（SARRY II）の運転開始などにより、リスクレベルは低減している。この建屋内滞留水の処理は、プール内燃料取り出しに次いで、これまでサイト全体のリスクレベル低減に大きく寄与している。

(4) トレンチ内汚染水

2～4 号機の海水配管トレンチには事故直後から高濃度の汚染水が滞留していたが、トレンチ内を閉塞してその処理を完了している（2015 年完了）³⁷。2～4 号機に比べて低濃度である 1 号機の海水配管トレンチは、溜まり水の浄化について検討中である³⁸。

(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、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、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、漏水リスクが低減し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、多核種除去設備及び高性能多核種除去設備の稼働により、2015 年に処理が完了している³⁹。

³⁷ 廃炉プロジェクト 廃炉作業の状況 海水配管トレンチ内の汚染水除去（ウェブサイト）東京電力ホールディングス株式会社

³⁸ 第 82 回特定原子力施設監視・評価検討会「資料 3：福島第一原子力発電所 中期的リスクの低減目標マップ（2020 年 3 月版）を踏まえた検討指示事項に対する工程表」

³⁹ 廃炉プロジェクト 廃炉作業の状況 汚染水の浄化処理（ウェブサイト）東京電力ホールディングス株式会社

また、堰のかさ上げと二重化（既設タンクは 2014 年に完了）、フランジ型タンクから溶接型タンクへの移送及び Sr 処理水を貯留するフランジ型タンク底部の残水処理（2019 年）により、リスクレベルの低減が図られている。なお、その他のフランジ型タンク底部の残水については、タンク解体に向けてその処理を実施中である。

(6) 水処理二次廃棄物

汚染水の処理により、多くの放射性物質が水処理二次廃棄物に移行する。除染装置スラッジ、セシウム吸着装置（KURION 及び SARRY）稼働（2011 年）、セシウム吸着装置（SARRY II）稼働（2019 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、除染装置スラッジの寄与が大きいが、除染装置スラッジは現在では新たに発生しておらず、水処理二次廃棄物全体のリスクレベルは増加傾向にはない。

濃縮廃液から分離された濃縮廃液スラリーは、基礎がない地表に置かれ堰もない溶接型横置きタンクに収納されていたが、鉄筋コンクリートの基礎と堰が設置される安全対策がなされリスクレベルが低減した。

(7) 建屋内汚染構造物等

原子炉建屋、PCV 又は RPV 内で事故により飛散した放射性物質により汚染された構造物・配管・機器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。また、仮設保管設備のガレキ等は、より管理状態の良い固体廃棄物貯蔵庫へ移送している段階であり、リスク低減を図っている。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⁴⁰。

⁴⁰ 福島第一原子力発電所の固体廃棄物の保管管理計画（2020 年 7 月版）東京電力ホールディングス株式会社

添付資料 3 SED 指標の概要

サイト全体に存在する様々な特徴を有するリスク源について、リスク低減対策を実施すべき優先度を決定する上で重要な要素として、NDA が開発した SED 指標⁴¹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⁴²。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。

⁴¹ NDA Prioritization – Calculation of Safety and Environmental Detriment score, EPGR02 Rev.6, April 2011.

⁴² Instruction for the calculation of the Radiological Hazard Potential, EGPR02-WI01 Rev.3, March 2010.

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

(2) 管理重要度—FD, WUD

Facility Descriptor (FD) は、施設の閉じ込め機能が十分かどうかを表す指標である。施設の健全性、閉じ込め機能の多重性、安全対応状況等の要素の組み合わせによってリスク源を序列化する。

Waste Uncertainty Descriptor (WUD) は、リスク源の取り出しが遅れた場合に影響が生じるかどうかを表す指標である。リスク源の劣化や活性度、梱包や監視状態等の組み合わせによってリスク源を序列化する。

これらは、NDA の定義のままでは福島第一原子力発電所に適用することが困難であったため、各々表 A3-3 及び表 A3-4 のように再設定した。

(3) 管理重要度—SSR, BER, CU

汚染土壌の管理重要度評価に用いる SSR, BER, CU は NDA の定義のままであり、各々のスコアを表 A3-5 に示す。

Speed to Significant Risk (SSR) は、敷地境界までの距離や地下水の流れの状況など、公衆が影響を受けるまでの時間に関するもので、対策の緊急度を評価するための指標である。

Benefit of Early Remediation (BER) は、リスク対策を早期に実施することのメリットを評価するための指標である。

Characterisation Uncertainty (CU) は、リスク評価モデルの信頼性または不確実性を評価するための指標である。

表 A3-1 FF の定義とスコア

#	形態	FF
1	気体、液体、水分の多いスラッジ※及び凝集粒子※	1
2	その他スラッジ	1/10 = 0.1
3	粉及び遊離性汚染物(表面汚染など)※	1/10 = 0.1
4	固着性※または浸透汚染物(表面浸透汚染)※	1/100 = 0.01
5	脆く分解しやすい固体(空隙部の多い MCCI など)※	1/10,000 = 1E-4
6	不連続な固体(ペレットなど、人力で運搬可能な大きさと重さ)	1/100,000 = 1E-5
7	連続した固体	1/1,000,000 = 1E-6

※: 福島第一原子力発電所への適合性を高める目的で、NDA での定義に加えて追加した形態

表 A3-2 CF の定義とスコア

#	リスクが顕在化するまでの時間裕度	CF
1	数時間	1
2	数日	10
3	数週間	100
4	数か月	1,000
5	数年	10,000
6	数十年	100,000

表 A3-3 FD の判断基準とスコア

カテゴリ	判断基準 (福島第一原子力発電所への適合性を高める目的で、NDA での定義を修正)	NDF スコア
1	拡散抑制機能の構成物が存在しない。このため格納機能についての評価ができない。	100
2	事故の影響等により「評価時点 ^{*1} 」において、「安全評価基準 ^{*2} 」を満たさない。 拡散抑止機能の構成物は一重。	91
3	事故の影響等により「評価時点」において、「安全評価基準」を満たさない。 拡散抑制機能の構成物は多重。	74
4	拡散抑制機能の構成物に内包されるリスク源の「作業時点（移動、処理、回収などの作業を行う時点） ^{*3} 」まで、「安全評価基準」を満たさない。 「評価時点」では、「安全評価基準」を満足する拡散抑制機能の構成物が存在する。	52
5	リスク源の「作業時点（移動、処理、回収などの作業を行う時点）」まで、拡散抑制機能の健全性が評価されており、「安全評価基準」を満足する。 「不測の事態 ^{*4} 」の発生頻度が高く、不測の事態が発生した際に、内包されるリスク源の拡散を防止する対策が不十分。 拡散抑制機能の構成物は一重。	29
6	リスク源の「作業時点（移動、処理、回収などの作業を行う時点）」まで、「安全評価基準」を満足する。 「不測の事態」の発生頻度が高く、内包されるリスク源の拡散を防止する対策が不十分。 拡散抑制機能の構成物は多重。	15
7	リスク源の「作業時点（移動、処理、回収などの作業を行う時点）」まで、「安全評価基準」を満足する。 周辺に「安全評価基準」を満足しない施設などがあり、これら隣接施設へ（からの）リスク源の拡散影響 ^{*5} を与える（受ける）可能性が高い。 拡散抑制機能の構成物は一重。	8
8	リスク源の「作業時点（移動、処理、回収などの作業を行う時点）」まで、「安全評価基準」を満足する。 隣接施設へ（からの）リスク源の拡散影響を与える（受ける）可能性が高い。 拡散抑制機能の構成物は多重。	5
9	リスク源の「作業時点（移動、処理、回収などの作業を行う時点）」まで、「安全評価基準」を満足する。 隣接施設へ（からの）リスク源の拡散影響を与える（受ける）可能性が低い。 拡散抑制機能の構成物は一重。	3
10	リスク源の「作業時点（移動、処理、回収などの作業を行う時点）」まで、「安全評価基準」を満足する。	2

	隣接施設へ（からの）リスク源の拡散影響を与える（受ける）可能性が低い。 拡散抑制機能の構成物は多重。	
*1 SED スコアを検討する「時点」、すなわち評価する「現時点」をいう。 *2 ここでいう「安全評価基準」とは、「措置を講ずべき事項」、あるいは、「設計基準事象の範囲での拡散抑制機能の確保」をいう。 *3 SED スコアを検討する対象であるリスク源を、処分・搬出等のために「回収」する時点をいう。 *4 不測の事態としては外部事象（自然災害等）を想定する。 *5 不測の事態による外的影響や隣接施設における事象（火災等）などによる影響を受けた際に、隣接施設へ（からの）リスク源の拡散の可能性がある。		

表 A3-4 WUD の判断基準とスコア

カテゴリ	判断基準 (福島第一原子力発電所への適合性を高める目的で、NDA での定義を修正)	NDF スコア
1	燃料（核分裂性物質を含有するもの）であり、活性 ^{*1} である。 処理や回収などの作業に必要な情報（存在量、存在箇所、放射能等）が不十分で（確認または推定ができず）、モニタリング等による管理・監視が不可能な状態である。 ハンドリングに適した形状となっていない、或いは、専用容器に収納されていない等の理由で、そのままの形態・状態ではハンドリングできない。	100
2	燃料であり、活性（核分裂性を有する）である。 処理や回収などの作業に必要な情報が不十分で、管理・監視が不可能な状態である。 ハンドリングに適した形状となっている、或いは、専用容器に収納されている等の理由で、そのままの形態・状態でハンドリングできる。	90
3	活性であるが、燃料以外（廃棄物）である。 処理や回収などの作業に必要な情報が不十分。	74
4	燃料であり、活性（核分裂性を有する）である。 処理や回収などの作業に必要な情報が得られており（確認または推定でき）、モニタリング等により管理・監視が可能な状態である。 そのままの形態・状態でハンドリングできない。	50
5	燃料であり、活性（核分裂性を有する）である。 処理や回収などの作業に必要な情報が得られており、管理・監視が可能な状態である。 そのままの形態・状態でハンドリングできる。	30
6	活性であるが、燃料以外（廃棄物）である。 処理や回収などの作業に必要な情報がある。	17
7	不活性 ^{*2} であるが、物理的・幾何学的な不安定性がある。 そのままの形態・状態でハンドリングができない。	9
8	不活性であるが、物理的・幾何学的な不安定性がある。 そのままの形態・状態でハンドリングできる。	5
9	不活性であり、物理的・幾何学的な不安定性が無い、或いは、十分低い。 そのままの形態・状態でハンドリングができない。	3
10	不活性であり、物理的・幾何学的な不安定性が無い、或いは、十分低い。 そのままの形態・状態でハンドリングできる。	2
*1 「活性」とは、CF で定義する反応性を、管理や作業に影響を及ぼす程度に顕著に有するもの。 *2 「不活性」とは、反応性を有さない、或いは、十分低いもの。		

表 A3-5 SSR, BER, CU の定義とスコア

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

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

表 4-1 主要なリスク源を除いた放射性物質を含むリスク源(1/2)

項目		概略
液体状の放射性物質	地下貯水槽	全地下貯水槽の残水回収は完了 ⁴³ 。解体・撤去の方針は検討中。
	構内溜まり水	2015 年のリスク総点検で抽出し、以降、適宜、放射性物質濃度、水量を確認 ⁴⁴ 。
	排水路	A 排水路では Cs-137:ND~23Bq/L へ低下 ⁴⁵ 。K 排水路では 2 号機 R/B 屋上の汚染源除去を実施し、67Bq/L まで低下。その他、浄化材を設置 ⁴⁶ 、PSF モニタの運用等の対策を実施 ⁴⁷ 。
使用済燃料プール	使用済制御棒	使用済制御棒等:24,030 本。シュラウド片等:193m ³ ⁴⁸ 。主要核種は Co-60。
	プール水	2013 年までに 2~4 号機の塩分除去完了。
	オペフロのガレキ	1 号機と 3 号機を調査。1 号機では下段プラグに近くなるのに伴い高線量を測定 ⁴⁹ 。3 号機では Cs-134 と Cs-137 の散乱線を測定 ⁵⁰ 。2 号機では残置物を撤去 ⁵¹ 、上部プラグの隙間部で 683mSv/h を測定 ⁵² 。
固形状の放射性物質	震災前廃棄物	ドラム缶相当で 185,816 本保管 ⁵³ 。主要核種は Co-60。
	汚染土壌	表土分析の結果、採取サンプルの半数以上が放射性物質対処措置法に基づく指定基準(8,000Bq/kg)を超過 ⁵⁴ 。
	建屋周辺のガレキ	水素爆発により建屋上屋に飛散したガレキの撤去が作業・計画中。物量については未確認。

⁴³ 第 44 回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料 3-6：発電所内のモニタリング状況等について(1~3 号機排水路の状況、地下貯水槽の状況について)」

⁴⁴ 福島第一原子力発電所の敷地境界外に影響を与えるリスク総点検～検討結果～(2015 年 4 月 28 日) 東京電力株式会社

⁴⁵ 第 32 回特定原子力施設監視・評価検討会「資料 2：K 排水路の廃水濃度低減対策状況について」

⁴⁶ 第 63 回特定原子力施設監視・評価検討会「資料 2：雨水流入抑制対策（タービン建屋雨水排水 浄化材設置の進捗状況）」

⁴⁷ 第 74 回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料 3-6：K 排水路における PSF モニタの運用開始について」

⁴⁸ 原子力規制委員会 被規制者との面談資料「福島第一原子力発電所における固体廃棄物について」 2018 年 9 月 21 日 東京電力ホールディングス株式会社

⁴⁹ 第 69 回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料 3-2：1 号機原子炉建屋 SFP 内干渉物調査及びウェルプラグ調査について」

⁵⁰ 第 38 回特定原子力施設 監視・評価検討会「資料 5：3 号機原子炉建屋オペレーティング フロアにおける線源調査(速報)」

⁵¹ 福島第一原子力発電所 2 号機原子炉建屋オペレーティングフロアの残置物移動・片付作業完了について (2018 年 11 月 7 日) 東京電力ホールディングス株式会社

⁵² 第 10 回東京電力福島第一原子力発電所における事故分析に係る検討会「資料 3：現地調査結果について」

⁵³ 原子力規制委員会 被規制者との面談資料「福島第一原子力発電所使用済燃料共用プール運用補助共用施設排気放射線モニタおよび燃料貯蔵区域換気空調系の復旧状況について」 2018 年 9 月 21 日 東京電力ホールディングス株式会社

⁵⁴ 福島第一原子力発電所における日々の放射性物質の分析結果(ウェブサイト) 東京電力ホールディングス株式会社

表 A4-1 主要なリスク源を除いた放射性物質を含むリスク源(2/2)

項目		概略
外部事象等への対応	1/2 号機排気筒	2019 年 8 月より解体作業を実施し、全高 120m のうち、上部 61m を全 23 ブロックに分割して解体。2020 年 5 月 1 日に地上 59m の筒身部に雨水侵入防止用の蓋を設置し、解体完了 ⁵⁵ 。
	メガフロート	着底・内部充填作業実施中 ⁵⁶ 。メガフロート内部の全面は 4Bq/cm ² 未満 ⁵⁷ 。No.1VIOD の 1 箇所約 1.4Bq/cm ² 。
	オペフロのダスト	放出管理目標値(1×10 ⁷ Bq/h)未満。徐々に低下傾向 ⁵⁸ 。
	雨水建屋内流入	屋上のガレキ撤去・新規防水。雨樋への浄化材設置。排水管への逆止弁設置。ルーフドレインの改修・閉塞 ⁵⁹ 。T.P.8.5m 盤のフェーシングを完了予定 ⁶⁰ 。
廃炉作業を進める上で重要なもの	ベントライン	1～4 号機の各フィルタ、各排気筒内で高い空間線量率を測定。1/2 号機排気筒へつながるベントラインで 4.35Sv/h を測定 ⁶¹ 。撤去に向け調査・測定を継続中。
	3 号機 R/B の 3・4 階	3 階では、複数箇所の梁が損傷。最高で 50mSv/h を測定 ⁶² 。4 階では、ガンマカメラにより強い線源を確認。その他の詳細は不明。

⁵⁵ 「福島第一原子力発電所 1/2 号機排気筒解体作業完了について」(2020 年 5 月 1 日) 東京電力ホールディングス株式会社

⁵⁶ 福島第一原子力発電所における津波リスク低減を目的としたメガフロート工事の進捗状況(ステップ 2 開始について)(2020 年 3 月 5 日)東京電力ホールディングス株式会社

⁵⁷ 第 75 回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料 3-1:メガフロートの津波等リスク低減対策工事の進捗状況について」

⁵⁸ 福島第一原子力発電所における日々の放射性物質の分析結果(ウェブサイト) 東京電力ホールディングス株式会社

⁵⁹ 第 78 回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議「資料 3-1：屋根雨水対策の進捗状況」

⁶⁰ 第 74 回特定原子力施設監視・評価検討会「資料 1：雨水流入対策の進捗状況について」

⁶¹ 第 81 回特定原子力施設監視・評価検討会「資料 4-2：1/2 号機 SGTS 配管撤去に向けた現場調査の実施状況について」

⁶² 第 9 回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会「資料 2：3 号機原子炉建屋 3 階の調査結果について～令和元年 12 年 12 日等現地調査結果～」

添付資料 5 リスクの時間変化

英国のリスク管理の考え方の概要を、図 A5-1 に示す。現在のリスクレベルが白色の領域にあるとしても、そのままの状態がいつまでも許容されるわけではなく、許容できない時期が到来する（黄色の領域）。さらに、時間の経過とともに、施設やリスク源の劣化等によりリスクレベルが増加する可能性がある（点線）。一方、リスク低減措置を実施する場合には、リスクレベルが一時的に増加する可能性があるものの、周到な準備と万全の管理によって、受容できない領域（赤色の領域）に入らないようにすることが可能である。このように、受容又は許容できない領域に入ることなく、リスクレベルを十分に下げることを目指すべきである（実線）。

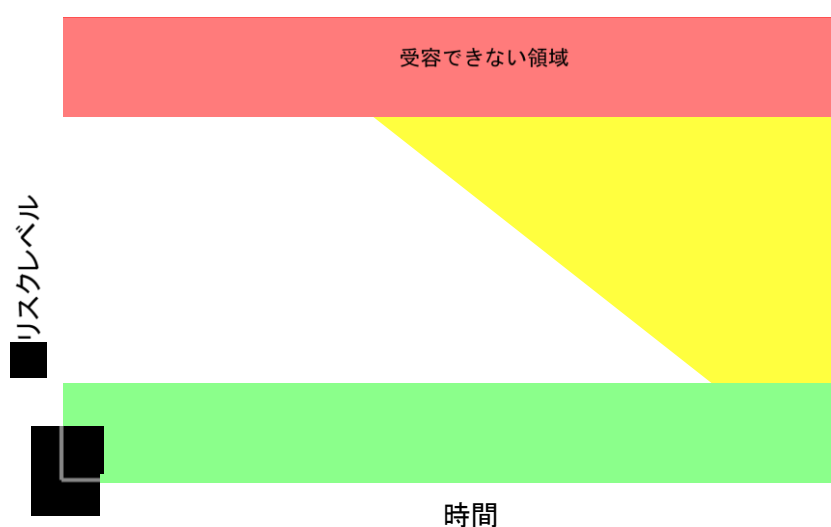


図 A5-1 リスクの時間変化⁶³

⁶³ V. Roberts, G. Jonsson and P. Hallington, “Collaborative Working Is Driving Progress in Hazard and Risk Reduction Delivery at Sellafield” 16387, WM2016 Conference, March 6-10, 2016. M. Weightman, “The Regulation of Decommissioning and Associated Waste Management” 第 1 回福島廃炉国際フォーラム（2016 年 4 月）。

添付資料 6 燃料デブリ取り出しの対象となる燃料デブリについて

東京電力(株)福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ(2011 年 12 月 21 日)においては、燃料デブリを「燃料と被覆管等が溶融し再固化したもの」と解説しており、IAEA のレポート^{64,65}の趣旨に従うと、燃料デブリとは「燃料集合体、制御棒、炉内の構造材がともに溶融して固まった燃料」である。

PCV 内の状態を、これまでの内部調査、TMI-2 やチェルノブイリ原子炉といった過去の事故事例、溶融再現試験等の結果から総合的に想定したものを図 A6-1 に示す。ただし、図の損傷状況は特定の号機を示しているものではない。図中に示されるように、詳細にみると、燃料デブリは損傷ペレット、デブリ、クラスト等のように形態に応じて呼称することができる。

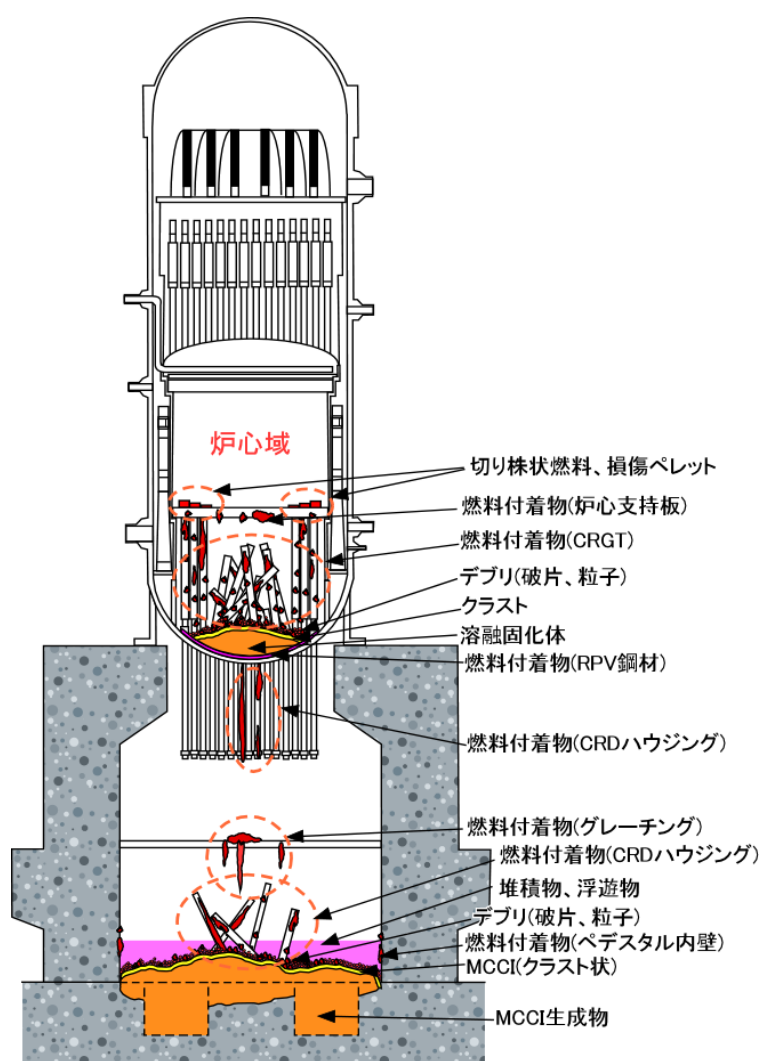


図 A6-1 福島第一原子力発電所で想定される PCV 内の状態

⁶⁴ International Atomic Energy Agency Experiences and Lessons Learned Worldwide in the Cleanup and Decommissioning of Nuclear Facilities in the Aftermath of Accidents, IAEA Nuclear Energy Series No. NW-T-2.7, Vienna (2014)

⁶⁵ Managing the Unexpected in Decommissioning, IAEA Nuclear Energy Series No. NW-T-2.8, Vienna (2016)

核燃料物質を含むものには臨界性への配慮が必要であるため、今後の取り出し、収納・移送・保管の観点から、PCV 内に存在する物質は、核燃料物質を含むものと含まないものに大きく分類することが合理的であると考えられる。核燃料物質を含まないものは、放射性のセシウムやコバルトが含有され、あるいは付着している場合には放射性廃棄物として取り扱うことになる。

以上を踏まえ、燃料デブリ取り出しの対象としての燃料デブリの概念を整理した一例が図 A6-2 である。炉心損傷により生じた物質は、燃料成分の含有量、外観上の形態から様々な呼称があるが、臨界対策の必要性、燃料含有量により分類した。

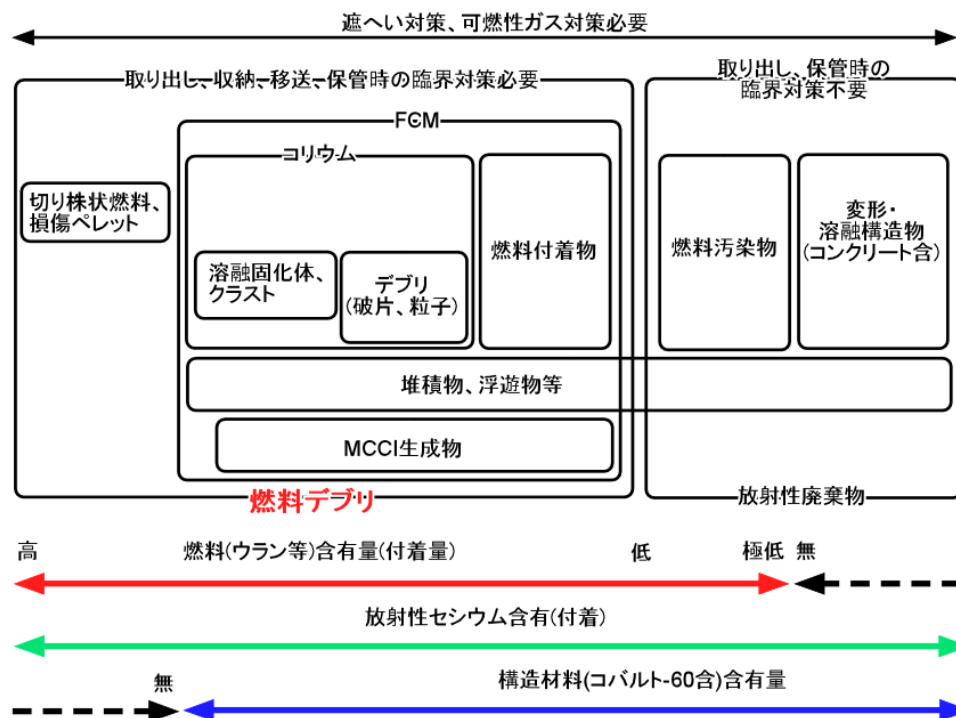


図 A6-2 福島第一原子力発電所事故における燃料デブリ取り出しの対象となる燃料デブリの概念整理の例

【用語解説】

- ・ FCM : Fuel Containing Materials (燃料含有物質)。溶融した燃料成分が構造材を巻き込みながら、固化したものを広義に指す。外観から、lava-like FCM (溶岩状 FCM) と呼称することもある。
- ・ コリウム : corium。主に炉心成分である燃料集合体、制御棒成分が溶融固化したもの。
- ・ クラスト : crust。固い外皮、甲殻のこと。溶融した燃料が固化する際に表面層では冷却速度が大きいために、殻状に硬く固化することがある。
- ・ MCCI 生成物 : Molten Core Concrete Interaction (溶融炉心コンクリート相互作用) により生じたもの。コンクリート成分である、カルシウム、ケイ素等を含む。
- ・ 燃料付着物 : CRD ハウジング、グレーチング等、元来、燃料成分を含まない部材に溶融した燃料が付着、固化したもので、目視で燃料の付着が確認可能なもの。
- ・ 燃料汚染物 : 目視では溶融した燃料の付着が確認できないが α 線検出器等により燃料成分が検知されるもの。付着している燃料成分の粒子の大きさが極めて小さく、かつ微量であるために、電子顕微鏡でなければ、燃料成分の所在が特定できないもの。

1 分析・調査の目的

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

- ① 燃料デブリ等の分析・調査は、廃炉の工程上行うべきもの、すなわち、取り出し工法、保障措置、保管管理、処理・処分を通して、「廃炉の完遂」に直接的に役立たせるために実施する。
- ② 燃料デブリ等の分析・調査に代表される事故履歴調査を行い、福島第一原子力発電所事故の原因を究明し、海外および後世へ伝えていくことで「廃炉の完遂」へ寄与するために実施する。
- ③ 燃料デブリ等の分析・調査の副産物として、事故進展解析コード、緊急時対応および設備等の向上も行われ、発電用原子炉の安全性向上に間接的に貢献することもできる。

図 A7-1 に分析・調査と廃炉、事故原因の究明、及び安全性研究の関係を示す。分析・調査を行うことで得られた情報が将来の「福島第一原子力発電所の廃炉」に直接的に役立つことはもちろんであり、事故履歴調査の一部を担うことにもなる。過去に生じた事故の履歴調査から得られた情報を十分に咀嚼、検討、考察することで「現象理解」が進むことになる。現象を理解したことによる知見から「事故原因の究明」及び「廃炉」へ貢献するとともに、事故進展解析コード、緊急時対応および設備等の向上も行われ、間接的には「原子力に関する安全性向上」にも資することになる。

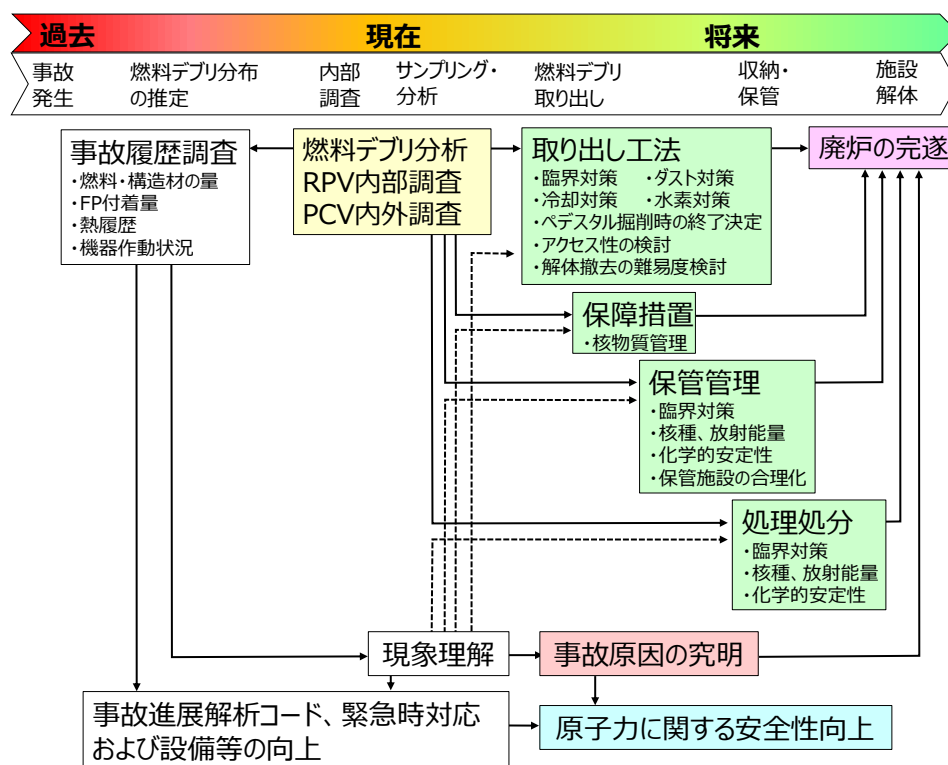


図 A7-1 分析・調査結果の反映先とその関係

2 分析・調査の実施に向けた基本的考え方

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

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

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

添付資料 8 保障措置の概念

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

日本は、「核兵器の不拡散に関する条約」(NPT)に基づき日・国際原子力機関(IAEA)保障措置協定を締結している。そしてこの協定に従って関連する国内法(核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(原子炉等規制法)等)を整備して国内保障措置制度を確立し、IAEAの保障措置を受け入れている。

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

(1) 事業者による計量管理

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

(2) 封じ込め／監視

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

(3) 査察

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

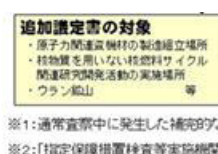


図 A8-1 我が国における保障措置実施体制

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

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

添付資料 9 放射性廃棄物管理に関する用語

IAEAの安全要件GSR-Part5⁶⁶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A9-1に示す。処分前管理の中で、放射性廃棄物の処理 (processing) は、前処理 (pretreatment)、処理 (treatment) 及び廃棄体化 (conditioning) に分けられる。処理 (processing) は選択あるいは予想される処分オプションに適合する廃棄物の形態であるように実施されるとともに、放射性廃棄物はその管理において貯蔵される可能性があり、輸送及び貯蔵のために適した形態であることも必要であるとされている。

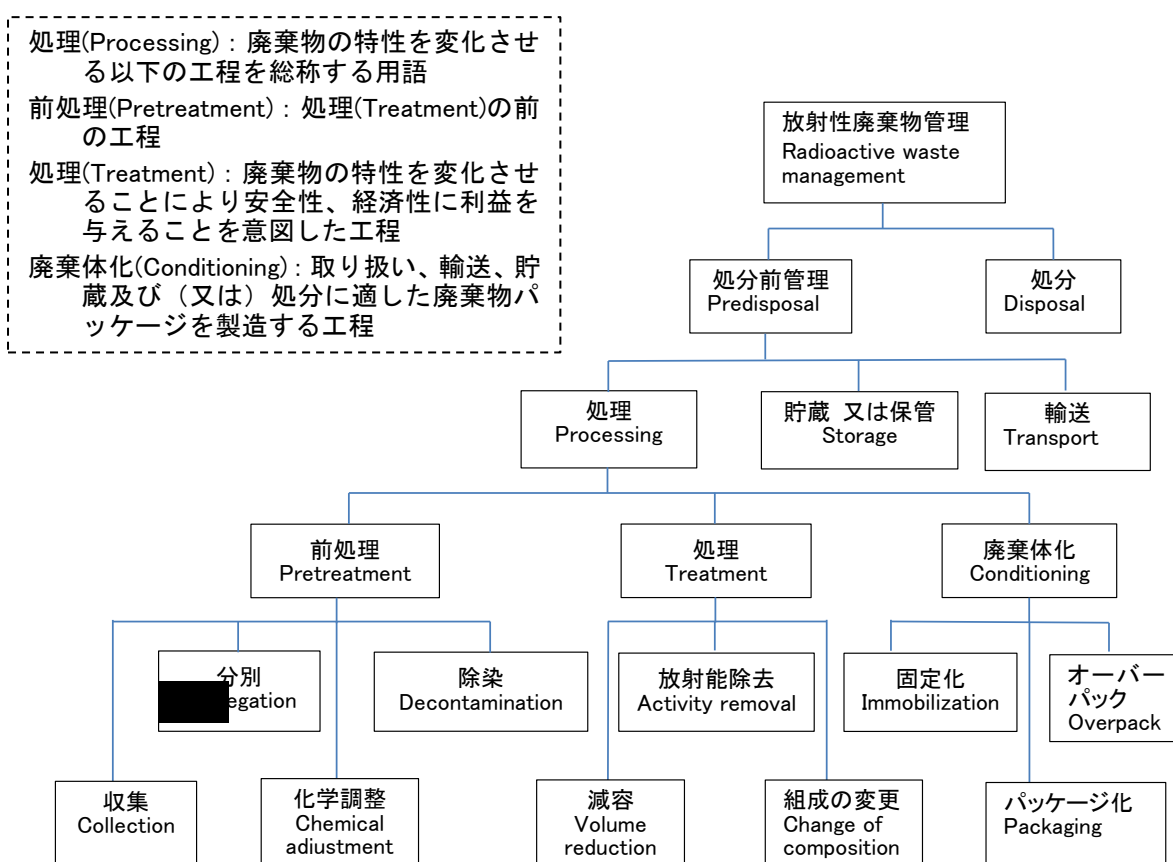


図 A9-1 放射性廃棄物管理に係る用語（IAEA）⁶⁷とその和訳例
（和訳例については日本原子力学会の資料^{68, 69}を参考にした）

⁶⁶ 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）

⁶⁷ IAEA, IAEA Safety Glossary Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection 2007 Edition, p.216, (2007).

⁶⁸ 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.

⁶⁹ 長尾誠也, 山本正史, 放射性廃棄物概論 施設の運転および廃止措置により発生する放射性廃棄物の対策 第 1 回 放射性廃棄物対策の概要, 日本原子力学会誌 56(9), p.593, (2014).

1. 国際的な放射性廃棄物の分類

原子力発電所の運転や解体、医療あるいは産業での放射性同位元素の利用などにより、放射性物質で汚染された放射性廃棄物が発生する。放射性廃棄物は、人間の生活環境に影響がないように、廃棄物の放射能レベル、性状、放射性物質の種類などに応じて適切に分類し、厳重に管理し、それに応じて合理的な処理・処分を行う。

IAEA の個別安全要件 SSR-5 “Disposal of Radioactive Waste”(2011)⁷³では、国際的に合意されている放射性廃棄物の管理に関する好ましい戦略は、放射性廃棄物の発生を最小化した上で、廃棄物を閉じ込め、生活環境から隔離することとしている。必要な隔離と閉じ込めは、廃棄物の危険性の程度と時間に応じて決まり、それに応じた処分オプション（施設の設計、深度）が選定されることとなる。

IAEA の一般安全指針 GSG-1 “Classification of Radioactive Waste”⁷⁴では、放射性廃棄物の危険性の程度（放射エネルギー）と持続時間（半減期）に応じた廃棄物分類と処分オプションの関係を図 A10-1 のように示している。また、各分類について表 A10-1 のとおり示している。

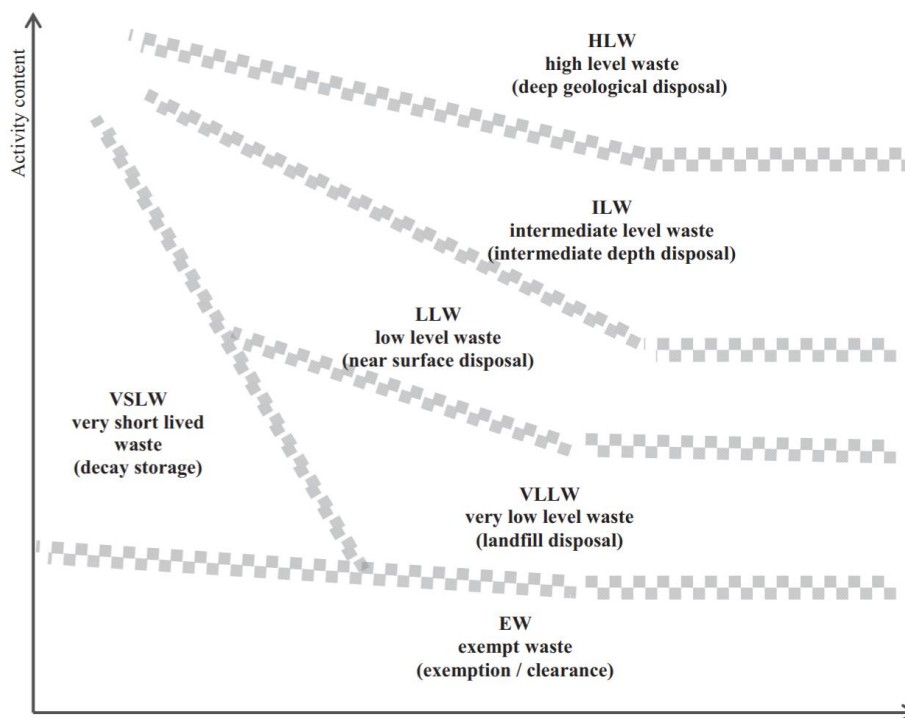


図 A10-1 廃棄物分類の概念図

⁷⁰ 朽山修 放射性廃棄物処分の原則と基礎 公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター(2016)

⁷¹ https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/

⁷² <https://www.fepec.or.jp/nuclear/haikibutsu/index.html>

⁷³ IAEA SSR-5 “Disposal of Radioactive Waste”(2011)

⁷⁴ IAEA GSG-1 “Classification of Radioactive Waste” (2009)

表 A10-1 GSG-1 における放射性廃棄物の分類

分類	分類の説明
規制免除廃棄物(EW)	放射線防護目的での規制管理からのクリアランス、規制除外、免除の基準を満たす廃棄物
極短寿命廃棄物(VSLW)	規制機関によって承認された、数年までの限られた期間にわたって減衰保管され、その後規制管理から除かれる廃棄物。
極低レベル廃棄物(VLLW)、	EWの基準を必ずしも満たしていないが、高度な閉じ込めと隔離を必要としない廃棄物。規制管理が限定される、浅地中の埋立タイプの施設での廃棄に適する。
低レベル廃棄物(LLW)	クリアランスレベルを超えているが、長寿命の放射性核種の量が限られている廃棄物。最長で数百年の期間にわたって強固な隔離と閉じ込めが必要であり、浅地中での工学的施設での処分に適しています。
中レベル廃棄物(ILW)	含有する核種、特に長寿命放射性核種のために、浅地中処分よりも高度な閉じ込めと隔離が必要な廃棄物。ただし除熱への考慮はほとんど必要としない。ILWには浅地中処分では管理できないレベルの長寿命放射性核種（特にアルファ核種）の濃度を含むことがあるため、数十から数百メートルの処分深度が必要となる。
高レベル廃棄物(HLW)	高い放射能濃度レベルで大量の熱の発生を伴う廃棄物、またはそのような廃棄物の処分施設と同等の設計を検討する必要がある大量の長寿命放射性核種を含む廃棄物。通常、地表から数百メートル以深の安定した地層での処分が一般的である。国によっては使用済燃料を HLW としている。

2. 我が国における分類と処分

我が国では、放射性廃棄物は、原子力発電所の運転などにもない発生する放射能レベルの低い「低レベル放射性廃棄物」（GSG-1 の VLLW～ILW に相当）と、原子力発電の運転に伴って発生する使用済燃料を再処理することで生じる放射能レベルの高い廃液をガラス固化体にした「高レベル放射性廃棄物」（GSG-1 の HLW に相当）とに大別している。処分に当たっては、廃棄物の放射能レベル、性状、放射性物質の種類などに応じて適切に分類し、厳重に管理し、それに応じて発生者責任の原則の下、合理的な処理・処分を行うこととしている。

「高レベル放射性廃棄物」は原子力発電の運転に伴って発生する使用済燃料を再処理することで生じる放射能レベルの高い廃液をガラス固化体にしたものである。日本では、法律（特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律（最終処分法））で地下 300 メートルよりも深い地層に処分することが決められている。

「低レベル放射性廃棄物」は「高レベル放射性廃棄物」以外の放射性廃棄物全体のことを呼び、発生場所や放射能レベルによってさらに複数の分類に分けられている。

原子力発電の運転に伴い発生する放射性廃棄物の種類や想定されている処分方法を表 A10-2 に示す。

これらのうちすでに処分が開始されているのは、原子力発電所の運転に伴い発生した放射能レベルの比較的低い廃棄物のみで、平成 4 年より、青森県六ヶ所村にある日本原燃(株)六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターでピット処分が行われている。現在の施設を含めて 200 リットルドラム缶で約 100 万本相当を埋設する計画であり、最終的には 200 リットルドラム缶で約 300 万本相当の規模にすることも考えられている。

表 A10-2 原子力発電の運転に伴い発生する放射性廃棄物の種類

廃棄物の種類			廃棄物の例	発生場所	処分の方法(例)
低レベル放射性廃棄物	発電所廃棄物	放射能レベルの極めて低い廃棄物	コンクリート、金属等	原子力発電所	トレンチ処分
		放射能レベルの比較的低い廃棄物	廃液、フィルター、廃器材、消耗品等を固形化		ピット処分
		放射能レベルの比較的高い廃棄物	制御棒、炉内構造物		中深度処分
	ウラン廃棄物		消耗品、スラッジ、廃器材	ウラン濃縮・燃料加工施設	中深度処分、ピット処分、トレンチ処分、場合によっては地層処分
	超ウラン核種を含む放射性廃棄物 (TRU廃棄物)		燃料棒の部品、廃液、フィルター	再処理施設、MOX燃料加工施設	地層処分、中深度処分、ピット処分
高レベル放射性廃棄物			ガラス固化体	再処理施設	地層処分

クリアランスレベル以下の廃棄物	原子力発電所解体廃棄物の大部分	上に示した全ての発生場所	再利用/一般の物品としての処分
-----------------	-----------------	--------------	-----------------



図 A10-2 日本原燃(株) 低レベル放射性廃棄物埋設センター





(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 A11-1 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

1. 炉内状況把握・デブリ性状把握・内部調査

1－① 総合的な炉内状況把握の高度化（2016～2017 年度）

（関連事業）炉内状況把握のための事故進展解析技術の高度化（2011 年度）

事故進展解析技術の高度化による炉内状況の把握（2012～2013 年度）

過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握（2014 年度）

事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化（2015 年度）

1－② 燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発、同（燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発）（2019～2020 年度）、同（燃料デブリの分析精度の向上及び熱挙動の推定のための技術開発）（2020 年度～）

（関連事業）模擬デブリを用いた特性の把握、デブリ処置技術の開発（2011～2014 年度）

燃料デブリに係る計量管理方策の構築（2011～2013 年度）

実デブリ性状分析（2014 年度）

燃料デブリの性状把握（2015～2016 年度）

燃料デブリの性状把握・分析技術の開発（2017～2018 年度）

1－③ 原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発（現場実証）（2018～2020 年度）

（関連事業）格納容器内部調査技術の開発（2011～2013 年度）

原子炉格納容器内部調査技術の開発（2014～2015 年度）

原子炉格納容器内部調査技術の開発（2016～2017 年度）

原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発（2017～2018 年度）

1－④ 原子炉圧力容器内部調査技術の開発（2016～2020 年度）

（関連事業）原子炉圧力容器内部調査技術の開発（2013～2015 年度）

1－⑤ 原子炉内燃料デブリ検知技術の開発（ミュオン活用）（2014～2015 年度）

2. 燃料デブリ取り出し

2－① 燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発（2019～2020 年度）⁷⁷

（関連事業）燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けたサンプリング技術の開発（2017～2019 年度）

2－② 燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術、同（ダスト集塵システムの技術開発）（2019～2020 年度）⁷⁷

（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）

⁷⁶ 廃炉研究開発情報ポータルサイト（<http://www.drd-portal.jp/>）

⁷⁷ 事業名称変更（2019 年 12 月 27 日開催「廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会合（第 75 回 資料 4 その他）2020 年度廃炉研究開発計画について」の公開に伴うもの）

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）

2－③ 燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化（2017～2018 年度）

（関連事業）燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術開発（2015～2016 年度）

2－④ 原子炉格納容器水循環システム構築技術の開発（2018～2019 年度）

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

（関連事業）格納容器漏えい箇所特定技術の開発（2011～2013 年度）

格納容器補修技術の開発（2011～2013 年度）

格納容器水張に向けた補修（止水）技術の開発（2014～2015 年度）

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

（関連事業）原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の実規模試験（2014～2015 年度）

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

（関連事業）圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発（2011～2013 年度）

圧力容器／格納容器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）

（関連事業）原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の実規模試験（2014～2015 年度）

2－⑧ 燃料デブリ臨界管理技術の開発（2012～2016 年度）

2－⑨ サプレッションチェンバ等に堆積した放射性物質の非破壊検知技術の開発（2014 年度）

2－⑩ 原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発（2014～2015 年度）

（関連事業）建屋内の遠隔除染技術の開発（2011～2013 年度）

2－⑪ 総合的線量低減計画の策定（2012～2013 年度）

2－⑫ 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発（2016～2020 年度）

（関連事業）燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発（2014～2015 年度）

3. 廃棄物対策

3 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（2019～2020 年度）

（関連事業）汚染水処理に伴う二次廃棄物の処理・処分技術開発（2012 年度）

放射性廃棄物の処理・処分技術の開発（2012 年度）

固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発（2013～2014 年度）

固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発（2015～2016 年度）

固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（2017～2018 年度）

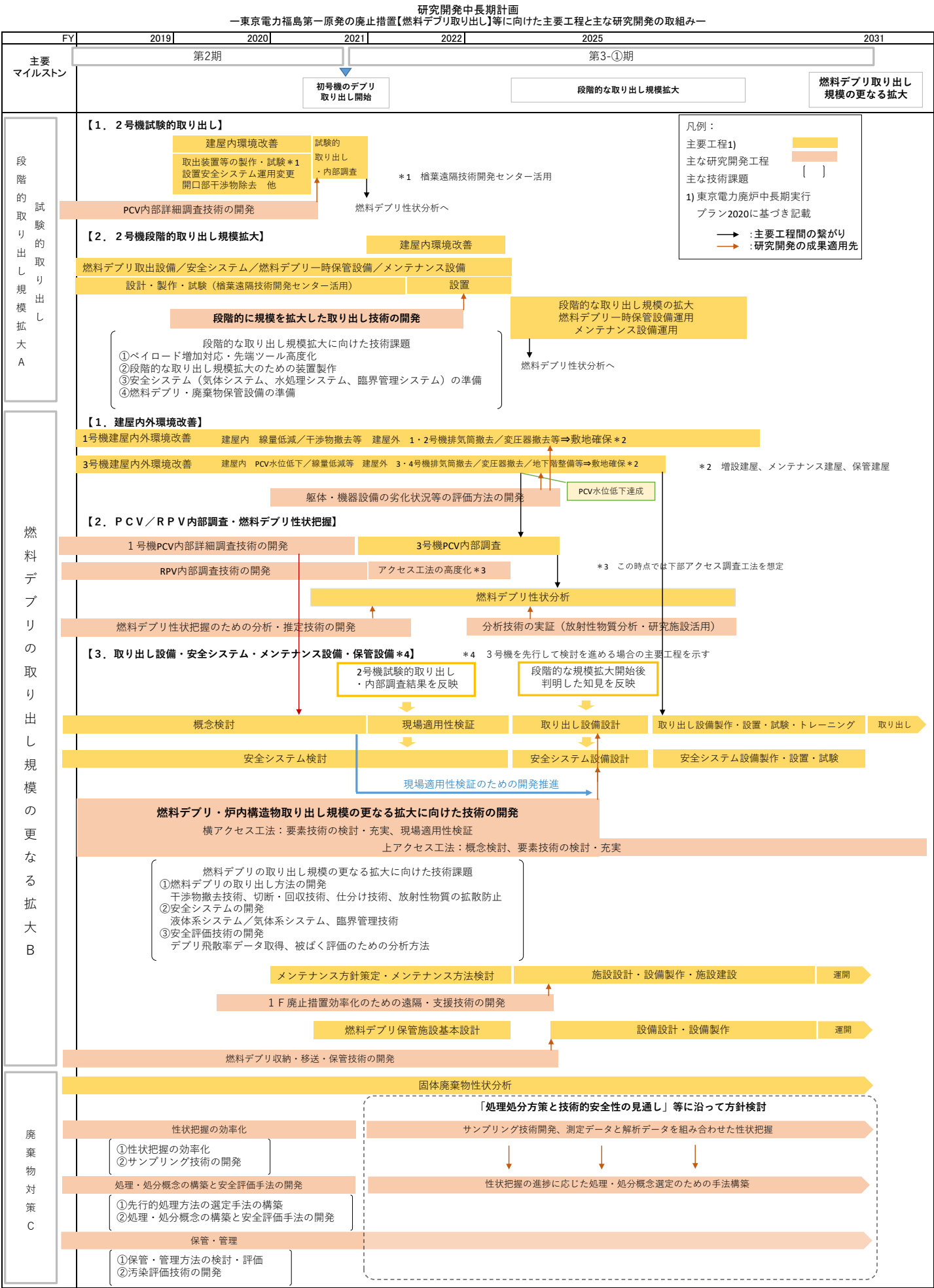
先行的処理手法及び分析手法に関する研究開発（2018 年度）

4. 使用済燃料対策

- 4－① 使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の長期健全性評価（2015～2016 年度）
（関連事業）使用済燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価（2012～2014 年
度）
- 4－② 使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討（2013～2014 年度）

5. 汚染水対策

- 5－① トリチウム分離技術検証試験（2014～2015 年度）
- 5－② 汚染水処理対策技術検証（2014 年度）
- 5－③ 凍土方式遮水壁大規模実証（2014 年度）
- 5－④ 高性能多核種除去設備（高性能 ALPS）整備実証（2014 年度）



添付資料 14 6つの重要研究開発課題の今後の基本的方向性について

平成29年12月12日
原子力損害賠償・廃炉等支援機構

6つの重要研究開発課題の今後の基本的方向性について

東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ（平成29年9月26日）では、廃炉に必要な研究開発（ニーズ）と大学・研究機関の基礎・基盤的な研究開発（シーズ）をマッチングさせるための活動や人材育成等の取組の強化を進めることとされており、こうした活動の中心的な組織として、日本原子力研究開発機構廃炉国際共同研究センター（JAEA/CLADS）の機能を強化し、国内外の大学・研究機関等との共同研究等を推進することにより、関係機関が一体となり、叡智を結集した国際的な廃炉研究拠点の形成を目指すこととされている。

これを受けて現在、平成30年度文部科学省概算要求では、廃炉研究開発委託事業である「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」から JAEA/CLADS を対象とする補助金に移行し、平成30年度以降の新規採択課題については、JAEA/CLADS を中核とした体制により実施していく方針とされているところである。

この実施に当たっては、文部科学省としては、ニーズを十分に踏まえた基礎・基盤研究を推進するとの観点から、研究連携タスクフォースで選定された重要研究開発課題を踏まえ、公募テーマの選定も含めた今後の研究開発の進め方について議論をしたいとの意向を有している。

このため、研究連携タスクフォース中間報告（平成28年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マイクロオーダーの微粒子の検出が報告されており、ウクライナ政府のナショナル・レポートにおいても、自己崩壊による放射性ダスト発生リスクが時間とともに増加することが懸念されている。この原因としては、高い放射能を有する燃料デブリが湿潤な大気環境に曝されたため、放射能分解を媒介した酸化反応によって六価ウラン化合物が生成し、地質環境中のウラン鉱物では極めて緩慢にしか進行しないような経年変化事象が短期間に発生したなどが考えられる。一方、1Fの原子炉格納容器(PCV)内は現状で微正圧の窒素雰囲気下にあるため、このような事象は顕在化していない。今後、燃料デブリ取り出しのため負圧管理がなされると、酸素を含む空気がPCV内部に流入するため、同様の事象が発生するおそれがある。1Fでは同様な環境下に置かれたスリーマイル2号機(TMI-2)事故(操業間もなく発生)の燃料デブリに比べて、放射線レベルがほぼ一桁高いため、過去に経験のない条件となる。また、TMI-2よりも事故発生後、デブリ取出し終了までの期間が長期にわたることにも留意する必要がある。 こうした燃料デブリの経年変化には、上記の酸化のみならず様々な要因があると考えられる。大きく分けると、化学的メカニズム(酸化還元、含有成分の溶出、放射線による化学形・相状態の変化など)、物理的メカニズム(熱サイクル等による構造・特性変化、アルファ線による照射損傷など)と、これらの連成作用が想定される。 経年変化による燃料デブリの崩壊や溶出は、燃料デブリ中に閉じ込められているFP粒子・ガス放出や、アルファ核種を含む微粒子の流出等の事態をもたらすため、取り出し機構、冷却循環系、閉じ込め機能、臨界監視システム、PCVガス管理システム、被ばく評価、収納・移送・保管、処理・処分などのシステム設計・手順に大きな影響を与えるものである。特に、中長期ロードマップでは燃料デブリの処理・処分方法については燃料デブリ取り出し開始後の第3期(2022年以降)に決定するとしており、燃料デブリの経年変化に関する情報の取得は喫緊の課題である。安全規制に係る許認可対応も念頭に、燃料デブリの経年変化とそれに伴うリスク変化について十分な予測・説明が可能となるよう、廃炉作業にクリティカルな影響を与え得ると考えられるものから優先的にその実態を解明していく必要がある。 このため、既存のアクチノイド化学の知見も活用しつつ、経年変化に影響を与えうるパラメータ(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渴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から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も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員の被ばく評価等を行う上では、αダストに係る性状の把握が重要である。 これまでαダストが発生した場合の飛散率等に関するデータは、日本原子力研究開発機構における JPDR の廃炉、核燃料サイクル工学研究所のグローブボックス解体などに際して取得されたデータが存在する。しかしながら、これらは核燃料そのものではなく、核燃料により汚染された物が対象であり、また、取得されているデータも放射性物質質量や濃度などであり、主に被ばく管理の観点から必要なデータを取得していることが多く体系的になされていない。 一方、1F 廃炉工程で発生する放射性飛散微粒子は、燃料デブリの取出し時に燃料デブリそのものから発生するもの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β γ核種がある。内部被ばくの観点ではプルトニウムを代表とするα核種が重要であるが、総合的な被ばく評価の観点からは、セシウムなどのβ γ核種についても考慮する必要がある。 放射性飛散微粒子の回収、効率的な過・浄化及び臨界防止等を検討する上では、放射性飛散微粒子の生成について、切削対象物、切削方法の違いによる微粒子の発生量、粒径分布、放射能粒子径及び粒子の物理的・化学的性質の把握が必要である。また、発生した微粒子の輸送・移行について、気相中の挙動、気液界面における挙動及び液相中における挙動の把握が重要である。例えば、気相中での凝集等による粒子成長、気液界面からのミスト生成評価、液相中の水中への成分の溶出挙動、微粒子の水中での沈降、フィルタリング等の移行挙動の把握などが考えられる。 また、放射性飛散微粒子による被ばく評価については、燃料デブリ由来の放射性物質、特にα核種による被ばく影響評価が重要であり、この際、プルトニウムに代表される放射性飛散微粒子の化学形態や粒子径がこれまでのプルトニウムの内部被ばく評価の基準となっている化学形態や粒子径と合致しており従来の被ばく評価方法が適用できるかどうか重要である。

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、高所にあつ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べきである。更には、中長期を見通し、時間経過とともにコンクリート中の汚染状況や浸透挙動がどのように変化するかなど、汚染機構の理解に裏付けられた評価手法の確立が求められる。 配管、機器等の金属に対する放射性物質の汚染機構については再処理等において配管等の汚染源の除去については研究がなされているものの、1F の環境条件での配管、機器等の金属に対する汚染機構についての研究事例は少ない。事故時の高温環境に晒された PCV や RPV 内部での汚染機構の解明は必要と考えられるが、PCV 外部では金属に浸透するような特別な汚染機構の考慮は必要ないと考えられる。ケーブル等の樹脂や塗装に対する汚染機構についても、交換、除去が可能なものであり特に除染のための研究は必要ないものと考えられる。

課題名	⑥ 廃炉工程で発生する放射性物質の環境中動態評価
中間報告における「問題意識」の記載	放射性物質の環境影響について問題のないことを確認するため、放射性物質の浅地下環境中での吸着、地下水に伴っての拡散や移動等の挙動を解明し環境影響評価につなげる必要がある。
基本的方向性	福島第一原子力発電所敷地内の放射性物質による将来の環境影響リスクを適切に評価・低減していくためには、敷地内の浅地中地下水や表層水、あるいは敷地境界周辺における港湾や海洋、大気等を経由する放射性物質の環境中動態の適格な評価・推定と適切な環境対策が必要である。 対象となる放射性物質は、①事故直後に漏えいした汚染水などにより地中や地表に存在する放射性物質（^{137}Cs、^{90}Sr、^3H 等）、②同様に港湾内に過去に流れ込み海底部等に存在する放射性物質（^{137}Cs、^{90}Sr 等）、及び③燃料デブリ取出しや建屋の除染・解体に伴い発生する汚染水が含有する放射性物質（アクチニド等のイオンや懸濁体を含む）等で将来の環境影響リスクのソースタームとなり得るものが想定される。 放射性物質の周辺環境への影響評価を行うためには、まず必要な基礎的知見として放射性物質の存在形態と輸送挙動の把握が不可欠である。具体的には、放射性物質の地下水中での存在形態、土壌との分配、地下水中の移流・拡散挙動、表層における存在形態と移流・拡散、港湾における海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。
--	--

東京電力・福島第一原子力発電所（1F）の 廃炉に関する人材育成研修のご案内

第1回 2019年12月11日(水)～13日(金)

第2回 2020年2月5日(水)～7日(金)

現在、福島第一原子力発電所では、毎日3000人以上の方が廃炉作業に従事しており、今後も廃炉作業に従事する人材の確保・育成が急務です。

原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)と日本原子力研究開発機構(JAEA)は、1Fの廃炉に携わる地元企業やメーカー等の技術者等(設計者、技術者、研究者)の方々を対象に、「1F廃炉全般に関わる基礎知識の習得」、「1F廃炉に携わる技術者等が共通して有することが望ましい技術の習得」を目的とした「廃炉人材育成研修」を開催します。

研修では、「現在の1F各号機の炉内状況」、「1F事故に伴い生成した燃料デブリの性状」、「燃料デブリ、破損燃料等からの放射性物質の取扱い」などについて、専門家や担当者から最新の情報をお伝えするほか、1Fの現場の視察なども行う予定です。

- 主 催 者** : 原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)
国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構(JAEA)
- 会 場** : ホテル蓬人館(ホウジンカン)
福島県双葉郡富岡町小浜44-2
- 参 加 費** : 無料 (※宿泊費、会場までの交通費は参加者負担です)
- 対 象 者** : 1Fの廃炉作業に従事する、または今後従事する予定の技術者、
設計者、研究者(大学の教員、学生は除く)
- 募 集 人 数** : 第1回、第2回ともに50名程度
- 申し込み方法** : 下記のJAEAのホームページから申し込みください。

<https://nutec.jaea.go.jp/index.php>

(注)
原則として先着順で参加者を決定しますが、より多くの企業の方に受講していただけるよう、**1社あたりの申し込み数は、2名までとします。**
また、1日単位での受講も受け付けております。
詳細は、JAEAのホームページをご覧ください。研修プログラムは、裏面をご参照ください。

申し込み開始日(第1回):2019年10月16日

締切日(第1回):2019年11月14日

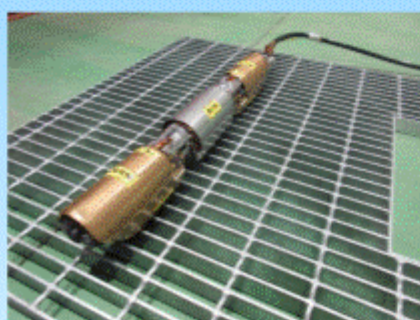
(募集人数に達し次第締め切ります)



1F1号機側からの外観(東京電力ホールディングス提供)

第1回廃炉人材育成研修プログラム(案)

12月11日	【初日】 会場：蓬人館	講師所属
(10:00)	(富岡駅着)	
10:30~10:45	開講挨拶、オリエンテーション	
10:45~12:45	1F事故の内容と現在の1Fサイト状況	東京電力ホールディングス(株)
12:45~13:30	昼休憩	
13:30~14:30	各号機の炉内状況	東京電力ホールディングス(株)
14:35~15:05	1F廃止措置等に向けた中長期ロードマップ	経済産業省
15:10~15:40	1F廃炉のための技術戦略プラン	原子力損害賠償・廃炉等支援機構
15:45~16:45	廃炉研究開発の状況(廃炉・汚染水対策事業)	国際廃炉研究開発機構
16:50~17:35	廃炉研究開発の状況(英知事業他)	日本原子力研究開発機構
(18:00~19:45)	情報・名刺交換会(任意参加、自己負担)	
12月12日	【二日目】 会場：蓬人館	
9:00~10:00	海外における炉心溶融を伴う事故事例	原子力損害賠償・廃炉等支援機構
10:05~11:05	レガシーサイト(=海外核汚染サイトのデコミッショニング)	電力中央研究所
11:10~12:10	燃料デブリの性状	日本原子力研究開発機構
12:10~12:55	昼休憩	
12:55~13:55	燃料デブリ、破損燃料等 α 放射性物質の取扱い	日本原子力研究開発機構
14:00~15:00	遠隔操作技術-高線量率下で動作可能なロボットの技術-	国際廃炉研究開発機構
15:05~16:35	1F放射性廃棄物の特徴、取扱いとその分析技術	日本原子力研究開発機構
16:40~17:40	燃料デブリ取り出し時の臨界管理技術	国際廃炉研究開発機構
12月13日	【三日目】	
10:00~	施設見学(1F(バス車窓より)、JAEA橋葉センター)	



形状変化型ロボット
(国際廃炉研究開発機構提供)

- ※ 講師都合等により、プログラムに変更が生じることがあります。
- ※ 第2回のプログラムは、第1回のプログラムと同様です。

問い合わせ先：日本原子力研究開発機構 原子力人材育成センター

Tel :

Email :

添付資料 16 国際連携の強化に係る主な活動実績

表 A16-1 政府間の枠組み

枠組み	内 容
日英原子力年次対話	2012 年 4 月の日英首脳会談における共同声明の付属文書として発出された「日英民生用原子力協力の枠組み」に基づき開催（2012 年 2 月～）
原子力エネルギーに関する日仏委員会	2012 年 10 月の日仏首脳会談の際に発表された共同宣言に基づき設立（2012 年 2 月～）
日米廃炉及び環境管理ワーキンググループ	2011 年 3 月の原子力事故後の日米協力関係に基づき、民生用二国間協力を一層強化するため、2012 年 4 月に設立が決定。同委員会の下に「廃炉及び環境管理ワーキンググループ（DEMWG）」が設置された（2012 年 12 月～）
日露原子力ワーキンググループ	2016 年 9 月の日露首脳会談で承認された 8 項目の協力プランの一つとしてエネルギー分野が掲げられたことに基づき、原子力ワーキンググループが設置された（2016 年 9 月～）

表 A16-2 組織間の協力協定・取り決め

国内機関	海外機関	内 容
NDF	NDA	廃炉等に関わる様々な技術的知見に関する情報交換、人材交流などについて定めている（2015 年 2 月締結）
NDF	CEA	廃炉等に関わる様々な技術的知見に関する情報交換、人材交流などについて定めている（2015 年 2 月締結）
東京電力	DOE	アンブレラ契約を締結し、必要に応じて情報交換を実施（2013 年 9 月締結）
東京電力	セラフィールド社	廃止措置時のサイト運営等に関する分野での情報交換協定を締結（2014 年 9 月）
東京電力	CEA	廃止措置に関する分野での情報交換協定を締結（2015 年 9 月）
JAEA	NNL	原子力の研究開発に関する先進技術、先進燃料サイクル、高速炉、放射性廃棄物に関する包括的取り決め
JAEA	CEA	熔融炉心-コンクリート相互作用等に関する特定技術課題に関する協力取り決め
JAEA	ベルギー原子力研究センター	原子力研究開発分野及び福島事故の研究に関する協力取り決め
JAEA	原子力安全問題研究センター（ウクライナ）	福島第一原子力発電所とチェルノブイリの廃止措置研究等に関する覚書の締結
JAEA	IAEA	燃料デブリの特性把握に関する研究取り決め

表 A16-3 海外に向けた情報発信（国際会議の開催、登壇（2019 年 4 月～2020 年 8 月））

会議名称	時期	発信機関
ATOMEXPO2019	2019 年 4 月	NDF 経済産業省 東京電力
INSIDER Project 会合	2019 年 5 月	NDF
福島廃炉研究国際会議（FDR2019）	2019 年 5 月	経済産業省
第 27 回原子力工学国際会議（ICONE27）	2019 年 5 月	IRID
WTO/SPS 委員会 EU 加盟国向けブリーフィング	2019 年 7 月	経済産業省
米国核物質管理学会第 60 回年次大会	2019 年 7 月	NDF
第 4 回福島第一廃炉国際フォーラム	2019 年 8 月	NDF
第 63 回 IAEA 総会サイドイベント	2019 年 9 月	NDF 経済産業省 JAEA
10 th International Conference on Isotopes	2020 年 2 月	NDF
第 4 回日英原子力産業フォーラム	2020 年 2 月	NDF 経済産業省
国際会議 ICONE Fukushima セッション	2020 年 8 月	東京電力
第 64 回 IAEA 総会サイドイベント	2020 年 9 月	NDF 経済産業省 東京電力
福島リサーチカンファレンス	通年	JAEA

表 A16-4 海外に向けた情報発信（英語版ウェブサイト等による情報発信）

名称	発信機関
廃止措置に向けた取組 (http://www.meti.go.jp/english/earthquake/nuclear/decommissioning/)	経済産業省
各国大使館への福島第一原子力発電所からの海洋放出及び海水モニタリングに関する年次報告	経済産業省 外務省
原子力損害賠償・廃炉等支援機構ホームページ (http://www.dd.ndf.go.jp/eindex.html)	NDF
廃炉研究開発情報ポータルサイト (http://www.drd-portal.jp/en/)	NDF
廃止措置に向けた取組 (https://fukushima.jaea.go.jp/en)	JAEA
技術研究組合国際廃炉研究開発機構ホームページ (http://irid.or.jp/en/)	IRID
福島への責任 (https://www.tepco.co.jp/en/hd/responsibility/revitalization/index-e.html)	東京電力
各国メディアへのプレスリリース英文概要提供	東京電力
廃炉・汚染水対策事業事務局 (https://en.dccc-program.jp/)	三菱総合研究所（事業受託者）

表 A16-5 主な海外機関との連携プロジェクト

プロジェクト名	内容・期間	国内対応機関
IAEA プロジェクト		
DAROD	・ 損傷原子力施設の廃止措置・修復に関する課題への取組で得られた知識や経験（規制、技術、制度・戦略）を各国で共有 ・ 実施期間：2015 年～2017 年	NDF
OECD/NEA プロジェクト		
BSAF	・ 11 か国の研究機関や政府機関が参加し、各国参加機関において過酷事故解析コードを用いた福島第一原子力発電所事故の進展、炉内の燃料デブリと FP の分布等に関するベンチマークを実施。各国参加機関による現象論のモデル化に関する知見等を活用。 ・ 事故時の測定データや事故後の放射線量に関する情報データベースを共有。 ・ 実施期間：2015 年～2018 年	IRID JAEA 東京電力
ARC-F	・ 12 か国の研究機関や政府機関が参加し、BSAF プロジェクトを引き継いで、さらに詳細に事故の状況を探り、今後の軽水炉の安全性向上のための研究に活用。	原子力規制庁 電力中央研究所 JAEA

	・実施期間：2019 年～2021 年（予定）	
PreADES	・燃料デブリの相状態や組成情報など、その特徴を理解するのに役立つ特性情報を共有。 ・燃料デブリ分析ニーズ及び優先度をまとめた「燃料デブリ分析表」の拡充。 ・分析の課題及び分析施設情報の整理 ・実施期間：2018 年～2020 年（予定）	経済産業省 原子力規制庁 電力中央研究所 JAEA、IRID NDF、東京電力
TCOFF	・福島第一原子力発電所（1F）の事故進展を参考に、炉心・燃料溶融モデルやFP ふるまいモデル、及びその基礎となる熱力学データベースを高度化。得られた材料科学的な知見に基づき、1F 事故条件での炉心・燃料溶融、核分裂生成物ふるまい、デブリ特性や生成メカニズムを詳細評価。材料科学的知見及び詳細評価の結果を PreADES、ARC-F、TAF-ID 等の国際協力、及び、IRID 事業等の国際廃炉プロジェクトに提供。 ・プロジェクト予算を文部科学省が拠出。 ・実施期間：2017 年～2019 年	文部科学省 JAEA 電力中央研究所 東京工業大学
EGCUL	・由来が不明な廃棄物に対するキャラクタリゼーション方法について議論。	経済産業省 NDF JAEA 東京電力