

東京電力(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 2015
～2015 年中長期ロードマップの改訂に向けて～

平成 27 年 4 月 30 日

原子力損害賠償・廃炉等支援機構

当資料に関する一切の権利は、引用部分を除き原子力損害賠償・廃炉等支援機構に属し、いかなる目的であれ当資料の一部または全部を無断で複製、編集、加工、発信、販売、出版、デジタル化、その他いかなる方法においても、著作権法に違反して使用することを禁止します。

ごあいさつ

2011年3月に発生した東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故から4年余りが経過しました。これまでの関係者の尽力により4号機の使用済燃料プールからの燃料の取り出し完了など、事故直後と比較すると状況は大きく改善しています。適正かつ着実に廃炉を進めていくことが福島復興の大前提であり、廃炉作業の進捗に対する地元の皆様の関心と期待は非常に高いものではありますが、一方で、過去に類を見ない過酷事故を起こした原子炉の廃炉作業を進める上で解決すべき課題は多数残されています。

これまでの取り組みの中では、現地関係者が緊急の課題への対応に追われ、中長期的視点に立った課題に関して十分な検討がなされておりました。こうした問題意識の下、事故炉の廃炉を安全かつ着実に進めるために、国内外の叡智を結集し、戦略の策定と技術的支援を行う専門組織として、昨年8月に原子力損害賠償支援機構が原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)に改組され、発足いたしました。以来、中長期的視点から廃炉の主な課題に関する具体的な戦略を検討し、このたび「戦略プラン」の初版を策定いたしました。

この「戦略プラン」は、政府の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にしっかりとした技術的根拠を与え、その円滑・着実な実行や改訂の検討に資することを目的としています。

そのため

- 最新のプラント状況や研究開発の成果等の技術的根拠を明確化する
- わかりやすい表現に留意しつつも、技術的に正確な記述を行う

ことを策定方針といたしました。

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、事故に由来する通常の原子力発電所にはない放射性物質によるリスクを継続的に下げるための取り組みであり、この戦略プランは中長期のリスク低減戦略の設計と言えます。策定に当たり、安全、確実、合理的、迅速、現場指向という5つの基本的考え方を定め、リスク低減の優先順位付けをして今後の取り組みをまとめています。

この戦略プランをまとめるに当たり、廃炉等技術委員会委員、各種専門委員会委員、海外特別委員等から助言を受けるとともに、経済産業省、文部科学省、東京電力、日本原子力研究開発機構(JAEA)、国際廃炉研究開発機構(IRID)等の関係機関との議論や協議も参考にいたしました。各位のご協力を厚く御礼申し上げます。

戦略プランの内容につきましては、プラント内部調査や詳細な検討状況を反映して、今後とも継続して見直して参ります。

NDFは、福島第一原子力発電所に係る廃炉の安全かつ着実な進捗という福島県民並びに国民の皆さまからのご期待に応えられるように引き続き努めて参ります。

なにとぞ、皆さまのご理解、ご鞭撻を賜りますようお願い申し上げます。

2015年4月

原子力損害賠償・廃炉等支援機構
副理事長 山名 元 (ヤマナ ハジム)

東京電力(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 2015 (戦略プラン) 要 約

戦略プランの位置づけ

戦略プランは、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、政府の「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」(以下「中長期ロードマップ」という。)の着実な実行や改訂の検討に資することを目的とし、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ものである。具体的には、事故炉の廃炉を行う上で重要な課題である溶融して固まった燃料(以下「燃料デブリ」という。)取り出し及び廃棄物対策について、研究開発を含む取組計画をとりまとめている。今後、現場状況の変化や研究開発成果等を踏まえて、継続的に評価・見直しを行う。中長期ロードマップにおいては 2018 年度上半期に燃料デブリ取り出し方法を確定するとされており、これに間に合うように燃料デブリ取り出し工法の複数シナリオからの絞り込みを行うこととし、これに向けて戦略プランの改訂等を行っていく。また、廃棄物の処理・処分については、2017 年度に基本的考え方のとりまとめを行うとされており、これに向けて戦略プランの改訂等を行っていく。

なお、戦略プランは、その内容が多岐に及ぶことから、内容の網羅性を担保し、論理展開の理解を促すことを目的に文書全体の論理展開を「ロジック・ツリー」形式で表現している。

戦略プランの基本的考え方

戦略プランでは「福島第一原子力発電所における放射性物質によるリスクを継続的、かつ、速やかに下げる」ことを基本方針とし、燃料、汚染水、廃棄物等の様々な放射性物質(リスク源)の潜在的影響度(ハザード・ポテンシャル)と閉じ込め機能喪失の起こりやすさにより表されるリスクの低減戦略を策定している。

主要なリスク源を優先順位により 3 分類し、そのうち、可及的速やかに対処すべき汚染水等のリスクについては既に対策が進められているため、戦略プランでは周到的な準備が必要であり、数多くの課題にチャレンジしなければならない燃料デブリ取り出し及び長期的な措置を要する廃棄物対策の検討を実施する。

リスク低減に向けて、5 つの基本的考え方 1:安全 放射性物質によるリスクの低減及び労働安全の確保、2:確実 信頼性が高く、柔軟性のある技術、3:合理的 リソース(ヒト、モノ、カネ、スペース等)の有効活用、4:迅速 時間軸の意識、5:現場指向 徹底した三現(現場、現物、現実)主義、に基づき、燃料デブリ取り出し及び廃棄物対策に関する技術検討を行う。

燃料デブリ取り出し分野の戦略プラン

● 燃料デブリ取り出しの検討の進め方

燃料デブリは、現在一定の安定状態にあるが、さらにそのリスクを低減するためには、周到的な準備と技術によって取り出し、安定保管することが必要である。これは、①取り出しまでの間、燃料デブリの安定状態を維持・管理する、②燃料デブリを安全に取り出す、③取り出した燃料デブリを収納・移送した後、安定的に保管するというステップで進めることとなる。このうち、②は大きく分けて、「燃料デブリの量、位置、性状、核分裂生成物(以下「FP」という。)分布の

把握」、「燃料デブリ取り出し作業時の安全確保」、「燃料デブリ取り出し方法」についての検討から構成される。

「燃料デブリ取り出し作業時の安全確保」、「燃料デブリ取り出し方法」についての検討は、燃料デブリ取り出し工法に係る技術要件にあたるものであり、次の9項目からなる。1:PCV・建屋の構造健全性の確保、2:臨界管理、3:冷却機能の維持、4:閉じ込め機能の構築、5:作業時の被ばく低減、6:燃料デブリ取り出し機器・装置の開発、7:燃料デブリへのアクセスルートの構築、8:系統設備、エリアの構築、9:労働安全の確保。

- 工法の特徴

冠水工法：格納容器の上部まで水を張って、燃料デブリを水没させて、取り出す工法であり、燃料デブリの冷却、放射線の遮へい、放射性ダストの飛散防止等に優れるものの、格納容器の止水、耐震性、臨界管理等に課題がある。

気中工法：水を張らずに、燃料デブリが気中に露出した状態で、取り出す工法であり、燃料デブリの取り出しに向けて、上からに加え、横からのアクセスが可能になるものの、放射性ダストの飛散防止、放射線の遮へい等に課題がある。

- 工法オプションとオプションから導出されるシナリオの選定計画の立案

本戦略プランでは、冠水工法、気中工法のそれぞれで達成できる水位と燃料デブリへのアクセス方向より考えられる燃料デブリ取り出し工法オプションを提示し、その中から重点的に取り組む工法を選んだ上で、上述の9つの技術要件に対する取組みの現状と今後の対応について整理する。さらに、各工法の組合せによる複数のシナリオから号機ごとの状況に応じたシナリオ選定計画を立案する。

工法の実現に向けて鍵となる技術開発の進展、号機ごとの燃料デブリの位置・分布状況等プラント状況の推定確度向上等に伴い、実機へ適用するシナリオを段階的に選定していく。号機ごとのシナリオを確定するために必要な調査、研究開発計画の見直しを必要に応じ行う。

燃料デブリ取り出しシナリオを選定した後、実機適用準備を着実に進めることを目標とする。号機ごとに実現可能と判断されるシナリオが複数ある場合には、5つの基本的考え方に基づき、安全性、確実性、合理性、迅速性、現場適用性の評価項目により比較評価して、優先シナリオを選定する。

廃棄物対策分野の戦略プラン

- 廃棄物対策の検討の進め方

福島第一原子力発電所廃炉に向けては、施設全体のリスク低減及び最適化を図るために必要な措置の迅速かつ効率的な実施が求められている。廃棄物対策としては、事故で発生した固体廃棄物の安全かつ安定な保管管理とともに、中長期を見据えた処理方法や処分概念の検討が重要である。

現行中長期ロードマップにおいては、2017年度に、固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方を取りまとめ、2021年度に、固体廃棄物の処理・処分における安全性の見通しを確認することが次工程へ進む判断の重要なポイントとして設定されている。本戦略プランにおいても、中長期ロードマップで示されたポイントを目標に検討を実施する。

- 発生量低減と保管管理

固体廃棄物について、持込抑制等の徹底及び構内再利用の促進により発生量を低減し、また減容等について二次廃棄物の発生も考慮した減容効果や処分への影響等に留意するとともに、保管管理に当たっては、工事等による廃棄物発生予測に基づいて限られた敷地を有効活用し計画的に対応していく。

- 性状把握と処理・処分方策の検討

建屋地下のスラッジのように試料採取が出来ていないものについては、計画的なサンプリングを実施するとともに、特に、性状把握のための分析の体制整備、能力増強が極めて重要である。

固体廃棄物の特徴の把握、それに適した処分方策、その処分方策を念頭においた処理のあり方など、総合的な検討を行うことにより、安全かつ合理的な処理・処分方策を具体化していくことが極めて重要であり、また、規制制度が円滑に整備されていくよう、必要な情報を規制機関に対して積極的に提供する。

研究開発への取組と全体計画

様々な制度で複数の実施主体により実施されている研究開発を一元的に把握し、それらの特性や期待される成果を踏まえた上で、全体最適化に取り組む。

- 現場での必要性に応える研究開発

IRID（国際廃炉研究開発機構）等の研究機関を中心として、燃料デブリの取り出しと廃棄物対策に向けた具体的必要性に基づく研究開発が行われるよう取り組むとともに、現場での状況や工程の変化、研究機関、大学等の最新の研究成果に応じて不断の見直しを推進する。

- 研究開発の基盤の重要性

JAEA（日本原子力研究開発機構）をはじめとする研究機関、大学等における廃炉技術の基盤となる独自の研究開発や研究者の創意工夫を促すとともに、得られた研究成果や知見を廃炉現場や現場適応を目指す研究開発への橋渡しを推進する。

国内外のリソースや叡智を結集して研究開発を推進するため、モックアップ試験施設や放射性物質分析・研究施設、廃炉国際共同研究センター等を中核とした研究開発拠点の整備に積極的に協力するとともに、中長期にわたる廃炉を担う人材の産学官一体となった育成・確保に取り組む。

目次

1. はじめに.....	1-1
2. 戦略プランについて.....	2-1
2.1 戦略プランの目的.....	2-1
2.2 戦略プランを取り巻く状況と課題.....	2-2
2.2.1 これまでの中長期ロードマップの取組.....	2-2
2.2.2 戦略プラン策定の背景.....	2-3
3. 戦略プランの基本的考え方.....	3-1
3.1 基本方針.....	3-1
3.2 5つの基本的考え方.....	3-1
3.3 放射性物質によるリスクの低減戦略.....	3-5
3.3.1 用語の定義.....	3-6
3.3.2 リスク分析の手順.....	3-7
3.3.3 福島第一原子力発電所における放射性物質によるリスクの分析.....	3-9
3.3.4 リスク低減戦略.....	3-14
3.4 現在の取組状況.....	3-16
3.5 戦略プラン検討方針の概要.....	3-18
4. 燃料デブリ取り出し分野の戦略プラン.....	4-1
4.1 燃料デブリ取り出し分野の戦略プラン検討方針.....	4-1
4.1.1 燃料デブリ取り出し検討の進め方.....	4-1
4.1.2 燃料デブリ取り出し工法や適用技術評価における5つの基本的考え方の適用.....	4-5
4.1.3 燃料デブリ取り出しに係る役割分担の基本的考え方.....	4-7
4.2 燃料デブリ取り出し開始までの安定状態維持・管理に関する検討.....	4-8
4.2.1 これまでの情報に基づくプラント・燃料デブリの状況.....	4-8
4.2.2 燃料デブリの安定状態維持・管理に必要な検討項目及び検討アプローチ.....	4-8
4.2.2.1 臨界管理.....	4-11
4.2.2.2 冷却.....	4-13
4.2.2.3 閉じ込め.....	4-17
4.2.2.4 安全設備の維持・信頼性向上.....	4-20
4.2.3 安定状態の維持・管理に向けた活動.....	4-22
4.3 燃料デブリを安全に取り出すための工法に関する検討.....	4-24
4.3.1 燃料デブリの量・位置・性状やFP分布の把握に関する検討.....	4-24
4.3.1.1 燃料デブリ・FP分布の状況.....	4-24
4.3.1.2 燃料デブリの量・位置・性状やFP分布の把握に必要な検討項目及び検討アプローチ.....	4-24
4.3.1.2.1 実機調査による推定.....	4-26
4.3.1.2.2 解析による推定.....	4-28

4.3.1.2.3	知見及び実験による推定	4-29
4.3.1.3	これまでの検討から推定される燃料デブリ・FP 分布の状況	4-32
4.3.2	燃料デブリ取り出し工法オプションの検討	4-39
4.3.2.1	PCV 水位レベルと燃料デブリへのアクセス方向を考慮した燃料デブリ取り出しの工法オプションの検討	4-39
4.3.2.2	工法オプション別 燃料デブリ位置ごとの燃料デブリ取り出し適合性の検討	4-44
4.3.2.3	燃料デブリ取り出しに係る現地作業ステップの検討	4-47
4.3.3	冠水工法を前提とした取組評価と実現性の検討	4-50
4.3.3.1	概要	4-50
4.3.3.2	技術要件を用いた取組評価	4-50
4.3.3.2.1	PCV・建屋の構造健全性の確保	4-51
4.3.3.2.2	臨界管理	4-53
4.3.3.2.3	冷却機能の維持	4-58
4.3.3.2.4	閉じ込め機能の構築	4-60
4.3.3.2.5	作業時の被ばく低減	4-69
4.3.3.2.6	燃料デブリ取り出し機器・装置の開発	4-73
4.3.3.2.7	燃料デブリへのアクセスルートの構築	4-75
4.3.3.2.8	系統設備、エリアの構築	4-77
4.3.3.2.9	労働安全の確保	4-79
4.3.3.3	冠水工法の実現性を判断する道筋	4-80
4.3.4	気中工法（気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法）を前提とした取組評価と実現性の検討	4-82
4.3.4.1	概要	4-82
4.3.4.2	各技術要件に係る取組	4-82
4.3.4.2.1	PCV・建屋の構造健全性の確保	4-84
4.3.4.2.2	臨界管理	4-86
4.3.4.2.3	冷却機能の維持	4-88
4.3.4.2.4	閉じ込め機能の構築	4-89
4.3.4.2.5	作業時の被ばく低減	4-90
4.3.4.2.6	燃料デブリ取り出し機器・装置の開発	4-94
4.3.4.2.7	燃料デブリへのアクセスルートの構築	4-96
4.3.4.2.8	系統設備、エリアの構築	4-99
4.3.4.2.9	労働安全の確保	4-101
4.3.4.3	国際公募を通じた新たな工法提案の活用	4-103
4.3.4.4	気中工法の実現性を判断する道筋	4-104
4.3.5	号機ごとの状況を踏まえた複数シナリオの検討	4-106
4.3.5.1	プラント適用シナリオの検討	4-108
4.3.5.2	号機ごとの状況を踏まえた複数シナリオの提示と今後検討の方法論	4-111

4.3.5.3	複数シナリオに対して検討を進めていく方法論と検討ゴール	4-119
4.4	取り出した燃料デブリの収納・移送・保管に関する検討	4-121
4.4.1	取り出し後の燃料デブリの収納・移送・保管システムの構築	4-122
4.4.2	燃料デブリに係わる計量管理方策の構築	4-124
4.5	まとめ	4-126
5.	廃棄物対策分野の戦略プラン	5-1
5.1	廃棄物対策分野の戦略プランの検討方針	5-1
5.2	国際的な放射性廃棄物対策における安全確保の基本的考え方	5-2
5.2.1	放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方	5-2
5.2.2	放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方の適用例	5-3
5.2.3	放射性廃棄物の処理の在り方	5-4
5.3	現行中長期ロードマップにおける取組の現状と評価・課題	5-5
5.3.1	保管管理	5-5
5.3.2	処理・処分	5-6
5.4	福島第一原子力発電所廃棄物対策における中長期的観点からの対応方針	5-9
5.4.1	保管管理	5-9
5.4.2	処理・処分	5-10
5.5	福島第一原子力発電所の廃炉に向けた廃棄物対策に関わる今後の対応	5-12
5.5.1	保管管理	5-12
5.5.2	処理・処分	5-13
6.	研究開発への取組と全体計画	6-1
6.1	研究開発の検討方針	6-1
6.2	研究開発の概観	6-1
6.2.1	研究開発の分類	6-1
6.2.2	政府の研究開発事業の全体像	6-2
6.3	研究開発プロジェクトの次期計画	6-3
6.3.1	検討のステップ	6-4
6.3.2	検討に当たって考慮すべき重要な視点	6-4
6.3.3	分野ごとの次期計画	6-5
6.4	研究開発マネジメント	6-10
6.4.1	研究開発業務実施方針を踏まえて重視すべき事項	6-10
6.4.2	研究開発の各段階におけるマネジメント	6-11
6.5	研究開発の基盤としての活動	6-13
6.5.1	研究開発拠点の整備	6-13
6.5.2	廃炉技術の基盤となる研究開発	6-14
6.5.3	人材育成・確保	6-16
7.	今後の進め方	7-1

1. はじめに

東京電力㈱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。）事故を受け、2011年12月に政府が策定した「東京電力㈱福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下「中長期ロードマップ」という。）の下、廃炉への取組が開始された。その後、約3年にわたり、汚染水対策等の差し迫った課題を最優先として対応が行われてきた。しかし、短期的対応と併せて、事故炉には「長期にわたり、放射性物質によるリスクを低減し廃炉を進めていく」という中長期的な廃炉戦略の検討が不可欠である。そこで、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、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した。

NDFは、原子力損害賠償・廃炉等支援機構法に基づき、法定業務である「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」および「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」の一環として、「東京電力㈱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。）を取りまとめていくこととした。

国内外の叡智を結集し、戦略プランを策定するに当たって、様々な技術分野の専門家集団による意思決定するための廃炉等技術委員会及び専門的知見を有する有識者や関係機関の代表者から特定課題への意見を聴取するための専門委員会を設置した。海外の有識者を海外特別委員に任命し、廃炉等技術委員会に招聘するとともに、国際機関や研究機関との協力関係を構築している。

図1-1に福島第一原子力発電所廃炉プロジェクトに係る関係機関の役割分担及びNDFの位置付けを示す。

NDFは、政府から重要課題の提示を受けて検討を行い、その結果を報告する。東京電力に対しては、廃炉工程の着実な推進に向けて、技術的見地から助言、指導を行う。また、国際廃炉研究開発機構（以下「IRID」という。）や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密接に連携して、進捗状況及び課題を共有して研究開発の円滑な推進を図る等、技術面での中核を担っていくことが期待されている。

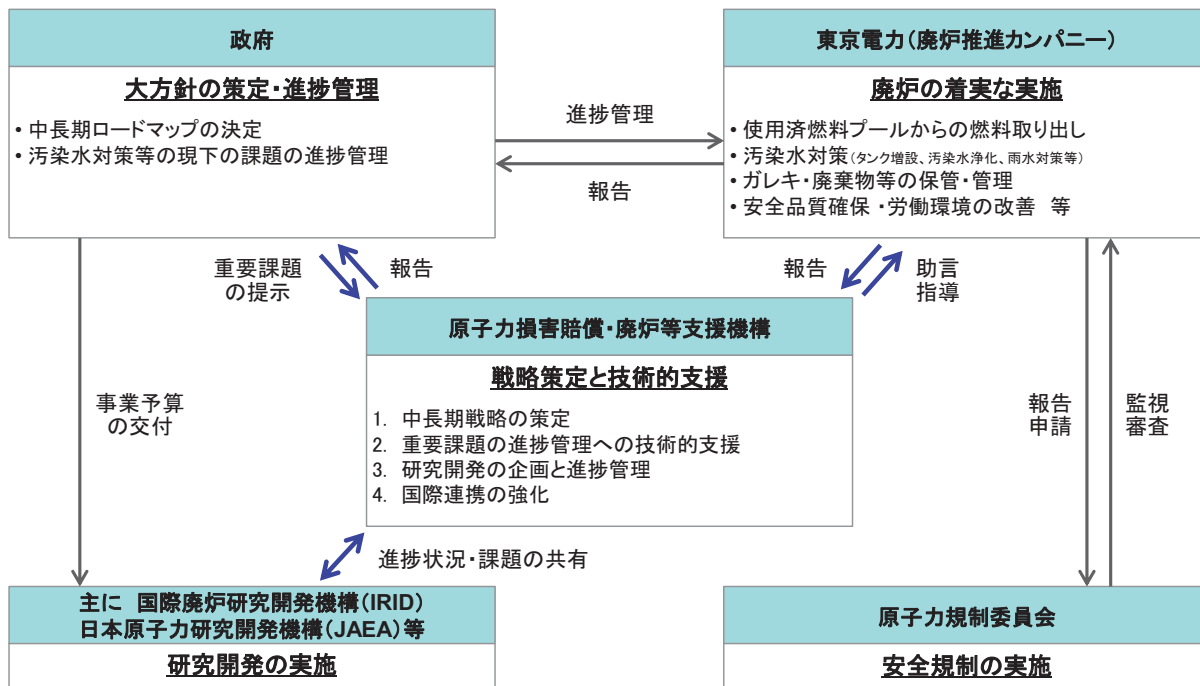


図 1-1 福島第一原子力発電所廃炉プロジェクトに係る関係機関の役割分担

2. 戦略プランについて

2.1 戦略プランの目的

戦略プランは、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、政府の中長期ロードマップの着実な実行や改訂の検討に資すること、すなわち、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ことを意図している。

具体的には、事故炉の廃炉に関し、中長期視点から重要な課題である溶融して固まった燃料（以下「燃料デブリ」という。）取り出し及び廃棄物対策について、取り組むべき項目とその対応の考え方、それらに対する関係機関の役割分担を含む全体的な取組計画を取りまとめる。（図 2-1）

燃料デブリ取り出しに関しては、工法の判断に当たっての重要な視点や考え方（ロジック）と重要課題を示すとともに、現場の状況に関する事実認識に基づいて考えられる複数シナリオ（選択肢）を示す。なお、厳しい放射線環境下で原子炉建屋内部へのアクセスが制限されること、原子炉格納容器（以下「PCV」という。）及び原子炉内部の状況が十分にわからないことを踏まえ、不確実性のある中で工法を判断するための考え方についても明確にする必要がある。また、最新の現場状況を踏まえつつ、採用する工法を適切に調整しながら進めていくことが必要である。

廃棄物対策に関しては、処理・処分に関する基本的考え方を整理するとともに、発生量低減、保管管理、性状把握、並びに処理及び処分方策について、取組の現状を評価した上で今後の課題を整理する。さらに、これらの検討を踏まえ、研究開発や技術調査を含め必要な取組を明確にする。

今回の戦略プランは、中長期ロードマップの改訂が 2015 年春に予定されていることを念頭において、2015 年 2 月末時点の不確実な状況もある中で取りまとめたものである。そのため、戦略プランは、今後の現場状況把握の進捗や研究開発成果等を踏まえて、継続的に評価・見直しを行っていく。中長期ロードマップにおいては 2018 年度上半期に燃料デブリ取り出し方法を確定することとされている。本戦略プランにおいても、中長期ロードマップで示された時期に間に合うように燃料デブリ取り出し工法の複数シナリオからの絞り込みを行うこととし、これに向けて戦略プランの改訂等を行う。また、固体廃棄物の処理・処分については、2017 年度に基本的考え方の取りまとめを行うこととされている。これを踏まえ、中長期ロードマップで示された時期に向けて戦略プランの改訂等を行っていく。

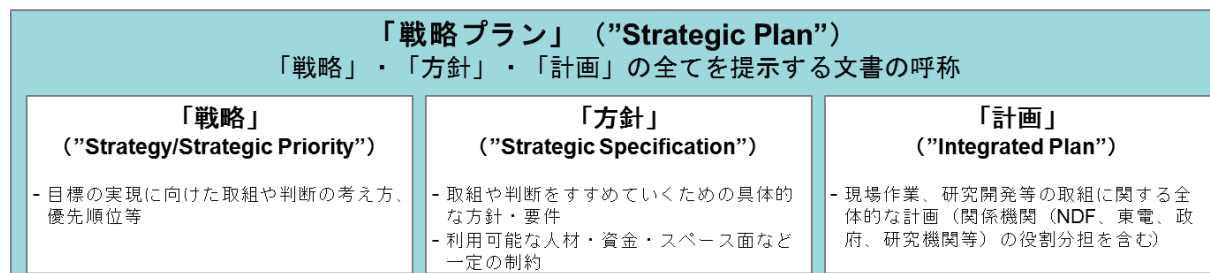


図 2-1 「戦略」、「方針」、「計画」と戦略プラン

2.2 戦略プランを取り巻く状況と課題

2.2.1 これまでの中長期ロードマップの取組

福島第一原子力発電所の廃炉は、政府の定める大方針である中長期ロードマップに従って推進されている。中長期計画を示すものとしては、原子力委員会に設置された東京電力(株)福島第一原子力発電所中長期措置検討専門部会による報告書「東京電力(株)福島第一原子力発電所における中長期措置に関する検討結果」(2011年12月7日付)が、最初のものである。その後、2011年12月21日に中長期ロードマップの初版が決定され、2度にわたり改訂されて現在に至る。(表2-1) その特徴は、下記に示すとおりである。

- 燃料デブリ取り出し工法については、米国スリーマイルアイランド2号機(以下「TMI-2」という。)と同様な方法(冠水工法)を想定した原子力委員会中長期措置検討専門部会報告書を基本的に踏襲
- PCVに水を張らずに燃料デブリを取り出す気中工法の検討についても述べているが、具体的な研究開発計画の提示はなく、あくまでもバックアップの位置付け
- 廃棄物対策については、固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方等を検討するスケジュールが示されているが、今後の課題という位置付け

表 2-1 中長期ロードマップの変遷

<p>2011年12月7日付 原子力委員会中長期措置検討専門部会報告書</p>	<p>原子力委員会に設置された東京電力(株)福島第一原子力発電所中長期措置検討専門部会から発表された報告書である。福島第一原子力発電所の中長期計画について検討、記述された最初のものである。</p>
<p>2011年12月21日付 中長期ロードマップ(初版)</p>	<p>政府・東京電力中長期対策会議は、「東京電力(株)福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋 当面の取組のロードマップ」ステップ2の目標(注)を達成したことを受け、2011年12月21日付で中長期ロードマップ(初版)を決定。このロードマップは、原子力委員会中長期措置検討専門部会報告を受け、東京電力、資源エネルギー庁、原子力安全・保安院(当時)によってまとめられたものである。 (注)ステップ2の目標とは、「放射性物質の放出が管理され、放射線量が大幅に抑えられている」ことである。</p>
<p>2012年7月30日付 中長期ロードマップ(改訂第1版)</p>	<p>ステップ2完了以降に東京電力が策定した中長期的な信頼性向上のために取り組むべき優先的事項に関する具体的な計画(以下「信頼性向上計画」という。)やそれまでの取組の進捗状況を反映して、2012年7月30日付で中長期ロードマップ(改訂第1版)が策定された。</p>
<p>2013年6月27日付 中長期ロードマップ(改訂第2版)</p>	<p>2013年2月8日、原子力災害対策本部において、東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議が設置。廃炉を加速していくために、政府、東京電力に加えて、関係機関の参加を得て、現場の作業と研究開発の進捗管理を一体的に進めていくこととされた。この会議において、2013年6月27日付中長期ロードマップ(改訂第2版)が策定された。</p>

現行の中長期ロードマップ(改訂第2版)は、福島第一原子力発電所廃炉戦略という意味では、いまだプラント状況も不明確な段階で作成した原子力委員会中長期措置検討専門部会報告書をベースとしている。つまり、その後の作業の進展、次第に明らかになってきたプラントの状況、研究開発により新たに明確になった課題等が十分に反映されたものとなっていない。このような背景から、プラント状況等の新たな知見や課題を踏まえた戦略プランの策定が求められるようになったものである。

2.2.2 戦略プラン策定の背景

戦略プランの策定が求められた背景を下記に整理する。

(1) 状況の変化

2013年11月に4号機の使用済燃料プールから燃料の取り出しが開始され、中長期ロードマップにおける第2期(燃料デブリ取り出し開始まで:目標はステップ2完了から10年以内)に入った。これにより、燃料デブリ取り出し工法について、より具体的な戦略の検討が必要な時期となった。

現行の中長期ロードマップは、プラント状況も不明確な段階で作成された原子力委員会中長期措置検討専門部会報告書における提言を踏まえ、TMI-2と同様な燃料デブリ取り出し工法(冠水工法)を想定して策定されている。

第2期に至るまでに、号機ごとのプラントの状況が多少なりとも明らかになるとともに、中長期ロードマップに沿って研究開発やプロジェクトも進捗した。これにより、原子炉建屋内除染、建屋止水、PCV補修、循環冷却ループ短縮化等の技術的難しさや課題も分かってきた。

例えば、1号機でサンドクッションドレン管からの漏えいが見つかったことで、PCVシェル部の損傷も懸念され、著しい損傷があればPCVの補修が困難になると予想される。この場合、冠水工法が適用できないため、燃料デブリ取り出し工法として、気中工法も単なるバックアップとしてではなく、有力なオプションとして検討する必要性が生じてきている。

さらに、5、6号機についても廃炉することが決定されたことや、これまでの地元との対話とこれに伴う地元の理解にも変化があること等、プロジェクトを進める上で重要な環境も徐々に変化している。

このように、炉内状況把握の進展とこれによる新たな技術課題の確認、様々な現場作業の進捗、技術開発の進捗や開発した装置の現場適用性に関わる情報の獲得、国内外の関連技術調査の進展、社会的環境の変化等を背景に、PDCAを回しながら最新の技術的判断を行う必要性がますます高まっている。

すなわち、様々な困難な技術課題を伴う燃料デブリ取り出しを確実に実行するためには、最新の状況に基づく技術根拠のしっかりした戦略的な検討・判断を行うことが必要になってきている。

(2) 不確実性への対処

福島第一原子力発電所の廃炉は、通常の原子力発電所の廃炉とは異なり、これまで国内外で経験したことのないプロジェクトである。炉心損傷、水素爆発を経験したプラントが4基あり、既

に放射性物質によるリスクが顕在化した厳しい環境下にある。(軽水炉で類似の事故を起こした TMI-2 と比較しても、損傷の程度、基数、環境等は、はるかに厳しい状況である。)

プラント状況(特に PCV 内部)に不明な点が多く、それらが不確定要素となるため、様々なリスクに対する様々な視点からの検討が欠かせない。さらに、それぞれが相互にトレード・オフの関係になるものもあるため、対応には戦略的な判断が必要となる。

(3) 厳しい現場状況への対応

福島第一原子力発電所の現場は、約 4 年経った現在も依然厳しい環境・状況下であり、実施すべき作業項目は膨大なものとなっている。今後は、原子炉建屋内の更に厳しい環境における作業が増加してくるため、「現場の安全確保」と「現場作業を担う人的リソースの長期的確保」はますます重要な課題となる。特に、人的リソースについては、作業員やエンジニア等技術的指導層の数のみならず、福島第一原子力発電所の現場を把握している管理・監督者の累積被ばく線量に制限があることを念頭に置く必要がある。

また、固体廃棄物や処理水の保管や、作業スペースの確保の自由度にも制限が生じるため、サイト内における利用可能な場所の広さの限界についても考慮する必要がある。

このように、技術及びリソース(ヒト、モノ、カネ、スペース等)制約の観点から、有限のリソースを現場で最も有効に使うために、優先度を明確にした上で実行可能な戦略プランを策定する必要がある。

(4) 時間軸上の考え方

福島第一原子力発電所の廃炉や廃棄物対策は、汚染水対策のように 1~2 年程度で主要な対策を実施する短期的な取組と数年~40 年程度のスパンを視野に入れた中期~長期の取組を進めながら、将来の在り方も視野に入れた取組を進める必要があり、短期から将来までを俯瞰した戦略設定が必要であるといえる。

時間軸に沿うこれらの取組が、相互に強く関連していることに注意が必要である。すなわち、「短期」の取組が不十分であれば「中長期」や「将来」にも影響を与える、「将来」に対する先見性が「中長期」の取組の条件や内容を制約する可能性がある等の時間軸上の因果関係が複雑に影響しあうことに注意が必要である。例えば、取り出した燃料デブリの取扱いや燃料デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物の扱いについては、廃止措置シナリオとも関連するため、燃料デブリ取り出しの検討と併せて考える必要があること等、時間軸上の全体最適な戦略プランを策定することが求められている。

(5) 戦略の共有

中長期ロードマップは、2011 年 12 月に初版を制定して以来改訂を重ねてきたが、この過程では、リスク面での検討というよりも、課題解決という観点での検討が中心であった。その中で、現行の中長期ロードマップの、「高いハザードを可及的速やかに除去する」「必要となる技術開発を計画的に進める」「汚染水対策等の緊急的に重要な課題に取り組む」という骨格を成す基本的姿勢は極めて妥当である。しかし、最新の改訂から 2 年近く経過し、また、中長期ロードマップの第 2 期に入ってから 1 年以上経過した今、①徐々に判明しつつある現場の最新の状況を反映させ

る、②時間軸に沿ったリスク低減の考え方をより戦略的に深化させる、③技術開発の進捗に対する PDCA の結果をフィードバックする等の視点から、廃炉戦略を再構築する時機に至ったと考えられる。

上記①～③への対応として廃炉戦略を再構築するに当たって、政府・NDF・東京電力・関係開発機関・関係事業者等の間で、廃炉全体の戦略的考え方や技術的な認識を共有することが極めて重要である。すなわち、今後燃料デブリ取り出し等の技術的難易度の高い研究開発、現場工事等に関わる技術的検討、作業が本格化するに当たり、現場状況・研究開発状況の把握・変化に対応した技術的根拠のしっかりとした実行可能な戦略プランを明示することにより、現場における実務者を含め関係者の間でプロセスや技術の選定・判断の考え方（技術戦略）を共有する必要がある。

例えば、英国においては、原子力廃止措置機関（以下「NDA」という。）の戦略策定の取組経験からも、現場で廃炉作業を実行する事業実施会社（SLC：Site Licensing Company）と NDA が戦略を共有し、共通の判断を行うことが不可欠であると言われている。

戦略プランの視点とスコープ（対象）としては、地元・社会との関係や資金・財務面への影響は考慮すべき要因の一つであるが、1章で述べた戦略策定と技術的支援という NDF の役割に沿って、技術的な観点からの検討を中心に行うものとする。また、現場における作業だけでなく、必要な研究開発、現場工事等に関わる技術的検討等も含めた全体的な計画とする。

検討対象には、福島第一原子力発電所内の取組に加え、サイト近くで JAEA が整備中の研究開発拠点施設（モックアップ試験施設及び放射性物質分析・研究施設）を含む。また、廃炉が決定した 5、6 号機を活用した実証・訓練も含むものとする。

3. 戦略プランの基本的考え方

3.1 基本方針

福島第一原子力発電所は、事故を起こした特定原子力施設として原子力規制委員会が要求す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、建物の損傷、燃料デブリ及び使用済燃料の存在、放射性物質を含む汚染水の発生、種々の放射性廃棄物の存在等通常の原子力発電所とは異なる状態にあるため、今後廃炉作業を進める上で放射性物質によるリスクが顕在化する可能性があることは否定できない。したがって、福島第一原子力発電所の廃炉は、通常の原子力発電所の廃炉よりも放射性物質によるリスクが高いことを認識する必要がある。

現状のまま何もしなければ、放射性物質によるリスクが存在する状態が継続し、放射能の減衰によりリスクは徐々に下がるものの、中長期的な施設の劣化等によりリスクが上がる可能性もあり、リスクは必ずしも時間とともに単調に減少するとはいえない。

このため、福島第一原子力発電所の廃炉は、事故により発生した通常の原子力発電所にはない放射性物質によるリスクを、継続的、かつ、速やかに下げることを基本方針とする。したがって、戦略プランとは中長期の時間軸に沿った「リスク低減戦略の設計」といえる。

さらに、廃炉を進める上では、燃料デブリ取り出し等の作業に伴う「作業リスク」やプロジェクト自体の成功を脅かし得る「プロジェクトリスク」等が想定され、これらについても十分に考慮しておく必要がある。

下記に主な「プロジェクトリスク」を示す。

- 技術開発に失敗するリスク
- 要員が確保できなくなるリスク
- スペースが確保できなくなるリスク
- コストが大幅に増加するリスク
- 規制内容が不確実なことによる手戻り発生のリスク

3.2 節では、作業リスク及びプロジェクトリスクも考慮に入れた、戦略プランを策定する上での5つの基本的考え方を述べる。続いて、3.3 節では福島第一原子力発電所における放射性物質によるリスクの低減戦略を示し、3.4 節の現在の取組状況を踏まえた上で、最後に3.5 節において戦略プラン検討方針の概要を述べる。

3.2 5つの基本的考え方

福島第一原子力発電所の廃炉を進める上で、リスク低減に向けての5つの基本的考え方を示す。

基本的考え方1：安全	放射性物質によるリスクの低減及び労働安全の確保
基本的考え方2：確実	信頼性が高く、柔軟性のある技術
基本的考え方3：合理的	リソース（ヒト、モノ、カネ、スペース等）の有効活用
基本的考え方4：迅速	時間軸の意識

基本的考え方5：現場指向 徹底した三現（現場、現物、現実）主義

(1) 基本的考え方1：安全 放射性物質によるリスクの低減^{注)}及び労働安全の確保

注) 環境への影響及び作業員の被ばく

安全がファースト・プライオリティであることは、いうまでもない。国際原子力機関（以下「IAEA」という。）等で定められている安全原則である「人と環境を放射性物質によるリスクから守ること」は変わらない。

しかしながら、福島第一原子力発電所の場合、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」における特定原子力施設に指定されており、通常の原子力発電所に求められる安全基準を満たしていない事故炉であることから、廃炉過程も含めて、自ずとその安全確保の方策は通常の原子力発電所とは異なる。したがって、その現場の状況に応じた対応を図っていくことが認められているという趣旨を踏まえて廃炉を進めることが期待される。

すなわち、事故炉としてのリスクの高さを認識した上で、「その低減を速やかに進めて安全で安定した状態に持ち込む」という優先度を重視する視点が必要である。時間軸に沿ったトータル・リスクの低減を意識した上で、福島第一原子力発電所事故の教訓を受けて見直された深層防護等の新規基準の基本的な考え方に従いながらも、実効的な安全の確保やリスク低減を進めていく姿勢が重要である。

また、作業員の安全確保の観点からは、アクセス性が悪く作業スペースも十分でない現場での作業となるため、事故や怪我がないよう労働安全への十分な配慮が必要である。加えて、厳しい放射線環境下での作業となるため、作業時間の管理、遮へい物の設置、防護装備の着用等の徹底により被ばく低減に努めなければならない。

(2) 基本的考え方2：確実 信頼性が高く、柔軟性のある技術

福島第一原子力発電所の廃炉は、技術的に難易度が高く、開発要素が多いという点においても、これまで経験したことのないものである。

比較的短期間に実現する必要がある対策については、開発が失敗するリスクを最小化し、確実に進めるために、新たな開発は最低限に抑えることが重要である。

そのためには、国内外から可能な限り実現性のある技術、すなわち、技術成熟度の高い優れた技術・知識を応用・適用し、福島第一原子力発電所の現場に適合するようにシステム化等の改良を加えるとともに、厳しい現場で確実に作業が実施できるように、あらかじめ検証・実証していく必要がある。

また、現場の状況に不確実性が高いことを考慮すると、想定外の状況や状況の変化に柔軟に対応できるようロバストな技術を選択するとともに段階的に作業を進めて適宜軌道修正すべきである。さらに、選択した技術が適用できない等の万一の場合を想定して、代替策等の対応計画を準備しておくことが重要である。

一方、全く新たな技術の実現が、廃炉を推進する上でクリティカルとなる場合も想定される。その実現に必要な中長期的な開発課題に対しては、基礎・基盤研究も含めて、ニーズ、目的、関係機関（大学、公的研究機関、民間等）の役割分担等を明確にした研究開発計画を策定し、その計画に基づき実施する必要がある。

例として、放射線環境の厳しい現場で目的を達成するために、①遠隔ハンドリング技術、②ロボット技術、③開発技術による除染や遮へいの実現、④人的直接操作、⑤関連する基礎研究、への取組の組合せを挙げることができる。①～③や⑤の技術成熟度が比較的低い場合、それらをどのレベルまで開発して、④の人的操作と組み合わせて実現に持ち込むかが、技術戦略として問われる。

なお、遠隔ハンドリング技術及びロボット技術の定義・活用法としては、下記のとおり。

- 遠隔ハンドリング（remote handling）技術は、自立的、大型固定化の遠隔操作（remote manipulation）で、作業（operation）に活用
- ロボット技術は、携行型（mobile）、遠隔制御（remote control）による調査等に活用

(3) 基本的考え方3：合理的 リソース（ヒト、モノ、カネ、スペース等）の有効活用

福島第一原子力発電所の廃炉は、複雑で膨大な作業と開発を長期にわたり実施する必要がある。このため、ヒト、モノ、カネ、スペース等のリソースが制約条件となる。これらを合理的かつ有効に活用することは成功のための重要なファクターである。

ヒトとしては、放射線環境の厳しい現場での作業となることから、実際に作業する人員を長期にわたって確保するためにも、工事に係る全作業員が工事期間中に受ける総被ばく線量を計画管理していく必要がある。また、多くの研究開発や現場工事等に関わる技術的検討が必要になることから、ムリ・ムダを排除して、効率的な業務を目指す必要がある。また、研究者、エンジニア、作業員等、廃炉を完遂するために不可欠な人材を確保するとともに、人材育成・技術伝承を継続的に行うことも重要である。

モノとしては、福島第一原子力発電所の現場では、持ち込んだ設備、物品は放射性廃棄物として扱わざるを得なくなる可能性が高いことから、必要ないものは持ち込まない、持ち込んだものは積極的に活用する、3R（リデュース、リユース、リサイクル）を意識して、廃棄物発生量を低減すべく有効活用を目指すことが合理的である。

カネについては、膨大な作業と開発が長期にわたって必要なことから、ヒトの有効活用とも関連するが、作業に伴って発生する費用対効果及び技術開発や設備に対する投資対効果を常に意識した活動が求められる。

スペースについては、国内原子力発電所では比較的敷地面積が広い福島第一原子力発電所でも、汚染水タンクや廃棄物一時保管・貯蔵施設等で膨大なスペースが必要である。今後このようなスペースの増加により作業エリアが圧迫されかねないことも考慮して、輸送ルートの整備・確保も含めて、敷地を有効活用することも重要である。

これら、ヒト、モノ、カネ、スペース等の有効活用については、個別の作業や開発における検討も大切だが、個別最適に陥らないように、後工程への影響も考慮に入れた長期的視野に立って全体最適の観点から優先順位をつけることが重要である。

(4) 基本的考え方4：迅速 時間軸の意識

福島第一原子力発電所の廃炉へ、必要以上に時間をかけることは放射性物質によるリスクの高い状態を継続することになるため、速やかにリスクを低減するという「迅速さ」を意識することも重要である。「迅速さ」は确实性を重視することとトレード・オフの関係にもなるが、判断を遅

らせて高いリスク状態を放置することは本末転倒でもあるため、慎重に作業を実施しながら考えて、適切なタイミングでその都度、最適な判断をするという進め方が必要になる。

「迅速さ」を意識するためには、可及的速やかに達成すべき「極めて急ぐべき対応」と、「着実に取り組むべき対応」と、「長期的達成を目指す対応」のそれぞれについて、一定の時間目標を設定することが重要である。さらに、燃料デブリ取り出しについては、「開始段階」「中間段階」「完遂段階」の3段階に分け、「開始段階」と「中間段階」の達成時期にステップ・バイ・ステップの中間的目標を設定することも必要である。ここで、「開始段階」は、信頼できる工法の準備を終えて作業を開始する段階のことであるから、技術的にも社会的にも大きな意味を持つ。また、「中間段階」であっても、成果が目に見えて感じられ着実な進捗を示すことは極めて重要である。

また、時間的なロスや手戻りを防止する観点から、プロジェクトリスクに対して予防的・重層的に対応することも重要である。その際、どの程度のリスクに対して、どこまで予防的に対応するか、重層的な対策を施すかという判断もポイントになる。また、安全評価の内容・レベルを事前に明確にしておくことも、時間的なロスや手戻りを防止するために重要である。

他方、廃棄物対策・廃止措置のように長期的な課題については、目の前の迅速性を求められるものではない。一方、事故で損傷した発電所、あるいは、事故に由来する廃棄物というこれまでにないものを対象とするため、新たな制度・基準を作る必要性が出てくることも想定される。これには、相応の期間を要すると考えられることから、リードタイムを意識した検討が必要である。

(5) 基本的考え方5：現場指向 徹底した三現（現場、現物、現実）主義

福島第一原子力発電所の廃炉は、現場の放射性物質によるリスクを低減する活動であるため、徹底した三現主義に基づき現場志向で進めることが重要である。

三現主義というのは、現場の状況、現物の姿、現実に行っていること、それに基づく真のニーズを的確に把握した上で、現場適用性を重視した技術の選択を実施することである。特に、技術に対する開発サイドの認識と、その成果を実用化していく現場の認識がかい離する危険性や、設計サイドやプロジェクトマネジメントサイドにおける認識と、現場の認識がかい離する危険性については、特に注意が必要である。

ここで、現場適用性とは、採用検討中の技術が、福島第一原子力発電所の現場の状況、環境において適用できるかどうかを見定めることである。

現場適用性としては、主に下記の観点から検討するものである。

- 対環境性（放射線、温湿度、照度等）
- アクセス・搬入性（狭隘、ガレキ等障害物、揚重機、線量率等）
- 作業スペース（建屋内、ヤード等）
- インフラ整備（電気、空気、通信、水等）
- 廃液・廃棄物処理可能性
- メンテナンス性、トラブル対応性
- 現場操作性

また、現場の状況を把握することは、軽水炉の安全をより高めるための知見を得ることにもつながるため、廃炉の本来の目的ではないにしても、そのような意識も常に持つことが望まれる。

一方、三現主義であれ軽水炉安全の高度化であれ、福島第一原子力発電所の厳しい現場環境の下では、現場の状況把握には多大な困難や被ばくが伴うため、十分な調査をするために時間をか

けることが、トータル・リスク低減の観点から許容されるのかというトレード・オフが存在する。したがって、ある程度の想定を基に計画を策定する必要もある。その場合には想定外に備えた重層的な対策を準備しておくことも重要である。

福島第一原子力発電所の廃炉では、トレード・オフの関係にある様々なリスクのバランスを考慮に入れながら、一連のリスクを総合的に判断しながら進めるプロジェクトマネジメントが重要である。このため、判断においては、リスク情報に基づいて様々な関係者を巻き込んだリスク・インフォームド・ディシジョン・メイキングを実施することが必要である。

プロジェクトを推進する上で、安全規制との関連も極めて大きい。安全に係るリスク情報の活用は規制当局においても検討されており、規制対応においてもリスク・インフォームド・ディシジョン・メイキングという視点が必要であるとともに、研究開発段階から安全確保の在り方について、規制当局とのコミュニケーションも不可欠である。

また、このような様々なリスクや現実的な制約の中で最善を尽くしていることを社会に伝えていくこと、いわゆるリスク・インフォームド・コミュニケーションも重要である。

福島第一原子力発電所の事故は、その規模、その深刻さにおいて世界に類を見ないものであり、その廃炉の対応技術は、我が国において蓄積されてきた軽水炉の建設・運転・保守・廃炉の知見の域を大きく越える。一方、海外においては、事故施設や汚染施設の廃止措置に関する多くの経験があり、これらの類似の経験を積極的に利用することは、福島第一原子力発電所の廃炉の加速と安全確保に有益である。すなわち、原子炉施設、再処理施設、燃料製造施設の廃止措置あるいは核兵器製造施設のクリーンアップ作業における「経験」を利用することが極めて重要であり、これらを保有する海外関連機関との関係強化を積極的に進める必要がある。なお、これら海外の経験は、個々の技術としてだけでなく、想定外の異常な状態に対してダイナミックに対応する現場における対応・対策の経験としての価値も高い。そのような海外の廃止措置技術やそのプロジェクト経験の取得が、我が国の優れた軽水炉技術を支えてきた国内の体制や仕組みの中でも円滑に進むような配慮や対策が必要である。すなわち海外の優れた経験・技術を導入する最適な環境作りも検討することが必要である。

国際的には、燃料デブリや使用済燃料の取扱いに関して、核物質防護の観点からの配慮が強く求められていることにも留意する必要がある。

5つの基本的な考え方に従って、個別分野の検討を進める一方で、常に全体最適を考えるとこの観点から、各分野相互の関係や全体プロジェクトにおける各分野の位置付けを常に意識することが非常に重要である。

3.3 放射性物質によるリスクの低減戦略

事故により施設の閉じ込め機能が完全ではない福島第一原子力発電所においては、対策を必要とする放射性物質をリスク源として特定し、そのリスクを分析した上で、リスク低減の優先順位を決定し、各々のリスク源に対する対応方針を決定することが重要である。

以下では、リスクの低減戦略を検討する上で必要となる用語の定義及び基本的な考え方を整理した上で、リスクの分析を実施し、その結果に基づくリスク低減戦略について述べる。なお、ここで行う分析は、福島第一原子力発電所に現存するリスクの全体像を掴むことを目的としたものであり、今後、より詳細な分析を実施する予定である。また、時間の経過に伴うリスクの変化や作業リスクは考慮していないため、これらについても今後検討を進める。

3.3.1 用語の定義

リスクに関する一般的な用語を ISO 31000:2009 に準拠した JIS Q 31000:2010「リスクマネジメント-原則及び指針」に基づいて整理した上で、ここでの検討に用いる用語を定義する。

(1) リスクレベル

リスクの大きさ「リスクレベル」は、ある「事象」の「結果」とその「起こりやすさ」の組合せとして表される。放射性物質による影響については、「事象」としては地震、津波、故障、誤操作等の起因事象による閉じ込め機能の喪失等を、「結果」としては人や環境への影響を、「起こりやすさ」としては「事象」の起こりやすさを考える。今回の戦略プランでは、「結果」及び「起こりやすさ」に相当するものとして、以下に述べる「潜在的影響度」及び「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」を各々用いることとする。

(2) 放射性物質による影響

閉じ込め機能を喪失した場合にリスク源が外部にもたらす影響を下記に述べる。

- 放射性物質による直接的な影響
 - 環境への影響
 - ✓ 公衆の被ばく（外部被ばく、内部被ばく）
 - ✓ 環境汚染、広域拡散
 - 作業員の被ばく（外部被ばく、内部被ばく）
- 社会的混乱（国内外の専門家・メディア、等）
- 風評被害（地元産業、等）

今回の戦略プランでは、主に放射性物質による直接的な影響について検討する。

(3) 潜在的影響度

本来「結果」としての人や環境への影響については、「事象」によって放射性物質のある量が環境中に放出され、それが移行・拡散して人や環境に及ぼす影響を評価するものである。しかしながら、ここでは、事象が起こった際の放出量の評価は行わず、「結果」に相当するものとして、安全側に、リスク源が持つ放射性物質の全量に、漏えい又は移動のしやすさの観点から性状を加味したものを「潜在的影響度（ハザードポテンシャル）」と定義し、これを用いることとする。現実には、対象のリスク源に含まれる放射性物質が全量放出される可能性は極めて小さいと考えられる。

放射性物質の量を表す言葉としては、インベントリ（Bq）を用いることとする。インベントリに代えて、人体への影響をより直接的に表す実効線量（Sv）等を用いることもある。

物質の代表的な性状は、気体、液体、固体であり、その相違によって、閉じ込め機能を喪失した際の漏えいのしやすさや移動拡散のしやすさ等が異なり、その程度は、気体>液体>固体の順である。その他の性状として、粉末やスラッジ¹等があり、中間的な位置を占める。

なお、「潜在的影響度」には、「事象」の「起こりやすさ」は加味されていない。

(4) 閉じ込め機能喪失の起こりやすさ

「起こりやすさ」は、起因事象が、リスク源を閉じ込めている施設の健全性等に及ぼす影響を考慮した「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」とする。これは、起因事象（下記に示す内部事象及び外部事象）の発生頻度とリスク源を閉じ込めている施設（建屋、設備等）の損傷しやすさに依存する。

- 内部事象（電源喪失、内部火災、溢水、水素爆発、故障、誤操作（ヒューマンエラー）、内部飛来物、サボタージュ等）
- 外部事象（地震、津波、火山、竜巻、外部火災、台風、大雨、洪水、外部飛来物、不法な侵入等）

「リスクレベル」は、図 3-1 に示すように、「潜在的影響度」と「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」に依存し、図中右上ほど大きく左下ほど小さい。また、リスクの低減とは下記の 2 つにあるといえる。

- 例えば、PCV 又は原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）から燃料デブリを取り出してより安全・安定な場所で管理することによる「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」の低減
- 放射能の減衰によるインベントリの減少又は性状の変化による「潜在的影響度」の低減

リスク低減戦略では、これらの組合せによって、図中右上の領域に位置するリスク源だけでなく、右下又は左上の領域に位置するリスク源、さらに左下の領域に位置するリスク源について、リスクレベルを低減させる優先順位と方針を策定する。

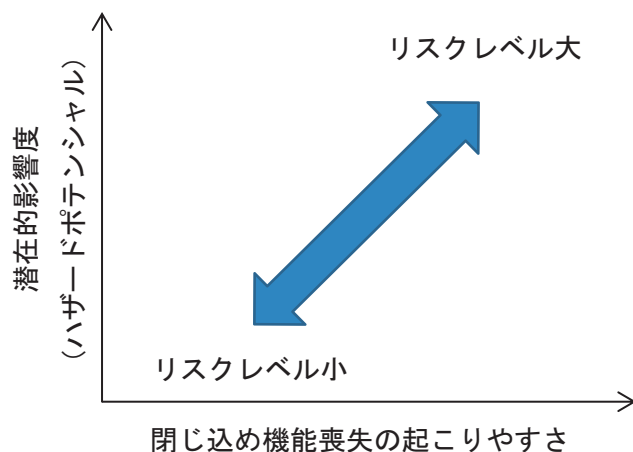


図 3-1 リスクレベル

3.3.2 リスク分析の手順

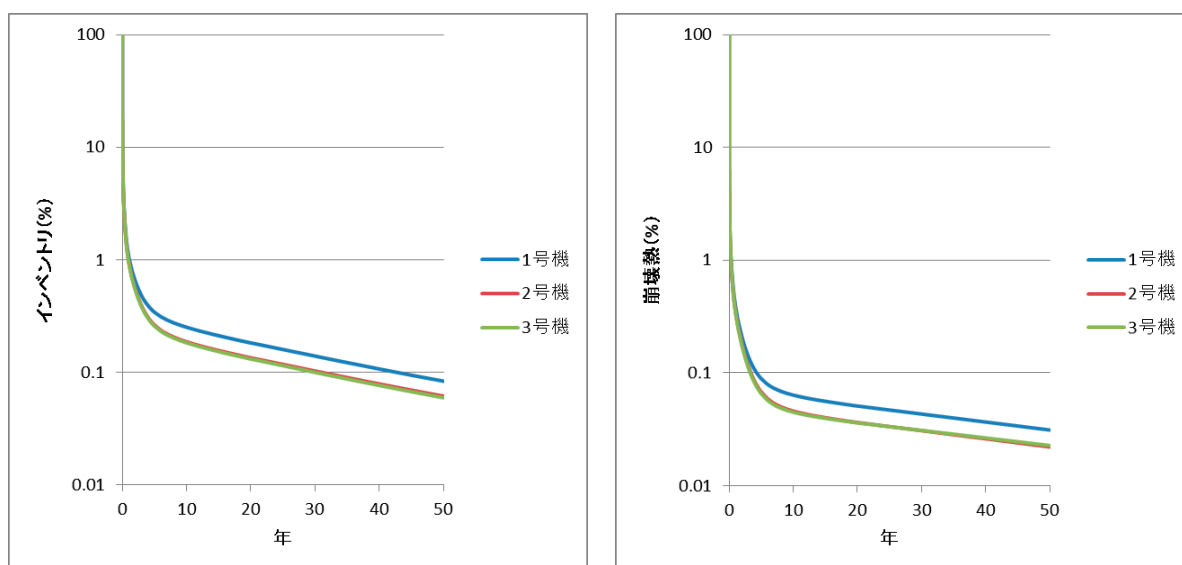
事故炉に対するリスク分析並びにリスク管理手法に定まったものはなく、それ自体が開発すべき課題である。3.3.1 項の定義に従って、おおむね下記のような手順が考えられる。

¹ スラッジとは、放射性物質を含む泥状物質をいう。

(1) リスク源の特定とインベントリの評価

ウラン、プルトニウム等のアクチニド核種（以下「重核」という。）及びCs等環境中に放出されやすい核分裂生成物（以下「FP」という。）、長期の運転によって炉内に蓄積されている放射化生成物（Co-60、Fe-55等）等は、外部への影響を考慮すべき主要な放射性物質である。これらを含むリスク源のインベントリや性状、及びこれらの所在を特定することが重要で、具体的には、燃料デブリ、炉内の汚染・放射化構造材、使用済燃料プール内の使用済燃料、汚染水、その他の建屋内の汚染部位や機器、様々な放射性廃棄物等がある。

なお、既に事故から4年が経過し、放射能や崩壊熱が減少していることを考慮するとともに、廃炉作業が想定される今後の期間において、放射性物質が更に減衰する効果も考慮しなくてはならない。各号機の炉心のインベントリ及び崩壊熱を図3-2に示す。いずれも事故発生時の値に対する相対値であり、放射性物質の外部への放出は考慮していない。図3-2からわかるように、現在のインベントリは事故発生時の1%以下、崩壊熱は約0.1%にまで減少している。



出典：JAEA-Data/Code 2012-018

図3-2 炉心のインベントリ（左）と崩壊熱（右）

(2) 放射性物質の性状の特定

上記のリスク源は、燃料デブリや燃料内のペレット等の固体、汚染水等の液体、燃料内の希ガス等の気体のように様々な性状を有している。また、スラッジ、機器や建物の表面に固着している放射性物質の複雑な化合物（表面付着物）、化学的な反応性を内在している物質、化学物質と放射性物質の混在物（混合廃棄物等）、サイト内での環境汚染の原因物質（粘土微粒子や放射性物質を吸着した岩石等）等の様々な形態も考えられる。これらの性状の違いは、現在閉じ込められているものについては閉じ込め機能を喪失した際の漏えいのしやすさに影響し、既に環境中に暴露しているものについては環境中での移動拡散のしやすさに影響する。

(3) 閉じ込め機能の評価

上記リスク源の閉じ込め機能喪失の起こりやすさについては、外部事象（地震、津波等）及び内部事象（作業ミス等）を想定し、PCV からの継続的な放射性物質の漏えい、建屋等に滞留している高濃度汚染水の漏えい、施設の損傷等、現状において完全ではない閉じ込め機能の評価する。

3.3.3 福島第一原子力発電所における放射性物質によるリスクの分析

上記の手順に沿って、福島第一原子力発電所における主要なリスク源について分析を実施する。なお、現状は、事故直後に比べると、原子炉内にあった燃料に起因するインベントリは 1%以下に減少しており、また、閉じ込め機能についても特定原子力施設として要求される安全上必要な措置を講じている。したがって、以下で実施する分析は、事故直後に比べてリスクレベルが大きく減少した状況において存在するリスクの相対的な比較である。

(1) リスク源の特定

福島第一原子力発電所に現存する主要なリスク源のうち、燃料に関連するものは下記のとおりであり、これらは放射性物質として重核及び FP を含む。

- PCV 内の燃料デブリ
- 各号機使用済燃料プール内に貯蔵されているプール内燃料
- 共用プール内に貯蔵されている燃料
- 乾式キャスクに保存されている燃料

下記の汚染水及び廃棄物は、放射性物質として FP を含む。

- 建屋及び海水配管トレンチ内に滞留している高濃度の汚染水（以下「建屋内汚染水」及び「トレンチ内汚染水」という。）
- タンクに貯蔵されている浄化前の汚染水（以下「タンク内汚染水」という。）
- セシウム及び第二セシウム吸着装置の二次廃棄物（以下「水処理設備廃吸着塔」という。）
- 除染装置のスラッジ貯槽内の二次廃棄物（以下「水処理設備廃スラッジ」という。）
- ガレキ、伐採木等及び作業等により発生する放射性固体廃棄物（なお、放射性固体廃棄物には、事故前の運転時に発生した Co、Mn 等の腐食生成物を主体とした廃棄物を含む。）
- その他、汚染土壌、溜まり水等

下記の構造物や建屋等には、放射性物質として FP のほか、放射化物が含まれる。

- RPV 及び PCV 内で、放射化物を内包し、また、飛散した FP により汚染を受けている機器（蒸気乾燥器・気水分離器・炉心シュラウド・上部格子板・炉心支持板、配管、バルブ等）
- 建屋内で飛散した FP により汚染を受けている機器や配管、建物の一部

これらのうち、検討すべき主要なリスク源としては、下記を対象とする。

- 燃料関係（燃料デブリ、プール内燃料）
- 汚染水関係（建屋内汚染水、トレンチ内汚染水、タンク内汚染水）
- 廃棄物関係（水処理設備廃吸着塔、水処理設備廃スラッジ、放射性固体廃棄物）

プール内燃料のうち 4 号機については、事故発生時には 1,535 体の燃料が保管されていたが、既に共用プール等への移送が完了しているため、ここでは対象から除外した。

なお、共用プール内及び乾式キャスク内に貯蔵されている燃料については、これらの設備の健全性は通常の原子力発電所と大きくは変わらず、また、構造物や建屋についても、放射化物のインベントリは通常の原子力発電所と同程度であり、FPによる汚染は多いものの作業としては通常の原子力発電所の廃炉の延長上にあると考えられるため、今回の戦略プランでは検討対象としない。ただし、いずれも、廃炉作業の進展に伴って、ある段階から検討を開始する必要がある。

(2) 評価対象同位体の選定

特定したリスク源について、対象期間における量的変化を考慮した上で人体への影響が大きい同位体を抽出し、実効線量を評価する。

例として、2号機の炉心及びプール内燃料について、廃炉完了までの数十年を含む事故発生から100年後までの重核及びFPの実効線量を、図3-3及び図3-4に示す（インベントリの出典はJAEA-Data/Code 2012-018）。ここでは、実効線量の全量に対する寄与が1%を超える同位体を抽出した。これら抽出した同位体とその特徴を表3-1に整理した。線量係数は経口摂取による内部被ばくに対する係数を用いている。

これらのうち、事故発生から数年以降における寄与に着目して、重核としてはPu-238、Pu-239、Pu-240、Pu-241、Am-241、Cm-244を、FPとしてはSr-90、Cs-134、Cs-137を評価対象とする。これらは炉心及びプール内燃料共通とする。

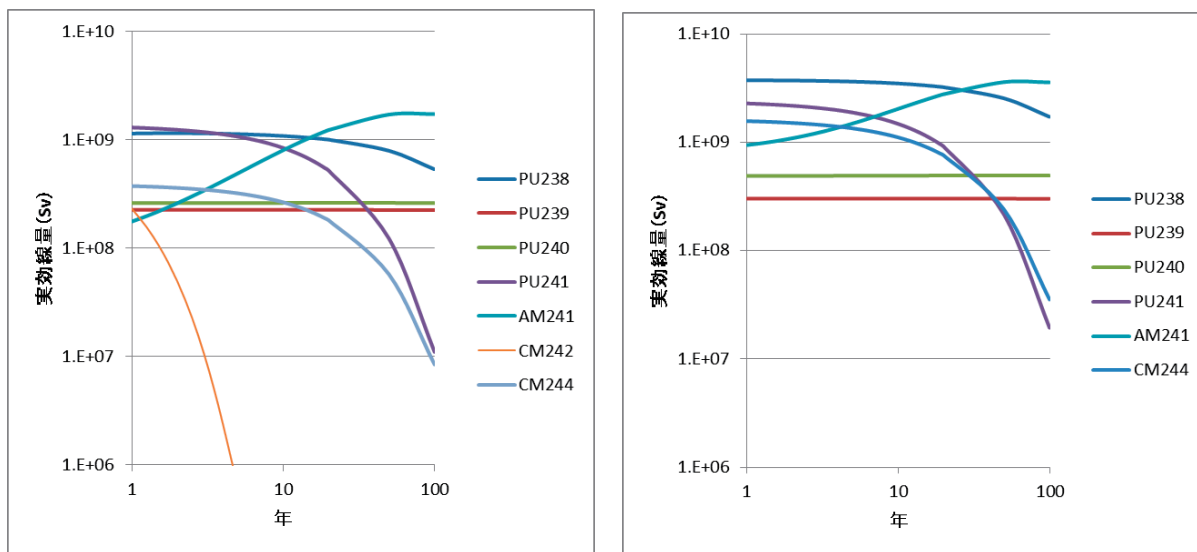


図 3-3 重核の実効線量（左：2号機炉心、右：2号機プール内燃料）

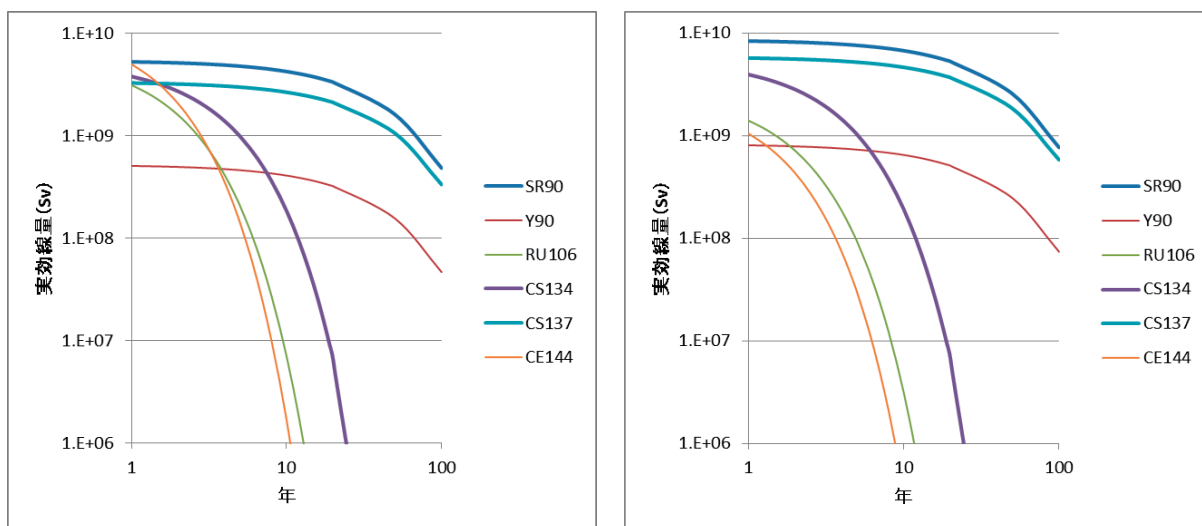


図 3-4 FP の実効線量（左：2号機炉心、右：2号機プール内燃料）

表 3-1 主要な同位体とその特徴

同位体	半減期		線量係数 (Sv/Bq)		特徴
			経口摂取	呼吸	
Pu-238	87.7	年	2.3×10^{-7}	1.1×10^{-4}	—
Pu-239	2.41×10^4	年	2.5×10^{-7}	1.2×10^{-4}	—
Pu-240	6.54×10^3	年	2.5×10^{-7}	1.2×10^{-4}	—
Pu-241	14.4	年	4.8×10^{-9}	2.3×10^{-6}	—
Am-241	4.32×10^2	年	2.0×10^{-7}	9.6×10^{-5}	Pu-241 の崩壊により生成
Cm-242	163	日	1.2×10^{-8}	5.9×10^{-6}	—
Cm-244	18.1	年	1.2×10^{-7}	5.7×10^{-5}	—
Sr-90	29.1	年	2.8×10^{-8}	1.6×10^{-7}	骨に取り込まれ人体への影響が大きい
Y-90	2.67	日	2.7×10^{-9}	1.5×10^{-9}	Sr-90 の崩壊により生成、放射平衡
Ru-106	1.01	年	7.0×10^{-9}	6.6×10^{-8}	—
Cs-134	2.06	年	1.9×10^{-8}	2.0×10^{-8}	揮発性が高く、環境中に放出されやすい
Cs-137	30.0	年	1.3×10^{-8}	3.9×10^{-8}	揮発性が高く、環境中に放出されやすい
Ce-144	284	日	5.2×10^{-9}	5.3×10^{-8}	—

出典：ICRP Publication 72

(3) 「潜在的影響度」の評価

各々のリスク源について、放射性物質のインベントリ及び実効線量を評価し、それらの性状を考慮して、潜在的影響度を評価する。

各リスク源のインベントリ、実効線量及び性状を表 3-2 に示す。汚染水、水処理設備二次廃棄物及び放射性固体廃棄物のインベントリは、限られた試料についての測定でありしかもデータ間にバラツキがあるため、概略の数値として表示した。なお、FP の中では Cs-137 が特に重要であるが、Sr-90 も、水処理設備二次廃棄物や放射性固体廃棄物では少ないが、汚染水中では重要である。

実効線量は、経口摂取と呼吸による内部被ばくの線量係数のうち大きい係数を用いて最大の影響度を評価した²。特に呼吸に対する重核の線量係数が大きいため、実効線量は燃料デブリとプール内燃料が他のリスク源より有意に大きくなった。

性状は、汚染水は液体、燃料デブリ、プール内燃料、水処理設備廃吸着塔及び放射性固体廃棄物は固体であり、水処理設備廃スラッジは固体と液体の中間に位置する。

潜在的影響度は、固体については実効線量に従って、燃料デブリとプール内燃料は大、水処理設備廃吸着塔は中、放射性固体廃棄物は小とした。他のリスク源は性状を考慮して、液体である汚染水は中、水処理設備廃スラッジは小とした。

なお、プール内燃料には希ガス Kr-85（半減期 10.7 年）が残っているが、上記評価には影響しない。また、燃料デブリの再臨界の可能性については、取り出し作業時のように水位や形状に変化を与えない限り、安定的に未臨界状態を維持すると考えられるため、特別に考慮していない。

表 3-2 「潜在的影響度」の評価

リスク源	インベントリ*			実効線量 (Sv)	性状	潜在的影響度	
	(時期)	重核 (Bq)	FP (Bq)				
燃料デブリ	1号機	2015年3月	2×10^{17}	4×10^{17}	5×10^{12} (1~3号機合計)	固体	大
	2号機	2015年3月	2×10^{17}	5×10^{17}			
	3号機	2015年3月	3×10^{17}	5×10^{17}			
プール内燃料	1号機	2015年3月	2×10^{17}	3×10^{17}	1×10^{13} (1~3号機合計)	固体	大
	2号機	2015年3月	5×10^{17}	8×10^{17}			
	3号機	2015年3月	4×10^{17}	7×10^{17}			
トレンチ内汚染水	2014年11月	—	$\sim 10^{15}$	$\sim 10^8$	液体	中	
建屋内汚染水	2014年11月	—	$\sim 10^{15}$	$\sim 10^8$	液体	中	
タンク内汚染水	2014年11月	—	$\sim 10^{16}$	$\sim 10^9$	液体	中	
水処理設備廃吸着塔	2014年9月	—	$\sim 10^{17}$	$\sim 10^{10}$	固体	中	
水処理設備廃スラッジ	2014年9月	—	$\sim 10^{15}$	$\sim 10^7$	スラッジ	小	
放射性固体廃棄物	2014年11月	—	$\sim 10^{15}$	$\sim 10^8$	固体	小	

* 燃料デブリ及びプール内燃料：JAEA-Data/Code 2012-018

水処理設備廃吸着塔及び水処理設備廃スラッジ：日本原子力学会 2014 年秋の大会総合講演・報告「IRID における福島第一原子力発電所廃炉に係る技術開発 (5)放射性廃棄物の処理・処分に関わる技術開発」(2014 年 9 月 10 日)

他は、経済産業省及び東京電力ウェブサイトに掲載されているデータを元に推定

(4) 「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」の評価

「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」を詳細に評価するためには、各々の起因事象の発生頻度とそれによって施設が損傷を受ける確率等の一連の評価が必要である。ここでは簡易的に、建屋や設備の損傷状態及び管理の必要性等に基づいて、リスク源の「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」の比較を行った。結果を表 3-3 に示す。水処理設備廃吸着塔及び放射性固体廃棄物は、廃棄物を保管するために設計され、特別な管理を必要としないことから最も小さい分類 I とし、基本的に I ~ III の 3 段階に分類した。

² “NDA Prioritisation – Calculation Of Safety and Environmental Detriment Scores”, EGPR02, Rev, 6, April 2011.

表 3-3 「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」の評価

リスク源	特徴	閉じ込め機能喪失の起こりやすさ
燃料デブリ	PCVに重大な損傷は認められておらず、臨界管理、冷却、水素爆発防止が多重化されているため、閉じ込め機能喪失は比較的起こりにくいと考えられる。ただし、不確かさを考慮して評価に幅を持たせる。	I～II
プール内燃料	使用済燃料プールについては、一部の号機において、ガレキや重量物の落下、建屋天井の欠損、海水注入の経験等があるため、閉じ込め機能喪失の起こりやすさは中程度と考えられる。	II
トレンチ内汚染水及び建屋内汚染水	建屋及びトレンチでは、地下水との水位のバランスにより汚染水の閉じ込めを維持しており、閉じ込め機能の喪失は他のリスク源に比べて相対的に起こりやすいと考えられる。	III
タンク内汚染水	汚染水タンクは、現実に誤操作が発生しており、またタンクは溶接型に更新中であるもののフランジ型が一部残っているため、閉じ込め機能喪失は他より相対的に起こりやすいと考えられる。	III
水処理設備廃吸着塔	水処理設備廃吸着塔は、Csを吸着したゼオライトを炭素鋼遮へい容器に収納したものであり、遮へい容器に収納され、堰内又は架台に据置されている。また、崩壊熱除去等の管理を必要としていない。	I
水処理設備廃スラッジ	水処理設備廃スラッジは、プロセス主建屋と一体のピット構造の造粒固化体貯槽に貯蔵されており、漏えい監視、崩壊熱除去、水素排気を実施しているため、閉じ込め機能喪失は比較的起こりにくいと考えられる。	I～II
放射性固体廃棄物	ガレキ等のうち放射性物質濃度が高いものは、容器に詰められ固体廃棄物貯蔵棟に保管されている。特別な管理は必要としていない。	I

(5) リスクの分析

「潜在的影響度」及び「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」の評価から、福島第一原子力発電所における主要なリスク源のリスクレベルは図 3-5 のように表すことができる。

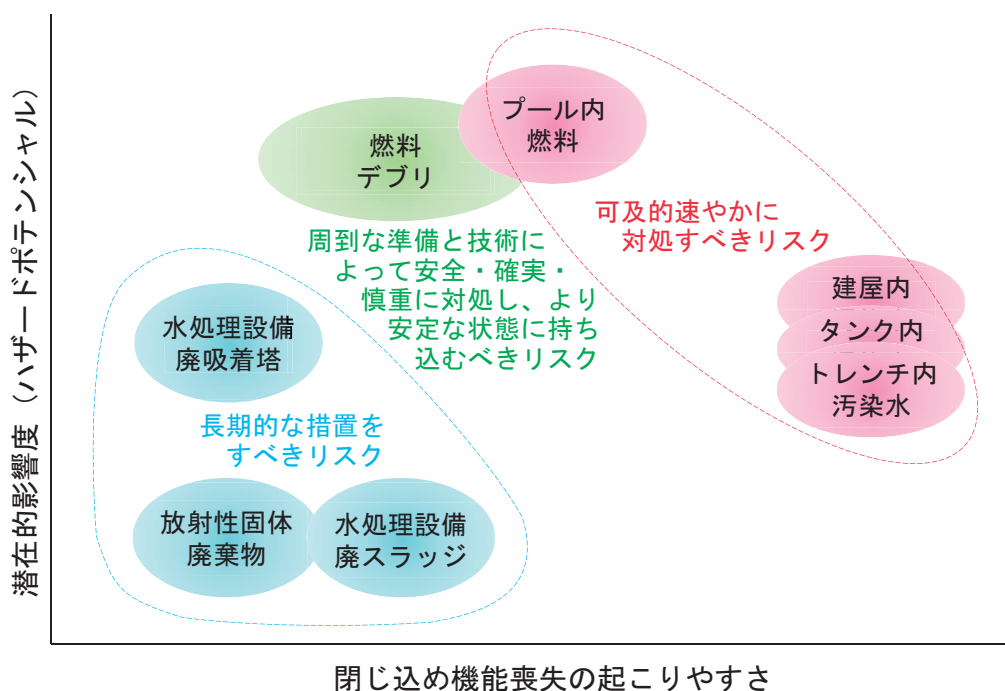


図 3-5 福島第一原子力発電所のリスクのイメージ

3.3.4 リスク低減戦略

分析結果を基にリスク低減戦略を構築する。まず、リスクレベルに基づいて優先順位を決定し、これを低減する方針を立案する。次に、リスク低減を具体的に実施する上で注意すべき事項として、作業中のリスク及び地域とのリスクコミュニケーションについて述べる。

(1) リスク低減の優先順位

放射性物質によるリスクを着実に低減するためには、リスク源を洗い出し、そのリスクを分析した上で優先順位を付けて対応すべきである。福島第一原子力発電所に現存する主要なリスク源は、そのリスクレベルによって3分類し、各々下記のように対応すべきである。

- 可及的速やかに対処すべきリスク
 - トレンチ内汚染水
 - 建屋内汚染水
 - タンク内汚染水
 - プール内燃料
- 周到な準備と技術によって安全・確実・慎重に対処し、より安定な状態に持ち込むべきリスク
 - 燃料デブリ
- 長期的な措置をすべきリスク
 - 水処理設備廃スラッジ
 - 水処理設備廃吸着塔
 - 放射性固体廃棄物

これらを優先順位に従って並べたものが図 3-6 のリスク低減戦略であり、対策の実施に伴ってリスクが段階的に減少していく様子を示している。

リスク低減第1期では、図 3-5 において右上の領域に位置するリスクレベルが相対的に高いリスク源を対象とする。その対策の実行は容易ではないものの中長期にわたる研究開発課題はないので、可及的速やかにリスク低減を図る。

リスク低減第2期では、一定の安定状態にあるもののインベントリが多い燃料デブリを対象とする。第1期の間から並行して様々な課題を検討し、周到に準備を進めて万全な体制を整え、安全・確実・慎重に対策を実行し、より安定な状態に持ち込むことによってリスクを低減する。このとき、十分に注意しながら調査及びサンプリングを実施することによって、デブリ取り出し作業中のリスクを低減しつつ、燃料デブリをより安定な状態に持ち込むことが重要である。

リスク低減第3期では、既に貯蔵されている廃棄物だけでなく、第1期及び第2期における対策の実行によって新たに加わった廃棄物をも対象とする。これらは、あるリスクに対して対策を実施した結果生ずるリスクであるため残留リスクとも呼ばれ、長期的な視点に立った廃棄物措置戦略を講ずる必要がある。なお、水処理設備廃スラッジは、その性状が固体と液体の中間に位置することに留意して、慎重な対応が必要である。

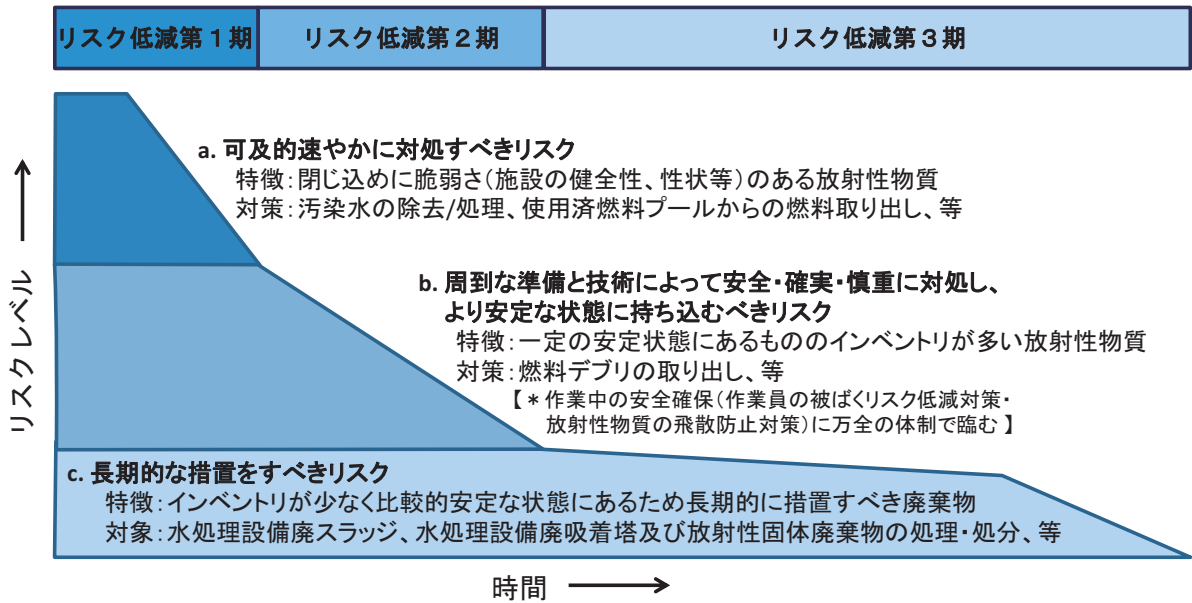


図 3-6 リスク低減戦略

(2) 作業中に考慮すべき放射性物質によるリスク

リスク低減第1期及び第2期における対策のうち、プール内燃料と燃料デブリの取り出しについては、作業中の放射性物質によるリスクへの注意が必要であり、主なリスクを表 3-4 に整理した。表 3-4 には、取り出し作業開始までに実施される高線量ガレキの撤去作業時のダスト飛散についても、取り出し作業に係るリスクの一環として記載した。また、取り出し作業期間が長ければ、各リスクが顕在化する可能性が増大するとともに、要員確保等のプロジェクトリスクの増加をもたらす可能性がある。

表 3-4 作業中の主なリスク

リスク源	作業員被ばく	ダスト飛散	落下による破損	再臨界性	ガレキ撤去時のダスト飛散	(所要期間)
プール内燃料	小	無	中	小	大	～1年
燃料デブリ	大	大	中	中	小	～10年

(3) 地域とのリスクの共有

福島第一原子力発電所の廃炉の進捗は、避難されている地元住民の方々の帰還に深く関わり、また軽微なトラブルや環境影響であっても風評被害等を通じて周辺地域の住民の皆様には大きなインパクトを与えかねない。したがって、社会に対して廃炉の見通しを明確に伝えるとともに、地元住民の皆様や環境に対するリスクを確実に低減することが極めて重要である。技術戦略を担うNDFとしては、廃炉工程の節目においてリスクの状況を説明し、リスクコミュニケーションを通じてリスクレベルの目標像に対する共通理解を得ていく必要がある。このようなリスクレベルの目標像は安全規制上及び国際標準で見た安全目標の考え方と整合することが期待され、その目標像に到達することが地元住民の皆様にとっての有力な安心材料になると考えられる。

また、多量のインベントリを内包する燃料デブリは、現在も一定の閉じ込め状態にあり、安全で確実な取り出し工法が準備されれば重大なトラブルを発生させることなくリスクを低減するこ

とができる。しかしながら、取り出しを急ぐ余り、周到的準備をしないまま着手すると、予期しないトラブルが発生する可能性が取り出し完了まで続くことになる。このように、リスク低減戦略においては、迅速さは慎重さとトレード・オフ関係にあることを認識し、可及的速やかに除去すべきリスクと慎重に取り組むべきリスクを分ける必要があり、この認識を地元住民の皆様にも理解していただくことが重要である。

3.4 現在の取組状況

検討してきたリスク源に対する対策について、現在の取組状況を示す。可及的速やかに対策すべきリスクである汚染水及びプール内燃料については既に進んでいる取組状況を、現時点では準備段階にある燃料デブリ及び廃棄物についてはリスク源としての現状と対策方針を示す。

(1) 汚染水対策

汚染水については、福島第一原子力発電所港湾外への環境影響は見られていないものの、建屋への地下水流入により増加し続け、それを貯蔵しているタンクから、万一汚染水が漏えいした場合には環境影響が懸念されることから、優先度の高いリスクであると認識されている。東京電力においては、汚染水処理対策委員会における予防的、重層的対策の取りまとめを受け、下記に示す3つの基本方針に沿って順次対策を実施している。

- a. 汚染源を取り除く
 - i) 多核種除去設備、逆浸透膜濃縮水処理設備等による汚染水浄化
 - ii) トレンチ内の高濃度汚染水の除去 等
- b. 汚染源に水を近づけない
 - iii) 地下水バイパスによる地下水の汲み上げ
 - iv) 建屋近傍の井戸（サブドレン）での地下水の汲み上げ
 - v) 凍土方式の陸側遮水壁の設置
 - vi) 雨水の土壌浸透を抑える敷地舗装 等
- c. 汚染水を漏らさない
 - vii) タンク堰のかさ上げ、二重化
 - viii) 水ガラスによる地盤改良
 - ix) 海側遮水壁の設置
 - x) タンクの増設（溶接型タンクへのリプレイス等） 等

これらのうち、b. iii)、c. vii)及び viii)は既に完了・運用開始しているほか、a. i)、ii)の汚染水の浄化処理や汚染水の除去は着実に進められ、その他の対策についても鋭意整備・調整中であり、高濃度汚染水に対するリスク低減は着実に進んでいる。特に、多核種除去設備による汚染水の浄化により、2015年3月時点のタンク内汚染水は、表3-2の評価を実施した2014年11月時点の半分以下に減少している。また、この処理によって発生した沈殿物や使用済吸着材等の二次廃棄物は高性能容器に收容され、性状及び閉じ込め機能の双方の観点でリスクレベルの低い状態で保管されている。

一方、対策が進捗し、リスクが低減していく中で、雨水排水など比較的リスクの低い問題も、相対的に重要度が増してきているため、あらためてリスクの総点検が実施されている。

(2) プール内燃料取り出し

プール内燃料については、各号機の放射性物質のインベントリ、発熱量、水素爆発による建屋損傷・ガレキ落下の状況等を勘案して、リスク低減の優先度で、4号機、3号機、1号機、2号機の順に取り出す計画に従って進めている。

a. 4号機

プール内燃料取り出しを2014年12月22日に終了。

b. 3号機

建屋上部のガレキ撤去が終了し、プール内ガレキの撤去やオペレーティングフロア（以下「オペフロ」という。）除染、追加遮へいを進めつつ、プール内燃料取り出し準備を実施中である。

c. 1号機

建屋カバー解体時の放射性物質飛散のリスク低減を優先し、建屋カバー内部のガレキ飛散状況等を分析中。今後、飛散防止対策を講じつつ、カバーを取り外し、ガレキの撤去を行う予定。

d. 2号機

水素爆発が発生していないため、プール内燃料のリスクは通常の原子力発電所と大きな差はない。今後のプール内燃料の取り出しに向け、原子炉建屋上部の活用可能性、燃料デブリ取り出しとの兼用可能性を含め、トータルでよりリスクの低い計画を検討しつつ、ヤード整備等を実施中である。

(3) 燃料デブリ

1～3号機PCV内の燃料デブリについては、発熱量が減衰し、現在0.1MW程度と事故直後の1/100以下であり、多重化された冷却設備により十分低い温度に保たれている。また、燃料デブリは一度溶融した燃料であるため、FPは気体状では残っておらず、ダスト等の放出についてはPCVガス管理設備により十分抑制されている。この設備により、臨界時に発生する希ガス（キセノン）が常時モニタリングされており、これまで再臨界が生じていないことを確認している。燃料デブリ自体は、冷却により固体化していると想定されており、比較的稳定な状態にあるため、臨界のリスクも低いものと評価される。

しかし、燃料デブリを取り出すためには、PCVを開放し、極めて放射線量の高い燃料デブリにアクセスする必要があるため、作業員や環境への放射性物質によるリスクを最小化すべく、その計画・準備に時間をかけて慎重に進める。

(4) 廃棄物

発生した廃棄物は、その性状、線量率等に応じて、貯蔵庫や一時保管施設に分別保管等が行われているほか、より適切な保管を行うための施設や減容のための焼却炉の建設などが進められている。水処理設備廃スラッジ、水処理設備廃吸着塔及び放射性固体廃棄物については、性状や特性の把握を着実に進め、それに基づき処理・処分方策を検討していくことが重要である。また、

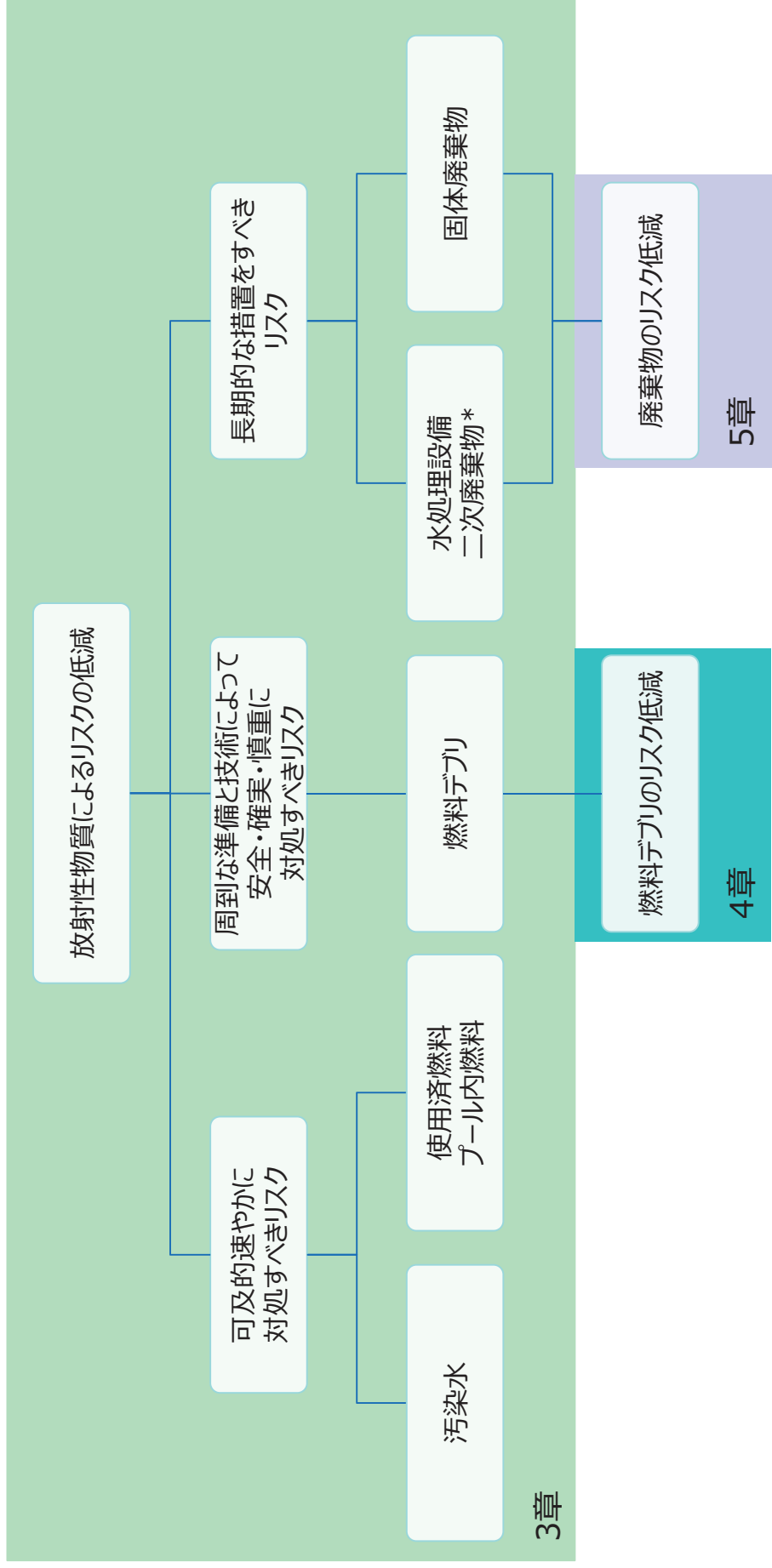
中長期的に安全に保管管理していく必要があり、その際、処分方策との整合性を考慮することが重要である。

3.5 戦略プラン検討方針の概要

放射性物質によるリスク分析を実施し、福島第一原子力発電所のリスク源に対するリスク低減戦略を立案した。図 3-7 は、その結果を整理し骨格となる構成を記した図（以下「ロジック・ツリー」という。）である。現存する主要なリスク源は優先順位により3分類され、そのうち可及的速やかに対処すべきリスクについては、既に対策が進められているが、その実行においては種々の課題があるためNDFも技術支援を行っている。

燃料デブリを安全・確実に取り出すためには周到な準備が必要であり、数多くの難題にチャレンジしなければならない。このため、4章において、燃料デブリ取り出しの戦略プランを詳しく検討する。これを実行するためのロジック・ツリーを図 3-8 に示す。4章では、燃料デブリを取り出して安定的に保管することを当面の目標として、準備期間、取り出し、取り出し後の保管の3つのフェーズに分けて検討する。

水処理設備二次廃棄物及び放射性固体廃棄物は、長期的な視点を踏まえた廃棄物対策の戦略プランとして5章で詳しく検討する。今回の戦略プランでは、図 3-9 のロジック・ツリーに示すように、当面の課題として保管管理と処理・処分方策について検討する。



*水処理設備廃吸着塔
及び廃スラッジをいう

図 3-7 放射線物質によるリスクの低減に向けたロジック・ツリー

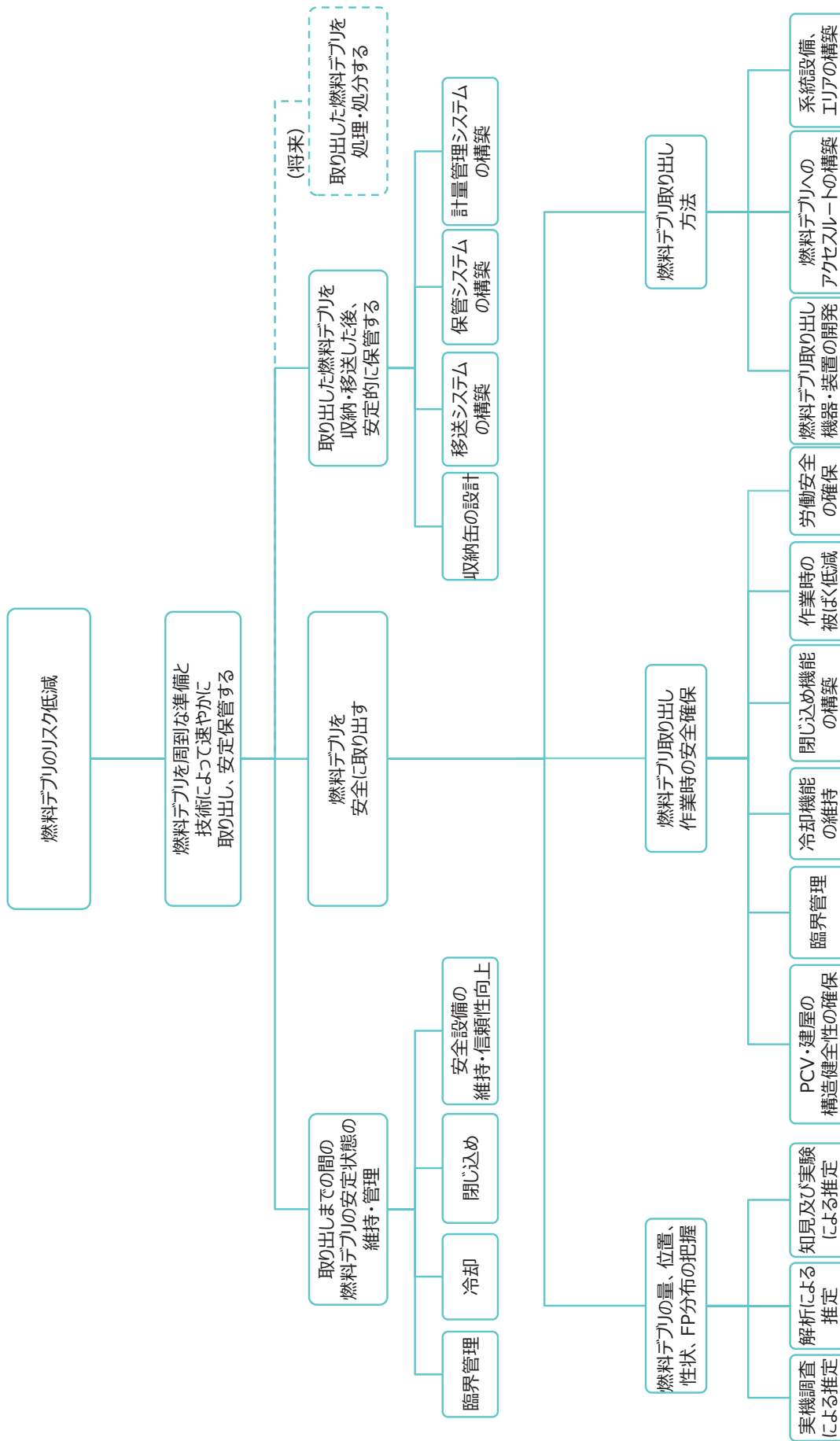


図 3-8 燃料デブリのリスク低減に向けたロジック・ツリー

現行の中長期ロードマップにおいて、次工程へ進む判断の重要なポイント
 * :2017年度 処理・処分に關する基本的な考え方の取りまとめ
 2021年度頃を目標 処理・処分における安全性の見直し確認
 **:2021年度頃以降実施

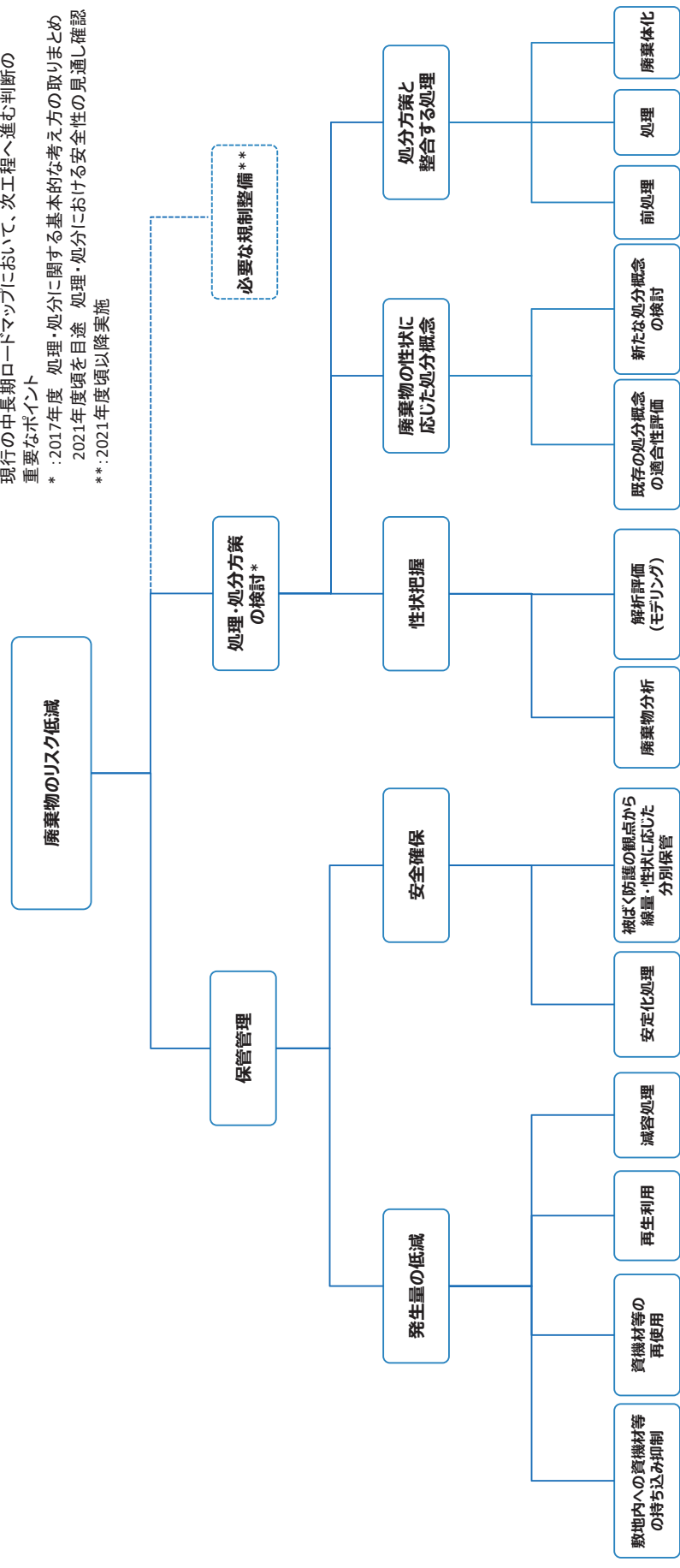


図 3-9 廃棄物のリスク低減に向けたロジック・ツリー

4. 燃料デブリ取り出し分野の戦略プラン

4.1 燃料デブリ取り出し分野の戦略プラン検討方針

周到な準備と技術によって安全・確実・慎重に対処し、より安定な状態に持ち込むべきリスクである燃料デブリ取り出しのための戦略プランを検討するに当たっての検討方針を述べる。

具体的には、検討の進め方、燃料デブリ取り出し工法や適用技術評価への5つの基本的考え方の適用、燃料デブリ取り出しの役割分担を述べる。

4.1.1 燃料デブリ取り出し検討の進め方

燃料デブリは、現在一定の安定状態にあるが、さらにそのリスクを更に低減するためには、周到な準備と技術によって取り出し、安定保管することが必要である。これは、①取り出しまでの間燃料デブリの安定状態を維持・管理する、②燃料デブリを安全に取り出す、③取り出した燃料デブリを収納・移送した後、安定的に保管するというステップを進めることとなる。このうち、②燃料デブリを安全に取り出すためには、大きく分けて、「燃料デブリの量、位置、性状、FP分布の把握」、「燃料デブリ取り出し作業時の安全確保」、「燃料デブリ取り出し方法」についての検討が必要となる。これらに関する検討は多岐にわたるため、全体像をとらえるべく、骨格となる必要な要件の構成を記した「ロジック・ツリー」を図4.1-1に示す。

「燃料デブリの量、位置、性状、FP分布の把握」は、燃料デブリ取り出し工法を検討する上で重要なインプット情報となるものであり、実機調査、解析、過去の知見及び実験等取得可能な情報に基づき総合的に推定を行う。

「燃料デブリ取り出し作業時の安全確保」、「燃料デブリ取り出し方法」についての検討は、燃料デブリ取り出し工法に係る技術要件にあたるものであり、下記の9項目からなる。

- PCV・建屋の構造健全性の確保
- 臨界管理
- 冷却機能の維持
- 閉じ込め機能の構築
- 作業時の被ばく低減
- 燃料デブリ取り出し機器・装置の開発
- 燃料デブリへのアクセスルートの構築
- 系統設備、作業エリアの構築
- 労働安全の確保

現行の中長期ロードマップにおいては、冠水工法によるPCV上部からの燃料デブリ取り出しを基本として、2021年12月までに初号機の燃料デブリ取り出し作業を開始することを目標に、現場における作業・調査を進めるとともに、工法を実現するために必要な遠隔での除染・調査・作業用の機器・設備等の技術開発を進めている。また、上部までの冠水が困難になることを想定して、気中工法等の検討も併せて進めることとしている。

本戦略プランでは、考えられる燃料デブリ取り出し工法オプションを提示し、その中から優先的に検討する工法を選んだ上で、冠水・気中各工法の9つの技術要件に対する取組の現状と今後の対応について整理する。さらに、各工法の組合せによる複数のシナリオを提示し、号機ごとの状況に応じたシナリオの選定計画を立案する。

各工法の実現に向けて鍵となる技術開発、検討の進捗を踏まえて、各工法の実現性を見極めるとともに、各号機のPCV内部調査等により得られる号機ごとの燃料デブリの位置、分布状況等のプラント状況の推定確度の向上に伴い、号機ごとに実機に適用するシナリオを段階的に選定していく。

中長期ロードマップにおいては2018年度上半期に燃料デブリ取り出し方法を確定することが判断ポイントとして設定されているため、これに間に合うように燃料デブリ取り出し工法シナリオの選定を行うこととする。

図4.1-2に燃料デブリ取り出しに向けた道筋の全体的なイメージを示す。現在の取組は、概念調査・概念検討を実施し、フィージビリティ・スタディ（以下「FS」という。）や要素試験の一部を進めているところである。工法シナリオ選定以降、初号機については、実機適用に向けた基本・詳細設計及び機器・装置の実用化・検証試験のフェーズへと進んでいくことになる。

この取組において、①対象（燃料デブリ等）、②手法（適用技術）、③要求（規制要求や必要な条件等）、④目標（最終目標像）のいずれについても、情報不足や条件設定の難しさがあるのが現実である。

そこで、確認済の現場情報や対象物の情報を起点とし、シミュレーションや理論的な推測を組み合わせた最尤法により対象の状況を推定した上で、推定の幅を考慮した技術仕様を暫定的に設定することが必要である。この暫定仕様については、その後の新たな情報に従って適宜変更を加え、工法や適用技術の技術仕様に対しても修正を加えることが必要である。

暫定仕様については、工学的な確からしさを確保する視点だけでなく、安全規制やその他の現場条件に整合するための要求事項を予見して反映しておくことが重要である。規制要求については、規制当局の判断が定まらない時期にこれを予見することになるが、規制当局との対話等を通じて現実的なものを想定する必要がある。

この暫定仕様に沿って、概念的な工法や適用技術について、工学的な判断を前提に複数のオプションを提案し、相対的なオプション比較を行う。各暫定的オプションについて、4.1.2項に示すように5つの基本的考え方の視点から評価を行い、それぞれのオプションの「基本特性」としての「長所・短所・その他の特徴」を踏まえて比較評価を行う。

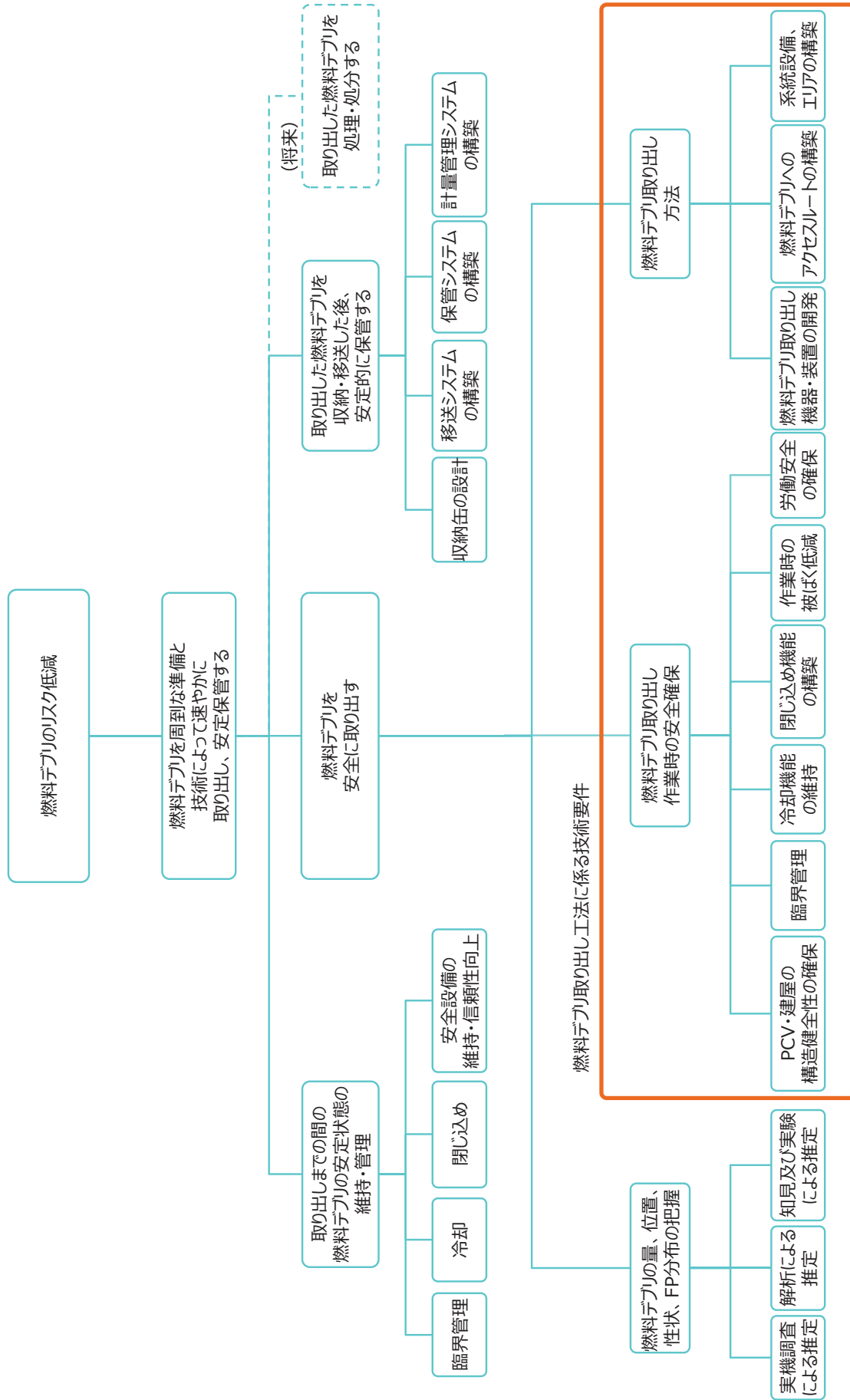


図 4.1-1 燃料デブリのリスク低減に向けたロジック・ツリー

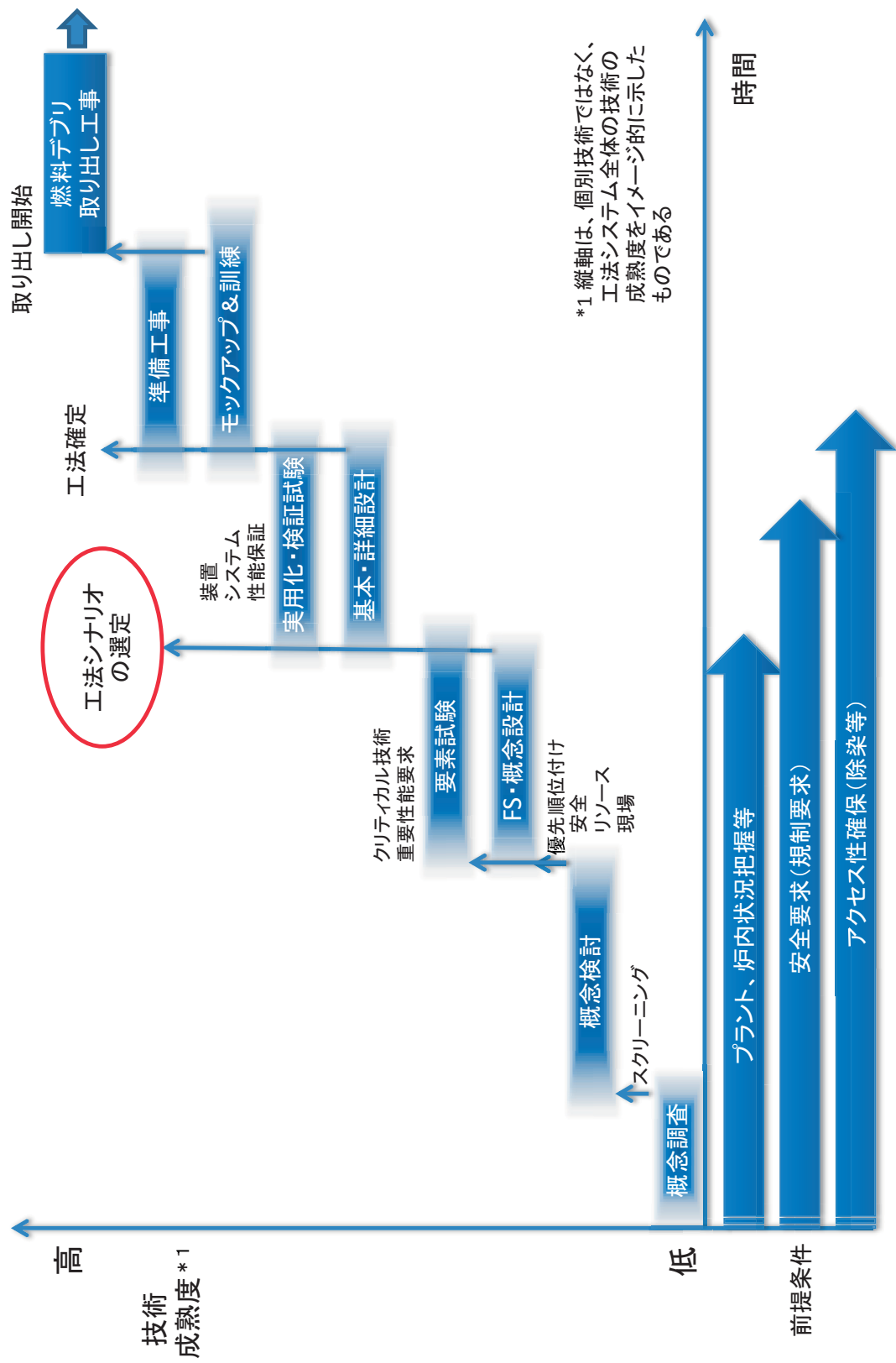


図 4.1-2 燃料デブリ取り出しに向けた道筋

4.1.2 燃料デブリ取り出し工法や適用技術評価における5つの基本的考え方の適用

燃料デブリ取り出し工法や適用技術を評価、判断する際には、5つの基本的考え方に基づき、下記の事項に留意し、取り組むものとする。

「安全」は、最優先の条件として評価することが基本である。「安全」については、安全規制や自主的な安全確保の視点から予見される目標レベルを設定し、これを保守的に満たす概念設計を描くことが最初に求められる。この概念設計を実現するために必要とされるリソース（ヒト、モノ、カネ、スペース等）に対し、「合理的」・「現場指向」の2つの視点から現実的制約条件を探り、現場作業での調整により、実現可能と判断される概念のみが、選択すべき「優位のオプション」とされる。「合理的」・「現場指向」の2つの視点から「実現性が厳しい」と判断されるオプションについては、低位にランク付けし、重点的な取組の対象から外すことが適切である。ただし、技術的な革新や現場条件の画期的な改善が後に発生する可能性も否定はできないため、必要な範囲で概念の可能性検討を継続することには意義がある。

「迅速」は、「安全」や「合理的」、「現場指向」の条件を満たしたオプションの中での優先付けに使うことが基本であり、「迅速」を優先するが故に、安全性や合理性や現場条件を軽視することは好ましくない。

技術の「確実」については注意が必要である。前例のない取組であるから、オプションの実現可能性が技術開発の成功に強く依存せざるを得ない。一方で、クリティカルとなる技術の開発に失敗すると、開発投資やそれまでの開発期間が全て無駄になるという手戻りリスクが発生することに対しては慎重であるべきである。特に、当初から多大な開発投資や開発時間が必要となる開発については、開発成果の進捗や実現可能性を頻繁に評価するためのPDCAのステップを多く設定する等して、その開発の妥当性を厳しくチェックしながら進めることが適切である。基本的には、技術成熟度の高く、適用性のある技術を採用することが望ましい。このため、想定される工法の実現に必要な様々な克服すべき条件と照らし合わせて、適用技術の成熟度を厳しく評価すべきである。また、現場における実現性を高めるためには、モックアップ試験の実施は極めて重要である。「小規模～実規模」をカバーする規模を適宜設定して、見極めるべき技術課題について、できるだけ実機に近い条件下での未知の問題の発見に努めることが基本である。この際、モックアップへの投資の妥当性を含めて、モックアップ試験の規模の設定については、慎重な対応が必要である。

燃料デブリ取り出し工法や適用技術を検討する際には、5つの基本的考え方の視点から、表4.1-1に示す評価指標を用いて進める。

表 4.1-1 5つの基本的考え方に基づく評価指標

5つの基本的考え方		評価指標
安全	放射性物質によるリスクの低減及び労働安全の確保	放射性物質の閉じ込め（環境への影響）
		作業員の被ばく（作業時間、環境）
		労働安全の確保
		リスク低減効果
確実	信頼性が高く、柔軟性のある技術	技術開発の難易度・技術成熟度
		要求事項への適合性
		不確実性に対する柔軟性・ロバスト性 ^(注)
		代替策等の対応計画
合理的	リソース（ヒト、モノ、カネ、スペース等）の有効活用	要員の確保（研究者、エンジニア、作業員）
		廃棄物発生量の抑制
		コスト（技術開発、設計、現場作業）
		作業エリア、敷地の確保
		廃止措置の後工程への影響
迅速	時間軸の意識	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	徹底した三現（現場、現物、現実）主義	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）
		各号機への適用性

(注) ロバスト性とは、想定した条件が多少変わっても機能を発揮する頑健性を有することをいう。

「安全」に関しては、特定原子力施設である福島第一原子力発電所の廃炉に通常の原子力発電所と同じ安全基準を当てはめて考えることは適切ではない。原子力規制委員会は「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づき、福島第一原子力発電所に対して「特定原子力事業者が措置を講ずべき事項」を提示している。これを受け、東京電力は「特定原子力施設に係る実施計画」を策定し、安全を確保しながら事故炉のリスク低減作業を進めているところである。

下記に燃料デブリ取り出し作業に当たって考慮すべき安全確保の考え方について記載する。

- 事故後のプラントパラメータを監視し、原子力安全の基本である「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能が安定していることが引き続き管理される必要がある。
- 燃料デブリ取り出し作業に当たっては、施設全体のリスク低減のために、迅速かつ効率的な取り出しを目指す、「放射線の影響から人と環境を守る」との視点に立ち、事前検討や事前準備の段階から安全確保対策を最重要課題として取り組むべきである。
- 燃料デブリに関する情報等が限られていることから、作業時の安全確保はある時点での推測や仮定による安全基準に基づいている場合があるため、各作業ステップで明らかとなる「安全に係る情報」を関係者で共有し、これを工法や安全管理に反映することで、より適切に安全が確保されるよう安全に係る遵守事項を柔軟に変更していくべきである。

- 装置の開発や施工方法の開発に当たっては、予見される安全規制要件や検査要求等への適合性や対応を考慮すべきである。

燃料デブリ取り出し作業における安全確保のための遵守事項は、作業に先立ち策定されるとともに、作業の進捗により明らかとなった事実に基づき適切に見直されることが重要である。また、規制当局との情報共有を密に行い、規制要件も取り入れた安全に係る遵守事項とすることが必要である。

4.1.3 燃料デブリ取り出しに係る役割分担の基本的考え方

燃料デブリ取り出し作業は、これまでに経験のない技術的難易度の高いものであることから、関係する産業界や研究機関等との連携のみならず、原子力以外も含めた国内外の幅広い分野からの知見や技術の結集、必要となる研究開発の実施、現場での燃料デブリ取り出し作業への適用が必要である。

福島第一原子力発電所の廃炉に向けた役割分担については、1章の図 1-1 に記載しているが、燃料デブリ取り出し分野における各関係機関の役割分担の基本的考え方を下記に整理する。

(1) 東京電力

- プラント状況の調査、基本設計、調達、詳細設計、製造、工事計画、トレーニング、現場工事等に関わる技術的検討及び現場作業
- 特定原子力施設に係る「実施計画」の策定・実施（原子力規制庁対応）
- 政府による補助事業として実施する技術的難易度が高い研究開発プロジェクトに対するニーズの提示、現場適用性の観点からのレビュー及び評価のための現場実証試験の管理
- 一連の技術的検討及び現場作業と研究開発プロジェクトとの連携・整合性の確保
- 東京電力が自ら実施する研究・技術開発

(2) 政府

- 中長期ロードマップに関する基本方針等廃炉の方針決定と進捗管理
- 技術的難易度が高い研究・技術開発に対する予算措置

(3) NDF

- 燃料デブリ取り出し工法の方針決定に係る戦略プランの策定
- 検討課題に係る技術検討の支援・進捗管理
- 燃料デブリ取り出し分野専門委員会の運営
- 研究開発の企画・調整・管理

(4) 研究機関（IRID 等）

- 研究開発プロジェクトの実実施計画の策定・実施
（機器・装置の開発、評価手法の開発、これらに必要となるデータ・情報の取得等）
- 研究開発の進捗管理・研究開発プロジェクト間の連携・整合性の確保

4.2 燃料デブリ取り出し開始までの安定状態維持・管理に関する検討

燃料デブリ取り出し開始までの安定状態維持・管理に関する検討状況を述べる。

具体的には、現在までに得られている情報に基づくプラント・燃料デブリの状況、燃料デブリ取り出し開始まで安定状態を維持・管理するために必要となる検討項目・検討アプローチを述べる。

4.2.1 これまでの情報に基づくプラント・燃料デブリの状況

現行の中長期ロードマップにおいては、冠水工法による PCV 上部からの燃料デブリ取り出しを基本として、早期に初号機の燃料デブリ取り出しを開始することを目標に、現場における作業・調査を進めている。また、それと併せて、燃料デブリ取り出し工法を実現するために必要な遠隔での除染・調査・作業用機器・設備の開発等の技術開発が進められている。さらに、上部までの冠水が困難となることを想定して、気中工法の検討にも着手したところである。

このため、燃料デブリ取り出しが開始されるまでに一定の期間が必要になると見込まれる。

燃料デブリ取り出しが開始されるまでの間、プラント・燃料デブリ・Cs 等の FP の状態を安定的に維持し、管理・監視していくことは、安全性を確保する上で重要である。

しかしながら、現在、高放射線量であることから、燃料デブリの状態を直接的に観測することは困難であり、現場から得られる PCV 内の温度やガスの成分等から間接的に観測するに留まっているが、PCV/RPV 内の温度は、安定的に低下傾向を示しており、燃料デブリは継続的に冷却されており、安定な状態にあることを確認している。また、PCV/RPV への窒素封入を継続しており、各号機の PCV 内の水素濃度も低く、安定しており、水素爆発が引き起こされる可能性は低いといえる。建屋内の滞留水は、循環注水ラインにより、建屋水位を地下水位より低くなるようにすることで、建屋外部に漏えいしないように管理されており、安定している。

4.2.2 燃料デブリの安定状態維持・管理に必要な検討項目及び検討アプローチ

「放射性物質によるリスクを低減し、安定的に管理・監視していく」との観点から、燃料デブリの安定状態を維持・管理するために必要な検討として、図 4.2-1 に示すロジック・ツリーから、下記の 4 項目に整理した。

(1) 臨界管理

燃料デブリは、現在のところ安定状態にあると想定されるが、何等かの原因によって臨界状態になることも否定できない。このため、臨界管理をすることが求められる。この機能は、臨界監視、臨界停止から構成されている。

(2) 冷却

燃料デブリは、崩壊熱があり、高温になると内包する放射性物質を放出する可能性があることから、水等によって冷却することが求められる。この機能は、循環注水冷却、温度管理、可搬式注水である消防車による対応から構成されている。

(3) 閉じ込め

燃料デブリや Cs 等の FP が、外部に放出されると作業員及び一般公衆に放射線影響を与えるため、PCV 等によって外部に放出しないよう管理することが求められる。この機能は、ガス管理設備による PCV（気相部）の漏えい抑制、水位管理による汚染水（液相部）の漏えい防止、窒素（N₂）封入による水素爆発防止から構成されている。

(4) 安全設備の維持・信頼性向上

安全状態を維持するためには、燃料デブリの現在の安定状態を維持するために必要な設備を維持し、信頼性を確保することが求められる。安全設備の維持・信頼性向上は、設備の保守、機器の冗長性、保守作業に伴う被ばくの低減から構成されている。

4つの検討項目を検討するに当たっては、下記のとおり行う。（図 4.2-2）

(1) 要求事項の明確化

5つの基本的考え方に基づき、プラント状態を評価若しくは監視・管理するために必要な情報を整理する。

(2) 現状の把握（要求事項の情報を得るためにどのような活動がされているか）

号機ごとのプラント・燃料デブリの状況について、これまでの検討から分かっていることや現状の調査・研究開発プロジェクトの状況を整理する。

(3) 今後の対応

(1)の要求事項に対して、(2)の調査・プロジェクトで把握されている情報が必要であるかを検討する。また、今後のプラントや炉内・燃料デブリの管理・監視のために必要な実施事項をまとめる。さらに、管理・監視を確実にを行うための推定・評価手法を検討する。

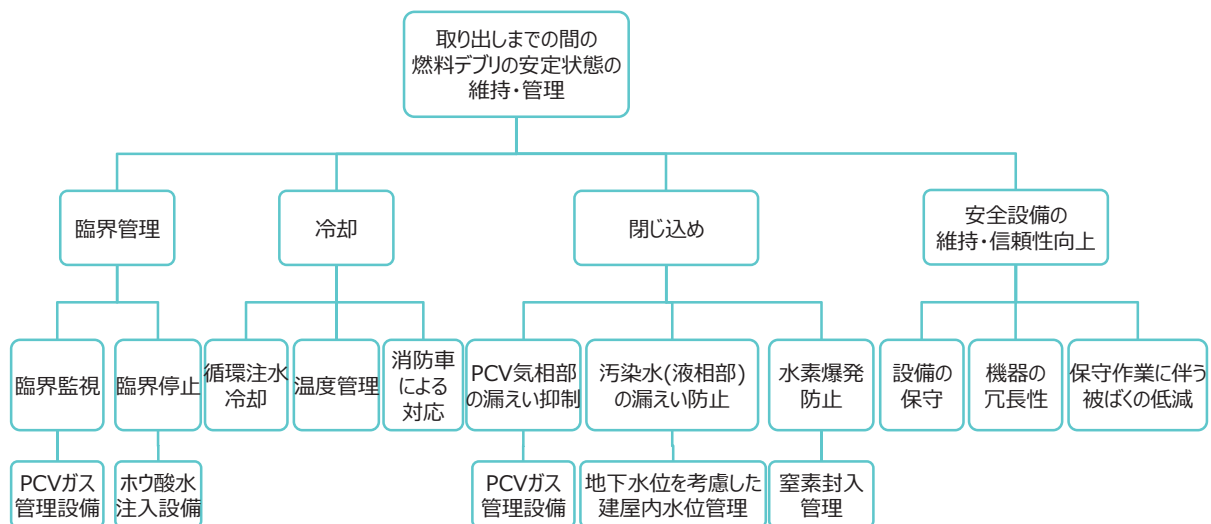


図 4.2-1 燃料デブリ取り出しまでの間の燃料デブリの安定状態の維持・管理のロジック・ツリー

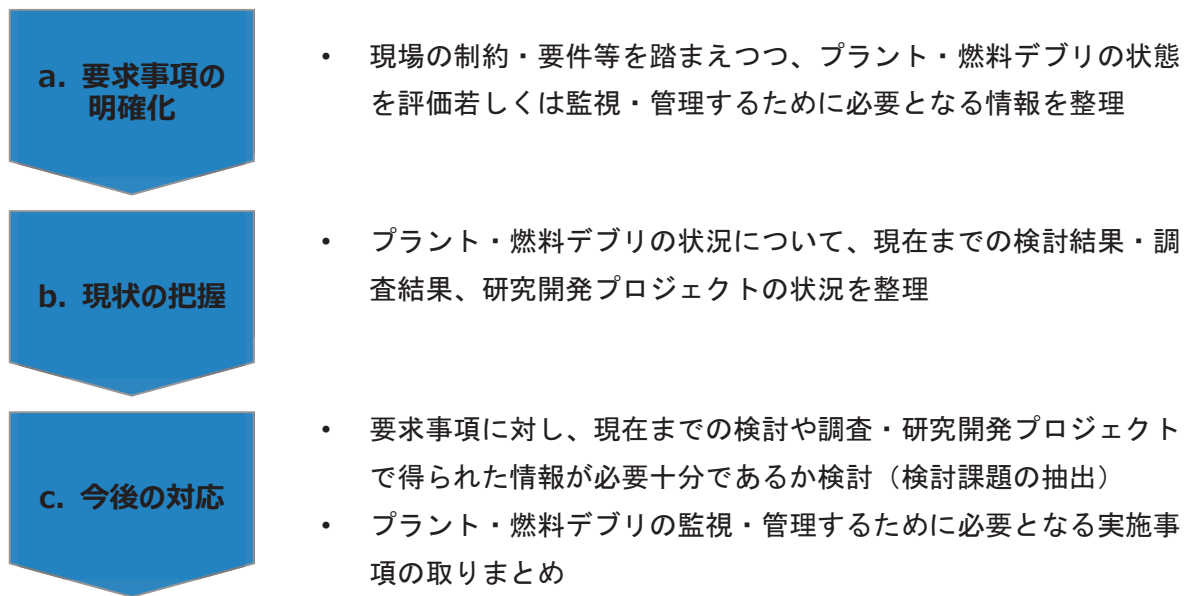


図 4.2-2 検討フロー

4.2.2.1 臨界管理

(1) 目的

- a. RPV/PCV 内に存在する燃料デブリが臨界に至ることがないように臨界が発生するリスクを適切に管理していく。
- b. 万一、臨界に至った場合又は臨界の可能性がある場合に、未臨界にする又は臨界を防止し、放射性物質の外部への大量放出を防ぐ。

(2) 主な要求事項

- a. 再臨界が発生するリスクを適切に管理していくこと。
- b. 万一再臨界が発生した場合においても、敷地境界における被ばく線量が十分低いこと。

(3) 現状³

- a. 各号機の PCV ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタで、短半減期 FP である Xe-135 濃度を常時監視している。臨界判定基準を $1\text{Bq}/\text{cm}^3$ （自発核分裂によって発生する Xe-135 濃度の約 100 倍）としているが、臨界の兆候は見られていない。また、燃料デブリの組成や形状、堆積形状、構造材の組成や混合量等について種々の条件で評価を実施し、臨界になる可能性は低いと評価されている。
- b. 万一の場合に未臨界にする又は臨界を防止するために、ホウ酸水注入設備が設置されている。ホウ酸水タンクは 2 基設置されており（内 1 基は予備）、構造物への影響が少ない弱アルカリ性の五ホウ酸ナトリウム水溶液が、原子炉注水系を通じて注入される。本設備は、 $5\%\Delta k$ 以上の反応度に相当する 510ppm のホウ素濃度を達成できる能力を有する。なお、ホウ酸が枯渇した場合には、 $3\%\Delta k$ の反応度を有する海水が注入される。臨界発生から注入完了までの時間は、最短で 6 時間、最長で 22 時間である。
- c. 再臨界時の影響評価として、保守的に、臨界判定基準の 100 倍の Xe-135 濃度に相当する出力レベルの臨界状態が 1 日続いたとして敷地境界における被ばく線量を評価した結果 $2.4 \times 10^{-2} \text{ mSv}$ となり、公衆に著しい影響を及ぼすことはないとしている。

(4) 今後の対応

- a. 福島第一原子力発電所各号機の RPV/PCV 内の燃料デブリの状態は、臨界を維持するために燃料集合体が整然と配置された健全な炉心とは大きく異なっており、さらに、これまで臨界の兆候は見られていないことから、水位や燃料デブリの状態に大きな変化がなければ再臨界に至る可能性は低いと考えられる。
しかしながら、再臨界リスクを低減させる継続的な活動が望まれ、RPV/PCV 内の調査結果等

³ 東京電力 福島第一原子力発電所 特定原子炉施設に係る実施計画 平成 24 年 12 月(平成 25 年 8 月一部補正)

から燃料デブリの量、位置、形状、性状に関する知見が得られれば、再臨界可能性への影響を検討することができる。

- b. また、燃料デブリ取り出しに向けて開発中の臨界管理技術が完成すれば、燃料デブリ取り出しの着工を待たずに実機に導入することができる。特に、再臨界検知の高度化として開発中の応答速度の向上技術は、システムの大型化や検出器数の増加等の課題はあるものの、現在の PCV ガス管理システムへの導入が可能と考えられる。

4.2.2.2 冷却

(1) 目的

燃料デブリを十分に冷却できずに燃料デブリの温度が上昇すると燃料デブリ内の放射性物質が放出されるリスクがあるため、燃料デブリの冷却とその状況を推定・管理する。

(2) 主な要求事項

- a. 循環注水冷却による燃料デブリの冷却が確保されていること。
- b. 燃料デブリの冷却状況を推定・管理できること。
- c. 地震や津波等の事象により、常設の設備により燃料デブリの冷却ができなくなった場合にも、冷却ができるようにすること。

(3) 現状

- a. 東京電力は、原子炉の温度等のパラメータを継続監視するとともに燃料デブリの冷却設備の保守管理を実施している。燃料デブリの冷却設備である循環注水冷却設備は、2013年7月より主たる水源をバッファタンクから復水貯蔵タンク（以下「CST」という。）に変更するとともにCST原子炉注水系の運用を開始している。これにより、炉注水ラインの縮小による注水喪失リスクが低減されるとともに、タンクに関して耐震性向上及び容量の増加等が図られている。
- b. 原子炉の温度等のパラメータは、事故直後より低下し、ほぼ一定の値を示すようになってきていることから、安定した冷温停止状態を維持していることが推定できる。図 4.2-3 に各号機への注水量、図 4.2-4 に東京電力が公表している情報を基にまとめた原子炉の周辺温度の変化を示す。

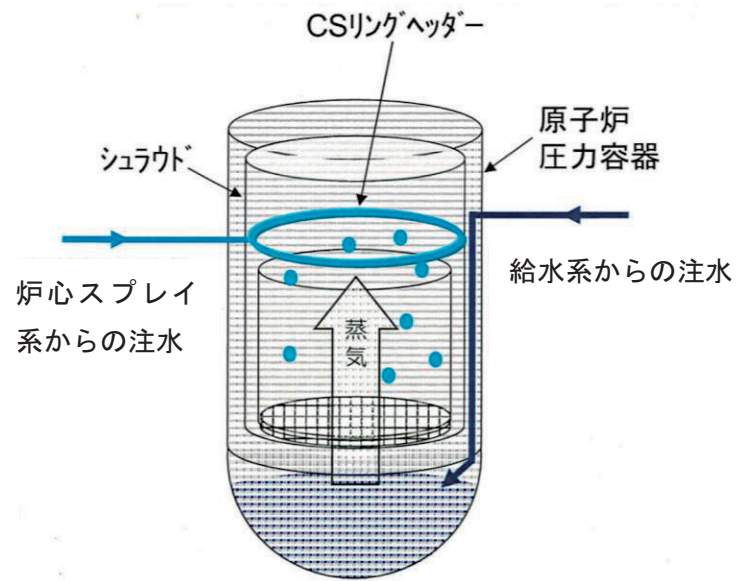
RPV 及び PCV 内の温度は、継続的な冷却及び崩壊熱の減少により、安定的に低下傾向を示しており、これらのパラメータによっても冷温停止状態を維持していることが推定できる。

- c. 「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画」平成24年12月（平成25年8月一部補正）において、確率論的リスク評価による原子炉注水系のリスク評価では、炉心再損傷頻度が約 5.9×10^{-5} /年と評価されており、「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」で評価された約 2.2×10^{-4} /年の炉心再損傷頻度からリスクが低減していることが確認できる。また、原子炉注水系の異常時の評価では、想定を大きく超えるシビアアクシデント相当事象（注水停止12時間）で3プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合においても、実効線量は敷地境界で約 6.3×10^{-5} mSv/年、特定原子力施設から5km地点で約 1.1×10^{-5} mSv/年、特定原子力施設から10km地点で約 3.6×10^{-6} mSv/年であり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないとしている。⁴

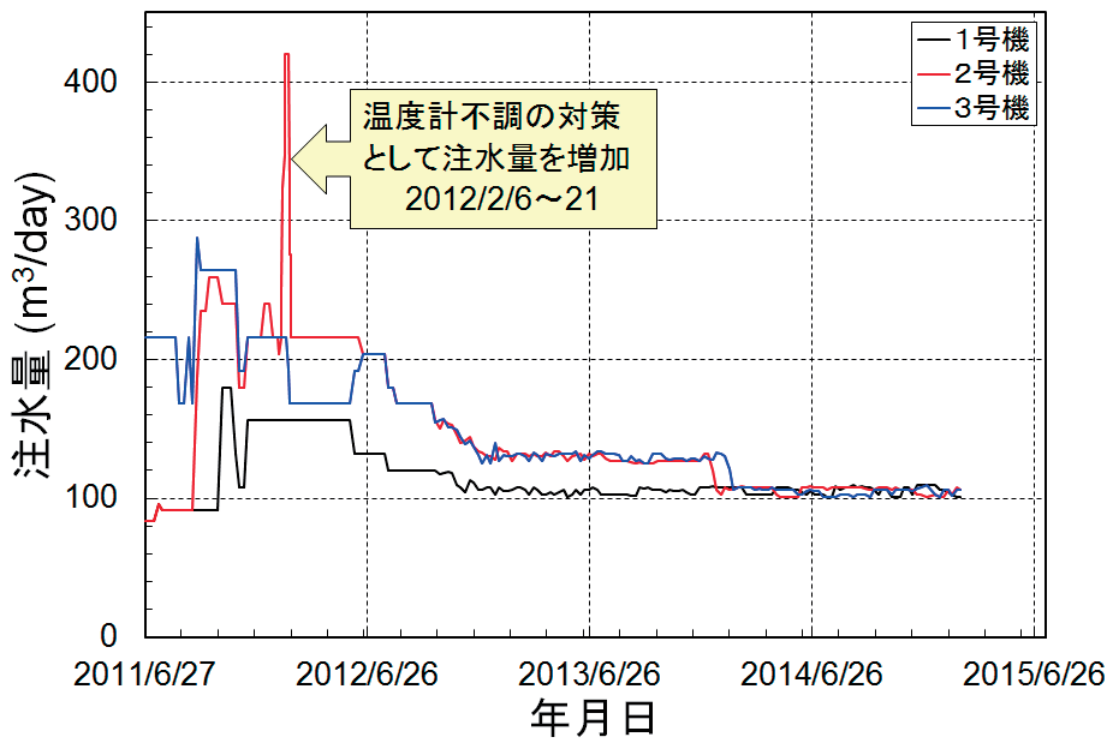
⁴ 東京電力 福島第一原子力発電所 特定原子炉施設に係る実施計画 平成24年12月（平成25年8月一部補正）

(4) 今後の対応

- a. 引き続き、安定した冷却状態を維持していくため、循環注水冷却を継続する。
- b. 原子炉の温度等のパラメータを継続監視するとともに、保守管理等による冷却設備の維持及び信頼性の向上を図る。
- c. これまで実施してきた対策に加えて、地震動・津波への評価も考慮しつつ、可搬設備（消防車等）を活用した機動的対応の信頼性向上策に取り組む。



a. 注水位置⁵



b. 各号機への注水量

図 4.2-3 各号機への注水量

⁵東京電力「福島第一原子力3号機 炉心スプレイ系ライン追加による原子炉注水方法の多様化について」平成 23 年 8 月 23 日からの引用

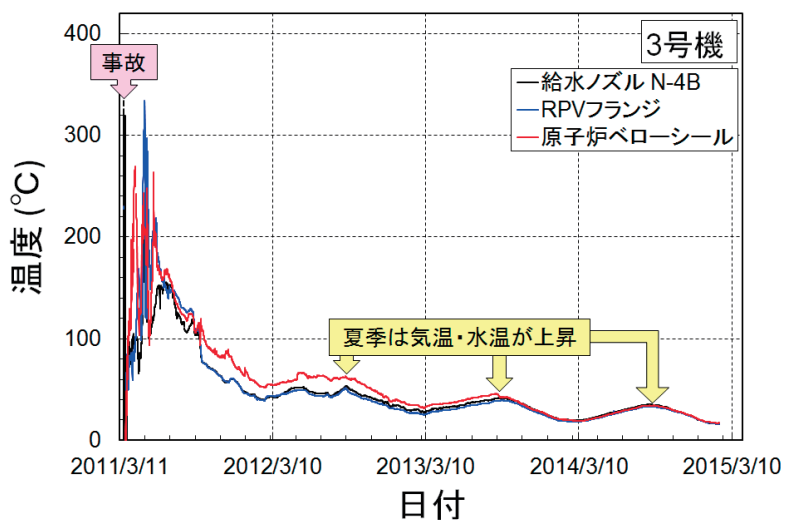
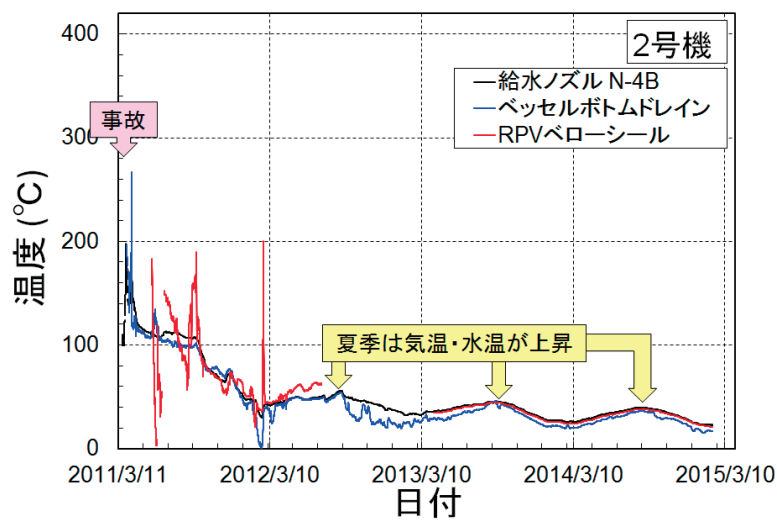
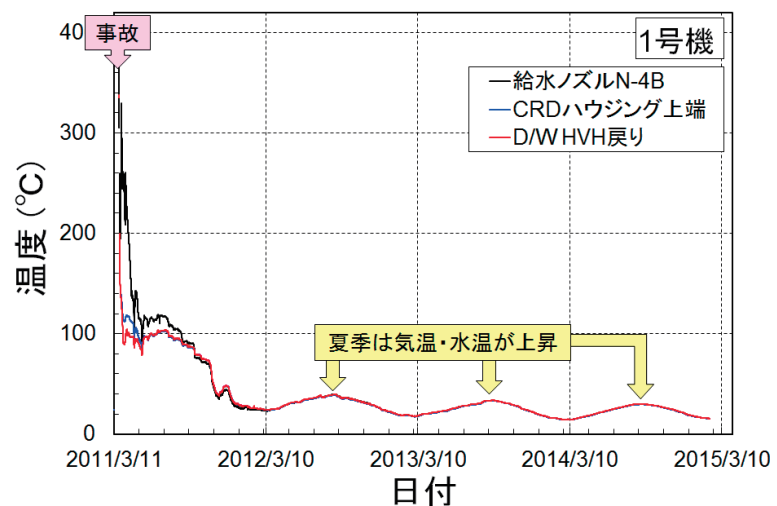


図 4.2-4 福島第一原子力発電所の原子炉周辺温度の履歴

4.2.2.3 閉じ込め

(1) 目的

PCV から放射性物質の漏えいを抑制・防止するとともに、水素爆発による PCV 破損を防止する。

(2) 主な要求事項

- a. PCV 気相部からの放射性物質の漏えいを抑制すること。
- b. PCV 若しくは原子炉建屋からの汚染水（液相部）の漏えいを防止すること。
- c. PCV 内で水の放射性分解により発生する可能性がある水素の爆発を防止すること。

(3) 現状

- a. PCV 気相部からの放射性物質の漏えいの抑制
1～3 号機の PCV 内の気体を PCV ガス管理設備にて抽気・ろ過等を行い、放射線管理関係設備により放射性物質濃度及び量を監視することで、環境へ放出される放射性物質の低減が図られている。なお、1～3 号機とも、PCV 内部の圧力は安定的に維持されていることから、PCV の気相部に重大な損傷はないと考えられる。
- b. 原子炉建屋からの汚染水（液相部）の漏えいの防止
各号機の PCV から漏えいする汚染水が、各号機の原子炉建屋等に滞留している。各建屋に滞留している汚染水が漏えいすることがないように、建屋等の滞留水の状況を監視できる機能として、水位計を設置し、建屋に滞留する滞留水の水位が地下水の水位よりも低くなるように管理している。また、地下水の水位は、建屋近傍の井戸（サブドレン）に設置されている水位計により確認している。
- c. 水素爆発防止
 - i) RPV/PCV への窒素充填が継続されている。窒素充填に当たっては、各号機の PCV 内の水素濃度が可燃限界濃度（4%）を上回らないように窒素封入量を調整するとともに、水素濃度を監視している。
 - ii) これらの取組に加え、間欠的に PCV 内の水素濃度の上昇が確認された 1 号機については、サプレッションチェンバ（以下「S/C」という。）内に残留する水から S/C 内上部に放出される水素を窒素により置換する取組を実施し、安定した状態を達成している。引き続き、S/C 内の残留水から微量の水素が放出されている状況にあることから、安定した状態に維持するために窒素封入を実施し、水素に関するリスクの低減を図っている。圧力変動により PCV の水素濃度の上昇が確認された 2 号機については、S/C への窒素封入を実施し窒素置換は完了しており、引き続き、パラメータの推移を確認している。3 号機については、水素濃度の上昇は観測されておらず、S/C 内の閉空間は安定した状態と考えられることから、パラメータの推移を確認している。

iii) 図 4.2-5 に、PCV 内水素濃度の変化を示す。PCV 内水素濃度は、一定の値を示しており、その濃度は、可燃限界濃度（4%）に対して十分低い濃度で管理されている。

(4) 今後の対応

a. PCV 気相部からの放射性物質の漏えいの抑制

引き続き、PCV ガス管理設備により抽気・ろ過等を行い、放射線管理関係設備により放射性物質濃度及び量を監視することで、環境へ放出される放射性物質を達成できる限り低減する。

b. 原子炉建屋からの汚染水（液相部）の漏えいの防止

引き続き、建屋内水位を地下水の水位より低く保つことによって建屋外部へ汚染水の漏えいを防止する。また、現状の循環注水ラインの滞留水処理システムによって汚染水を浄化する。今後の燃料デブリ取り出し及び建屋内の滞留水処理の完了を見据えて、順次取水箇所をタービン建屋から原子炉建屋等へ変更していくとともに、建屋外での汚染水の漏えいリスクを低減するために、小循環ループの実現を図る。

c. 水素爆発防止

窒素封入により PCV 内の水素濃度を十分低く維持できており、水素爆発のリスク低減を達成できている。今後も計画的な保全を行うことで、安定した状態を維持していく。

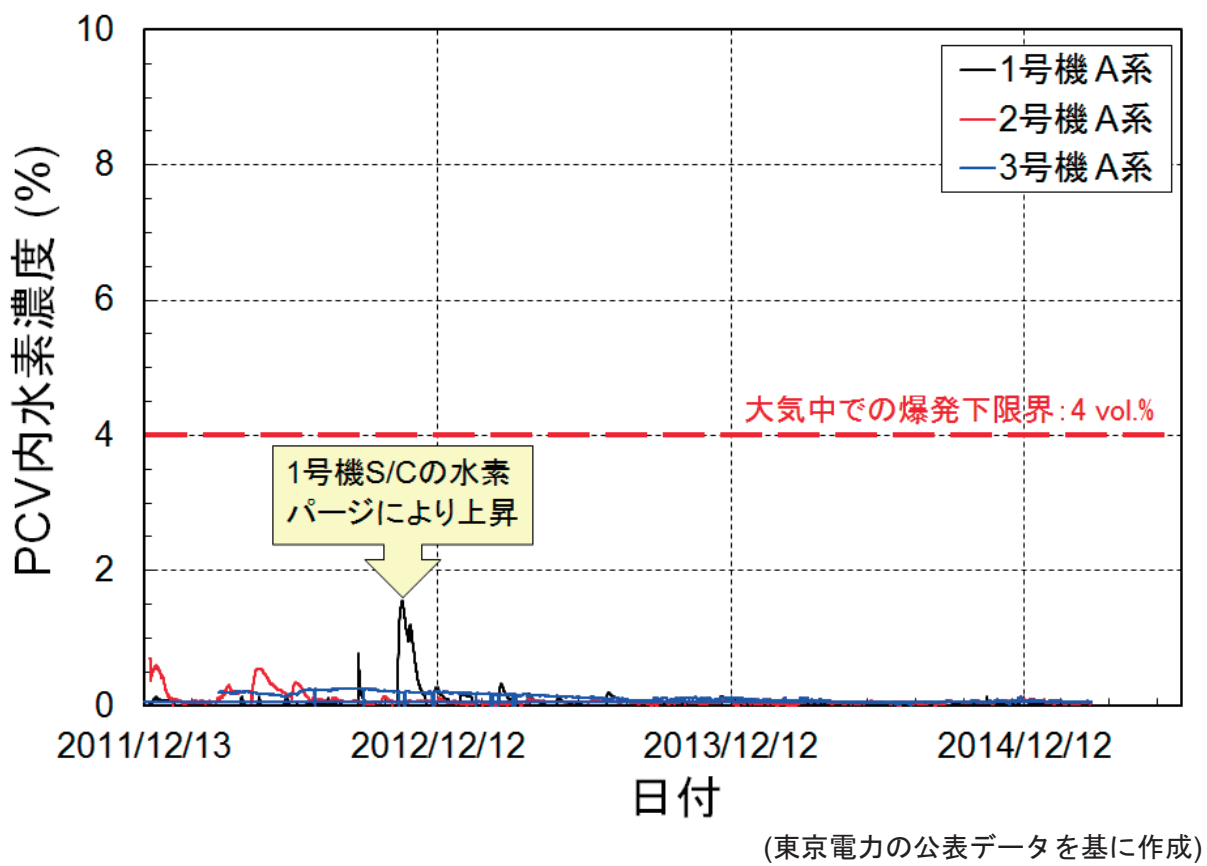


図 4.2-5 PCV 内の水素濃度の変化

4.2.2.4 安全設備の維持・信頼性向上

(1) 目的

燃料デブリの安定状態を維持・管理するための安全設備の維持・信頼性向上を図る。

(2) 主な要求事項

- a. 継続的に設備を保守管理すること。
- b. 単一故障により機能を喪失しないよう、機器の冗長性を有すること。
- c. 保守作業に伴う被ばくの低減を図ること。

(3) 現状

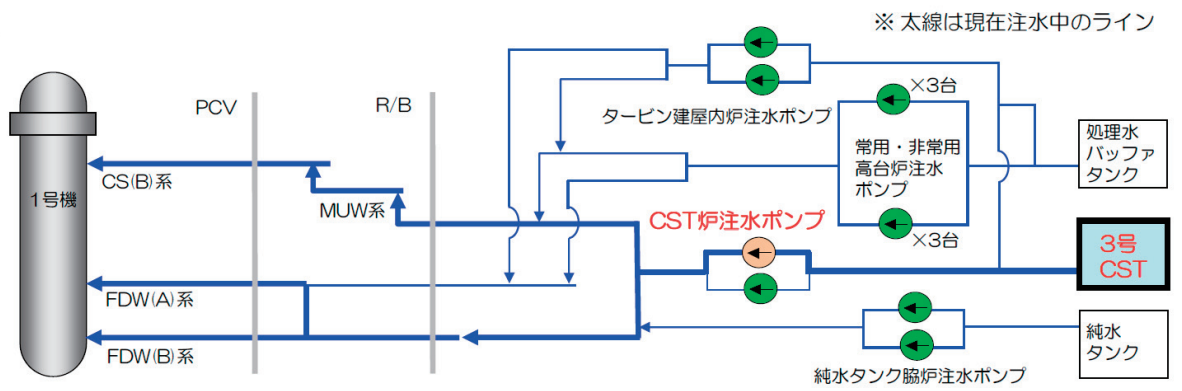
- a. RPV 及び PCV 内の温度を継続監視するため、常設監視計器の保守管理が行われている。
- b. 1～3 号機の燃料デブリについては、循環冷却設備等の設置を完了し、設備の多重化等の信頼性向上策も講じられている。冷温停止状態の監視については、常設監視計器を追加設置している。また、循環注水冷却については、これまで使用していた設備にバックアップとして複数系統保持することで、信頼性を向上させている。(図 4.2-6)

1～3 号機 原子炉注水系については、下記のとおり運用中である。

- i) CST 原子炉注水ポンプ 各号機 2 台 (常用)
 - ii) タービン建屋内原子炉注水ポンプ 各号機 2 台 (常用)
 - iii) 常用高台原子炉注水ポンプ 1～3 号機共用 3 台 (常用)
 - iv) 非常用高台原子炉注水ポンプ 1～3 号機共用 3 台 (非常用)
 - v) 純水タンク脇原子炉注水ポンプ 1～3 号機共用 3 台 (非常用)
- c. 原子炉建屋内は依然として高線量率状態にあり、ガレキ・粉塵等が散在し、作業員のアクセスが困難である。作業環境としては、原子炉建屋内の空間線量率の状況について、1 号機から 6 号機までの空間線量率が測定されている。

(4) 今後の対応

- a. 引き続き、保守管理等により安全設備の維持及び信頼性の向上を図る。電源設備の信頼性を維持・向上する対策として、仮設設備から恒久的な設備へ変更する等、長期間の使用に耐え得る信頼性を確保する対策を実施すべきである。
- b. PCV 内の温度については、3 号機についても、今後、常設監視計器の設置を検討する必要がある。
- c. 原子炉建屋内の状況調査を行い、核種を踏まえて汚染状況を推定・評価し、適用可能な除染技術を活用するとともに、必要に応じて遠隔操作が可能な除染装置を開発し、原子炉建屋内の除染等を実施してアクセス性を確保する必要がある。



(東京電力 提供)

図 4.2-6 現在の原子炉注水ライン構成 (1号機)

4.2.3 安定状態の維持・管理に向けた活動

燃料デブリについては、循環冷却設備等の設置を完了し、設備の多重化等の信頼性向上策も講じられており、安定した冷温停止状態が維持されている。引き続き、安定状態を維持・管理していくことは、安全上重要である。

燃料デブリ取り出しまでの安定状態の維持は、燃料デブリ取り出し作業時の安全確保と関連及び連続性があることにも留意する必要がある。加えて、炉内・燃料デブリに関して得られた情報を臨界評価・冷却状況評価に反映させていくことが重要である。

このため、引き続き、放射性物質の漏えい抑制・管理機能、原子炉の冷却機能、臨界防止機能、水素爆発防止機能の維持・強化を図り、燃料デブリの冷却、放射性物質濃度及び量を監視する。なお、監視に当たっては、RPV、PCV 内温度、冷却水注水流量等のプラント情報を効率的に把握できるように、プラントの情報を統合したデータベース化することを検討すべきである。

図 4.2-7 に具体的な今後の対応を示す。

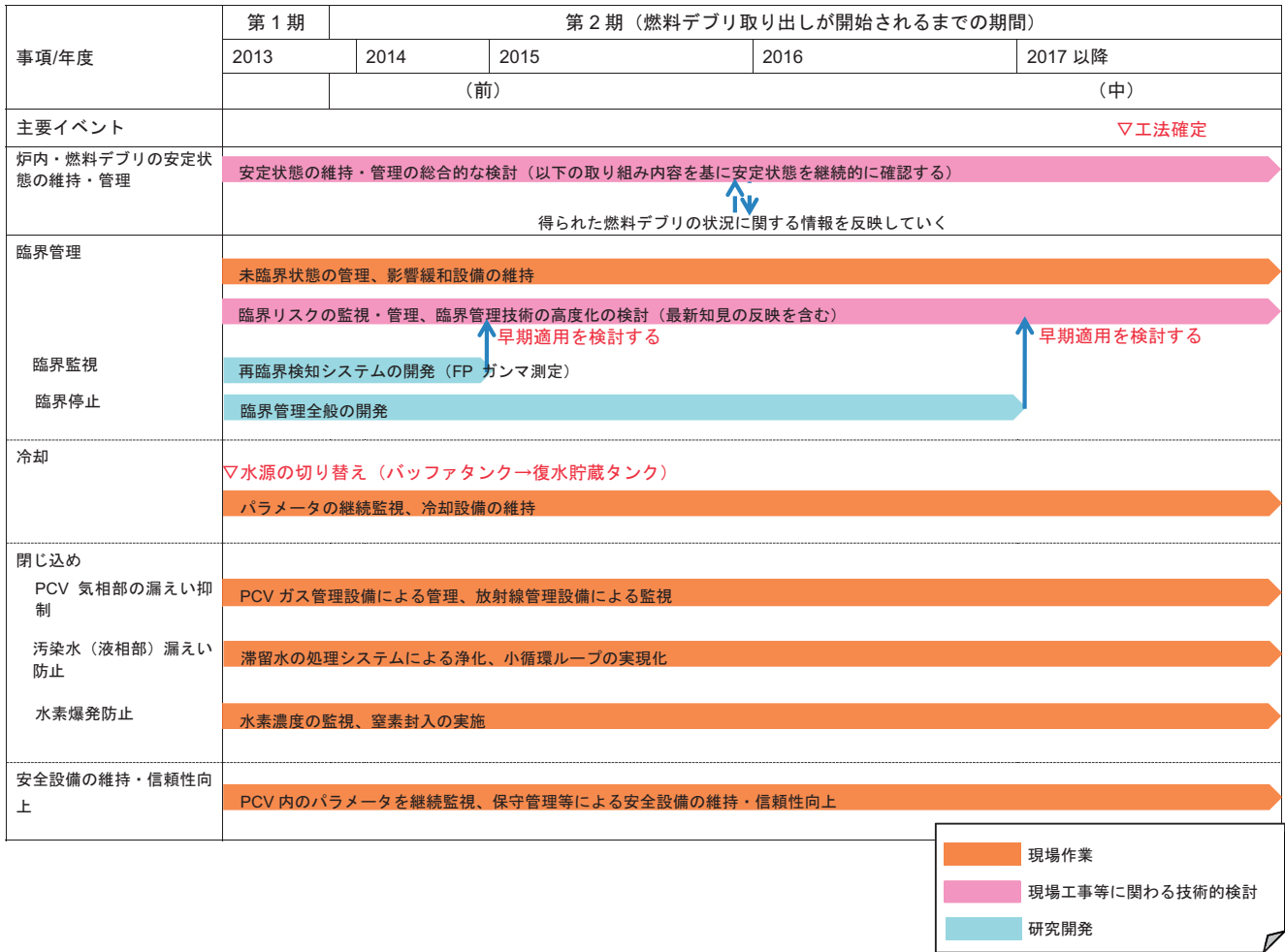


図 4.2-7 燃料デブリ取り出し開始までの期間における炉内・燃料デブリの安定状態維持・管理に関する今後の対応

4.3 燃料デブリを安全に取り出すための工法に関する検討

燃料デブリを安全に取り出すための工法に関する検討状況を述べる。

具体的には、燃料デブリの量・位置・性状やFP分布の把握に関する検討、燃料デブリ取り出し工法オプション、技術要件の観点による燃料デブリ取り出し工法ごとの取組評価と実現性、号機状況を踏まえた工法の適用性について述べる。

4.3.1 燃料デブリの量・位置・性状やFP分布の把握に関する検討

燃料デブリの量・位置・性状やFP分布の把握に関する検討状況を述べる。

具体的には、燃料デブリ・FP分布の状況、燃料デブリの量・位置・性状やFP分布を把握するために必要となる検討項目・検討アプローチ、これまでの検討から推定される燃料デブリの量・位置・性状やFP分布を述べる。

燃料デブリの量・位置・性状やFP分布の把握は、燃料デブリ取り出し工法の決定や燃料デブリを取り出すための機器の開発、放射性物質によるリスクを抑えた燃料デブリ取り出し作業の実施等に関わることから重要となる。

4.3.1.1 燃料デブリ・FP分布の状況

現在のPCV内は高放射線量であることから、PCV内にある燃料デブリ・FP分布の状況を直接的に観測するには至っていない。

このため、燃料デブリ・Cs等のFP分布やRPV/PCV内の状況を把握・推定・評価するに当たっては、事故進展解析技術を用いて実施してきているが、現状では得られる結果に大きな不確かさが残る状況である。

4.3.1.2 燃料デブリの量・位置・性状やFP分布の把握に必要な検討項目及び検討アプローチ

燃料デブリの量・位置・性状やFP分布を把握するために必要な検討として、図4.3.1-1に示すロジック・ツリーから、以下の3項目としている。

(1) 実機調査による推定

実機調査は、PCV/RPV内部・S/C内部・トラス室等の特定箇所の調査、ミュオンによる燃料デブリ検知システムによる全体像の調査を検討する。

(2) 解析による推定

解析は、事故進展解析コードを用いて検討する。

(3) 知見及び実験による推定

知見及び実験による推定は、過去の事故・研究の知見による推定、プラントデータからの工学的な推定、模擬デブリによる実験により検討する。

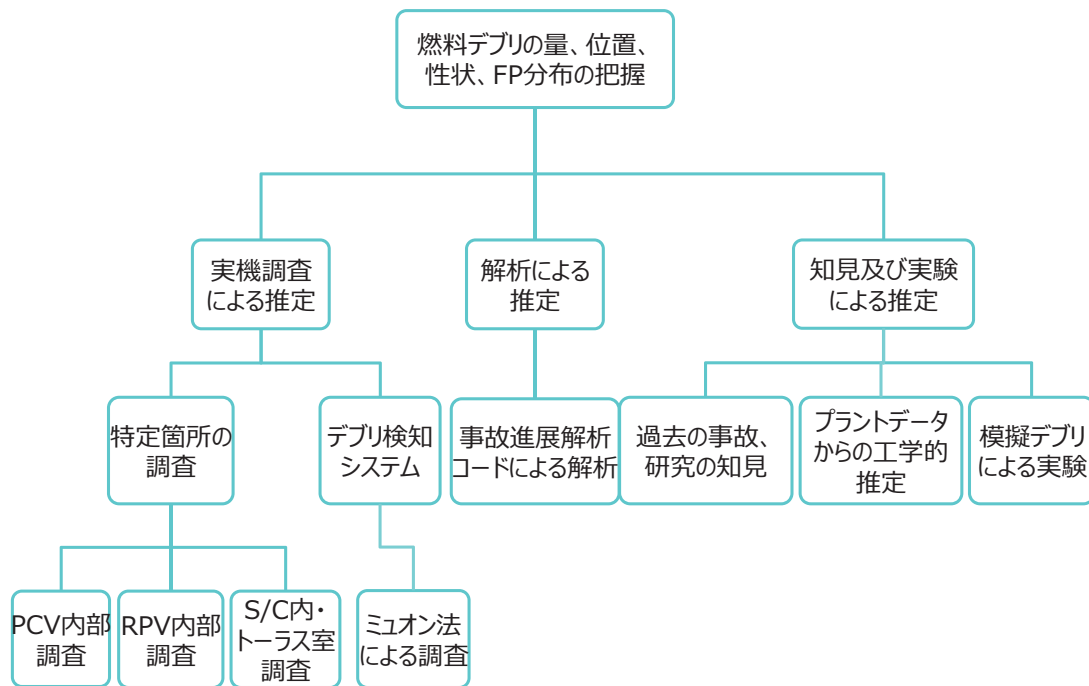


図 4.3.1-1 炉内・燃料デブリの状況把握のロジック・ツリー

上記の3つの項目の検討に当たっては、以下の検討項目に従って行う。

(1) 要求事項の明確化

プラント状態を推定・評価するために必要な情報を整理する。

(2) 現状の把握（要求事項の情報を得るためにどのような活動がなされているか）

号機ごとのプラント・燃料デブリの状況について、これまでの検討から分かっていることや現状の調査・研究開発プロジェクトの状況を整理する。

(3) 今後の対応

(1)の要求事項に対して、(2)の調査・プロジェクトで把握されている情報が必要十分であるかを検討する。また、今後のプラントや燃料デブリの状況把握のために必要な実施事項をまとめる。

4.3.1.2.1 実機調査による推定

(1) 目的

燃料デブリを取り出すための工法、炉内線量状況等を検討するための基礎情報として、燃料デブリの分布及び炉内環境情報を調査する。

(2) 主な要求事項

- a. RPV ペDESTAL周辺の燃料デブリの分布状態を把握すること。
- b. RPV 内に残存する燃料デブリの有無を把握すること。

(3) 現状

- a. 1号機においてはX-100B ペネからPCV 内部にアクセスし、映像取得、雰囲気温度・線量測定、水位・水温測定、滞留水の採取、常設温度計の設置が行われた。2号機においては、X-53 ペネからPCV 内部にアクセスし、映像取得、雰囲気温度・線量測定、水位・水温測定、滞留水の採取、常設温度計の設置が行われた。3号機においては、X-53 ペネ外側から超音波による調査を行い、X-53 ペネ内面が水没していないことを確認した。
 - 2015年度は、3号機でX-53 ペネからPCV 内部にアクセスし、映像取得、雰囲気温度・線量測定、水位・水温測定、滞留水の採取、常設温度計の設置を行う予定である。
- b. PCV 内部調査として、1号機においてRPV ペDESTAL外、2号機においてRPV ペDESTAL内の調査装置を研究開発として開発中である。
- c. RPV 内部調査について、2014年度の研究開発として、開発計画の最適化検討が行われた。調査に対するニーズ整理を行うとともに、アクセス技術・調査技術の開発として、上方アクセス技術、配管アクセス技術、燃料デブリサンプリング装置の検討を開始した。
- d. 一般に、燃料デブリ等の放射性物質の存在量によっては、崩壊熱による温度上昇や、臨界の可能性、水の放射線分解による水素発生の可能性が想定されることから、S/C 内の放射性物質の堆積量を非破壊で測定するための技術開発が実施されている。
- e. ミュオンによる透視技術を用いた燃料デブリ分布の測定が、実施されている。
 - 2015年度は、透過法により1号機のRPV 内の燃料デブリを測定・評価予定である。
 - 2015～2016年度は、散乱法により2号機RPV 内の燃料デブリを測定・評価予定である。

(4) 今後の対応

下記の対応を進めていくべきである。

- a. PCV 内部調査を実施するに当たり、事故解析結果から得られた情報を参考に調査を実施する。その成果を事故解析の高度化による炉内状況把握へ反映する。3号機については、PCV 内の水位が高く、2号機で調査装置を挿入する部分が水没していることから、2号機で開発中の装置が適用できない可能性がある。3号機のPCV 内部調査を実施するにあたり、既存の技術で調査ができないと判断される場合には、必要な研究開発項目を明確にする。

- b. RPV 内部調査は、燃料デブリ取り出しのための機器・設備の設計合理化を目的として、上方からのアクセス技術に注力して、機器・設備の詳細設計に資する調査を行うための開発を進めることが必要である。また、燃料デブリサンプリング技術の開発を進めることが必要である。技術開発の適切な時期に、現場との調整を含め、進め方の方針を判断することが必要である。
- c. S/C 及びトラス室内等に残存する放射性物質等量の調査の必要性等を検討し、判断する必要がある。
- d. ミュオンによる燃料デブリ検知の測定方法の開発を研究開発として実施する。1 号機及び 2 号機の測定結果を事故解析の高度化による炉内状況把握へ反映する。ミュオンによる燃料デブリ検知が期待できる成果を得られた場合には、3 号機への適用を検討すべきである。

4.3.1.2.2 解析による推定

(1) 目的

燃料デブリを取り出すための工法、機器・装置開発を検討するための基礎情報として、燃料デブリの量、位置、性状及びFPの分布を解析により推定する。

(2) 主な要求事項

- a. 燃料デブリの総量を推定すること。
- b. 燃料デブリの分布、固化の状態や形状等の燃料デブリの状態を推定すること。
- c. 燃料デブリの性状として、機械的、化学的、物理的特性を推定すること。
- d. Cs等のFPの分布状況を推定すること。

(3) 現状

- a. 事故進展解析コードであるMAAPとSAMPSONの改良を行い、解析を実施している。現在、炉内状況の把握を実施中であり、コードの違いによる解析結果の違いの分析、プラントから得られる情報等を踏まえた炉内状況の総合的評価を実施する予定である。
- b. OECD/NEAのBSAFにおいて、各国の事故進展解析コードを用いた解析が実施されている。

(4) 今後の対応

- a. 引き続き、燃料デブリの量、分布及び性状を把握するために必要な事故進展解析コードの改良を行うとともに、事故進展解析コードの違いによる結果の違いについても分析を行う。さらに、解析結果の分析だけでなく、実機調査から得られるデータ・情報及び燃料デブリ検知プロジェクト等の他の研究開発からの成果も活用し、最も確からしい燃料デブリの量、位置、Cs等のFPの分布状況及び燃料デブリ性状をまとめる。併せて、これらの成果を関係機関で共有できるように、効率的に活用可能なデータベースを開発する必要がある。データベースは、ここで得られた成果のみならず、炉内線量分布、燃料デブリの冷却評価等の燃料デブリ取り出し工法の実現性判断に必要なデータを一元的に扱えるように検討すべきである。
- b. OECD/NEAのBSAFにおいて、燃料デブリ及びCs等のFPの分布状況について、日本の評価を提示し、参加国の叡智も取り入れてまとめる必要がある。

4.3.1.2.3 知見及び実験による推定

(1) 目的

炉内に存在する燃料デブリの状況把握、燃料デブリの取り出し・収納・保管等の検討に資するため、模擬デブリを用いた分析・試験を実施し、燃料デブリの性状を把握するためのデータ・情報を取得する。また、炉内等から実際に取り出す燃料デブリを分析・測定するために必要な技術を開発する。

(2) 主な要求事項

a. 模擬デブリを用いた特性の推定

- TMI-2 等を参考に福島第一原子力発電所の事故事象進展を考慮して模擬デブリ作製条件を検討すること。
- 燃料デブリを取り出す際に使用する機器・装置の設計に反映する観点から、作製した模擬デブリを用いた機械的、化学的、物理的特性等のデータを取得すること。
- TMI-2 デブリ特性を実測し模擬デブリで得たデータとの比較を行い、福島第一原子力発電所からの燃料取り出しへの反映事項を整理すること。

b. 実デブリの性状分析

- 実デブリサンプルの輸送から個別分析実施に至る実デブリ分析に係わる分析フローの検討を行い、必要な技術開発要素を抽出すること。
- 実デブリの組成等を化学分析法等により分析するための実デブリの溶解方法や化学形態の分析方法等の実デブリの分析・測定に係る技術の開発・検討を行うこと。
- 実デブリの輸送等に係わる関連技術の検討・開発を行うこと。

(3) 現状

a. 模擬デブリを用いた特性の把握

- 正方晶系及び単斜晶系等の (U, Zr) O₂ 並びに Fe₂ (Zr, U) の機械的性質を測定・評価した。
- 特性が異なる複数の模擬材料の穿孔試験を行い、穿孔性能に各物性が与える影響を明らかにした。
- 酸化雰囲気や U-Zr-O 系やコンクリートとの反応試験を行うとともに、水中で発生する微細デブリの性状データを取得した。
- Gd 含有燃料からの生成デブリを想定した系や構造材 (Fe) との複合系等物性データを測定した。
- 仏国 CEA でこれまでに実施したコンクリート反応生成物 (MCCI) の性状データ取得に着手した。また、カザフスタン NNC との協力により UO₂ を用いた金属/セラミックス熔融固化体を作製した。

- JAEA 内保管の TMI-2 デブリを用いた試験として、試料の加工、金相観察を行った後、ビッカース硬度の測定に着手した。また、分析のためのアルカリ溶融法の適用性の評価に着手した。
- 実デブリサンプル輸送に関する検討を実施した。
- 収納・保管に資するデブリ特性に関する研究開発計画を策定した。
- デブリの含水・乾燥特性に関して、多孔質セラミックスを用いた試験を行い、含水・乾燥特性を評価した。

b. 実デブリの性状分析

- 分析項目、分析全体フローを検討し、技術課題を抽出するとともに、今後の開発計画を策定した。
- 分析・測定技術の開発として、溶解法の開発、化学形態分析方法の検討、実デブリ分析装置の整備等の検討を行った。
- 廃棄物として取り扱うこととされた場合に備え、適切な処理処分に必要な性状分析の方法について検討を行った。
- 分析・研究施設に必要な設備等の検討を行った。

(4) 今後の対応

a. 模擬デブリを用いた特性の把握

- 2015 年度末までに、これまでに得られている知見（事故進展解析、TMI-2 事故事例、シビアアクシデント研究等）を基に各号機における燃料デブリ性状を推定し、特性リストを取りまとめる。
- 特性リストの取りまとめに向けて進捗を確認し、問題点があれば解決策を提示する。
- 2015 年度に推定する燃料デブリ性状について、最新の現場状況等を踏まえて継続的に確認・更新していく。
- 整理したデータ・情報等を燃料デブリ取出し工法の選定、機器・装置の開発、収納・保管技術開発等の技術開発に資するデータとして提供するとともに、十分なデータが提供できているか等を評価し、課題があればそれを整理し必要な検討を行う。
- 国内で実施が困難であった大きな塊での不均一性に係る評価のため、大型のコンクリート反応生成物（MCCI）の特性評価試験（仏 CEA）や大型の金属セラミックス溶融固化体の特性評価試験（カザフ NNC）を、国際的な協力体制の下で進める。

b. 実デブリの性状分析

- 実デブリの輸送、個別分析実施等の実デブリ分析に係る全体フローの検討を行い、技術開発要素の抽出、及び今後の技術開発計画を立案し、必要な技術開発を行う。
- 分析フローの検討に向けて、要求される分析項目、分析数等について関連プロジェクトと連携しながら早期に情報を入手し検討に反映する。

- 分析施設の設計に必要な燃料デブリ収納缶の形状、構内輸送容器について、早期に燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発プロジェクトと連携しながら情報を入手し、取扱い設備や施設構造設計に反映する。
- 燃料デブリ等の性状把握のための分析を行う分析施設（第2期分析施設）の運用開始前に燃料デブリサンプルが取れた場合に備え、JAEA 所有の分析施設で分析を行うための受入れ準備、輸送容器、等の検討を進める。
- PCV 内部調査等に伴い採取できる可能性が想定される微量サンプルを用いて実デブリ分析を行う場合の技術課題を整理し必要な検討を行う。
- 当該プロジェクトの成果を分析・研究施設の設計・運用等に反映するため、施設整備プロジェクトと緊密な連携の下に進める。

4.3.1.3 これまでの検討から推定される燃料デブリ・FP 分布の状況

燃料デブリ取り出し工法を検討するにあたり、現在までに得られている情報や事故進展解析結果等から推定される燃料デブリ・FP 分布の状況をまとめる。

燃料デブリ・FP 分布に係る情報は、今後、関係者間で共有し、共通の現状認識に基づいて検討を進めていくとともに、適宜更新していくものである。

(1) 燃料デブリの位置の推定

表 4.3.1-1 に各号機の現在までの調査によって把握されたプラント状況及び推定される燃料デブリの位置を示す。

燃料デブリの位置は、東京電力において、事故進展解析・PCV 内部調査・現場計測結果を総合的に評価し、推定している。

表 4.3.1-1 プラント調査状況と燃料デブリ推定位置

号機	プラント調査状況	燃料デブリ位置の推定
1号機	<ul style="list-style-type: none"> ● D/W 内水位は底部から約 3m 程度 ● S/C 内水位はほぼ満水 ● サンドクッションドレン管からの漏えいを確認 ● S/C 真空破壊ラインの伸縮継手カバーからの漏えいを確認 ● 原子炉建屋 1 階南東エリアに線量率高い（数 Sv/h）箇所あり 	<ul style="list-style-type: none"> ● 燃料デブリはほぼ全量下部プレナムへ落下、炉心部にほとんど燃料残存無 ● 下部プレナムに落下した燃料デブリは大部分が D/W 底部に落下 ● RPV ベDESTAL 外側にも存在範囲が拡大（シェルアタックの可能性あり）
2号機	<ul style="list-style-type: none"> ● D/W 内水位は底部から約 30cm 程度 ● S/C 内水位は中央部付近であり、トラス室水位とほぼ同等 ● トラス室上部に漏えい痕跡なし ● RPV ベDESTAL 開口部から内部を撮影した写真により RPV 下部の構造物が確認できたため、RPV 底部の破損は大規模ではない可能性あり 	<ul style="list-style-type: none"> ● 燃料デブリの一部は下部プレナムへ落下、また、一部は D/W 底部に落下、一部は炉心部に残存（RPV ベDESTAL 外側には無い可能性あり）
3号機	<ul style="list-style-type: none"> ● D/W 内水位は底部から約 6.5m 程度（D/W と S/C の差圧より推定） ● S/C はほぼ満水 ● 主蒸気配管 D の伸縮継手周辺からの漏えいを確認 	<ul style="list-style-type: none"> ● 燃料デブリの一部は下部プレナムへ落下、また、一部は D/W 底部に落下、一部は炉心部に残存（RPV ベDESTAL 外側には無い可能性あり）

（東京電力提供資料を基に作成）

(2) 燃料デブリの量の推定

表 4.3.1-2 に各号機の事故進展解析から推定される燃料デブリの量を示す。

燃料デブリの量は、燃料及び燃料が付着している物、あるいは、燃料と混合している物を対象として重量で推定している。炉心重量（装荷したウランの重量）は 1 号機で約 69t、2、3 号機で約 94t であり、これに溶けた燃料被覆管や炉内構造物等が混合していると想定される。

表 4.3.1-2 解析による燃料デブリ量の推定

	1号機	2号機	3号機
燃料デブリ量(ton)	約 160～180	約 230～240	約 220～230

（平成 25 年度実績概要「事故進展解析の高度化による炉内状況の把握」、IRID/IAE（2014 年 5 月 29 日））

(3) 燃料デブリの性状の推定

燃料デブリの性状は、これまで実デブリのサンプリングが行われていないため、現状で得られている情報に基づいて推定されている。

図 4.3.1-2 (1/3) ～ (3/3) は、2号機について、事故進展解析によって推定された RPV/PCV 内に分布する燃料デブリに対して、TMI-2 の事例や試験を基に暫定的に性状を推定したものであり、位置ごとの燃料デブリの特徴が記載されている。

図 4.3.1-2 (1/3) 及び (2/3) は、TMI-2 の事例から推定された RPV 内に分布する燃料デブリの特徴である。RPV 上部 (A) 及び炉心支持板 (I) では溶融した燃料デブリが構造材に付着している。炉心上部では未溶融の被覆管 (B) や溶融後岩石状に固化したもの (C、D) が観測されている。炉心中央部では、溶融した燃料が固化する際速度によって性状が異なっており (E、F)、一部には燃料ペレットが原型を留めている (G)。炉心周辺部には切株状燃料が残存しており (H)、RPV 下部には溶融後再固化した岩石状の燃料デブリが存在している (J、K)。

図 4.3.1-2 (3/3) は、PCV 下部に堆積した燃料デブリの特徴である。TMI-2 では燃料デブリは RPV 内に留まっていたため、海外の研究機関で実施された試験を基に推定されたものである。床部では落下した溶融燃料はコンクリートと反応を起こし、堆積位置によって種々の性状の MCCI を生成している (L、M、N)。(O) 及び (P) は MCCI 生成物の全体外観である。

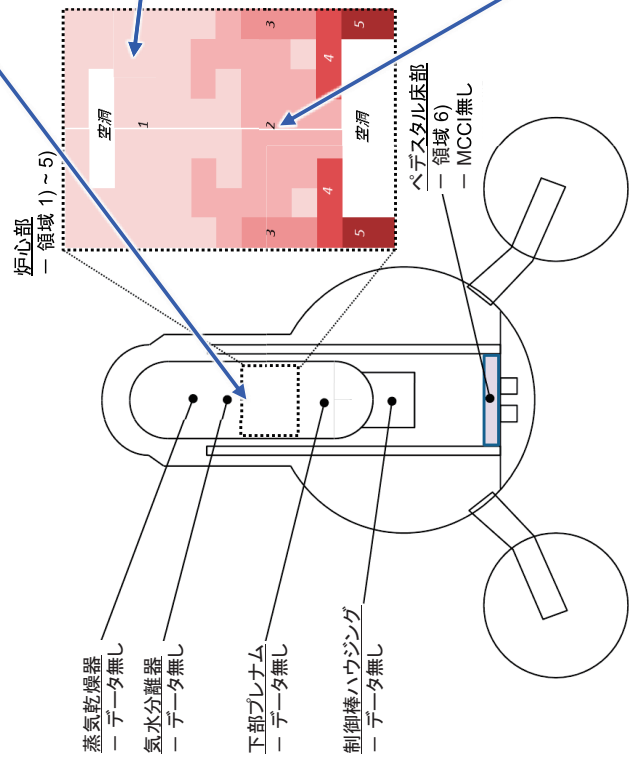
(4) FP 分布状況の推定

図 4.3.1-3 に各号機の Cs 移行量解析結果を参考として示す。

Cs 等の FP の分布状況は、事故進展解析結果を基に推定されており、不確かさがあるデータを用いており、今後のプラント調査や事故進展解析の結果等を踏まえて見直していく必要がある。

図 4.3.1-4 に燃料デブリの量・位置・性状や FP 分布の把握の今後の対応について示す。

事故進展解析コードSAMPSONの解析結果に対して、TMI-2事故事例を元に2号機の炉内状況を暫定的に仮定した。
TMI-2等の写真を暫定的に利用したもので、実際の2号機の状況とは異なる可能性がある。実際の状況は、今後炉内状況把握の進展に伴って再評価される必要がある。



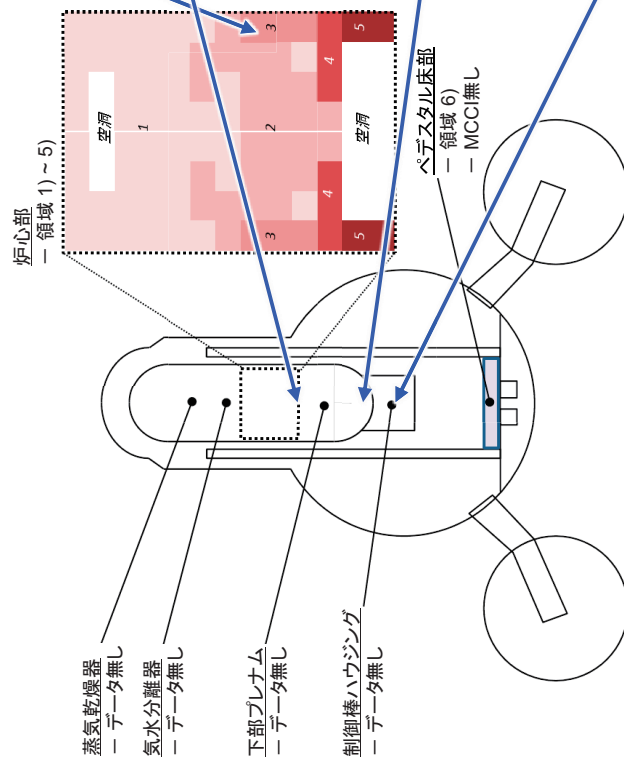
写真は、NDFが許諾を得て、以下の文献から転載
 B: Reprinted with permission from G. R. Eidam, "Core Damage" Chapter 5 of "The Three Mile Island Accident," 1986 American Chemical Society, Volume 293.
 Copyright 1986 American Chemical Society.
 D ~ G: Reprinted from R. K. McCardell, M. L. Russell, D. W. Akers and C. S. Olsen, "Summary of TMI-2 Core Sample Examinations," Nuclear Engineering and Design 118 (1990) 441-449, Copyright 1990, with permission from Elsevier.

【イメージ写真】	【特徴】
写真なし A 溶解した上部 プレナム部等	【A: プレナム周辺の構造材】 溶解もしくは破損した上部プレナム (デブリ付着) 【主な組成: SUS材、Zry-2、UO ₂ 】
写真なし B ルースデブリ C D	【写真B: 未溶解物破片】 未溶解の被覆管や燃料構造材 【主な組成: Zry-2、UO ₂ 、SUS材】 【C: 未溶解物破片、小岩石状デブリ】 未溶解破片、燃料再固化の破片、溶融体が急冷され粒状に固化したデブリ 【主な組成: Zry-2、UO ₂ 、SUS材、(U,Zr)O ₂ 】 【写真D: 小岩石状デブリ】 小さな岩石状のデブリ 【主な組成: (U,Zr)O ₂ 】
写真なし E 上部クラスト	【写真E: 上部クラスト】 溶解した燃料が、比較的早く冷却・固化したデブリ
写真なし F 溶解固化物 (溶融プール)	【写真F: 溶解固化物】 溶解した燃料が、ゆっくり固化したデブリ
写真なし G 下部クラスト	【写真G: 溶解固化物中の燃料ペレット】 燃料集合体が溶解し比較的早く冷却・固化したデブリ 【主な組成: (U,Zr)O ₂ 、(Uリッチ相/Zrリッチ相)、 ホウ化物、金属含有デブリ】 ・TMI-2では、上部クラスト(厚さ数cmの表面殻)、溶融 固化(塊)、下部クラスト(厚さ0.1m程度の殻)

図 4.3.1-2 燃料デブリ性状の推定 (1/3)

(IRID 提供)

事故進展解析コードSAMPSONの解析結果に対して、TMI-2事故事例を元に2号機の炉内状況を暫定的に仮定した。
TMI-2等の写真を暫定的に利用したもので、実際の2号機の状況とは異なる可能性がある。実際の状況は、今後炉内状況把握の進展に伴って再評価される必要がある。



[イメージ写真]		[特徴]
切り株状燃料		【写真H: 切り株状燃料*】 未溶融又は破損した燃料集合体 【主な組成: ZrV-4, UO ₂ , (UZrO ₂)】
炉心支持構造物		【写真I: 炉心支持板】 デブリが格子間を落下した炉心支持板 (デブリ付着) 【主な組成: SUS材、(UZrO ₂)】
下部ヘッドの燃料溶融固化デブリ		【写真J: 溶融固化物】 破損した溶融燃料及び制御棒等を包含した岩状デブリ 【主な組成: (UZrO ₂)】
粒状固化体		【写真K: 小岩石状デブリ】 溶融体が急冷され粒状に固化したデブリ 【主な組成: (UZrO ₂)】
CRD/CRDハウジング		【写真L: CRDハウジング及び溶融デブリの付着物】 【主な組成: (UZrO ₂ 、SUS材)】

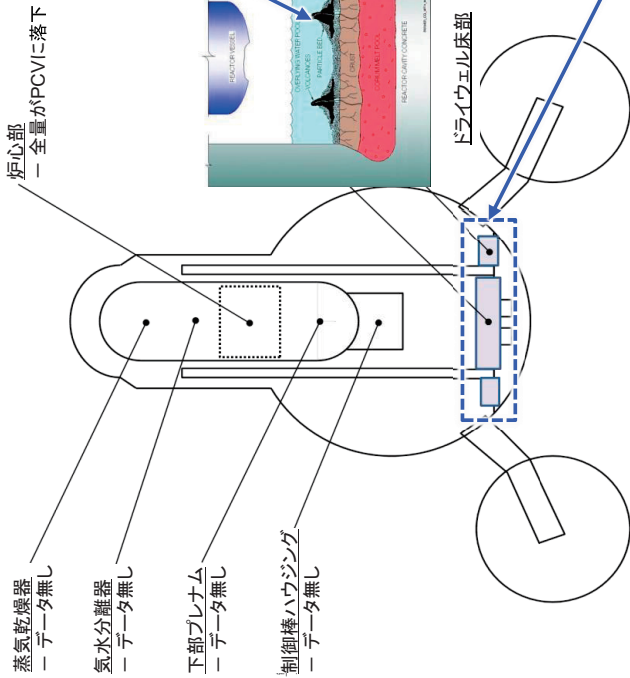
* 写真Hは実際には破損した上部プレナムであるが、切り株状燃料についても類似した形状と仮定している。

写真は、NDFが許諾を得て、以下の文献から転載
 H & K: Reprinted with permission from G. R. Eidam, "Core Damage" Chapter 5 of "The Three Mile Island Accident," 1986 American Chemical Society, Volume 293.
 Copyright 1986 American Chemical Society.
 I & J: Reprinted with permission from EPRI NP-6931 "The Cleanup of Three Mile Island Unit 2 A Technical History: 1979 to 1990," (1990).

(IRID 提供)

図 4.3.1-2 燃料デブリ性状の推定 (2/3)

事故進展解析コードMAAPの解析結果に対して、海外の大型MCCI試験を元に2号機の状況を暫定的に仮定した。
MCCI試験等の写真を暫定的に利用したもので、実際の2号機の状況とは異なる可能性がある。実際の状況は、今後炉内状況把握の進展に伴って再評価される必要がある。



写真は、NDFが許諾を得て、以下の文献から転載

L : Reprinted with permission from C. Journeau, P. Piluso, J.-F. Haquet, S. Saretta, E. Boccaccio, J.-M. Bonnet, "Oxide-Metal Corium-Concrete Interaction Test in the VULCANO Facility," Proceedings of ICAPP 2007, Nice, France, May 13-18, 2007, Paper 7328.

N & P : Reprinted with permission from Argonne National Laboratory
 Source: M. T. Farmer, S. Lomperski, D. J. Kilsdonk, and R. W. Aeschlimann, Argonne National Laboratory, S. Basu, U.S. Nuclear Regulatory Commission
 Published in: "OECD MCCI Project, 2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests: Final Report," February 28, 2006, OECD/MCCI-2005-TR05, <http://www.ipd.anl.gov/anlpubs/2011/05/69907.pdf>.

O : Reprinted with permission from M. T. Farmer, "Thermite as a Validated Option to Melt Large Corium Masses," Plinius 2 International Seminar, Marseille, France, May 16, 2014.



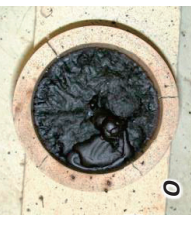

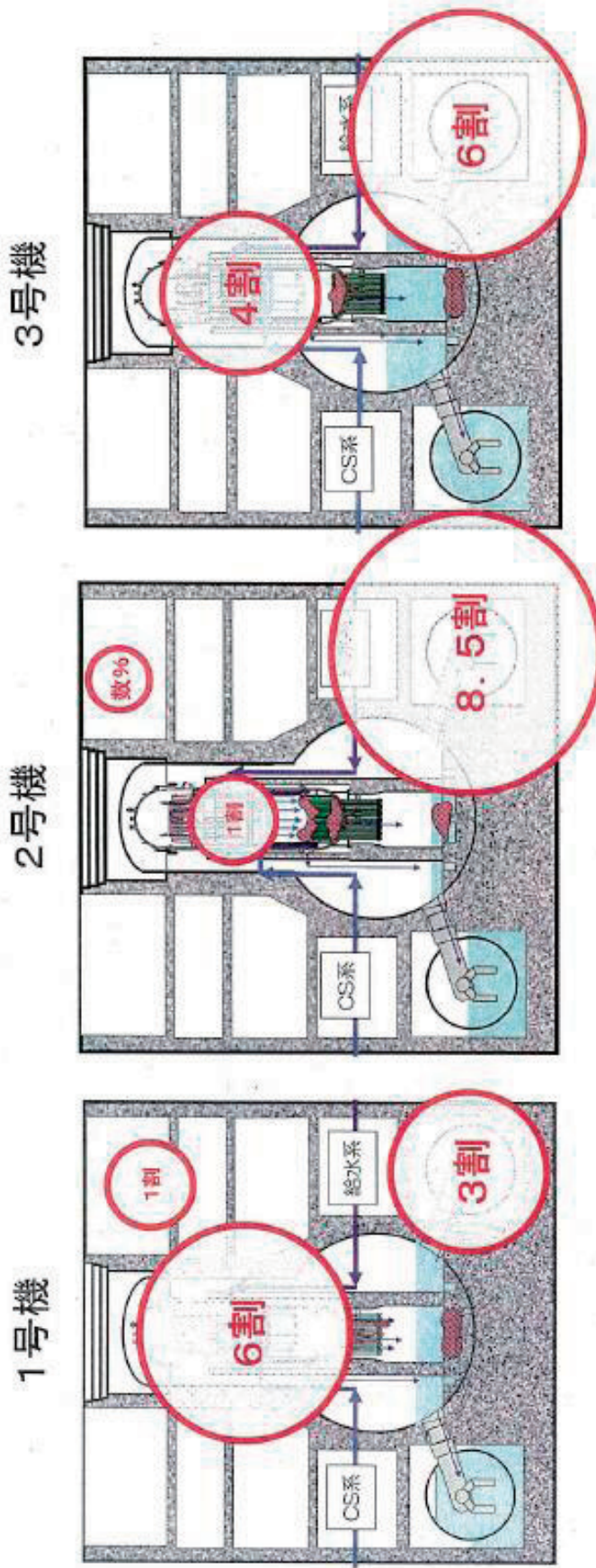
【イメージ写真】	【特徴】
 <p>火山状MCCI生成物</p>	<p>【写真L: 火山状MCCI生成物】 クラスト形成後に内部の溶融コリウムが噴出する際にできたもの(OEA VULCANO試験)</p>
<p>写真なし</p> <p>M</p> <p>微粉状MCCI生成物</p>	<p>【M: 微粉状MCCI生成物】 初期に水中に落ちたコリウムやクラスト形成後に噴出した内部の溶融コリウム(ANL CCI試験)</p>
 <p>N</p> <p>塊状MCCI生成物</p>	<p>【写真N: 塊状MCCI生成物】 内部の溶融コリウムが固まったもの(ANL CCI試験)</p>
 <p>O</p> <p>MCCI生成物 (上部外観)</p>	<p>【写真O: MCCI生成物(上部外観)】 シリカ系コンクリート試験後の全体外観(ANL CCI試験)</p>
 <p>P</p> <p>MCCI生成物 (縦断面外観)</p>	<p>【写真P: MCCI生成物(縦断面外観)】 シリカ系コンクリート試験後の全体外観(ANL CCI試験)</p> <p>【主な組成: $(U,Zr)SiO_4$, $(U,Zr)O_2$】</p>

図 4.3.1-2 燃料デブリ性状の推定 (3/3)

(IRID 提供)

Cs移行量解析結果（事故進展に伴う移行が落ち計算終了した時点での値）



- ・上記の移行量は各号機の緊急停止時のCsインベントリ全量に対する割合で示している
- ・正確にはCsは様々な化学形態を取るが、上記はCsOHの割合
- ・事故後、多くのCsが滞留水中に流出、水処理設備より回収されているが、事故後のCs移行は未考慮

注) 解析結果については、入力データも含め、不確かさがあることに留意する必要がある。

(東京電力提供)

図 4.3.1-3 Cs の分布状況の推定

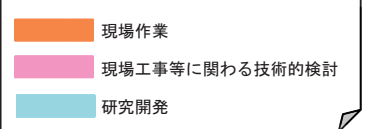
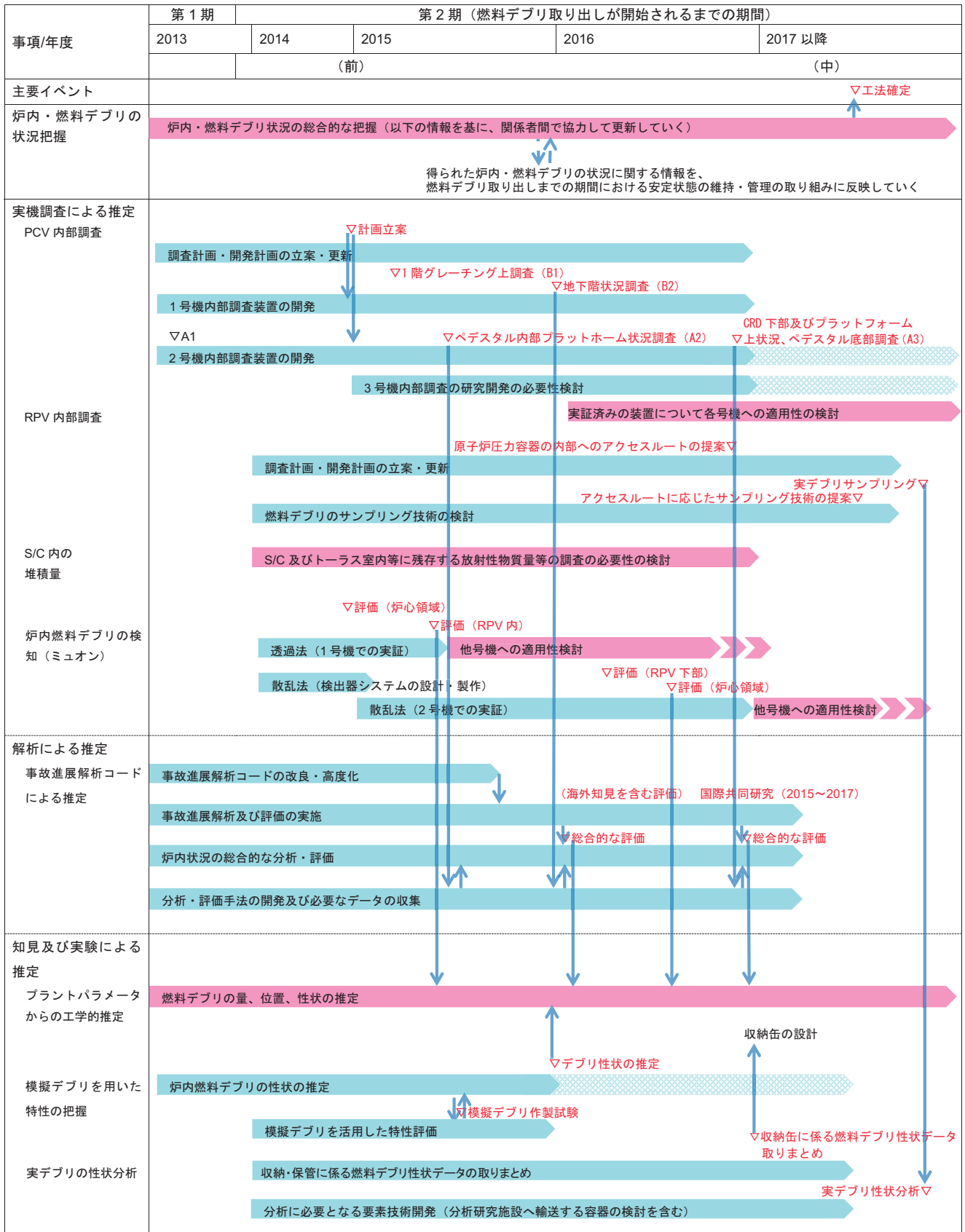


図 4.3.1-4 炉内・燃料デブリの状況把握に向けた今後の対応

4.3.2 燃料デブリ取り出し工法オプションの検討

これまで、福島第一原子力発電所の燃料デブリを取り出す方法としては、先行事例である TMI-2 での取り出し方法であり、水遮へいによる線量低減が期待される燃料デブリを水没させて取り出す工法の適用を目指して検討を進めてきている。しかし、燃料デブリを水没させるために、過酷な事故の影響を受けた PCV の上部まで水を張ることを可能にする補修等の技術は、多くの難しい開発課題を抱えており、燃料デブリ全体を水没させることが困難となる場合も想定されることから、PCV の上部まで水を張らず、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も併せて検討することが必要である。これら 2 つの工法の燃料デブリ取り出し作業のイメージを図 4.3.2-1 に示す。

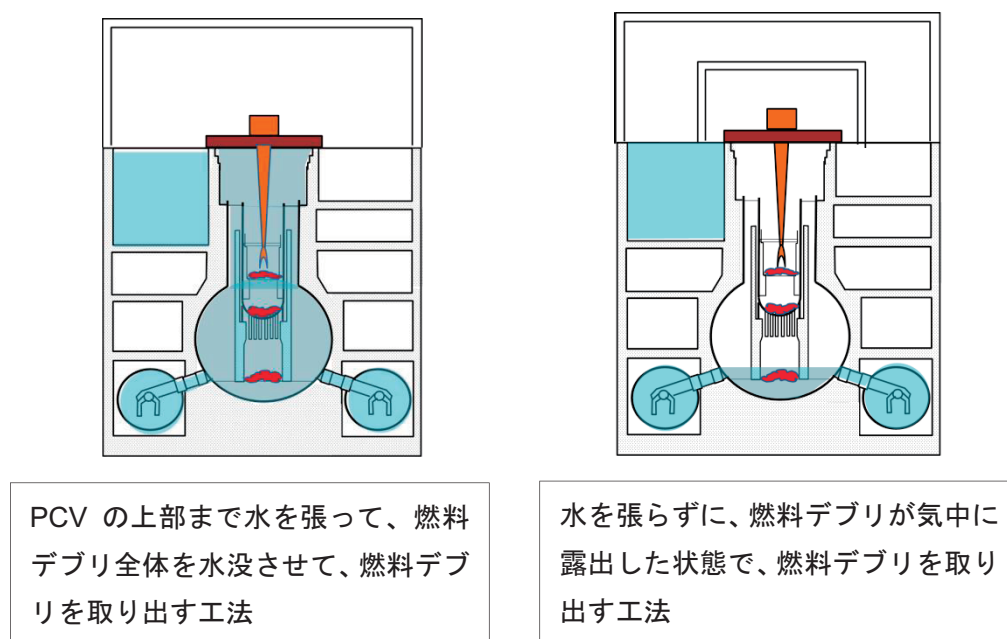


図 4.3.2-1 燃料デブリ取り出し作業のイメージ

また、燃料デブリが RPV 内に留まっていた TMI-2 に比べ、前出の表 4.3.1-1 に示すように、燃料デブリは PCV 内に広く分布しているものと推定されることから、TMI-2 で採用された燃料デブリを RPV の上部からアクセスして取り出す方法では、燃料デブリの位置によっては取り出しが困難になることも想定される。

このような状況から、各号機ごとの燃料デブリ分布状況、現場状況の違いにも対応して燃料デブリ取り出しを実現できるように、PCV の水張り水位と燃料デブリへのアクセス方向を組み合わせた燃料デブリ取り出しの工法オプションを抽出し、それらの特徴を踏まえた適用性の評価を通じて、重点的に検討を進める複数の工法オプションを選定する。

4.3.2.1 PCV 水位レベルと燃料デブリへのアクセス方向を考慮した燃料デブリ取り出しの工法オプションの検討

(1) PCV 水位レベル

PCV 水張り水位により工法の特徴が異なってくることから、工法オプションを検討するに当たり、燃料デブリ取り出し時の PCV 水位レベルに応じた工法の分類として、以下のとおり定義する。各水位レベルのイメージを、図 4.3.2-2 に示す。

- 完全冠水工法：原子炉ウェル上部までの水張りをを行う工法
- 冠水工法：燃料デブリ分布位置より上部までの水張りをを行う工法
 (補足) 現状、燃料デブリは炉心領域より上に分布がないものと想定し、炉心領域上端部以上の水位では、冠水工法と呼ぶ。
- 気中工法：燃料デブリ分布位置最上部より低いレベルまで水張りをを行う工法
 (補足) 現状、炉心領域上端部より下の水位では、気中に露出する燃料デブリが存在すると想定し、気中工法と呼ぶ。
- 完全気中工法：燃料デブリ分布全範囲を気中とし、水冷、散水を全く行わない工法

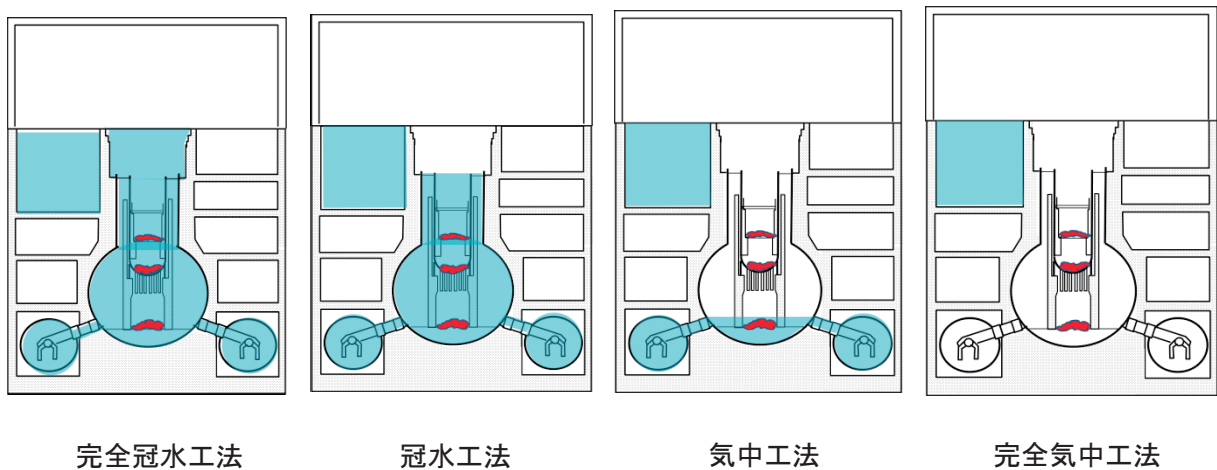


図 4.3.2-2 PCV 水位レベルに応じた工法分類

(2) 燃料デブリへのアクセス方向ごとのアクセスルートの実現性検討

燃料デブリへのアクセスする方向としては、図 4.3.2-3 に示すとおり、PCV 上部からのアクセス（上アクセス）、PCV 側面からのアクセス（横アクセス）、PCV 底部からのアクセス（下アクセス）の 3 通りが考えられる。

各アクセス方向について、そのアクセスルートの実現性は以下のとおり評価される。

a. PCV 上部からのアクセス（上アクセス）

PCV 上部からは、通常定検時の燃料交換作業のための炉心部へのアクセスルートが構造的に確保されている。ウェルシールドプラグ、PCV 上蓋、RPV 上蓋保温材、RPV 上蓋を取り外すことにより原子炉内にアクセス可能であり、蒸気乾燥器、気水分離器を取り外すことにより炉心直上の上部格子板に達し、RPV 内の燃料デブリにアクセス可能となる。ただし、これらの取り外すことになる機器は、事故時に高温環境に晒されたことにより熱変形し通常の方法では取り外せない可能性があり、このような場合には切断等を実施した上で撤去する必要がある。また、事故時に

燃料から放出された Cs 等の FP が付着し、非常に高い放射線量率となっている可能性への対応も必要になる。

b. PCV 側面からのアクセス（横アクセス）

PCV 側面には、PCV 内部に通じる機器ハッチ、CRD ハッチ他が配置されており、アクセス開口の大きさは制限もあるが、構造的に PCV 内へのアクセスルートが確保されている。PCV 内のドライウエル（以下「D/W」という。）底部の、RPV ペDESTAL 外側には PLR ポンプ、弁、配管、サポート等が、RPV ペDESTAL 内側には CRD 交換台車、操作床（グレーチング）等が設置されており、燃料デブリへのアクセス時に干渉する可能性があるが、これらを切断、撤去することにより、D/W 底部の燃料デブリにアクセス可能となる。

c. PCV 底部からのアクセス（下アクセス）

PCV 底部には、PCV 内部への構造的なアクセスルートは設定されていないため、新たに D/W 底部へのアクセスルートを構築する必要がある。

原子炉建屋外から地中を経由して D/W 底部に通じる地下アクセストンネルを構築することは理論的には可能性はあると考えられるが、その構築によりサイト内地下水管理計画に影響を及ぼすことが懸念される。また、原子炉建屋を支持する岩盤、原子炉建屋基礎及び D/W 底部シェル、D/W 底部基礎を貫通させる必要があり、原子炉建屋、D/W 底部シェル及び RPV ペDESTAL 基部の強度低下が懸念される。

D/W 底部までのアクセスルートが構築できれば、D/W 底部の燃料デブリに直接アクセスでき、機器等干渉物の撤去を要さないというメリットがあるものの、その構築には、上記のように燃料デブリ取り出しを安全、確実に進めるための重大な複数の検討課題があり、その解決には相当長期間の調査、検討等を要するものと考えられる。

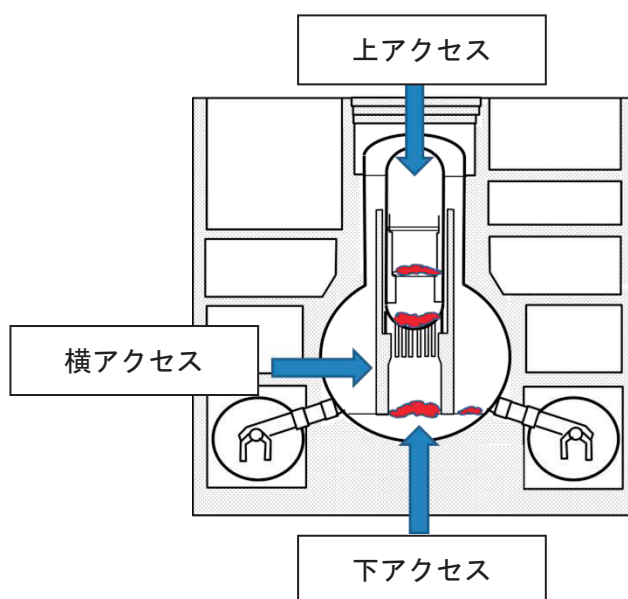


図 4.3.2-3 燃料デブリへのアクセス方向

a.~c.に示すとおり、燃料デブリへのアクセス方向として、上アクセス、横アクセス及び下アクセスがあるが、そのアクセスルート構築は、上アクセス及び横アクセスについては、既存のアクセスルートを使用又は活用できることから実現の可能性が高く、下アクセスについては新たなアクセスルートの構築が必要で、その構築には重大な複数の検討課題があり、短中期間での実現可能性は低いと判断される。

(3) PCV 水位と燃料デブリへのアクセス方向の組合せによる工法オプションの検討と絞り込み

燃料デブリを取り出すためのアクセス方向と PCV 内水位の組合せとしては、図 4.3.2-4 に示す 12 通りの組合せが考えられ、これらの組合せでの燃料デブリ取り出しの実機適用性を検討して、工法オプションを選定する。

図 4.3.2-4 中、完全冠水工法及び冠水工法については、横アクセス、下アクセスでは、アクセス開口部が PCV 水位よりも低くなることから、燃料デブリ取り出し用装置、工事機材の搬入/搬出や燃料デブリ取り出しに際してアクセス口からの水の流出を防止する大規模な水密ハッチが必要となる。完全遠隔自動が前提となり、水密ハッチを介した保守や、工事トラブルへの対応も含めて、燃料デブリ取り出しを安全、確実に進めるための検討課題が多い。横アクセスによる気中工法についても、アクセス口の位置が PCV 水位より低い場合には同様である。これらについては、実機適用に向けた重点的な検討対象とはしないものとする。

下アクセスについては、(2)c.で述べたとおり、アクセスルート構築の実現可能性が低いと判断されることから重点的な検討対象とはしないものとする。

また、完全気中工法については、燃料デブリの形状が現時点で把握できておらず、空冷による冷却性能評価が困難なことから、重点的な検討対象とはしないものとする。

なお、重点的な検討の対象外とした下アクセス工法、完全気中工法については、基礎的な検討を行っていくものとする。

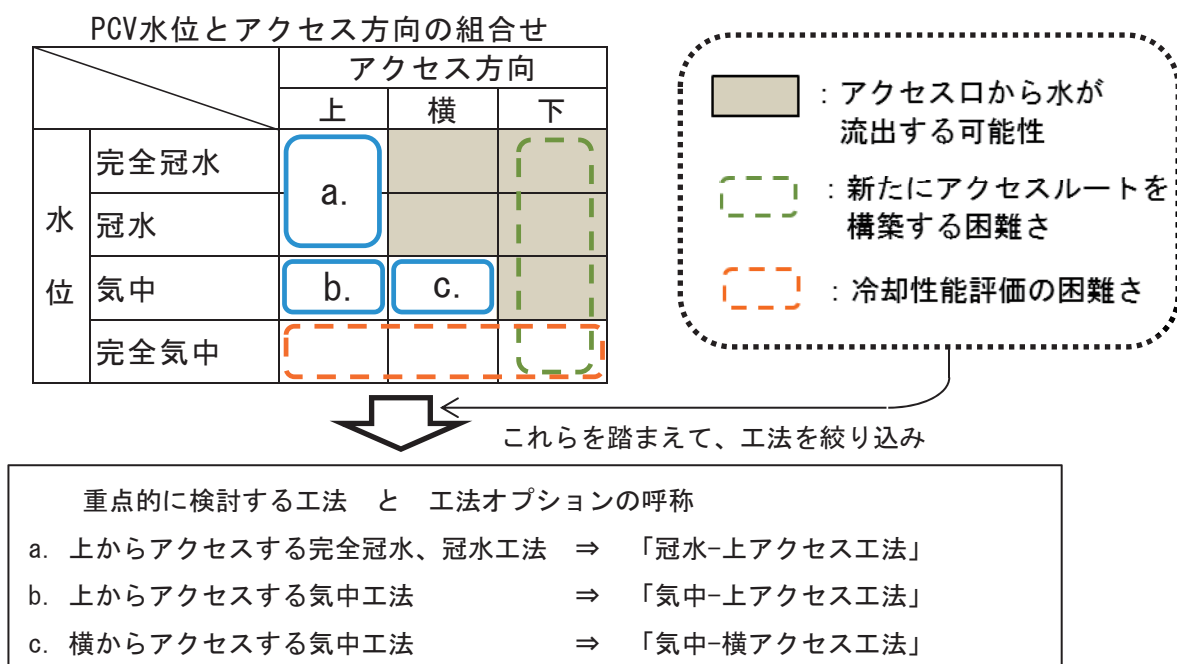
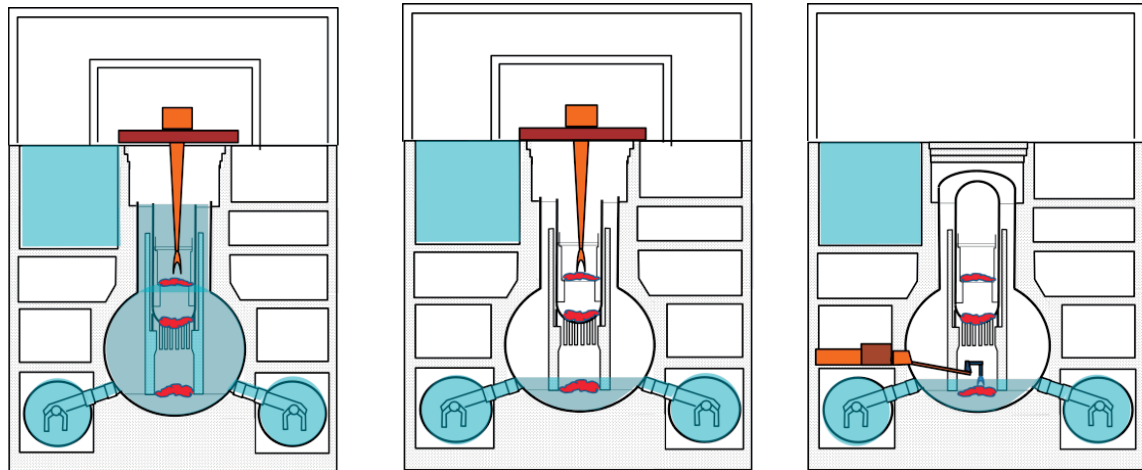


図 4.3.2-4 PCV 水位と燃料デブリへのアクセス方向の組合せによる絞り込み

上記の検討結果から、図 4.3.2-4 の下段枠内の工法に絞り込まれ、燃料デブリ取り出しの工法オプションとしては、「冠水-上アクセス工法」、「気中-上アクセス工法」及び「気中-横アクセス工法」を選定する。

図 4.3.2-5 に、これら 3 つの燃料デブリ取り出しの工法オプションの概要図を示す。



冠水-上アクセス工法

燃料デブリ上方の炉内構造物
取り出しが完了していることを
前提としたイメージ

気中-上アクセス工法

燃料デブリ上方の炉内構造物
取り出しが完了していることを
前提としたイメージ

気中-横アクセス工法

PCV内RPVペDESTAL外側の
機器、干渉物撤去が完了して
いることを前提としたイメージ

図 4.3.2-5 選定した燃料デブリ取り出しの工法オプションの概要図

4.3.2.2 工法オプション別 燃料デブリ位置ごとの燃料デブリ取り出し適合性の検討

表 4.3.1-1 に示すように、燃料デブリは、1～3号機の状態を包絡すると、RPV 内（炉心部、下部プレナム）だけではなく、D/W 底部の RPV ペDESTAL 内側、さらには RPV ペDESTAL 外側にも存在するものと推定されている。また、下部プレナムの燃料デブリの一部は CRDハウジングに流入しているものと推定される。

この燃料デブリの推定分布状況を模式的に図 4.3.2-6 に示す。

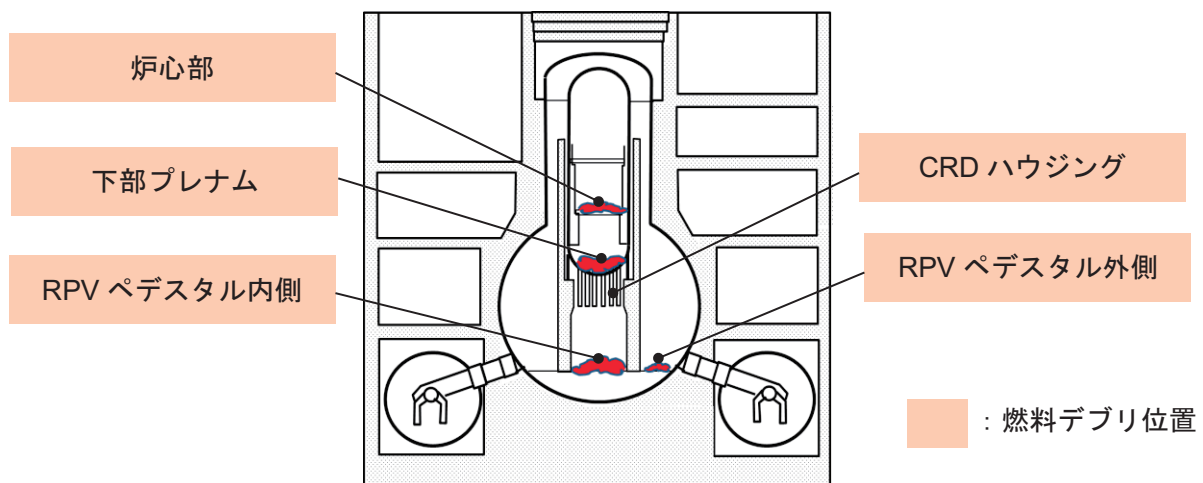


図 4.3.2-6 燃料デブリの推定分布状況の模式図

工法オプション別に、これらの燃料デブリ位置ごとの燃料デブリ取り出しの適合性を実現難度の観点から検討した内容を表 4.3.2-1 に、適合性の評価結果のまとめを表 4.3.2-2 に示す。

表 4.3.2-2 から、想定される燃料デブリの位置（RPV 内（炉心部、下部プレナム、CRD ハウジング）、RPV ペDESTAL 内側、RPV ペDESTAL 外側）がいずれの場合であっても、3つの燃料デブリ取り出し工法オプションのいずれかによって取り出しが実現可能である。各号機ごとの燃料デブリ分布状況に応じて、これらの工法オプションを組み合わせる燃料デブリ取り出しを行っていく必要があることが分かる。

表 4.3.2-1 工法オプション別 燃料デブリ位置ごとの燃料デブリ取り出しの適合性検討

燃料デブリ位置 工法オプション	RPV内		RPVペDESTアル内側	RPVペDESTアル外側
	RPV内 (炉心部、下部プレナム)	CRDハウジング		
冠水-上アクセス工法	▲	△	△	▲
気中-上アクセス工法	▲	△	△	▲
気中-横アクセス工法	▲	▲	△	△

凡例 △：実現難度低 ▲：実現難度高

・ 上部構造物（注1参照）の取り外し又は撤去は、既存技術の延長で実施可能と推定。

・ CRDハウジング内外の燃料デブリは、ハウジングと一体で取り出すことを念頭に、既存技術の延長または短期の技術開発で実施可能と推定。

・ 施工位置までは数十mと離れており、施工用のスタレージを降下させる等により施工性を向上させることが必要だが、短期の技術開発で実施可能と推定。

・ X-6ペネ等を利用して、RPVペDESTアル内側へのアクセスルートの構築は短期の技術開発で実施可能と推定。

・ RPV内の燃料デブリは、RPVペDESTアル内下部から上方20m程度あり、CRDハウジング撤去、RPV底部開口施工、RPV内燃料デブリ取り出しのためには、剛性が高く大規模な燃料デブリ取り出し装置が必要となるが、限られた開口、スペースの中で大規模な装置の設置、操作は極めて困難と推定。

・ X-6ペネ等を利用して、RPVペDESTアル内側へのアクセスルートの構築は短期の技術開発で実施可能と推定。

・ RPV内の燃料デブリは、RPVペDESTアル内側へのアクセスルートの構築は短期の技術開発で実施可能と推定。

・ 床面の燃料デブリヘアアクセスするためには必要な、干渉物（グレティング、CRD交換台車等）の撤去は、短期の技術開発で実施可能と推定。

・ PCV内に開口するペネを利用してRPVペDESTアル外側へのアクセスルートの構築は、短期の技術開発で実施可能と推定。

・ RPVペDESTアル外側には多くの機器が設置されているが、燃料デブリ位置はRPVペDESTアル入口開口付近等限定された領域と考えられ、限定された範囲の手洗機等の撤去は、短期の技術開発で実施可能と推定。

注1：ウエルシールドブラグ、PCV上蓋、RPV上蓋保温材、RPV上蓋、蒸気乾燥器、気水分離器、上部格子板

表 4.3.2-2 工法オプション別燃料デブリ位置ごとの燃料デブリ取り出しの適合性のまとめ

○：適合性大 -：適合性小

燃料デブリ 取り出し 工法オプション	燃料デブリ位置		
	RPV 内 (炉心部、下部プレナム、CRDハウジング)	RPV ペDESTAL 内側	RPV ペDESTAL 外側
冠水- 上アクセス工法	○	○	-
気中- 上アクセス工法	○	○	-
気中- 横アクセス工法	-	○	○

4.3.2.3 燃料デブリ取り出しに係る現地作業ステップの検討

重点的に検討する3つの工法オプションについて、燃料デブリ取り出しに係る現地作業ステップの現状の検討状況を、それぞれ下記の(1)~(3)に示す。これらの作業ステップは、現地の状況や今後の検討の進捗に伴って、作業ステップの順序、内容を見直すとともに、「燃料デブリ取り出し」作業自体については、それぞれの工法オプションごとに具体的な詳細作業ステップを今後検討していく必要がある。

(1) 冠水-上アクセス工法

冠水-上アクセス工法による燃料デブリ取り出しは、これまでおおむね以下に示す作業ステップ①~⑨で進めていくことが検討されてきた。作業ステップの概略図を図4.3.2-7に示す。

燃料デブリ取り出しやその準備工事を行う作業エリアとそのエリアまでのアクセスルートを除染により線量低減(①)して原子炉建屋内の作業環境を整備しながら、PCV内の状況を調査(③)するとともに、PCVの漏えい箇所の調査、補修(止水)(②、④、⑥)を段階的に行い、PCVに水を張って(⑤、⑦)燃料デブリを水没させ、RPV上蓋を開放(⑦)して炉内にアクセス、炉内状況を調査他(⑧)により把握した後に、燃料デブリ取り出し(⑨)に着手する、というのが大きな流れとなっている。

- ① 原子炉建屋内除染
- ② PCV 漏えい箇所調査
- ③ PCV 内部調査
- ④ PCV 下部補修、原子炉建屋貫通部補修
- ⑤ PCV 部分水張り
- ⑥ PCV 上部補修
- ⑦ PCV、RPV 水張り・RPV 上蓋開放
- ⑧ 炉内調査・燃料デブリサンプリング
- ⑨ 燃料デブリ取り出し

今後、⑧の炉内調査等を⑤のPCV水張り前に先行実施することにより、早期に炉内状況を把握する、⑤、⑦の段階的水張りを、⑦の時期に一度に実施する等、より安全かつ確実に燃料デブリを取り出すための、作業ステップの見直しを検討していく必要がある。

(2) 気中-上アクセス工法

気中-上アクセス工法の作業ステップは、冠水-上アクセス工法と基本的には同じと想定されるが、PCV水張りの水位が冠水-上アクセス工法よりも低くなり、PCV上部は気中となることから、④のPCV下部補修範囲、⑥のPCV上部補修仕様が異なる可能性が考えられる。更には、燃料デブリの一部が気中に露出した状態での作業となることから、冷却、遮へい、ダスト飛散防止への配慮が必要となる。

早期に炉内状況を把握する観点や、上記の PCV 水位が低いという特徴を踏まえて、安全かつ確実に燃料デブリを取り出すための、作業ステップの検討を進めていく必要がある

(3) 気中-横アクセス工法

前記(1)の①～⑥の作業ステップについては、気中-上アクセス工法と同じく、PCV 上部は気中となることから、④の PCV 下部補修範囲、⑥の PCV 上部補修仕様が異なる可能性が考えられる。PCV 水位は PCV 側面のアクセス口以下とすることから、⑦の PCV 上部への水張りは不要、⑤の部分水張りも不要となる可能性がある。PCV 側面からアクセスするため、⑦の RPV 上蓋開放は行わないが、その代わりに PCV 側面のアクセス口の設置のステップが追加される。また、取り出す燃料デブリの対象が D/W 底部であることから、⑧の炉内調査に代わって、設置した側面アクセス口等からの D/W 底部の調査のステップについて追加検討する必要がある。燃料デブリの一部が気中に露出した状態での作業となることから、冷却、遮へい、ダスト飛散防止への配慮が必要となることは、気中-上アクセス工法と同様である。

これらを踏まえて、安全かつ確実に燃料デブリを取り出すための、作業ステップの検討を進めていく必要がある。

ステップ	① 原子炉建屋内除染	② PCV漏えい箇所調査	③ PCV内部調査
イメージ			
ステップ	④ PCV下部補修 原子炉建屋貫通部補修	⑤ PCV部分水張り	⑥ PCV上部補修
イメージ			
ステップ	⑦ PCV/RPV水張り ⇒RPV上蓋開放	⑧ 炉内調査・燃料デブリサンプリング	⑨ 燃料デブリ取り出し
イメージ			

図 4.3.2-7 冠水-上アクセス工法の概略作業ステップ

4.3.3 冠水工法を前提とした取組評価と実現性の検討

4.3.3.1 概要

冠水工法による燃料デブリ取り出しの実現に必要な下記の9項目の技術要件について、それぞれ、要件を満足させるために必要な取組、その成否を判断するために必要な取組を検討し、研究開発プロジェクト等での現状の取組状況（実績、計画）を踏まえて、新たに検討すべき事項も含め今後の対応方針を取りまとめた。

また、これら9項目の実現性の評価を踏まえて、各号機への冠水工法適用性の検討の方針について取りまとめた。

- PCV・建屋の構造健全性の確保
- 臨界管理
- 冷却機能の維持
- 閉じ込め機能の構築
- 作業時被ばく低減
- 燃料デブリ取り出し機器・装置の開発
- 燃料デブリへのアクセスルートの構築
- 系統設備、エリアの構築
- 労働安全の確保

4.3.3.2 技術要件を用いた取組評価

9項目の技術要件について、それぞれ、目的、主な要求事項、現状の取組、今後の対応を以下に述べる。

4.3.3.2.1 PCV・建屋の構造健全性の確保

(1) 目的

冠水工法により燃料デブリ取り出しを安全かつ確実に実施するに当たっては、構造健全性の観点から、①原子炉建屋が、PCVの支持機能を維持すること、②PCVが現状の形状を保持して、PCV内水位を維持するとともに放射性物質の大量放出を防止すること、③RPVが現状の位置および形状を保持して冷却水供給流路を維持すること、が必要であり、地震時においても上記が成立することを評価する。

図4.3.3-1の原子炉建屋断面図に評価対象であるPCV、RPV等を示す。

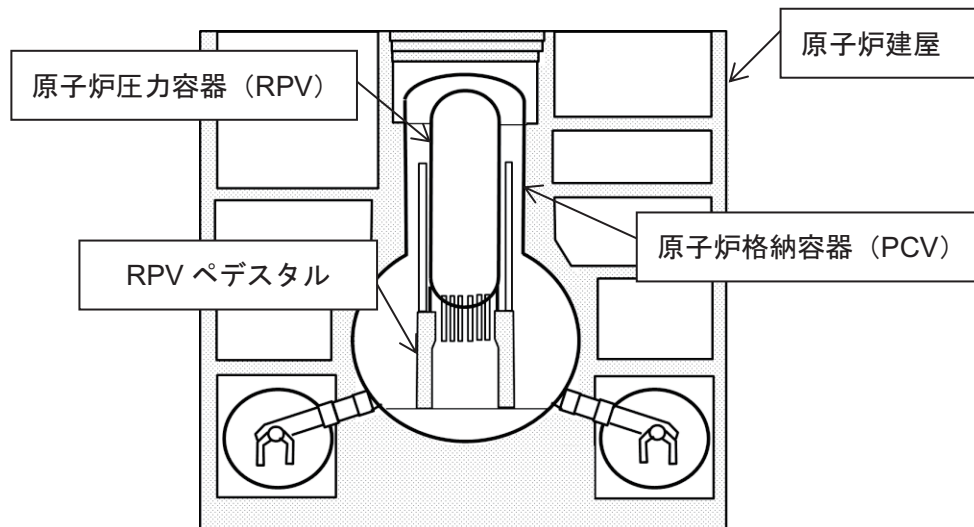


図 4.3.3-1 原子炉建屋縦断面

(2) 主な要求事項

- a. (1)①～③に示した必要機能と、万一それらが損なわれた場合の影響を踏まえて、適切な地震動、評価クライテリアを設定すること
- b. 事故による損傷、事故直後の高温環境に晒されたことによる材料劣化、海水注入による腐食を考慮するとともに、燃料デブリ取り出し完了までの更なる劣化・腐食を考慮すること
- c. 地震時の荷重として、燃料デブリ取り出し工法の計画に基づいて、燃料デブリ重量、PCV内他の冷却水重量、燃料デブリ取り出し装置・遮へい・工事機材重量等を考慮すること

(3) 現状

現状、以下に示す取組が進められている。

a. 高温環境に晒されたことによる材料劣化評価

各号機の事故後の温度計測データを基に、試験条件を設定し、高温に晒された後のPCV、RPV金属材料の強度試験データを取得している。その結果、高温に晒されたことによる各材料強度パラメータの変化は小さく、いずれも材料規格値の範囲にあることが確認されている。

b. 海水注入による塩分腐食等による腐食進展評価

各号機の事故後の計測データ等を基に、事故直後から現在、燃料デブリ取り出し時までの温度・水質（塩分濃度等）条件を推定し、温度・水質をパラメータとした PCV、RPV 材料の腐食減肉進展試験を行うとともに、これらの結果を基に、所定の時期の腐食減肉評価式を開発しているところである。また、PCV 上蓋開放後の溶存酸素増加における腐食影響試験と腐食抑制材開発にも着手している。

c. PCV、RPV の耐震評価手法の開発

各号機ごとに、今後のプラント状況を想定して、PCV 内水位、機器の腐食減肉量、建屋に付加される工事機材等の重量等をパラメータとした耐震評価のケーススタディを実施しており、各ケースは、耐震裕度の把握を目的に、通常の運転プラントの耐震評価基準を用いた参考評価がなされている。このケーススタディの結果を用いて、冠水工法の計画の進捗に応じ迅速に耐震評価が行えるよう、PCV 内水位・燃料デブリ取り出し装置/工事機材重量・機器の補修状況・機器の腐食状態等の耐震条件をパラメータとした簡易評価手法の開発を進めている。

d. RPV ペDESTALの劣化把握と耐力評価手法の開発

事故環境下でのコンクリート熱影響評価試験、鉄筋の腐食試験による材料劣化特性の把握、縮小モデルによる RPV ペDESTALの耐力試験、同試験のシミュレーション解析の比較評価による実機耐力評価手法の開発を進めている。燃料デブリによる基部侵食については、侵食程度をパラメータとした影響評価手法の開発を進めている。

e. 原子炉建屋の耐震性の確認

水素爆発で損傷した原子炉建屋については、損傷状況を反映したモデルによる耐震解析により、現状、各号機とも基準地震動 S_s に対して耐震裕度を有していることを確認している。

(4) 今後の対応

今後取り組むべき事項を以下に示す。

- a. (3)a.～d.の取組については、現計画どおり 2015 年度下半期に完了させ、PCV/RPV 耐震評価の準備を完了させる。
- b. (3)b.に関して、臨界防止のためのホウ酸注入に伴う腐食影響については、長期腐食試験（10,000 時間目標）の実施を検討する。
- c. 安全規制を念頭に、(2) a.の地震動、評価クライテリアを早期に検討する。
- d. (3)c.で開発する簡易評価手法を用いた耐震評価により、耐震裕度の程度を把握しながら冠水工法の検討を進める。最終工法案について、(2) a.の地震動、評価クライテリアを用いて詳細な耐震評価を行う。
- e. (3)d.に関して、PCV 内部調査において RPV ペDESTALの基部にまで燃料デブリが広がっていることが確認された場合を想定して、その状況を踏まえた耐震評価のために必要な事項（追加調査等）を検討する。
- f. (3)e.に示す原子炉建屋については、燃料デブリ取り出し時の燃料デブリ分布、冷却水、工事機材、遮へい、装置等の概略重量を考慮して、今後の劣化を考慮した耐震評価を行う。

4.3.3.2.2 臨界管理

(1) 目的

燃料デブリを取り出す過程においては、注水や取り出し作業等が行われる。これらの作業に伴い、燃料デブリの形状や水量が変化した場合でも、再臨界による作業員の被ばく及び環境への影響を防止する必要がある。そこで、臨界管理手法として、中性子吸収材の開発に加え、未臨界評価やモニタリング技術を開発し、確実に臨界管理を行うことができるようにする。

(2) 主な要求事項

目的を達成するためには、現状では臨界の兆候が見られていない燃料デブリが再臨界となる条件を把握し、その上で、再臨界を防止する技術や万一再臨界が発生した場合に未臨界にする技術が必要である。これらはいずれも難度が高いため、各手法や技術が成立するための要求事項を明確にし、これらを満足できるかどうかを十分に検討することが重要である。

a. 臨界評価手法

PCV 内の状況が明らかになっていない現状において臨界管理を適切に行うためには、燃料デブリの量、位置、形状及び性状を広範囲に想定するとともに、準備から燃料デブリ取り出し作業にかけて再臨界を発生させ得る誘因事象を特定し、これらの条件の下で再臨界に至る可能性を評価する必要がある。ただし、過剰な保守性は臨界管理の実現性の判断に影響を及ぼすため、合理的な保守性を定めることが重要である。また、万一、再臨界が発生した場合の影響緩和策を検討するため、FP 生成量及び被ばく線量等を精度よく評価する必要がある。

臨界評価手法が成立するために満足すべき主な要求事項としては、下記が挙げられる。

- 臨界シナリオが適切な条件で評価されていること
- 合理的な保守性の検討に必要な情報が特定され、その入手計画が立案され、実行されていること
- 再臨界発生時の影響評価の精度が検証されていること

b. 臨界近接監視手法

取り出し作業が燃料デブリの臨界性（水位、量等）に影響を与えると中性子増倍率が変化するため、この変化を監視する必要がある。また、万一、異常を検知した場合には、直ちに作業中止又は中性子吸収材投入等の対策を実施することによって、未臨界状態を維持する必要がある。

臨界近接監視手法が成立するために満足すべき主な要求事項としては、下記が挙げられる。

- 広く分布している燃料デブリの部分的な実効増倍率の上昇を確実に検出できること

c. 再臨界検知技術

燃料デブリの分布が十分に把握できていない現状では、中性子増倍率の監視は容易でなく、現時点において研究開発の途上にある。一方、いったん臨界に達すると FP 生成量や中性子及びガンマ線量が増加するため検知が容易になる。ただし、この方法では、検知するまでの時間遅れが

存在し、検知後の対策にも時間を要する。そのため、適切な対策によって作業員や公衆の被ばくを十分に抑制する必要がある。

再臨界検知技術が成立するために満足すべき主な要求事項としては、下記が挙げられる。

- 再臨界検知、被ばく線量評価、影響緩和策の組合せで安全性を確保できること
- 中性子検出の場合、広く分布している燃料デブリの部分的な再臨界を確実に検出できること
- 水位上昇や燃料デブリ取り出し作業等を慎重に実施すること

d. 臨界防止技術

冷却材に中性子吸収材を溶解又は燃料デブリ表面に中性子吸収材を吸着させることによって、燃料デブリがいかなる状態になっても臨界にならないようにする。これを達成できれば、燃料デブリ取り出し工法に対する制約を軽減することができる。

臨界防止技術が成立するために満足すべき主な要求事項としては、下記が挙げられる。

- 想定される状態の未臨界を維持するために必要な反応度が特定され、それが担保されること
- 炉内材料腐食や冷却材循環系統への影響等、設備の健全性が維持されること

(3) 現状

臨界管理に係る手法や技術の開発は、2012 年度に開始され、現在も継続中である。これまでに得られた成果を下記に整理する⁶。

a. 臨界評価手法

想定される燃料デブリ堆積位置ごとに、初期状態（燃料デブリ形状・組成、冷却状態）と燃料デブリ取り出しまでの各工程における誘因事象の組合せを想定し、臨界性のランク付けを行った。そのうち、厳しいケースについてパラメータを広範な範囲で設定し、臨界評価を行うことで、再臨界となる可能性がある条件範囲を抽出した。その結果、FP や制御棒を考慮しない場合には、再臨界となる条件範囲が見出されたが、燃料に含まれる Gd や構造材のステンレス鋼を現実的な範囲で考慮すれば、再臨界になる可能性は低いことが確認された。

また、再臨界後の中性子応答・FP 生成量を評価し被ばくの影響緩和策を立案するために、1 点炉動特性コードの熱水力モデルを改良するとともに、再臨界時の被ばく量やガンマ線による再臨界検知システムの開発に必要な FP 生成量評価モデルを開発した。さらに、切り株状燃料等の複雑な燃料デブリを取り扱うための開発項目と課題を抽出・整理した。2014 年度には 3 次元コードによる検証を実施した。

b. 臨界近接監視手法

臨界近接管理手法は、燃料デブリの流出・蓄積により臨界に至る可能性がある廃液処理設備や冷却設備を対象として開発され、2013 年度で開発を終了した。

⁶ IRID 平成 26 年度 IRID シンポジウム「燃料デブリ取り出し準備等に係る研究開発」（2014 年 7 月 18 日）

IRID 平成 25 年度実績概要「燃料デブリの臨界管理技術の開発」（2014 年 7 月 31 日）

中性子検出器、ガンマ線スペクトル検出器、ガンマ線線量計を備えた逆増倍法に基づく未臨界監視システムの概念を策定し、機器設計と試作を行い、臨界実験装置において実現性を評価した。要素試験では、高ガンマ線バックグラウンド下における中性子検出器及びガンマ線検出器の検出特性に関する基礎データを取得した。システム試験では、検出器からの信号を処理して未臨界状態の変化を識別する性能を評価し、実効増倍率 0.5~0.7 程度の未臨界状態においても臨界近接を監視できることを確認した。さらに、上記と異なる監視方法として、中性子計数率データによる炉雑音法の適用性を検討し、適用できる見込みを得た。(図 4.3.3-2)

PCV/RPV 内への適用に向けた臨界近接管理手法の開発は 2014 年度に開始した。

c. 再臨界検知技術

再臨界検知技術としては、中性子を検出する方法と短寿命 FP からのガンマ線を測定する方法について検討が行われてきた。(図 4.3.3-2)

再臨界時の PCV 内外の中性子線量分布を解析評価し、PCV 内設置を想定した中性子検出システムの概念を策定し、機器設計と試作を行い、照射試験施設において実現性を評価した。その結果、高ガンマ線照射環境下でガンマ線と弁別された中性子信号の計数率感度データを取得した。中性子検出による方法は 2013 年度で開発を終了した。

ガス処理系への設置を想定したガンマ線検出システムについて、現行の PCV ガス管理システムよりも再臨界検知の応答速度を速める改良方式の候補案を検討し、自発核分裂と中性子核分裂の FP 収率の相違に着目して最適設計を行った。その結果、現行の Xe-135 に加えて Kr-87/88 を測定する同時計数法を選出し、原理検証のための要素試験を実施しシステムの実現性を確認した。条件によっては検出限界を 10%以上改善できる見通しを得た。(図 4.3.3-3)

ガンマ線検出による再臨界検知において、検出時間は、その遅れが事象進展の緩和・終息に大きな影響を及ぼすため、被ばく量評価及び影響緩和策の構築と同等に重要である。現在、検出時間を現行の 1/10 にするという目標を設定し、さらなる検討を進めている。

d. 臨界防止技術

溶解性中性子吸収材(ホウ酸、五ホウ酸ナトリウム等)について、炉内の材料健全性(耐食性)に及ぼす影響を検討し、課題整理及び検討計画立案を実施した。また、照射試験施設を用いてホウ素及び塩素存在時の試験を行った結果、水の放射線分解による水素発生量は増加するものの想定範囲内であることを確認した。また、核種除去装置の性能へ与える影響及び中性子吸収材の分離・回収方法について、課題整理及び検討計画立案を実施した。溶解性中性子吸収材の適用に当たっては、設備の合理化や材料健全性の観点から適切な濃度を設定する必要があるため、臨界シナリオ及び腐食による PCV 健全性への影響を慎重に検討している。

非溶解性中性子吸収材及びこれを燃料デブリに吸着させるバインダを検討し、有望な候補材について試作品を作成又は調達して、密度・熱伝導率等の物性値の測定とともに高温水中への溶出特性を評価し、燃料デブリ取り出し作業に適用する上での要求項目への適合性を評価し、候補材をスクリーニングした。試験の結果、B₄C/金属焼結体、B/Gd 入ガラス材、Gd₂O₃ 粒子、セメント/Gd₂O₃ 粒子、スラリー/Gd₂O₃ 粒子が候補として選定された。(図 4.3.3-4)

(4) 今後の対応

これまでに得られている成果や現在実施中の検討を要求事項と比較し、検討が更に必要と考えられる点を抽出し、今後対応すべきこととして整理する。

a. 臨界評価手法

- 各臨界管理手法を開発する上で必要な情報を適時に取得するために、入手すべき情報及び必要な時期を具体化して、確実に入手すること

b. 臨界近接監視手法

- 再臨界の可能性のある場所を特定し、その近傍に検出器を設置する必要があるが、燃料デブリの分布が不明かつ設置場所にも制約があることから、要求事項の達成可能性を十分に検討すること
- 達成の見通しが得られない場合には、開発方針の見直しを行うこと

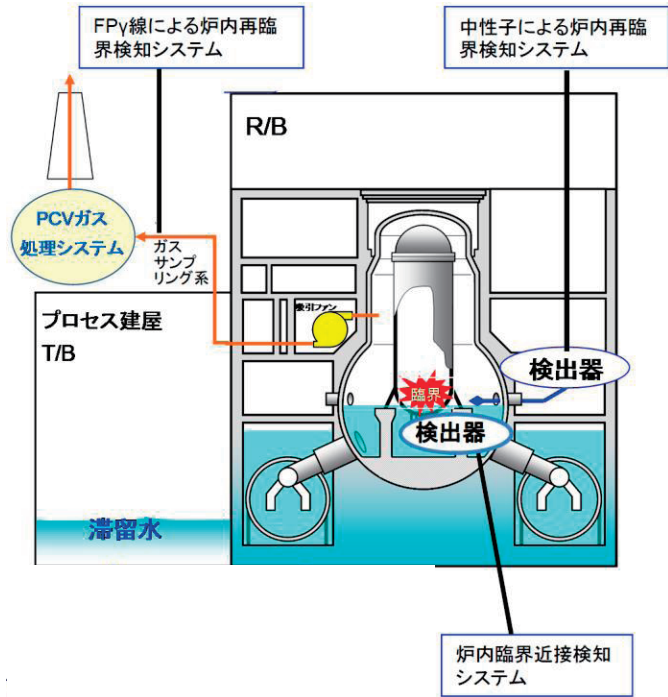
c. 再臨界検知技術

- 実機適用性の判断は、現場関係者も含めて実施することが望ましいことから、2013年度に開発を終了した中性子検出による再臨界検知技術について、現場での設置可能箇所を確認し、要求事項を達成できるかどうかを見極めること
- ガンマ線検出による再臨界検出の場合、検出時間を現行の1/10にするという目標設定を含め、安全性を確保できるための目標を再確認すること

d. 臨界防止技術

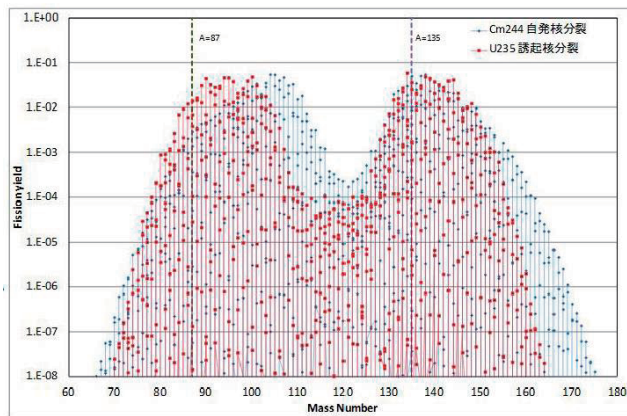
- 溶解性中性子吸収材の適用に当たって、腐食によるPCV健全性への影響の観点からホウ素濃度を検討しているが、燃料デブリの状態が不明なため、未臨界を維持するために過剰なホウ素濃度が必要となる可能性があることから、臨界シナリオ評価上の保守性を適正化するために有効な情報（切り株状燃料の有無等）を特定し、入手すること
- 他の臨界管理手法との組合せ等、ホウ素濃度を極力低減する臨界管理手法を検討すること
- 非溶解性中性子吸収材を実際に適用するため、バインダによる中性子吸収材の燃料デブリへの吸着量の確認方法及び反応度効果の定量化方法を検討すること

上記の対応は、燃料デブリ取り出しに向けてできるだけ早い時期に実施しておく必要がある。ただし、燃料デブリ取り出し以前でも水位や燃料デブリ形状に変化をもたらす可能性がある工程には臨界管理が必要であり、PCV止水後の水位上昇に向けて適用検討が必要である。この場合に適用できる技術として、溶解性中性子吸収材、ガンマ線検出による再臨界検知またはこれらの組合せが候補であり、これらについては早期の完成が必要となる。



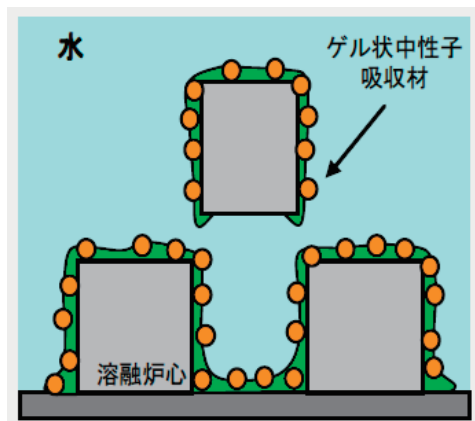
(IRID 提供)

図 4.3.3-2 臨界近接監視及び再臨界検知システム



(IRID 提供)

図 4.3.3-3 自発核分裂と中性子核分裂の収率の相違



(IRID 提供)

図 4.3.3-4 非溶解性中性子吸収材のイメージ

4.3.3.2.3 冷却機能の維持

(1) 目的

燃料デブリは、崩壊熱を発生するため、常に冷却機能を維持することが求められている。現在の循環冷却ループで RPV 底部温度、PCV 気相部温度は、約 10°C～約 35°C で安定に維持されており、冷却機能は確認されているが、今後、燃料デブリ取り出し及び建屋内の滞留水処理の完了を見据え、建屋外での汚染水の漏えいリスクを低減するために建屋内循環の達成、その後、PCV を補修するまでに PCV 循環冷却へと順次、小循環ループの実現を図る計画となっており、各段階で冷却機能を確認する必要がある。

(2) 主な要求事項

燃料デブリ取り出しに向け取組を行う期間（フェーズ）により要求事項が異なる。下記に 3 フェーズでの主な要求事項を述べる。

a. フェーズ 1：滞留水処理対策期間中の循環ループ

- 炉内を冷却し、汚染水の Cs 及び塩分等の除去が可能なこと。（図 4.3.3-5）
- 床面高さや水位が異なる各建屋の滞留水を順次処理することを可能とし、処理が完了していない建屋では、常に地下水水位 > 建屋内滞留水水位の関係を維持できる運転管理（各水位の監視と水位制御）が可能なこと。
- 非常時（冷却系停止等）の冷却対応が検討されていること。

b. フェーズ 2：PCV 補修工事期間中の循環ループ

- PCV 補修工事開始前に必要な冷却流量の循環・回収、排水が可能なこと。
- 非常時（冷却系停止等）の冷却対応が検討されていること。

c. フェーズ 3：燃料デブリ取り出し期間中の循環ループ

- 燃料デブリを取り出す際の長期運転に必要な機能を具備していること。
- 循環ループに流入する燃料デブリの切片処理について検討されていること。
- 非常時（冷却系停止、大量排水事象等）の冷却対応が検討されていること。

(3) 現状

循環注水冷却を継続することにより、1～3号機の RPV 底部温度、PCV 気相部温度は、号機や温度計の位置の違いにより異なるものの至近 1 か月において、約 10°C～約 35°C で推移している。PCV 内圧力や PCV からの放射性物質の放出量等のパラメータについて有意な変動はなく、冷却状態の異常や臨界等の兆候は確認されていない。上記より、総合的に冷温停止状態を維持しており、原子炉が安定状態にあることを確認している。（廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議（第 15 回）（2015 年 2 月 26 日分）配布資料より引用）また、原子炉への注水はバックアップとして複数系統保持することで、冷却の信頼性を向上させている。（図 4.2-6 1号機の例）

(4) 今後の対応

a. フェーズ 1：滞留水処理対策期間中の循環ループ

図 4.3.3-5 に示すように燃料デブリの冷却、滞留水中の Cs 及び塩分等の除去を可能にするとともに、建屋内滞留水水位、地下水水位、陸側遮水壁運用時期、サブドレンでの地下水の汲み上げ状況を考慮し、常に地下水水位 > 建屋内滞留水水位の関係性を維持することで屋外への汚染水の漏えいを防止する。そのためにはきめ細かい運転管理（各水位の監視と水位制御）の検討を建屋内循環ループの構築に向け進めていく。

b. フェーズ 2：PCV 補修工事期間中の循環ループ

PCV 補修後の漏えい量、漏えい箇所の想定によりトラス室等からの回収流量、循環流量、排水流量等の検討を行い、循環ループの設計を進める必要がある。そのためには PCV 補修プロジェクトより止水の実力値（許容漏えい量）を把握するとともに循環のための取水箇所、取水ラインの構築方法等を含め検討し、PCV 補修工事開始前に補修箇所の前段で回収、排水、循環冷却可能なシステムの構築に向け進めていく。

c. フェーズ 3：燃料デブリ取り出し期間中の循環ループ

燃料デブリを冠水状態で取り出すのに必要な機能を持たせた循環ループを構築する必要がある。PCV 補修後の漏えい量、漏えい箇所の想定をした漏えい水回収システムの検討とともに冷却、臨界防止、放射能除去、にぎり抑制、水質管理、水位制御、大量排水、監視、インターロック等のエンジニアリング、研究開発、規制対応等を燃料デブリ取り出しに向け進めていく。

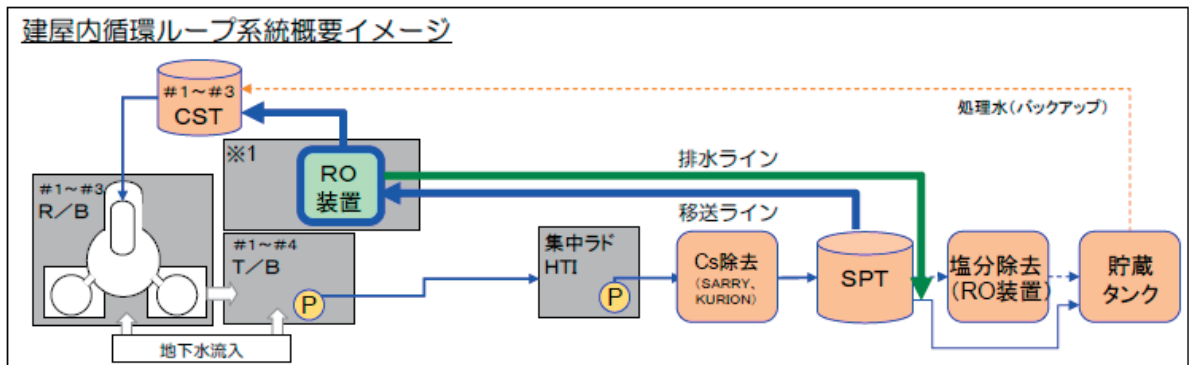


図 4.3.3-5 フェーズ 1：滞留水処理期間中の循環ループ

(東京電力提供)

4.3.3.2.4 閉じ込め機能の構築

(1) 目的

放射線の遮へい効果、ダストの飛散防止効果に鑑みると、作業員や周辺環境への影響低減のためにも、PCV を可能な限り止水し、水位を上昇させることが期待される。これに向け、汚染水の漏えい箇所の調査技術及び補修技術の開発を進め、PCV 止水の実現を図る。

(2) 主な要求事項

PCV 冠水時に満足すべき主な要求事項として、下記が挙げられる。

- 燃料デブリ取り出しに係る工事期間を含め、工事の安全性確保や規制対応の観点から、余裕度を持って長期に安定した止水性能を確保すること
- PCV を冠水させた場合の水圧に十分耐えるとともに、地震時においても PCV 支持構造物も含め PCV の健全性を確保すること
- PCV の補修工事後の検査方法、漏えいが生じた場合の補修方法及び汚染拡大防止等のリスク対策を確立しておくこと

(3) 現状

上記の要求事項は現在及び今後の開発技術で PCV 上部まで冠水が可能と確認される場合（図 4.3.3-6）の条件であるが、これまでの調査から PCV 破損の可能性（1号機）や PCV に接続している配管の接合部等での損傷の可能性が考えられる。また、極めて高線量な箇所へのアクセス性から、全ての漏えい箇所の特定や漏えい箇所を全て溶接等により本格的に補修することは難しいと現状判断されるが、線量低減や干渉物撤去により作業員が接近できる箇所は溶接等のより確実な補修方法で、そうでない箇所は遠隔での工法検討を進め、小循環ループによる循環冷却が安定的に可能となるような止水の実現可能性を検討している所である。（図 4.3.3-7 に止水を含む補修対象の概要を示す。）

a. PCV の損傷箇所の調査

- i) PCV の漏えい箇所の特定のため、PCV 下部（トラス室）の調査は、開発技術である調査ロボットにより調査を実施中であり、これまでの主な調査結果を下記に示す。

- 1号機

DW 水位が底面から約 3.0m と推定されており、サンドクッションドレン管及び真空破壊ライン伸縮継手カバーからの漏えいが確認されている。シェルアタックによる PCV 破損の可能性がある（水頭圧から損傷による開口面積はそれ程大きくないと推定）。（図 4.3.3-8）シェルアタックが生じている場合は補修が困難となる可能性がある。

- 2号機

DW 水位が底面から約 0.3m と低く比較的流路抵抗の小さい漏えい箇所が存在すると思われるが、現状は未発見。（図 4.3.3-9）

- 3号機

D/W 水位が底面から約 6.5m と推定されており、PCV 下部に損傷箇所があるとしても水頭圧から推定する損傷による開口面積はそれ程大きくないと評価される。主蒸気配管の伸縮継手部からの漏えいを確認。(図 4.3.3-10)

PCV 上部の損傷箇所の調査は、これまでの所限られており、現在、調査技術を開発中であるが、原子炉ウエル満水のためには原子炉ウエル周り（バルクヘッド）や機器貯蔵プールなどの調査等が必要である。

b. PCV 下部の補修技術開発

PCV 下部の補修を、下記の 2 段構えで実現できる研究開発を実施中である。

- ベント管中に閉止補助剤（エアバック状のインフレイタブルシール）で仮補修した後グラウト材の充填により補修を行う
- S/C をダウンカマー吹き出し口上部までグラウト材で充填する

また、1号機の固有設備である真空破壊ラインの漏えい箇所についてもパッカーを挿入し仮補修した後グラウト材注入により補修する方法と、一对のバルーンの間にシリコン系材を充てんして補修する方法について検討を進める計画である。

これまでのベント管補修縮小試験では、閉止補助剤（インフレイタブルシール）が管内で十分展開できず隙間が生じるケースや水圧が大きくなるとベント管の膨張によりグラウト材の付着が切れて水みちが形成されることもあった。したがって、今後の計画では、冷却水の流水条件を緩和できる技術を導入しダウンカマー止水を先行する等により止水性能の向上を図る検討を進め、補修対象（ダウンカマー部など）の近傍のみをモデル化した 1/2 スケール要素試験や 1/1 スケール要素試験で技術的な適用性を確認し、さらに、建屋 1 階床や地下外壁などの境界部分も含めた S/C（ベント管及びダウンカマー部等を含む）及び S/C 脚部をおおむね忠実にモデル化（S/C 全体の 1/8 をモデル化）した実規模試験で遠隔装置を用いた補修施工性も含めた開発技術の検証を行う計画である。

c. PCV 上部の補修技術開発

PCV 上部の補修技術として、下記の技術開発が進められている。

i) PCV 上部貫通部（解放部配管ベローズ部）の補修

遠隔作業により非セメント系材料（発泡ウレタン）で仮補修し、その後、セメント系材料で補修する。グリースや錆等がある場合は、発泡ウレタンの付着が弱くなり水圧に耐えられなくなることが課題。線量低減や干渉物撤去により、作業員が接近できる箇所は溶接等のより確実な補修方法で、そうでない箇所は遠隔での工法検討を進める計画である。

ii) 機器ハッチの補修

これまで、想定されるガスケット部からの漏えいを防止する工法として、コンクリート遮へい体に穴あけを実施し、そこから補修材（セメント系材料）を注入・充填して補修し発泡ウレタンで目止めを実施する計画が進められてきたが、より確実な補修方法として、機器ハッチのシール部を遮へい体に開けた孔から遠隔で溶接する工法の検討を進める計画である。

iii) 小部屋内ベローズ及び電気ペネ等の補修

小部屋に吹き付けモルタルで堰を構築した後、流動性の高いセメント系材料でベローズや電気ペネを補修する計画である。補修材の耐圧試験では水圧による破壊や目視可能な漏えいは無かったものの、漏えい箇所付近にひび割れが発生し、ひび割れを通じて補修材内部への水

の浸透が確認されている。これらの課題解決をはかりながら、小部屋内に進入可能で作業員が接近できる箇所は溶接等のより確実な補修方法で、そうでない場合は遠隔での工法検討を進める計画である。

以上のように、PCV 上部の補修技術の開発は、これまでの成果を踏まえた上で、溶接等のより確実な補修方法の適用拡大等の止水性能改善の検討を行い、技術開発を継続する計画である。

d. S/C 支持構造物の補強

これまでの PCV 健全性評価における耐震性評価結果から、S/C 支持構造物であるコラムサポート及び耐震サポートの補強が必要と評価されており、S/C 支持構造物全体を補強するためトラス室にモルタル充填をする計画となっている。

これまでの実験結果によれば S/C 支持構造物全体へのモルタル充填性のある程度の見通しが得られており、今後、より詳細な検討を実施した上で実規模試験により検証を行う計画である。

(4) 今後の対応

PCV の調査及び補修に関するこれまでの取組から課題と考えられる項目を抽出し、できる限り早期にその見通しを得る上で、対応を強化していくべき点について下記に示す。

a. PCV の損傷箇所の想定の妥当性の確認

PCV の損傷箇所の想定において、PCV 上部では多数の貫通配管があるが高線量下でのアクセス性から調査が難しく、現在の研究では、地震及び事故時の応力・温度・圧力状態等から漏えいリスクの高い箇所を想定し、その箇所の補修技術の開発が進められている。今後の検討では、漏えい箇所の想定妥当性を再検討するとともに、必要に応じ、調査も含めた漏えい箇所の確認に関わる検討を実施し、補修の見通しを得る必要がある。

b. PCV 補修の実力の見極め（水位レベル及び漏えい管理の方法の検討）

PCV 補修技術においてはできる限り溶接等の確実な補修の適用を拡大するなど止水性能の確保を目指しているが、高線量の箇所へのアクセス性の難しさから遠隔装置でのグラウト材注入で補修する箇所も想定され、その際は漏えいが生じる可能性がある。今後の実験や現場の状況を反映し、冠水時の PCV の通常時及び地震時の健全性の確認はもとより、補修部の止水性能の実力を見極め PCV 内でどこまで水位レベルを上げられるのかを検討するとともに、その際の漏えい管理の方法も合わせて検討する必要がある。

さらに、現場施工における補修性能の再現性や長期健全性を含め PCV 補修の実力の見通しを得る必要がある。

c. PCV 補修部の性能を確認する試験方法や漏えい等の監視方法及び漏えいに対するリスク対策（汚染拡大防止及び汚染水回収システム）の策定

PCV 補修部の性能を確認する試験方法、漏えい等の監視方法についても検討を加速する必要がある。また、冠水した水の汚染状況の調査と浄化の必要性の検討も実施する必要がある。更に、冠水時に、上部からの漏えいがあった場合、配管を通じた汚染拡大のリスクや地震時に漏えいのリスクがあり、そのリスク対策（汚染拡大防止及び汚染水回収システム等）を検討し見通しを得る必要がある。また、リスク対応も含め漏えい量にマージンを考慮する等回収システムに対する要求事項を明確化する必要がある。

d. 建屋外への汚染水漏えいリスクの抑制対策

汚染水が PCV 下部から漏えいするリスクを想定した場合にはトラス室をバッファに使用する案も検討されている。その場合、原子炉建屋外に汚染水が漏えいすることによるリスクを抑制するため、地下水位とトラス室水位の水位差の制御（地下水位＞建屋水位）により汚染水の流出を防止する対策とともに、滞留汚染水を可能な限り浄化することや建屋内の滞留汚染水の除去、原子炉建屋地下外壁の貫通孔周りをできる限り止水する等のリスク抑制対策の具体化を順次進めていく必要がある。建屋間の貫通孔の止水要素技術の開発が、現在、進められているが、新たな効果的な止水技術の可能性や開発の必要性についても検討を行う必要がある。

e. 補修材等の放射線劣化及び崩壊熱の影響の評価

S/C 等における放射性物質の堆積状況の調査を行い、補修材等の放射線劣化及び崩壊熱の影響について見通しを得る必要がある。

PCV冠水工法概要図

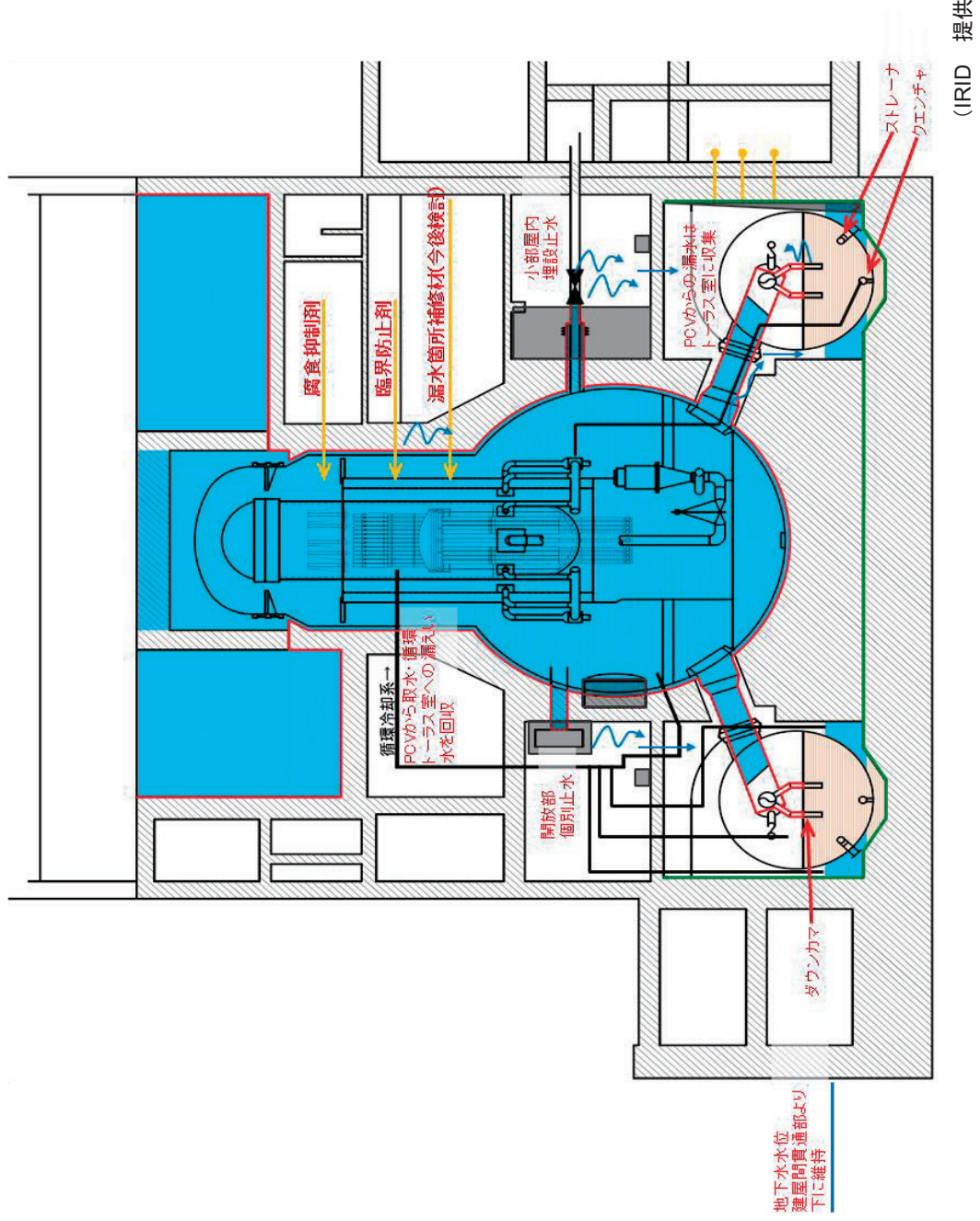
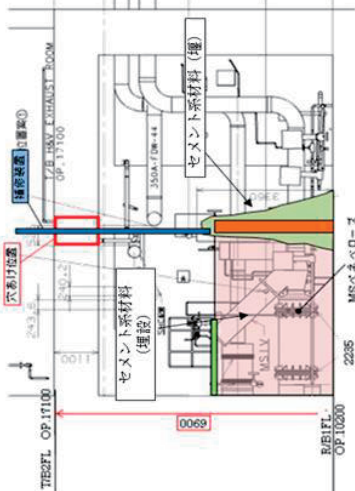


図 4.3.3-6 PCV 冠水工法概念図

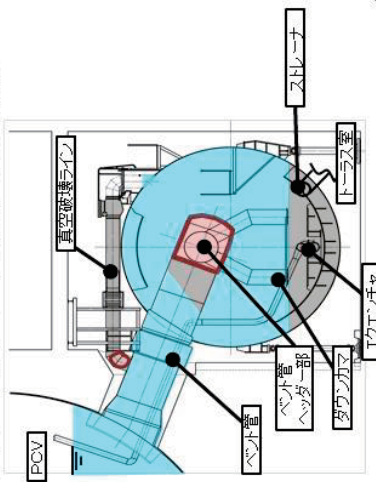
① 貫通部の止水工法(小部屋内)

線量低減等によりアクセス可能な箇所は溶接等により補修し、アクセスが難しい箇所は下図のように小部屋内をセメント系材料で埋設することで止水を行う。



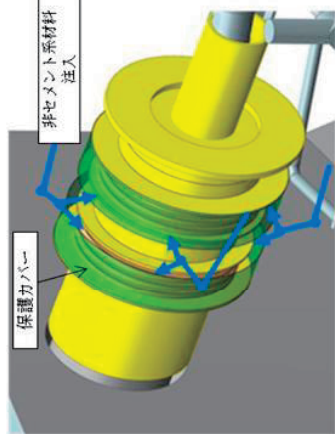
③ PCV下部止水工法

PCV下部の真空破壊ライン、ベント管、ダウンカマ、エンチャ、ストレーチは、セメント系材料で止水を行う。



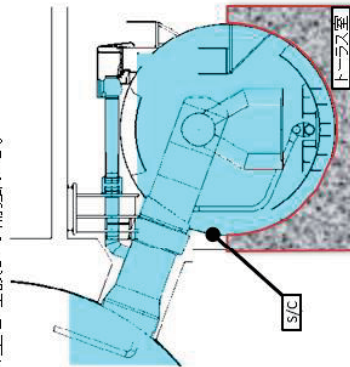
② 貫通部の止水工法(開放部)

開放部に設置されている貫通部については、線量低減等によりアクセス可能な箇所は溶接等により補修し、アクセスが難しい箇所は下図のようなグラウト注入等で遠隔で補修する。



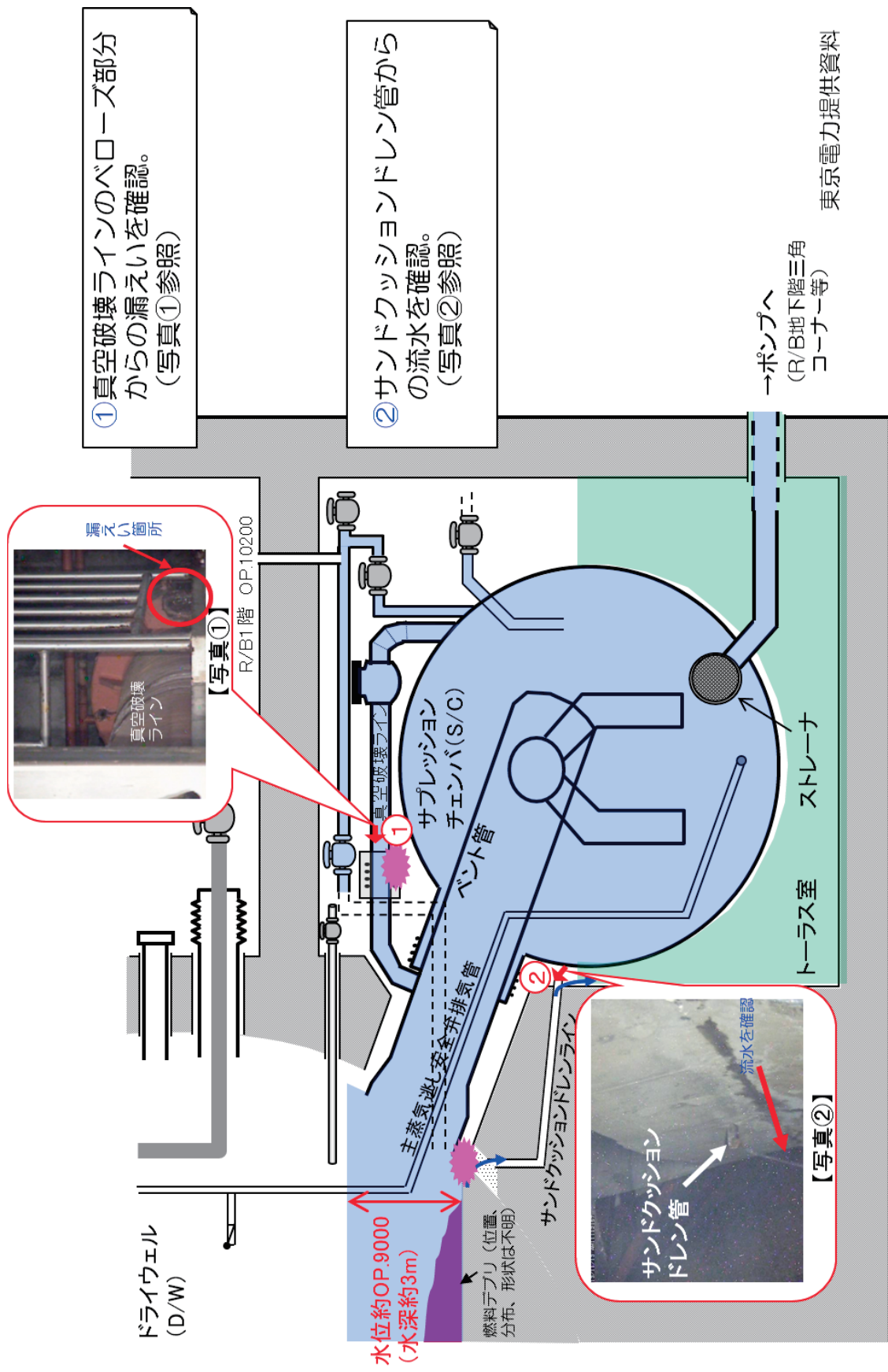
④ サプレッションチャンバー(S/C)補強

ベント管、ダウンカマをセメント系材料で止水するためには、S/Cを補強する必要があり、セメント系材料でトラス室を埋設して補強する。



(IRID 提供資料に加筆・修正)

図 4.3.3-7 PCV 止水・補強対象の概要

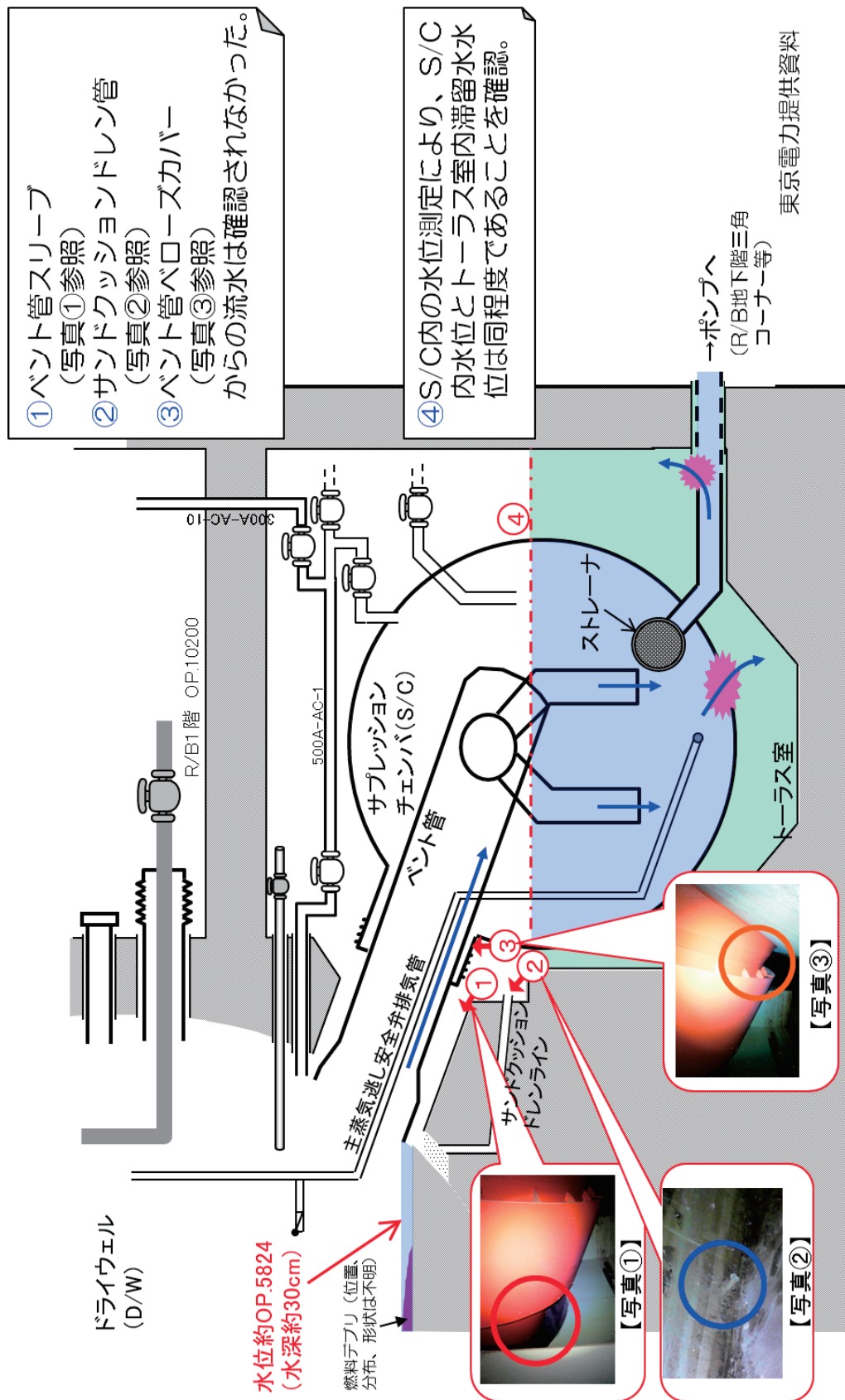


①真空破壊ラインのベローズ部分からの漏えいを確認。
(写真①参照)

②サンドクッションドレン管からの流水を確認。
(写真②参照)

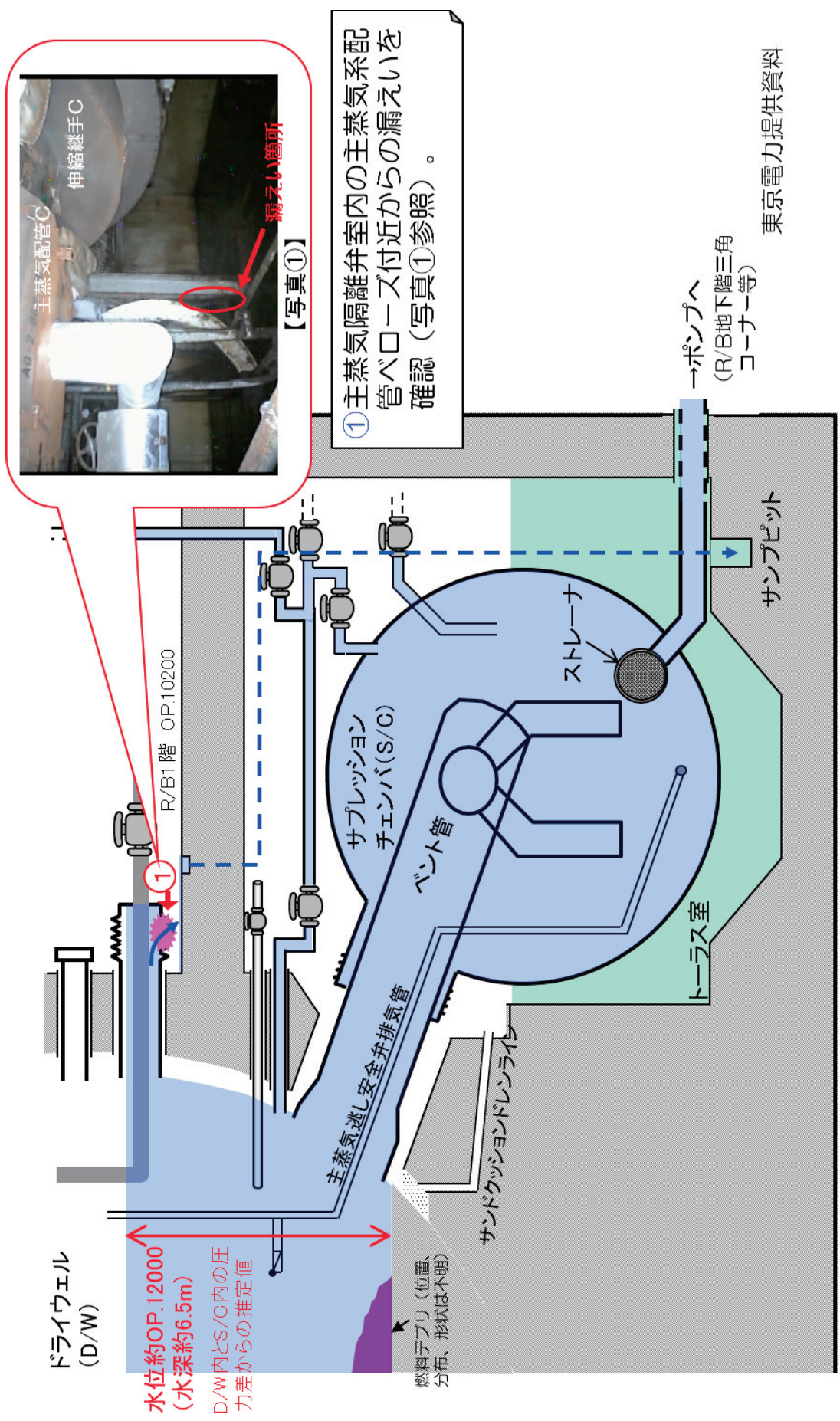
(出典：IRID 平成26年度シンポジウム資料、H26年7月18日)

図 4.3.3-8 1号機現状のイメージ



(出典：IRID 平成 26 年度シンポジウム資料、H26 年 7 月 18 日)

図 4.3.3-9 2号機現状のイメージ



(出典：IRID 平成26年度シンポジウム資料、H26年7月18日)

図 4.3.3-10 3号機現状のイメージ

4.3.3.2.5 作業時の被ばく低減

(1) 目的

作業時の被ばく低減としては、下記の2つがある。

- a. 作業エリア・アクセス経路の除染及び線源の遮へい・撤去等を考慮した遠隔技術を開発しPCV調査・補修、燃料デブリ取り出し準備作業時の作業員の被ばくを低減すること。
- b. PCV内部の水張りによる水遮へい、ダスト発生量等を評価し、燃料デブリ取り出し作業時の炉内構造物や燃料デブリ等に起因する作業員の被ばく、及び敷地境界の放射線量を低減すること。

(2) 主な要求事項

作業時の被ばく低減に関する主な要求事項は下記のとおりである。

- a. RPV/PCV内部を調査し、燃料デブリ取り出しに向けた必要情報を収集する。
- b. 現場状況を調査し、1,2,3号機の汚染状況や瓦礫散乱状況を把握する。
- c. 状況を把握した上で、総合的線量低減計画を立てる。その一部として作業エリアの目標線量率を設定する。目標線量率は、作業を行う場所の線量率低減対策前の線量率、作業員の一日当たりの被ばく線量上限値、及び50mSv/年(100mSv/5年)を踏まえ、作業工法、作業日数、作業時間、作業員の人数を基に検討し決定する。
- d. 敷地境界における線量限度を超えないこと。
- e. 遠隔除染技術を開発し、安全確保につとめる。

(3) 現状

- a. PCV内部について
 - 燃料デブリ取り出し時に、炉内構造物や燃料デブリから起因する線量について、オペフロ上での水遮へいの効果やセルの必要な遮へい厚さ等について簡易的な評価を行っている(図4.3.3-14)
- b. 現場状況について
 - ・ 汚染状況調査については1、2号機の1~3階及び3号機の1階は完了している。ただし、調査装置アクセス不能等による未調査部は残っている。3号機の2、3階はガレキ散乱のため未実施である
 - ・ 除染作業については各号機共1階床面近傍の線量低減作業(除染等)を実施中、高所は未実施である。2、3階はPCV調査・補修箇所の検討に併せて線量低減作業実施エリアを選定中である
 - ・ オペフロの除染については、3号機において2013年10月より着手したが、十分な効果が得られず2014年11月に追加除染・遮へい策を策定した。これにより有人作業が可能な空間線量率達成の見込みである
- c. 総合的線量低減計画について
 - ・ 汚染状況調査結果を基に線源寄与の推定、除染、遮へい、撤去によるそれぞれの線量低減効果の評価及び低減対策の検討を行い、2014年末に完了済である

ただし、この検討を通じて天井近傍に設置されたダクトや配管等の構造物からの線源寄与の割合が大きいと推測されたが、これらの構造物の汚染が内部にあるのかどうか、あるいは内部に存在する可能性がある気体や液体の種類等に関する情報が不足している。

d. 遠隔除染技術の開発について

- 地下階（汚染水滞留部）：除染シナリオ及び除染装置開発の必要性を検討中である
- 建屋1階低所（2m以下）：2013年度に実証試験完了済であるが効果は限定的（図4.3.3-11）
- 建屋1階高所（2m以上）：2014年度に実証試験完了予定である（図4.3.3-12）
- 建屋上部階2、3階低所：2015年度に実証試験完了予定である（図4.3.3-13）
- 遠隔遮へい体設置：実証試験完了し、実用化の見通しを得ている

(4) 今後の対応

a. PCV内部について

- 炉内構造物や燃料デブリから起因する線量の評価については、今後のRPV/PCV内部調査の結果等により更に精度を上げ、作業員被ばく、敷地境界の放射線量の低減のため、水の遮へい効果を考慮したセルの必要な遮へい厚さ等を特定していく必要がある。
- ダストにおいてはCs吸着メカニズムや内部調査によるCs付着量の把握。また、デブリ切断時におけるダスト発生量を把握し、建屋の負圧管理や空調フィルタ設計等へ反映していく必要がある。

b. 現場状況について

- 線量低減を進めていく上で、作業場所の状況や作業内容に応じて遠隔操作とするのか、又は作業員が直接作業を行うのかについて合理的な判断を行う。一方、採用される燃料デブリ取り出し工法によっては除染対象範囲が変わることも考慮する必要があり、現状の不確実な炉内状況と今後のデブリ取り出し工法検討の進捗を踏まえ、優先すべき線量低減範囲を見定めながら線量低減作業を進めていく必要がある。
- 複数年に対する被ばく線量限度を超えず、持続可能な放射線環境整備の為には、法令で定められた被ばく線量限度より低く設定した目標線量（線量拘束値）に基づき、作業時間、作業日数等を勘案した作業エリアの目標線量率を設定し、除染や遮へい等を行うことにより目標線量率を達成する必要がある。
- 既存の除染技術や遮へい技術の情報は適宜更新しデータベース化する必要がある。

c. 総合的線量低減計画について

- 小部屋等、調査装置が寄り付けず、十分な調査が行われていない箇所については、アクセス方法、装置改良等を検討し汚染状況データを取得する必要がある。
- 除染計画を効果的に行う為には、線源寄与の割合が大きい天井近傍に設置されているケーブルトレイ・配管・ダクト等の構造物からの線量率やダクト等の内部の汚染状況を明確にする必要がある。
- オペフロの除染については、先行している3号機において、床面から寄与している線量の低減の見通しと実際の除染効果のデータを評価し、他号機の除染計画へ反映する必要がある。

d. 遠隔除染技術について

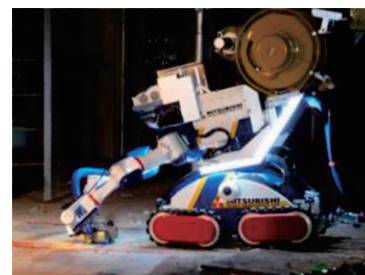
- (3)現状で挙げた d.遠隔除染技術の開発のうち、上部階除染装置開発については現行の開発計画を継続して進めていく。



ドライアイスプラスト

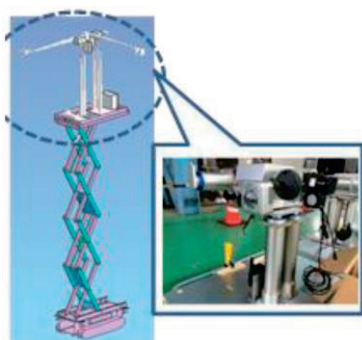


高圧水

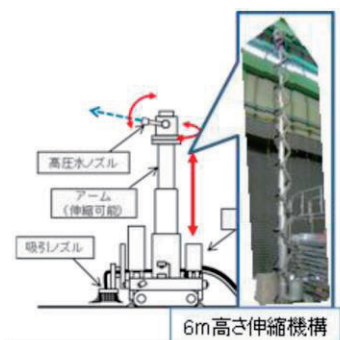


吸引・プラスト

図 4.3.3-11 低所用除染装置 (IRID 提供)



ドライアイスプラスト



高圧水



吸引・プラスト

図 4.3.3-12 高所用除染装置 (IRID 提供)

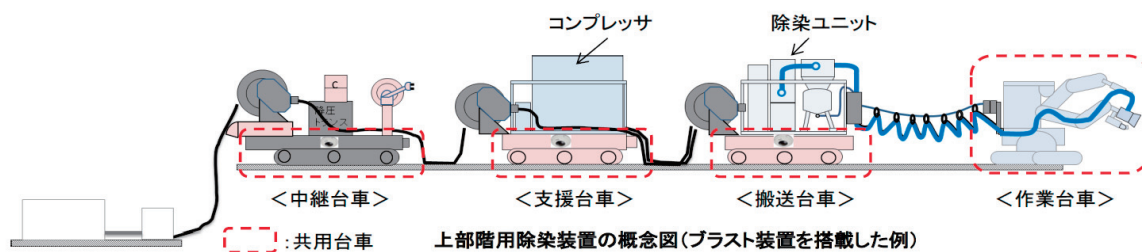
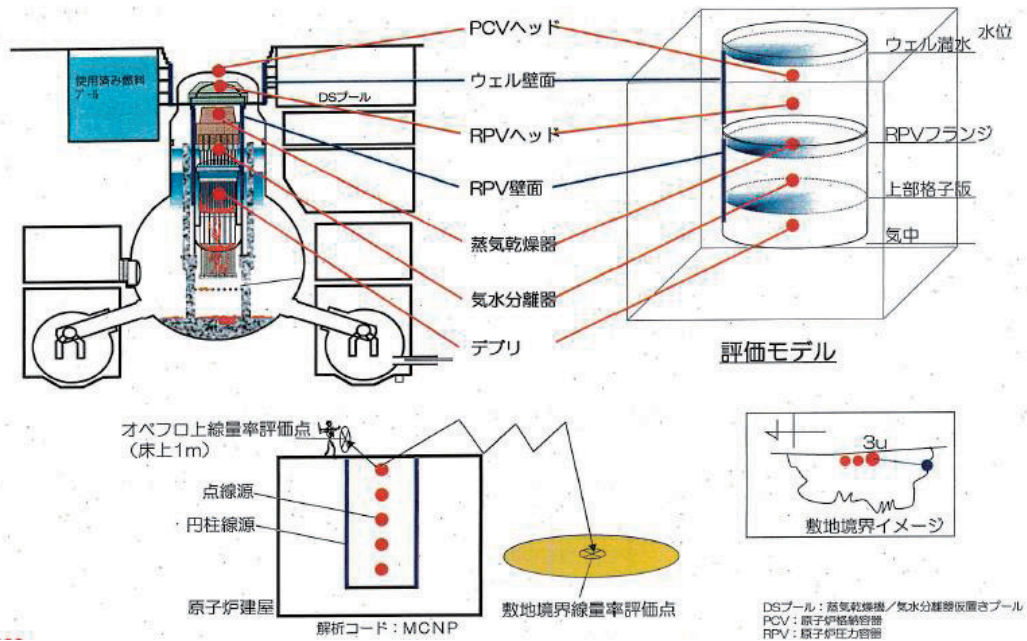


図 4.3.3-13 上部階用除染装置 (IRID 提供)



[線量評価モデル]

○機器取り出し時の最大線量

オペフロ 線量率 (Sv/h)	デブリ線源※1	0.9
	Cs線源	6.6
	Co線源	14.3
	計	21.9※2

約30cmの鉄遮蔽で
1mSv/h以下に低減可能

- ※1: デブリ線源は自己遮蔽を考慮し、1~3号機の炉心平均燃焼度にて算出。
- ※2: 小数点第二位を四捨五入
- ※3: Co線源を加えた場合

○機器取り出し時の作業ステップを考慮した場合
(デブリ線源※1、Cs線源を考慮)

	水位	最大線量	
オペフロ 線量率 (Sv/h)	ウェル満水	0.28	ウェル壁面に付着したCsの影響 考察③
	部分冠水	6.6	デブリ冠水 考察①②
	気中	7.6 (21.9)※3	デブリ露出
敷地境界 線量率 (mSv/y)	ウェル満水	0.2	約25cmの鉄遮蔽で 1mSv/h以下に低減可能
	部分冠水	3.3	約8cmの鉄遮蔽で、 1mSv/年以下に低減可能
	気中	3.6 (9.9)※3	考察④

○線源の減衰を考慮した場合

		10年後	20年後	30年後	
オペフロ 線量率 (Sv/h)	デブリ線源※1	0.9	0.5	0.3	考察⑤
	Cs線源	6.6	5.3	4.2	
	Co線源	14.3	3.8	1.0	
	計 (1mSv/hに低減可能な鉄遮蔽厚さ)	21.9※2 (約30cm)	9.6 (約27cm)	5.5 (約24cm)	

■ 本評価の結果については、以下のとおり保守性を含んでいる。

- デブリ線源強度は、Cs・希ガスを除いた核種すべてが残存している仮定で算出している。中間揮発性核種の溶出等を考慮するとデブリの線源強度は6割程度となる。また、デブリ自体がペDESTAL外へ流出している場合の遮へい効果増加は考慮していない。
- 線源は点線源を模擬しており、線源となるPCV内構造物自体の自己遮蔽効果は考慮していない。デブリ形状は不明であるが、円柱状と仮定し、自己遮蔽を考慮してデブリの線源強度を0.055倍とした。

[線量評価結果]

図 4.3.3-14 燃料デブリ取り出し時の線量評価例 (参考) (東京電力提供)

4.3.3.2.6 燃料デブリ取り出し機器・装置の開発

(1) 目的

燃料デブリや燃料デブリが付着した炉内構造物に直接アクセスして取り出すための機器・装置に関し、開発設計を完了し、取り出し作業を効率的に行うための要求仕様を満足するように整備すること、及び機器・装置の設置場所を確保し、部品の交換、点検等の保守管理、トラブル発生時の対応を効率的に行うためのエリアを、適切な条件で整備することを目的とする。

(2) 主な要求事項

取り出し機器・装置の設置、運用に先立ち、下記が必要である。

a. 機器・装置の開発設計への要求事項

- 燃料デブリ取り出し機器・装置の耐放射線性があらかじめ定めた性能を確保しており、適用場所の線量を考慮して実用的に十分に許容できる寿命をもっていること。また、使用環境で想定される、ダスト環境下での使用に支障がないこと
- 燃料デブリ取り出し機器・装置に視覚・計測装置が付随して、不自由なく確認できること
- 燃料デブリ取り出し機器・装置が、全体として、プラントに分布している燃料デブリの全ての位置に対して取り出し可能であること。必要に応じ複数の機器・装置が準備又は計画されており、取り出しが可能であること。遠隔で行う作業補助や、機器・装置・取り出し対象物をハンドリングするマニピュレータの準備ができていないこと
- 燃料デブリ取り出し（切削・集塵）の機器・装置が、燃料デブリに想定される硬度に対応して切出す能力を有していること。また、燃料デブリ取り出しの切出し速度が模擬デブリ等を対象に、事前に確認されていること
- 機器装置の交換頻度が高い消耗品の交換が、遠隔で可能であること
- 収納缶の計画内容と整合する様に、機器・装置の開発を行うこと
- 燃料デブリ取り出し作業の途中で機器・装置にトラブルが生じた際に、以降の作業の妨げとならないような復旧策が考慮されていること
- 機器・装置の設計は可能な限りフェールセーフの考え方を取り入れること

上記要求事項で満足できないものがある場合、それに代わる方針を明確にすること。

b. 機器・装置を設置する現場エリアに対する要求事項

- 取り出し機器・装置を設置する適切な場所が確保され、取り出し対象箇所へのアクセスが可能であること
- 点検や部品交換等の通常の保守管理のためのエリアが整備されていること
- トラブル時等のメンテナンスエリアとして、人がアクセスして対応できる環境が整備されていること

(3) 現状

研究開発プロジェクト「燃料デブリ・炉内構造物取り出し技術の開発」が2014年度より進められており、現状のプラント情報に基づいて、燃料デブリ取り出し工法を決定するための条件設定を行うとともに、優先すべき取り出し工法の検討や、開発すべき技術の要素試験を開始した。

(4) 今後の対応

燃料デブリ取り出し機器・装置の開発として、下記を実施すべきである。

燃料デブリ取り出し工法の方針決定のために、他の開発プロジェクトや現場作業による情報を把握し、判断根拠とすることが必要である。PCV補修の見通しや、PCV内調査による燃料デブリ分布状況、工法に応じた荷重、水位を踏まえたPCV・建屋健全性評価結果等の判断のために必要な情報を勘案して、方針を決めていくこととなる。それぞれの情報を適切な時期に確認できるよう、各開発、調査との調整をはかり、進めることが必要である。

燃料デブリ取り出しシナリオの実現性を判断するために、主要なものとして下記が必要である。

- 機器・装置に対する要求仕様が満足できる見通しを確認する。また、必要な項目については要素試験による見通しを確認する
- 燃料デブリ取り出しを行う時期までに現場条件への要求仕様が満足できる見通しであることを確認する
- PCV水張り可能な水位の見通しを確認する
- 取り出した燃料デブリの収納・移送・保管に関する計画との整合を確認する

また、工法の方針決定以降、燃料デブリ取り出し作業実施に向けて(2) a.、b.の要求事項に対し、これらを実現するための対応を進めることが必要である。

4.3.3.2.7 燃料デブリへのアクセスルートの構築

(1) 目的

冠水-上アクセス工法による燃料デブリ取り出し作業のため、オペフロにアクセスするための建屋内ルート及びオペフロから燃料デブリにアクセスするまでのルートを構築する。

(2) 主な要求事項

- a. 燃料デブリ取り出しに係る機器・設備の搬入、設置、搬出、取り出し機器や燃料デブリの移送のために、建屋内の作業エリアの線量が作業に適する様に低減され、干渉物が撤去され、建屋内のアクセスルートが構築されていること。
- b. オペフロから燃料デブリにアクセスして取り出す工法で、PCV 上方から燃料デブリに到達するまでにある既存の機器を撤去し、燃料デブリまでのアクセスルートを構築すること。
- c. 炉心シュラウドの外側に燃料デブリが出ている場合は、炉心シュラウドを撤去する等によりアクセスすることが必要となる可能性があるため、状況に応じた計画を策定すること。また、PCV 底部ペDESTAL内外に燃料デブリが存在する可能性を考えて計画を策定すること。
- d. PCV 底部の燃料デブリにアクセスするためには、RPV 底部に大きな開口を設定する等の必要があるため状況に応じた計画を策定すること。PCV 底部ペDESTAL内外に燃料デブリが存在する可能性を考えて計画を策定すること。

(3) 現状

建屋内アクセスルートは原子炉建屋に入ってからオペフロまでのルート、その先としてオペフロ上で燃料デブリを取り出す作業を行う RPV 周辺までのルートが必要である。現状、建屋内の線量が高く、作業に適した環境ができていない。

PCV 上方からは、通常定検時の燃料交換作業のための炉心部へのアクセスルートが構造的に確保されている。ウェルシールドプラグ、PCV 上蓋、RPV 上蓋保温材、RPV 上蓋を取り外すことにより原子炉内にアクセス可能であり、さらに、蒸気乾燥器、気水分離器を取り外すことにより炉心直上の上部格子板に達し、RPV 内の燃料デブリにアクセス可能となる。燃料デブリ取り出し作業においては、基本的に前述の通常定検時のアクセスルートにより、アクセスすることになる。ただし、これらの取り外し機器は、事故時に高温環境に晒されたことにより熱変形が生じて通常の方法では取り外せない可能性が懸念されるが、現状、これらの機器の損傷状況の把握はできていない。

(4) 今後の対応

下記の対応を進めていくべきである。

- a. 燃料デブリ取り出しに係る機器・設備の搬入、設置、搬出、取り出し機器や燃料デブリの移送のために、建屋内のアクセスルートの線量低減、干渉物の撤去の計画を具体化して実行していくことが必要である。

- b. オペフロから燃料デブリにアクセスする、ルート上にあり、取り外すべき設備、機器の損傷状況、取扱いのための線量調査の計画を立て、実行していくことが必要である。設備、機器の損傷のため、通常に取り外しが難しい場合の対応（対象機器の切断撤去等）や、それを実施するための計画が必要である。また、事前に十分な状況把握ができない場合も想定した上で、計画を立てることが必要である。
- c. シュラウドの外側に燃料デブリが出ている場合は、シュラウドを撤去する等によりアクセスすることが必要となる可能性があるため、状況に応じた計画を検討することが必要である。
- d. PCV 底部の燃料デブリにアクセスするためには、RPV 底部に大きな開口を設定する等の対応計画を検討することが必要である。

4.3.3.2.8 系統設備⁷、エリアの構築

(1) 目的

建屋に追加設置するコンテナや、燃料デブリ取り出し作業時のダスト飛散防止の機能を持つセル、燃料デブリ取り出しに係る各システムの概念検討を行い、設備・システムの設置・運用、必要な作業エリアの確保・運用のための整備を行う。

対象となるシステムとして、燃料デブリ取り出し作業に直接係る装置の制御システムに加えて、循環注水冷却システム、汚染水回収システム、負圧管理・建屋内ガス管理のシステム、放射性ガスの処理システム、臨界管理システム、取り出した後の燃料デブリを処理、移送するためのシステム等が考えられる。

(2) 主な要求事項

目的の達成を判断するために、設備、機器、装置の設置運用に先立ち、下記を確認して判断することが必要である。

- a. 建屋に追加設置するコンテナやセルの設計が完了し、それらを含めた設備の機能・性能および健全性が評価され、成立していること。各システムを構成する機器・装置・系統のための十分な設置エリアが確保されていること。機器・装置・系統の設計条件を踏まえ、必要とされる環境条件が満足されていること。
- b. 各システムを構成する機器・装置・系統の運転、保守管理作業のために十分なエリアが確保されていること。また、機器・装置・系統の設計条件を踏まえ、保守管理作業エリアに必要とされる環境条件が満足されていること。
- c. 燃料デブリ取り出し作業において既存の設備を使用する場合は、対象設備に破損や劣化が無く、機能を保っていることを確認すること。
- d. 燃料デブリ取り出し作業に伴い、搬出される燃料デブリ、重汚染構造物、切削物の処理・処分方法が確立され、作業途中の仮置きや作業場所、移送先が決まっており、エリアが十分に確保されていること。
- e. 使用済燃料プールから燃料取り出しが完了し、制御棒などのその他の貯蔵物や燃料ラック等、干渉物の撤去が完了していること。

(3) 現状

システムを構成する装置、設備の概略検討、レイアウト検討、取り出し機器の仮置きエリア、燃料デブリ保管エリアを考慮した敷地内プロットプランの検討が必要であり、2015年から開始し、工法の実現性確認に必要な内容から順次進めていく計画である。

⁷系統設備とは、循環注水冷却システム（汚染水回収機能含む）、放射性ガスの処理システム等のシステム関連設備に加え、建屋コンテナやセルを含むものである。

(4) 今後の対応

以下について実施すべきである。

本技術要件は、関連する研究開発プロジェクト（「原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発」、「総合的線量低減計画の策定」、「燃料デブリ・炉内構造物取り出し技術の開発」、「原子炉圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発」、「炉内燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発」等）の成果及び現場工事等に関わる技術的検討の結果により、構築していくことが必要となる。燃料デブリ取り出し工法の方針を決定する目標に向け、各号機の燃料デブリ取り出しシナリオの実現性を判断するために、燃料デブリ取り出し機器の設計検討を進めることに合せ、以下を行うこと。

- a. 工法実現性を確認するために、建屋を含めた健全性の評価が必要なので、評価に影響を与える可能性のある、コンテナ・セル等の設備について主要な重量、寸法の概要を確認し、それを踏まえた健全性を確認すること。
- b. 工法に必要な主要設備について、設置エリアが確保できることを確認すること。
- c. 取り出した重汚染構造物を含む機器、切削物、燃料デブリの保管場所の見通しについて確認すること。

また、工法の方針決定以降、燃料デブリ取り出し作業実施に向けて、各システムを構成する設備の設置や運用のためのエリアのレイアウトの計画の詳細検討や、取り出した機器の仮置き、処置のための場所、取り出した燃料デブリを保管するための敷地内プロットプランの詳細検討を進めていくことが必要である。合せて作業エリアに要求される環境条件を満足するための除染・遮へい、ダストの飛散防止について、それぞれ判断基準を設定し、それを実現するための対応を進めることが必要である。

4.3.3.2.9 労働安全の確保

(1) 目的

燃料デブリ取り出しまでに今後予定される作業は、そのほとんどが原子炉建屋内で実施される。原子炉建屋内は狭隘で照明が不十分/ガレキの存在/高い放射線環境/多量のダスト環境等、極めて悪い環境にあるのみならず、PCV まで移行した燃料デブリの取り出し作業等、これまで経験したことがない初めての作業である。このような劣悪な作業環境下での作業であるからこそ、入念な対策と準備により労働災害を発生させないことが重要である。

(2) 主な要求事項

労働災害を防ぐ、減らす、軽減するための労働安全対策について、これまで行われてきたものとは比べものにならない十分な事前準備が必要となる。

(3) 現状

- a. 原子炉建屋内や周辺エリアでの作業を中心に、全面マスクの着用等作業員に負担を強いる放射線防護が必要な状況である。
- b. 平成 27 年 1 月 19 日に発生した雨水受けタンク天板部からの落下等、重篤な人身災害が繰り返し発生した状況を踏まえ、安全点検、意識向上・事例検討会の実施、過去に発生した人身災害の振り返り等、労働災害を防ぐ、減らす、軽減するための様々な安全性向上対策を実施してきている。

(4) 今後の対応

労働災害を防ぐ、減らす、軽減するために、下記の対応をより強力に進めるべきである。

- a. 現状実施してきている安全性向上対策を徹底する。
- b. 照明の復旧（電源の復旧）、通信環境の改善、ガレキ撤去等により、可能な限りより良い作業環境を構築する。
- c. これまでに実施されてきた原子炉建屋内線量低減作業、PCV 内部調査作業をレビューし、他作業に対する準備、計画、訓練等の事前対策に活かす。
- d. 燃料デブリの取り出しのためには、b. で記した原子炉建屋内線量低減作業以外にも、PCV 内部調査、原子炉建屋補修、建屋滞留汚染水の除去、原子炉建屋上部解体（2 号機）、使用済燃料プールからの燃料取り出し等の作業が計画されている。このようなこれまでに経験したことがない初めての作業に対しては、モックアップによる作業訓練を十分に実施する。
- e. 各作業において発生する可能性がある事故・トラブルを事前に抽出し、リスク評価を行い対策を講じておくことにより、事故・トラブルの未然防止を図るとともに、不測の事態に対する対処方法も検討しておく。

4.3.3.3 冠水工法の実現性を判断する道筋

冠水工法（水位：炉心領域上端部以上、完全冠水含む）による燃料デブリ取り出しの実現に必要な9項目の技術要件について、それぞれ、要件を満足させるために必要な取組、その成否を判断するために必要な取組を検討し、研究開発プロジェクト等での現状の取組状況（実績、計画）を踏まえて、新たに検討すべき事項も含め今後の対応方針を取りまとめた。

冠水工法は、PCV内に水を張り全ての燃料デブリを水没させることにより、燃料デブリの冷却、放射線の遮へい、燃料デブリ取り出し時に発生する放射性ダストの飛散抑制が期待できる。しかしながら、水をPCVに張るためには、PCV漏えい箇所の補修により安定的に水位が維持できることが前提になる。冠水工法を実現するためには、9項目の技術要件を満足することが条件となるが、特に重要な課題は以下に示す3つである。

(1) PCV補修及び水位管理システムの構築

PCV漏えい箇所の補修方法、PCV循環冷却ループ、漏えい水回収・水位管理システムの開発・検討を実施し、PCV内水位を安全に管理できるシステムを構築する必要がある。また、PCV補修工事等の安全・品質及び長期信頼性の確保及び事故時の汚染水の外部への漏えい防止を検討する必要がある。

(2) 冠水時等の荷重及び経年劣化等を考慮したPCV・建屋の構造健全性の確保

冠水によりPCVにかかる荷重及び構造物の腐食等による劣化を考慮した地震時における構造健全性評価手法を開発するとともに、補強が必要な箇所を抽出し、その方策を検討する。

(3) 水位上昇時等の未臨界性の維持

燃料デブリ取り出し作業に伴い、水位や燃料デブリの形状が変化した場合でも、未臨界状態を維持する必要がある。このため、中性子吸収材の開発に加え、未臨界評価やモニタリング技術の開発を進めている。特に、原子炉内に反応度の高い燃料が残っていた場合、水張り時に臨界を起こす可能性がある。対策として、中性子吸収材であるホウ酸水を用いた場合には、PCV材料の腐食に影響を与える可能性があり、PCV健全性も含めた未臨界性の維持を検討する必要がある。

今後は、9項目の技術要件、特に上記3つの特に重要な課題についての対応の進捗状況を踏まえて、定期的な見直しをかけながら開発、検討を進め、冠水工法の実現可能性を見極めるべきである。

図4.3.3-15に、9項目の技術要件の今後の対応について示す。

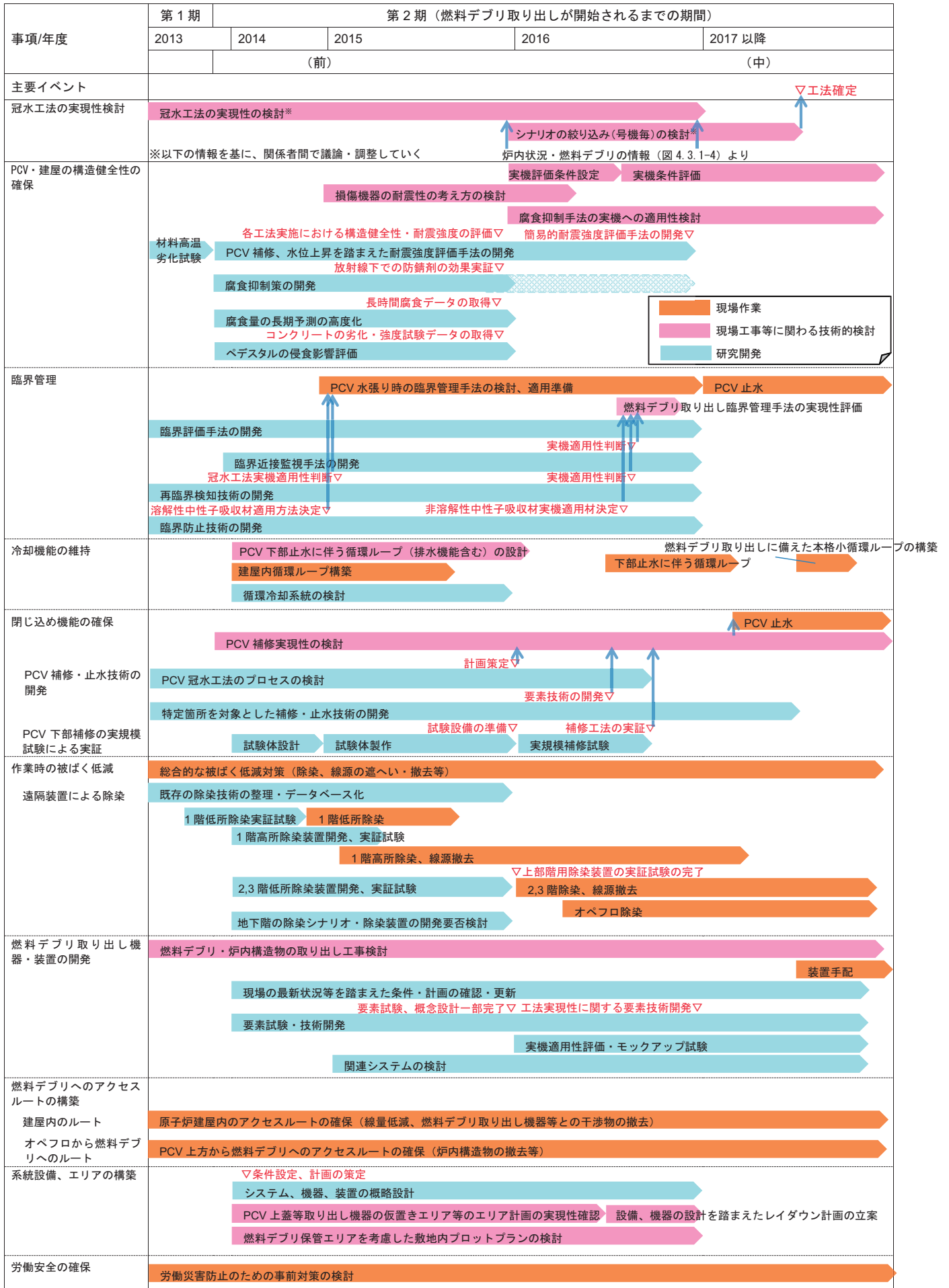


図 4.3.3-16 冠水工法の実現性検討に係る今後の対応

4.3.4 気中工法（気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法）を前提とした取組評価と実現性の検討

4.3.4.1 概要

事故の過酷な影響に鑑みると、PCV 上部、あるいは燃料デブリ堆積部を十分に覆うために必要なレベルまで冠水させることが困難となる可能性も想定される。このため、冠水工法に代わる工法として、燃料デブリを覆うレベルまでの冠水を行わずに燃料デブリを取り出す工法、すなわち気中工法の検討が始められたところである。

燃料デブリ取り出しの気中工法は、これまでに実施された実績はなく、特に遮へい対策や、ダスト等の飛散等の観点では、冠水工法よりも難しい課題があると想定される。工法実現のための技術要件によっては、冠水工法と共通の内容のものや、課題が少なくなるものも考えられる。

技術要件の分類として、冠水工法と同様に、下記の技術要件に着目して、工法実現に向けた検討、評価が行えるものと考えられる。各技術要件において、冠水工法と比べ、注意すべき点については、次項以降で述べる。

気中工法による燃料デブリ取り出しが実現できるために具備する技術要件として、下記の 9 項目について検討する。

- PCV・建屋の健全性の確保
- 臨界管理
- 冷却機能の維持
- 閉じ込め機能の構築
- 作業時の被ばく低減
- 燃料デブリ取り出し機器・装置の開発
- 燃料デブリへのアクセスルートの構築
- 系統設備、エリアの構築
- 労働安全の確保

これらは、冠水工法の各技術要件とそれぞれ同じ目的である。また、要求仕様や現状については、冠水工法に向け実施している内容が同様に適用できる場合もある。「戦略プランでは、2つの気中工法オプションである気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法を対象に技術要件を検討する。

4.3.4.2 各技術要件に係る取組

気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法を対象に 9 つの技術要件について、目的、主要要求事項、現状、今後の対応について述べる。

前項に挙げた 9 つの技術要件のうち、「PCV・建屋の健全性の確保」に関しては、冠水工法に向けた検討と共通して必要なものがあることに加え、気中-横アクセス工法に関しては、横アクセス独特の建屋、PCV 開口部拡大の可能性等を反映した評価が必要となる。「臨界管理」に関して

は、冠水工法における検討条件との相違があるが、大きな追加検討はないものと考えられる。「冷却機能の維持」については、気中で燃料デブリを取り出すことを考慮に入れた冷却システムが必要となる。「閉じ込め機能の構築」に関し、PCVの補修に関しては、作業中のPCV内負圧を維持し、ダスト飛散を防ぐ目的を満足するPCVの補修が必要である。また、PCV下部については止水性能を求められるとともに、「作業時の被ばく低減」に関しては、気中工法の方が作業時アクセスエリアの線量条件が厳しくなることが想定されるため、冠水工法よりも強化した対応が必要と考えられる。また、「作業時の被ばく低減」に関し気中-横アクセス工法の場合、冠水工法や気中-上アクセス工法と異なるアクセスルートとなることから、横アクセス工法独自のアクセスルートに対する検討が必要である。「燃料デブリ取り出し機器・装置の開発」、「燃料デブリへのアクセスルートの構築」については、冠水工法、気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法それぞれの内容に応じた検討、評価が必要である。「労働安全の確保」に関し、冠水工法と同様の配慮が必要である。

4.3.4.2.1 PCV・建屋の構造健全性の確保

(1) 目的

気中工法により燃料デブリ取り出しを安全かつ確実に実施するに当たっては、冠水工法による場合と同じく、構造健全性の観点から、①原子炉建屋がPCVの支持機能を維持すること、②PCVが現状の形状を保持してPCV内水位を維持するとともに放射性物質の大量放出を防止すること、③RPVが現状の形状を保持して冷却水供給流路を維持すること、が必要であり、地震時においても上記が成立することを評価する。

図4.3.4-1の原子炉建屋断面図に評価対象であるPCV、RPV等を示す。

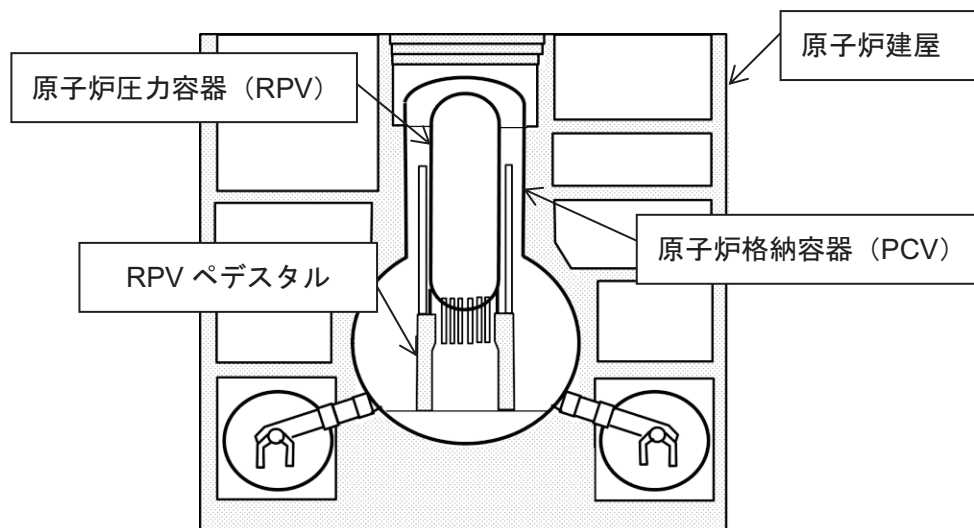


図 4.3.4-1 原子炉建屋縦断面

(2) 主な要求事項

冠水工法の場合と同じく、満足すべき要求事項として、以下が挙げられる。

- a. (1)①～③に示した必要機能と、万一それらが損なわれた場合の影響を踏まえて、適切な地震動、評価クライテリアを設定すること
- b. 事故による損傷、事故直後の高温環境に晒されたことによる材料劣化、海水注入による腐食を考慮するとともに、燃料デブリ取り出し完了までの更なる劣化・腐食を考慮すること
- c. 地震時の荷重として、燃料デブリ取り出し工法の計画に基づいて、燃料デブリ重量、PCV内他の冷却水重量、燃料デブリ取り出し装置・遮へい・工事機材重量等を考慮すること

(3) 現状

現状、冠水工法を対象にして以下に示す取組が進められているが、c.を除いて、気中工法の耐震評価に適用できるものとなっている。

a. 高温環境に晒されたことによる材料劣化評価

各号機の事故後の温度計測データを基に、試験条件を設定し、高温に晒された後のPCV、RPV金属材料の強度試験データを取得している。その結果、高温に晒されたことによる各材料強度パラメータの変化は小さく、いずれも材料規格値の範囲にあることが確認されている。

b. 海水注入による塩分腐食等による腐食進展評価

各号機の事故後の計測データ等を基に、事故直後から現在並びに燃料デブリ取り出し時までの温度・水質（塩分濃度等）条件を推定し、温度・水質をパラメータとした PCV、RPV 材料の腐食減肉進展試験を行うとともに、これらの結果を基に、所定の時期の腐食減肉評価式を開発しているところである。また、PCV 上蓋開放後の溶存酸素増加における腐食影響試験と腐食抑制材開発にも着手している。

c. PCV、RPV の耐震評価手法の開発

冠水工法を対象にして、以下の取組が行われている。

各号機ごとに、今後のプラント状況を想定して、PCV 内水位、機器の腐食減肉量、建屋に付加される工事機材等の重量他をパラメータとした耐震評価のケーススタディを実施しており、各ケースは、耐震裕度の把握を目的に、通常の運転プラントの耐震評価基準を用いた参考評価がなされている。このケーススタディの結果を用いて、冠水工法の計画の進捗に応じ迅速に耐震評価が行えるよう、PCV 内水位・燃料デブリ取り出し装置/工事機材重量・機器の補修状況・機器の腐食状態等の耐震条件をパラメータとした簡易評価手法の開発を進めている。

d. RPV ペDESTAL の劣化把握と耐力評価手法の開発

事故環境下でのコンクリート熱影響評価試験、鉄筋の腐食試験による材料劣化特性の把握、縮小モデルによる RPV ペDESTAL の耐力試験、同試験のシミュレーション解析の比較評価による実機耐力評価手法の開発を進めている。燃料デブリによる基部侵食については、侵食程度をパラメータとした影響評価手法の開発を進めている。

e. 原子炉建屋の耐震性の確認

水素爆発で損傷した原子炉建屋については、損傷状況を反映したモデルによる耐震解析により、現状、各号機とも基準地震動 S_s に対して耐震裕度を有していることを確認している。

(4) 今後の対応

今後取り組むべき事項を以下に示す。d.を除いて、冠水工法の場合と同じである。

- a. (3)a.、b.及び d.の取組については、現計画どおり 2015 年度下半期に完了させ、PCV/RPV 耐震評価の準備を完了させる。
- b. (3)b.に関して、臨界防止のためのホウ酸注入に伴う腐食影響については、長期腐食試験（10,000 時間目標）の実施を検討する。
- c. 安全規制を念頭に、(2) a.の地震動、評価クライテリアを早期に検討する。
- d. (3)c.で開発する簡易評価手法を用いた耐震評価により、耐震裕度の程度を把握しながら気中-上アクセス工法の検討を進める。ただし、気中-横アクセス工法の評価を対象にした簡易評価手法の見直しを行う。最終工法案について、(2) a.の地震動、評価クライテリアを用いて詳細な耐震評価を行う。
- e. (3)d.に関して、PCV 内部調査において RPV ペDESTAL の基部にまで燃料デブリが広がっていることが確認された場合を想定して、その状況を踏まえた耐震評価のために必要な事項（追加調査等）を検討する。
- f. (3)e.に示す原子炉建屋については、燃料デブリ取り出し時の燃料デブリ分布、冷却水、工事機材、遮へい、装置等の概略重量を考慮して、今後の劣化を考慮した耐震評価を行う。

4.3.4.2.2 臨界管理

(1) 目的

気中工法のうち完全気中工法では、臨界に不可欠な減速材である水が存在しないため、再臨界が発生する可能性は低い。しかしながら、部分的にでも水が存在する場合は、取り出し作業中に燃料デブリの形状や水量が変化する可能性があるため、再臨界による作業員の被ばく及び環境への影響を防止する技術を開発し、確実に臨界管理を行うことができるようにする。

(2) 主な要求事項

気中工法に対する臨界管理手法及び要求事項は、基本的に冠水工法と同じであり下記のとおりである。

a. 臨界評価手法

- 臨界シナリオが適切な条件で評価されていること
- 合理的な保守性の検討に必要な情報が特定され、その入手計画が立案され、実行されていること
- 再臨界発生時の影響評価の精度が検証されていること

b. 臨界近接監視手法

- 広く分布している燃料デブリの部分的な実効増倍率の上昇を確実に検出できること

c. 再臨界検知技術

- 再臨界検知、被ばく線量評価、影響緩和策の組合せで安全性を確保できること
- 中性子検出の場合、広く分布している燃料デブリの部分的な再臨界を確実に検出できること
- 水位上昇や燃料デブリ取り出し作業等を慎重に実施すること

d. 臨界防止技術

- 想定される状態の未臨界を維持するために必要な反応度が特定され、それが担保されること
- 炉内材料腐食や冷却材循環系統への影響等、設備の健全性が維持されること

(3) 現状

2014年度までの開発は、冠水工法を想定して実施された。

(4) 今後の対応

2014年度までに開発した技術の多くは、気中工法にも適用できる。しかしながら、評価条件の妥当性や開発した技術の気中工法への適用性については確認が必要である。下記では、部分的に水が存在する気中工法を想定して、今後検討すべきことを整理した。

a. 臨界評価手法

- 臨界シナリオとして、燃料デブリ取り出しに伴う水対燃料比の変化が再臨界の可能性に及ぼす影響を評価する必要がある。具体的な状況として、取り出した燃料デブリ片の水中への落下、残留する燃料デブリの水対燃料比の増加、等が考えられる。現状から水位が変化する場合には、水位変化の影響評価も必要である
 - 冠水工法を対象として開発し検証された再臨界発生時の影響評価手法が、気中工法に適用できるかどうかの確認が必要である
- b. 臨界近接監視手法
- 冠水工法を対象として開発し検証された臨界近接監視手法が、気中工法に適用できるかどうかの確認が必要である
- c. 再臨界検知技術
- 冠水工法を対象として開発し検証された中性子検出及びガンマ線検出による再臨界検知技術が、気中工法に適用できるかどうかの確認が必要である
 - 中性子吸収材投入や水位低下等の再臨界後の影響緩和策が、気中工法において実行可能かどうか、また想定される燃料デブリと水位との関係において有効かどうかの確認が必要である。実行できない又は有効でない場合は、気中工法に対する影響緩和策の開発が必要となる
- d. 臨界防止技術
- 冠水工法を対象として開発し検証された中性子吸収材が、気中工法に適用できるかどうかの確認が必要である
 - 溶解性中性子吸収材については、水が燃料デブリを完全に覆っていない状況における反応度効果の評価が必要である
 - 非溶解性中性子吸収材については、水面から露出している燃料デブリに対するバインダによる吸着性の確認、及び反応度効果の評価が必要である

4.3.4.2.3 冷却機能の維持

(1) 目的

気中工法による燃料デブリ取り出しの際の冷却水掛け流しや、燃料デブリの冷却、浄化等の機能を有する循環ループを構築する。

(2) 主な要求事項

燃料デブリ取り出し期間中、燃料デブリを安定に冷却できるとともに、取り出し時に循環ループに流入する燃料デブリの切片等の処理について検討されていること。

(3) 今後の対応

気中工法による燃料デブリ取り出し作業に向け、冷却水掛け流しによる燃料デブリの冷却、冷却水の浄化他、循環ループに流入される燃料デブリの切片等の処理について検討を進めて行く。

工事の方法によっては、燃料デブリの一部が冠水していない状態となることも想定されるため、その場合には、燃料デブリの空冷評価が必要となる。

4.3.4.2.4 閉じ込め機能の構築

(1) 目的

周辺環境や作業員への影響低減のために、PCV からの放射性物質の漏えいを抑制・防止する必要がある。

(2) 主な要求事項

気中工法の対象には現状の PCV 水位レベルの場合や一部のデブリ位置が PCV 水位レベルより上にある場合も含まれる。また、デブリ取り出しにおいてはデブリに水を掛けながらの切削等、基本的に PCV 下部はもとより上部についても作業環境に応じた止水性能及び漏えい管理が求められる。したがって、気中工法に求められる調査技術・補修技術は、冠水工法で求められる PCV の調査技術・補修技術とほぼ同様と考えられる。下記に満足されるべき主要な要求事項を示す。

a. PCV 気相部からの放射性物質の漏えいを抑制・防止すること

気相部の漏えいが想定される箇所は補修し PCV 負圧維持等の要求事項を満足すること。具体的な要求事項はデブリ取り出し気中工法の今後の検討を経て示されていく計画である。

b. PCV 液相部からの汚染水の漏えいを抑制・防止すること

PCV 上部までの冠水に比べると PCV 水位レベルは低いため、求められる耐圧性能は水位レベルに応じたものとなるが、基本的に PCV 調査・補修に求められる要求事項は 4.3.3.2.4 に示す冠水工法で求められる要求事項と同様である。

(3) 現状

PCV 調査・補修に関する現状は、4.3.3.2.4 に示す冠水工法の場合に示すとおりである。

(4) 今後の対応

できる限り早期に、気中工法の検討から得られる PCV 負圧維持等の要求事項が、4.3.3.2.4 の冠水工法の PCV の補修方法で満足されることを見極めるべきである。

4.3.4.2.5 作業時の被ばく低減

(1) 目的

作業時の被ばく低減としては、下記の2つがある。冠水工法と同じである。

- a. 作業エリア・アクセス経路の除染及び線源の遮へい・撤去等を考慮した遠隔技術を開発しPCV調査・補修、燃料デブリ取り出し準備作業時の作業員の被ばくを低減すること。
- b. PCV内部の水張りによる水遮へい効果が期待できないことを前提として、セルによる遮へい、ダスト量等を評価し、燃料デブリ取り出し時の炉内構造物や燃料デブリ等から起因する作業員の被ばく、及び敷地境界の放射線量を低減すること。

(2) 主な要求事項

作業時の被ばく低減に関する主な要求事項は、下記のとおりである。冠水工法と同じである。

- a. RPV/PCV内部を調査し、燃料デブリ取り出しに向けた必要情報を収集する。
- b. 現場状況を調査し、1, 2, 3号機の汚染状況や瓦礫散乱状況を把握する。
- c. 状況を把握した上で、総合的線量低減計画を立てる。その一部として作業エリアの目標線量率を設定する。目標線量率は、作業を行う場所の線量率低減対策前の線量率、作業員の一日当たりの被ばく線量上限値、及び50mSv/年(100mSv/5年)を踏まえ、作業工法、作業日数、作業時間、作業員の人数を基に検討し決定する。
- d. 敷地境界における線量限度を超えないこと。
- e. 遠隔除染技術を開発し、安全確保につとめる。

(3) 現状

a. PCV内部について

- 燃料デブリ取り出し時に、炉内構造物や燃料デブリから起因する線量について、オペフロ上での水遮へいの効果が期待できないことを踏まえ、セルの必要な遮へい厚さ等について簡易的な評価を行っている。(図4.3.4-5)

b. 現場状況について

- 汚染状況調査については1, 2号機の1~3階及び3号機の1階は完了している。ただし、調査装置アクセス不能等による未調査部は残っている。3号機の2, 3階はガレキ散乱のため未実施である。
- 除染作業については各号機共1階床面近傍の線量低減作業を実施中、高所は未実施である。2, 3階はPCV調査・補修箇所の検討に併せて線量低減作業の実施エリアを選定中である。
- オペフロの除染については、3号機において2013年10月より着手したが、十分な効果が得られず2014年11月に追加除染・遮へい策を策定した。これにより有人作業が可能な空間線量率達成の見込みである。

c. 総合的線量低減計画について

- 汚染状況調査結果を基に線源寄与の推定、除染、遮へい、撤去によるそれぞれの線量低減効果の評価及び低減対策の検討を行い、2014年末に完了済である。

ただし、この検討を通じて天井近傍に設置されたダクトや配管等の構造物からの線源寄与の

割合が大きいと推測されたが、これらの構造物の汚染が内部にあるのかどうか、あるいは内部に存在する可能性がある気体や液体の種類等に関する情報が不足している。

d. 遠隔除染技術の開発について

- 地下階（汚染水滞留部）：除染シナリオ及び除染装置開発の必要性を検討中である。
- 建屋 1 階低所（2m 以下）：2013 年度に実証試験完了済であるが効果は限定的である。（図 4.3.4-2）
- 建屋 1 階高所（2m 以上）：2014 年度に実証試験完了予定である。（図 4.3.4-3）
- 建屋上部階 2、3 階低所：2015 年度に実証試験完了予定である。（図 4.3.4-4）
- 遠隔遮へい体設置：実証試験完了し、実用化の見通しを得ている。

(4) 今後の対応

冠水工法と同じである。ただし PCV 内部の水張りによる水遮へい効果、ダスト飛散抑制効果が期待できなくなるためセル構造や負圧管理設備等の成立性の条件が厳しくなることを想定し検討を進めていく必要がある。

a. PCV 内部について

- 炉内構造物や燃料デブリから起因する線量の評価については、今後の RPV/PCV 内部調査の結果等により更に精度を上げ、作業員被ばく、敷地境界の放射線量の低減のため、水の遮へい効果によるセルの必要な遮へい厚さ等を特定していく必要がある。
- ダストにおいては Cs 吸着メカニズムや内部調査による Cs 付着量の把握。また、デブリ切断時におけるダスト発生量を把握し、建屋の負圧管理や空調フィルタ設計等へ反映していく必要がある。

b. 現場状況について

- 線量低減を進めていく上で、作業場所の状況や作業内容に応じて遠隔操作とするのか、又は作業員が直接作業を行うのかについて合理的な判断を行う。一方、採用される燃料デブリ取り出し工法によっては除染対象範囲が変わることも考慮する必要がある。現状の不確実な炉内状況と今後のデブリ取り出し工法検討の進捗を踏まえ、優先すべき線量低減範囲を見定めながら線量低減作業を進めていく必要がある。
- 複数年に対する被ばく線量限度を超えず、持続可能な放射線環境整備の為には、法令で定められた被ばく線量限度より低く設定した目標線量（線量拘束値）に基づき、作業時間、作業日数等を勘案した作業エリアの目標線量率を設定し、除染や遮へい等を行うことにより目標線量率を達成する必要がある。
- 既存の除染技術や遮へい技術の情報は適宜更新しデータベース化する必要がある。

c. 総合的線量低減計画について

- 小部屋等、調査装置が寄り付けず、十分な調査が行われていない箇所については、アクセス方法、装置改良等を検討し汚染状況データを取得する必要がある。
- 除染計画を効果的に行う為には、線源寄与の割合が大きい天井近傍に設置されているケーブルトレイ・配管・ダクト等の構造物からの線量率やダクト等の内部の汚染状況を明確にする必要がある。

- オペフロの除染については、先行している3号機において、床面から寄与している線量の低減の見通しと実際の除染効果のデータを評価し、他号機の除染計画へ反映する必要がある。
- d. 遠隔除染技術について
 - (3)現状で挙げたd.遠隔除染技術の開発のうち、上部階除染装置開発については現行の開発計画を継続して進めていく。



図 4.3.4-2 低所用除染装置 (IRID 提供)

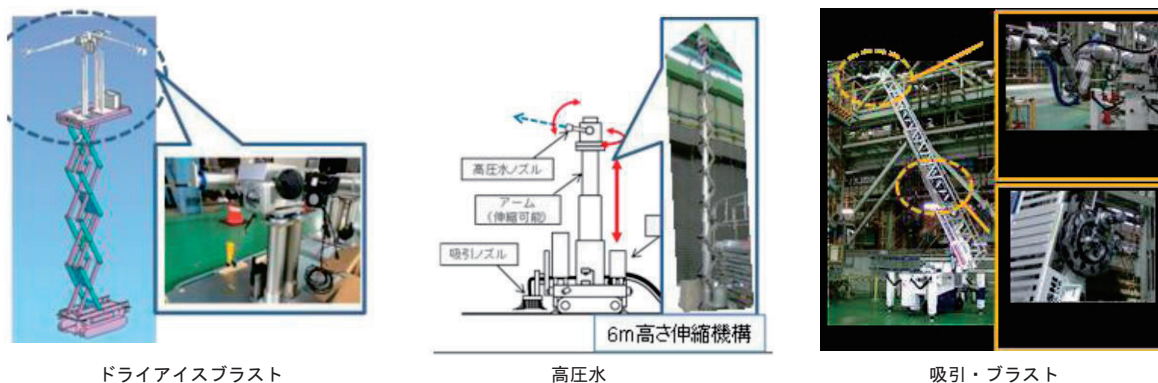


図 4.3.4-3 高所用除染装置 (IRID 提供)

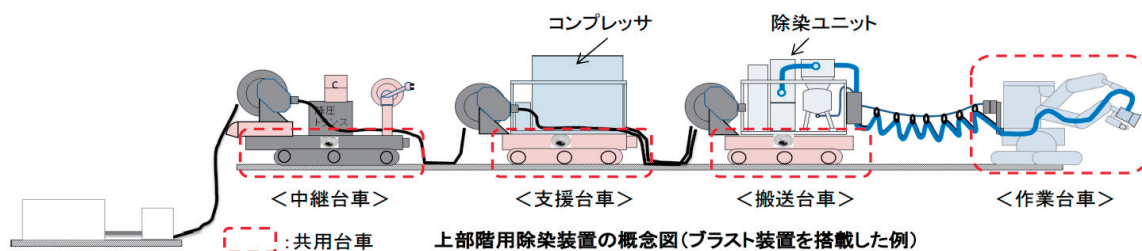
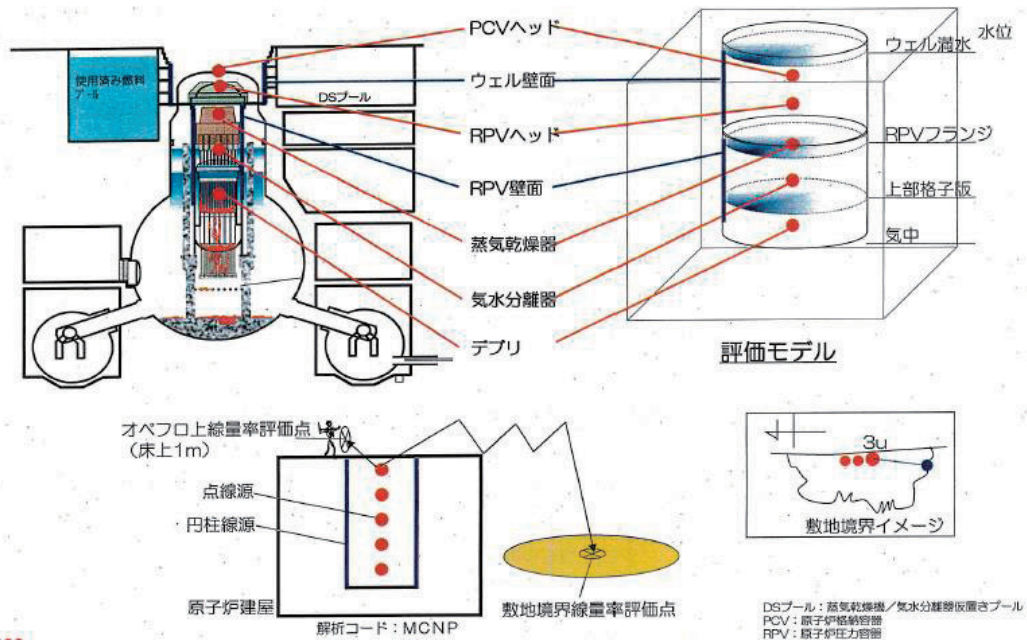


図 4.3.4-4 上部階用除染装置 (IRID 提供)



[線量評価モデル]

○機器取り出し時の最大線量

オペフロ線量率 (Sv/h)	デブリ線源 ^{※1}	0.9
	Cs線源	6.6
	Co線源	14.3
	計	21.9 ^{※2}

約30cmの鉄遮蔽で
1mSv/h以下に低減可能

- ※1: デブリ線源は自己遮蔽を考慮し、1~3号機の炉心平均燃焼度にて算出。
- ※2: 小数点第二位を四捨五入
- ※3: Co線源を加えた場合

○機器取り出し時の作業ステップを考慮した場合 (デブリ線源^{※1}、Cs線源を考慮)

	水位	最大線量	
オペフロ線量率 (Sv/h)	ウェル満水	0.28	ウェル壁面に付着したCsの影響 考察③
	部分冠水	6.6	デブリ冠水 考察①②
	気中	7.6 (21.9) ^{※3}	デブリ露出
敷地境界線量率 (mSv/y)	ウェル満水	0.2	約25cmの鉄遮蔽で1mSv/h以下に低減可能
	部分冠水	3.3	約8cmの鉄遮蔽で1mSv/year以下に低減可能
	気中	3.6 (9.9) ^{※3}	考察④

○線源の減衰を考慮した場合

		10年後	20年後	30年後	
オペフロ線量率 (Sv/h)	デブリ線源 ^{※1}	0.9	0.5	0.3	考察⑤
	Cs線源	6.6	5.3	4.2	
	Co線源	14.3	3.8	1.0	
	計 (1mSv/hに低減可能な鉄遮蔽厚さ)	21.9 ^{※2} (約30cm)	9.6 (約27cm)	5.5 (約24cm)	

■ 本評価の結果については、以下のとおり保守性を含んでいる。

- デブリ線源強度は、Cs・希ガスを除いた核種すべてが残存している仮定で算出している。中間揮発性核種の溶出等を考慮するとデブリの線源強度は6割程度となる。また、デブリ自体がベDESTAL外へ流出している場合の遮へい効果増加は考慮していない。
- 線源は点線源を模擬しており、線源となるPCV内構造物自体の自己遮蔽効果は考慮していない。デブリ形状は不明であるが、円柱状と仮定し、自己遮蔽を考慮してデブリの線源強度を0.055倍とした。

[線量評価結果]

図 4.3.4-5 燃料デブリ取り出し時の線量評価例 (参考) (東京電力提供)

4.3.4.2.6 燃料デブリ取り出し機器・装置の開発

(1) 目的

目的は冠水工法と同様、下記のとおりである。

燃料デブリや燃料デブリが付着した炉内構造物に直接アクセスして取り出すための機器・装置に関し、開発設計を完了し、取り出し作業を効率的に行うための要求仕様を満足するように整備すること、及び機器・装置の設置場所を確保し、部品の交換、点検等の保守管理、トラブル発生時の対応を効率的に行うためのエリアを、適切な条件で整備することを目的とする。

(2) 主な要求事項

機器・装置の開発設計、設置する現場エリアに対する主な要求事項項目は、冠水工法と同様であるが、気中工法では特に、線量条件が厳しくなることから、遠隔ハンドリングのためのマニピュレータや、目視が困難な状況下での視覚・計測に係る技術の重要度が、冠水工法に比べて更に大きい。また、気中での燃料デブリ切り出し時の放射性物質放出への対応可能性や、気中で発生するダストに対する機器・装置の耐久性および保守のための除染性について、評価をして実現性を確認することが必要である。

a. 機器・装置の開発設計への要求事項

- 燃料デブリ取り出し機器・装置の耐放射線性があらかじめ定めた性能を確保しており、適用場所の線量を考慮して実用的に十分に許容できる寿命をもっていること。また、使用環境で想定される、ダスト環境下での使用に支障がないこと（気中工法の場合は、より厳しい条件となる）
- 燃料デブリを切り出す際に放出される放射性物質に対する回収可能性が評価され、機器・装置の設計で対応できていること（気中工法の場合は、より厳しい条件となる）
- 燃料デブリ取り出し機器・装置に視覚・計測装置が付随して、不自由なく確認できること（気中工法の場合は、より厳しい条件となる）
- 燃料デブリ取り出し機器・装置が、全体として、プラントに分布している燃料デブリの全ての位置に対して取り出し可能であること。必要に応じ複数の機器・装置が準備又は計画されており、取り出しが可能であること。遠隔で行う作業補助や、機器・装置・取り出し対象物をハンドリングするマニピュレータの準備ができていること（気中工法の場合は、より厳しい条件となる）
- 燃料デブリ取り出し（切削・集塵）の機器・装置が、燃料デブリに想定される硬度に対応して切出す能力を有していること。また、燃料デブリ取り出しの切出し速度が模擬デブリ等を対象に、事前に確認されていること
- 機器装置の交換頻度が高い消耗品の交換が、遠隔で可能であること
- 収納缶の計画内容と整合する様に、機器・装置の開発を行うこと
- 燃料デブリ取り出し作業の途中で機器・装置にトラブルが生じた際に、以降の作業の妨げとならないような復旧策が考慮されていること
- 機器・装置の設計は可能な限りフェールセーフの考え方を取り入れること

上記要求事項で満足できないものがある場合、それに代わる方針を明確にすること。

b. 機器・装置を設置する現場エリアに対する要求事項

冠水工法と同様であり、下記が必要である。

- 取り出し機器・装置を設置する適切な場確保され、取り出し対象箇所へのアクセスが可能であること
- 点検や部品交換等の通常の保守管理のためのエリアが整備されていること
- トラブル時等のメンテナンスエリアとして、人がアクセスして対応できる環境が整備されていること

(3) 現状

研究開発プロジェクト「燃料デブリ・炉内構造物取り出し技術の開発」が2014年度より進められており、現状のプラント情報に基づいて、燃料デブリ取り出し工法を決定するための条件設定を行うとともに、優先すべき取り出し工法の検討や、開発すべき技術の要素試験を開始した。

(4) 今後の対応

燃料デブリ取り出し機器・装置の開発として、下記を実施すべきである。

燃料デブリ取り出し工法の方針決定のために、工法に適用する燃料デブリ取り出し機器・装置の開発実現性を確認し、他の開発プロジェクトや現場作業による情報と合せ、適用する工法の判断根拠とすることが必要である。PCV補修の見通しや、PCV内調査による燃料デブリ分布状況、工法に応じた荷重、水位を踏まえたPCV・建屋健全性評価結果等の判断のために必要な情報を検討して、燃料デブリ取り出し工法の方針を決めていくこととなる。それぞれの情報を適切な時期に確認できるよう、各開発、調査との調整をはかり、進めることが必要である。

燃料デブリ取り出しシナリオの実現性を判断するために、主要なものとして下記が必要である。

- 気中環境で燃料デブリを切り出す際に放出される放射性物質に対し、作業時の回収が実現できることの判断をすること
- 機器・装置に対する要求仕様が満足できる見通しを確認する。また、必要な項目については要素試験による見通しを確認すること
- 燃料デブリ取り出しを行う時期までに現場条件への要求仕様が満足できる見通しであることを確認すること
- 取り出した燃料デブリの収納・移送・保管に関する計画との整合を確認すること

また、工法の方針決定以降、燃料デブリ取り出し作業実施に向けて(2) a.、b.の要求事項に対し、これらを実現するための対応を進めることが必要である。

4.3.4.2.7 燃料デブリへのアクセスルートの構築

(1) 目的

気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法による燃料デブリ取り出し作業のためのアクセスルートを構築する。オペフロにアクセスするための建屋内ルート及び気中-上アクセス工法の場合はオペフロから燃料デブリにアクセスするまでのルートを、気中-横アクセス工法の場合は、建屋1階から D/W 底部の燃料デブリにアクセスするまでのルートを構築する。

(2) 主な要求事項

- a. 燃料デブリ取り出しに係る機器・設備の搬入、設置、搬出、取り出し機器や燃料デブリの移送のために、建屋内の作業エリアの線量が作業に適する様に低減され、干渉物が撤去され、建屋内のアクセスルートを構築されていること。(気中-上アクセス工法は冠水工法と同様の建屋内アクセスルート、気中-横アクセス工法は冠水工法と異なる建屋内アクセスルートとなる)

気中-上アクセス工法においては、a.に加えて、冠水工法と同様、b.~d.が必要である。

- b. PCV 上方から燃料デブリに到達するまでにある既存の機器を撤去し、燃料デブリまでのアクセスルートを構築すること。
- c. 炉心シュラウドの外側に燃料デブリが出ている場合は、炉心シュラウドを撤去する等によりアクセスすることが必要となる可能性があるため、状況に応じた計画を行うこと。また、D/W 底部ペDESTAL内外に燃料デブリが存在する可能性を考えて計画を策定すること。
- d. D/W 底部の燃料デブリにアクセスするためには、RPV 底部に大きな開口部を設定するか又はRPV 本体を先行して取り外す必要があるため、状況に応じた計画を策定すること。D/W 底部ペDESTAL内外に燃料デブリが存在する可能性を考えて計画を策定すること。

気中-横アクセス工法においては、a.に加えて、e.が必要である。

- e. 建屋1階から D/W 底部の燃料デブリにアクセスするために、取り出し工法に応じて必要となる建屋壁の開口部設置やPCV 開口部の拡大を含めた計画を策定すること。

(3) 現状

気中-上アクセス工法における、燃料デブリへのアクセスルートの構築は、冠水工法と同じである。PCV 上方からは、通常定検時の燃料交換作業のための炉心部へのアクセスルートが構造的に確保されている。ウェルシールドプラグ、PCV 上蓋、RPV 上蓋保温材、RPV 上蓋を取り外すことにより原子炉内にアクセス可能であり、さらに、蒸気乾燥器、気水分離器を取り外すことにより炉心直上の上部格子板に達し、RPV 内の燃料デブリにアクセス可能となる。ただし、これらの取り外し機器は、事故時に高温環境に晒されたことにより熱変形が生じて通常の方法では取り外せない可能性が懸念され、このような場合には切断等を実施した上で撤去する必要がある。

図 4.3.4-7 に上アクセス工法で撤去を考慮すべき炉内構造物を示す。

気中-横アクセス工法に関しては、PCV 側面には、PCV 内部に通じる機器ハッチ、CRD ハッチ他が配置されており、アクセス開口部の大きさは限定的ではあるが、構造的に PCV 内へのアクセスルートが確保されている。D/W 底部には、RPV ペDESTAL外側の PLR ポンプ、弁、配管、

サポート等、RPV ペDESTAL内側の CRD 交換台車、操作床（グレーチング）等が干渉する可能性があるが、これらを切断、撤去することにより、D/W 底部の燃料デブリにアクセス可能となる。ただし、撤去する機器の搬出ルート確保は必要である。

図 4.3.4-6 に気中-横アクセス工法の干渉物の状況を示す。

(4) 今後の対応

下記の対応を進めていくべきである。

- a. 気中-横アクセス工法について、高線量の建屋内に横からのアクセスルートを構築することが必要となる。冠水工法や気中-上アクセス工法と異なる、高線量域をアクセスエリアとすることが必要となる可能性もあり、既設障害物撤去等を含む準備作業を含め、除染や遮への対策を十分に検討して進めることが必要である。
- b. 気中-上アクセス工法のアクセスルートは、冠水工法と同様であるが、気中工法として、各エリアへ搬出入する機器、装置が、冠水工法の場合より大型化するようなものがある場合は、通過する開口部寸法が十分であるか確認することが必要である。

炉心シュラウドの外側に燃料デブリが出ている場合は、炉心シュラウドを撤去してアクセスすることが必要となる可能性がある。

D/W 底部の燃料デブリにアクセスするためには、RPV 底部に大きな開口を設定するか又は RPV 本体を先行して取り外す必要がある。オペフロから施工位置までの距離が数十 m と遠くなるため、施工用ステージを降下させる等により施工性を向上させることが必要となると考えられる。

(補足 1) 気中-横アクセス工法に関し、RPV ペDESTAL周囲の機器、干渉物の撤去作業や高線量域のアクセスルート構築は、難度の高い課題である。

1号機の例（日立 GE 提供）

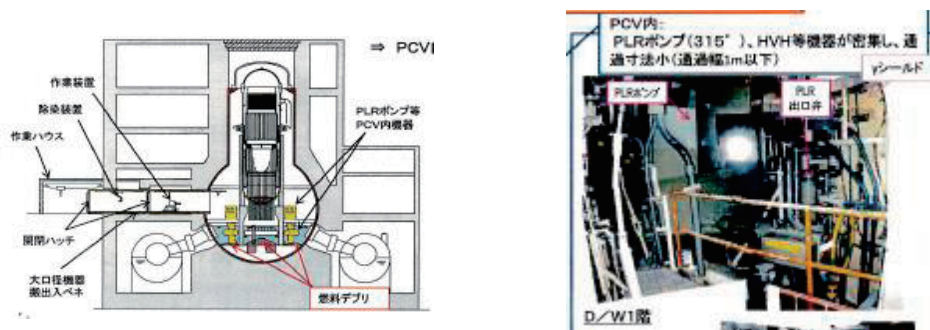


図 4.3.4-6 気中-横アクセス工法の干渉物状況

(補足2) 気中-上アクセス工法に関し、燃料デブリ取り出しに至るまでに燃料領域上方の炉内構造物の撤去が必要であり、難度が高く時間を要するものと考えられる。

内部構造概要図 (IRID 提供)

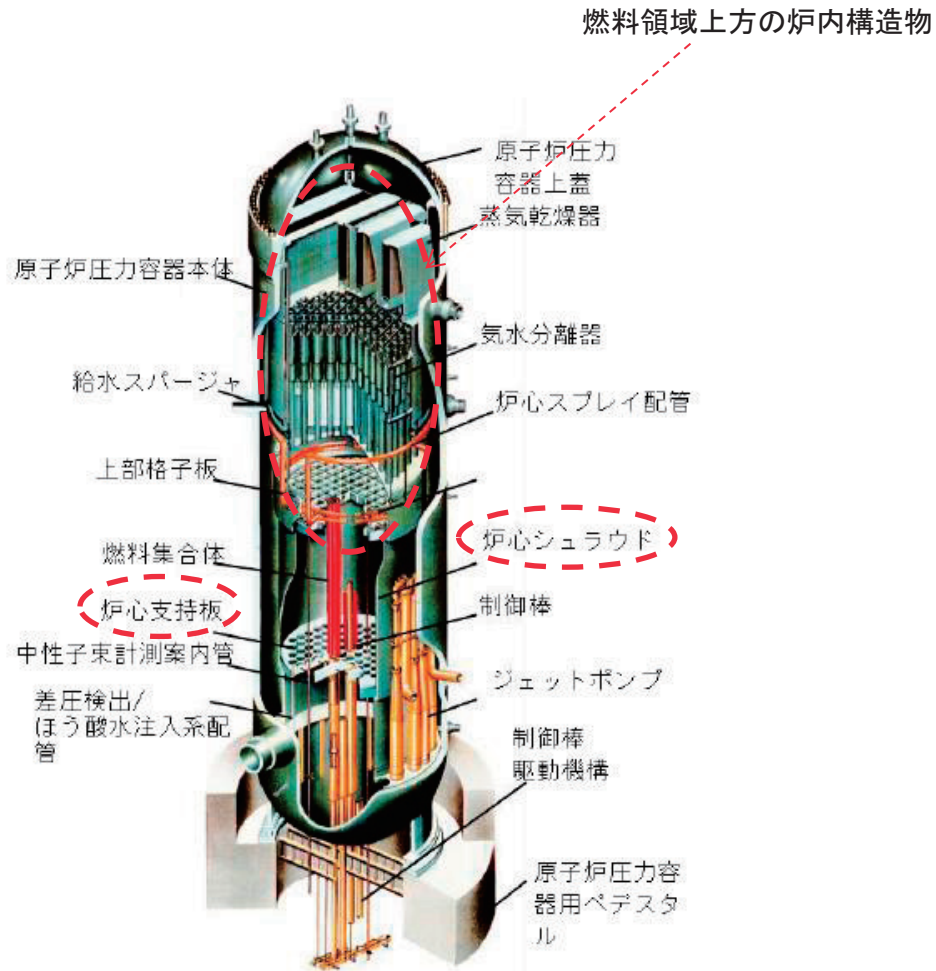


図 4.3.4-7 上アクセス工法で撤去を考慮すべき主要な炉内構造物

4.3.4.2.8 系統設備⁸、エリアの構築

(1) 目的

目的は、下記のとおり、冠水工法と同じである。

建屋に追加設置するコンテナや、燃料デブリ取り出し作業時のダスト飛散防止の機能を持つセル、燃料デブリ取り出しに係る各システムの概念検討を行い、設備・システムの設置・運用、必要な作業エリアの確保・運用のための整備を行う。

対象となるシステムとして、燃料デブリ取り出し作業に直接係る装置の制御システムに加えて、循環注水冷却システム、汚染水回収システム、負圧管理・建屋内ガス管理のシステム、放射性ガスの処理システム、臨界管理システム、取り出した後の燃料デブリを処理、移送するためのシステム等が考えられる。

ただし、冠水工法と比べ、線量条件やダスト飛散の条件が厳しくなる等、コンテナ、セル、各システムに対する具体的な要求仕様が異なるため、各技術要件の検討の中で、気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法のための検討を行っていくことになる。

(2) 主な要求事項

気中-上アクセス工法に対する主な要求事項は、下記 a.~e.に示す冠水工法と同じ内容である。

気中-横アクセス工法に対する主な要求事項は、下記 a.~d.に示す内容である。

- a. 建屋に追加設置するコンテナやセルの設計が完了し、それらを含めた設備の健全性評価され、成立していること。各システムを構成する機器・装置・系統の設置エリアが十分であること。機器・装置・系統の設計条件を踏まえ、必要とされる環境条件を満足すること。また、エリアからの放射性廃棄物を含むダストの放出を抑止できること。
- b. 各システムを構成する機器・装置・系統の運転、保守管理作業のために十分なエリアがあること。また、機器・装置・系統の設計条件を踏まえ、保守管理作業エリアに必要とされる環境条件を満足すること。
- c. 燃料デブリ取り出し作業において既存の設備を使用する場合は、破損や劣化が無く、機能を保っていることを確認すること。
- d. 燃料デブリ取り出し作業に伴い、搬出される燃料デブリ、重汚染構造物、切削物の処理・処分方法が確立され、作業途中の仮置き場所や処理の実施場所、移送ルートおよび移送先が決まっており、エリアが十分に確保されていること。
- e. 使用済燃料プールから燃料取り出しが完了し、制御棒などのその他の貯蔵物や燃料ラック等、干渉物の撤去が完了していること。

気中-横アクセス工法の場合、使用済燃料プールに関する作業と独立して燃料デブリ取り出し作業が行えると考えられ、上記 e.項の要求は無くなるが、使用済燃料プールに燃料が残った状態の場合、安全確保方策が必要となることに留意が必要である。

⁸系統設備とは、循環注水冷却システム（汚染水回収機能含む）、放射性ガスの処理システム等のシステム関連設備に加え、建屋コンテナやセルを含むものである。

(3) 現状

冠水工法と同様、2015 年度から、コンテナ、セルを含めたシステムの概略検討等、工法の実現性確認に必要な内容から順次進めていく計画である。

(4) 今後の対応

下記の対応は、冠水工法と同様に、下記を実施すべきである。

工法の実現性を判断する時期までに、

- a. 工法実現性を確認するために、建屋を含めた健全性評価が必要であるため評価に影響を与える可能性のある、コンテナ・セル等の設備について主要な重量、寸法の概要を確認し、それを踏まえた健全性を確認すること。
- b. 工法に必要な主要設備について、設置エリアが確保できることを確認すること。
- c. 取り出した重汚染構造物を含む機器、切削物、燃料デブリの保管場所の見通しについて確認すること。

また、冠水工法と同様、工法の方針決定以降、燃料デブリ取り出し作業実施に向けて、各システムを構成する設備の設置や運用のためのエリアのレイダウンの計画の詳細検討や、取り出した機器の仮置き、処置のための場所、取り出した燃料デブリを保管するための敷地内プロットプランの詳細検討を進めていくことが必要である。作業エリアに要求される環境条件を満足するための除染・遮へい、ダストの飛散防止について、それぞれ判断基準を設定し、それを実現するための対応を進めることが必要である。

冠水工法と比べて、気中工法で特に重要となる、ダストの飛散防止、燃料デブリ等による被ばくの低減に注意した計画が必要である。

4.3.4.2.9 労働安全の確保

労働安全の確保に係る目的、主な要求事項、現状、今後の対応については、下記のとおり、4.3.3.2.9と同様であるが、特に、冠水工法と比較して水による遮へいがないためより高い放射線環境にあり、また気中へのダストの飛散に注意する必要がある、これらに対しより周到的な事前対策が必要である。

(1) 目的

燃料デブリ取り出しまでに今後予定される作業は、そのほとんどが原子炉建屋内で実施される。原子炉建屋内は狭隘で照明が不十分/ガレキの存在/高い放射線環境/ダスト環境等、極めて悪い環境にあるのみならず、PCVまで移行した燃料デブリの取り出し作業等、これまで経験したことがない初めての作業である。このような劣悪な作業環境下での作業であるからこそ、入念な対策と準備により労働災害を発生させないことが重要である。

(2) 主な要求事項

労働災害を防ぐ、減らす、軽減するための労働安全対策について、これまで行われてきたものとは比べものにならない十分な事前準備が必要となる。

(3) 現状

- a. 原子炉建屋内や周辺エリアでの作業を中心に、全面マスクの着用等作業員に負担を強いる放射線防護が必要な状況である。
- b. 平成27年1月19日に発生した雨水受けタンク天板部からの落下等、重篤な人身災害が繰り返し発生した状況を踏まえ、安全点検、意識向上・事例検討会の実施、過去に発生した人身災害の振り返り等、労働災害を防ぐ、減らす、軽減するための様々な安全性向上対策を実施してきている。

(4) 今後の対応

労働災害を防ぐ、減らす、軽減するために、下記の対応をより強力に進めるべきである。

- a. 現状実施してきている安全性向上対策を徹底する。
- b. 照明の復旧（電源の復旧）、通信環境の改善、ガレキ撤去等により、可能な限りより良い作業環境を構築する。
- c. これまでに実施されてきた原子炉建屋内線量低減作業、PCV内部調査作業をレビューし、他作業に対する準備、計画、訓練等の事前対策に活かす。
- d. 燃料デブリの取り出しのためには、b.で記した原子炉建屋内線量低減作業以外にも、PCV内部調査、原子炉建屋補修、建屋滞留汚染水の除去、原子炉建屋上部解体（2号機）、使用済燃料プールからの燃料取出し等の作業が計画されている。このようなこれまでに経験したことがない初めての作業に対しては、モックアップによる作業訓練を十分に実施する。

- e. 各作業において発生する可能性がある事故・トラブルを事前に抽出し、リスク評価を行い対策を講じておくことにより、事故・トラブルの未然防止を図るとともに、不測の事態に対する対処方法も検討しておく。

4.3.4.3 国際公募を通じた新たな工法提案の活用

燃料デブリ取り出しの冠水工法に加えて、気中工法の検討を行っていくに当たり、難度の高い技術開発、新しい課題に対する技術開発を行うために、国際公募を活用し世界中の叢智を結集して、技術のレベルアップに取り組むことが必要である。

2013年に実施された情報提供依頼（RFI）に続き、資源エネルギー庁による廃炉・汚染水対策補助事業の一環として、2014年6月、燃料デブリ取り出し代替工法（気中工法）に関する下記の3事業に対する国際公募が実施された。その結果、計11件が採択され、2015年3月末までの検討が開始された。

3事業の検討結果を踏まえて、気中工法の適用性等を評価していく。実機適用に有効な可能性が高いと評価されたものは、今後、適用に向けた開発や研究を進め、4.3.4.1、4.3.4.2記載の技術要件「燃料デブリ取り出し機器・装置の開発」等における技術開発、現場作業へ取込んでいくことを検討すべきである。

2015年度以降具体的な開発研究を継続していくことが期待されるテーマについては、実機適用への枠組みをよく検討し進めていくべきである。

- 「気中にて燃料デブリを安全かつ確実に取り出す代替工法の概念検討事業」（4件採択）
4件のうち3件は、PCV上からのアクセスとPCV横からのアクセスの組合せ工法を、他の1件はPCV上部からのアクセスする工法を検討している。
- 「代替工法のための視覚・計測技術の実現可能性検討事業」（4件採択）
- 「代替工法のための燃料デブリ切削・集塵技術の実現可能性検討事業」（3件採択）

参考文献

廃炉・汚染水対策チーム会合事務局会議（第14回） 資料4-2「燃料デブリ取り出し代替工法に関する概念検討事業等の中間報告」

4.3.4.4 気中工法の実現性を判断する道筋

気中工法は、PCV 内の水位を現状程度に維持して、燃料デブリを取り出す工法であり、PCV 水位管理や臨界管理等が比較的容易である。一方、放射線の遮へい、放射性ダストの飛散防止が必ずしも十分には期待できない。このため、工法を実現する上で特に重要な課題として、以下の3つがあげられる。

(1) 燃料デブリ等による高放射線の遮へい

燃料デブリや FP、放射化物による放射線により、作業員や公衆に与える影響を考慮した遮へいを行う必要がある。また、遮へい材による重量等が原子炉建屋に与える影響を考慮する必要がある。

(2) 建屋外へのダスト飛散による作業員・環境への影響管理

放射性ダストが外部に飛散しないように、燃料デブリの取り出し方法や飛散防止対策を検討する必要がある。

(3) 燃料デブリ取り出し装置等の耐放射線性の確認

燃料デブリ取り出し装置等が高放射線量の燃料デブリ等にさらされるため、取り出し作業に大きな影響を与えない程度の耐放射線性が要求される。

なお、工事の方法によっては、燃料デブリの一部が水没していない状態となることも想定されるため、その場合には、水没していない燃料デブリに対する冷却効果の評価が必要となる。

4.3.4.1 に示す 9 項目の技術要件、上記 3 つの特に重要な課題についての対応の進捗状況を踏まえて、必要な見直しをかけながら開発、検討を進める。中長期ロードマップにおいては 2018 年度上半期に燃料デブリ取り出し方法を確定することが判断ポイントとして設定されているため、これに間に合うように燃料デブリ取り出し工法シナリオの選定を行うために、各技術要件を満足できることを見極め、気中工法の実現性を判断する。

図 4.3.4-8 に、9 項目の技術要件の今後の対応について示す。

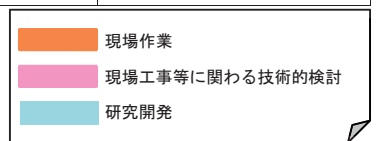
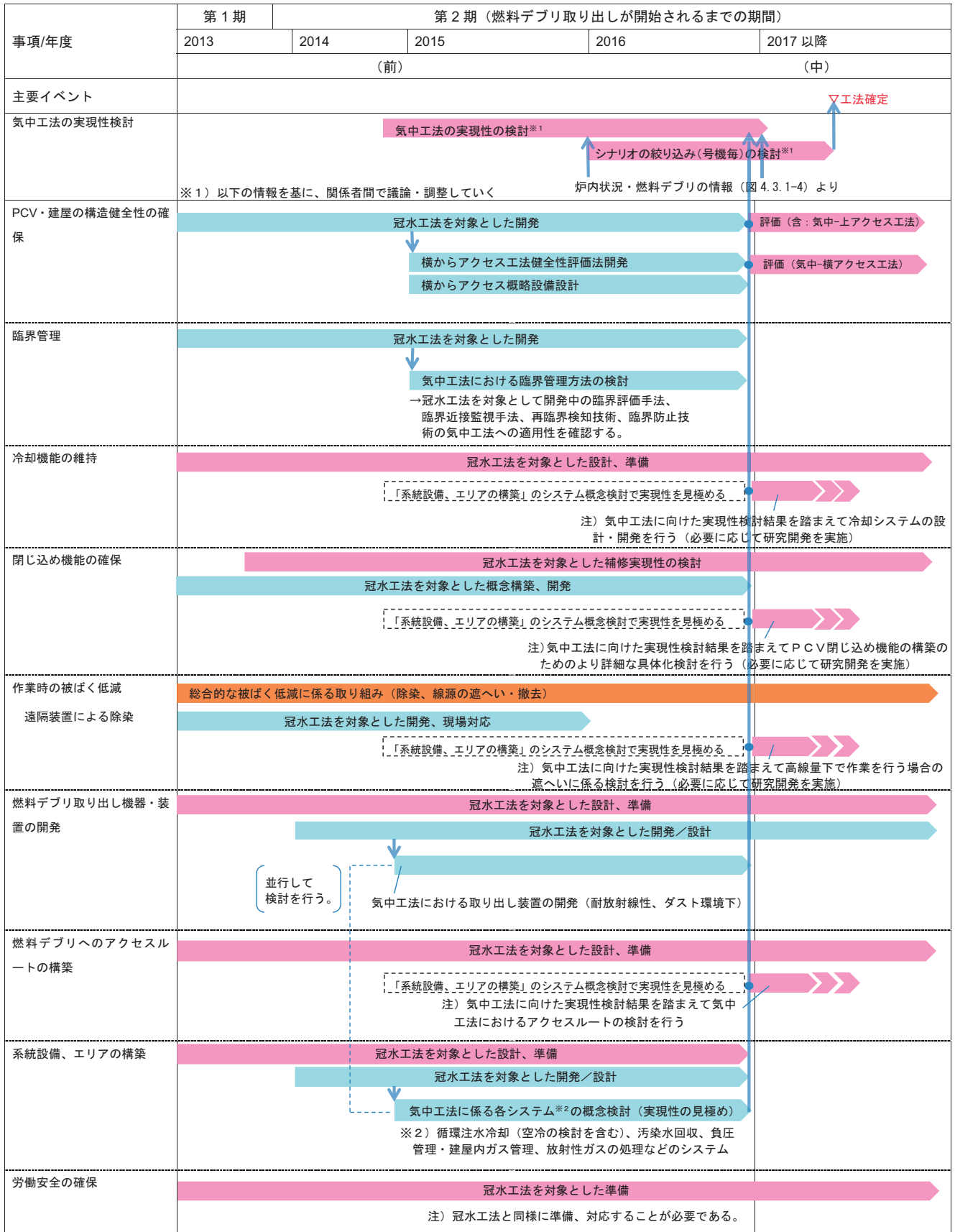


図 4.3.4-8 気中工法における技術要件の今後の対応

4.3.5 号機ごとの状況を踏まえた複数シナリオの検討

4.3.4 項において、気中工法の適用可能性検討について述べたが、具体的にプラント各号機で燃料デブリ取り出し作業を行うことを想定し、現状の情報に基づく適用シナリオの検討を行う。

検討対象の工法オプションは、4.3.2 項で述べた、冠水-上アクセス工法、気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法の3つとする。図 4.3.5-1 にそれぞれの工法のイメージを示す。

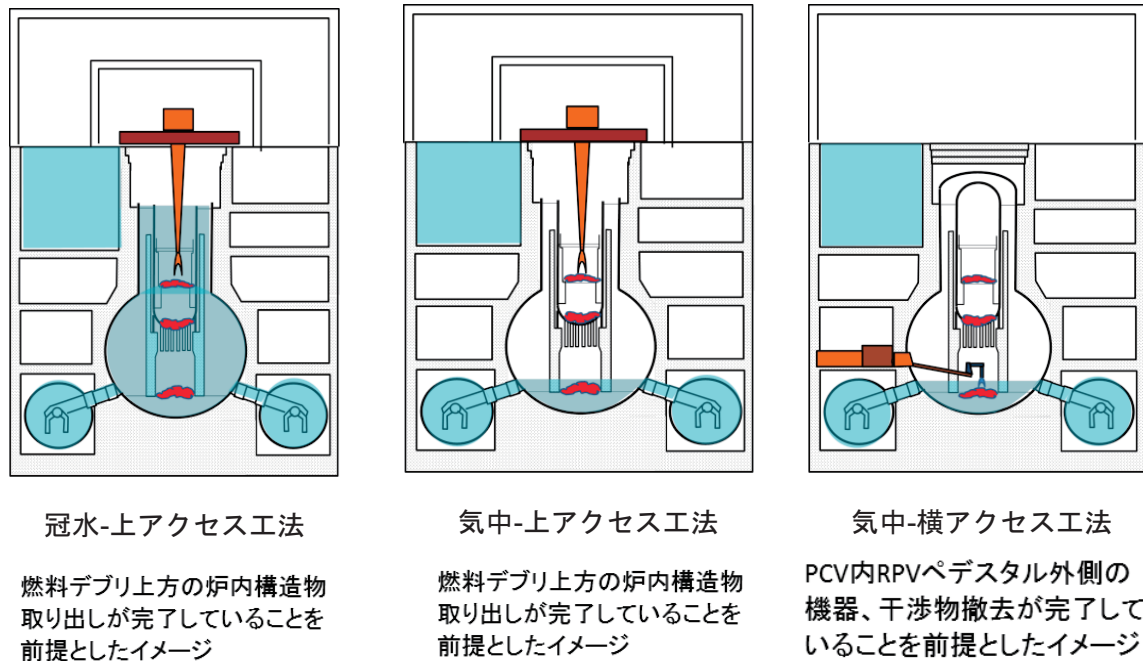


図 4.3.5-1 重点的に取り組む3工法（イメージ）

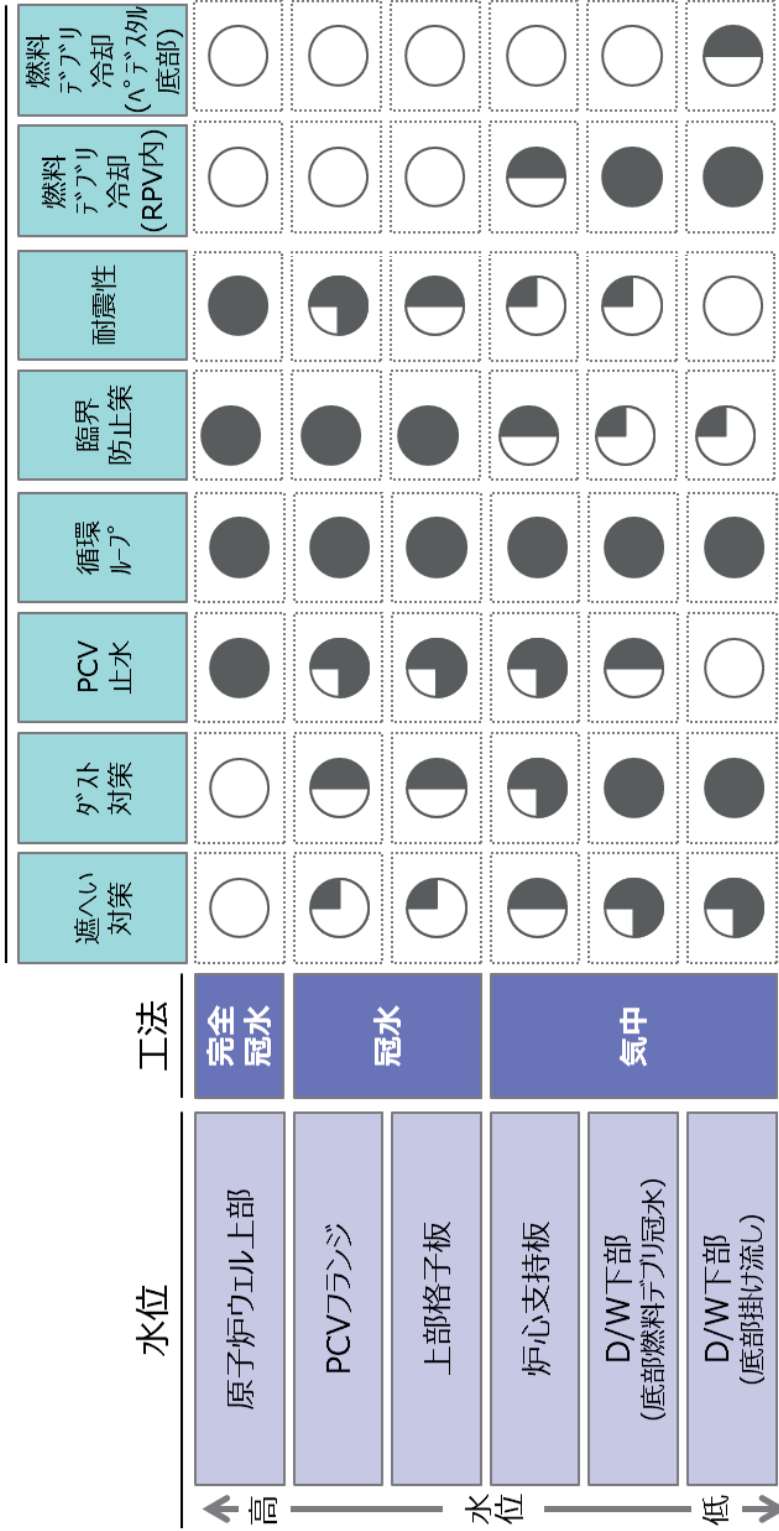
シナリオとして、燃料デブリ取り出しの開始から完了までを考えると、単一の工法オプションで最後まで実施する場合、複数の工法オプションを順に組合せて実施して、取り出しを完了する場合を検討する。

燃料デブリ取り出し工法オプションとして、冠水工法、気中工法それぞれに長所、課題がある。図 4.3.5-2 に、水張りのレベルに応じ、認識すべき工法の課題を定性的に示すとともに、考慮や検討の必要性及び難度について整理した。

4.3.5 項においては、現時点のプラント各号機の現状の状況推定に基づくシナリオの検討と、今後得られる情報に応じた検討の考え方を示す。

今後得られる情報に基づき、プラント状況の推定内容が変わった場合には、検討の内容は修正が必要となる可能性がある。

課題として認識すべき事項



○：課題事項に対して有利
 ◐：考慮・検討必要性や難度
 ●：課題事項に対し十分に考慮・検討すべき
 低 ← → 高

注記：

- ① 水位レベルによる工法実現の難度は勘案していない
- ② 工法の選定にあたっては、課題事項の考慮・検討の必要性のみならず、各工法を成立させるために必要な開発の内容、現場準備やフロント状況に応じた燃料デブリ取り出し作業の合理性等の評価を含めることが必要となる

図 4.3.5-2 工法の水位レベルにより考慮すべき課題

4.3.5.1 プラント適用シナリオの検討

4.3.2 項で述べた工法オプション「冠水工法」「気中-上アクセス工法」「気中-横アクセス工法」を適用し、燃料デブリ取り出し開始から完了までの作業手順として、考えられるものを整理する。取り出し作業の開始から完了まで、上記の内の一つの工法オプションだけを適用して達成する場合として3通りのシナリオがあり、取り出す燃料デブリの分布位置に対応して2つの工法オプションを適用する場合とその施工の順を考慮して4通りのシナリオが考えられ、合せて燃料デブリ取り出しのシナリオとして、7通りが考えられる。

表 4.3.5-1 に上記のシナリオについて想定している手順と、特徴を整理する。また、図 4.3.5-3 に、各燃料デブリ取り出し工法シナリオと対処可能な燃料デブリの位置を示す。

各シナリオの手順説明 (表 4.3.5-1 の想定手順の補足)

シナリオ(1) 冠水 (又は完全冠水) 上アクセス工法によりアクセス

→炉内構造物、RPV 内燃料デブリ取り出し

→PCV 内ペDESTAL内燃料デブリ取り出し→燃料デブリ取り出し完了

シナリオ(2) 気中上アクセス工法によりアクセス

→炉内構造物、RPV 内燃料デブリ取り出し

→PCV 内ペDESTAL内燃料デブリ取り出し→燃料デブリ取り出し完了

シナリオ(3) 気中横アクセス工法によりアクセス

→PCV 内ペDESTAL内外の燃料デブリ取り出し→燃料デブリ取り出し完了

シナリオ(4) 冠水 (又は完全冠水) 上アクセス工法によりアクセス

→炉内構造物、RPV 内燃料デブリ取り出し

気中-横アクセス工法によりアクセス

→PCV 内ペDESTAL内外燃料デブリ取り出し→燃料デブリ取り出し完了

シナリオ(5) 気中横アクセス工法によりアクセス

→PCV 内ペDESTAL内外の燃料デブリ取り出し

冠水工法によりアクセス

→炉内構造物、RPV 内燃料デブリ取り出し→燃料デブリ取り出し完了

シナリオ(6) 気中上アクセス工法によりアクセス

→炉内構造物、RPV 内燃料デブリ取り出し

気中横アクセス工法によりアクセス

→PCV 内ペDESTAL内外燃料デブリ取り出し→燃料デブリ取り出し完了

シナリオ(7) 気中横アクセス工法によりアクセス

→PCV 内ペDESTAL内外の燃料デブリ取り出し

気中上アクセス工法によりアクセス

→炉内構造物、RPV 内燃料デブリ取り出し→燃料デブリ取り出し完了

工法決定の時期までに、各号機ごとのプラント状況を勘案して、燃料デブリ取り出し工法を選定することとなる。現状の各号機の情報を考え、可能性のあるシナリオ候補を挙げ、今後得られる情報に応じ、判断を進めていく。

表 4.3.5-1 各シナリオの手順と特徴

シナリオ	工法			想定手順	特徴
	冠水上アクセス	気中上アクセス	気中横アクセス		
(1)	○	—	—	炉内構造物・RPV内燃料取出し ↓ ペDESTアル内燃料デブリ取り出し	<ul style="list-style-type: none"> ペDESTアル外燃料デブリ取り出しが不要の場合に適用可
(2)	—	○	—	炉内構造物・RPV内燃料取出し ↓ ペDESTアル内燃料デブリ取り出し	<ul style="list-style-type: none"> ペDESTアル外燃料デブリ取り出しが不要の場合に適用可
(3)	—	—	○	ペDESTアル内外燃料デブリ取り出し	<ul style="list-style-type: none"> RPV内燃料デブリ取り出しが不要な場合に適用可 (100%ペDESTアル内外対応シナリオ)
(4)	①	—	②	①炉内構造物・RPV内燃料取出し ↓ ②ペDESTアル内外燃料デブリ取り出し	<ul style="list-style-type: none"> RPV内は上から、ペDESTアル内外は横からの得意なアクセスを活かしたハイブリッド工法
(5)	②	—	①	①ペDESTアル内外燃料デブリ取り出し ↓ ②炉内構造物・RPV内燃料取出し	<ul style="list-style-type: none"> シナリオ (4) の逆パターンのハイブリッド工法 冠水時の耐震性が課題
(6)	—	①	②	①炉内構造物・RPV内燃料取出し ↓ ②ペDESTアル内外燃料デブリ取り出し	<ul style="list-style-type: none"> RPV内は上から、ペDESTアル内外は横からの得意なアクセスを活かしたハイブリッド工法
(7)	—	②	①	①ペDESTアル内外燃料デブリ取り出し ↓ ②炉内構造物・RPV内燃料取出し	<ul style="list-style-type: none"> シナリオ (6) の逆パターンのハイブリッド工法

※○内の数字は施工順を示す

各シナリオが対処可能な燃料デブリの位置

工法

シナリオ	冠水 上アクセス	気中 上アクセス	気中 横アクセス	RPV内	RPV ペDESTアル内	RPV ペDESTアル外
(1)	○	—	—	OK	OK	NG ^{注1}
(2)	—	○	—	OK	OK	NG ^{注1}
(3)	—	—	○	NG ^{注2}	OK	OK
(4)	①	—	②	OK	OK	OK
(5)	②	—	①	OK	OK	OK
(6)	—	①	②	OK	OK	OK
(7)	—	②	①	OK	OK	OK

○内の数字は施工順を示す。

注1: 上アクセス工法単独では、RPVペDESTアル外側の燃料デブリ取り出しは困難。
注2: 横アクセス工法単独では、RPV内の燃料デブリ取り出しは困難。

(表 4.3.2-1、表 4.3.2-2 を参照)

図 4.3.5-3 燃料デブリ取り出し工法シナリオと対処可能な燃料デブリ位置

4.3.5.2 号機ごとの状況を踏まえた複数シナリオの提示と今後検討の方法論

4.3.5.1 で挙げた 7 つの燃料デブリ取り出し工法シナリオを念頭に、今後、各号機を対象としたプラント情報（調査結果、評価結果）を基に、5 つの基本的考え方に基づく評価を勘案して、望ましいシナリオを検討していくこととなる。

まず、プラント適用可能性のある 7 つのシナリオの特徴は、表 4.3.5-1 に記載のとおりである。

また、シナリオ(5)、(7)は、気中-横アクセス工法施工の後、冠水-上アクセス工法又は気中-上アクセス工法を適用して燃料デブリ取り出しを完遂するシナリオである。オペフロで使用済燃料プールの燃料取り出し作業が行われている場合には、オペフロでの作業が必須となる冠水-上アクセス工法、気中-上アクセス工法の施工を同時に行うことは困難である。しかし(5)(7)のシナリオに依れば、建屋側面からのアクセスすることで、燃料プールからの燃料取り出し作業工程に依存せず、燃料デブリ取り出しを開始できる可能性がある。ただし、使用済燃料プールに燃料が残った状態での安全確保方策が必要となることに留意する必要がある。

図 4.3.5-4 に、判断の根拠となる種々の情報を集めて判断し、燃料デブリ取り出し工法シナリオを決定していくための調査検討事項を示す。図 4.3.5-5 に、燃料デブリ取り出し開始までの作業の流れを示す。

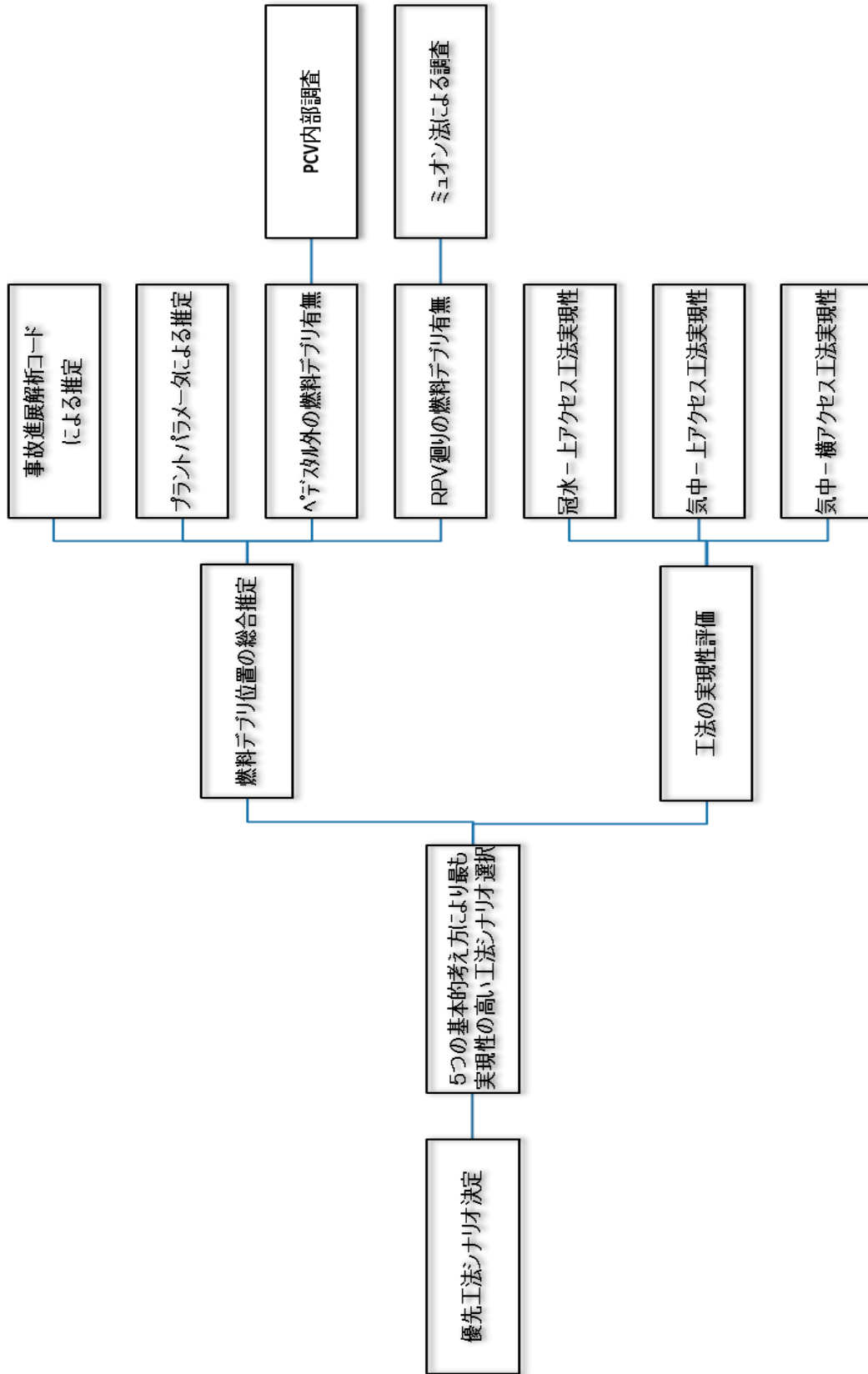
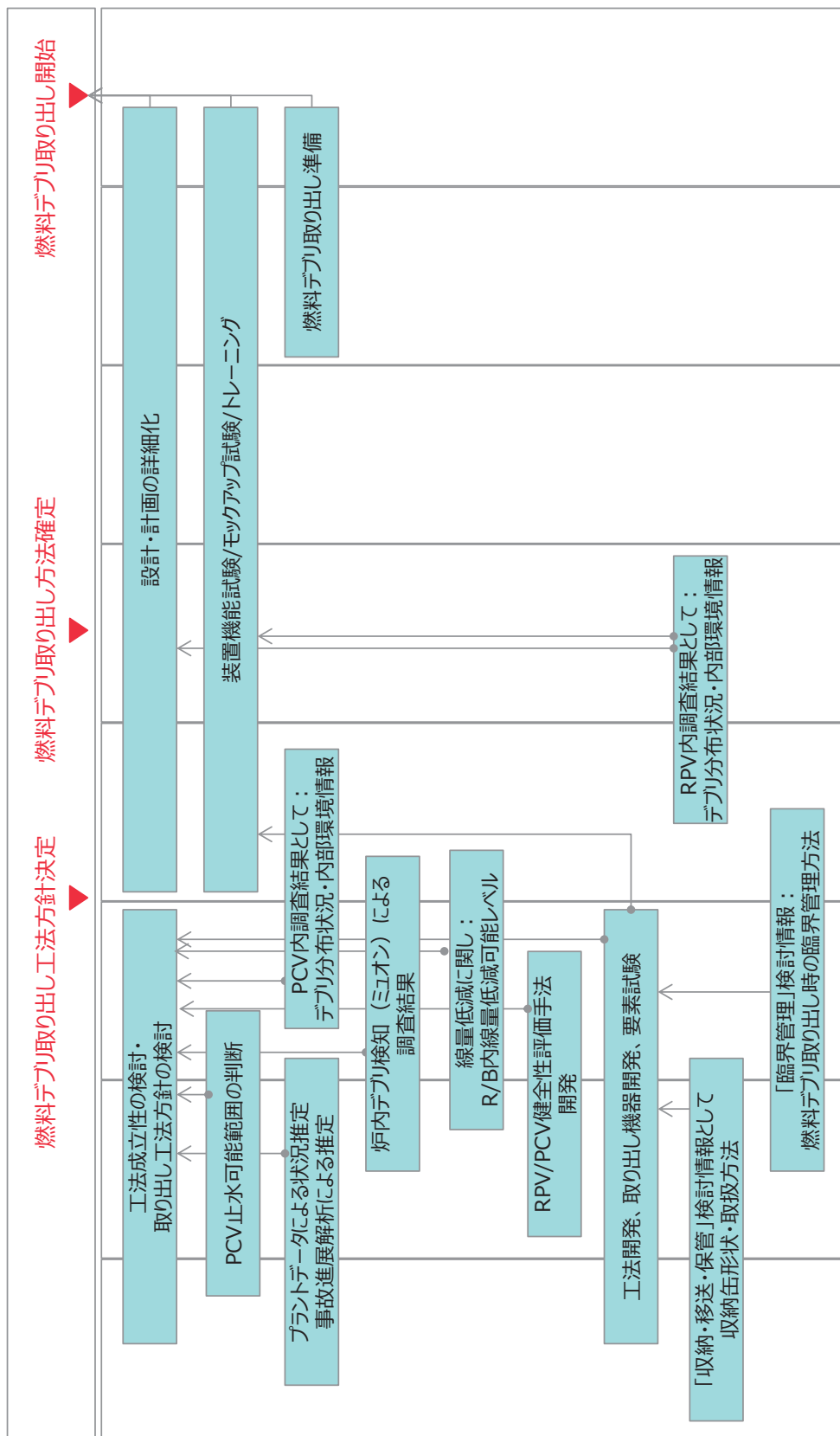


図 4.3.5-4 燃料デブリ取り出し工法シナリオ決定のための調査検討事項



(注記) 燃料デブリ取り出し工法方針決定に向け、判断をするために必要な情報を入力し、検討を進めるイメージを示す。

PCV 止水可能範囲の判断結果や、PCV 内及び RPV 内燃料デブリの分布状況調査の結果は工法方針決定に特に重要な情報となる。

複数の工法、シナリオの実現性が見通せる場合、5 つの基本的考え方に基づく評価を勘案して、優先する実施シナリオを判断をする。

図 4.3.5-5 燃料デブリ取り出し開始までの作業

号機ごとに、現時点の情報を基にして、燃料デブリ取り出し工法シナリオの検討を行う。

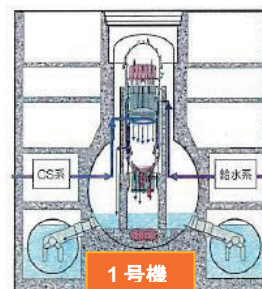
(1) 1号機についての検討

a. 現状の燃料デブリ位置の推定

- 事故時に溶融した燃料はほぼ全量 RPV 下部プレナムへ落下、炉心部にほとんど燃料の残存無
- 下部プレナムに落下した燃料デブリは大部分が D/W 底部に落下

b. PCV 水位状況、破損状況

- D/W 内水位 D/W 床から約 3m
- S/C 内ほぼ満水
- サンドクッションドレン管からの漏えい有
- 真空破壊ラインの伸縮継手カバーからの漏えい有



c. 可能性のあるシナリオと今後のプラント情報を仮定したシナリオ候補の考え方

1号機においては、燃料デブリは大部分が D/W 底部に落下していると推定される。

PCV 内で RPV ペDESTAL 外側に燃料デブリが存在する場合には、横からのアクセス工法により取り出すことが必要となると考えられ、表 4.3.5-1 に示すシナリオ(3)、(4)、(5)、(6)、(7)が候補となり得る。これら候補シナリオの燃料デブリ取り出し手順を図 4.3.5-6、7 に示す。

ミュオン調査や RPV 内調査により、RPV 内の燃料デブリの分布があると確認された場合、RPV 内の燃料デブリ取り出しのためにはシナリオ(3)では難しいと考えられ、(4)、(5)、(6)、(7)が候補となる。

また、PCV 止水に関し、炉心領域上端部まで水位を確保する止水ができない場合、候補シナリオは(6)、(7)となる。

(5)、(7)については、側面からのアクセス（横アクセス）のための開口を建屋や PCV に設けた後に、冠水工法又は気中-上アクセス工法を施工する際の健全性確認又は健全性確保のための補強を実施することが必要な条件となる。

燃料デブリが RPV ペDESTAL 外側に分布していることを確認した場合、横からアクセスを先行して行うシナリオ(5)、(7)により、プール燃料取り出しの工程に関らず、燃料デブリ取り出しを開始することも検討対象となる。ただし、使用済燃料プールに燃料が残った状態での安全確保方策が必要となることに留意する必要がある。

複数の候補シナリオが技術的に成立可能な場合には、5つの基本的考え方に基づく評価を勘案して、優先する実施シナリオを検討していくことが必要である。

シナリオ(4)、(5)

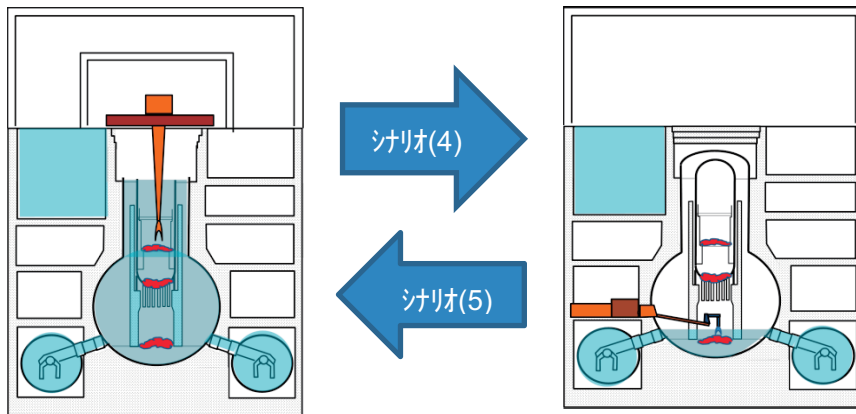


図 4.3.5-6 シナリオ(4)、(5)による燃料デブリ取り出し手順

シナリオ(6)、(7)

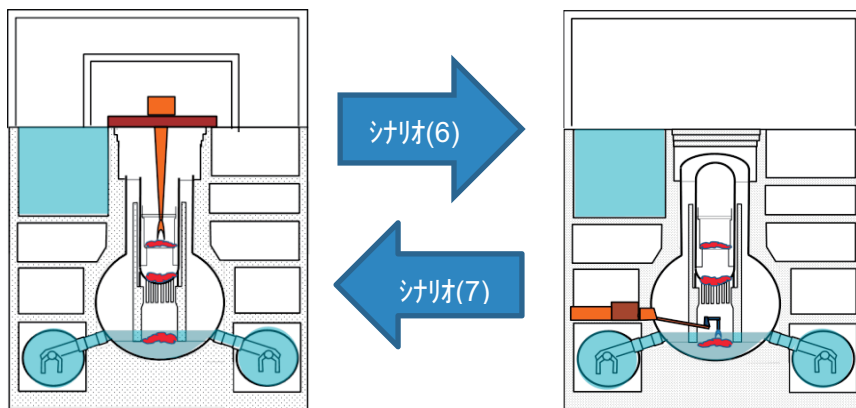


図 4.3.5-7 シナリオ(6)、(7)による燃料デブリ取り出し手順

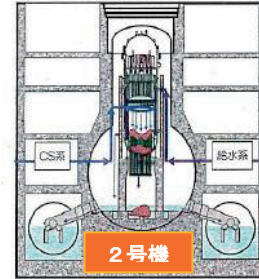
d. 燃料デブリ取り出しシナリオを検討に係る注意事項

- 気中-横アクセス工法によって取り出しを行う場合、アクセスルート構築のための既存機器、設備、配管の撤去作業、機器・装置の仮置きエリア計画を含め、具体的な検討を進め実現性を見通すことが必要である。
- PCV 漏えい調査の結果や止水技術開発の状況を踏まえて、止水可能性を判断することが必要となる。

(2) 2号機についての検討

a. 現状の燃料デブリ位置の推定

- 事故時に溶融した燃料の一部はRPV下部プレナムへ落下、また、一部はD/W底部に落下、一部は炉心部に残存



b. PCV 水位状況、破損状況

- D/W 内水位 D/W 床から約 30cm
- S/C 内水位 トーラス中央部付近
- トーラス室上部に漏えい痕跡無

c. 可能性のあるシナリオと今後のプラント情報を仮定したシナリオ候補の考え方

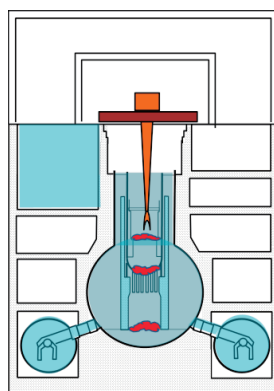
2号機においては、RPV 内部に燃料デブリが残存しており、これを含めた燃料デブリ取り出しが必要であると推定される。また、燃料デブリは D/W 底部の RPV ペDESTAL 外側に存在する可能性は低いと推定される。

これらを考えると、シナリオ(1)、(2)が有力な候補と考えられる。これら候補シナリオによる燃料デブリ取り出しのイメージを図 4.3.5-8 に示す。PCV 補修により、上部までの水張りが可能であればシナリオ(1)での施工が可能となり、上部までの水張りが不可の場合シナリオ(2)による施工を行うこととなる。

PCV 止水の可能な程度により、いずれかを選択することとなる。

横からのアクセスを伴う、シナリオ(4)、(5)、(6)、(7)については、燃料デブリが RPV ペDESTAL 外側に分布していない場合には、必ずしも必要とはならず、単独工法で完遂する方が合理的であると想定される。また、RPV 内部に燃料デブリが残存している場合、シナリオ(3)（横アクセス工法のみ）で燃料デブリ取り出しを完遂することは難しいと想定される。

シナリオ(1)



シナリオ(2)

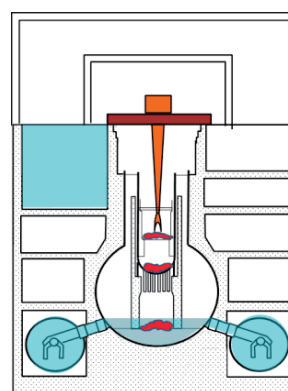


図 4.3.5-8 シナリオ(1)、(2)による燃料デブリ取り出しイメージ

複数の候補シナリオが技術的に成立可能な場合には、5つの基本的考え方に基づく評価を勘案して、優先する実施シナリオを検討していくことが必要である。

d. 燃料デブリ取り出しシナリオを検討に係る注意事項

- 水張り可能水位について、PCV 漏えい調査結果により判断する必要がある。上部の調査は燃料デブリ取り出し工法シナリオの選定の判断根拠とするために早める必要がある。

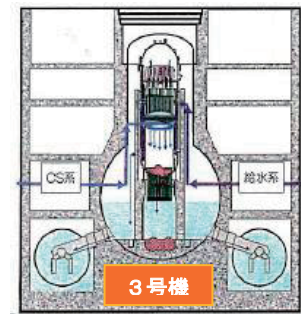
(3) 3号機についての検討

a. 現状の燃料デブリ位置の推定

- 事故時に溶融した燃料の一部は RPV 下部プレナムへ落下、また、一部は D/W 底部に落下、一部は炉心部に残存

b. PCV 水位状況、破損状況

- D/W 内水位 D/W 床から約 6.5m
- 主蒸気配管 D の伸縮継手周辺からの漏えい有



c. 可能性のあるシナリオと今後のプラント情報を仮定した候補の考え方

3号機においては、他号機に比べ、PCV の損傷が軽微である可能性があり、冠水工法の実施が期待される。また、PCV 内で RPV ペDESTAL外側に燃料デブリが存在する場合には、横からのアクセス工法により取り出すことが必要となるため、早期に PCV 内調査を行い、横から取り出しの必要性を判断することが必要である。現状、シナリオ(1)、(2)及び(4)～(7)が候補となり得る。RPV 内部に燃料デブリが残存している場合、シナリオ(3) (横アクセス工法のみ) で燃料デブリ取り出しを完遂することは難しいと考えられる。RPV ペDESTAL外への燃料デブリ分布がないことを確認できれば、候補のシナリオとして、(1)、(2)が有力と考えられる。(前述 2号機と同様の考え方による) PCV 止水の可能な程度により、いずれかを選択することとなる。

複数の候補シナリオが技術的に成立可能な場合には、リスク低減や、優先すべき評価項目について評価を勘案して、優先する実施シナリオを検討していくことが必要である。

現状、3号機の PCV 内部デブリ調査予定については検討中、ミュオンによる炉内の燃料デブリ検知については計画が具体化していない状況である。

d. 燃料デブリ取り出しシナリオを検討に係る注意事項

- シナリオ検討のために必要な燃料デブリの状況を確認するための PCV 内部調査について、計画、実施を急ぐ必要がある。
- 燃料デブリが RPV ペDESTAL外に分布している場合、気中-横アクセス工法を先行して行うことも選択肢として考えられる。

以上に述べた、号機ごとの燃料デブリ取り出し工法シナリオの候補について表 4.3.5-2 に整理する。

表 4.3.5-2 各号機の燃料デブリ取り出し工法シナリオ候補の整理

シナリオ No.	冠水-上アクセス工法 (完全冠水含む)	気中- 上アクセス工法	気中- 横アクセス工法	1号機向け 工法候補	2号機向け 工法候補	3号機向け 工法候補
1	○	—	—		✓	✓
2	—	○	—		✓	✓
3	—	—	○	✓*1		
4	①	—	②	✓	(✓)*2	✓*3
5	②	—	①	✓*4	(✓)*2*4	✓*3*4
6	—	①	②	✓	(✓)*2	✓*3
7	—	②	①	✓	(✓)*2	✓*3

○内の数字は、施工順を示す。

*1 1号機の場合、全ての燃料デブリがRPVから落ちてRPVペデスタル内外に存在している場合、シナリオ3が必要となる可能性がある。

*2 2号機の場合、RPVペデスタル外側に燃料デブリが存在する可能性は低いと推定されるため、横アクセスは必ずしも必要としない。

*3 3号機の場合、RPVペデスタル外側に燃料デブリが存在しないことが確認されれば、横アクセスは必要なくなるため、早期のPCV内部調査が望まれる。

*4 「冠水-上」と「気中-横」の組合せでは、「気中-横」で建屋やPCVの開口加工を行った後、「冠水-上」を行う場合、耐震健全性の確認が必要となる

4.3.5.3 複数シナリオに対して検討を進めていく方法論と検討ゴール

4.3.5.1 で挙げた複数シナリオを構成する燃料デブリ取り出し工法の成立の鍵となる技術開発や、検討の進捗に伴う実現性の見込み及び各号機の PCV 内部調査他により得られる号機ごとの燃料デブリの位置・分布状況等のプラント状況の推定確度の向上に伴い、号機ごとの実機適用シナリオを段階的に選定していく。号機ごとの状況を踏まえた実機適用シナリオを確定するために必要な調査、研究開発計画の見直しを行っていくべきである。

中長期ロードマップにおいては 2018 年度上半期に燃料デブリ取り出し方法を確定することが判断ポイントとして設定されているため、これに間に合うように燃料デブリ取り出し工法シナリオの選定を行うことが必要である。新たに得られた燃料デブリ取り出し工法の実現性に係る研究開発状況、燃料デブリ位置、分布情報を基に、号機ごとに施工するのに適し、かつ実現可能と判断できる実機適用シナリオを選定することを目標とする。その際、号機ごとに実現可能と判断されるシナリオが複数ある場合には、5 つの基本的考え方に基づき比較評価し、号機ごとに優先シナリオを選定する。図 4.3.5-9 に、その選定フローを示す。図 4.3.5-9 の中で、「工法の実現性評価」の各項目は、全て、いずれの工法においても検討が必要な重要項目であるが、冠水工法、気中工法それぞれで特に難度が高いと考えられるものを枠で囲って示した。

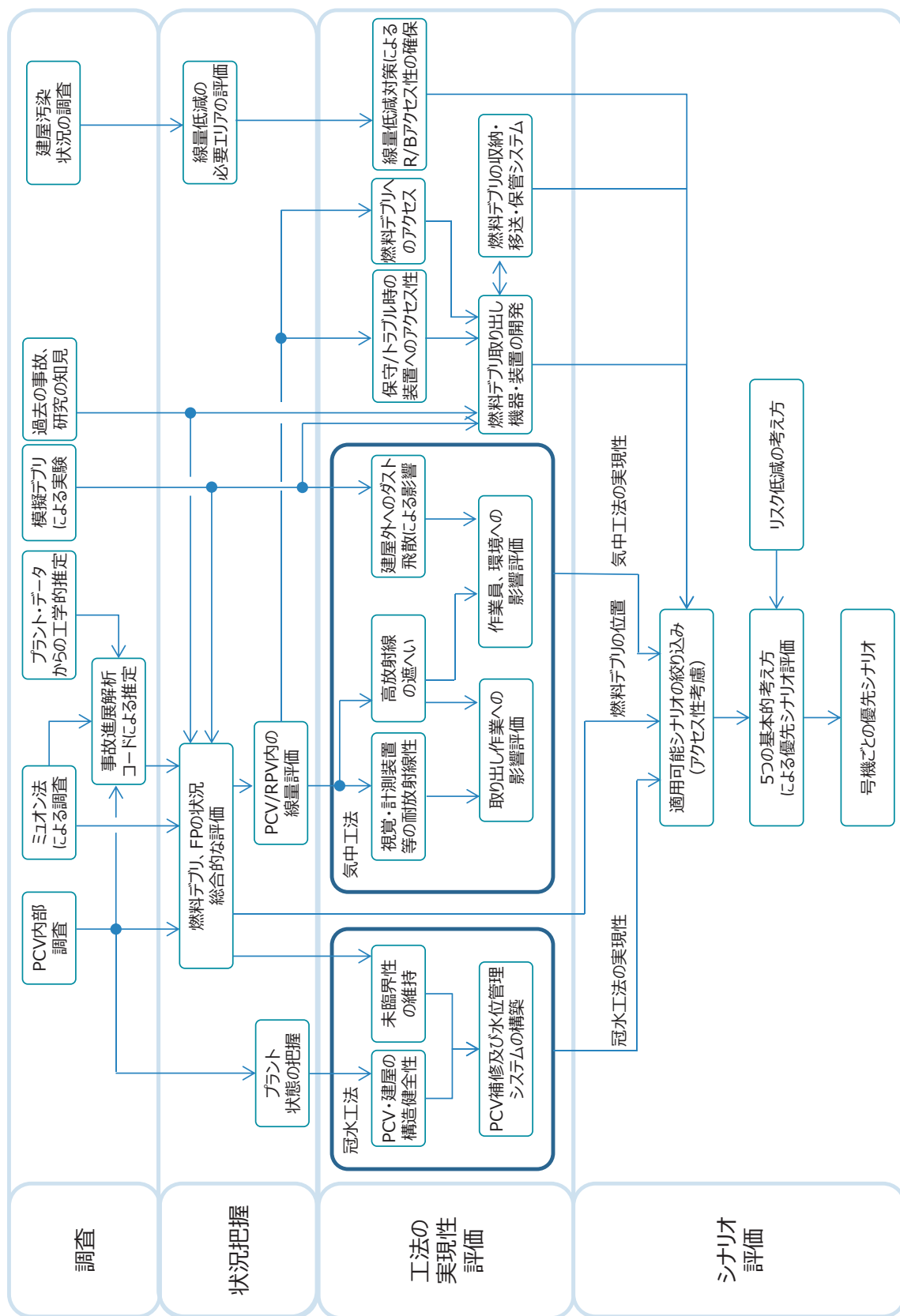


図 4.3.5-9 燃料デブリ取り出しシナリオ選定フロー

4.4 取り出した燃料デブリの収納・移送・保管に関する検討

燃料デブリ取り出しを開始するためには、燃料デブリ取り出し工法に関わらず共通で必要となる下記の技術開発を進めることが重要である。

- 取り出し後の燃料デブリの収納・移送・保管システムの構築
- 燃料デブリに係わる計量管理方策の構築

4.4.1 取り出し後の燃料デブリの収納・移送・保管システムの構築

(1) 目的

取り出した燃料デブリを収納する収納缶の設計・製作から移送・敷地保管までのシステム構築を行うこと。

(2) 主な要求事項

- a. 安全に燃料デブリを収納・移送・保管できるシステムを構築すること。

TMI-2 燃料デブリの収納・移送・保管作業を参考としてシステム検討するものの、TMI-2 燃料デブリと福島第一原子力発電所燃料デブリとの比較から TMI-2 に比べて福島第一原子力発電所の収納缶に対する条件が厳しいため、適用すべき要求条件を自ら設定し、福島第一原子力発電所の実情に適合した燃料デブリ収納缶及び収納缶取扱い技術を開発すること。

また、燃料デブリの取り出し工法や実際の作業場所等の制約条件を総合的に把握・考慮して収納缶～保管の複数の有力シナリオ案を策定すること。

- b. 関連する他の取組と連携、整合のとれた収納缶等の仕様設定であること。

要求（インプット条件）の設定を関連するプロジェクトと連携して仮設定、収納缶設計に反映する。また、収納缶を収納する機器等への要求（アウトプット条件）を明らかにする。

なお、工法に係る条件設定は、収納については「冠水と気中」、移送については「上部取出と横側取出」及び保管については「乾燥保管と一時プール保管」について行う。

- c. 収納缶及び取扱い装置の試作品を作成、モックアップ試験による確認を行うこと。

(3) 現状

- a. 全体計画の策定と関連した情報の収集

これまで研究開発として、システム構築に参考となる情報の収集や関連するプロジェクトとの相関を整理して、他プロジェクトからのインプット及び他プロジェクトへのアウトプットを整理、技術開発の全体計画策定や課題の抽出などを実施している。

- b. 研究開発として、収納缶概念設計及び移送・保管システムの検討を実施（2014 年度）

- i) 燃料デブリ収納・移送・保管システムの検討

福島第一原子力発電所の状況から多様な燃料デブリを想定、条件設定を行った上で収納・移送・保管システムに関する検討を行っている。

- ii) 収納缶の設計コンセプトと安全評価技術の開発

収納缶の設計条件を設定、基本機能、概略形状等の方向性を策定。

次年度からの収納缶設計着手に資する安全評価手法の抽出及び開発計画を策定している。

（臨界評価、構造評価、収納缶外面腐食評価手法等）

- iii) 破損燃料の移送・保管に係る調査を行っている。

- c. 福島第一原子力発電所内の敷地は汚染水タンク設置や使用済燃料および廃棄物の一時保管場所などとして使われており、限られた敷地を有効活用するための検討と対策が必要な状況である。

(4) 今後の対応

上述のとおり、現在はシナリオ検討等を行っている段階であるが、シナリオの具体化に伴い技術的な課題が抽出されるものと考えられ、これに適切に対応する必要がある。

その他に、今後実施すべき事項は下記のとおり。

a. シナリオの具体化に合わせた移送・保管計画の詳細化

燃料デブリの取り出しが開始されるまでに、移送・保管するための準備が整っている必要がある。移送・保管手段を具体化するに合わせて施設等の詳細設計を実施する。

b. 福島第一原子力発電所の状況を踏まえた移送・保管計画

敷地内は汚染水タンク設置や使用済燃料および廃棄物の一時保管場所として使用されているが、関連する作業と調整し燃料デブリの移送・保管に必要なエリアを確保する。

c. 規制対応を考慮した収納缶及び移送・保管設備（キャスク等）の安全要求の明確化

許認可取得に向けて、臨界防止、遮へい、除熱等の機能要求や構造強度評価に関する要求等を明確にする。

4.4.2 燃料デブリに係わる計量管理方策の構築

(1) 目的

日・IAEA 保障措置協定等に基づき、国及び IAEA に対して、燃料デブリ中の核燃料物質量の申告や核燃料物質の実在庫の調査報告を行う必要がある。通常、原子力発電所においては、燃料集合体を 1 単位とする計量管理手法が適用されていたが、福島第一原子力発電所の核燃料物質は事故により熔融し燃料デブリの状態になっており、通常の計量管理手法が適用できない状況にある。このため、透明性を確保した新たな計量管理方策を構築する必要がある。

(2) 主な要求事項

a. 文献調査、現場管理状況調査

TMI-2 及びチェルノブイリの事故時における核燃料物質の計量管理状況を把握すること。

b. 核燃料物質の分布状況の評価

事故後の核燃料物質量の分布状況を把握すること。

c. 燃料デブリに係る計量管理方策の確立

核燃料物質の移動等に伴う計量管理について、透明性を確保した合理的な計量管理手法、測定技術を開発すること。

(3) 現状⁹

a. 文献調査、現場管理状況調査

以下の調査及び測定技術の絞り込みにより、本項は完了した。

TMI-2 及びチェルノブイリの事故時の現場管理状況、用いられた測定技術等について、文献等の調査を行い核燃料物質の計測状況の把握を行った。

測定技術について適用範囲、精度等の評価を行い、適用できる測定技術の候補として 7 種の測定技術が絞り込まれた。

b. 核燃料物質の分布状況の評価

事故進展解析コードを利用した炉内状況把握プロジェクトにより、燃料デブリの分布状況の推定が行われたが、推定精度が低いのが現状である。

燃料デブリの分布状況については、炉内調査、燃料デブリの取り出し、燃料デブリのサンプリングが行われていないため、分布状況の評価が未着手である。

c. 燃料デブリに係る計量管理方策の確立

計量管理手法を含めた方策については検討が進められているが、国と IAEA との非公開協議事項のため、ここでの記載は割愛する。

(4) 今後の対応

⁹ 東京電力/JAEA 燃料デブリに係わる計量管理方策の構築（平成 25 年 4 月）
JAEA 廃止措置技術に係わる原子力機構の取組（2013 年版）

- a. 核燃料物質の分布状況の評価
- 事故進展解析コードを利用した炉内状況把握プロジェクトの解析結果や原子炉内燃料デブリ検知技術の開発（ミュオン）プロジェクト等、関連プロジェクトから情報を入手し、核燃料物質の分布状況の把握・評価を行うこと
- b. 燃料デブリに係る計量管理手法の確立
- 燃料デブリ取り出し着手を判断するまでに、計量管理方策を構築すること
 - 事故進展解析コードを利用した炉内状況把握プロジェクト、燃料デブリ性状把握・処置技術開発プロジェクト、原子炉内燃料デブリ検知技術の開発（ミュオン）プロジェクト等の情報を基にデブリ分布状況を把握し、合理的な計量管理方策の構築に反映すること
 - 計量管理方策は、燃料デブリ取り出し工法の選定、燃料デブリ収納・移送・保管技術開発等に影響するため、計量管理方策の検討結果を適宜関連プロジェクトに通知し、それらの検討に反映させること
 - 事業者が行う保障措置体系の検討結果等を踏まえた合理的な計量管理方策の構築を図ること
 - 燃料デブリの分布状態、燃料デブリの取り出し工法や取り出し後の保管等の状況により核燃料物質の動き、取扱い方法が大きく異なってくるものと想定されるが、想定ごとに合理的な計量管理方策を検討すること
 - 計量管理方策は国及び IAEA の協議事項であるが、積極的にそれに協力するとともに、情報収集を図り、必要な検討等を行うこと
 - 国及び IAEA の協議等により明らかになった技術的課題等については、プロジェクトにより検討する等、積極的に進める（計量管理の方法、測定技術の開発等）こと

4.5 まとめ

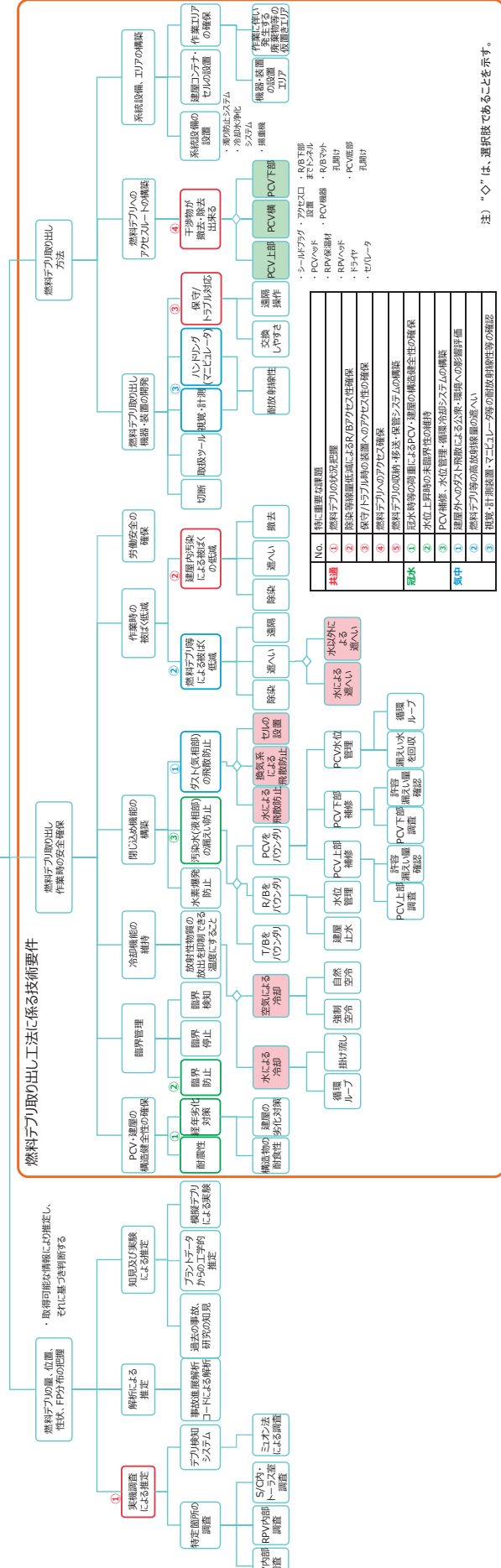
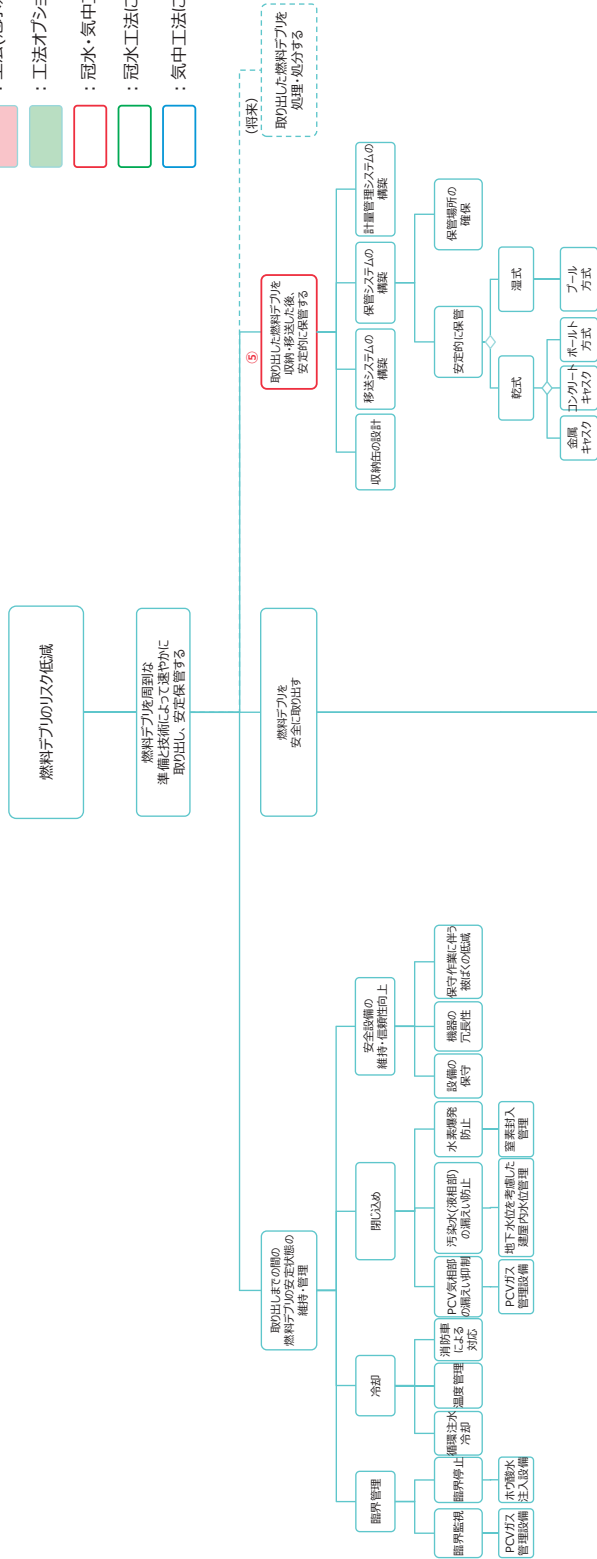
福島第一原子力発電所の廃炉に係る技術的判断を行う上で、最重要課題のひとつである燃料デブリ取り出し分野について、図 4.5-1 のロジック・ツリーに示す検討すべき技術要件に関する取り組むべき課題とそれらに対する今後の対応、並びにデブリ取り出し工法オプションに基づく複数シナリオの検討について取りまとめた。

燃料デブリ取り出し分野に関する主要な検討・実施項目とスケジュール感をまとめたものを図 4.5-2 に示す。

今後、本戦略プランは、PDCA サイクルを回し、現場の状況や研究開発の状況等を踏まえて、適宜必要に応じて計画の見直しを行っていくものとする。

- : 工法(冠水/氣中)により分岐する条件
- : 工法オプション(上部/横/下部)により分岐する条件
- : 冠水・氣中工法共通で特に重要な課題
- : 冠水工法において特に重要な課題
- : 氣中工法において特に重要な課題

評価の指標(5つの基本的考え方)	
安全	放射性物質の閉じ込め(環境への影響) 作業員の被ばく(作業時間、環境) 労働安全の確保 リスク低減効果
構築	長期開発の難易度、技術成熟度 要求事項への適合性 不確定性に対する柔軟性・ロバスト性 代題換等に対する計画
合理的	費用の確保(研究者、エンジニア、作業員) 産業廃棄物発生量の削減 コスト(設備開発、設計、現場作業) 作業エリア、敷地の確保
迅速	燃料デブリ取り出しの早期着手 燃料デブリ取り出しにかかる期間 作業性(距離、アクセス、トポグラフィ)
現場指向	保守性(距離、アクセス、トポグラフィ) 各号機への適用性



No.	特に重要な課題
共通	燃料デブリの放射能管理 放射能等管理施設によるR/Vアクセス確保 保守トポグラフィ時の放射能へのアクセス性の確保
冠水	燃料デブリの収容・移送・保管システムの構築 水位・放射能の制御・放射能の維持 PCV補修、水位管理・断水冷却システムの構築
氣中	燃料デブリ等の高放射能物質の搬入・搬出 採取、計測装置、モニタリング等の放射能管理の確保

注) ・◇は、選択であることを示す。

図 4.5-1 燃料デブリのリスク低減に関するロジック・ツリー

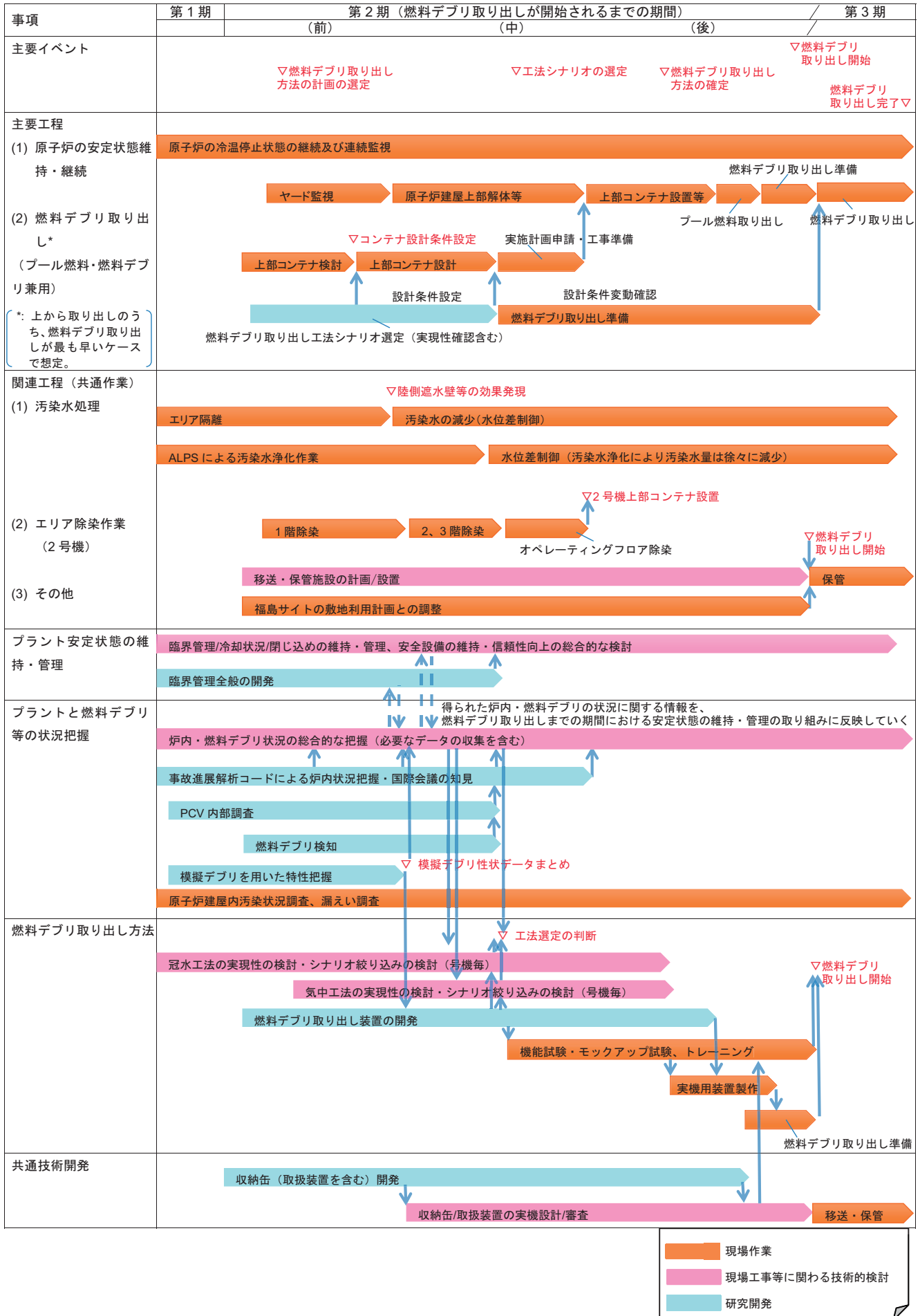


図 4.5-2 燃料デブリ取り出し分野 全体プロセス

5. 廃棄物対策分野の戦略プラン

5.1 廃棄物対策分野の戦略プランの検討方針

事故を起こした原子力施設に関する経験と得られた知見はいくつかの国際的文書にまとめられている。

国際原子力機関（以下、IAEA という。）が発行している原子力エネルギーシリーズ IAEA NW-T-2.7 「事故後の原子力施設の浄化・廃炉における世界の経験と教訓」では、事故発生以降の対応の時系列が示されており、具体的には、事故発生後に、緊急時対応、安定化、事故後の後片付け（Post-Accident Cleanup）、安全な閉じ込め、そして最後に廃炉・サイト回復としている。現在の福島第一原子力発電所は、事故後の後片付けの段階である。事故後初期の段階において、戦略的な計画を策定することが重要とされ、我が国の中長期ロードマップもその一例とされている。

中長期ロードマップに基づく固体廃棄物¹⁰ 対策においても、前述の5つの基本的考え方（安全、確実、合理的、迅速、現場指向）に基づき、対応していくことが重要である。

固体廃棄物対策に関しては、まず、その発生量を低減することが重要であり、現場の状況に応じて現実的な持込抑制、再使用、再生利用等が行われる。

それでも発生する固体廃棄物については、当面、リスク低減のために、それぞれの性状に応じて分別保管等により、安全に保管管理される。

保管管理と並行して、様々な固体廃棄物の性状把握が行われ、それぞれの性状に応じて、適切に区分され、確実な技術等に基づき、安全かつ合理的な処理及び処分概念・方策が検討される。

そしてこれらの保管管理、処理及び処分方策に対して、必要に応じて安全規制制度が見直され、確実に安全を確保しながら、廃炉等が進められることになる。

現行の中長期ロードマップ中の「固体廃棄物の保管管理と処理・処分に向けた計画」において、福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けて、固体廃棄物に関する取組みの基本方針と具体的計画が記載され、取組みが進められている。廃棄物対策分野における取組みは、2021年度頃を目途として固体廃棄物の処理・処分における安全性の見直しを確認し、必要な制度の検討を行い、処分の実施の見直しを得るなど、長期にわたることを特徴とする。

福島第一原子力発電所事故等で発生した固体廃棄物は、破損した燃料に由来した放射性物質等の付着、塩分の含有等、従来の原子力発電所で発生していた廃棄物とは特徴が異なる。そのため、廃棄物の性状把握等を継続して行い、将来的な処理・処分に向けた検討が行われているとともに、安全を最優先としながら廃棄物の保管対策を実施しているところである。

現状では、情報が十分には蓄積されていないものの、一般的な放射性廃棄物対策における安全確保の基本的考え方を整理するとともに、今後の固体廃棄物対策に重大な影響を与え得る事項への対応方針を示すことが重要である。

¹⁰ 中長期ロードマップにおいて「固体廃棄物」は、「事故後に発生したガレキ等には、敷地内での再利用等により廃棄物あるいは放射性廃棄物とされない可能性があるものもあるが、これら及び事故以前から福島第一原子力発電所に保管されていた放射性固体廃棄物を含めて、「固体廃棄物」とされている。

そのため、廃棄物対策分野の戦略プランとしては、以下の内容について取りまとめることとする。

- (1) 今後、固体廃棄物の処分方を具体化していくに当たり、国際的に取りまとめられている一般的な放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方を整理しておくとともに、それに関連して留意すべき処理の在り方も整理する。
- (2) 固体廃棄物に関する現行中長期ロードマップの記載事項について、取組みの現状を評価するとともに、今後の廃棄物対策の取組みの内容又はスケジュールに影響を与え得る課題を抽出する。
- (3) 上記(1)の基本的考え方及び(2)で抽出された課題等を踏まえ、性状把握、保管管理、処理及び処分方策に関わる中長期的な固体廃棄物対策において、現時点から対応又は留意すべき事項について記載する。
- (4) 上記(2)(3)を踏まえ、研究開発も含めて、固体廃棄物対策に関わる今後の対応について述べる。
なお、今後の進展に応じて、適宜この戦略プランを見直し、内容の充実を図っていくこととする。

5.2 国際的な放射性廃棄物対策における安全確保の基本的考え方

IAEA や国際放射線防護委員会（以下「ICRP」という。）等の国際的な機関において取りまとめられている一般的な放射性廃棄物に関する処分に対する安全確保の基本的考え方及び処理の在り方について以下にまとめた。

5.2.1 放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方

ICRP は、放射性廃棄物の処分に係る放射線防護の考え方について、Publ.46(1986)、Publ.77(1998)及びPubl. 81 (1998) に体系的に示している。Publ.81 は放射性廃棄物処分の国際的進展に照らして、Publ.46 で示されている勧告を補完、改訂し、考え方をより明確に伝えることを目的として出版されている。その後ICRP では、Publ.103 (2007年勧告) 及びそれを地層処分に適用したPubl.122(2013)を発行しているものの、それぞれの文書において上記Publ.81 は依然として有効とされている。Publ.81 の序論において、気体・液体廃棄物も含めた廃棄物全般に対して「廃棄物処分の戦略は、「希釈と分散」および「濃縮と保持」という二つの概念上のアプローチに分けることができる。」と述べられており、この二つの戦略は互いに相容れないものではなく、また、どちらがより適切であるというものではないとされている。なお、Publ.81 本体は「濃縮と保持」戦略を使っている長寿命放射性固体廃棄物の処分に続く公衆構成員の放射線防護を扱っている。

一方、IAEA では、安全要件 SSR-5「放射性廃棄物の処分」(1.10)項において、放射性固体廃棄物の処分の目的について述べられているほか、放射性気体・液体廃棄物に関して、ICRP の希釈と分散に相当する行為について、廃棄物処分ではなく廃棄物管理として「環境への放射性放出物の規制管理」を安全指針 WS-G-2.3 としてまとめている。

これらを総合的に踏まえて放射性廃棄物に対する安全確保の基本的考え方を整理すると、以下のとおりである。これら基本的考え方を単独で又は組み合わせることにより、有意な健康影響を与えないよう措置される。

- i) 廃棄物を閉じ込める。
- ii) 廃棄物を生活環境から隔離することにより、意図せずに人が接触する可能性を減らす。
- iii) 放射性物質の生活環境への移行を抑制し、遅らせることにより、放射性物質濃度を減らす。
- iv) 放射性物質が移行し生活環境に到達する量が、有意な健康影響を与えないほど低いことを確保する。
- v) 有意な健康影響を与えない放射性物質濃度であることを確保するよう管理放出する。

我が国の安全規制においては、施設について上記 i)～v)による安全性を要求するとともに、有意な健康影響を与えない線量や濃度が定められ、放射性廃棄物の処理・処分に関わる制度の整備が行われているが、通常の原子力施設の運転から発生する放射性廃棄物についても処分の方策や法令が整備されていないものがある。表 5.2-1 に我が国の一般的な放射性廃棄物の処理・処分に關する安全規制整備状況を示す。

5.2.2 放射性廃棄物の処分に對する安全確保の基本的考え方の適用例

具体的な放射性廃棄物の処分に對しては、上記基本的考え方を単独で又は組み合わせることにより、有意な健康影響を与えないよう措置がなされている。

- (1) 低レベル放射性固体廃棄物の浅地中処分については、例えば、廃棄物を、輸送及び取扱いの安全、飛散防止効果等の要求を満足する容器に封入又は固型化し、廃棄体と人工バリアを備えた処分施設及びその周辺の天然バリアを組み合わせることにより処分施設が構成され、廃棄物を生活環境から隔離し、安全性が確保されている。この場合において、放射性物質に関して、容器を含めた人工バリアによる放射性物質の漏出防止及び低減機能により天然バリアへの放射性物質の移行が抑制され、さらに、天然バリアの放射性物質移行抑制機能により、放射性物質の生活環境への移行を遅らせる。このことにより、放射能を減衰させるとともに、地下水中での希釈及び拡散効果により、放射性物質の濃度を低減させ、放射性物質が生活環境に到達したとしても、健康影響が生ずることがないよう措置されている。なお、放射性物質の濃度が極めて低い場合には、人工バリアのない処分施設に処分（トレンチ処分）することによっても、健康影響が生じないよう措置することが可能である。
- (2) またこれと併せ浅地中処分においては、人間が不用意な立ち入りや掘削を行わないよう、安全上支障のない放射性物質濃度以下になるまでの間、特定行為の制限等の制度的管理を行う安全規制が行われている。
- (3) さらに放射性物質濃度が高い放射性固体廃棄物を処分する場合は、放射性廃棄物を地中深く処分することにより、放射性物質の移行経路をより長く確保し、生活環境への移行を更に遅らせ、放射能をより減衰させるとともに、地下水中での希釈及び拡散効果により、放射性物質の濃度を低減させるための措置が講じられている。また、処分深度を深くとることにより、特定行為の制限等の制度的管理に依存しなくても安全が確保されるよう措置されている。

- (4) 放射性気体廃棄物については、処理装置において、放射性物質のろ過、貯留、減衰等により、放出する放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減し、拡散機能を有する排気筒から環境へ放出するよう措置されている。例えば、原子力発電所の気体廃棄物処理設備には、活性炭希ガスホールドアップ装置が設置されている。本装置は、活性炭を充填した吸着塔（チャコールベッド）に排ガスを通すと、希ガスは、活性炭内を吸着・脱着を繰り返しながら移動するため、排気筒に達するまでの時間経過により、放射能が減衰する。これにより、排気筒から放出される放射性物質の濃度を法令に定められた基準値以下にして、放射線被ばくが抑制される仕組みとなっている。
- (5) 放射性液体廃棄物については、処理装置において、放射性物質の貯留、ろ過、蒸発処理、イオン交換、減衰等により、放出する放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減し、希釈効果が期待できる環境に放出するよう措置されている。例えば、原子力発電所の液体廃棄物に関しても、貯留、ろ過、蒸発処理、イオン交換等を行い、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減している。処理後の液体廃棄物は、法令に定めた放射性物質濃度以下であることを確認した後に、放射性物質の濃度を監視しながら復水器冷却水の放出口から放出されている。

5.2.3 放射性廃棄物の処理の在り方

IAEA の安全要件 GSR-Part5 において、処理、貯蔵および輸送を含む、発生から処分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して放射性廃棄物の処分前管理とされている。その中で、放射性廃棄物の処理（processing）には、前処理（pretreatment）、処理（treatment）および廃棄体化（conditioning）があり、選択される、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にするよう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かもしれない、輸送およ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。上記 5.2.1 で述べた放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方に関連して、放射性廃棄物の処理のあり方について、IAEA の安全要件 GSR-Part5 を踏まえてまとめると、以下のとおりである。

- i) 処理の主な目的は、廃棄物の安全な処理そのもの、輸送、貯蔵および処分のための受入れ規準を満たすように廃棄物形態を作製することにより安全を高めることであり、廃棄物処分の安全性を確保するものである。
- ii) 処理は、廃棄物の特性および管理段階（前処理、処理、廃棄体化、輸送、貯蔵および処分）の要求を適切に反映しなければならない。処理の決定を行う際に、各管理段階で将来的に予想されるあらゆる要求が、可能な限り考慮されなければならない。その際、放射線による健康影響だけでなく、非放射性的の含有物質による環境影響や社会的および経済的要因も含む様々な要因が考慮されるべきである。
- iii) 廃棄物をどの程度まで処理するか決定する際には、処理の対象となる放射性廃棄物の量、放射能および物理的・化学的性質、利用できる技術、貯蔵容量、および処分施設の利用可能性が考慮される。
- iv) 上記 iii) の場合であっても、処分の要件が定まっていない時点で処理を行う場合は、処分の要件が定まった際に、それに適合する処理が可能でなければならない。

- v) 処理を実施する前に、一定の放射能レベルに減衰するまで貯蔵してもよい。その結果、規制上の管理からクリアランスすることもできる。

これらを踏まえると、放射性廃棄物対策では、安全に処分することが最終的な目的であるため、処理は処分方策との整合性が第一義である。そのため、安全性向上の観点から保管管理における含水物の漏えいや飛散の危険性の低減のための対策等を施す場合でも、処分方策と整合できる柔軟性が求められる。また、減容処理についても、処分方策との整合性を確保しつつ、貯蔵容量の制約や経済合理性の観点からその実施が検討されるべきである。

5.3 現行中長期ロードマップにおける取組の現状と評価・課題

現行中長期ロードマップの「4-3(4)固体廃棄物の保管管理と処理・処分にに向けた計画」において、固体廃棄物に対する取組については「保管管理」と「処理・処分」に分けて基本方針と具体的計画が記載されている。そして、2017年度に、固体廃棄物の処理・処分にに関する基本的考え方を取りまとめること、2021年度頃を目途に、固体廃棄物の処理・処分における安全性の見通しを確認すること、などが次工程へ進む判断の重要なポイントとして設けられている。

ここでは、その現行中長期ロードマップにおける各記載事項に関して、取組の現状を把握し、それに対する評価と、今後の固体廃棄物対策の取組みの内容又はスケジュール等に影響を与え得る課題について述べる。

5.3.1 保管管理

(1) 発生量低減

a. 取組の現状

固体廃棄物の保管管理を行う上で、発生量をできるだけ少なくすることが重要であることから、敷地内へ持ち込む梱包材や資機材等の持込抑制、再使用、再生利用などの発生量低減対策が行われている。

持込抑制については、車両整備場が2014年6月から運用され、新規車両の持込抑制が図られているほか、梱包材、予備品等の持込抑制対策が進められている。再使用や再生利用については、共通利用可能な重機類の共用化や発電所構内における資機材等の貸出運用が進められている。減容処理については、2015年に焼却炉を設置し、使用済保護衣等の焼却可能なものの処理を開始する計画が進められている。

b. 取組の現状に対する評価・課題

持込抑制、構内再利用等の取り組みは固体廃棄物の発生量低減対策として合理的である。

(2) 保管管理

a. 取組の現状

発生した固体廃棄物の保管対策として、その線量率に応じて、貯蔵庫や一時保管施設への分別保管等が行われている。また、より適切な保管を行うための施設の設置が計画されている。

初期に発生した水処理二次廃棄物の保管について、発熱、ガス発生、容器の腐食など基礎研究が行われた。

b. 取組の現状に対する評価・課題

今後の工事に対して、発生する固体廃棄物の保管管理対策を先行的かつ計画的に推進していくことが、限られた敷地を有効活用する観点から重要である。

固体廃棄物発生量の低減努力を継続して発生抑制しつつ、発生した廃棄物については、処理及び処分方策が具体化されるまで、適切に保管管理を行う必要がある。

屋外に集積されている伐採木（幹根）は、火災防止対策を講じていくことが重要である。

水処理二次廃棄物の保管容器については、腐食抑制等の対策の必要性について引き続き検討していくことが重要である。

5.3.2 処理・処分

(1) 性状把握

a. 取組の現状

廃棄物の性状把握に関して、ガレキの分析、水処理二次廃棄物の性状評価、難測定放射性物質の分析手法の開発等が行われている。

また、インベントリを評価するため、着目すべき放射性物質の検討、インベントリ評価手法と不確実性要因についての事例調査、モデリング、分析結果等に基づくインベントリ評価手法の検討が進められている。

b. 取組の現状に対する評価・課題

固体廃棄物の処分方策を検討するためには、その性状把握が極めて重要である。

しかしながら現時点では、採取が容易な廃棄物からサンプリング・分析を行っているものの、高線量等の理由で、まだサンプリングできていない箇所（建屋地下スラッジ、水処理二次廃棄物スラッジ等）がある。また、今後、燃料デブリ取出し時に発生する廃棄物や除染に伴って発生する二次廃棄物等もある。

固体廃棄物の処理及び処分方策の検討や、規制制度の整備に向けて必要となる廃棄物の性状分析データを蓄積のためには、分析能力（設備、技術、人）が現状では十分ではない。

(2) 処理及び処分方策に関する検討

a. 取組の現状

固体廃棄物の処理及び処分方策に関して、これまでに、廃棄体化を含めた既存の処理技術の調査、廃棄体化技術の基礎試験、既存の処分概念や安全評価手法の調査・検討、燃料デブリの取扱いの選択肢として廃棄物となった場合の取り扱いや処分時の安全性に関する調査・検討などが行われている。

b. 取組の現状に対する評価・課題

固体廃棄物の性状把握等を踏まえつつ、上記取組を着実に実施し、固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方として、取りまとめていくことが重要である。

さらに、廃棄物に対する処理及び処分概念を検討していくとともに、その安全性に関する技術的な見通しの検討、制度整備に資する検討等を着実に実施していくことが重要である。

また、廃棄物の処理及び処分方策に関する規制制度が円滑に整備されるよう、処理及び処分方策の具体化に向けた検討状況、技術的データについて、規制機関に積極的に情報提供を行い、認識の共有を進めていく必要がある。

表 5.2-1 放射性廃棄物の処理・処分に関する検討状況

廃棄物の区分		原子力委員会 処分方針	安全規制の考え方	原子力安全委員会 濃度上限値等	安全審査指針	安全規制関係法令等 政令*	規則		
高レベル放射性廃棄物	放射能レベルの比較的高いもの 〔余裕深度処分〕	報告 (1998年5月)	報告(暫定) (2000年11月)		今後検討	制定 (2007年12月)	制定 (2008年3月)		
		報告 (1998年10月)	報告 (2000年9月)	報告 (2000年9月)	検討中	制定 (2000年12月)	制定 (2008年3月)		
	発電所廃棄物	報告 (1984年8月)	報告 (1985年10月)	共通的な重要な事項 報告(2004年6月) 報告(2007年7月) 報告(ウラン廃棄物を除く)	報告 (1988年3月)	報告 (1987年3月、1992年9月)	制定 (1988年1月、1993年2月、2008年3月)		
					報告 (1993年1月)	報告 (1992年9月)	制定 (1993年2月、2008年3月)		
					報告 (2000年9月)	報告 (2000年9月)	制定 (2000年12月)		
長半減期低発熱放射性廃棄物 (TRU廃棄物)	報告 (2000年3月、2006年4月) 報告 (2000年12月)	報告 (2006年4月)		報告 (2007年5月)	報告 (2004年12月)	制定 (2005年6月)	制定 (2008年3月)		
ウラン廃棄物	報告 (1998年6月)	報告 (2004年1月)		今後検討中	制定 (2007年12月)	今後整備			
研究所等廃棄物	報告 (1988年6月)	報告 (2004年1月)		今後検討					
RI廃棄物									
廃棄物の区分		原子力安全委員会等 クリアランスレベルの値		政令*		規則			
放射性物質と扱う必要のないもの	原子炉施設等から発生する廃棄物等 核燃料施設から発生する廃棄物等 RI施設から発生する廃棄物	報告 (1999年3月) 報告 (2001年7月) 報告 (2003年4月)		報告 (2004年12月)	報告 (2004年12月)	制定 (2005年5月)	制定 (2005年12月)		
		報告 (1984年8月)						報告 (2005年5月)	今後整備
		報告 (1984年8月)							

* 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律、放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律に係る政令。

出典：資源エネルギー庁ホームページ； http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/gaiyo/gaiyo04-1.html

5.4 福島第一原子力発電所廃棄物対策における中長期的観点からの対応方針

上記 5.2 の国際的な放射性廃棄物対策における安全確保の基本的考え方及び現状の取組評価から抽出された課題を踏まえ、福島第一原子力発電所の中長期的な固体廃棄物対策において、廃棄物対策全体を計画的に進める必要性から、今後注力して対応すべき、又は現在取り組まれつつあっても特に留意すべき事項など、今後の廃棄物対策に重大な影響を与える事項への対応方針について以下に述べる。

5.4.1 保管管理

(1) 発生量低減

a. 持込抑制

現在実施されているサイト外から持ち込まれる梱包材、予備品等の持込抑制は、そもそも放射性廃棄物として保管管理、処分しなければならなくなる固体廃棄物の発生量の低減や敷地の有効活用に一定の効果があると考えられることから、それを一層徹底することが合理的である。また、サイト外からの持込み抑制に資するためにも、また、廃棄物保管容量を増加させないためにも、構内再利用などの促進も検討すべきである。

b. 二次廃棄物に対する考慮

例えば、減容のために焼却炉を導入する場合、所定の運転期間後に、施設本体に加え、オフガスフィルター、機器設備の消耗品等が二次廃棄物として発生する。二次廃棄物については、廃棄物全体の減容効果、処分に影響を与えるおそれがあることや、その処理についても考慮が必要である。

また今後、被ばく低減、燃料デブリ取り出しのための準備作業等のために除染のニーズが高まっていくことが予測される。除染のためにコンクリート表面に水を使用すると、浸透汚染が発生し、結果的に固体廃棄物の量が増えて処分の負担の増加につながる可能性もある。除染によって、廃棄物に有機物や有害な物質が持ち込まれることによって、処分施設のバリア性能に影響を与えるような状況をもたらすこともある。

従って、固体廃棄物の減容設備を導入する場合、合理性の観点から二次廃棄物の発生に留意することが重要である。

また、除染の際には、目標除染性能達成は優先されるものの、二次汚染抑制はもとより、発生する二次廃棄物の性状や処分への影響を評価しておくことにより、固体廃棄物の処分への影響も考慮した上で適切な技術を選択し、除染ニーズに対応していくことが重要である。

(2) 保管管理

a. 保管管理計画

線量率の高い固体廃棄物は、既存の固体廃棄物貯蔵庫や覆土式一時保管施設への分別保管が実施されている。より適正な保管を行うため、至近では、ドラム缶を約 110,000 本保管できる規模の固体廃棄物貯蔵庫第 9 棟の建設に着手されている。以後の保管施設等については、廃棄物の保管状況や発生量予測を踏まえて概念検討に着手されている。

引き続き、復旧工事等に伴い固体廃棄物が日々発生し増加していくことから、それぞれの工事に伴い発生する廃棄物の発生時期、量及び性状の予測を行い、それに基づく保管管理計画を策定することが現在予定されている。これは、限られた敷地を有効活用して計画的かつ円滑に保管管理を実施していく観点から重要である。

b. 燃料デブリ取り出し作業に伴い発生する廃棄物等の保管管理計画について

今後、燃料デブリ取り出し作業が開始されると、これに伴って大量の固体廃棄物の発生が予想される。

燃料デブリ取り出し作業の際に、周辺の撤去物、資材・機材等は廃棄物となるが、高線量で放射性物質濃度の高い重量物も含まれるため、保管管理や処分対策に十分に配慮することが重要である。燃料デブリ取出しを円滑、効率的に進めるためにも、これらの廃棄物に適した保管場所や保管方法について、燃料デブリ取出し工法の検討と並行して検討しておくことが必要である。

5.4.2 処理・処分

(1) 性状把握

a. サンプルング計画

建屋地下スラッジのように、含まれている放射性物質によっては保管管理や処理・処分に影響を与える可能性がある廃棄物があり、性状把握が極めて重要である。その中で試料が採取できていないものについては、高線量で接近が困難なために採取が難しいものも含まれると考えられるものの、採取方法を調査検討し、適用性を確認しつつ、サンプルング計画を早期に策定することが重要である。

サンプルング計画の策定に際しては、分析拠点及び新規の分析・研究施設の受入れ能力や輸送能力等も考慮した上で、少ない試料でも処理及び処分方策の検討に資することができるデータの取得を最優先に、サンプルングおよび分析の計画を検討すべきである。

b. 性状把握のための分析能力

性状把握のための分析は、固体廃棄物処分方策の検討の基礎となるのみならず、施設解体計画、作業員の被ばく低減対策、固体廃棄物の処理計画、分類保管計画、等の立案に重要な情報となる。

性状把握のための分析については、50 試料／年程度¹¹を現在実施中であるが、今後は分析対象試料の種類増加やより低い濃度での定量が求められるなど、分析への要求は数量、質とも厳しくなる。

これに応えるためには、現時点では利用されていない既存の分析施設の活用、新規の分析・研究施設の整備及びそれらの運用体制の強化・整備により、分析能力の増強を図ることが極めて重要である。

また、分析技術や前処理技術の改良、分析方法が確立していない放射性物質の分析技術の開発、線量率の高い試料の分析に適した分析方法の開発も重要である。

さらには、それら開発や分析を担う人材の確保・育成も継続的に行うことも重要である。

¹¹ 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発 平成 26 年 7 月 IRID シンポジウム

廃棄物試料の分析の実施状況を表 5.4-1 に示す。

(2)処理及び処分方策に関する検討

a. 福島第一原子力発電所廃棄物の特徴に応じた処理及び処分方策

現行の中長期ロードマップにおいて、2017 年度に、固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方を取りまとめ、2021 年度頃を目途に、固体廃棄物の処理・処分における安全性の見直しを確認することとされている。

固体廃棄物の処理及び処分方策は、安全かつ合理的なものとする必要がある。そのためには、まず、廃棄物の属性・化学的性状および放射性物質濃度などその特徴を把握し、それに適した処分方策を検討した上で、その処分方策を念頭においた処理のあり方を検討することが必要である。関係機関がより一層連携してこれらの総合的な検討を行うことにより、処理及び処分方策を具体化していくことが極めて重要である。

b. 区分管理・履歴情報管理について

固体廃棄物は、日々の作業だけでなく、今後、施設の除染、燃料デブリの取出し、施設の解体等の進展とともにますます増加していくことから、安全な保管管理や処分を円滑に実施するためには、適切な区分管理を行っておくことが重要と考えられる。そのため、廃棄物の発生履歴等の属性、汚染履歴、包含される放射性物質濃度等の情報を保存・管理し、それに基づき区分管理を行うことが重要である。

このような廃棄物の履歴情報は、具体的に処理や処分を行う際の重要な情報となることから、その保存管理手法として、廃棄物の性状、処理・廃棄体化に関する技術情報、処分に関わる管理情報等を含むデータベースの構築と活用も有用である。

c. 規制制度について

現行の中長期ロードマップにおいて、2021 年度頃を目途に、固体廃棄物の処理・処分に関する安全規制の枠組みを作るために必要な情報を整理する、とされている。また、原子力規制庁では、現在、事故施設廃棄物ではないが、関連した処分に関する安全規制の検討が行われている。

固体廃棄物に関する規制制度が円滑に整備されていくためには、規制機関と認識の共有化を図っていくことが重要と考えられる。そのため、廃棄物の性状把握状況、処理及び処分方策の検討状況、関連する調査・研究開発の技術的データ等必要な情報を規制機関に適宜積極的に提供していくことが重要である。

今回提示した放射性廃棄物対策における基本的考え方についても、今後、規制制度、基準等が整備される際の基本的考え方に関連する事項であるため、規制機関との共有を図っていくことが重要である。

表 5.4-1 廃棄物試料の分析状況

分類	試料	試料数	分析年度
汚染水	1～4号機タービン建屋滞留水等	13	H23-24
	集中RW 地下高汚染水	2	H25
	濃縮廃水 (RO)	1	
	集中RW 地下高汚染水 高温焼却炉建屋地下滞留水	5	H25
	処理水 (セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置)	4	
瓦礫	1,3,4号機周辺瓦礫	15	H23-25
	4号機燃料プール瓦礫	2	
	ボーリングコア (1号機 1階床・壁, 2号機 1階床)	3	H25
	原子炉建屋内 (1号、3号) ボーリングコア (2号機 5階床)	10	H26
植物	伐採木 (枝、葉)	5	H23-25
	3号機周辺 生木 (枝)	2	
	構内各所の立木 (枝葉、それに対応する落葉、土壌)	121	H25-26

出典：廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料より作成

5.5 福島第一原子力発電所の廃炉に向けた廃棄物対策に関わる今後の対応

福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けては、施設全体のリスク低減及び最適化を図るために必要な措置の迅速かつ効率的な実施が求められている。廃棄物対策としては、事故で発生した固体廃棄物の安全かつ安定な保管管理が求められるとともに、中長期を見据えて処理方法や処分概念の検討が重要である。

取組の現状は5.3で述べたように、保管管理について、焼却設備の導入時期の遅れを除いては概ね予定通り進捗している。また、処理・処分については、2017年度の処理・処分の基本的考え方の取りまとめに向けて、廃棄物の性状把握や処分概念の検討が着実に進められている。

本章においては、固体廃棄物対策に関する全体的な今後の対応について、5.2の安全確保の基本的考え方や5.4の中長期観点からの対応方針を踏まえ、研究開発も含めて述べる。

廃棄物対策分野の技術戦略プランにおける今後の対応を、図5.5-1にまとめて示す。

5.5.1 保管管理

(1) 廃棄物低減

現場においては、物品の持込抑制対策及び再利用促進策が計画的に実施され、固体廃棄物低減対策が定着することが期待される。

廃棄物低減対策においては、処分方策が具体化していない段階で、減容処理や除染を行う必要が生じる場面も考えられる。その際に現場の判断を円滑にするために必要に応じて、NDFとしては、減容処理や除染の技術を選定するためのガイドラインを整備することとしたい。

(2) 保管管理

廃止措置等に伴い今後も固体廃棄物が発生することから、保管管理計画を推進していく上で将来課題が発生した場合は、NDFとしてはその解決を支援していくものとする。

水処理二次廃棄物の長期安定保管に必要な対策について、引き続き研究開発していくことが重要である。

5.5.2 処理・処分

(1) 性状把握

サンプリング計画に基づきガレキ、伐採木、汚染水処理二次廃棄物等の試料を採取し、核種濃度、化学組成、物理的性状等を分析するとともに、分析データ及び解析的な手法によるインベントリ評価を行うことにより、性状把握を進める。

今後運用される分析施設を活用することにより分析データのさらなる蓄積が期待されることから、分析施設の運用体制を早期に整備し維持することが必要であり、NDFが中心となって関係者間の役割を明確にすることが重要である。

また、難測定核種等の分析技術の開発、性状の評価精度の向上、インベントリ推定確度の向上なども重要である。

(2) 処理及び処分方策に関する検討

2017年度の固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方の取りまとめ及び2021年度頃を目途とした固体廃棄物の処理・処分における安全性の見通しの確認に向け、必要な調査、研究開発及び検討を行う。

廃棄物の性状把握を着実に進めるとともに、その結果を踏まえた固体廃棄物の処分概念や安全評価手法の検討、処分概念に適した処理技術の検討・研究開発などを併行して行う。これらの廃棄物の発生・保管から処理・処分までの一連の廃棄物管理・取扱い方法（廃棄物ストリーム）の検討の成果を踏まえ、NDFが中心となって、廃棄物の安全かつ合理的な処理及び処分方策の具体化を図っていくこととしたい。

また、規制制度が円滑に整備されていくよう、NDFは、規制機関に対して必要な情報提供を行っていくこととしたい。



図 5.5-1 廃棄物対策分野の技術戦略プランにおける今後の対応 (1/2)

事項/年度	第2期					第3期
	2014	2015	2016	2017	2018以降	
	(前)		(中)		(後)	
主要イベント	▽処理・処分に関する基本的な考え方の取りまとめ				▽処理・処分における安全性の見直し確認	
2. 固体廃棄物の処理・処分 (1) 性状把握	サンプリング・分析実施、インベントリ評価					
① 廃棄物サンプリング計画	採取方法の調査・検討 サンプリング計画立案					
② 性状把握のための分析能力	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin-bottom: 10px;"> 現場作業 現場工事等に関わる技術的検討 研究開発 </div> 人材育成 分析技術の開発 分析機器の整備 輸送容器の整備 放射性核種の分析、化学組成・物理性状の把握 → 開発技術を活用した分析データの蓄積、性状の評価精度向上 難測定核種等分析技術開発 インベントリ評価手法の開発 → インベントリ推定確度の向上					
(2) 処理及び処分方策に関する検討	①福島第一原子力発電所廃棄物の特徴に応じた処理及び処分方策					②処理・処分に関する基本的な考え方の取りまとめ
①福島第一原子力発電所廃棄物の特徴に応じた処理及び処分方策						②処理・処分における安全性の見直し確認
②区分管理・履歴情報管理	区分管理の徹底 廃棄物情報、データベースの追加・更新 履歴管理情報の管理					
③規制制度	規制機関への情報提供 規制制度整備に必要な情報の提供 技術調査 → 廃棄体化技術の適用性評価のための基礎試験 廃棄体化技術の適用性の検討 → 性能評価、その結果を踏まえた絞込 既存処分概念の調査 → 既存処分概念の適用性検討 → 候補概念の絞込、有望候補の処分概念検討 → 廃棄体化技術に関する課題解決 既存安全評価手法の調査 → 既存安全評価手法の適用性検討 → 候補概念の安全性評価 処分概念、安全性評価手法の合理化・高度化 → 処分概念、安全性評価手法の信頼性向上 データベースの運用・段階的の高度化 → データベースの運用・改良					

図 5.5-1 廃棄物対策分野の技術戦略プランにおける今後の対応 (2/2)

6. 研究開発への取組と全体計画

6.1 研究開発の検討方針

福島第一原子力発電所の廃炉は、技術的難易度が極めて高い課題を多く伴うものであり、政府による補助事業や施設整備事業を通じ、現場への適用を目指した信頼性が高い技術の研究開発が進められてきている。

政府の「中長期ロードマップ」ではこれに沿った「研究開発計画」が併せて提示され、複数の研究開発プロジェクトが進められている。これらの研究開発の実施主体におけるマネジメント体制を強化するため、2013年8月にIRIDが設立されるとともに、JAEAを中心として研究拠点施設の整備や基盤的な研究の取組が進められてきている。

こうした中、NDFは法定業務として「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」を行うこととしており、設立の際に「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に関する業務を実施するための方針（以下「研究開発業務実施方針」という。）」を策定し、研究開発の企画、調整及び管理の在り方（研究開発マネジメントの在り方）を明確化した。

本章では、燃料デブリ取り出し分野及び廃棄物対策分野の戦略プランで提示される研究開発課題を踏まえ、今後取り組むべき研究開発の全体計画を下記の構成で提示する。

6.2 節 福島第一原子力発電所の廃炉に関連する研究開発の取組の全体像を概観

6.3 節 現行の研究開発における見直しの方向を提示

6.4 節 研究開発を円滑かつ確実に進め、現場への適用につなげるための研究開発マネジメントの在り方について提起

6.5 節 長期にわたる廃炉作業や研究開発の基盤として必要とされる研究や研究拠点施設、人材育成の取組の現状と今後の在り方について提示

6.2 研究開発の概観

本節では、福島第一原子力発電所の廃炉に関連する研究開発の取組の全体像について概観する。

6.2.1 研究開発の分類

技術的難易度の高い課題が多い福島第一原子力発電所の廃炉に寄与することを念頭に置いて、様々な実施主体において、以下の多様な内容の研究開発が進められてきている。研究開発の段階と中心となる実施機関を図6-1に示す。

NDFは、研究開発を推進するために、これらの研究開発を一元的に把握・レビューするとともに、各々の実施主体の特性や期待される成果を踏まえた上で、役割分担の明確化と関係機関の密接な連携により、全体最適化に取り組んでいく。

<内容別の研究開発の例>

(1) 放射線環境下における遠隔操作等のための機器・装置の開発

- (2) 構造物・システムの安全性・信頼性等に関する評価手法の開発
- (3) 燃料デブリ性状など戦略決定の裏付けとなるデータ取得、分析・評価などの研究
- (4) 放射性物質の挙動、腐食に関する機構、物理現象の解明や把握などの研究

＜実施主体別の研究開発の例＞

- (1) 東京電力やプラントメーカーが自ら取り組む研究開発
- (2) 国主導の事業として、IRID などの研究機関により現場への適用を目指して進められている研究開発
- (3) JAEA 等が取り組む研究施設整備や基礎基盤的な研究開発
- (4) 研究機関、大学等が自ら取り組む研究開発

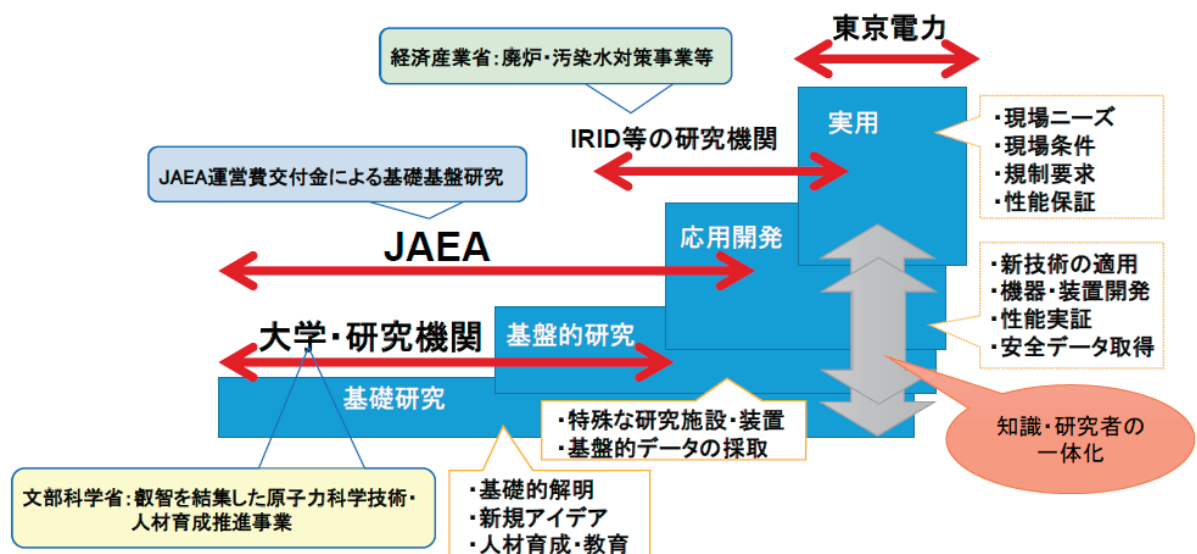


図 6-1 福島第一原子力発電所の廃炉に関連する研究開発事業の全体像

6.2.2 政府の研究開発事業の全体像

様々な実施主体による多様な取組のうち、政府予算による研究開発については、経済産業省、文部科学省により以下の複数の事業が進められてきている（予算の推移を表 6-1 に示す）。

(1) 廃炉・汚染水対策事業（経済産業省）

技術的難易度が高い課題について、現場に適用を目指して要素技術・システムの開発を補助する事業

a. 技術開発事業

- i) 使用済燃料プールからの燃料取り出し対策
- ii) 燃料デブリ取り出し対策
- iii) 廃棄物対策

b. 燃料デブリ取出し代替工法の概念検討と要素技術の実現可能性検討事業（国際公募）

c. 汚染水処理対策技術検証事業（国際公募）

備考：上記の他、汚染水処理対策・実証事業（経済産業省）において凍土方式の陸側遮水壁、高性能多核種除去設備（ALPS）の大規模実証事業が進められてきている。

- (2) 研究拠点施設整備事業（経済産業省）
遠隔操作機器・装置の実証、廃棄物や燃料デブリなどの放射性物質の分析及び研究のための施設を整備する事業。
- (3) JAEA 運営費交付金等における基礎基盤研究、施設整備費補助金等による拠点整備事業（日本原子力研究開発機構）
JAEA がこれまでの研究成果を活かしつつ実施している廃炉の基盤となる研究、ならびに東海・大洗地区の既存施設や浜通り地域に設置する新規施設に加え、多様な分野の研究者が集結するための拠点を整備する事業。
- (4) 叡智を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業（平成 26 年度までは、廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム）（文部科学省）
国際共同研究を含め様々な分野間の研究者が融合・連携した原子力の課題解決に資する研究開発を推進するとともに、産学が連携した人材育成の取組を支援することを目的とした事業。

表 6-1 関連事業の予算推移

（単位：億円）

	平成23年度	平成24年度	平成25年度 (24年度補正含む)	平成26年度 (25年度補正含む)	平成27年度 (26年度補正含む)
① 廃炉・汚染水対策事業 (補助事業)	20(補正)	20(当初)	87(当初)	215 (25年度補正)	231の内数 (26年度補正)
② 研究拠点施設整備事業 (JAEA事業への出資等)			850 (24年度補正)		
③ JAEA運営費交付金(基盤 研究)、拠点整備事業		50の内数 (当初)	60の内数 (当初)	61の内数 (当初)	61(予算案)
④ 大学等における基盤研究、 人材育成				3(当初)	20(予算案)
(参考) 汚染水処理対策・実証事業 (補助事業)			206 (予備費)	264 (25年度補正)	

6.3 研究開発プロジェクトの次期計画

燃料デブリ取り出し分野及び廃棄物対策分野の戦略プランにおいて提示されている研究開発課題については、課題の重要度や難易度を踏まえて役割分担や実施体制を検討した上で、その達成すべき目標に向けて迅速かつ的確に実行に移すことが重要である。特にこれらの課題のうち技術的難易度が高い課題については、適切に研究開発プロジェクトに反映し、その解決に向けて取り組んでいくことが重要である。

本節では、「廃炉・汚染水対策事業」において現場への適用を目指して取り組むべき研究開発プロジェクトの検討のステップと検討に当たっての重要な視点を示す。

6.3.1 検討のステップ

「廃炉・汚染水対策事業（技術開発事業）」において取り組むべき研究開発プロジェクトの次期計画（以下「次期計画」という。）は、図 6-2 に示すように以下のステップにより検討する。

- (1) 現場の最新状況等を踏まえ、現行の研究開発プロジェクトについて妥当性等の確認・検討を行い、課題を抽出・特定。
- (2) 「戦略プラン」等の検討を通じ、優先的に取り組むべき研究開発課題を特定・整理。
- (3) 上記を踏まえ、新たな課題への対応を含め、個別の研究開発の見直しの方向を提示。

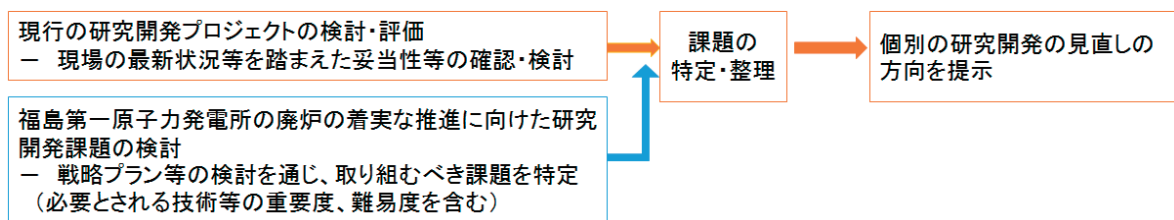


図 6-2 次期計画の検討フロー

6.3.2 検討に当たって考慮すべき重要な視点

次期計画の検討に際しては、燃料デブリ取り出し分野及び廃棄物対策分野の戦略プランにおいて提示された研究開発課題の解決に向けた取組を迅速かつ的確に実施するために、特に下記の点を重視すべきである。

国主導による研究開発事業における仕様

<個々の研究開発に共通の重要な視点>

- (1) 研究開発の目的・目標の明確化
 - a. 現場工事や現場工事等に関する技術的検討から抽出される要求が十分に反映された計画・仕様とする。
 - b. プラントの状況等最新の現場状況を適時に反映することが可能な体制とする。
 - c. 開発成果がどのようなタイミングで現場工程に活用されるか十分に意識する。
- (2) 東京電力が実施すべき現場工事・現場工事等に関する技術的検討、研究開発との分担の明確化
 - a. 研究開発は機器・装置や評価手法の開発が主目的であり、開発成果を東京電力が現場等で活用することを前提として、規制対応を含め役割分担や目標工程を設定する。
- (3) 主な目標工程
 - a. 2018 年度上半期の燃料デブリ取り出し方法の確定に間に合うような工法の実現性評価及び工法方針の決定
 - b. 2017 年度中の固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方の取りまとめ

<主要なテーマごとの重要な視点（燃料デブリ取り出し）>

- (1) 炉内状況把握の高度化（4.2 節及び 4.3.1 節関連）

- a. 炉内・燃料デブリの状況を可能な限り具体的に把握し、安定状態にあることを継続的に確認していくために、複数の個別プロジェクトごとの目的・目標を明確にするとともに、現場等で得られるデータ・情報や研究成果を適時に反映しながら連携・調整を図る。
- b. 特に、カメラ・センサー等計測装置を活用して燃料デブリ等の状況を直接的に視認する PCV 及び RPV の内部調査・サンプリングについては、調査すべき特定の箇所の優先順位を考慮した調査計画を常にアップデートし、更なる技術の開発・活用を検討する。
- c. 燃料デブリの取り出し工法の検討にも資するべく、燃料デブリの位置・FP 分布を把握する。

(2) 燃料デブリ取り出し工法の実現性評価及び取り出し作業時の安全確保（4.3.2 節～4.3.5 節関連）

- a. 2018 年度上半期の燃料デブリ取り出し方法の確定に資するよう、冠水工法及び気中工法（上方、側面からのアクセス）について、各技術要件の実現性を評価するために必要なデータ・情報を取得する。特に、PCV の補修・止水の技術的成立性、PCV の健全性、遮へい及び閉じ込め機能などを適切に評価・確認する。
- b. 燃料デブリ取り出しを安全かつ確実に実現するための技術開発を着実に進める。

< 主要なテーマごとの重要な視点（廃棄物対策） >

- a. 2017 年度までに固体廃棄物の処理・処分に関する基本的な考え方を取りまとめ、2021 年度までに固体廃棄物の処理・処分における安全性見通しを確認することを目標として、必要なデータ・情報を取得する。
- b. 特に、廃棄物の性状把握、処理方法、処分方法に関する検討を行い、発生・保管から処理・処分までの一連の廃棄物管理・取扱いに関する全体シナリオ（廃棄物ストリーム）の候補を提示することを目指す。
- c. 水処理の過程で発生する二次廃棄物については、長期間安定的な保管・処理を的確に行うための方策を検討する。

6.3.3 分野ごとの次期計画

「廃炉・汚染水対策事業」において実施中の研究開発プロジェクトについて、前述の検討フローと視点を踏まえて、個々に次期計画を検討した。当該の検討結果は、2015 年 2 月 26 日に開催された廃炉・汚染水対策チーム会合事務局会議（第 15 回）で決定された研究開発プロジェクトの次期計画に反映された。以下に個別の研究開発プロジェクト一覧を、図 6-3～図 6-5 にそれらを分野ごとに整理した体系図を示す。

(1) 燃料デブリ取り出し分野

- a. 除染・線量低減
 - i) ①原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発
- b. 止水
 - i) ②-1 原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の開発
 - ii) ②-2 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

c. 内部調査

- i) ③-1 原子炉格納容器内部調査技術の開発
- ii) ③-2 原子炉圧力容器内部調査技術の開発
- iii) ③-3 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
- iv) ③-4 原子炉内燃料デブリ検知技術の開発（ミュオン活用）

d. デブリ取り出し工法

- i) ④-1 燃料デブリ・炉内構造物取り出し技術の開発
- ii) ④-2 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発
- iii) ④-3 原子炉圧力容器/原子炉格納容器の健全性評価技術の開発
- iv) ④-4 燃料デブリ臨界管理技術の開発

e. デブリ分析

- i) ⑤燃料デブリ性状把握（模擬デブリを用いた性状把握、実デブリ分析）

(2) 廃棄物対策分野

a. 固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発

- i) 研究開発成果の統合（処理・処分にに関する基本的考え方の提示）
- ii) 性状把握
- iii) 処理に関する検討及び長期保管対策の検討
- iv) 処分にに関する検討

燃料デブリ取り出し関連研究開発の体系 I : 炉内状況把握の高度化

- PCV 内部は、いずれの号機も温度が継続的に低く、放射性物質の計測等により再臨界が起きていないことが確認されており、燃料デブリは冷却されて安定した状態にある。
- 他方、建屋内アクセスは限定的であり、内部状況を視認するには技術的に困難な課題を伴う状況にあり、特に燃料デブリ位置の把握には、事故進展解析コードの改良による推定に加え、現場で計測される温度、放射性物質の分布等を考慮しながら総合的な分析・評価を進めていく。
- また、PCV 内部の特定箇所における燃料デブリ位置の確認を目的として、ミュオン測定による原子炉透視技術を開発するとともに、アクセス可能な貫通孔から挿入可能な遠隔操作型視覚・計測装置の開発を進める。
- 上記の他、PCV 等の健全性評価、建屋内のアクセス確保のための線量低減、PCV の破損・漏えい箇所の特定を進めていくことが重要であり、このための評価手法や機器・装置の開発・活用を進めていく。



図 6-3 燃料デブリ取り出し関連研究開発の体系 I : 炉内状況把握の高度化

燃料デブリ取り出し関連研究開発の体系Ⅱ：安全・確実な燃料デブリの取り出し

- 現行中長期ロードマップにおいては、2016年度下半期に、PCV下部補修方法の確定（HP DE-1）、PCV内調査方法の確定（HP DE-2）を判断ポイントとして、2018年度上半期に、PCV上部補修方法の確定（HP DE-3）、燃料デブリ・炉内構造物取り出し工法の確定（HP 3-2）を判断ポイントとして設定している。
- 今後、冠水工法に加え、気中工法（上部・側面アクセス）について実現性を評価し、号機ごとに（少なくとも初号機の）最適な燃料デブリ取り出し工法シナリオを選定するため、炉内状況の評価を前提として、作業時の安全確保に関する総合評価（PCV等の構造健全性確保、臨界の防止・管理、冠水のための止水の成立性、放射線防護等）や作業に係る技術・システム自体の実現性の確認を行っていくために、必要となるデータ・情報を取得する。
- また、燃料デブリ取り出しの安全かつ確実な実施に向けて、燃料デブリ取り出し機器・装置、収納缶・移送装置等の開発を進める。

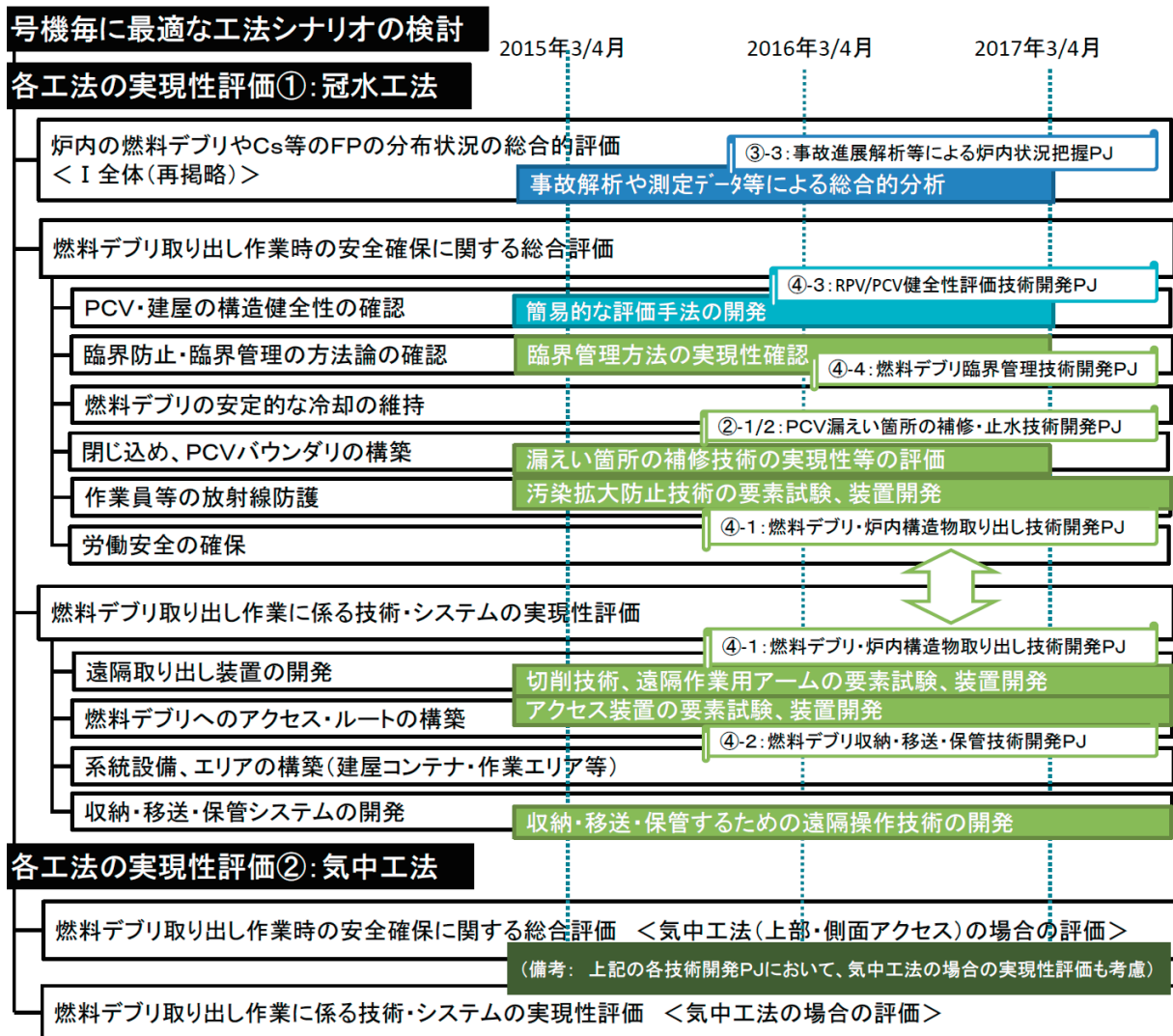


図 6-4 燃料デブリ取り出し関連研究開発の体系Ⅱ：安全・確実な燃料デブリの取り出し

廃棄物対策関連研究開発の体系

- 福島第一原子力発電所の事故で発生した固体廃棄物は、多様かつ大量であり、従来の制度、技術により対応していくことが困難であり、新たな技術を開発するとともに、制度的対応を検討していくことが不可欠。
- 現行中長期ロードマップにおいては、2017 年度に固体廃棄物の処理・処分に関する基本的な考え方を取りまとめること、及び 2021 年度頃を目途に処理・処分における安全性の見通しを確認することを目標として設定している。
- このため、固体廃棄物の性状把握、保管管理・処理といった処分前管理、処分の方法に関する検討を総合的に行い、その上で、これらの成果を整備・統合し、固体廃棄物の処理・処分に関する基本的な考え方の取りまとめに反映するとともに、処分概念の調査・検討を進めることにより、安全規制などの制度化に必要な情報を整理する。
- また、水処理の過程で発生する二次廃棄物については、性状把握、長期間安定的な保管、処理のための検討を行う。

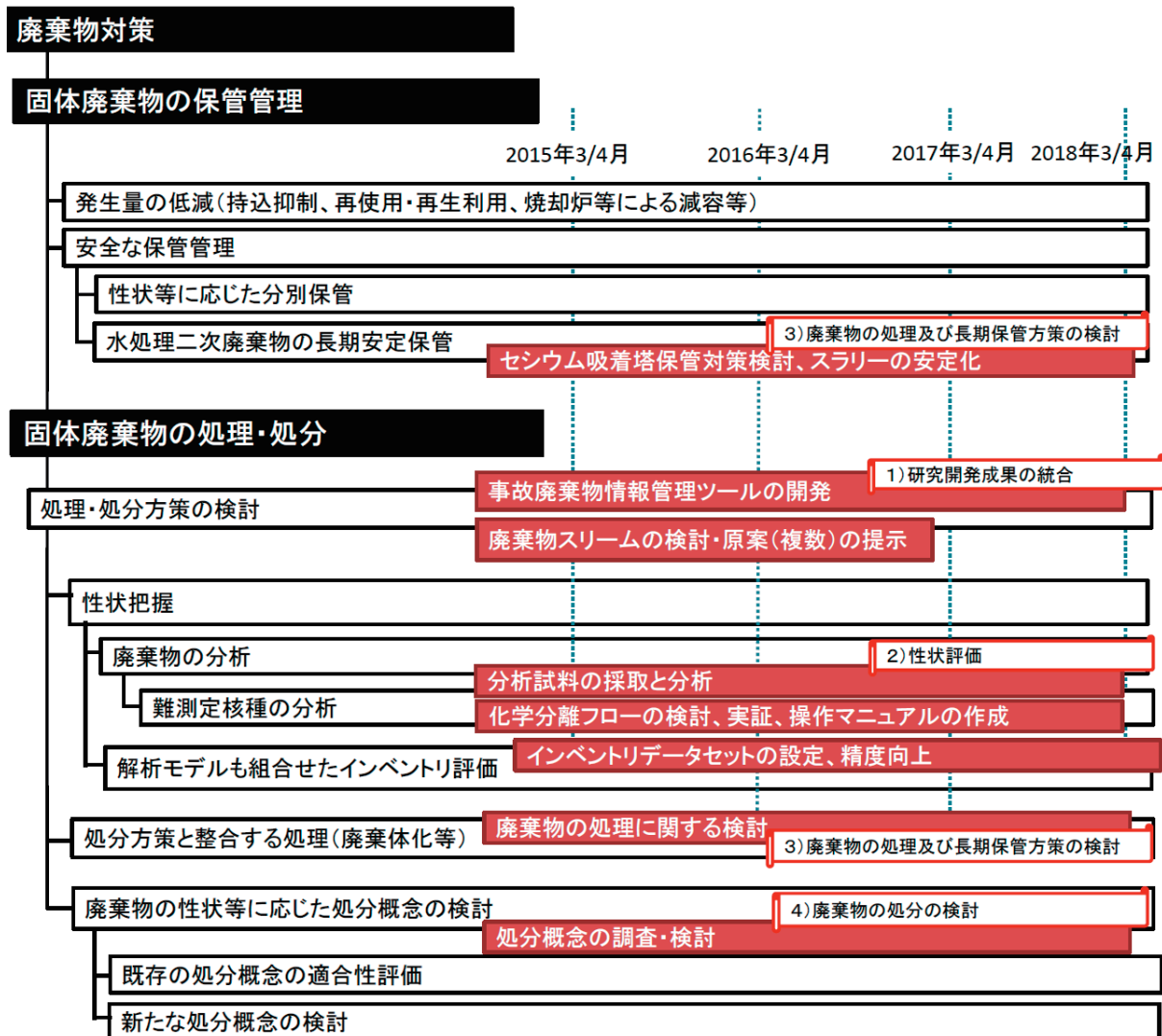


図 6-5 廃棄物対策関連研究開発の体系

6.4 研究開発マネジメント

本節では、「廃炉・汚染水対策事業」を中心として、福島第一原子力発電所の廃炉に向けた現場への適用を目指した研究開発を円滑かつ成功裏に進めていくためのマネジメントにおいて重視すべき事項について提示する。

6.4.1 研究開発業務実施方針を踏まえて重視すべき事項

NDF は設立の際に「研究開発業務実施方針」を策定している。

福島第一原子力発電所の廃炉に向けた現場への適用を目指した研究開発プロジェクトを的確にマネジメントしていくためには、研究開発業務実施方針に基づいた取組を基本としつつ、これに加えて表 6-2 に示す事項について重視していく。以下に研究開発業務実施方針において重視すべき事項の概要を記す。

「廃炉・汚染水対策事業」により進められている研究開発プロジェクトは、経済産業省が選定した基金設置団体及び事務局を通じて、研究開発の実施主体を中心としてマネジメントが進められていくこととなるが、NDF は、同事業に対して支援・協力を行っていくことが求められており、研究開発マネジメント体制等の強化に取り組んでいく。

- (1) 実用化を念頭に置いた業務の実施
 - a. 冠水工法及び気中工法を想定した工法・技術の適用性の検討
 - b. 現場ニーズを踏まえた達成目標や優先順位の設定
 - c. 各プラント共通の技術やシステムにおける研究開発プロジェクトの効率化
 - d. 機器・設備等の維持・運用、作業安全等のための基準設定、運用に資する評価手法の開発
- (2) 安全確保を重視した取組
 - a. 研究開発課題や目標設定において安全確保に配慮
 - b. 被ばく低減の取組を優先的に進めることにより作業員の安全確保を最大限考慮
- (3) 適確なマネジメントの実行
 - a. 多様な複数の研究開発プロジェクトを統合的にマネジメントするための手法の導入と体制の構築
- (4) 円滑な廃炉作業を進めるための国内外の叡智の結集
 - a. 国内外で活用されている技術、知見、経験の取り込みと関連機関、専門家との連携
 - b. 技術調査、国際公募（RFI/RFP）を通じた技術成熟度の高い技術の活用
 - c. 基盤的な研究における研究機関、大学との効果的な連携の強化
- (5) 人材の確保に向けた取組
 - a. 研究機関、大学と連携した基盤研究の推進を通じた人材育成・確保の強化
- (6) 原子炉施設の安全高度化に資する事故究明への貢献を含め、事故炉の廃炉作業の中で得られる情報・研究成果等のアーカイブ化・情報発信
 - a. 情報等の収集・整理を効果的に進め、統合的に管理・情報発信するための仕組みの構築

6.4.2 研究開発の各段階におけるマネジメント

福島第一原子力発電所の廃炉に向けた研究開発には、例えばRPV、PCVの内部の状況を把握することを目標とする研究開発プロジェクトが複数ある。これらは燃料デブリの取り出し工法の検討などに資することを「共通の目的」とする研究開発プロジェクトであるから、この目的の達成に直結する合理的な目標を各々の研究開発プロジェクトに設定することが重要である。

これに加えて関連する現場工事や現場工事等に関する技術的検討を含めた取組を全体的に捉える研究開発マネジメントの仕組みの構築を目指すべきである。

具体的には、研究開発プロジェクト開始前の企画段階のマネジメントを適確に行うことに加えて、研究開発プロジェクト開始後においても、定期的に、課題や達成すべき目標を確認し、必要に応じて調整するためのマネジメントが重要であり、その際に検討・確認すべき事項を以下に提示する。(図6-6参照)

(1) 研究開発プロジェクト開始前の企画段階

- a. 燃料デブリ取出し分野、廃棄物対策分野等で示される目的から課題を特定し、リスクを考慮して課題解決に向けた取組の計画・マイルストーン作成。これに基づいて個々の研究開発プロジェクトの目標、役割分担を設定
- b. 各研究開発プロジェクトの役割分担設定に当たっては、現場工事や現場工事等に関する技術的検討などからの要求が十分反映されているのかを確認
 - i) 開発の対象(機器・装置、システム、評価手法、データ・情報取得等)
 - ii) 技術的成熟度とこれに基づく開発ステージの設定、ステージ移行の判定基準
 - iii) 機器・装置の共通基盤化^{注1}、最適な技術実証方法^{注2}、安全性等の評価手法等の第三者による確認・エンドースなどの方法論^{注3}
- c. 各研究開発プロジェクトの実行可能性を検証し、リスクを洗い出し、必要に応じて代替策を検討。
- d. 研究開発プロジェクト間のインターフェース・コントロール文書(伝達情報の文書)を作成

(2) 研究開発プロジェクト開始後の実施段階

- a. 各研究開発プロジェクトの進捗・課題、現場状況、ニーズ等を定期的にモニタリング
- b. 上記において重大な課題が確認された場合には、「共通の目的」を前提として個々の研究開発プロジェクトの目標変更の可否を判断(研究開発間の関係性の考慮も必要)
- c. 「共通の目的」に影響があるような場合には、上位のマネジメントに報告

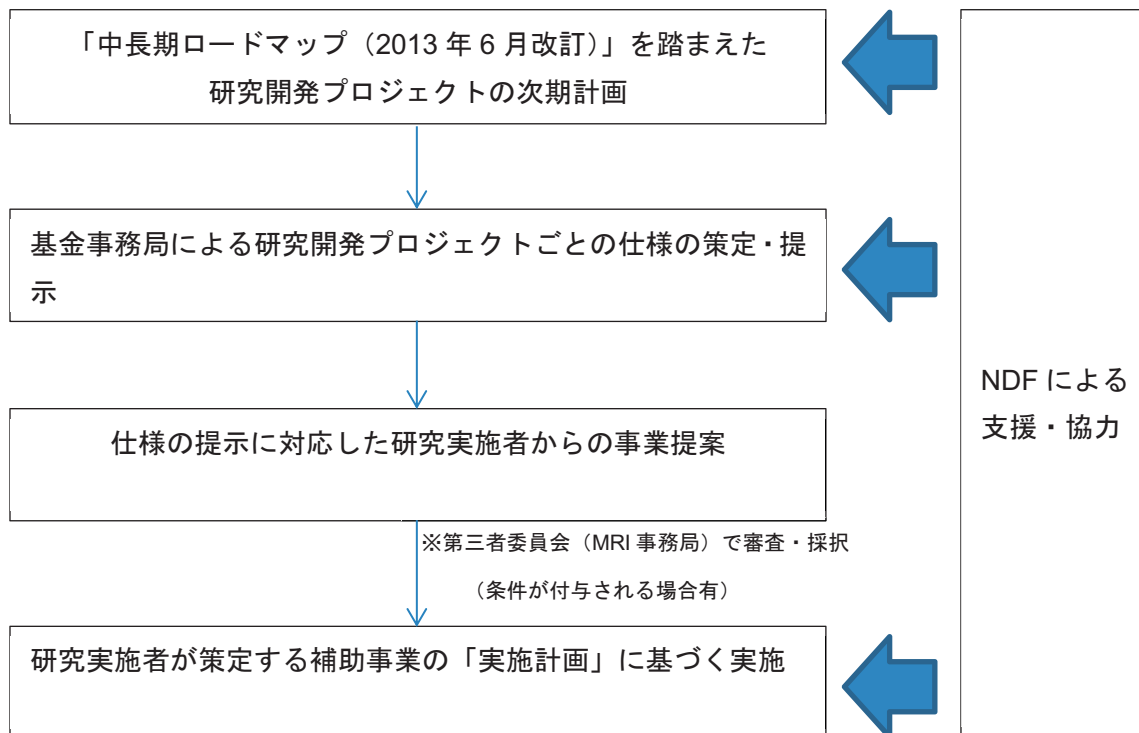


図 6-6 「廃炉・汚染水対策事業」における研究開発プロジェクトの企画・実施フロー

注 1： 機器・装置の共通基盤化について

- (1) 燃料デブリ取り出しのための遠隔技術・システムの開発や運用を可能な限り効率的に進めていくためには、機器・装置の共通基盤化を図ることが鍵と考えられる。
 - a. 「共通基盤化」には、例えば以下が含まれる。
 - i) 機器・装置をプラント間で共通化（例えば、モーターの流用や交換が可能）
 - ii) 同一機能のシステム等における機器・装置の共通化（例えば、作業台車を統一）
 - iii) 汎用品などの既存技術の適用（例えば、無線インターフェース）
- (2) 既存技術（汎用品を含む）の調査、開発・試用を完了した機器・装置のデータベース化を進めるとともに、これらを共通基盤として可能な限り活用していくための機器・装置開発の在り方について検討。
- (3) なお、機器・装置開発において、「過酷な作業環境における人間と機器の役割分担」を明確にしておくことが、当該機器・装置開発を成功に導くために極めて重要。

注 2： 機器・装置の最適な技術実証方法について

機器・装置の開発・実証や作業員の訓練に当たって必要となるモックアップ試験、現場実証に関する基本的な考え方を示すとともに、研究開発の具体的な計画を立案する上では、以下の施設等における取組を効率的に組合せながら進めることが重要。

- (1) メーカーの工場や研究施設における小中規模モックアップ
- (2) モックアップ試験施設などにおける実規模モックアップ（部分的対応も可能）
- (3) 5, 6号機を活用した実証・訓練（放射線管理施設であることに留意が必要）

前述の基本的な考え方については、具体的には以下の例が考えられるが、今後、更なる検討を行っていく。（詳細な考え方を別紙に示す）

注3： 安全性・信頼性など評価手法の第三者による確認・エンドース

- (1) 健全性評価手法等の開発などにおいては、国内の学協会、国際機関などと連携しつつ進めることなどにより、検討の成果の妥当性が広く認められるような取組が重要であり、研究開発のマイルストーンに組み込む必要有り。
- (2) 特に将来の規制対応に活用することを念頭に置いた評価手法等を開発する場合には、最終的に第三者による確認・エンドース等をどのように得ていくのかを検討すべき。

6.5 研究開発の基盤としての活動

本節では、福島第一原子力発電所の廃炉に向けた取組に資する研究開発拠点の整備、基盤となる研究活動、中長期的な視点からの人材育成・確保の取組に関する現状と今後の方向について提示する。

6.5.1 研究開発拠点の整備

現在、福島第一原子力発電所の廃炉に向けた取組に資するための研究開発拠点として、「廃炉国際共同研究センター」を整備する構想が進められている。本構想は、JAEA が保有する茨城県東海・大洗地区の既存の施設に加え、福島県浜通り地域の檜葉町に現在建設中のモックアップ試験施設、大熊町に建設計画を有する放射性物質の分析・研究施設などの新規施設、さらには計画中の国際共同研究棟を活用し、多様な分野の国内外の大学、研究機関、企業等の研究者が集結するための拠点を整備する計画である。2015年4月より、JAEA内の組織の一つとして同センターを立ち上げ、その後、福島県内に本格的な拠点を整備し、2016年度内に運用を開始する予定である。

このうち、モックアップ試験施設は、遠隔操作機器・装置の実証のための施設であり、PCV下部の補修・止水のための機器・装置等の実規模試験を行うことを予定している。2015年夏から一部運用を開始し、2016年度から本格運用すべく施設整備が進められている。

また、分析・研究施設は、廃炉に伴って排出される廃棄物等の放射性物質の分析や研究のための施設であり、難測定核種分析手法等の開発や燃料デブリ等の性状把握、処理・処分技術の開発等を行う予定である。比較的線量の低い放射性物質の分析・研究を行う第1棟を2017年度から、線量の高い放射性物質の分析・研究を行う第2棟を2020年度から開始すべく施設整備が進められている。

研究開発拠点の整備・運用に当たっては、効果的・効率的な研究の遂行のため、異なる分野、役割、専門性を持つ人材や組織を糾合し、成果等の情報を共有し、それらの枠を超えてそれぞれの能力を互いに補完しながらチーム力を発揮することに留意し、枠組みの構築を進めることが重要である。具体的には、中核となる拠点を形成することにより、分野のコミュニティの活性化や人材の糾合・流動化などを行いつつ、研究を進めていくことが期待される。また、中核拠点を形成し、その機能を維持・発展していくためには、オープンイノベーション拠点に求められる機能などを参考に、高度なマネジメントや支援に関する能力を整備していくことが必要である。

さらに、基盤研究と人材育成とは密接に関連することから、大学等とも協力し、基盤研究・人材育成一体となった拠点を形成も進めていくべきである。

なお、研究開発拠点の整備や運用の過程において、研究者・技術者をはじめ一層多くの人材や関係機関が参加することにより、地域の復興にも資することが期待される。このため、福島県及び周辺の地域における復興や研究拠点構想（環境回復、健康管理、地域経済振興等）と連携を図りながら進めていくことが重要と考えられる。

6.5.2 廃炉技術の基盤となる研究開発

福島第一原子力発電所の廃炉に向けた研究開発については、6.2.1 項で示したとおり、「東京電力やプラントメーカーが自ら取り組む研究開発」、「国の補助事業として IRID が中心となり現場への適用を前提として進めている研究開発」といった現場への適用を目指した技術の開発がなされている。一方、「JAEA が取り組む研究施設整備や基盤的な研究開発」や「研究機関、大学等が自ら取り組む研究開発」では、廃炉の加速化に資する先端的研究開発や既存の廃炉技術の代替等に向けた多様な可能性の追求、学術的な知見の提供といった廃炉技術の基盤となる研究開発が実施されている。

JAEA においては、IRID の一員として現場への適用を目指した技術の開発を実施するほか、これまでの研究成果を活かす形で基礎基盤的な研究開発を実施している^{注4}。

注4： JAEAの平成26年度（2014年度）の業務運営に関する計画（年度計画）〈抜粋〉

（前略）福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等を円滑に進めるための以下の基礎基盤研究等を着実に実施する。

- 使用済燃料プール燃料取り出しに係る課題解決のため、燃料集合体等の長期健全性に係る試験として照射済材料等による腐食試験を継続する。
- 燃料デブリ取り出し準備の検討として、燃料デブリ及び炉内構造物の切断技術について、模擬試験体を用いた切断試験を実施し、適応性評価を完了する。燃料デブリの臨界管理のため、再臨界時挙動解析手法の高度化を継続する。計量管理のための核燃料物質測定について、各候補技術の適用性評価に係る基礎試験を行う。事故進展解析に係るコードの改良・試験を進め、データを蓄積する。
- 放射性廃棄物の処理・処分に関しては、シビアアクシデントにより生じた放射性廃棄物や今後発生する解体廃棄物等の安全かつ合理的な処理・処分のための基盤整備、技術的検討を継続する。
- また、廃止措置等に必要な遠隔操作技術については、圧力容器等の内部調査のための試作機による実証試験を行う。現在の福島第一原子力発電所の作業環境と類似した環境を有する施設を活用し、福島第一原子力発電所の廃止措置を加速するために必要なデータの採取等を継続する。

その他の研究機関や大学等においても、廃炉に資する研究開発が進められている。例えば、高エネルギー加速器研究機構において研究されてきたミュオン粒子による物質の可視化研究は、同機構の協力のもと、IRID により燃料デブリの位置を検知するための技術開発・実証に取り組まれている。また、福島大学が中心となって開発し、提案された放射性物質（Sr90）を迅速に分析可能な装置は、東京電力との共同での実証試験を経て、分析に時間を要する既存の分析手法の代替手段として、東京電力により現場工事に実際に使用されている。このように、研究機関や大学における基盤的な研究開発の成果は、福島第一原子力発電所の廃炉に向けた現場工事や研究開発に適用されている。

さらに、東北大学において、福島第一原子力発電所の廃炉が長期間要することを念頭に、PCV や注水配管等の防食と長期寿命予測技術の基盤構築を図るため、反応機構を数理モデル化し、腐

食機構解析技術や腐食モード評価技術の確立に向けて取り組むとともに、中長期的な基盤研究として、腐食反応の停止機構の解明に取り組んでいる。この研究開発は、原理原則に基づき現象を数理モデル化し、当該現象の進展や対応策の評価を行うものであり、廃炉に関する工学的な技術に対して、学術的な視点で廃炉現場を支えている。

これ以外にも、福島第一原子力発電所の廃炉は解決しなくてはならない問題が多く存在することから、これまで顕在化されていない課題を発見・抽出し、廃炉作業や研究開発に提案することを目指す研究も重要と考えられる。

こうした取り組みは、廃炉の状況やニーズを検討した上で取り組まれている基盤的な研究開発の事例^{注5}であると言え、廃炉技術を補完・補強するものとして期待される。

注5： 廃炉技術の基盤となる研究開発の例

(1) 廃炉工程を大幅に改善する可能性のある代替的でイノベーティブな研究

(具体的事例)

- a. ミュオン粒子を活用した可視化等の要素技術
- b. 放射性物質の分析・測定
- c. 放射性廃棄物の減容化に資する技術
- d. 遠隔操作機器・装置の開発に資する制御・通信等の基盤的な要素技術

(2) 廃炉作業や研究開発を確実かつ円滑に進めるため、学術的な視点で現象や知見やデータを提供する研究

(具体的事例)

- a. PCV や注水配管等の防食と長期寿命予測技術の基盤構築
- b. 燃料デブリ、FP 等の放射性物質の基本的物性の把握等

(3) 顕在化していない課題を発見・抽出し廃炉作業や研究開発に提案することを目指す研究

以上、注5で分類される研究開発分類を代表とした廃炉技術の基盤となる研究開発が大きく期待されることから、広く研究開発活動の活性化や研究者の創意工夫を促していくことが重要である。その上で、得られた研究成果や知見の現場工事や研究開発へ橋渡しを促していくための取組を強化していくことが必要である。

このため、産業界、大学、学会等においてそれぞれの立場で分散した取組を統合していくことにより、研究機関・大学等の研究者と廃炉に直接取組む関係者との間で、廃炉現場や研究機関の状況やニーズ、また、研究機関・大学等で進められる研究成果や知見を専門分野ごとに具体的に共有し、議論する場を設けることが重要である。関係者間のコミュニケーションを活性化させることにより、多様な研究開発成果の廃炉現場への適用を目指していくことが期待される。

なお、廃炉技術の基盤となる研究開発は、福島第一原子力発電所の廃炉への貢献のみならず、画期的な学術的知見の創出をはじめ、国内外の原子力施設の廃止措置や安全高度化、他の研究分野のブレークスルーにつながり得ることも踏まえ、幅広い分野の研究者の参加を促していくべきである。

6.5.3 人材育成・確保

廃炉を円滑に進めるためには、これまで本章で述べた研究開発に関する取組のみならず、中長期的な視点で研究開発等を通じた知識技能を有する人材の育成・確保を進めていくことが重要である。

文部科学省においては、廃炉の人材育成に関する重点分野の中でも、民間だけでは着手しづらい中長期的基礎基盤研究について異分野等多様な分野の叡智を結集することや、課題を克服し、安全かつ着実に廃炉を進めていく上で必要となる人材を育成することを目的として、「廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム」を本年度より開始している。本プログラムは、前項で示した研究開発について、大学等において廃止措置等の現場のニーズを踏まえた取組を行うとともに、廃止措置等の取組で活躍できる人材育成を実施していくために、福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた研究開発を行っている機関等との連携の下、平成 26 年度においては、下記の大学等を中核とした拠点形成を開始した。

- 東京工業大学：廃止措置工学高度人材育成と基盤研究の深化
- 東京大学：遠隔操作技術及び各種分析技術を基盤とする俯瞰的廃止措置人材育成
- 東北大学：廃止措置のための PCV・建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基盤研究及び中核人材育成プログラム

また、拠点形成のための FS として、平成 26 年度においては、下記の取組が進められている。

- 地盤工学会：汚染水対策・燃料デブリ取出しから廃炉までを想定した地盤工学的新技術開発と人材育成プログラム
- 福島大学：放射性ストロンチウムの即応的計測法の実用化に向けた重点研究とマルチフェーズ伸展型人材育成
- 福井大学：西日本における福島第一原子力発電所の廃止措置に係わる基盤研究・人材育成の拠点形成
- 福島工業高等専門学校：廃炉に関する基盤研究を通じた人材育成プログラム

中長期にわたる廃炉のための人材の育成・確保に向けた取組を進めていく際には、将来の廃炉工程全体を俯瞰した上で、将来必要となる人材像や重点的に育成すべき技術分野を具体的に明らかにすることが重要である。その上で、企業や研究機関における研修等の人材育成の取組に加え、大学等の教育機関における人材育成の取組を促進していくことが重要である。また、人材の受入れ側となる企業や研究機関と人材を輩出する側となる教育機関の双方が密接に連携しながら、大学における教育や、企業における採用、研修について、具体的な取組を一体的に推進していくことが望ましい。

特に、5.4.1 項(2)に提起されているように、今後、放射性物質の分析技術の開発や分析作業を担うための数多くの人材を育成・確保していく必要があることから、このための専門人材の育成に向けた体制を早急に構築していく。また、技術の専門分野を有する人材のみならず、専門分野を有しながら複数の研究開発を円滑にマネジメントしていくための人材も求められていることに留意する必要がある。

加えて、原子力以外にも様々な専門分野の人材から、廃炉関連業務に就くことを希望する人材を増やしていくためにも、人材確保に当たっては、福島第一原子力発電所の廃炉に向けた作業や研究開発は世界にも例のない極めて高度な技術的な挑戦であるという「魅力」を発信することや、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など、人材が福島第一原子力発電所の廃炉に向けて活躍する道筋を示していくことが重要である。例えば、大学等との連携を強化することにより、廃炉現場の状況や企業等の研究開発について伝え、廃炉に関するキャリアを進むための意欲を促していくのは、この一つの例と考えられる。

これらの人材は、将来、廃炉現場で活躍するのみならず、国際共同研究による国際協力の強化や原子力施設の安全性向上に寄与するとともに、関連する技術面のブレークスルーや関連する技術・産業の発展、福島の復興等に貢献していく旗手となることも期待される。

＜機器・装置の開発・実証におけるモックアップ試験、現場実証に関する考え方＞

機器・装置の開発・実証に際しては、何を開発・実証するのかを明確にした上で、段階的に進めていくことが基本となる。

(1) 要素技術の機能・性能評価

- a. 要素技術単体の機能や性能を実証するためには、既存技術を改良するものや新たに開発する新技術について、様々な条件下での繰り返し試験を含めて評価試験を行っていくこととなる。その際、設備のモックアップが必要となる場合には、迅速かつ合理的に評価試験を行うためには、中小規模のモックアップを活用していくことが望ましい。
- b. 例えば、燃料デブリ取り出し技術開発においては、2014年度は切削機器やマニピュレータ単体での機能・性能を確認するための要素試験に着手しているが、今後、遮へい・飛散防止装置、炉内構造物撤去装置等については、中小規模のモックアップの活用も検討していくことが考えられる。

(2) 工法・システム全体としての機能・性能評価

- a. 作業の全ステップを通じての工法・システム全体の実現性、整合性を確認する場合には、モックアップ試験等により机上検討や単体試験では把握できない課題を抽出することが必要。
- b. その際、一連の作業の全ステップの機能・性能面を確認する場合は、スケールモデル（縮小モデル）、あるいは、フルスケールの部分模擬モデルを活用することが効率的かつ合理的と考えられる。また、機器・装置の汚染、作業員の被ばく、予算、時間、試験が失敗した場合の影響等を踏まえた上で、実証試験の進め方を検討すべきである。
- c. 例えば、燃料デブリ取り出し工法・システム全体の実現性確認のためには、スケールモデルを用いて全作業ステップの実現性・整合性を総合的に評価することが考えられる。

(3) 実際の作業性、運転・保守面を考慮した実証

- a. 放射線環境や空間・構造上の課題等厳しい環境下での作業に必要となる機器・装置については、実際の作業性や運転・保守面を考慮した実証を行うことが不可欠である。
- b. この場合、現地で実機での実証試験を行うことが最善であるが、作業環境の観点でより優れたほぼ同規模・同環境下の設備・施設を活用した実証試験を行うことが望ましい。
- c. 例えば、燃料デブリ取り出し工法・システムについて実際に実機に適用する前に現場を模擬した環境下でフルスペックでの実証試験を行うことが必要となる場合には、福島第一原子力発電所内外のほぼ同型の設備・施設を活用することも検討すべきである。

注3： 安全性・信頼性等評価手法の第三者による確認・エンドース

- (1) 解析の高度化、健全性評価手法等の開発等においては、国内の学協会、国際機関等と連携しつつ進めること等により、開発成果の妥当性が広く認められるような取組が重要であり、研究開発のマイルストーンに組み込む必要有り。

評価手法等を開発する場合には、最終的に第三者による確認・エンドース等をどのように得ていくべきか検討。

表 6-2 「研究開発業務実施方針」及び研究開発プロジェクトのマネジメントにおいて重視すべき事項

<p>第1 廃炉等の適正かつ着実な実施の確保のために必要な技術に関する研究及び開発に関し機構が実施すべき業務に関する基本的な方針</p>	
<p>1 実用化を念頭に置いた業務の実施</p>	<p>(1) 重層的な取組</p> <p>現場状況に不明な点が多く、不確実性が高い状況に対応してくため、リスク評価の結果も踏まえつつ、重層的な取組を進める。</p> <p>① 燃料デブリ取出し工法シナリオの選定に資するため、冠水工法に加え、気中工法についての技術の適用性を検討する。</p> <p>② 炉内や燃料デブリの調査やアクセスについて重層的な取組を検討していく。</p> <p>(2) 現場ニーズを踏まえた目標等の優先順位付けと柔軟な見直し</p> <p>短期及び中長期の現場のニーズや課題を踏まえ、達成すべき目標について、優先順位を付けた上での研究開発の企画を進める。さらに、最新の知見や実際の廃炉工程から得られた知見等のフィードバックにより、目標等の柔軟な見直しを行う。</p> <p>(3) 効率的な研究開発の実現</p> <p>効率的な研究開発や適切な分担の実現により、無駄の排除を行う</p>
	<p>左記に加えて重視すべき事項</p> <p>① 燃料デブリ取出し工法シナリオの選定に資するため、冠水工法に加え、気中工法についての技術の適用性を検討する。</p> <p>② 炉内や燃料デブリの調査やアクセスについて重層的な取組を検討していく。</p>
	<p>左記に加えて重視すべき事項</p> <p>① 研究開発を開始する前の段階において、現場ニーズを踏まえて達成すべき目標や優先順位を設定し、関係者間で共有する。その際、複数の研究開発を統合的に管理していくとともに、不確実性の高い状況であることも考慮する。</p> <p>② 現場の最新状況に対応して研究開発へのニーズが変化することから、研究開発の目標や優先順位を柔軟かつ機動的に見直しながら進めていくことが重要である。このため、定期的に、研究開発の進捗状況を確認するとともに、取り組むべき課題や達成すべき目標について見直す必要が無いか確認する機会を設けることが重要である。</p>
	<p>左記に加えて重視すべき事項</p>

	<p>とともに、廃炉工程に適用できるように成果を出す。</p>	<p>① 1号機～3号機の燃料デブリ取り出しを目指していくことを考慮し、全てのプラントに共通して適用すべき技術やシステムの研究開発を効率的に進めていくことが重要である。特に、長期間にわたって必要となる機器・装置の運用・保守も考慮し、必要となる部品やインターフェースの共通化、モジュール化を進めていくことも重要である。</p> <p>② また、機器・装置の開発・実証における性能評価の進め方について検討し、必要となるモックアップ試験や運転員の訓練の在り方や現場実証の考え方について整理し、適切に実施していくことが重要である。</p>
	<p>(4) 基準等の策定に資する取組</p> <p>事故炉の廃炉等を適正かつ着実に実施していくためには、新しい技術等を安全性・信頼性を確保しつつ、実際に適用するために必要となる基準等が適時に整備されることが重要である。このため、事故炉の廃炉に向けた工程において必要となる基準等の考え方を整理するとともに、技術の研究開発においても、新たな基準等の策定に資する取組を進める。</p>	<p>左記に加えて重視すべき事項</p> <p>① 特定原子力施設に指定された福島第一原子力発電所の機器・設備等の維持・運用や作業における安全確保のための基準は、事業者である東京電力が自ら設定し、当該基準に基づいて運用や作業を進めていくことが求められている。これらの基準の設定や運用に資するような機器・装置や安全等評価手法の開発を進めていくことが重要である。</p> <p>② その際、安全評価手法等の開発においては、第三者による確認・エンドース等の方法も検討すべきである。</p>
<p>2 安全確保を重視した取組</p>	<p>(1) リスクの大きな事象の防止</p> <p>実際の廃炉・汚染水対策において、再臨界や高濃度汚染水の流出、放射性物質の再飛散等といったリスクが発生しないよう、研究開発</p>	<p>左記に加えて重視すべき事項</p> <p>① 研究開発の課題や目標の設定段階において、リスクの大きな</p>

	<p>の企画においては、それらのリスクを適切に評価し、その最小化を図ることとする。</p>	<p>事象に繋がらないよう配慮するとともに、リスクの低減に資する取組を優先して検討すべきである。</p>
	<p>(2) 作業員の被ばくリスクの低減</p> <p>実際の廃炉・汚染水対策における作業員の安全確保を前提とし、作業に伴う被ばくリスクの低減を図るよう研究開発の企画を行う。また、研究開発の実施においても、同様に、作業員の安全確保を前提とし、作業に伴う被ばくリスクの低減を図る。</p>	<p>左記に加えて重視すべき事項</p> <p>① 放射性物質の除染や線量低減など被ばく低減につながる取組を優先的に進めるとともに、機器・装置の現場実証を行う際には、作業員の安全確保を最大限考慮して計画を立案・実行する。</p>
	<p>3 適確なマネジメント（調整・管理）の実行</p> <p>廃炉事業者や研究開発実施機関等、国内外の団体間における密接な連携を実現し、研究開発分野におけるコーディネーターとしての役割を果たす。あわせて、廃炉事業者や日本原子力研究開発機構をはじめとする研究開発実施機関等の適切な役割分担を構築するとともに、必要に応じた競争関係の構築の面立を図る。</p>	<p>左記に加えて重視すべき事項</p> <p>① 多様な複数の研究開発を統合的にマネジメントするための効果的・効率的な手法や方策を導入するとともに、適切な体制を構築すべきである。</p> <p>② また、他の研究開発、東京電力による現場工事や現場工事等に関する技術的検討などとの間の情報共有・伝達は、特に文書化して確実に実施することが重要である（例えば、インタビューース・コントロール文書の作成を奨励する）。</p>
	<p>4 円滑な廃炉作業を進めるための国内外の叡智の結集</p> <p>技術的難易度の高い課題に取り組むための情報収集、海外の研究機関等との連携等により、原子力以外も含めた国内外の最新の知見や技術を反映し、幅広い分野からの知見や経験の結集を行う。</p>	<p>左記に加えて重視すべき事項</p> <p>① 国内外で既に活用されている技術や知見・経験をとり込むとともに、関連企業・研究機関や専門家との連携・協力体制を築きながら、研究開発を進めていくことが重要であり、それを奨励・促進するための情報共有の機会を増進する。</p>

		<p>② 特に、機器・装置の開発に当たっては、徹底的な技術調査や国際公募（RFI/RFP）を通じ、技術成熟度（TRL）が比較的高い信頼性のある技術（ベスト・アベイラブル・テクノロジ）を活用していくことが重要である。</p> <p>③ また、基盤的なデータの取得や分析・評価においては、研究機関、大学の知見も取り入れつつ進めていくべきである。</p>
<p>第2 その他廃炉等の適正かつ着実な実施の確保のために必要な技術に関する研究及び開発に関する重要な事項</p>	<p>1 人材の確保に向けた取組</p> <p>長期の廃炉作業をやり遂げるための人材を確保するため、研究者や技術者の育成を促す。</p> <p>2 事故炉の廃炉作業の中で得られる情報・研究成果等のアーカイブ化・情報発信</p> <p>事故炉以外の廃炉プロセスでの活用や、国内外で類似のトラブルが発生した際の対応、原子力施設の安全高度化に資する事故究明への貢献、さらには、人材育成への利用等を視野に入れ、廃炉事業者や日本原子力研究開発機構をはじめとする研究開発実施機関等と連携、協力し、事故炉の廃炉作業の中で得られる情報・研究成果等を集約し、アーカイブ化するとともに、国内外に適切に発信する。</p>	<p>左記に加えて重視すべき事項</p> <p>① 産業界、研究機関、大学と一体となった基礎研究の推進を通じた人材育成・確保への取組の強化を図ることが重要である。</p> <p>左記に加えて重視すべき事項</p> <p>① 複数の研究開発において、炉内・燃料デブリの状況、建屋内汚染状況、放射性廃棄物の分析やインベントリ評価などのデータ・情報を収集・整理する取組を開始しているところであるが、これらの取組を効果的に進めるとともに、統合的に管理・情報発信するための仕組みを構築する。</p> <p>② 文献・書誌情報のアーカイブ化については、現在、JAEA が中心となって進めていることから、同取組との連携を図ることも重要である。</p>

7. 今後の進め方

本戦略プランは、その初版（2015 年）として、福島第一原子力発電所の廃炉に係る技術的判断を行う上で最重要な課題である①燃料デブリ取り出し、②廃棄物対策の 2 分野について、取り組むべき課題とその対応の考え方、それらに対する関係機関も含めた取組計画を取りまとめたものである。

今後、これらの 2 分野について、本戦略プランにおける今後の対応を基に、より具体的に取り組むべき事項が見える化し、関係機関との共有化を図り、プロジェクトマネジメントを行っていく。また、プロジェクト評価として PDCA サイクルを回すとともに、現場の状況や研究機関の状況等を踏まえて、定期的に戦略プランの見直しを行っていくものとする。

略 語

略 語	正式名称
ALPS	Advanced Liquid Processing System : 多核種除去設備
CST	Condensate Storage Tank : 復水貯蔵タンク
D/W	Dry Well : ドライウェル
FP	Fission Products : 核分裂生成物
FS	Feasibility Study : フィージビリティ・スタディ
HP	Hold Point : 判断ポイント
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
NDA	Nuclear Decommissioning Authority : 原子力廃止措置機関 (英国)
NDF	Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation : 原子力損害賠償・廃炉等支援機構
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
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
オペフロ	オペレーティングフロア
研究開発業務実施方針	廃炉等を実施するために必要な技術に関する研究及び開発に関する業務を実施するための方針
次期計画	「廃炉・汚染水対策事業 (技術開発事業)」において取り組むべき研究開発の次期計画
重核	ウランやプルトニウム等のアクチニド核種
信頼性向上計画	中長期的な信頼性向上のために取り組むべき優先的事項に関する具体的な計画
戦略プラン	東京電力(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
滞留水	建屋内等に滞留している高レベル放射性汚染水
建屋内汚染水、トレンチ内汚染水	建屋及び海水配管トレンチ内に滞留している高濃度の汚染水
タンク内汚染水	タンクに貯蔵されている浄化前の汚染水
中長期ロードマップ	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
燃料デブリ	溶融して固まった燃料
福島第一原子力発電所	東京電力(株)福島第一原子力発電所
水処理設備廃スラッジ	除染装置のスラッジ貯槽内の二次廃棄物
水処理設備廃吸着塔	セシウム及び第二セシウム吸着装置の二次廃棄物
ロジック・ツリー	骨格となる構成を記した図

用 語

用 語	意 味
ウェルシールドプラグ	PCV の上部にある遮へい用のコンクリート製の上蓋（運転中は原子炉建屋最上階の床の一部となっている）
冠水工法	PCV 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、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
技術的成熟度	技術がどのような発展段階にあるのかを定量的に示す指標（Technology Readiness Level (TRL)）
クリアランス	クリアランス制度とは、原子力施設において用いた資材等について、それに含まれる放射性物質の濃度が「クリアランスレベル」（人の健康への影響を無視できる放射性物質の濃度）以下であることを国が確認する制度のこと。 国の確認を受けた資材等は、原子炉等規制法の規制から解放され、通常の産業廃棄物又は有価物として、廃棄物・リサイクル関係法令の規制を受けることとなる。
実デブリ	模擬デブリに対し、炉内から取り出した実際の燃料デブリ
深層防護	安全性確保の基本的考え方の 1 つであり、安全に関するすべての活動は、万一ある故障が発生しても、それが適切な対策により検知され、補正されるかあるいは是正されるように、独立した多層の備えを条件とすることを確実なものとする
スラッジ	放出性物質を含む泥状物質
燃料デブリ	原子炉冷却材の喪失等により核燃料が炉内構造物の一部と熔融した後に再度固化した状態
ハザードポテンシャル	有害物質がもたらし得る影響の程度
プロジェクトリスク	技術開発の失敗やコストの大幅な増加など、プロジェクトの成功を脅かし得るリスク
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 TMI-2 の事故事例などから推定し、人為的に作製したもの
リスク・インフォームド・ディシジョン・メイキング	リスクに関する情報を取り入れた意思決定
ロバスト性	想定した条件が多少変わっても機能を発揮する頑健性を有すること