

東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の  
廃炉のための技術戦略プラン 2016

2016年7月13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。

# 目次

1. はじめに.....	1-1
2. 戦略プランについて.....	2-1
2.1 福島第一原子力発電所の廃炉に向けての進捗.....	2-1
2.2 戦略プランの位置付け及び目的.....	2-3
2.3 戦略プランの基本的考え方.....	2-6
2.3.1 基本方針.....	2-6
2.3.2 5つの基本的考え方.....	2-6
2.4 国際連携の進め方.....	2-10
2.5 戦略プランの全体構成.....	2-11
3. リスク低減戦略.....	3-1
3.1 放射性物質によるリスクの検討方法.....	3-1
3.1.1 用語の定義.....	3-1
3.1.2 リスクマネジメントの方法.....	3-2
3.1.3 リスク分析手法.....	3-5
3.1.3.1 リスク指標.....	3-5
3.1.3.2 潜在的影響度.....	3-5
3.1.3.3 安全管理指標.....	3-6
3.2 放射性物質によるリスクの低減戦略.....	3-8
3.2.1 リスク特定.....	3-8
3.2.2 リスク分析.....	3-9
3.2.2.1 評価対象核種の選定.....	3-9
3.2.2.2 潜在的影響度.....	3-10
3.2.2.3 安全管理指標.....	3-10
3.2.3 リスク評価.....	3-11
3.2.3.1 リスク源の優先順位.....	3-11
3.2.3.2 1年間のリスクレベルの変化.....	3-13
3.2.4 リスク対応.....	3-13
3.2.4.1 リスク低減の基本戦略.....	3-13
3.2.4.2 リスク対応時の課題.....	3-14
3.3 廃炉プロジェクトの着実な推進.....	3-16
3.3.1 プロジェクトリスク管理.....	3-16
3.3.2 社会との関係.....	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（リスク低減）の検討方針.....	4-1
4.1.1 燃料デブリ取り出し方法検討の進め方.....	4-5
4.1.2 燃料デブリ取り出しに係る関係機関の役割分担.....	4-12

4.2	炉内状況把握のため調査戦略と最新情報 .....	4-13
4.2.1	炉内状況把握の基本的考え方 .....	4-13
4.2.2	安定状態維持・管理 .....	4-18
4.2.3	現在の調査状況 .....	4-20
4.2.3.1	実機調査による調査状況と評価 .....	4-20
4.2.3.1.1	PCV/RPV 内部調査 .....	4-20
4.2.3.1.2	ミュオン検知 .....	4-22
4.2.3.2	解析による推定 .....	4-23
4.2.3.3	知見及び実験による推定 .....	4-26
4.2.3.3.1	プラントデータからの工学的推定 .....	4-26
4.2.3.3.2	模擬デブリによる実験等に基づく燃料デブリ性状の推定 .....	4-28
4.2.4	炉内状況の総合評価と今後の対応 .....	4-29
4.2.4.1	総合的な炉内状況の分析・評価のまとめ .....	4-29
4.2.4.2	炉内状況把握における課題及び今後の対応 .....	4-32
4.3	燃料デブリ取り出し工法の実現性の検討 .....	4-35
4.3.1	燃料デブリ取り出し工法の選定とその特徴 .....	4-35
4.3.2	燃料デブリ取り出しにおける重要課題への取組 .....	4-45
4.3.2.1	PCV・建屋の構造健全性の確保 .....	4-47
4.3.2.2	臨界管理 .....	4-53
4.3.2.3	冷却機能の維持 .....	4-60
4.3.2.4	閉じ込め機能の確保 .....	4-63
4.3.2.4.1	閉じ込め機能確保の考え方 .....	4-63
4.3.2.4.2	バウンダリ構築（PCV 補修他） .....	4-69
4.3.2.5	作業時の被ばく低減 .....	4-80
4.3.2.5.1	原子炉建屋内の除染 .....	4-80
4.3.2.5.2	燃料デブリ取り出し時の遮へい等による被ばく低減 .....	4-86
4.3.2.6	労働安全の確保 .....	4-88
4.3.2.7	燃料デブリへのアクセスルートの構築 .....	4-91
4.3.2.8	燃料デブリ取り出し機器・装置の開発 .....	4-99
4.3.2.9	系統設備、エリアの構築 .....	4-104
4.3.2.10	工法の作業ステップに基づく詳細検討に向けて .....	4-106
4.4	取り出した燃料デブリの安定保管に向けた取扱いの検討 .....	4-110
4.4.1	燃料デブリの収納・移送・保管システムの構築 .....	4-111
4.4.2	燃料デブリに係る保障措置方策の検討 .....	4-115
4.5	号機ごとの燃料デブリ取り出し方針決定に向けた検討 .....	4-117
4.5.1	炉内状況の把握・推定に係る検討状況 .....	4-117
4.5.2	燃料デブリ取り出し方法の検討に関するこれまでの取組概要 .....	4-118
4.5.3	燃料デブリへのアクセス方向の検討 .....	4-120
4.5.4	燃料デブリ位置ごとの取り出し実現性検討 .....	4-121

4.5.5	燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた検討の進め方 .....	4-123
4.5.6	5つの基本的考え方に基づく評価指標と評価の視点 .....	4-125
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 .....	5-5
5.2.3	放射性廃棄物の管理の在り方 .....	5-6
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 .....	5-8
5.3.1	保管管理 .....	5-9
5.3.2	処理・処分 .....	5-11
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 .....	5-13
5.4.1	保管管理 .....	5-13
5.4.2	処理・処分 .....	5-15
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取組 .....	5-18
6.	研究開発への取組 .....	6-1
6.1	研究開発の基本的な方針と概観 .....	6-1
6.1.1	基本的な方針 .....	6-1
6.1.2	概観 .....	6-1
6.2	廃炉作業への適用に向けた研究開発のマネジメント .....	6-3
6.2.1	廃炉作業への適用に向けたマネジメント .....	6-3
6.2.2	研究開発全体の進め方 .....	6-4
6.2.3	海外知見の活用 .....	6-5
6.3	研究開発の連携強化 .....	6-5
6.3.1	研究開発ニーズ・シーズに関する双方向の情報発信・共有と基盤構築 .....	6-6
6.3.1.1	一元的な情報プラットフォームの構築 .....	6-6
6.3.2	双方向連携の場の強化と多様な研究者の参加拡大 .....	6-6
6.3.2.1	双方向の連携が具体的かつ有効に機能する橋渡し .....	6-7
6.3.3	研究開発の拠点整備 .....	6-7
6.3.4	人材の育成・確保 .....	6-8
7.	今後の進め方 .....	7-1

## 添 付 資 料

添付 1	福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた日本政府の体制 .....	A-1
添付 2	戦略プランについて .....	A-3
添付 3.1	SED 指標の概要 .....	A-4
添付 3.2	評価対象核種の選定 .....	A-6
添付 3.3	リスク分析の詳細 .....	A-7
添付 4.1	PCV 内の放射線環境 .....	A-10
添付 4.2	プラントデータの定期的な計測 .....	A-11
添付 4.3	PCV 内部調査から得られている情報 .....	A-14
添付 4.4	ミュオン検知による燃料デブリ位置推定結果 .....	A-18
添付 4.5	MAAP コードと SAMPSON コードの概要 .....	A-19
添付 4.6	MAAP コード及び SAMPSON コードの主な改良項目と成果 .....	A-20
添付 4.7	MAAP コードによる感度解析の例 .....	A-21
添付 4.8	1号機の MCCI の評価結果 .....	A-22
添付 4.9	事故進展解析コードによる FP 分布の解析結果 .....	A-23
添付 4.10	炉内の主要構造物及び機器の高温時劣化事象の評価基準 .....	A-24
添付 4.11	主要構造物及び機器の状態推定結果 .....	A-25
添付 4.12	熱バランス法の概要及び推定結果 .....	A-28
添付 4.13	プラントパラメータのトレンドからの燃料デブリ位置の推定 .....	A-31
添付 4.14	燃料デブリ性状の推定 .....	A-34
添付 4.15	総合的な炉内状況の分析・評価に用いた情報 .....	A-37
添付 4.16	原子炉建屋下部からの燃料デブリ取り出しに関する可能性検討 .....	A-39
添付 4.17	炉内空冷解析評価の概要 .....	A-42
添付 4.18	取り出し工法の燃料デブリ位置への適合性検討（詳細） .....	A-45
添付 4.19	閉じ込め機能（バウンダリ）について .....	A-46
添付 4.20	燃料デブリ取り出し機器・装置の開発 .....	A-51
添付 5.1	固体廃棄物の管理状況と保管管理計画 .....	A-62
添付 5.2	国内外の処分施設 .....	A-64

## 1. はじめに

東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所（以下「福島第一原子力発電所」という。）の事故が発生してから5年になる。事故直後、建屋の周辺などの敷地内には、爆発により破損し飛散した建材の破片や大小さまざまなガレキが散乱していたが、現在ではガレキは撤去され、敷地内の空間線量も低減し、廃炉に向けた作業が円滑に進められるようになってきている。

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。）に沿って研究開発やプロジェクトも進捗し、号機ごとのプラントの状況が多少なりとも明らかになってきている。これにより、原子炉建屋内除染、建屋止水、原子炉格納容器（以下「PCV」という。）補修等の技術的難しさや課題も明らかになってきた。

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顕在化、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サイクル<sup>1</sup>の考え方を取り入れ、最新の情報に基づいて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<sup>2</sup>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で現実的な検討・判断を行うことが必要な段階に入ってきている。

福島第一原子力発電所の廃炉に向けての全体的な取組については、中長期ロードマップのもとで開始された。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が、廃炉に向けては、汚染水対策のような短期的対応に加えて、「長期にわたり、放射性物質によるリスクを低減する」という中長期的な廃炉戦略の検討が不可欠である。

このため、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（以下「NDF」という。）は、中長期的な視点から、廃炉を適正かつ着実に進めるための技術的な検討を行う組織として、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」及び「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、「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」（以下「戦略プラン」という。）を福島第一原子力発電所の状況を踏まえつつ、中長期的な戦略として取りまとめていくこととしている。

NDFは、関係機関である政府、東京電力ホールディングス㈱（以下「東京電力」という。）、国際廃炉研究開発機構（以下「IRID」という。）、日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）などの研究開発機関と福島第一原子力発電所の状況や廃炉のための研究開発の状況や課題について議論を重ねた上で、2015年4月30日に戦略プラン2015を取りまとめた。

<sup>1</sup> PDCAサイクル（PDCA cycle、plan-do-check-act cycle）は、事業活動における生産管理や品質管理などの管理業務を円滑に進める手法の一つ。Plan（計画）→ Do（実行）→ Check（評価）→ Act（改善）の4段階を繰り返すことによって、業務を継続的に改善する。

<sup>2</sup> 原子炉冷却材の喪失により核燃料が炉内構造物の一部と熔融した後再度固化した状態をいう。

戦略プラン 2015 を公表してから 1 年間の現場や技術開発等の様々な取組の進捗を踏まえて、戦略プラン 2016 を取りまとめる。

福島第一原子力発電所は、2013 年 11 月に核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に基づき特定原子力施設として指定されている。東京電力は、福島第一原子力発電所の廃炉の実進を進める事業者責任を担っており、原子力規制委員会が定めた「特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項」（以下「措置を講ずべき事項」という。）に基づき「福島第一原子力発電所特定原子力施設に係る実施計画」（以下「実施計画」という。）を提出し、認可を受けて廃炉を実施している。

政府は、福島第一原子力発電所の廃炉・汚染水問題の根本的な解決に向けて、中長期ロードマップの策定及びそれに基づく廃炉・汚染水対策の進捗管理を実施している。

研究開発を担う IRID 及び JAEA をはじめとする研究機関は、中長期ロードマップに基づく研究開発に取り組んでおり、国内外の叡智を結集し、廃炉に必要な研究開発を効率的・効果的に実施している。

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「戦略プラン」として報告する。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、指導をしている。また、IRID や JAEA 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。

また、NDF は、福島第一原子力発電所の廃炉への研究開発を進めるため 2015 年 7 月に設置した廃炉研究開発連携会議を通して基礎研究を実用につなげる取組を強化し、JAEA の廃炉国際共同研究センター（CLADS）との連携も図っている。

さらに、廃炉に関する技術協力として、2015 年 4 月に中部電力株式会社と協力協定を締結して福島第一原子力発電所と同型の浜岡原子力発電所 1、2 号機の廃止措置の情報交換や発電所の視察を実施している。加えて、英国原子力廃止措置機関（以下「英国 NDA」という。）、仏国原子力・代替エネルギー庁（以下「仏国 CEA」という。）及び米国エネルギー省（以下「米国 DOE」という。）と協力関係を構築し、廃炉戦略、分析技術、リスク評価手法について委託研究や情報交換等を実施している。

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。また、添付 1 に福島第一原子力発電所の廃炉に向けた日本政府の体制について示している。

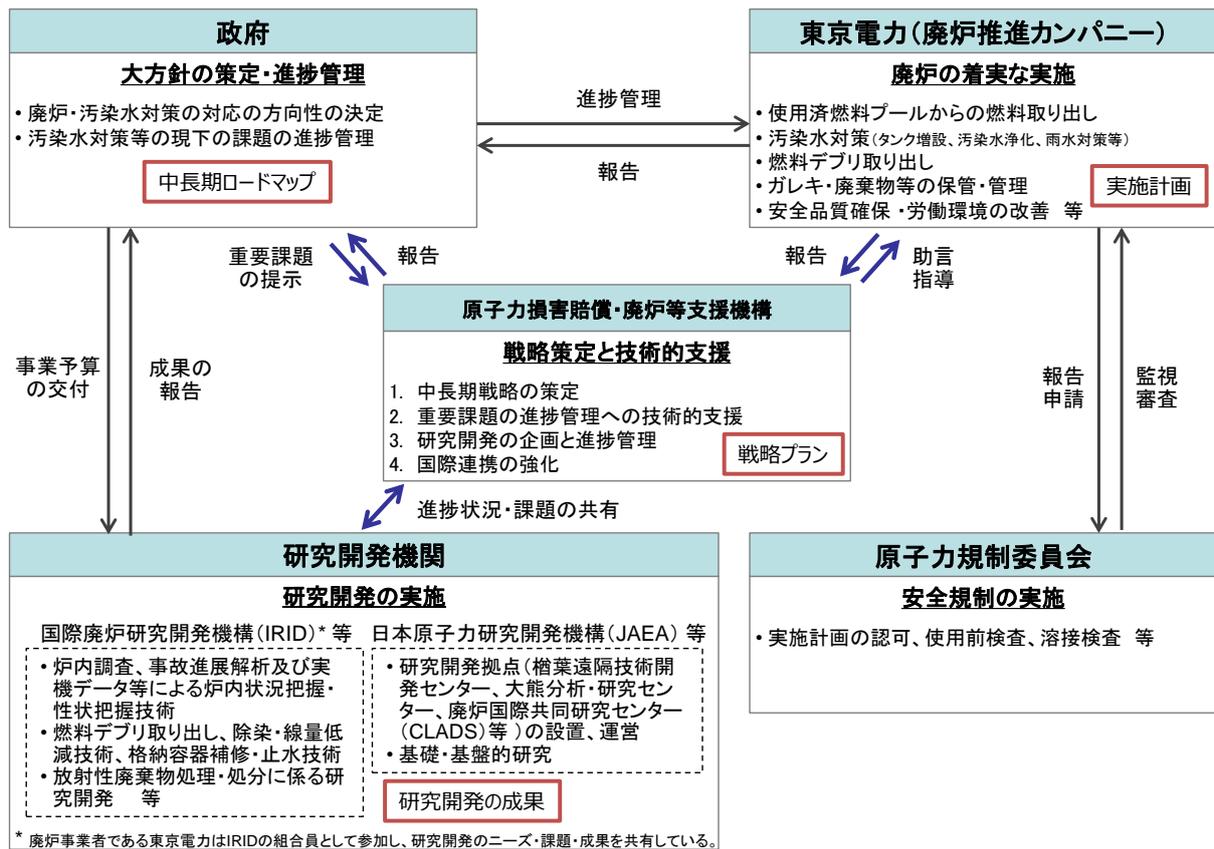


図 1-1 福島第一原子力発電所廃炉プロジェクトに係る関係機関の役割分担

## 2. 戦略プランについて

### 2.1 福島第一原子力発電所の廃炉に向けての進捗

2015年4月に戦略プラン2015を公表してから、福島第一原子力発電所では、以下のような進捗が見られる。

#### (1) 汚染水対策

建屋内に流入する地下水が、燃料デブリを冷却する水と混合して発生する汚染水については、3つの基本的方針（汚染源を「取り除く」、汚染源に水を「近づけない」、汚染水を「漏らさない」）に基づき対策が進められている。

「汚染源を取り除く」については、多核種除去設備等による汚染水浄化が進み、2015年5月27日までにストロンチウムを含む高濃度汚染水（RO濃縮塩水）の処理を完了した。浄化が更に必要な処理水等の再浄化や、新たに発生する汚染水の処理を継続している。また、トレンチ内の高濃度汚染水除去が完了した。

「汚染源に水を近づけない」については、原子炉建屋及びタービン建屋へ流入する地下水を減らすために、地下水バイパスによる地下水汲み上げに加え、建屋近傍の井戸での汲み上げ（サブドレン）をしている。このサブドレンの稼働により、ピーク時には400m<sup>3</sup>/日程度であった建屋への流入量は、150～200m<sup>3</sup>/日程度に減少している。地下水の流れを遮断するための陸側遮水壁は、凍結管の設置が完了し、海側の凍結とあわせて山側を段階的に凍結している。また、雨水の土壌浸透を抑える敷地舗装（フェーシング）による対策を実施している。

「汚染水を漏らさない」については、1～4号機側の敷地から港湾内に流れている地下水をせき止め、海洋汚染を防止するための海側遮水壁を2015年10月26日に閉合した。海側に流れ込む地下水は海側遮水壁によりせき止め、護岸に設置した井戸（地下水ドレン）により汲み上げている。多核種除去設備で処理した水を貯蔵するためのタンクの増設（溶接型タンクへのリプレイス等も含む）を行い、容量を確保しているものの、将来の敷地利用への影響が懸念される。

#### (2) 使用済燃料プール内の燃料

使用済燃料プール内の燃料は、4号機については、2014年12月22日に取り出しが完了した。

1号機は、オペレーティングフロア（以下「オペフロ」という。）に堆積したガレキが燃料取り出し作業の妨げになっているため、2015年10月5日に建屋カバー屋根パネルの取り外しを完了させた上で、ガレキ撤去に向けた飛散抑制対策を準備しており、2020年度には燃料取り出し開始を予定している。

2号機は、燃料取り出しに向けて、原子炉建屋オペフロ上部を全面解体することが望ましいとして、検討を進めている。現在は大型重機等を設置する作業エリアを確保する作業を実施中である。

3号機は、2017年度内に使用済燃料プール内の燃料取り出しを開始するため、オペフロ除染・遮へい作業を実施している。2015年8月2日には最も大型ガレキ（燃料交換機）の撤去作業を終了した。

### (3) 炉内の状況調査

1号機に対して2015年2月12日から5月19日にかけて、宇宙線「ミュオン」を使った原子炉内の燃料デブリ位置の調査を行い、炉心位置に1mを超えるような大きさの燃料の塊は残存していないと考えられる結果が得られた。2015年4月10日から20日にかけて、PCVの中に溶け落ちた燃料の位置や形状を探るための事前調査として、PCV内部に初めてロボットが投入され、内部の映像や放射線量、温度などの情報が得られた。

2号機については、2016年3月22日より、ミュオンによる内部測定を開始した。またPCV貫通部(X-6ペネ)からロボットを投入し、制御棒駆動機構(以下「CRD」という。)交換用レールを利用してペDESTAL内にはアクセスして調査する計画であったが、X-6ペネ前に設置された遮へいブロックの一部の撤去に時間を要したことに加え、ロボットを投入するための機器を設置する予定の場所(X-6ペネ周辺)の線量が高いため、現在、線量低減にむけて取組を進めている。

3号機については、2015年10月20日から22日にかけて、PCV貫通部(X-53ペネ)より調査装置を挿入し、内部の映像、線量、温度等の情報を得られた。

### (4) 廃棄物対策

汚染水処理の進展に伴い水処理二次廃棄物及びガレキ撤去等による固体廃棄物の保管量が増加した。東京電力は、廃棄物管理部門の体制強化を図り、廃棄物発生抑制を推進している。また、当面10年程度の固体廃棄物の発生物量予測に基づく廃棄物の保管管理の計画が公表された。

### (5) 作業環境

作業環境の改善に向けた線量低減対策として、除染作業が進められており、全面マスクを不要とするエリアが構内の約90%に拡大しており、1~4号機周辺等を除き敷地内の線量率が $5\mu\text{Sv/h}$ 以下となった。また、2015年度の目標としていた敷地境界線量を $1\text{mSv/年未満}$ (評価値)を達成した。さらに、作業員が休憩する大型休憩所を設置し、2015年5月31日より運用を開始し、作業員の利便性も向上している。一方、原子炉建屋内の除染については、1階の線量はおおむね $3\sim 5\text{mSv/h}$ になっているものの、まだ $10\text{mSv/h}$ を超える高線量の箇所も残っている。1号機の不活性ガス系(以下「AC」という。)配管やドライウェル除湿系(以下「DHC」という。)配管周辺をはじめ調査箇所の除染が進まず、その困難さが浮き彫りにされつつある。上部階の除染はこれからの予定である。

### (6) 研究開発の取組

廃炉・汚染水対策チーム会合は廃炉研究開発連携会議をNDFに設置し、各機関で進められている研究開発を、実際の廃炉作業に効果的に結び付けていくための取組を開始した。JAEAは国際的な研究開発組織として、「廃炉国際共同研究センター(CLADS)」を設置した。また、遠隔操作機器(ロボット等)の開発・実証試験を行う「櫛葉遠隔技術開発センター」の運用を開始した。

## 2.2 戦略プランの位置付け及び目的

### (1) 福島第一原子力発電所の廃炉に求められる取組

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。炉心損傷若しくは水素爆発又はその両方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米国スリーマイルアイランド原子力発電所2号機（以下「TMI-2」という。）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、様々な視点からの検討を欠かすことができない。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。

このような不確定要素の多い事故炉の廃炉や廃棄物対策は、汚染水対策のように現下における主要な対策を実施する短期的な取組と数年～数十年程度のスパンを視野に入れた中長期的な取組を進めながら、将来の在り方も視野に入れて進める必要がある。すなわち、「短期」の取組が不十分であれば「中長期」や「将来」にも影響を与え得るとともに、「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など、時間軸上の因果関係が複雑に影響し合うことがある。例えば、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、保管エリアとも関連するため、汚染水対策の状況にも留意しながら、燃料デブリ取り出しの検討する必要があることなど時間軸上の全体最適な取組を策定する必要がある。

また、上記に述べたように不確定要素の多い事故炉の廃炉作業は、安全が確保されていることを確認しながら進める必要がある。原子力規制委員会は、福島第一原子力発電所に設置される全ての発電用原子炉施設における保安措置については、特定原子力施設監視・評価検討会を設置し、外部専門家も交えて監視・評価を開始させた。特に、地中・海洋への汚染水の漏えい問題について、当該検討会の下に汚染水対策検討ワーキンググループ等を設置して、汚染水の拡散範囲、拡散防止策を検討してきた。海側海水配管トレンチ内の高濃度汚染水が除去されたことによって、滞留水流出による環境汚染のリスクが従来に比べて大幅に低減したことから、原子力規制委員会は、廃棄物の安定的な管理に係る課題について、今後の長期にわたる廃炉作業を念頭に置き、実施計画として具体化される以前の段階から検討を加えるための体制として特定原子力施設放射性廃棄物規制検討会を新たに設置し、汚染水対策検討ワーキンググループを廃止した。

さらに、廃炉を進めるに当たっては、安全の確保だけでなく、廃炉プロジェクト自体の遅れや風評被害の誘発と言った社会的なリスクも考慮した取組も求められている。

### (2) 中長期ロードマップと戦略プランの関係

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、最初に政府及び東京電力等に対して提示されたものである。その後、2011年12月21日に原子力災害対策本部のもとに設置された政府・東京電力中長期対策会議において中長期ロードマップの初版が決定され、3度にわたり改訂されて現在に至る。（添付2 参照）

中長期ロードマップでは、廃炉プロジェクトの目標や方針、計画等の重要要素が示される。これを受けて、NDF は、目標の実現に向けた取組や判断の考え方、優先順位等を戦略としてまとめるとともに、東京電力に指導・助言を行う。1 章でも述べたように戦略プランは、具体的な方針や要件を検討し、戦略を実行するため現場作業、研究等の取組に関する統合的な計画として廃炉を遂行する東京電力や、研究開発を進めるメーカーや研究機関と進捗状況や課題を共有しながら、取りまとめている。

### (3) 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目的としている。

今後、燃料デブリ取り出し等の技術的難度の高い研究開発、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ためには、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）を共有することが必要である。

戦略プランを取りまとめるに当たっては、様々な技術分野の専門家集団によるレビューの場として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ている。また、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、様々な技術的会合の場を持つことで廃炉に関する経験や知識を得ている。

### (4) 視点とスコープ

戦略プランの視点とスコープ（対象）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。

戦略プランは、中長期ロードマップの着実な実行と技術的根拠を与えることを目的としていることから、中長期的な視点から重要な課題である燃料デブリ取り出し及び廃棄物対策を検討対象とする。

また、検討対象には、福島第一原子力発電所内の取組に加え、上記の燃料デブリ取り出しと廃棄物対策で必要となる技術の研究開発及びサイト近くで JAEA の研究開発拠点施設（櫛葉遠隔技術開発センター及び放射性物質の分析・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。

### (5) 進捗を踏まえた継続的な見直し

戦略プランには、より具体的に取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ことが求められている。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・見直しを行い、定期的に戦略プランの改訂を行っていくものとする。

改訂にあたっては、改訂した部分のみを追加的に提示するのではなく、最新の現場状況や研究開発成果を共有するためにも一つの完本版として提示する。

#### (6) 戦略プラン 2015 の概要

2015 年 4 月に公表した戦略プラン 2015 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提示した。

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こととした。

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方針を示した。

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。

複数の燃料デブリ取り出し工法を提示し、その中から優先的に検討する工法を選んだ上で、冠水・気中各工法の技術要件に対する取組の現状と今後の対応の進め方について整理を行った。

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ことから、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な考え方とそれに関連して留意すべき処理の在り方を整理した。

廃炉の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ことし、次期開発プロジェクトの計画を取りまとめるための提言を行った。

#### (7) 戦略プラン 2016 の位置付け

2015 年 6 月に改訂された中長期ロードマップでは、燃料デブリ取り出しに関する至近のマイルストーンとして、2017 年夏頃の「号機ごとの燃料デブリ取り出し方針の決定」、2017 年度の「放射性廃棄物の処理・処分に関する基本的な考え方のとりまとめ」が規定されている。戦略プラン 2016 は、この中長期ロードマップを円滑・着実に実行するために必要な技術的根拠に資するものとして、戦略プラン 2015 の考え方や取組の方向性に従って、具体的な考え方や方法を展開したものである。

これまでの現場作業の進捗や各種調査により明らかになってきた技術的課題を見据え、「方針の決定」に向けてより現実に即した判断をしていくための検討の方向性を明示するなど、今後取り組むべき計画を提示する資料となる。

## 2.3 戦略プランの基本的考え方

### 2.3.1 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「措置を講ずべき事項」において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。

以下では、まず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。

### 2.3.2 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<sup>注)</sup>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も「人と環境を放射性物質によるリスクから守ること」とされている。

しかしながら、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りつつ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

の新規制基準の基本的な考え方を参考にしながらも、実効的な安全を確保しつつ進めていく姿勢が重要である。事故炉の廃炉における安全規制の考え方を具体的に整理し、原子力規制委員会と早い段階から議論を進めていくことも重要である。

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に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タ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も重要である。

一方、全く新たな技術開発が、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。その技術開発に必要な中長期的な課題に対しては、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、研究開発を進める必要がある。特に遠隔技術は、除染の困難さによる放射線環境の好転が厳しい状況下では、その活用が大いに期待される技術である。

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遠隔マニピュレーション技術、②遠隔移動制御技術、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④の信頼性・確実性が比較的低い場合、④の人的操作と組み合わせて実現に持ち込むかが、技術的戦略として問われる。

廃炉作業に適用すべきロボット技術は下記のように整理できる。

### ① 遠隔マニピュレーション技術

安全な場所にいるオペレータの操作により、グリッパ、除染ヘッド、センサヘッド等のエンドエフェクタをアーム機構等により作業場所にアクセスし、作業を実行させるための技術

### ② 遠隔移動制御技術

安全な場所にいるオペレータの操作により、遠隔マニピュレーションシステムやセンシングシステムを搭載した移動ベース（プラットフォーム）を作業サイトに移動させるための技術

### (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必要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、作業そのものの費用対効果及び技術開発や設備に対する投資対効果に加えて、トータルコストの低廉化といった観点も求められる。

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・貯蔵施設等に必要膨大なスペースを考慮すると十分とはいえない。今後このようなエリアの増加により作業スペースが圧迫されかねないことも考慮して、機材等の輸送ルートの整備・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」は確実性を重視することとトレード・オフの関係にもなりえるが、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、「可及的速やかに実施すべき対応」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。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指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り、双方の認識の共有が求められる。

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むこと、いわゆるリスク・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。

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。

## 2.4 国際連携の進め方

### (1) 叡智の結集

福島第一原子力発電所の事故に伴う廃炉は、その規模等、世界に類を見ないものであり、極めて複雑かつ困難なプロジェクトを円滑かつ迅速に進めるためには、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超える技術も必要である。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存在し、これらの類似の経験を積極的に利用、活用することは、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、これら海外の知見・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への対応・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の知見・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、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。そうして、廃止措置を適切に進めるためにIAEAが推奨している「廃止措置文化へのシフト」<sup>3</sup>を意識することが重要である。

このため、NDFでは、米国、英国、仏国の専門家を海外特別委員に任命し、助言を受けている。また、NDFは、海外の廃炉行政・研究開発に係る機関として英国NDAや仏国CEAと2015年2月に情報交換等に関する覚書を締結し、協力を進めている。また、日米政府間の民生原子力協力に関する日米二国間委員会の廃止措置・環境管理ワーキンググループ（DEMWG）の枠組みに2015年からNDFも参画し、米国DOE等や米国国立研究所と議論を行っている。さらに、IAEAや経済協力開発機構/原子力機関（以下「OECD/NEA」という。）といった国際機関の活動にも参画している。

今後とも、福島第一原子力発電所での廃炉に向けた取組を、効率的かつ効果的に進めるため、海外での廃止措置等に関する知見・経験を十分に活用していくなど、国内外の叡智の結集と活用に努めていくことが重要である。

<sup>3</sup> International Atomic Energy Agency, Safe and effective nuclear power plant life cycle management towards decommissioning, IAEA-TECDOC-1305, August 2002

## (2) 積極的な情報発信

福島第一原子力発電所の事故を起こした我が国の国際社会に対する責任として、二国間・多国間の枠組み等による活動の中で、廃炉・汚染水対策で得られた経験・知見等の積極的な情報発信を行い、助言・評価を得つつ、廃炉を進めることが引き続き重要である。

また、2015年9月のIAEA総会のサイドイベントでは、日米英仏の政府関係機関がそれぞれの廃炉の取組状況について世界に発信するとともに、廃炉に向けた取組の在り方について議論を行った。また、東日本大震災及び福島第一原子力発電所事故発生から5年の節目を迎えた2016年4月には、資源エネルギー庁及びNDFが共催し、国内外の関係機関や専門家、地元の方々や学生等の参加（15か国から641人）を得て、福島県いわき市で第1回福島第一廃炉国際フォーラムを開催した。今後ともこのような活動を積極的に行っていくことが重要である。

なお、国際的には、燃料デブリや使用済燃料の取扱いに関して、核物質防護や保障措置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。

## (3) 国内関係機関の密接な連携

国内の関係機関は、それぞれに国際的な連携活動を行っている。東京電力は、英国セラフィールド社や仏国CEAと情報交換協定を締結しており、JAEAは、英国NDA、仏国CEA、仏国放射性廃棄物管理公社（ANDRA）、スイス放射性廃棄物管理共同組合（NAGRA）等と協定を有している。

国内の関係機関同士は定期的に連絡を取り合っているところであるが、国際的な取組を進めるにあたっては、今後とも、政府、NDF、東京電力及び研究機関等が密接に連携して進めることが重要である。

## 2.5 戦略プランの全体構成

戦略プランは、7つの章から構成されている。

1章では、NDFの役割と福島第一原子力発電所の廃炉プロジェクトに係る関係機関との関係について述べた。

2章では、戦略プラン2015を公表してからの福島第一原子力発電所の進捗状況について述べた。また、NDFが中長期的な視点から取りまとめる戦略プランの概要として、その目的と位置付け、基本方針について、そして「5つの基本的考え方」及び「国際連携の進め方」に沿ってプロジェクトを進めることを述べている。

3章では、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と廃炉を着実に推進するためのプロジェクトリスク管理及び社会との関係について述べる。

戦略プランの基本方針を達成するための基本として、福島第一原子力発電所サイト全体でのリスクの状況を把握し、リスクの除去や低減についての優先度付けを含む「リスク低減戦略」が必要である。戦略プラン2015では、リスク源には様々な特性があり対応の優先度があり、短期的視点や中長期的な視点から取り組む全体像を示した。中長期ロードマップにおいても、「リスク低減」の取組が重視されている。

戦略プラン 2016 では、一年を経過してのリスク状況の変化、具体的には様々な処置によるリスクの低下や、新たに検討対象に入れるべき「リスク源」の追加、リスク分析の方法の改良などを含めた、更新された「リスク低減戦略」の考え方を提示する。

また、戦略プラン 2016 では、廃炉事業が、放射性物質によるリスクだけでなく、廃炉プロジェクト自体の遅れや風評被害の誘発と言った社会的なリスクに繋がる事を重視して、このような「プロジェクトリスク」の管理についての考え方及びコミュニケーションの重要性を提示する。

4 章では、燃料デブリ取り出しに関して、炉内状況把握のための調査戦略と取組状況、また、重点的に検討を進めている 3 工法（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）の実現性判断に当たって重要となる技術課題の取組状況を示すとともに、号機ごとの燃料デブリ取り出し方針の検討について述べる。

炉内状況把握については、高線量環境下での作業等を踏まえて、必要時期・重要性などを考慮した優先度の高い実機調査に加えて、事故進展解析やプラントパラメータに基づく評価なども最大限活用してより確からしい結果が得られるよう総合的に分析・評価する調査戦略とその最新状況を記載する。

また、燃料デブリ取り出し工法に関する、安全確保上重要な技術課題（臨界管理や放射性物質の閉じ込め機能の構築等）と燃料デブリ取り出し工法実現のための重要技術課題に係る取組状況などを記載している。

これらを総合して、2017 年夏頃を目処としている「号機ごとの燃料デブリ取り出し方針の決定」に向けて、検討の進め方を述べる。

5 章では、廃棄物対策分野の戦略について述べる。

廃棄物対策については、処理処分の基本的な考え方を 2017 年度に取りまとめる目標工程に沿って、放射性廃棄物に関する安全確保の考え方や現状を踏まえた課題について記載している。

廃棄物対策の安全確保の基本的考え方については、「国際的な放射性廃棄物管理に関わる考え方を基本にする」という基本姿勢を重視すべきであるが、事故により発生した福島第一原子力発電所の廃棄物（再利用等により放射性廃棄物に区分されない可能性あるもの及び事故以前から保管されていた放射性固体廃棄物とともに、以下「固体廃棄物」という。）の特徴に配慮した取組も、同時に重要となる。戦略プラン 2016 では、「当面は固体廃棄物の安定な保管管理が重要となる」という認識に立って、安全に放射性廃棄物を管理するための考え方を提示している。

さらに、固体廃棄物に関する現状の取組の評価と課題を明確化している。例えば、管理すべき固体廃棄物の量が廃炉作業の進捗とともに増加するため、その安定的な管理がリスク低減の観点から重要になる。また、海外で実績のある廃棄物管理の考え方によって、優先度を明確にした廃棄物量低減の取組の重要性を示している。固体廃棄物の性状評価については、その性状を分析して明らかにする取組の重要性、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 2021 年度頃までの期間を中心とした分析計画の重要性等を指摘している。固体廃棄物の処理については、廃棄物化技術の評価に関するデータの拡充の重要性等について記載している。処分については、固体廃棄物の特徴を踏まえ、国内外の経験及び知見を活用しつつ、新たな処分概念の検討等の重要性について記載している。

6章では、福島第一原子力発電所の廃炉という未踏領域への挑戦を、我が国の総力を結集して加速することを研究開発の方針として、現在の取組の状況を踏まえて、研究開発の取組の方向性やマネジメントについて述べる。

廃炉に必要となる研究開発については、我が国の総力を挙げて取り組むべきと言う考え方の中で、NDF内に「研究開発連携会議」を設置して、研究開発体制の強化を図っている。JAEA、他の研究機関、大学、高専等の関係機関による研究開発取組内容の相互理解と共有、技術的なシーズとニーズの橋渡し、長期にわたる廃炉を確実に進めていくための人材育成等に関する取組について記載している。

さらに、廃炉戦略検討の進捗を反映して、政府予算を使った廃炉技術の研究開発や基礎基盤研究開発について、新しい計画を提示していくことになる。

7章では、まとめとして戦略プランの今後の進め方について述べる。

### 3. リスク低減戦略

福島第一原子力発電所の廃炉の基本方針である「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」ために、ここでは「リスク低減戦略の設計」を行う。そのためには、様々な放射性物質を特定し、その特徴をとらえて分析及び評価を実施し、優先順位を決定した上でリスク低減のための対応を決定する。

設計したリスク低減戦略を着実に進める上でも様々な課題がある。その一つは、燃料デブリ取り出し等の作業に伴うリスクを含め廃炉プロジェクトの進捗に大きな影響を及ぼし得る「プロジェクトリスク」であり、これらを特定し適切に管理することも、上記基本方針を達成するために重要である。また、地域住民の皆様をはじめとする様々な関係者の理解を得ながら、社会と共同で廃炉を進めていくという考え方も極めて重要である。

このようにリスク低減戦略を策定し着実に進める上で、リスクを重要な情報の一つとしつつ、その他の様々な要因も考慮に入れながら意思決定を行うことが重要である。また、地域住民の皆様とのコミュニケーションも、社会と共同で廃炉を進めていくために重要である。

#### 3.1 放射性物質によるリスクの検討方法

ここでは、一般的なリスクマネジメント<sup>4</sup>を参考にして、3.2 節において放射性物質によるリスクの低減戦略を設計するための準備を行う。リスクマネジメントの考え方は、3.3 節における廃炉の着実な推進においても有効であるが、そこでは、表 3-1 の一般的な定義に戻って検討を行う。

##### 3.1.1 用語の定義

リスクに係る表現は様々に用いられることがあるため、用語を定義しておくことは、リスクの概念を理解する上でも有効である。表 3-1 に、リスクに関して一般に用いられる用語とその定義、及び放射性物質によるリスクの低減戦略に関してこれらをどのように用いるかを示す。

ここでの目的は、放射性物質による影響から人と環境を守ることである。放射性物質による影響としては、

- 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）

等があるが、ここでは、環境への影響を代表して公衆の被ばくを抑制することを目的とする。作業員の被ばくは、リスク対応の検討において重要となる。

不確かさとは、事象、結果、起こりやすさに関する情報、理解又は知識の不足をいう。例えば、自然災害は、いつ、どこで、どの規模で発生するかわからず、発生すると人や環境に影響を及ぼす。これらに加えて、燃料デブリの分布や性状等リスク源そのものに関する情報が不足しており、これもまた重要な不確かさである。

---

<sup>4</sup> JIS Q 31000:2010 (ISO 31000:2009)「リスクマネジメントー原則及び指針」

結果や起こりやすさは、定性的に表すこともあるが、戦略プランではできる限り定量性を目指す。ただし指標は、実効線量のような物理的な指標に限らず、相対的な指標を用いることもある。また、できるだけ客観性を目指すものの、主観的なものに留まる場合もある。

リスクレベルは、一般には結果とその起こりやすさの組合せであり、必ずしも積とは限らない。戦略プランにおいても、基本的には積をリスクレベルとするが、種々の判断を行う際には、結果のみ又は起こりやすさのみを用いることもある。

リスク基準については、以下のリスク評価の項において述べる。

表 3-1 用語の定義

用語	一般的な定義	放射性物質によるリスクの低減戦略における用法
リスク	目的に対する不確かさの影響	放射性物質による人と環境への影響 リスク源、事象、結果、リスクレベル等を総体的に表す場合にも用いる
リスク源	それ自体又は他との組合せによってリスクを生じさせる力を潜在的に持つ要素	放射性物質
事象	ある一連の周辺状況の出現又は変化	自然災害や故障の発生及びこれらに起因するリスク源の状態や閉じ込め機能の変化
結果	目的に影響を与える事象の結末（定性的又は定量的）	放射性物質の放出による公衆の被ばく（を表す指標）
起こりやすさ	何かが起こる可能性（客観的又は主観的、定性的又は定量的）	放射性物質の放出による公衆の被ばくが発生する可能性（を表す指標）
リスクレベル	結果とその起こりやすさとの組合せとして表されるリスクの大きさ	結果とその起こりやすさの積
リスク基準	リスクの重大性を評価するための目安	様々なリスク源やリスク対応後のリスクレベルとの比較

### 3.1.2 リスクマネジメントの方法

一般的なリスクマネジメントのプロセスを図 3-1 に示す。3.2 節における放射性物質によるリスクの低減戦略の設計も、基本的にこのプロセスに則って行う。

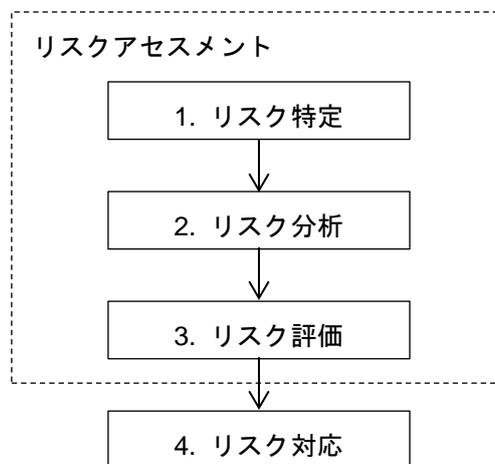


図 3-1 リスクマネジメントのプロセス

#### (1) リスク特定

リスク特定は、リスクを発見し、認識し、その特徴を明確にするプロセスであり、リスク源、事象、結果の特定を含む。この段階では、福島第一原子力発電所に存在する多種多様なリスク源を広く抽出し、その特徴を把握することが重要である。

#### (2) リスク分析

リスク分析は、リスクの特質を理解し、リスクレベルを決定するプロセスである。そのためには、結果とその起こりやすさを決定する必要がある。福島第一原子力発電所の場合には、燃料デブリ等のリスク源に関する不確かさを、分析する上で考慮に入れる工夫が必要である。

#### (3) リスク評価

リスク評価は、リスクが受容可能 (acceptable) 又は許容可能 (tolerable) かを決定するために、リスクレベルをリスク基準と比較するプロセスである。福島第一原子力発電所の廃炉においても、このようなリスク評価がいずれ必要となるが、現状ではリスク源の優先順位の決定等の戦略立案が先決である。そこで戦略プランでは、リスク基準との比較ではなく、様々なリスク源のリスクレベルの相対的な比較検討を行う。

#### (4) リスク対応

リスク対応は、リスクレベルを低減するプロセスである。図 3-2 に示すように、リスク源の除去、起こりやすさの低減、結果の緩和等の手段がある。リスク対応では、これらの手段の単独又は組合せによって、図中右上に位置するリスク源について、各々に適した手段でリスクレベルを低減する。

このとき、考え得る様々な選択肢を検討し、それらの中から最良の選択肢を選ぶことが重要である。各選択肢を比較するに当たっては、5 つの基本的考え方を参照するとともに、作業中に発生し得るリスクにも注意が必要である。リスク対応によってどれだけのリスク低減効果を達成できるかも、最良の選択をする上で重要である。

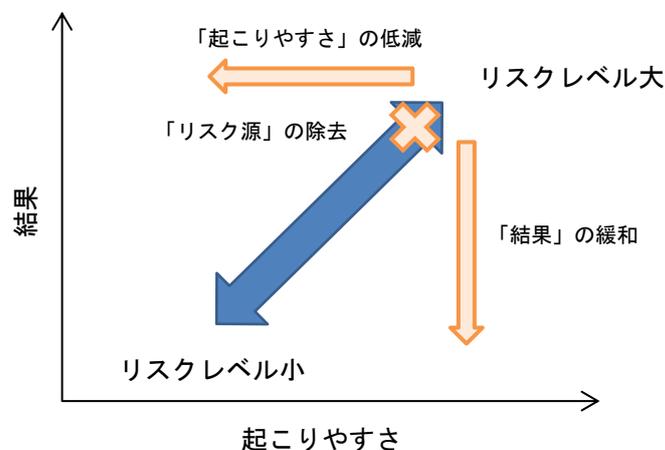


図 3-2 リスクレベルとリスク対応

(1)~(3)のプロセスは、併せてリスクアセスメントと呼ばれる。このプロセスで得られる結果は、リスク源の優先順位付けであり、リスク低減戦略の第1ステップである。以下、3.1.3項で多種多様なリスク源のリスク分析に適用する手法を述べた上で、3.2.1項でリスクを特定し、3.2.2項でリスク分析を実施し、3.2.3項でリスクレベルに基づいて対応すべき優先順位を設定する。

リスク低減戦略の第2ステップはリスク対応のプロセスである。3.2.4項において、設定した優先順位にしたがって各リスク源のリスクレベルをどのように低減するかを決定する。

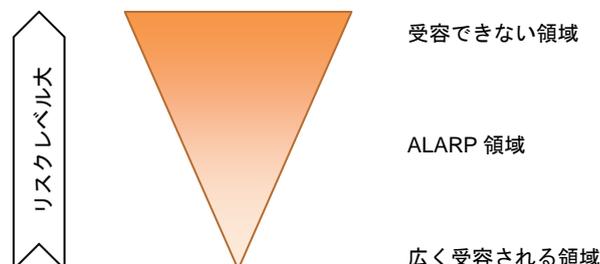
#### コラム：ALARP と ALARA

リスク基準を決定する場合には、英国保健省健康安全局 HSE (Health and Safety Executive) が提唱し、NDAの戦略にも導入されている ALARP (As Low As Reasonably Practicable) の考え方が参考になる。ALARP では、リスクを以下のように3分類している。

- 受容できない領域
  - リスクが大きく、特別な場合を除いて正当化されない。
- ALARP 領域 (又は許容できる領域)
  - リスク低減が非現実的である、又は、リスク低減に伴うコストと得られるリスク低減効果が不均衡な場合に限って許容し得る。
  - リスクが低くなるほどコストとリスク低減効果が釣り合わなくなるため、合理的に実現可能な程度にまでリスクを低減すべきである。
- 広く受容される領域
  - リスクは十分低く、このレベルにあることを保証し続ける必要がある。

ALARP 領域内で合理的なリスクレベルを設定するには、費用対便益分析のほか、過去の良好事例を参考にすること、リスク低減策の代替案を広く検討した上で最善策を目指すこと、等も推奨されている。いずれの場合にも、多くの関係者の理解は不可欠である。

ALARP は、国際放射線防護委員会 (ICRP) の ALARA (As Low As Reasonably Achievable) と類似の考え方である。ALARA では、放射線防護の最適化として「社会的・経済的要因を考慮に入れながら合理的に達成できる限り低く」被ばく線量を制限することを求めている。具体的には、受容できない領域の下限として線量限度を達成した上で、更にどこまで被ばく線量を低減すべきかを合理的に決定することを求めている。



参考：“The Tolerability of Risk From Nuclear Power Stations”, HSE (1992).

### 3.1.3 リスク分析手法

様々なリスク源を対象としたリスクアセスメントを行うためには、詳細さよりも、多種多様な特徴を俯瞰できる分析手法が必要である。ここでは、NDA が開発した SED 指標 (Safety and Environmental Detriment score)<sup>5</sup>を、福島第一原子力発電所に適用しやすいように一部修正した分析手法を用いる。SED 指標の概要を添付 3.1 に記載する。

#### 3.1.3.1 リスク指標

リスクレベルを表す指標として、SED 指標に倣って、以下の「リスク指標」を用いる。

$$\text{リスク指標} = \text{RHP} \times (\text{修正 FD} \times \text{修正 WUD})^4$$

第一項「RHP」は、SED 指標の Radiological Hazard Potential (RHP) であり、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気体、液体、固体等の性状を加味し、安全機能が喪失した場合の復旧までの時間余裕を考慮に加えたものである。詳しくは 3.1.3.2 に記載する。

第二項のうち「修正 FD」は、SED 指標の Facility Descriptor (FD) を修正したもので、施設の健全性や閉じ込め機能等の要素の組合せでリスク源を序列化する因子である。「修正 WUD」は、SED 指標の Waste Uncertainty Descriptor (WUD) を修正したもので、リスク源の状態変化や梱包・監視状態等を組合せ要素としてリスク源を序列化する因子である。各因子とも 10 分類し、各分類にスコアを設定している。SED 指標からの修正点を含め、詳しくは 3.1.3.3 に記載する。

第一項はリスク源が持つ固有の性質としての潜在的影響度 (ハザードポテンシャル) であり、「結果」に相当している。第二項はリスク源の管理状態を表す安全管理指標 (セーフティマネジメント) であり、上記二つの因子は各々現在及び将来の「起こりやすさ」に関連している。潜在的影響度と安全管理指標は、リスク源の優先順位付けのみならず、リスク対応を決定する上でも重要な指標である。例えば、潜在的影響度よりも安全管理指標の方が多様な対応が可能である。なお、第二項の 4 乗は、第一項と第二項が同等の大きさになるように設定したものである。

#### 3.1.3.2 潜在的影響度

潜在的影響度 (ハザードポテンシャル) を表す RHP は以下のように表される。

$$RHP = \frac{\text{Inventory} \times \text{Form Factor}}{\text{Control Factor}}$$

##### (1) Inventory

Inventory は、リスク源の放射能 Radioactivity と潜在的比毒性 Specific Toxic Potential (STP) の積で表され<sup>6</sup>、実効線量に相当する。STP は、1TBq の放射性物質を水で希釈し、その一定量を 1 年間摂取した際の被ばく量が 1mSv となるような水の希釈量であり、線量係数に相当する。

<sup>5</sup> NDA Prioritization – Calculation of Safety and Environmental Detriment score, EPGR02 Rev.6, April 2011.

<sup>6</sup> Instruction for the calculation of the Radiological Hazard Potential, EGPR02-WI01 Rev.3, March 2010.

Inventory を RHP の計算に用いるということは、リスク源に含まれる放射性物質が全量放出されることに相当する。現実の事象によって放出される放射性物質は極一部であり、全量が放出される可能性は極めて低いため、RHP を「結果」として用いることは安全側の設定である。リスク源の優先順位付けの観点では、Inventory を用いた RHP は、事象に依存しない普遍的な指標といえる。

## (2) Form Factor

リスク源は、燃料デブリや燃料ペレット等の固体、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）等の様々な形態が考えられる。

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。このような影響を定量化した因子が表 3.2 に示す Form Factor (FF) である。

RHP は、FF によって性状ごとの放出しやすさの相違が考慮されるため、Inventory が示唆する全量放出よりは現実的な指標となっている。

## (3) Control Factor

Control Factor (CF) は、冷却や窒素封入等、安定している現状を維持するための安全機能が喪失した場合に、復旧するまでにどの程度の時間余裕があるかを示す因子である。

CF を表 3.3 に示す。最大値である 100,000 は時間余裕が十年の場合に対応し、特別な設備を必要とすることなく十分長期間にわたって安定を維持できることを意味している。

表 3.2 Form Factor (FF)

性状	スコア
気体、液体	1
スラッジ、粉末	0.1
不連続な固体	0.00001
塊状の固体、放射化物	0.000001

表 3.3 Control Factor (CF)

分類	時間換算	スコア
時間	1 時間	1
日	24 時間	10
週	168 時間	100
月	730 時間	1,000
年	8,760 時間	10,000
十年	87,600 時間	100,000

### 3.1.3.3 安全管理指標

安全管理指標（セーフティマネジメント）を構成する修正 FD 及び修正 WUD は、SED 指標の FD 及び WUD を、福島第一原子力発電所の様々なリスク源に柔軟に適用できるように、一部修正したものである。

修正 FD は、リスク源を閉じ込めている施設を特徴付ける要素として閉じ込め機能、構造健全性及び安全対策の観点で、リスク源を比較し序列化する因子である。これらは現在の閉じ込め状

態を記述するもので、閉じ込め機能については多重性を、構造健全性については取り出し時までの健全性維持を、安全対策については設備の多重性を考慮する。

修正 WUD は、リスク源を特徴付ける要素として劣化、腐食性、梱包、監視の観点で、リスク源を比較し序列化する因子であり、何もしない状態が長期化した場合にリスク源の管理状態や取り出しに影響が生じるかどうかを表している。さらに、リスク対応の優先順位を決定するという観点から、SED 指標の考え方にはないが、その存在が他のリスク源の取り出しに影響を及ぼすかどうか、早期に対応をすべきかどうかを、特徴付けのための要素に加えた。リスク源の性状や位置等が不確かな場合、拙速に取り出しを開始するよりも、調査等の周到的準備を行うべきである。

SED 指標では、表 A3.1-3 及び表 A3.1-4 のように、リスク源を特徴付ける要素の組合せを 10 分類に絞り込んでいる。しかしながら、このように固定された分類では、リスク源を特徴付ける要素の様々な組合せに対応する多様なリスク源を表すには限界がある。修正 FD 及び修正 WUD では、福島第一原子力発電所の様々なリスク源に柔軟に対応できるように、リスク源を特徴付ける要素の任意の組合せで序列化することとした。

修正 FD 及び修正 WUD とも、上記の方法でリスク源の相対比較を行って序列化し、10 段階に分類して図 3-3 のスコアを適用する。このスコアは表 A3.1-3 及び表 A3.1-4 と同一であり、多くのリスク源が該当する分類 4～分類 10 において、スコアが対数スケールで直線となるように設定されている。潜在的影響度はリスク源の放射能に比例して対数スケールで変化することから、図 3-3 のスコアの設定は、潜在的影響度と安全管理指標を同等に扱う上で重要である。

リスク源の特徴や施設の状態という定性的な情報を定量化することは容易ではなく、上記のように序列化してスコアを設定する方法は有効な手段の一つである。今後、リスク分析手法については、より現場の状況と整合するよう改良し、廃炉作業に反映できるようにしていく。

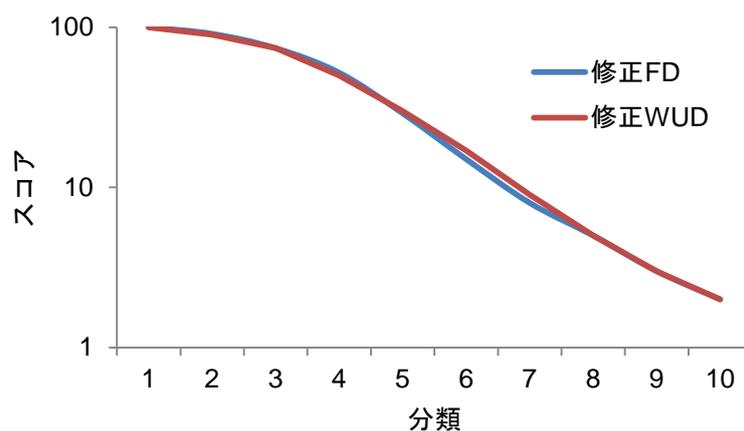


図 3-3 修正 FD 及び修正 WUD のスコア

## 3.2 放射性物質によるリスクの低減戦略

### 3.2.1 リスク特定

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。）及びセシウム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り、これらがリスク源となる。

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（1～3号機）
- 各号機使用済燃料プール内に保管されているプール内燃料（1～3号機）
- 共用プール内に保管されている燃料（以下「共用プール内燃料」という。）
- 乾式キャスクに保管されている燃料（以下「乾式キャスク内燃料」という。）

下記の汚染水及び放射性廃棄物は、放射性物質としてFPを含む。

- 建屋内に滞留している高濃度の汚染水（以下「建屋内汚染水」という。）
- タンクに保管されている高濃度の濃縮廃液（以下「濃縮廃液」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「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「廃スラッジ」という。）
- 多核種除去装置、増設多核種除去装置及び高性能多核種除去装置の二次廃棄物（高性能容器（HIC）に収納されたスラリーのこと。以下「HICスラリー」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（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。以下、貯蔵庫に収納されている放射性固体廃棄物を「貯蔵庫内固体廃棄物」、屋外に保管されている放射性固体廃棄物を「一時保管固体廃棄物」という。）

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。（これらを総称して、以下「PCV内構造物等」という。）

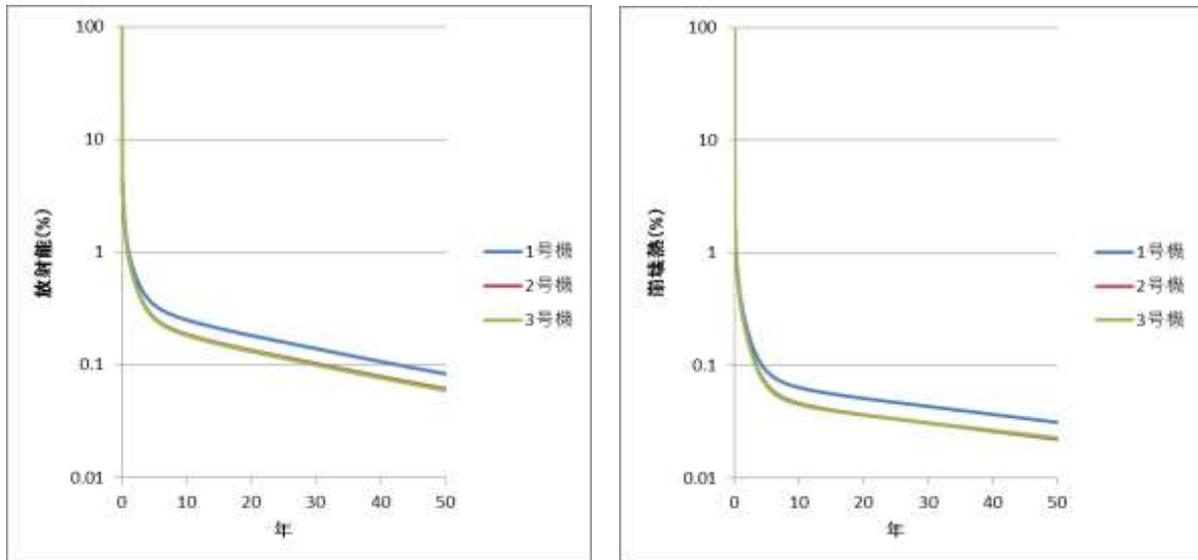
- 原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）及びPCV内で、放射化物を内包し、また、飛散したFPにより汚染を受けている機器（蒸気乾燥器・気水分離器・炉心シュラウド・上部格子板・炉心支持板、配管、バルブ等）
- 建屋内で飛散したFPにより汚染を受けている機器や配管、建物の一部

戦略プランでは、これら全てのリスク源を対象とする。分散しているガレキ、伐採木、溜まり水、排気筒等については、東京電力において総点検を実施してリスク低減に取り組んでいる。

なお、4号機プール内には、事故発生時には1,535体の燃料が保管されていたが、2014年に取り出しが完了している。移送された使用済燃料は共用プール内燃料に含まれる。汚染水のうち、タンクに保管されていた濃縮塩水及び2～4号機海水配管トレンチ内に滞留していた高濃度汚染水については、いずれも2015年に処理が完了している。

各リスク源の放射能、性状、閉じ込め状態等の特徴は、3.2.2項のリスク分析において整理する。ここでは、燃料デブリの特徴について簡単に触れておく。既に事故から5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。各号機の炉心の放射能及び崩壊熱を図3-4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。現在の放射能は事故発生時の1%以下、崩壊熱は0.1%以下にまで減少している。



出典：JAEA-Data/Code 2012-018

図3-4 炉心の放射能（左）と崩壊熱（右）の評価値

リスク特定は、事象と結果の特定を含む。表3-1のとおり、事象は自然災害や故障の発生及びこれらに起因するリスク源の状態や閉じ込め機能の変化であり、結果は放射性物質の放出による公衆の被ばくである。一連の事象のスタートとなる起因事象としては、

- 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）、内部発生飛来物、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、飛来物、不法な侵入等）
- が考えられる。

3.1.3項のリスク分析手法では、上記のような事象を直接的には取り入れておらず、これらの事象を想定した上で安全管理指標の各因子の分析を行う。結果については、潜在的影響度を用いる。

### 3.2.2 リスク分析

#### 3.2.2.1 評価対象核種の選定

廃炉完了までの数十年を含む期間において考慮すべき核種を選定する。2号機の炉心及びプール内燃料を対象として、人への影響を表す実効線量に着目して行った検討を添付3.2に示す。

その結果選定した核種とその特徴を表3-4に示す。重核としてはPu-238、Pu-239、Pu-240、Pu-241、Am-241、Cm-244の7核種を、FPとしてはSr-90、Cs-134、Cs-137の3核種を分析対象とする。

表 3-4 主要な核種とその特徴

核種	半減期	STP (m <sup>3</sup> /TBq)	特徴
Pu-238	87.7 年	66,000,000,000	—
Pu-239	2.41 × 10 <sup>4</sup> 年	72,000,000,000	—
Pu-240	6.54 × 10 <sup>3</sup> 年	72,000,000,000	—
Pu-241	14.4 年	1,380,000,000	—
Am-241	4.32 × 10 <sup>2</sup> 年	57,600,000,000	Pu-241 の崩壊により生成
Cm-244	18.1 年	34,200,000,000	—
Sr-90	29.1 年	96,000,000	中揮発性
Cs-134	2.06 年	12,000,000	高揮発性
Cs-137	30.0 年	23,400,000	高揮発性

出典：半減期は ICRP Publication 72、STP は EGPR02-WI01

### 3.2.2.2 潜在的影響度

各リスク源について、Inventory、FF 及び CF を求め、潜在的影響度（ハザードポテンシャル）として RHP を計算する。これらの設定値を、その設定根拠とともに添付 3.3.1 に示す。

Inventory に必要な放射能は、燃料デブリ、プール内燃料、汚染水、水処理二次廃棄物及び放射性固体廃棄物については、公開データから推定した。共用プール内燃料と乾式キャスク内燃料は、プール内燃料から推定した。PCV 内構造物等については、通常の原子炉に対する公開データから推定した放射化量と汚染量に、事故時に放出された揮発性の高い FP の一部が表面に付着していることを考慮した。不確かさとしては、推定幅やデータ間のバラツキ等を考慮した。

FF は、燃料デブリ及び使用済燃料は不連続な固体、汚染水は液体、水処理二次廃棄物は液体又はスラッジ、放射性固体廃棄物は粉末とした。PCV 内構造物等は、放射化物及び表面汚染物とした。使用済燃料では、運転中に放出された少量の揮発性の高い FP が被覆管内に粉末状で存在するとした。燃料デブリと PCV 内構造物等の表面汚染物は、不確かさの範囲を大きく設定した。汚染水と使用済燃料は不確かさを設定せず、他は中間的な不確かさとした。

CF は、燃料デブリ、プール内燃料及び共用プール内燃料については、冷却停止等に対する時間余裕を推定した。乾式キャスク内燃料、汚染水及び放射性固体廃棄物は、冷却等は不要である。PCV 内構造物等は、冷却停止による温度上昇で表面の FP が放出される可能性を考慮した。水処理二次廃棄物は冷却等の必要はないが、HIC は水素発生の影響の監視を継続していることを考慮した。廃スラッジは固着防止のための攪拌停止に対する時間余裕を推定した。不確かさとしては 1 桁の幅を設定したが、冷却等が不要なリスク源には不確かさは設定していない。

### 3.2.2.3 安全管理指標

各リスク源について、安全管理指標（セーフティマネジメント）を構成する修正 FD 及び修正 WUD の評価に必要なリスク源の特徴を以下に記す。詳細な特徴と修正 FD 及び修正 WUD の設定値を添付 3.3.2 に示す。

PCV には重大な損傷は認められておらず、安全設備は多重化され、重要なパラメータの監視が行われている。各号機使用済燃料プールは、未臨界体系であり、冷却設備は多重化されている。

ただし、一部の号機では、ガレキや重量物の落下、建屋天井の欠損、海水注入の経験等がある。共用プールと乾式キャスクは事故の影響を受けていない。

建屋内汚染水は、地下水との水位のバランスにより閉じ込めを維持している。濃縮廃液は、放射性物質と塩分の濃度が高く、溶接型タンクに保管され堰内に設置されている。

廃吸着塔は、Cs を吸着したゼオライトを遮へい容器に収納したもので、ボックスカルバート又は架台に据置されている。廃スラッジは、造粒固化体貯槽に貯蔵され、漏えい監視、水素排気等を実施している。HIC スラリーは、ポリエチレン製容器に収容され、さらに SUS 製補強体に収納して、ボックスカルバート内に保管している。

貯蔵庫内固体廃棄物は、ガレキ等のうち放射性物質濃度が高いものを容器に詰めて固体廃棄物貯蔵棟に保管したものである。一時保管固体廃棄物は、放射性物質の濃度が様々な廃棄物が、様々な形態で屋外に保管されたものであり、監視を実施している。

### 3.2.3 リスク評価

#### 3.2.3.1 リスク源の優先順位

福島第一原子力発電所における主なリスク源について、2016年3月時点の情報に基づいたリスク分析の例を図3-5に示す。同図では、各因子の不確かさが潜在的影響度及び安全管理指標に及ぼす影響を、広がりによって示している。

放射性物質によるリスクを継続的かつ速やかに低減するためには、リスクレベルによってリスク源を以下のように分類して対応すべきである。

##### 【分類Ⅰ】可及的速やかに対処すべきリスク源

- プール内燃料
- 建屋内汚染水

##### 【分類Ⅱ】周到的準備と技術によって安全・確実・慎重に対応し、より安定な状態に持ち込むべきリスク源

- 燃料デブリ

##### 【分類Ⅲ】より安定な状態に向けて措置すべきリスク源

- 濃縮廃液
- 廃スラッジ
- HIC スラリー
- 一時保管固体廃棄物の一部
- PCV 内構造物等

分類Ⅰは、放射性物質が多い、流動性が高い、閉じ込め機能や管理が十分でない等の理由により、潜在的影響度及び安全管理指標とも大きく、それらの積であるリスクレベルが最も高い。

分類Ⅱも同様であるが、分類Ⅰに比べるとややリスクレベルが低い。

分類Ⅲは、比較的リスクレベルが低いリスク源であるが、以下の理由により安定な状況に向けて計画的に対処すべきである。

- 濃縮廃液は、今後増加することはないが、高濃度の廃液が長期間にわたって保管されている。
- 廃スラッジを保管する造粒体固化貯槽は長期保管用に設計されたものではなく、屋外の一時保管固体廃棄物も恒久的なものではない。
- PCV 内構造物等は、放射化物は内部に固定されているが、付着した FP は固定していないものもある。
- HIC は、事故後に長期保管できるよう設計されたものであるが、水が滴下する事象が発生したため、収納量を制限するとともに水抜きを実施し、現在も水素発生の影響の監視を継続している。

上記以外のリスク源は、十分安定・安全な状態にある。共用プール、乾式キャスク及び貯蔵庫内固体廃棄物は、事故前から安全に設計・使用されており、事故の影響を受けていない。廃吸着塔は、事故後に長期保管できるよう設計されたものである。これらについては、今後も確実に管理を継続することによって、十分リスクレベルが低い状態を維持することができる。

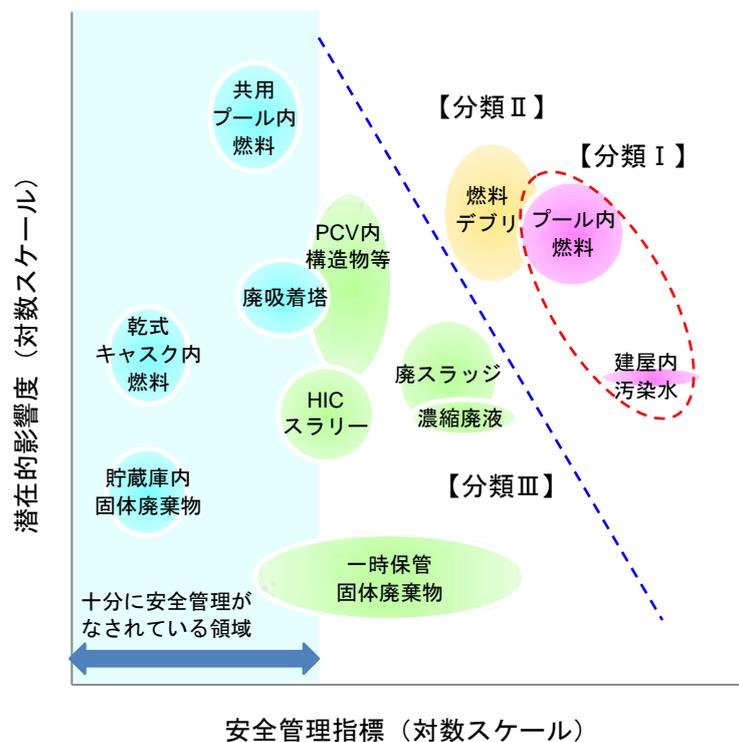


図 3-5 福島第一原子力発電所のリスク分析の例

以上では、様々なリスク源の特徴を理解し比較検討するために、燃料デブリ及びプール内燃料については 1 号機～3 号機を合計し、乾式キャスクや廃棄物等更に細分できるリスク源についても合計した。したがって、安全管理指標は各リスク源を代表しているが、潜在的影響度については、例えば全ての廃棄物から一斉に放射性物質が放出されることに対応している。起因事象として共通要因を対象とする場合にはこのような分析は適切であるが、個別要因の場合には各号機又は個々の廃棄物等を個別に分析する必要がある。

### 3.2.3.2 1年間のリスクレベルの変化

1年間の主な取組のうち、リスク低減に顕著な効果があった汚染水対策による Inventory の変化を図 3-6 に示す。図では、2015 年 3 月時点の各汚染水の Inventory を 1 とし、2016 年 3 月時点の Inventory を相対値で示してある。図中に矢印で示すように、2 号機～4 号機のトレンチ内汚染水の除去及び濃縮塩水処理の完了により、各々の Inventory が大きく減少している。各々の汚染水に含まれていた放射性物質は、消滅したわけではなく、水処理二次廃棄物である廃吸着塔又は HIC スラリー内に保管されている。これらは汚染水に比べて安全管理指標が非常に小さいため、リスクレベルが大きく減少した。

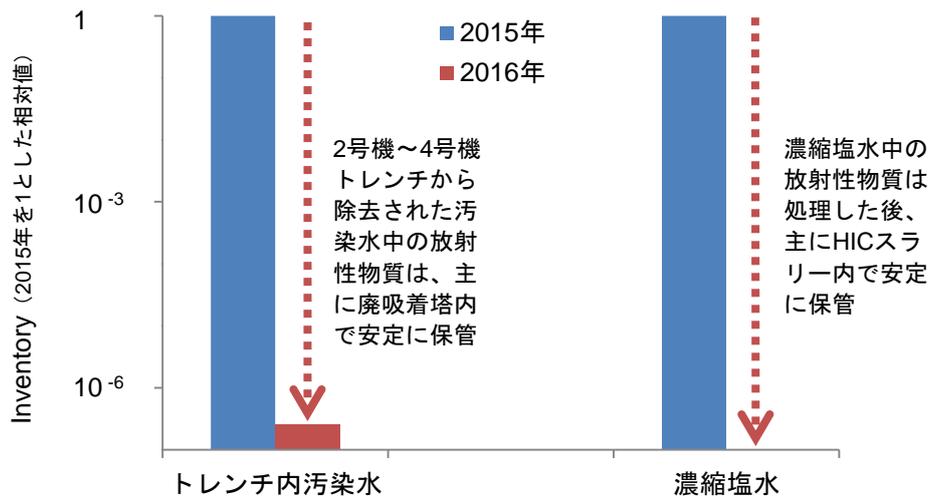


図 3-6 汚染水対策によるリスクレベルの低減

なお、汚染水処理によって Cs 及び Sr 濃度が大幅に減少した処理水は、2016 年 3 月時点で約 80 万 m<sup>3</sup> がタンクに貯蔵されている。処理水は、放射性物質としての潜在的比毒性 STP が極めて低いトリチウムを含んでいる。そのため、汚染水処理対策委員会の下に設置されたトリチウム水タスクフォースにおいて様々な選択肢に対する技術的検討が行われ、今後、技術的な観点に風評被害等の社会的な観点も含めた総合的な検討が必要であるとされている。

## 3.2.4 リスク対応

### 3.2.4.1 リスク低減の基本戦略

3.2.3 項で分類した各リスク源に対するリスク対応と、対応の実施に伴うリスクレベルの変化のイメージを図 3-7 に示す。

まず、分類 I のリスク源を対象としてリスク低減を図る。これらについては、リスク低減のための対応方針は明確であり、そ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。既に具体的な対応が進行中であり、プール内燃料を安全管理指標が十分小さい共用プールに移送するために、オペフロ及びプール内のガレキ撤去等を慎重に進めている。なお、共用プールは現在ほぼ満杯に近い状態にあるため、共用プール内燃料

の一部は乾式キャスクに収納する必要がある。建屋内汚染水については、水位を下げるとともに、陸側遮水壁により地下水の流入量を抑制し、貯蔵量を減少させることを目指している。

なお、分類Ⅰのリスク源については、低減策の実行において様々な課題があるためNDFも技術支援を行っているが、戦略プランの対象とはしない。

次に、一定の安定状態にあるものの放射性物質の量が多く位置や性状について不確かさが大きい燃料デブリを対象とする。燃料デブリは取り出された後、臨界・遮へい・除熱等の観点から十分安全に設計された収納缶に収納して保管する。分類Ⅰのリスク低減と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・慎重に対応を実行し、より安定な状態に持ち込む。このとき、調査やサンプリングを実施することによって、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。

これらに続いて、比較的リスクレベルが低い分類Ⅲのリスク源を対象として、長期的に措置を講じていく。なお、既に貯蔵されている廃棄物だけでなく、分類Ⅰ及び分類Ⅱのリスク対応の実行によって新たに発生するリスク源も対象となる。

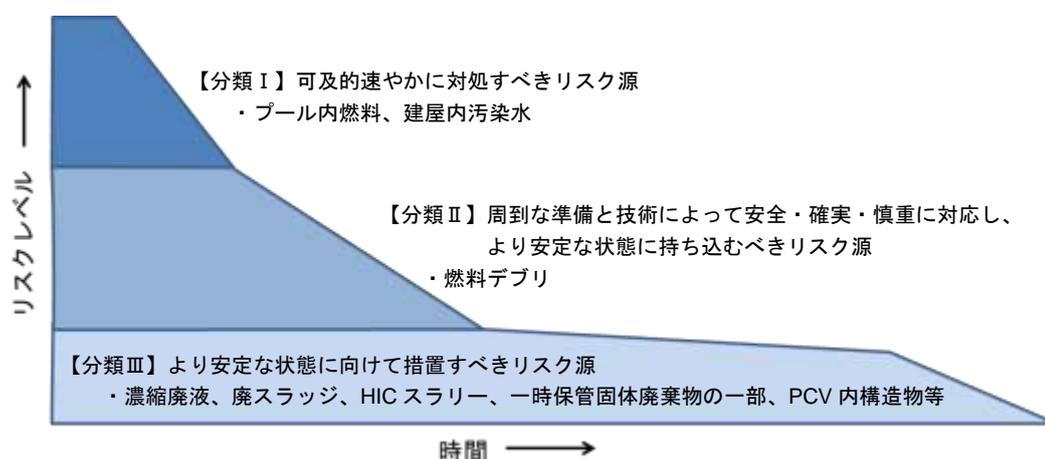


図 3-7 リスク低減戦略

### 3.2.4.2 リスク対応時の課題

リスク対応の実施によって現存するリスク源のリスクレベルを低減する一方で、作業に伴って一時的にリスクレベルが増加する可能性がある。分類Ⅰ及び分類Ⅱのリスク源のうち、プール内燃料と燃料デブリの取り出しについては特に、放射性物質による公衆及び環境への影響に加えて、作業員の被ばくへの注意も重要である。表 3-5 は、主なリスクについて、対策をしない場合に想定される概略のリスクレベルを示したものである。実際に作業を行う際には、十分な対策を講じた上でリスクレベルを下げる必要がある。なお、同表には、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。

なお、燃料デブリ取り出しについては、作業に伴う作業員の被ばく量の増加、燃料デブリやセシウムが付着した PCV 内構造物等の撤去物の増加に伴う保管場所の確保等、様々な課題が生じてくる。燃料デブリ取り出しに当たっては、これらについても十分考慮する必要がある。

表 3-5 作業中の主なリスクと概略のリスクレベル

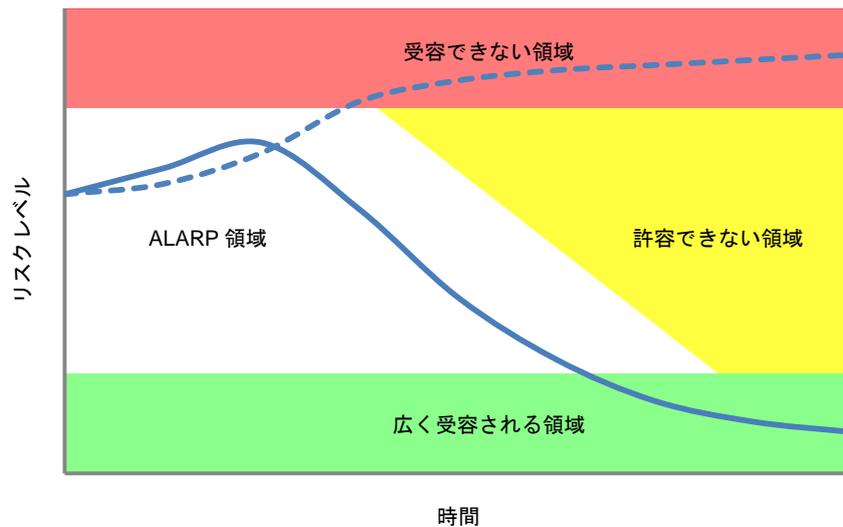
リスク源	作業員被ばく	ダスト飛散	落下による破損	再臨界性	ガレキ撤去時のダスト飛散	(所要期間の目安)
プール内燃料	小	無	中	小	大	～1年
燃料デブリ	大	大	中	中	小	～10年

コラム：リスクの時間変化

リスク対応中には、施設やリスク源の状態の変化及び作業の実施によりリスクレベルが増加する可能性がある。一方、対応しない場合にも、リスクが顕在化又は増加する可能性がある。

下図は、下記資料を参考にして作成したイメージ図である。現在リスクレベルが ALARP 領域にあるとしても、そのままの状態がいつまでも許容されるわけではなく、許容できない時期が到来する（黄色の領域）。さらに、時間の経過とともに、施設やリスク源の劣化等によりリスクレベルが増加する可能性がある（点線）。

一方、リスク対応を実施する場合には、リスクレベルが一時的に増加する可能性があるものの、周到な準備と万全の管理によって、受容できない領域に入らないようにすることが可能である。このように、受容又は許容できない領域に入ることなく、リスクレベルを十分に下げることを目指すべきである（実線）。



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

### 3.3 廃炉プロジェクトの着実な推進

設計したリスク低減戦略を着実に進捗させ、放射性物質によるリスクを継続的かつ速やかに下げるといった基本方針を達成するためには、廃炉プロジェクトの進捗に係るリスクを洗い出し、それらの重要度を分析し、重要なリスクに対して対策を講じておく必要がある。技術開発の失敗、要員及びスペースの不足、コストの増加、安全の考え方が不確かなことによる手戻り発生等を含めてプロジェクトリスクを広く検討していくことが重要である。

また、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影響を与えかねない。したがって、社会に対して廃炉プロジェクトの見通しを明確に伝えるとともに、様々なリスクを地域住民の皆様と共有することは極めて重要である。

廃炉の遅延は風評被害等の社会的なリスクを継続させる要因となり、社会的なリスクへの対応が廃炉を遅延させることもあり得る。したがって、両者を切り離すことはできない。

なお、3.1 節及び3.2 節では放射性物質による直接的な影響をリスクとしたが、本節では表 3-1 の一般的な定義に戻って、廃炉の着実な推進に影響するリスクを広く対象とする。

#### 3.3.1 プロジェクトリスク管理

##### (1) 戦略プランとプロジェクトリスク管理

燃料デブリ及び廃棄物のリスク低減を達成するためのロジック・ツリーを図 3-8 及び図 3-9 に示す。戦略プランの大半は、これらの技術要件を成立させるための技術検討であり、各々4 章及び5 章で詳しく述べる。

燃料デブリのリスク対応を成功させるための技術要件は、いずれも容易ではないため多面的な検討が行われている。とりわけ、炉内状況の把握、安全要求への対応及び除染等によるアクセス性の確保は、成功のための重要な前提条件であるが、放射線量が高く PCV に近付くことも困難な現状では、十分に達成できない可能性も考慮しておく必要がある。このようなリスク管理は燃料デブリ取り出し工法選定においても重要であり、単一の工法を選定するだけでなく代替案も検討しておくべきである。また、一連の廃炉作業において、機材や廃棄物の保管場所や作業エリアの確保が重要である。一例として、処理水を含む汚染水タンクの増加はサイト内の敷地を圧迫しつつある。

廃棄物のリスク低減を成功させるための技術要件を達成させるために、長期的な視点に立った検討が進められている。特に、廃棄物の発生量及び性状の把握は、廃棄物のリスク低減戦略を策定する上で重要であり、これらを成功させるためにも炉内状況の把握が不可欠である。

また、これらのリスク対応を支える研究開発の着実な推進と人材育成・確保が停滞することも重要なプロジェクトリスクである。研究開発成功のために IRID、JAEA、大学及び研究機関等における基礎基盤研究から現場適用までを一元的に管理する廃炉研究開発連携会議が設置された。JAEA は大規模な試験施設を擁しており、国内外の研究者が集結して研究開発に取り組むことができる。人材育成・確保については、大学等を中核とした研究開発の拠点の形成が開始された。これらについては、6 章で詳しく述べる。

## (2) プロジェクトリスク管理の方法

以上のように、廃炉プロジェクトの進捗に係るリスクを洗い出し、重要なリスクに対して対策を講じておくことがプロジェクトリスク管理であり、これは正に戦略プランを通じて具体的な取組を展開することに他ならない。以下では、より体系的にプロジェクトリスクを管理する手法の例を示す。今後はこのような手法を参考にして、プロジェクトリスク管理を進めていく必要がある。なお、リスク管理としては課題を克服するための検討に注力されることが多いが、期待通りの結果が得られない場合の対応の検討も重要である。

一般的なリスク管理手法として FMEA (Failure Mode and Effects Analysis) がよく知られている。この手法では、プロセス又は機能ごとに、想定し得る失敗を列挙し、結果とその大きさ、失敗の原因とその起こりやすさ、制御又は検知の方法とその実施可能性の 3 つの指標について評価を行い、それらの積をリスクの重要度とする。このうち重要度の大きいリスクに対して対策を計画し、その結果 3 つの指標がどのように低減されるかを予測した上で、有効な対策を実行する。

IAEA の DRiMa<sup>7</sup> (Decommissioning Risk Management) は、廃炉を安全・着実に推進するためのリスク管理手法を開発するために組織されたものである。FMEA と同等の手法を用いているが、リスクを不確かさが廃炉の進捗に及ぼす影響 (脅威と機会の両方) と捕える。不確かさに対しては何らかの前提を置くことになるが、その前提が成立しない可能性をリスクとする。成立しない場合の影響が廃炉の進捗を阻む脅威であれば、その影響を最小化するようにあらかじめ対策を講じる。一方、廃炉を進捗させる機会となる可能性があれば、前提をその方向に修正していく。このような対応がリスク管理であるとしている。また、過去の事例を参考にして廃炉に係るリスク要因の一覧を作成しており、リスクがどこから生じるかを理解する上で有効である。

このようなリスク要因は、NDA の Value Framework<sup>8</sup>でも整理されており、プロジェクトリスクを検討する上で参考になる。Value Framework では 3 層の階層構造に整理しており、上位層の要因を以下に示す。中間層の要因の数は 24、下位層の要因の数は 54 に上る。以下に示されるように、SED 指標を用いて分析される放射性物質によるリスクの低減は要因の一つに過ぎず、廃炉プロジェクト全体を考える上では様々な要因を考慮する必要がある。

- 廃炉作業中の健康と安全
- 核物質等のセキュリティ
- 放射性物質や化学物質からの環境保護
- リスク (又はハザード) の低減
- 地域の雇用やインフラ等の社会経済への影響
- コストや投資対効果等の財務
- 先例構築や能力開発等の廃炉の進捗以外のミッションの達成

<sup>7</sup> Risk Management on Strategic and Operational Level during Decommissioning – First Outcomes of the DRiMa Project at IAEA – 14467, WM2014 Conference, March, 2014

<sup>8</sup> The NDA Value Framework, January, 2016

### (3) 安全確保の基本的考え方

特定原子力施設としての福島第一原子力発電所に対する規制要求は、措置を講ずべき事項として制定されている。今後、燃料デブリ取り出し等のリスク低減の実行に向けて、措置を講ずべき事項にしたがって安全性を確認しながら、設備設計や作業計画を進めていくことになる。しかしながら、多くの場合先例がないため、具体的にどのように安全を考え、それを確認していけばよいかという点に対して、様々な想定をせざるを得ない。その結果、想定が十分でない場合には、設計や計画の長期化又は想定を見直す手戻り等が発生する可能性がある。

これらの事態を避けるために、措置を講ずべき事項の要求事項に則って安全確保の基本的考え方を策定し、関係者とあらかじめ共有しておくことは有益である。その際、放射性物質によるリスクを継続的かつ速やかに下げるという基本方針に立ち戻り、福島第一原子力発電所と発電用原子炉の以下のような相違点を考慮することが重要である。

- 福島第一原子力発電所は再稼働することはない。したがって、発電用原子炉のように、一定出力運転維持等のための高度な技術や設備は必要としない。
- 希ガスや揮発性 FP は事故の際に放出されており、また事故後の時間経過に伴う放射能及び崩壊熱の減少により窒素封入や冷却に万一失敗した場合でも復旧までに時間的余裕がある。

### 3.3.2 社会との関係

#### (1) 地域とのリスク認識の共有

廃炉を着実に進める上で、地域住民の皆様とのコミュニケーションの重要性は、国内の有識者のみならず、廃炉を経験した各国の有識者や国際機関からも指摘されている。その第一歩は正確でタイムリーな情報発信であり、トラブルはいうに及ばず、作業員の多大な労苦によって廃炉が進展している状況等も積極的に発信すべきである。

その上で、廃炉工程の各段階において、リスクの状況をその管理の方法とともに説明し、リスクコミュニケーションを通じて、例えば ALARP の考え方に従って達成すべき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域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。

特に、多量の放射性物質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、この認識を地域住民の皆様とも共通理解としていくことが重要である。

このようなコミュニケーションは、発信側と受信側との間で情報を共有することだけでは達成しない。受信側の理解を得るとともに、いただいた意見を尊重しつつ、発信側と受信側のギャップを縮小するように相互に努力し、こうした過程を経て意思決定に向かうことが重要である。

## (2) 風評被害

放射性物質による人と環境への影響を考えると、3.1 節及び3.2 節では、公衆や作業員の被ばく等の直接的な影響を対象としてきた。これとは別に間接的な影響があり、それが顕在化した典型的な例が風評被害である。

風評被害は「ある事件・事故・環境汚染・災害が大々的に報道されることによって、本来『安全』とされる食品・商品・土地を人々が危険視し、消費や観光を止めることによって引き起こされる経済的被害」が代表的である。福島第一原子力発電所の場合、放射性物質の漏えい等リスクが顕在化した場合だけでなく放射性物質によるリスクが存在するというだけで風評被害がもたらされる場合もあり得る。結果の大きさがリスクとして認識され、起こりやすさが考慮されないことが多い。

福島第一原子力発電所では、現状において風評被害及び現実の経済的被害が発生している。これらの払拭及び対策を実施するに際して、更なる風評被害の発生を予防するために追加的な対策が求められたり、対策の実施自体に理解が得られない可能性がある。その結果、現状の改善が遅れ、風評被害を継続させることにもなりかねない。

現存するリスク源のリスク対応の実施に当たっても同様で、風評被害の発生をおそれる結果、リスク対応の遅れ、作業員の被ばく量やコストの増加等が生じる可能性がある。その結果、廃炉の取組に対する社会の評価を低下させ、それが更にリスク対応の実施を遅らせるという悪循環にも繋がりがかねない。

このような風評被害の更なる発生を防止するためには、放射性物質の漏えい等を発生させないように適切に管理するとともに現存するリスクを速やかに低減することが、何よりも重要である。加えて、地域住民の皆様のみならず、社会に大きな影響力を持つ報道関係者、市場への流通に大きな影響力を持つ市場関係者や流通業者、さらに海外を含む消費者に対して、正確な情報を発信し続けることが重要である。

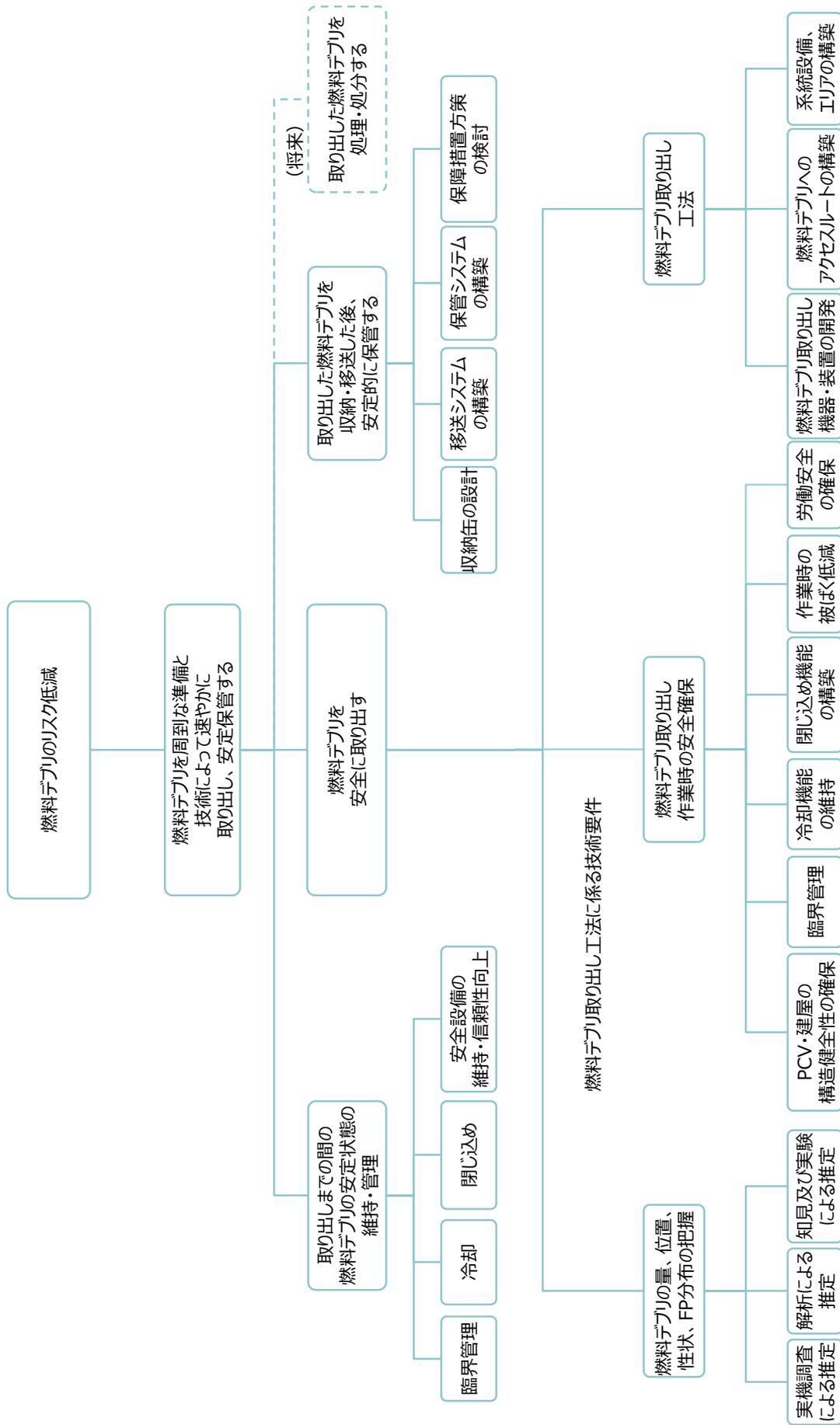


図 3-8 燃料デブリのリスク低減に向けたロジック・ツリー

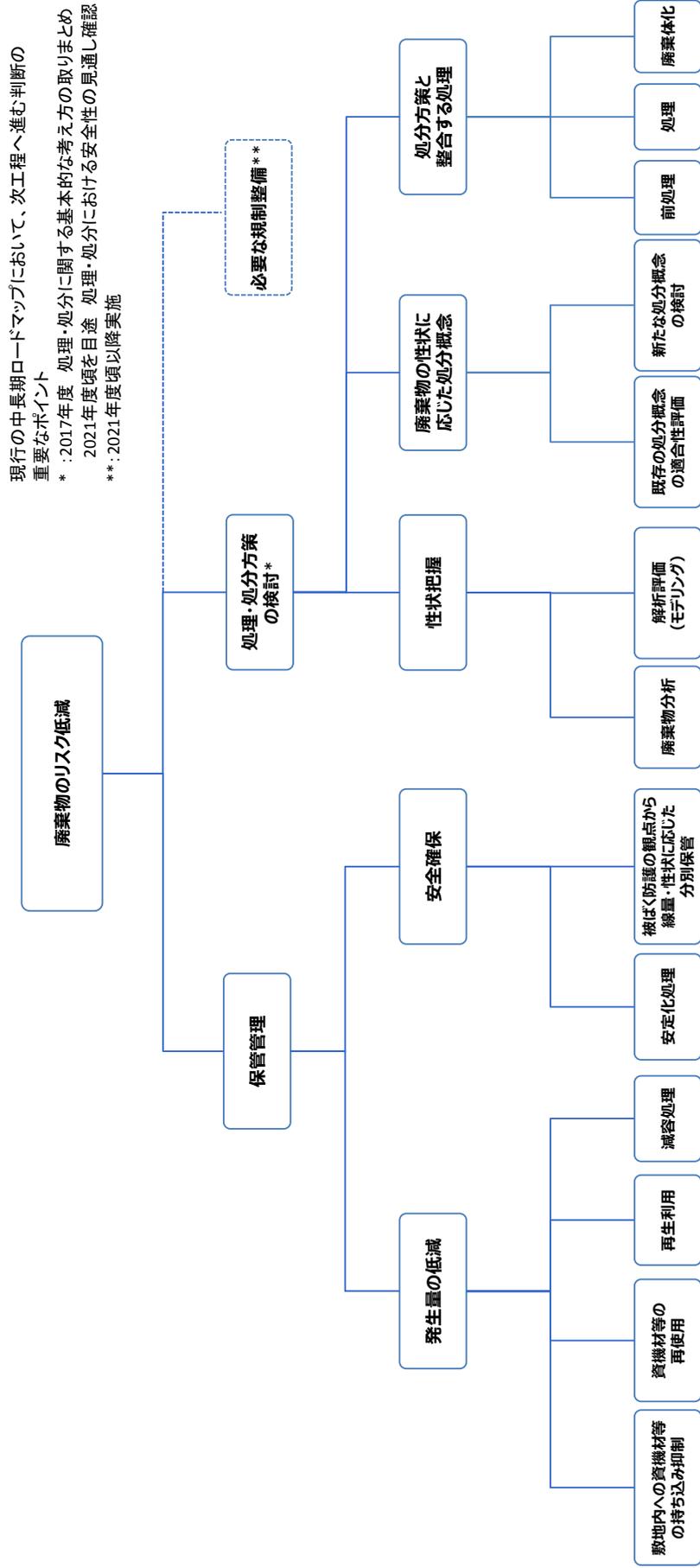


図 3-9 廃棄物のリスク低減に向けたロジック・ツリー

## 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（リスク低減）の検討方針

燃料デブリは、「核燃料物質を含み、被覆管に閉じ込められておらず、他の材料と混ざった状態で存在している」という特徴を有しており、このため、臨界、崩壊熱、閉じ込め、高放射線に係るリスクや、水素発生、支持構造の健全性劣化のリスク関連要因がある。これらのリスク管理を実施する上で、炉内状況が十分把握できていないという“不確かさ”、事故により溶融した燃料や損傷した施設という“不安定さ”、厳しい放射線環境によるアクセスが困難なことによる“不十分な管理”という困難を抱えている。

燃料デブリは、現在その放射エネルギー（Bq）が事故当時の約数百分の1と大きく減衰している上、東京電力の実施計画に基づく管理により、臨界、冷却、閉じ込め等に関するプラントパラメータは安定状態を維持している。（詳細は、4.2.2 安定状態維持・管理 参照）

しかしながら、基本方針である燃料デブリのリスクを継続的、かつ、速やかに下げるためには、中期的リスクの低減と長期的リスクの低減という2つの視点の戦略が必要である。

中期的視点からのリスクとは、燃料デブリについて現在のところ維持されている”一定の安定状態”からの逸脱が発生するリスクであり、例として、再臨界や冷却上の問題の発生、原子炉内部構造の劣化、放射性物質の再漏えい、等の可能性を挙げることができる。現在の一定の安定状態が適切な管理によって維持されている限りは、これらの不慮の事象が発生する可能性は低いと期待されるものの、直接的な管理を確立できていない原子炉内部の状況に対して、なるべく早い状況の掌握やリスク源の除去の対策が望まれる。不安定性の高い燃料デブリ（存在状態の不安定さや、物理・化学的な不安定性を伴う燃料デブリ）を回収したり、炉内での燃料デブリの状況や内部構造の状況を確認したりして適時適切な処置を施すことによって、原子炉をより安定に管理してゆくことができると期待される。

長期的視点からのリスクとは、毒性の高い核燃料物質が、建屋の劣化に伴って将来的に環境中に漏えいして環境汚染が発生するリスクである。本来我が国では、使用済燃料は、再処理により高レベル廃棄物を分離・安定化した上で人間環境から隔離する（地層処分）ことによって、超長期の安全性を確保することが基本方針とされている。使用済燃料約270トンに相当する1～3号機の燃料デブリを、閉じ込め性能に不安のある事故炉の建屋内に長期にわたって放置することは、この基本方針には沿わない。損傷した原子炉建屋の耐久性には限界があり、閉じ込め維持の長期的な保証ができないからである。したがって、原子炉建屋での閉じ込めを確保できる期間内（数十年程度）に燃料デブリを回収して、これを、十分に管理された安定保管の状態に移した上で、最終的には、バックエンド事業と同程度のリスクにすることが、基本方針である。

こうした視点を踏まえれば、チェルノブイリ原子力発電所4号機の事故への取り組みから懸念されるように、核燃料物質を回収の見通しなく長期的に放置することは、当面の閉じ込めに効果

があるとしても、長期にわたる安全管理が困難であり、世代間での安易な先送りと言わざるを得ない。

したがって、福島第一原子力発電所の廃炉においては、このような取り組みは採用せず、以下のように燃料デブリの取り出しの取り組みを進めることとする。

中期的な燃料デブリのリスク低減戦略として、現在の安定状態の維持をベースに、上述のリスク管理上の困難を克服すべく以下の検討を進め、「状況をより確かに把握し、安定に管理された状態」を目指す。

① 燃料デブリの状況・性状把握（不確かさの減少）

- 燃料デブリの状況・性状把握は、その不確かさが減少することにより、現在の安定状態をより確かなものにすることができるとともに、燃料デブリ取り出しの安全・確実な方法を検討するためのインプットとしても重要である

② 燃料デブリ取り出しによる炉内状況の改善（不安定さの解消）

③ 燃料デブリを安定な保管状態で管理（管理レベルの向上）

燃料デブリ取り出しでは、中期的リスク低減と長期的リスク低減の両方が重要であるが、前者には時間的に早い対応と炉内安定化の実効性が求められ、後者については、やや時間がかかるとしても燃料デブリの高い回収率が期待される。このため、燃料デブリ取り出しの初期のオペレーションにおいては、中期的リスクの低減を重視し、同時に、できるだけ効率的な燃料デブリの回収が可能な方法を選定する必要がある。この方法で一定の燃料デブリが取り出され中期的リスクが低減され、原子炉建屋の安全が受動的な手法で確保できるようになれば<sup>(注)</sup>、”広く社会に許容される低いリスクレベル”になると言える。その上で、その後の更なる燃料デブリ取り出しや施設解体などの取組によって、より長期的な視点でのリスク除去（核燃料物質の除去と隔離）を目指すこととなる。したがって、当面、中期的リスクの低減に向けた燃料デブリの取り出しを目指すことが求められる。

(注)：燃料デブリの冷却、再臨界防止、放射性核種の流出防止、水素爆発防止等が受動的な手法で確保されている状態

なお、上記の、燃料デブリの取り出しの戦略の検討においては、燃料デブリ取り出し作業に付随するリスク（作業中の不具合などに起因する放射性物質の漏えいや作業員の被ばくなど）が、許容される範囲を超えるほど高い場合には、取り出し作業自体が正当化されないことに注意が必要である。また、廃炉に投入できる人材、時間等のリソースは無限ではない。安全を確保した上で、現実的に可能な燃料デブリ取り出しの技術的戦略を探り、リスク低減を達成することが重要であり、ALARP(As Low As Reasonably Practicable)の考え方（P.3-4 のコラム欄参照）に沿った取組が求められる。中長期ロードマップ（2015年6月改訂）に記載する「工程優先ではなくリスク本位の姿勢」が、その取組の基本であることを認識する必要があり、燃料デブリ取り出しの工程は、リスクを慎重に評価しつつ柔軟に設定していくべきである。

要するに、燃料デブリ取り出しの技術戦略とは、トレード・オフの関係にある「事故炉の中長期的リスクの解消」と「取り出し作業に付随するリスク」の間の最適点を、技術仕様、時間的な設定、作業に伴う安全の確保、作業現場の現実的条件との整合、などの視点とバランスさせながら探ることに他ならない。確度の高い工法を選定するための考え方やその技術的背景について、本章に記載する。

なお、燃料デブリ取り出しに係る中長期ロードマップの目標工程は、2021年12月までに「初号機の燃料デブリ取り出しを開始する」ことであり、そのためのマイルストーンとして、2018年度上半期に「初号機燃料デブリ取り出し方法の確定」、さらに手前の2017年夏頃に「号機ごとの燃料デブリ取り出し方針の決定」を目指している。

以下に燃料デブリ取り出し方法の検討の具体的な進め方、燃料デブリ取り出しにおける関係機関の役割分担について述べる。

## コラム：燃料デブリとは

燃料デブリとは、IAEA の定義を参考にすると、「燃料集合体、制御棒、炉内の構造材とともに溶融して固まった燃料」ということになる。似たような言葉として、コリウムというものもあり、これも IAEA の定義を参考にすると、「核燃料、核分裂生成物、制御棒、原子炉の影響を受けたところから来た構造材料、それらが空気、水や蒸気と化学反応してできた生成物、そして、原子炉容器が損傷した場合は、原子炉空間の構造物からきたコンクリートからなる成分が溶融して混合したもの」ということになる。福島第一原子力発電所の事故の場合、どちらかというコリウムに近い感じもするが、既に燃料デブリという言葉が定着していることと、燃料が主体であるということを確認していることを勘案して、今後も燃料デブリという用語を使用するものとする。

これまで、世界の原子力発電所で燃料デブリが発生した事故の例としては、以下の写真のように TMI-2、チェルノブイリ、ウィンズケールが挙げられる。



写真 A 燃料デブリの例 (TMI-2)



写真 B 燃料デブリの例 (チェルノブイリ)



写真 C 燃料デブリの例 (ウィンズケール)

これらを見て分かるように、燃料デブリの様相は、炉型や事故進展のプロセスによって大きく異なっており、それぞれの状況に応じて対応せざるを得ない。実際に、これらのうち燃料デブリ取り出しを実施したのは TMI-2 のみであり、チェルノブイリやウィンズケールの燃料デブリは現場に残したままとなっている。

上記の定義に従うと、燃料が溶融して固まったものが燃料デブリであるため、溶けずに残っている燃料集合体や溶融した段階で揮発・溶出・飛散した FP、アクチニド等は対象外と考えられる。しかしながら、溶けずに残っている燃料集合体があったとしたら、それも取り出しの対象にはなる。また、事故の影響で溶融して固まった炉内構造物は燃料が混ざっていなければ、燃料デブリではない。

写真 A～C は、NDF が IAEA の許諾を得て、以下の文献から転載

写真 A、B : International Atomic Energy Agency Experience and Lessons Learned Worldwide in the Cleanup and Decommissioning of Nuclear Facilities in the Aftermath of Accidents, IAEA Nuclear Energy Series No.NW-T-2.7,IAEA,Vienna(2014)

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

#### 4.1.1 燃料デブリ取り出し方法検討の進め方

前項の燃料デブリ取り出し（リスク低減）の基本的考え方に従うと、燃料デブリ取り出しというのは、単に燃料デブリを取り出すだけではなく、取り出した燃料デブリを収納・移送し、安定な保管状態に持ち込むまでの一連の作業である。これを実現するための方法を決めるためには、以下の検討が必要である。これらの検討の流れをまとめて図示したものが、図 4.1-1 ロジック・ツリーである。

注記：「燃料デブリ取り出し工法」と「燃料デブリ取り出し方法」

この戦略プランにおいては、「燃料デブリ取り出し工法」と「燃料デブリ取り出し方法」は、それぞれ、以下を意味するものとして、議論する。

「燃料デブリ取り出し工法」は、燃料デブリ取り出しを行う個々のやり方を指す。現段階の議論においては、重点的に取り組んでいる「冠水-上アクセス工法」、「気中-上アクセス工法」、「気中-横アクセス工法」を指す（詳細は、4.3.1 参照）。「燃料デブリ取り出し方法」は、号機ごとの燃料デブリ取り出しの最初から最後までまでのプロセスを考えたもので、複数の工法を適用する場合には、適用する工法とその適用順を含めた内容を指すものとする。

##### (1) 炉内状況の把握・推定（詳細は、4.2 項に記載）

燃料デブリの取り出し工法の検討や燃料デブリ取り出し機器・装置の開発には、炉心部、RPV 底部、CRDハウジング、RPV ペDESTAL 内側、RPV ペDESTAL 外側のような位置ごとの燃料デブリの量や性状に関する情報が必要である。これに加えて、燃料デブリへのアクセスルートの構築、系統設備の設置や作業エリアの確保の検討には、放射線評価に影響を及ぼす FP 分布や炉内の構造物の損傷状況を把握する必要がある。また、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であり、それまでの間、プラント・燃料デブリ・セシウム等の FP の状態を把握して、これらを安定的に維持し、管理していくことは安全性を確保する上で重要である。

すなわち、燃料デブリ取り出し（リスク低減）を検討するためには、その対象となる燃料デブリを含めた炉内状況について、以下のような情報がインプットとして必要である。

- a. 燃料デブリの位置、量、性状
- b. 炉内の FP 分布（線量率）
- c. 炉内の構造物の損傷状態

これらの情報を実機における実データとして取得するのが理想であるが、現在の各号機の PCV 内の放射線環境は、事故発生時より低下しているとはいえ、添付 4.1 に示すように高放射線量であることから、PCV 内にある燃料デブリ・FP 分布の状況等を直接的に観測することには大きな困難が伴う。

したがって、炉内状況の事前の把握・推定としては、そのニーズを明確にし、時間軸も意識しつつ、実機調査のみならず、以下のように解析、過去の知見や実験等さまざまな方法を駆使して、取得可能な全ての情報に基づき、総合的な分析・評価を行って取得することを目指す。

- a. 実機調査による推定
  - i) PCV 内部調査
  - ii) RPV 内部調査
  - iii) ミュオン測定
  - iv) PCV 漏えい箇所調査
  - v) 燃料デブリサンプリング調査
- b. 解析による推定
  - i) 事故進展解析コードの改良 (MAAP, SAMPSON)
- c. 知見及び実験による推定
  - i) プラントパラメータ分析
  - ii) 熱バランス法
  - iii) 過去の過酷事故に関する試験・研究成果
  - iv) 模擬燃料デブリによる性状試験

(2) 燃料デブリ取り出し工法の実現性の検討（詳細は、4.3 項に記載）

燃料デブリ取り出しを実現するために必要な技術要件を以下のように抽出し、これらの9つの要件を満足する燃料デブリ取り出し工法を検討・設計・開発し、その達成度・見通しを評価するという進め方をする。

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

なお、これらの技術要件のうち、i)～vi)は、燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に係る要件であり、vii)～ix)は、燃料デブリ取り出し工法に係る要件である。安全確保のための6つの技術要件は、準備作業も含めた燃料デブリ取り出し作業の詳細ステップにおいて常に満足する必要がある。その多くは、システムシステムとして、必要なスペックを満足するように設計されるとともに、系統設備の設置エリアも含めて実現性を評価する必要がある。すなわち、燃料デブリ取り出し工法のための技術要件とも関連して検討する必要がある。

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に指定されており、安全確保の技術要件に対する具体的な基準が存在しない。このため、安全確保の考え方、基準についても、現場の状況を踏まえて検討し、規制機関とのコミュニケーションも実施する必要がある。

上記のように燃料デブリ取り出し工法には、検討、満足すべき多くの技術要件があり、その実現性を評価するためには、検討・開発対象とするコンセプトである工法を定め具体的に詰める必要がある。

このため、当初の中長期ロードマップでは、TMI-2でも実績があり、通常の発電所の定検でも採用している、水位を原子炉ウェル上部まで上昇させ、水により冷却、遮へい、ダスト飛散防止を実施するという完全冠水-上アクセス工法を想定し、その調査・開発を開始した。

しかしながら、福島第一原子力発電所ではTMI-2とは異なり、燃料デブリがRPV内にとどまらず、PCV底部、それもRPVペDESTAL外まで達している可能性もある。また、PCVは損傷し、燃料デブリ冷却用の注水はPCVから漏れ出し、建屋内に滞留している。このような状況に対して、完全冠水-上アクセス工法を実現するためには、PCV底部、それもRPVペDESTAL外にも存在している可能性がある燃料デブリに上方から相当な距離をアクセスすること、また、PCV漏れ箇所補修を実施しPCV水位を上昇するという大きな課題がある。

そこで、戦略プラン2015においては、完全冠水-上アクセス工法の開発が困難になる場合も想定して、異なるアクセス方向や異なるPCV水位による工法の開発も並行して進めることを記載した。考えられるアクセス方向とPCV水位の組合せの中から、難しい開発要素のより少ない以下の3種類の工法を重点的に検討・開発を進める工法として、概念設計、フィージビリティ・スタディ（以下「FS」という。）を実施し、その実現性を評価する方針とした。（詳細は、4.3.1項に記載）

- 冠水-上アクセス工法（完全冠水も含む）
- 気中-上アクセス工法
- 気中-横アクセス工法

上記の技術要件は最終的には全て満足することを確認する必要があるが、燃料デブリ取り出し工法の実現性についての見通しを評価する上では、工法ごとに特に重要な以下の項目に注目することが効率的である。

- 冠水工法
  - PCV補修及び水位管理システムの構築
  - 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認
  - 水位上昇時等の未臨界性の維持
- 気中工法
  - 燃料デブリ等による高放射線の遮へい
  - 建屋外へのダスト飛散による作業員・環境への影響管理
  - 燃料デブリ取り出し装置等の耐放射線性の確認
- 上アクセス工法
  - 原子炉建屋オペフロへのアクセスルートの確保
  - 通常定検時のアクセスルート（ウェルシールドプラグ、PCV上蓋、RPV上蓋保温材、RPV上蓋、蒸気乾燥器、気水分離器等の取り外し）の確保
- 横アクセス工法
  - 原子炉建屋1階CRDハッチや機器ハッチ等へのアクセスルートの線量低減
  - PCV内ドライウェル（以下「D/W」という。）底部へのアクセスルート確保として、RPVペDESTAL外側の原子炉再循環系（以下「PLR」という。）ポンプ、弁、配管、サポート等、RPVペDESTAL内側のCRD交換台車、操作床等の干渉物撤去

(3) 取り出した燃料デブリの安定保管に向けた取扱いの検討（詳細は、4.4 項に記載）

取り出した燃料デブリは、収納缶に入れ、原子炉建屋外に移送し、敷地内に保管することを想定している。一連の作業がシステムとして実現できるように、検討、設計、開発を進める。また、燃料デブリという核燃料物質を移動することになるため、保障措置の対象となる。このシステムも合わせて検討する必要がある。

- a. 収納缶の設計
- b. 移送システムの構築
- c. 保管システムの構築
- d. 保障措置方策の検討

燃料デブリ取り出し工法の実現性のために、上記のうち燃料デブリ取り出しに係る技術要件を満足するよう検討、設計、開発されなければならない。炉内状況の把握・推定は、この検討のインプット条件となるため、深く連携・調整して進めるべきものである。取り出した燃料デブリの収納・移送・保管に係る技術要件は、どの燃料デブリ取り出し工法を選択した場合も必要な検討であるが、工法により影響を受けるため、調整が必要である。また、保管場所がなければ取り出しはできないため、この検討も取り出し工法と同様に重要なものである。

(4) 号機ごとの燃料デブリ取り出し方針の検討（詳細は、4.5 項に記載）

上記(1)～(3)の検討を踏まえて、号機ごとの燃料デブリ取り出し方針の検討を実施する。この際、燃料デブリの PCV 内における位置により、各工法の適合性に差があることに留意が必要である。つまり、各号機に対する炉内状況の把握・推定の結果によって、各工法の適合性の評価が可能になる。

これまでの炉内状況の把握・推定結果（中間評価）によれば、各号機とも燃料デブリは、RPV 底部、PCV 底部（RPV ペDESTAL 内側）、PCV 底部（RPV ペDESTAL 外側）に分散して分布していると推定されている。これら全ての箇所の燃料デブリをひとつの工法で取れるとは限らないため、複数の工法を組み合わせる取り出す方針とする可能性もある。例えば、最初の取り出し対象箇所を決め、他の箇所の燃料デブリ取り出し方については、先行する取り出し作業と合わせて、調査や検討を進め、取り出し方を適宜改善し、次の段階の作業を継続していくことが考えられる。2017 年夏頃に決める「号機ごとの燃料デブリ取り出し方針」に基づき、初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けて、詳細な検討、技術開発の加速を図る必要がある。

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。現在は、「燃料デブリ取り出し方針の決定」に向けて、FS・概念設計や要素試験の一部を進めているところである。

また、方針の検討において、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、戦略プラン 2015 で示したように 5 つの基本的考え方に基づき、取り組むものとする。

「安全」は、最優先として評価する。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、現場作業との調整により、実現可能と判断

される概念を選択する。「迅速」については、「安全」や「合理的」、「現場指向」の条件を満たした技術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しない。「確実」については、基本的には、技術成熟度が高く、適用性のある技術を採用する。このため、想定される工法の実現に必要となる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る。

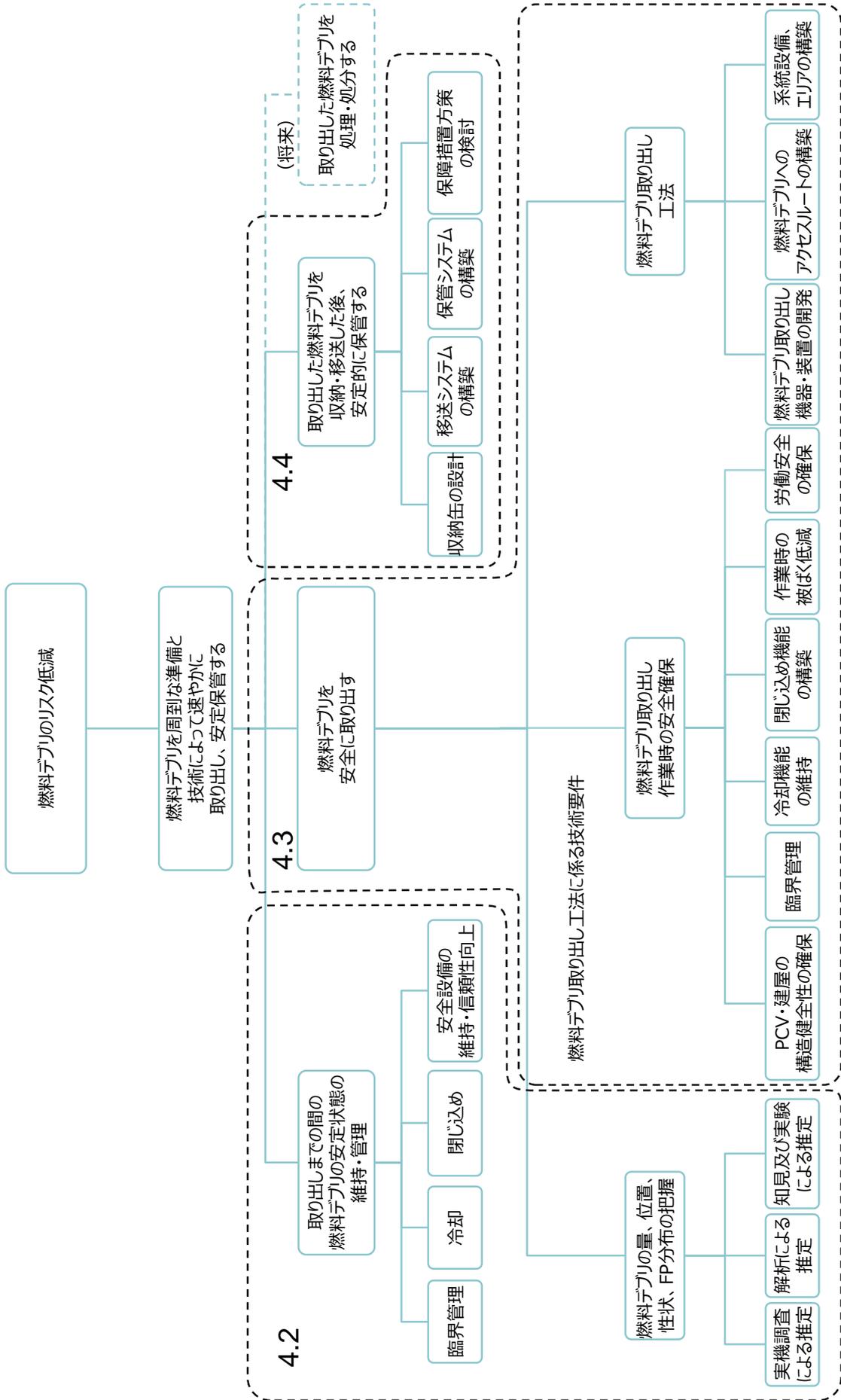


図 4.1-1 燃料デブリのリスク低減に向けたロジック・ツリー

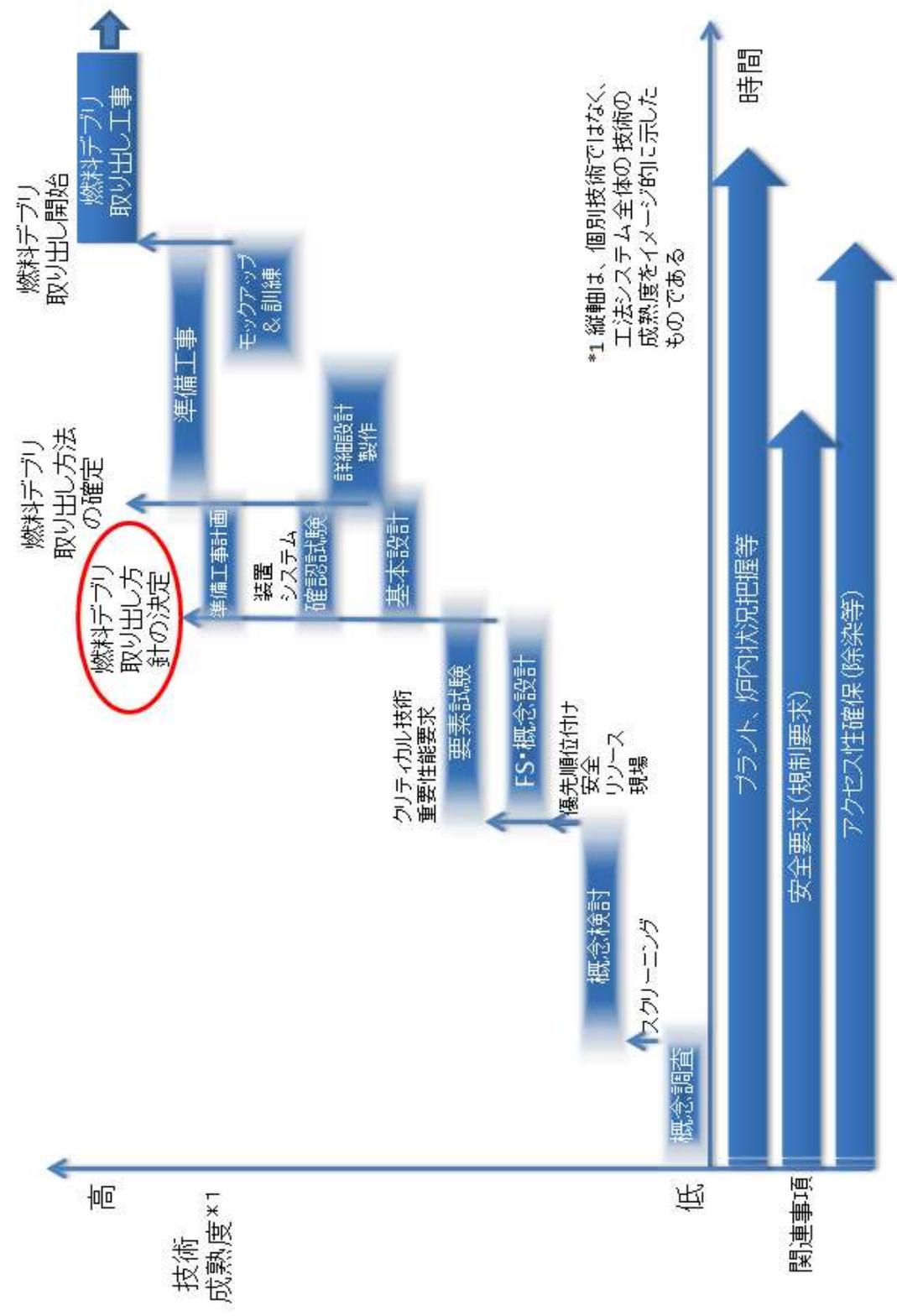


図 4.1-2 燃料デブリ取り出しに向けた道筋

#### 4.1.2 燃料デブリ取り出しに係る関係機関の役割分担

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
- 実施計画の策定・実施（原子力規制委員会対応）
- 政府による補助事業として実施する技術的難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分野の戦略プランの策定
- 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の専門委員会の運営
- 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 炉内状況把握のため調査戦略と最新情報

本章では炉内状況把握の位置付けと基本的考え方、必要な情報の取得・評価方法、現在の調査状況、今後の調査戦略について述べる。

### 4.2.1 炉内状況把握の基本的考え方

燃料デブリ取り出し工法の検討を進める上で、プラント状況、燃料デブリを含めた炉内状況の把握をすることが極めて重要である。炉内状況は PCV/RPV 内部調査により直接確認することが望ましいが、高い線量率等厳しい環境条件を踏まえると必要な情報を全て実機調査することは、技術的にも時間的にも困難な状況にある。

このため、必要な情報は、その必要時期、精度、重要性を勘案した優先度をつけた上で、実機調査のみならず、事故進展解析の結果やプラントパラメータに基づく評価等も最大限活用して最も確からしい結果が得られるよう総合的に分析・評価することが肝要である。

上記のことを踏まえて、炉内状況の把握に当たっては、次のように行う。

- (1) 炉内状況を把握するための情報の収集、分析、評価においては、情報の必要性を勘案して、優先度をつけて実施する。
- (2) 総合的な炉内状況の分析・評価においては、取得した情報を有効に活用し、最も確からしい結果を得ることに努める。
- (3) 情報取得のための「労力・時間・費用」と取り出し工法における「安全対策・取り出し装置及び設備設計・費用」のバランスを考慮し、許容される時間・費用を視野に入れながら価値のある情報を最大限に取得することに努める。

事前に情報を取得することが困難な場合、最尤法による推定に基づく判断を行い、不測の事態に備えた対応策も含め保守的な作業計画を策定し、作業を進めつつ、実機の状況を確認し、フィードバックして、炉内状況把握の精度を上げた上で、作業計画の絞り込み、具体化、見直しを実施するという進め方も検討する。この考え方は、類似の事故プラントである TMI-2 の経験に基づくものである。このような進め方のイメージを図 4.2-1 に示す。

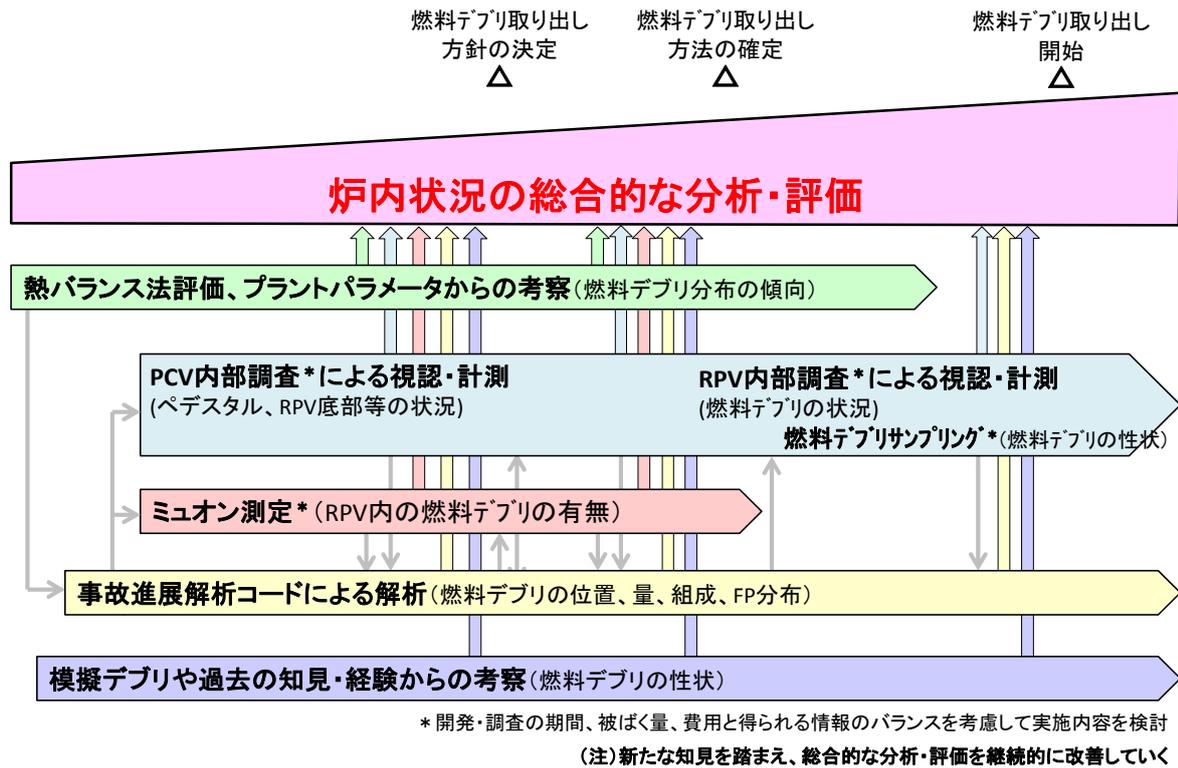


図 4.2-1 炉内状況把握のための調査戦略（総合的な分析・評価）

燃料デブリ取り出し検討に必要な情報は、大きく分けて下表のような目的に使用されると考えられる。

表 4.2-1 燃料デブリ取り出しに必要な情報

目的	必要な情報	必要な時期
(1) 燃料デブリ取り出し方針の決定	燃料デブリ分布	2017 年夏頃
(2) 安全確保の高度化	燃料デブリ分布、性状	2017 年夏頃
(3) 取り出し機器・装置設計の合理化	上記情報の精度向上、FP 分布等	2018 年度以降適時
(4) 取り出し工法のさらなる合理化、適合性向上	内部詳細状況、サンプリングによる燃料デブリ性状	燃料デブリ取り出し開始以降を含めて継続

(1) は、アクセス方向の検討や燃料デブリの取り出しの動線、システム概念検討に必要な情報である。(2) は、再臨界や冷却状態の評価など安全確保のために必要であり、情報に応じて工法の保守性を合理的に見直すことが可能となる。(3) は、情報量に応じてより実機に向けて設計の合理化が可能になるものである。(4) は、取り出し開始まで、さらに開始以降も現場状況に応じた取り出し作業を実施するために必要な調査である。

また、これらの情報は、同じ情報であっても工程の進捗度合いや使用目的によって求められる精度や情報量が異なることに留意すべきである。

現在は、燃料デブリ取り出し工法方針の決定に必要な情報を第一優先として情報の分析・評価を進めている。得られる情報は、(1) だけでなく、(2)、(3)、(4) のための情報にもなるので、(1)

のための情報を取得するときに、(2)、(3)、(4) の情報も合理的に取得できるのであれば、併せて取得する。表 4.2-2 に 燃料デブリ取り出しの方針の決定及び方法の確定のために必要とされる情報の主な調査方法と重要度をまとめる。

また、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 4.2-2 に示すロジック・ツリーに基づき、(1) 実機調査による推定、(2) 解析による推定、(3) 知見及び実験による推定、の 3 項目を実施し、総合的な分析・評価を行うこととしている。これらの 3 項目の情報取得方法には、それぞれに異なる特徴を持っているため、特徴を生かした情報の取得と分析・評価が必要である。それぞれの項目の特徴を表 4.2-3 に示す。

表 4.2-2 燃料デブリ取り出し方針の決定・方法の確定のために必要とされる情報  
～検討に当たった際の重要事項と調査方法の重要度（まとめ）～

検討にあつた際の重要事項	調査（データ・情報の取得）方法				方針の決定 重要度	方法の確定 重要度
	事故進展 解析	熱バウンス法 /フロントラッキング	PCV 内部調査	RPV 内部調査		
<b>1. 燃料デブリの分布</b>						
1) 炉心部に残存する燃料デブリ（切り株状燃料を含む）の有無 ※冠水時等の臨界の可能性評価にも重要。	◇	◇	◇	◇	◇	◎
2) 燃料デブリのRPV底部内残存の程度	◇	◇	◇	◇	◇	◎
3) CRD/Wガンへの付着の程度	◇	◇	◇	◇	△	○
4) 燃料デブリのPCV移行の程度	◇	◇	◇	◇	◎	◎
5) PCVに移行した燃料デブリのMCCI挙動	◇				○	○
6) 燃料デブリのベダスタルの外への拡がりの可能性（シリアタックの可能性を含む）	◇		◇		◎	◎
<b>2. PCV・建屋の構造健全性の確保</b>						
1) 高温環境に晒されたことによる劣化評価	◇	◇			◎	◎
2) 燃料デブリによるベダスタルの損傷の有無	◇		◇		○	◎
3) 炉内構造物の損傷の有無	◇			◇	△	○
<b>3. 臨界管理</b>						
1) 切り株状燃料の残存の可能性	◇			◇	◎	◎
2) 臨界評価を行う多様な燃料デブリの状態	◇			◇	○	○
<b>4. 冷却機能の維持</b>						
1) 燃料デブリの性状を考慮した発熱量評価	◇	◇	◇	◇	◎	◎
<b>5. 閉じ込め機能の構築</b>						
1) PCV 気相部からの放射性物質の漏えい量評価	◇			◇	◎	◎
2) PCV 液相部からの汚染水の漏えい	◇			◇	◎	◎
<b>6. 作業時の被ばく低減</b>						
1) 除染方法の検討	◇			◇	○	○
2) 作業時の遮へい能力の検討	◇			◇	○	○
<b>7. 燃料デブリ取り出し機器・装置の開発</b>						
1) 燃料デブリの切削・採取方法の検討	◇	◇	◇	◇	△	○
2) 機器・装置の仕様の検討	◇	◇	◇	◇	△	○

（注）RPV内部調査により得られる内部情報は、信頼度の高いことが期待されるが、技術開発の難度が高く、初号機の工法確定時期に得ることが難しい可能性がある。  
その場合、他の手段による調査結果に基づき検討することが必要である。以降の実機装置製作の合理化に資するものとなる。  
記号 ◇：当該情報の調査方法、◎：重要度高、○：重要度中、△：重要度低  
重要度の高い調査の更なる具体的要件は、今後関係機関と調整する。

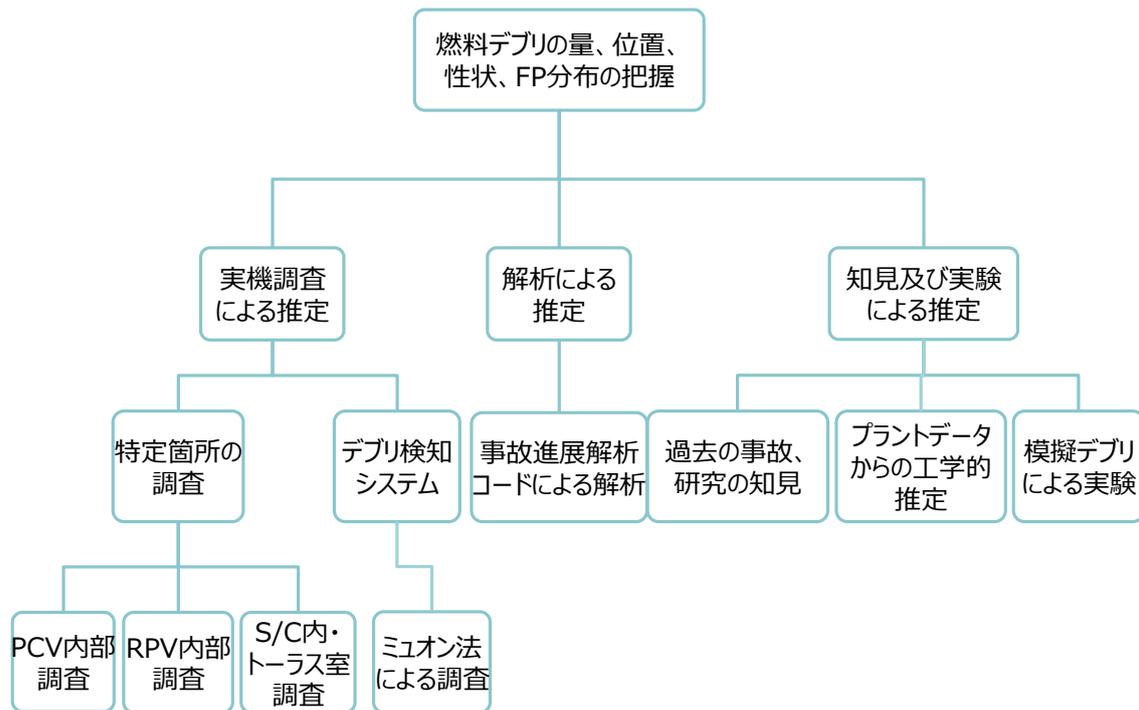


図 4.2-2 燃料デブリ・FP の状況把握のロジック・ツリー

表 4.2-3 炉内状況把握に係る情報取得方法の特徴

	手法（期待される情報）	特徴
実機調査による推定	・ PCV 内部調査による視認・計測 (燃料デブリ分布の確認、RPV 底部破損状態、シェルアタック、等を確認)	・ 実測するため、取得した情報の信頼性は高い。 ・ 局所的なデータのため、全体の把握には適さない。
	・ RPV 内部調査による視認・計測 (燃料デブリ分布の確認)	
	・ ミュオン検知 (RPV 内の燃料デブリの有無を確認)	・ RPV 内部の燃料デブリ分布の把握が可能である。 ・ 解像度より小さい燃料デブリの有無の判断はできない。
解析による推定	・ 事故進展解析コードによる解析、感度解析・逆計算による炉内状況の推定の不確かさの低減 (燃料デブリの量・位置・FP 分布、燃料デブリの量・位置等の不確かさを低減)	・ 事故時に計測ができなかったプラントパラメータの推定、燃料デブリ分布の全体的な把握に適する。 ・ 不確かさを含み、条件・モデル等により結果に差異が生じる場合がある。
知見及び実験による推定	・ 模擬デブリ作製・過去の知見 (燃料デブリ性状の機械的特性、化学的特性)	・ 実測するため、取得した情報の信頼性は高い。 ・ 模擬デブリの条件設定に依存する。
	・ 熱バランス法による熱源(燃料デブリ)評価、プラントパラメータからの考察 (燃料デブリ分布傾向の確認)	・ 測定値をベースにし、モデル等への依存性が小さい。全体的な把握に適する。 ・ 定量性は低く、燃料デブリの有無の判定のみが可能である。

#### 4.2.2 安定状態維持・管理

現在のプラントの状況は、事故以降、継続して取得されている温度、水素濃度、圧力等の PCV 内部のプラントデータから 1 号機～3 号機は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。添付 4.2 に詳細を示す。

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は鋭意進められているが、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。このため、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。

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るが、安定状態の維持・管理の点から把握し続ける必要のある情報のこれまでの状況を以下に示す。

##### (1) 臨界管理

- 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  $1\text{Bq/cm}^3$  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. 燃料デブリが再臨界に至った場合又は再臨界の可能性がある場合に、未臨界状態に戻す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%Δk 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、ホウ酸水が枯渇した場合には、約 3%Δk の反応度低下効果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、通常 6 時間、設備損傷時等を想定しても最長で 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。

##### (2) 冷却

- 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。さらに、循環注水冷却設備のうち、塩分除去（RO）装置を 4 号機タービン建屋に設置して循環ループを縮小する工事を現在進めている。この工事により循環ループ（屋外移送配管）は約 3 km から約 0.8 km（滞留水移送ラインを含めると約 2.1 km）に縮小される。

- b. 原子炉の温度等のパラメータは、上記で述べたとおり事故直後より低下して安定した値を示すようになっており、RPV 及び PCV 内の温度も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。
- c. 実施計画において、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  $5.9 \times 10^{-5}$ /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）（2011 年 12 月）」で評価された約  $2.2 \times 10^{-4}$ /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  $6.3 \times 10^{-5}$ mSv/年、特定原子力施設から 5 km 地点で約  $1.1 \times 10^{-5}$ mSv/年、特定原子力施設から 10 km 地点で約  $3.6 \times 10^{-6}$ 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。

### (3) 閉じ込め

- 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 内部の圧力は微正圧であることから、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、建屋に滞留する汚染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) PCV 内水素濃度は、前述のとおり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) 安定状態の維持・管理に向けた活動

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に関連し、また連続性があることにも留意する必要がある。加えて、燃料デブリなどの炉内状況に関して得られた情報を臨界評価や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を進めることが重要である。

### 4.2.3 現在の調査状況

現在の各号機の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の分布や性状、FP分布を直接観測することは困難である。このため、燃料デブリの分布や性状、FP分布は、取得可能な全ての情報に基づき、総合的な分析・評価を行って求める。以下に、総合的な分析・評価に用いる情報の取得・評価方法、これまでの総合的な分析・評価の状況についてまとめる。

#### 4.2.3.1 実機調査による調査状況と評価

実機調査として、PCV/RPV 内部・S/C 内部・トラス室等の特定箇所の調査やミュオンを利用した燃料デブリ検知システムによる測定を実施する。ミュオン検知技術は、宇宙線ミュオンは高密度物質が多く存在する部分でよく散乱し、存在しない部分では直進する性質を利用した測定技術である。検出方法により、透過法、散乱法、原子核乾板法等に分類できる。また、PCV 内部調査は、ファイバースコープカメラを用いた観察、滞留汚染水のサンプリング・分析、CCD カメラ、線量計、温度計を積載した無人ロボットによる調査に分類できる。

以下に、これまでの実機調査の調査状況をまとめる。

##### 4.2.3.1.1 PCV/RPV 内部調査

PCV/RPV 内部調査は、画像・機器の損傷状況、放射線量、温度等のプラントの現状に関する情報を取得することができ、燃料デブリ取り出し方針を検討する上で、有効な手法である。2015年に実施した1～3号機のPCV内部調査、RPV内部調査の検討状況を示す。また、これまでのPCV内部調査の状況について添付4.3に示す。

#### (1) 1号機 PCV 内部調査

- a. 目的：「PCV 内の1階グレーチング上」の情報取得

- b. 方法：2015年4月にPCV貫通部(X-100Bペネ)より調査装置を投入し、形状変形ロボットを用いたペデスタル外側調査(B1調査)を実施した。
- c. 得られた情報：
  - i) 既設設備(PLRポンプ、PCV内壁面、給排気ユニット(HVH)など)の大きな損傷は確認されなかった。(燃料デブリは見られなかった。)
  - ii) 線量率は10Sv/h程度である。
  - iii) PLR配管遮へい体が落下していることを確認した。
  - iv) D/W底部へのアクセスルートが確認されたが、D/W底部には堆積物が広く分布している。
- d. 考察：PLR配管遮へい体(鉛毛マット)が落下していることから、1階グレーチング部では鉛の融点328℃を超える温度になった可能性があることが推定できる。
- e. 課題：左回りの調査時にPLRポンプと空調ユニット間の場所でグレーチングの隙間に調査ロボットのクローラーがはまり込みスタックが生じたことから、ロボットのクローラー一部を確認しながらの前進後退を行うべきである。また、B1調査後に温度計を設置した際に滞留水中に堆積物の舞い上がりによる視界不良が生じた。このため、PCV内ペデスタル外側の調査(B2調査)は、2016年度に延期した。

## (2) 2号機 PCV 内部調査

- a. 目的：内部調査ロボットを用いてプラットフォーム上の落下物、損傷の有無の確認及びPCV底部付近へのアクセスルートの状態を確認する。
- b. 方法：X-6ペネを通しての内部調査ロボットによる調査を計画
- c. 得られた情報：
  - i) PCV内ペデスタル内側調査(A2調査)を計画していたが、CRDハッチ(X-6ペネ)周辺に溶出物が確認され、近傍の線量率が想定を大幅に超えていた。
- d. 課題：X-6ペネ周辺の線量低減対策が必要となったため、調査の実施を2016年度に延期した。また、X-6ペネは事象進展時の温度履歴を低く想定し、X-6ペネからの溶出を想定していなかったことから、周辺の類似箇所を含め、今後PCV補修対象範囲の再検討が必要である。なお、今回X-6ペネ周りの現場において除染に複数の手法を試みているが、予想外に時間を要している。

## (3) 3号機 PCV 内部調査

- a. 目的：PCV内の冷却状態の確認及び今後の調査方法の検討に資する情報の取得
- b. 方法：2015年10月にPCV貫通部(X-53ペネ)より調査装置(カメラ、温度計、線量計)を挿入し、線量率測定、CCDカメラによるPCV内部調査、滞留水採取を実施した。
- c. 得られた情報：
  - i) CRDレール、1階グレーチング上に堆積物が確認された。(PCV内水中の透明度は良好であった。)
  - ii) PCV内の水位は、OP：約11,800mmであり、推定値とおおむね一致していた。
  - iii) PCV内気相部の線量は、最大で約1Sv/hであった。

- d. 考察：PCV 内部の放射線量が 1～3 号機の中で最も低く、滞留水位が高いことによる遮へいの影響と考えられる。
- e. 課題：滞留水位が高いことから、PCV 内部調査においては、水位調整あるいは防水性を有する機器を用いる必要がある。

#### (4) RPV 内部調査

燃料デブリ取り出しに先立ち、RPV 内の燃料デブリや構造物の状況、環境状況を直接確認することは、取り出し作業を合理的に進めるために大変有効である。RPV 内部調査の方法として、これまでの検討において、ノズルに繋がる配管から RPV 内部にアクセスして調査することを検討した結果、適切な位置まで到達し、調査を行う方法は技術難度が高いと判断している。そこで、オペレーションフロア上からウェルシールドプラグ、PCV 上部に開口を設け、RPV 内部にアクセスし、内部調査を行う方法を開発対象に選び、実現性を確認するための開発を実施中である。主要な技術課題として、PCV 上部に開口を設けることに関し、内部からの放射性物質の放出を抑制のためのシール技術の可能性を要素試験で確認した。また、オペレーションフロアレベルからアクセスして炉心位置まで、複雑な内部構造物を貫通してアクセス孔を開ける技術について要素試験を行い、実現の可能性を確認した。さらに、現場での RPV 内部調査で、必要となるシステムの概念を検討し、調査に係るシステムとして、放射性物質放出防止対策をはじめとして、相当の準備が必要であることを確認した。

今後の課題として、穴開け加工時や調査時のシステム全体に対する要求条件を整理し、具体的な検討を通して実現性の確認を行うと共に、適用する内部調査のための技術についても具体的な検討を進める。今後、RPV 内部調査として合理的な計画改善や、現場状況を考えた各号機での実施時期の具体的な検討を進めると共に、システムの規模が大きくなる可能性があることから、技術的な実現性検討と合せ、調査ニーズに関し、調査項目と重要度の検討を深め、調査実施に伴うリスクについても考慮し費用対効果の観点からの判断が必要である。これらを計画的に行い、適切な時期に判断をしながら進めていくことが重要である。

なお、開発を進めるに当たって、他の技術開発内容や国内外の技術情報の調査を継続し、合理的な方法を柔軟に取り入れていくことが望ましい。

##### 4.2.3.1.2 ミュオン検知

ミュオン検知技術を活用した燃料デブリ分布の測定について以下にまとめる。

###### (1) 1号機

1号機については、透過法のミュオン検知による燃料デブリ分布測定を2015年2月から5月までと5月から9月までの2回実施した。これらの測定結果から、元々の炉心位置には透過法のミュオン検知の識別能力である1mを超える大きさの燃料も水もないと判断される。詳細な測定結果は、添付4.4に示す。

## (2) 2号機、3号機

2号機については、原子核乾板による透過法のミュオン検知による燃料デブリ分布測定が実施され、炉心位置には大きな高密度物質（燃料）が無いものと想定されている。測定結果を添付 4.4 に示す。

また、透過法による炉心部及び炉底部の測定を 2016 年 3 月から開始し、3 ヶ月以上のデータ測定を行った後に評価を行う予定である。

3号機についても測定計画を検討することが必要である。

### 4.2.3.2 解析による推定

解析による推定として、事故進展解析コードを用いて燃料デブリの量・位置・組成や FP 分布の推定を行う。過去のジルカロイ酸化試験や酸化ウランの溶融試験等で得られたデータを基に各解析コード固有のモデルを考案し、事故の進展に応じた注水量や SR 弁の開閉等のシナリオを入力して解析結果を取得する。

事故進展解析は、採用している計算モデル、想定シナリオに強く依存し、計算結果は不確かさを含むことになるが、炉内の各位置における燃料デブリの量、組成、FP 分布等の定量的な情報を取得することができ、事故の全体的な状況を把握するのに有効な手法である。

また、事故進展解析により事故進展時の炉内の温度履歴を推定し、その結果を用いて炉内の主要構造物及び機器の状態推定を行っている。

さらに、国際共同研究として、OECD/NEA の BSAF (Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant) プロジェクトが進められており、このプロジェクトでは、国内外の 13 機関が事故進展解析により炉内状況の推定を行っている。

以下に、これまでの解析による推定状況についてまとめる。

#### (1) 事故進展解析コードによる解析結果

事故進展解析コードである MAAP コードと SAMPSON コードを用いて、燃料デブリの量・位置及び FP 分布を推定する。両コードについては、福島第一原子力発電所の燃料デブリや FP の挙動を評価する上で必要な物理現象モデルの追加や改良などを継続して行ってきてきた。2015 年度にはこれらの改良を完了し、改良した MAAP コード及び SAMPSON コードを用いて、燃料デブリの量・位置・FP 分布等の解析を行った。添付 4.5 に MAAP コードと SAMPSON コードの概要を、添付 4.6 に事故進展解析コードの改良内容を示す。

また、2015 年度には各号機に特徴的な事象に着目した解析を行った。この解析では、感度解析によりプラント挙動のメカニズムの解明や解析の不確かさの低減にも取り組んでいる。例えば、2号機では、RPV 減圧後に 3 回の圧力上昇挙動（圧力スパイク）が測定されていたが、MAAP コードを用いて燃料デブリと注水との反応による水素・水蒸気の生成からこの圧力挙動を再現した。添付 4.7 に MAAP コードによる感度解析の例を示す。

コンクリート反応生成物（MCCI）の評価については、これまでの評価により 1号機では RPV 破損が生じて燃料デブリの大部分がペDESTAL 部へ落下している可能性が高く、コンクリートの侵食、MCCI の生成量の評価が重要であること、また、福島第一原子力発電所のペDESTAL はサンピット等を含む複雑な形状であることから SAMPSON コードの中の MCCI 評価モジュール

に浸食コンクリートの移流・拡散モデルを追加し、1号機について燃料デブリの広がり・侵食挙動評価を行った。評価の結果、1号機ではD/W床面積のかなりの部分に燃料デブリが広がる結果となった。添付4.8に1号機のMCCIの評価結果を示す。

以下にMAAPコードとSAMPSONコードによる燃料デブリの量・位置及びFP分布の解析結果をまとめる。また、事故進展解析による温度推定に基づく炉内構造物及び機器の状況の推定結果を示す。

a. 燃料デブリの量・位置

燃料デブリの量・位置の解析結果を表4.2-4に示す。事故進展解析コードには、各コードが使用しているモデルによる特性、入力シナリオが含む不確かさ等を有していることから、解析結果を使用する際には、結果に含まれる不確かさを考慮する必要がある。表4.2-4に解析結果の事故進展解析コード間及び各号機間の比較における特記すべき事項を示す。

表 4.2-4 事故進展解析コードによる解析結果 [単位：ton]

場所	1号機		2号機		3号機	
	MAAP	SAMPSON	MAAP	SAMPSON	MAAP	SAMPSON
炉心部	0	0	0	13	0	29
RPV 底部	15	10	25	58	25	79
ペDESTアル 内側	109(78)	79(130)	92(37)	76(14)	103(51)	53(20)
ペDESTアル 外側	33(52)	52(0)	102(4)	5(0)	96(6)	0(0)
合計値 (コンクリート含む)	287	271	260	166	281	181

注)ペDESTアルの内側、外側の重量は、燃料/構造物重量(コンクリートを含まない重量)であり、( )内はコンクリート重量を示す。

- ・ 1号機は、RPV破損は注水開始よりも早く、MAAPコード、SAMPSONコード共に大部分のデブリがペDESTアルに落下する傾向である。
- ・ 2号機及び3号機は、SAMPSONコードでは粒子状デブリが注水により冷却されRPV内に留まる結果となり、MAAPコードより炉心部及びRPV底部のデブリ量が多い傾向になっている。
- ・ SAMPSONコードでは粒子状デブリは1つのかたまりとしてモデル化しており、水が存在すると冷却される結果となる。実現象では冷却水が偏在し、冷却水に接しない粒子状デブリは再溶融し下部に落下することも考えられる。
- ・ SAMPSONでは炉心の外周部の一部の燃料が切り株状で残る結果となっているが、炉心シュラウドの外側に水が存在して冷却に寄与しているためであり、この水がなければ溶融して落下する。

[出典：IRID「事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化」完了報告]

b. FP分布

MAAPコード及びSAMPSONコードにより、RPV内、PCV内及び原子炉建屋内等のFP分布を解析した。解析の結果、FP核種によって両コードによる解析結果に大きな差異が見られた。

代表的な FP 核種である Cs 及び Sr の分布の解析結果を添付 A4.9-1 にまとめる。両コードの解析結果に大きな差異（不確かさ）がある理由は、FP 評価モデルの相違や評価モデルで考慮する FP 核種の化学形態が異なることによるものである。

#### c. 主要構造物及び機器の状態推定

燃料デブリ取り出し時には、現状の炉内機器の状態が必要であるが、事故時にこれらの機器が経験した環境（温度）の測定値はない。このため、事故進展解析（MAAP コード及び SAMPSON コード）による温度評価結果を元に炉内機器の状態推定を実施した。今回の推定においては解析結果からだけでなく、現場の状況等から推定される情報も参考とした。評価対象とした構造物及び機器の劣化事象は、高温変形、クリープ破断及び腐食劣化とした。それぞれの劣化事象の評価基準を添付 4.10 に示す。

評価の結果、ドライヤ（蒸気乾燥器）、セパレータ（気水分離器）、上部格子板、炉心支持板については、各号機ともクリープ変形が発生している可能性がある結果となったが、この評価結果を使用する際には、今回の事故進展解析（MAAP コード及び SAMPSON コード）には不確かさがあることを考慮する必要がある。他の炉内構造物に対する推定結果を含めた、全ての推定結果を添付 4.11 に示す。

また、今回の評価で用いた温度評価結果は、2014 年度の解析結果を参照しているため、今後最新の解析結果から影響を確認する必要がある。

なお、「圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発」において、解析に基づく事故直後の温度データを考慮し、事故直後から 40 年間の腐食減肉量を加味した耐震強度評価を行った結果、2 号機の RPV、PCV 及びペDESTAL とともに発生応力は許容値を下回ることを確認している。

## (2) OECD/NEA の BSAF における解析結果

OECD/NEA の BSAF プロジェクトの Phase-1 において、国内外の 13 機関による 1～3 号機の地震後 6 日間の事故進展解析が行われた。この解析結果を表 4.2-5 に示す。

2 号機及び 3 号機の解析結果において、燃料デブリが RPV に留まる結果と PCV に落下する結果とに結果が分かれている。これは、2 号機については炉心から下部プレナムへの燃料デブリの移行のモデル化及び最も不確かさが大きい消防車注水量の想定に依存したものと考えられる。3 号機については HPCI 注水挙動の想定（RPV 減圧時の注水量）の違い、すなわち、HPCI を駆動させる蒸気流量の最大量や周期が解析を実施した機関によって大きく異なっていることが影響したと考えられる。

OECD/NEA の BSAF プロジェクトは、Phase-1 に引き続いて Phase-2 が進められている。Phase-2 では、2015 年 4 月から 2018 年 3 月までの 3 年間を実施期間とし、11 か国 22 機関が参加し、最新の知見を取り込んで地震後 3 週間の事故進展解析を行って解析の高度化を図るとともに、FP の炉内構造物への付着状態や MCCI の特性などに関するワークショップなどを通してシビアアクシデント解析に関する知見を共有することとしている。約 2 回/年のペースで進捗（PRG）会合及びワークショップを開催し、2016 年末には中間報告を、2018 年 3 月には最終報告を取りまとめる予定である。

表 4.2-5 BSAF Phase-1 における燃料デブリ分布評価結果 [単位：ton]

領域	1号機	2号機		3号機	
	9機関	6機関	3機関	4機関	5機関
炉心部	0～3	0～14	0～32	0～21	0～36
RPV 底部	0～8	0～91	0	8～81	0
PCV	105～164	0	147～240	0	140～268

(IAE 提供)

また、OECD/NEA の SAREF (Safety Research Opportunities Post-Fukushima) においても廃炉や安全評価に関するプロジェクトが検討されており、これらのプロジェクトを通して海外の叡智を結集していくこととしている。

#### 4.2.3.3 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の3つに分類できる。

過去の炉心溶融事故としては、TMI-2 とチェルノブイリ原子力発電所 4号機の事故が挙げられる。これらから得られた知見を RPV 内挙動の推定や MCCI による挙動の推定に活用する。過去の研究からは、フランスの Phebus 炉を用いて行われた FP 試験、米国のアルゴンヌ国立研究所で行われた MCCI 試験等があり、事故進展解析コードのモデルとして成果が反映されている。

プラントデータからの工学的な推定としては、熱バランス法による燃料デブリ分布評価やプラントパラメータからの考察がある。

模擬デブリによる実験としては、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を作製し、作製した模擬デブリを用いて機械的、化学的、物理的特性等のデータを取得している。

ここでは、これまでの燃料デブリ分布の推定のためのプラントデータからの工学的な推定と模擬デブリによる実験等による燃料デブリ性状の推定状況についてまとめる。

##### 4.2.3.3.1 プラントデータからの工学的推定

###### (1) 熱バランス法による推定

RPV へ注水されている冷却水が RPV 内と PCV 内の熱源(燃料デブリ)によって滞留水温度まで昇温すると仮定した熱バランス、すなわち、入熱(注水の熱量と崩壊熱)と放熱(PCV 壁面から建屋又は大気への放熱及び燃料デブリによる冷却水の昇温)がバランスすると仮定して、RPV 内と PCV 内の燃料デブリの割合を推定した。熱バランス法による推定結果を表 4.2-6 に示す。なお、熱バランス法の概要及び推定結果を添付 4.12 に示す。

表 4.2-6 熱バランス法による燃料デブリ分布の推定結果

号機	推定結果
1号機	PCVに崩壊熱の45%相当の熱源が存在する可能性あり。(MAAPコードによる解析結果に基づきRPV内には熱源がない(RPV内崩壊熱をゼロ)として評価)
2号機	RPV内に3~6割の熱源(燃料デブリ)が存在する可能性あり。
3号機	RPV内に2~7割の熱源(燃料デブリ)が存在する可能性あり。ただし、RPV滞留水温度が注水温度に追従していないことから、RPV内に熱源として存在するデブリ量は更に少ない可能性もある。

注) PCV 底部に落下した燃料デブリの崩壊熱 (JAEA 評価では、高揮発性核種が全放出された場合、放出なしの場合の約 60%まで低減) の不確かさ、燃料デブリから床コンクリート側への放熱の可能性、PCV 側から外気への放熱における熱伝達率評価の不確かさ等の不確かさがある。 (IRID 提供)

## (2) プラントパラメータのトレンドからの推定

事故後の RPV 周囲の温度、S/C 水温、給水 (以下「FDW」という。) 系及び炉心スプレイ (以下「CS」という。) 系の注水量等のトレンドから RPV 内の熱源 (燃料デブリ) の有無について評価した。FDW 系は、BWR の通常運転時に復水器で冷却された冷却水が RPV 内へ導入される系統である。RPV 底部が健全であれば、流れ込んだ冷却水が RPV 内に溜まり水位が上昇するが、水位上昇が認められないことから RPV 底部が損傷しており、損傷箇所からペDESTAL内側に流れ落ちていると推定される。すなわち、事故後の FDW 系注水では、RPV 底部は冷却できても、炉心部分を冷却できないことを意味している。それに対し、CS 系は冷却材喪失事故時の炉心スプレイ系であり、炉心直上の炉心シュラウド内壁に沿って設置されている。CS 系注水では、炉心から RPV 底部までの空間を冷却水が流れ落ちて、当該空間の冷却が可能である。これらを踏まえて、号機ごとに燃料デブリの位置を推定した。推定結果を表 4.2-7 に示す。

なお、添付 4.13 に上記の推定方法及び結果を示す。

表 4.2-7 プラントパラメータのトレンドからの燃料デブリ位置の推定結果

号機	推定結果
1号機	RPV内に熱源が少ない可能性が高い。 FDW系の注水の流路上に熱源が存在する可能性があり、注水操作に対応して除熱された熱量がS/Cへ移動している。
2号機	RPV内に熱源がある程度存在している可能性がある。 熱源までの距離は給水ノズルN4BよりもRPV下部ヘッドの方が近い。 除熱された熱はS/Cへ移行している。
3号機	RPV内に熱源がある程度存在する可能性がある。 PCV内については、滞留水量が多いためにパラメータに変化が出にくいことから推定困難である。

#### 4.2.3.3.2 模擬デブリによる実験等に基づく燃料デブリ性状の推定

燃料デブリの取り出し・収納・保管等の検討においては、炉内に存在する燃料デブリの特性に関するデータが必要になる。このため、これまでに得られている知見（TMI-2 事故事例、シビアアクシデント研究等）に加え、模擬デブリを用いた分析・試験を実施し、これらのデータを基に燃料デブリ性状を推定している。

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の開発についても行っている。

##### (1) 模擬デブリを用いた特性の把握

模擬デブリを用いた特性評価では、金属デブリの特性、福島第一原子力発電所事故に特有な反応による生成物の特性、性状不均一性に係る特性等について評価を行っている。

###### ① 金属デブリの特性評価

燃料デブリの中の金属相に含まれることが示唆されているジルコニウムに酸素が固溶した Zr(O)等の機械的特性等を測定している。

###### ② 福島第一原子力発電所事故に特有な反応による生成物の特性評価

燃料、ステンレス酸化物、FP 元素、海水塩成分が固溶した模擬燃料デブリの生成相、機械的特性等のデータを取得している。

###### ③ 性状不均一性に係る特性評価

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、仏国 CEA において大型のコンクリート反応生成物 (MCCI) の機械的特性に関する特性評価試験を行っている。また、カザフスタンの国立原子力センターにおいては大型の金属セラミックス溶融固化体の特性評価試験として、溶融物が水冷固化した粉状の燃料デブリ及びその凝集固化物の粒度、密度、組織等の物性データを取得している。

上記の模擬デブリを用いた特性評価の結果に加え、これまでに得られている知見（TMI-2 事故事例、シビアアクシデント研究等）から燃料デブリ性状を推定し、特性リストにまとめている。具体的には、事故進展解析によって推定された燃料デブリの位置ごとに、文献調査や実験結果を踏まえた考察等により圧縮強度やウラン含有率などのマクロの性状及び機械的特性や熱伝導度のような熱的特性などのミクロ性状を推定して取りまとめている。

また、燃料デブリの外観・形状についても、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ている。添付 4.14 にこの推定結果を示す。

今後も燃料デブリ取り出しの検討に必要な燃料デブリの性状に関する情報のニーズを踏まえつつ、総合的な炉内状況の分析・評価と連携して上記の特性リストの更新を図ることにしている。

##### (2) 実デブリの性状分析

実デブリの性状（機械的特性、化学組成等）を把握することは実デブリの安全な取り出し等に必要な情報である。このため、燃料デブリの性状に関する必要な情報が洩れなく合理的に得られるように、関連プロジェクトからの分析ニーズを分析計画として取りまとめた。

また、これまでに経験したことのない状態で形成された燃料デブリ等を扱うことから分析全体フローの検討を行い必要な開発項目を抽出し、実燃料デブリ溶解法や化学形態分析方法などの分析技術の開発を行っている。合わせて、高線量試料の輸送に必要な輸送容器の検討などを行っている。これらの検討は燃料取り出し工程や分析施設の整備工程を踏まえながら着実に進めていく。

実デブリの分析施設に関しては、高線量の試料を扱える試験施設が必要であるが、現状では JAEA 等の茨城地区の既存施設が利用可能と考えられるものの、多岐にわたる要求を満足させることができないため、大熊町に放射性物質分析・研究施設（第 2 棟）の整備が計画されている。

実デブリの性状分析に関しては、分析優先度や分析頻度、分析時期等を含む分析計画を検討更新し、的確に放射性物質分析・研究施設（第 2 棟）の仕様や運営方法に反映することが必要である。なお、分析計画策定においては、燃料デブリの取り出し段階、燃料デブリの安定保管段階、廃棄体処理・処分段階の分析ニーズ、さらには事故炉の安全研究ニーズなど、中長期にわたっての分析ニーズを満足させるとともに、分析施設については必要に応じ JAEA 等の茨城地区の既存施設の活用を検討することが有用である。

得られた分析データの解析・評価に当たっては、これを利用する国内外専門家等の意見などを取り込めるような仕組みも合わせて検討することが必要である。

分析試料の収納、輸送については、燃料デブリの本格取り出しに係る収納・保管とは別に、分析試料を収納する方法、分析試料の収納容器、輸送容器等の検討が必要である。また、必要に応じ国外持ち出しに係る技術課題等の検討が必要である。

また、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た分析技術に係る課題等についての検討も並行して進める必要がある。

#### 4.2.4 炉内状況の総合評価と今後の対応

実機調査、解析による推定、知見及び実験による推定から得られた情報に基づき、炉内状況の総合的な分析、評価を行い、各号機の燃料デブリの量・位置等について、不確かさを考慮しながら炉内状況を推定する。この結果を踏まえ、現在の課題と今後の対応についてまとめる。

##### 4.2.4.1 総合的な炉内状況の分析・評価のまとめ

4.2.3.1～4.2.3.3 に示した燃料デブリ分布に関する情報に基づき、燃料デブリ分布の総合的な分析・評価を行っている。評価結果を PCV 内線量率などのこれまでのプラント調査状況と合わせて表 4.2-8 に示す。燃料デブリ分布の総合的な分析・評価に用いた情報は、例えば事故進展解析であれば、事故時に測定されたデータに欠落があることや各事故進展解析コードで採用している計算モデル、想定シナリオに依存することから不確かさを含んでいるように、いずれの情報も不確かさを持っていることから、総合的な分析・評価の結果（評価値）についても幅を持った値としている。また、代表値は、今後の燃料デブリ取り出し工法に係る各種の評価・検討において固定値を用いる必要もあることから、現時点における確からしい推定値として示している。

上記の総合的な分析・評価に用いた事故進展解析コードによる解析結果、熱バランス法及びプラントパラメータのトレンドからの推定結果、ミュオン検知、PCV 内部調査及び BSAF Phase-1 の結果から得られた情報は添付 4.15 にまとめて示す。

### (1) 1号機

1号機では、D/W 圧の記録から全電源喪失後 11 日間にわたり注水が届いていなかったとの評価がある。この評価を踏まえると、崩壊熱と Zr-水蒸気反応による熱が取り除かれず、最も過酷な状態に長時間さらされていたため、RPV が著しく損傷し、この損傷に伴い大部分の燃料デブリが RPV 外へ流出したと推定される。この推定は、事故進展解析、プラントパラメータからの推定、ミュオン検知及び BSAF Phase-1 の結果とも整合している。

#### [燃料デブリ位置の推定結果]

- ・燃料デブリはほぼ全量下部プレナムに落下、炉心部にほとんど燃料残存なし（切り株状燃料による臨界リスクは小さい）
- ・下部プレナムに落下した燃料デブリは大部分が PCV 底部に落下
- ・RPV ペDESTAL外側にも移行しているが、大規模なシェルアタックの可能性なし

### (2) 2号機

2号機は、原子炉運転停止後に RCIC が運転し、3 日間にわたり炉内の冷却を継続した。特に、原子炉運転停止直後の崩壊熱が高い期間に除熱を行えたことから、燃料溶融状態は 1号機から 3号機の中で最も低いと推定される。事故時の温度、消防車注水量等のデータがないため、評価値の幅が大きくなっている

#### [燃料デブリ位置の推定結果]

- ・燃料デブリは大部分が下部プレナムに落下、炉心部にほとんど燃料残存なし（切り株状燃料による臨界リスクは小さい）
- ・下部プレナムに落下した燃料デブリの半分以上は PCV 底部に落下、ただし、事故時の温度、消防車注水量等のデータがないため、不確かさは 1～3号機の中で最も大きい
- ・RPV ペDESTAL外側に移行している可能性があるが、その程度は 3号機よりも低い

### (3) 3号機

3号機では、原子炉運転停止後に RCIC 及び HPCI が運転し、約 1.5 日の冷却を行った。2号機と同じく、事故時の温度、注水量のデータはないものの、冷却の程度が 1号機と 2号機の間にあると推定されることから事故の過酷さも 1号機と 2号機の間位置すると推定される。プラントパラメータのトレンドから RPV 内に燃料デブリが存在すると推定され、その量は 2号機と同等あるいは、やや少ない程度になると推定される。

#### [燃料デブリ位置の推定結果]

- ・燃料デブリは大部分が下部プレナムに落下、炉心部にほとんど燃料残存なし（切り株状燃料による臨界リスクは小さい）
- ・下部プレナムに落下した燃料デブリの半分以上は PCV 底部に落下
- ・RPV ペDESTAL外側に移行している可能性があるが、その程度は 1号機よりも低い
- ・燃料デブリの下部プレナムの落下の程度や RPV ペDESTALへの移行の程度は、1～3号機の中で中位

表 4.2-8 1号機～3号機のプラント状況（燃料デブリ分布の推定含む）

燃料デブリ分布 推定) <sup>*3</sup>	1号機			2号機			3号機		
	評価値 <sup>*1</sup>	代表値 <sup>*2</sup>	評価値 <sup>*1</sup>	代表値 <sup>*2</sup>	評価値 <sup>*1</sup>	代表値 <sup>*2</sup>	評価値 <sup>*1</sup>	代表値 <sup>*2</sup>	
位置									
炉心部	0-3	0	0-51	0	0-31	0	0-31	0	
炉底部	7-20	15	25-85	42	21-79	21	21-79	21	
RPV <sup>パ</sup> デ <sup>ス</sup> 列内側	120-209	157	102-223	145	92-227	213	92-227	213	
RPV <sup>パ</sup> デ <sup>ス</sup> 列外側	70-153	107	3-142	49	0-146	130	0-146	130	
合計	232-357	279	189-390	237	188-394	364	188-394	364	
PCV内線量率	約5～10 Sv/h (2015年4月10～16日測定、水面上0.7mの気相中、グレーチング上約半周)								
漏えい確認部位他	<ul style="list-style-type: none"> <li>・サンドクッションドレン管 (㊸) 及び S/C真空破壊ラインの伸縮継手カバー (㊸) からの漏えいを確認</li> <li>・既設設備 (PLRポンプ、PCV内壁面、HVHなど) に大きな損傷なし</li> <li>・D/W底部に堆積物が広く分布</li> <li>・PLR配管遮へい体が落下</li> </ul>								
PCV内部調査等	<ul style="list-style-type: none"> <li>・RPVペデスタル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</li> <li>・PCV貫通部から調査装置を挿入することによるPCV内部調査によりPCV内の構造物・壁面に、確認した範囲では損傷なし</li> </ul>								
プラント調査状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>・主蒸気配管Dの伸縮継手周辺 (㊸) からの漏えいを確認</li> <li>・約0.75～1 Sv/h (2015年10月20日測定、水面上0.55mの気相中、X-53ベネ付近)</li> </ul>								

[単位:ton]

\*1:評価結果の範囲を示す。

\*2:複数の解析結果等を踏まえて推定した現時点における最も確からしい値を示す。

\*3:燃料デブリの重量は、燃料+溶融・凝固した構造材 (コンクリート成分を含む) の重量を示す。

〔燃料デブリ分布: IRID 提供資料を基に作成  
プラント調査状況: 東京電力公表資料を基に作成〕

#### 4.2.4.2 炉内状況把握における課題及び今後の対応

これまでに得られている炉内状況の推定結果は不確かさを有しており、炉内の実測データが得られる PCV 内部調査やミュオン検知などを確実に実施する必要がある。さらに、これらの実測データを総合的な炉内状況の分析・評価に反映することにより炉内状況の推定結果の持つ不確かさを低減することが重要である。

さらに、様々なプラントデータや実機調査の結果に加え、燃料デブリや FP の生成・移行挙動などの事故時にプラントで起こった物理現象を推定することにより継続的に炉内状況の総合的な分析・評価を行う必要がある。なお、燃料デブリ位置・分布等の把握のための不確かさの元を明らかにし、その不確かさを低減するために解析コードを活用した感度解析等を行い、総合的な分析・評価の精度を高めていく。以下に今後の主な実施事項をまとめる。また、炉内の状況把握に向けた今後の対応を図 4.2-3 に示す。

##### [実機調査による推定]

- (1) 現在計画されている PCV 内部調査（1号機 B2 調査、2号機 A2 調査及び3号機水中遊泳装置等による調査）及びミュオン検知（2号機）を確実に実施する。また、RPV 内部調査についても計画的に実施する。各号機の燃料デブリ分布の推定に対する現場データとしての裏付けをとる観点で大変重要である。特に2号機の評価では事故時の注水量が（不確かさが大きい）により、RPV 底部に残る燃料デブリの量は変化が大きいため、実機調査により確認することを目指すべきである。
- (2) PCV 内部調査、RPV 内部調査及びミュオン検知から得られるような燃料デブリや FP 分布に関する最新の情報を活用し、適宜、総合的な分析・評価の見直しを行う必要がある。
- (3) 1号機及び3号機の PCV 内部調査によると、滞留水中の構造物に堆積物が存在しているため、今後の調査、燃料デブリ取り出し方法の検討に当たっては考慮する必要がある。
- (4) 2号機 PCV 内部調査の準備作業として X-6 ペネ廻りの除染が予想以上に困難を極めて長時間を要することとなっていることから、今後、より PCV に近づいた場所の除染・線量低減には、さらなる慎重な準備と取組が必要である。

##### [解析による推定]

- (1) 事故進展シナリオの分析や事故後の燃料デブリの状態から不確かさを低減するための課題を抽出する。抽出した課題について、過去の事例や研究から得られた知見による燃料デブリや FP の生成・移行挙動などの事故時にプラントで起こった物理現象の推定や事故進展解析コードの境界条件や解析モデルを考慮した感度解析、逆解析による推定等を行い、これまでの分析・評価の不確かさを低減させる必要がある。
- (2) FP 分布については、炉内構造物に付着・滞留している FP の量・位置及び除染可能性などの燃料デブリ取り出し方法の検討に当たって考慮すべき点について、現場での線量測定の結果に加え、炉内の残存量の評価や化学的特性の知見等を踏まえ、総合的な分析・評価を行うための検討が必要である。

- (3) BSAF-2 や SAREF のプロジェクトのような国際共同研究の機会を活用し、燃料デブリや FP に関するデータ・情報に加え、海外機関による解析結果・評価を収集・整理し、総合的な分析・評価に反映させる必要がある。

[知見及び実験による推定]

- (1) 2015 年度に取りまとめた燃料デブリの特性リストについて、今後も燃料デブリの性状に関する情報のニーズを踏まえつつ、総合的な炉内状況の分析・評価と連携して継続的に確認・更新していく必要がある。

また、燃料デブリ取り出し方針の決定以降においても、実機調査等を継続し、得られた情報を基に総合的な炉内状況の分析・評価を行って、燃料デブリ取り出し工法の検討に対して、より確からしい炉内状況の推定結果を示していく必要がある。

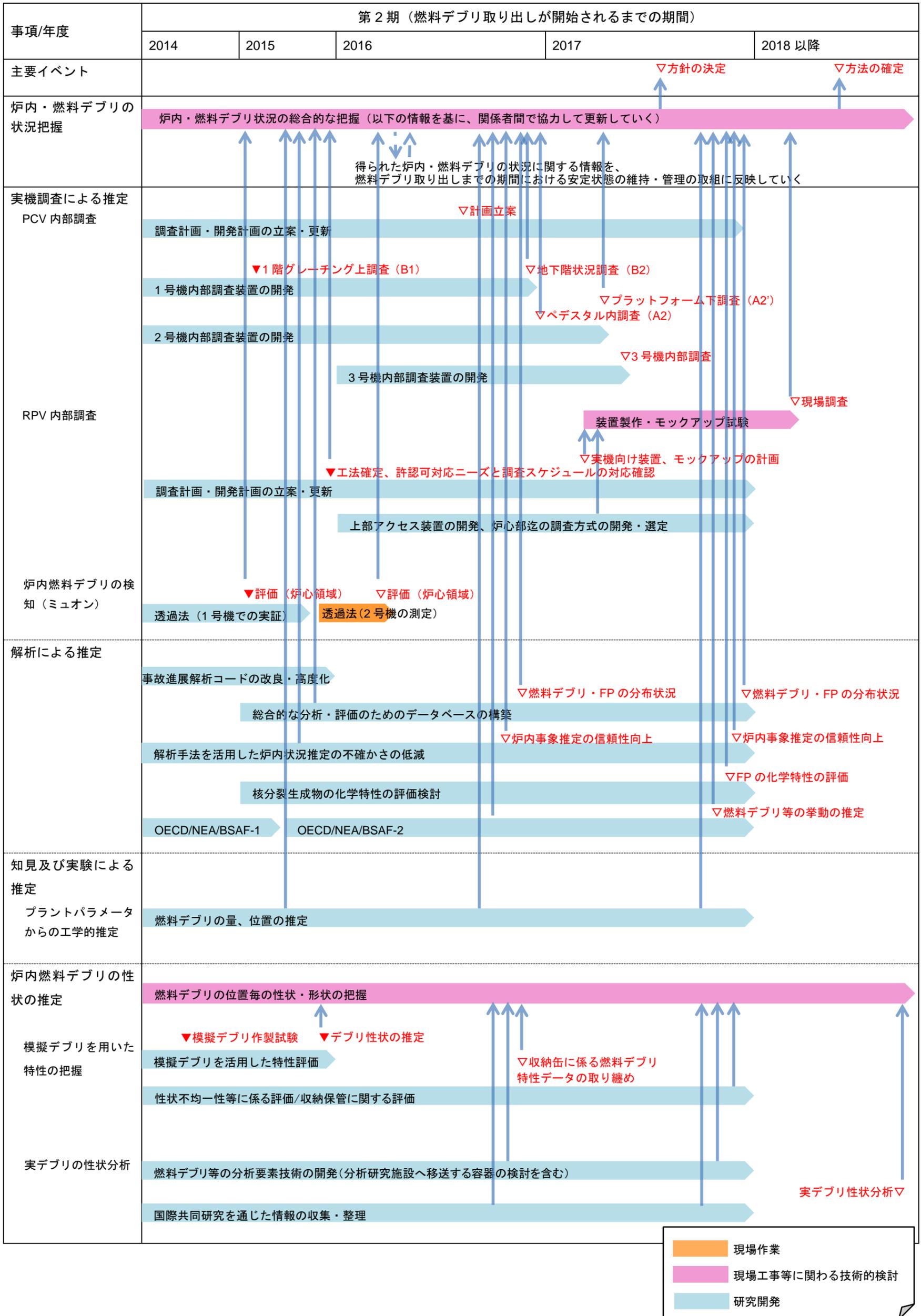


図 4.2-3 炉内・燃料デブリの状況把握に向けた今後の対応

### 4.3 燃料デブリ取り出し工法の実現性の検討

本項では、燃料デブリを安全に取り出すための工法の実現性に関する検討状況を述べる。まず、重点的に検討を進めている3工法の選定の経緯を述べた上で、それら工法の特徴を述べる。その後、工法の実現に必要な重要課題である9つの技術要件について、それぞれの取組の現状や課題、今後の対応についてまとめる。

#### 4.3.1 燃料デブリ取り出し工法の選定とその特徴

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、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検討を当初の中長期ロードマップより継続してきている。一方、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、戦略プラン2015において、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とし、合せて検討を進めている。

また、燃料デブリがRPV内に留まっていたTMI-2に比べ、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。

このような状況に鑑み、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内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を選定する。

#### (1) PCV水位レベルとアクセス方向を考慮した燃料デブリ取り出し工法の検討

##### a. 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を、以下のとおり定義する。各水位レベルのイメージを、図4.3.1-1に示す。

- 完全冠水工法：原子炉ウェル上部までの水張りを行う工法
- 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行い、気中の燃料デブリには水を掛けながら取り出しを行う工法  
(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

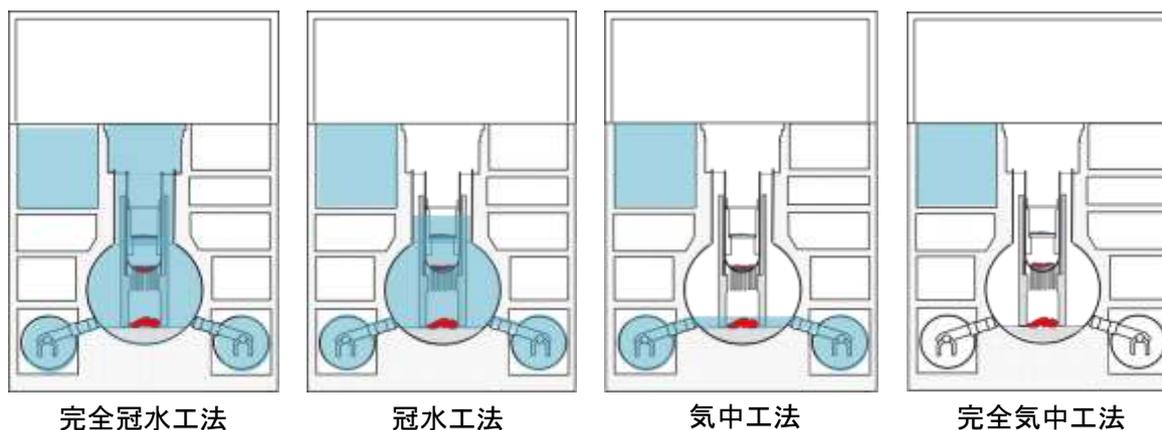


図 4.3.1-1 PCV 水位レベルに応じた工法分類

b. 燃料デブリへのアクセス方向によるアクセスルートの実現性検討

燃料デブリへのアクセス方向としては、図 4.3.1-2 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。

i) 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、これらの機器には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と想定されるため、それへの対応も必要になる。

ii) 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、X-6 ペネ（CRD ハッチ）他が配置されており、アクセス開口の大きさには制限もあるが、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 D/W 底部については、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、D/W 底部の燃料デブリへのアクセス時に干渉する可能性があるため、これらを切断、撤去する必要がある。

iii) 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で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についての懸念があること、及び、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 基部の強度低下についての懸念がある。

これに対し、基礎的な検討を行った結果、技術課題のうち、建屋地下までの地下アクセストンネル構築の掘削工事については、土木工事において実績のある工法により技術的に見通しのあることを確認した。一方、建屋地下から D/W 底部迄の上向き掘削工事については、開発課題がある。さらに、燃料デブリ取り出し工法として実現するためには以下の難度の高い課題の解決が必要である。(添付 4.16: 原子炉建屋下部からの燃料デブリ取り出しに関する可能性検討)

- 燃料デブリ取り出し作業を完全気中工法で実施できる条件が整わない場合、下からのアクセスルート構築の最終段階で、D/W 底部に開口を開ける作業時に、D/W 底部に滞留する汚染水の流出を確実に抑えること
- 上記の課題に関連し、その後の工程で下からのアクセスルートを使う燃料デブリ取り出し作業の期間を通じて、PCV 底部からの汚染水の流出抑止を長期的に確実にできること
- 寸法的に制約が厳しい、下からのアクセスルートを経由して、水密を守りながら D/W 底部に燃料デブリ取り出し装置を設置すること。合わせて、この要求を満足できる燃料デブリ取り出し装置を準備すること
- D/W 底部へのアクセス開口部から離れた範囲を網羅して燃料デブリ取り出しを行うこと
- 取り出した燃料デブリを建屋地下アクセストンネルを経由して保管施設まで搬出すること

これら課題各項目の難度は高く、解決のためには、それぞれ相当長期間をかけて、開発、検証を行うことが必要と考えられる。

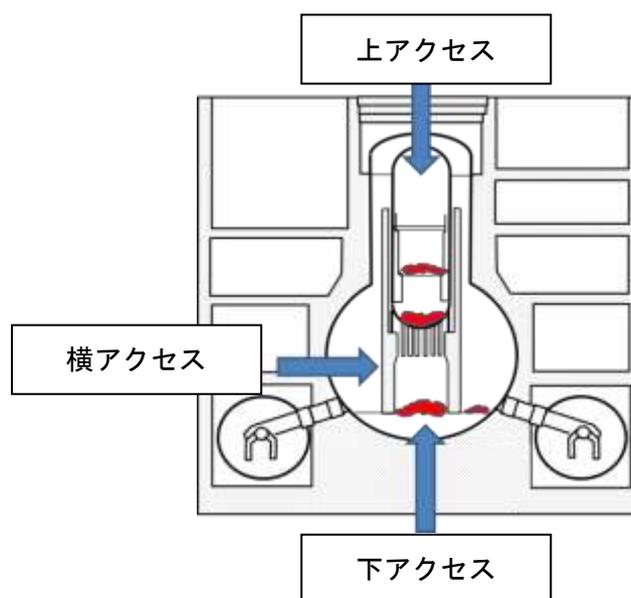


図 4.3.1-2 燃料デブリへのアクセス方向

### c. PCV 水位とアクセス方向の組合せによる工法の検討と絞り込み

燃料デブリを取り出すためのアクセス方向と PCV 水位の組合せとしては、図 4.3.1-5 に示す 12 通りの組合せが考えられ、これらの組み合わせた工法に対し、燃料デブリ取り出しの実機適用性を検討して、重点的な開発対象とする工法を選定する。

燃料デブリ取り出しは、極めて難度の高い技術開発が必要であるため、重点的に開発を進める工法選定のためのスクリーニングの観点としては、開発の実現性の見通しが高い「シンプルで開発要素の少ない」工法を優先する。これが、5 つの基本的考え方に適った進め方であると考えられる。

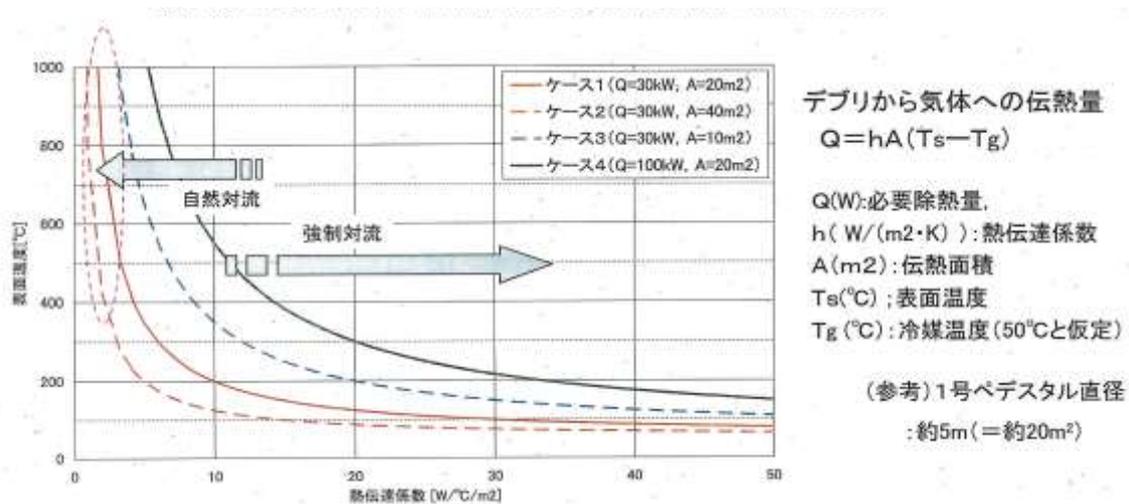
図 4.3.1-5 において、完全冠水工法及び冠水工法については、横アクセス、下アクセスでは、アクセス開口部が PCV 水位よりも低くなることから、燃料デブリ取り出し用装置、工事機材の搬入/搬出や燃料デブリ取り出しに際してアクセス口からの水の流出を防止する大規模な水密ハッチが必要となる。完全遠隔自動が前提となり、水密ハッチを介した保守や、工事トラブルへの対応も含めて、燃料デブリ取り出しを安全、確実に進めるための検討課題が多い。横アクセスによる気中工法についても、アクセス口の位置が PCV 水位より低い場合には同様である。これらについては、実機適用に向けた重点的な検討対象とはしないものとする。

下アクセスについては、(2)b.で述べたとおり、アクセスルートを構築できたとしても、その後の汚染水の管理や、燃料デブリ取り出し作業（広い範囲の燃料デブリの切り出し、アクセストンネルを経由した燃料デブリの搬出）において重大な検討課題も多く、短中期で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、完全気中工法に関し、1号機で、全燃料デブリが DW 底部ペDESTAL内側に落下し、円板上に存在すると仮定し、燃料デブリ取り出し開始目標時期（2021 年）の崩壊熱量を想定して、自然対流による空冷条件を考慮すると、DW 底部の燃料デブリ表面温度は 400°C程度になることが想定される。燃料デブリ内部では更に高温となる。（図 4.3.1-3 参照）

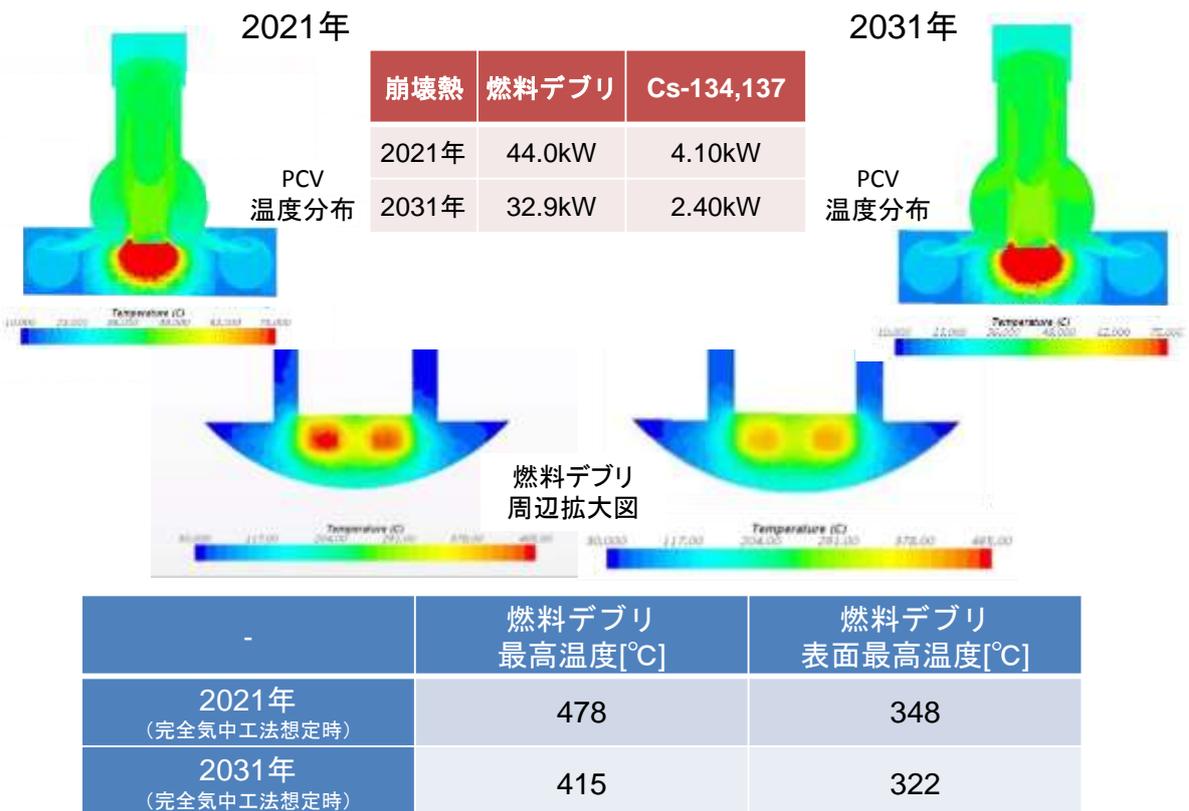
同様に、1号機を 3次元でモデル化して、空冷条件で燃料デブリの温度分布解析を行った結果の例を図 4.3.1-4 に示す。2021 年及び 2031 年に予想される燃料デブリ崩壊熱を入力条件として解析した結果として、燃料デブリ表面最高温度は、それぞれ約 350°C、約 320°Cになることが想定された。（添付 4.17 炉内空冷解析評価の概要）

コンクリート強度の維持を考えると、コンクリート温度は 100°C程度以下を目標とすべきであり、完全気中工法は、空冷による燃料デブリ冷却の困難度が高く、燃料デブリの大部分が DW 底部に残存している取り出し開始初期は、この条件を満たさないものと想定される。燃料デブリの取り出しが進み、内部に残存する量が減少することにより、あるいは、量の減少に加えて、現実性のある空冷手法を確立することができれば、完全気中工法で取り出しを行える可能性がある。



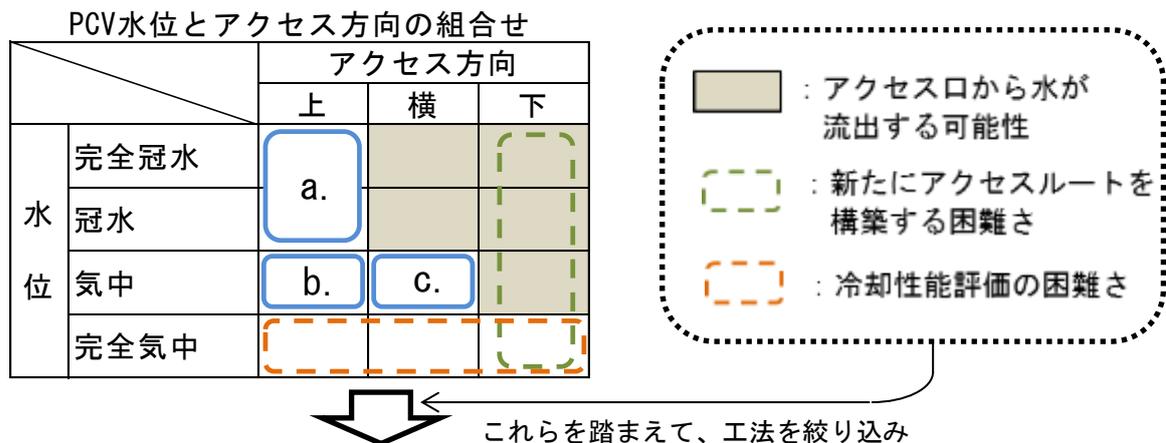
(東京電力提供)

図 4.3.1-3 1号機完全空冷時 燃料デブリ表面温度と表面熱伝達率



(北海道大学/NDF 共同解析評価)

図 4.3.1-4 1号機完全空冷時 3次元温度分布解析結果



重点的に検討する工法 と 呼称	
a. 上からアクセスする完全冠水、冠水工法	⇒ 「冠水-上アクセス工法」
b. 上からアクセスする気中工法	⇒ 「気中-上アクセス工法」
c. 横からアクセスする気中工法	⇒ 「気中-横アクセス工法」

図 4.3.1-5 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 4.3.1-5 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として、「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」を重点的に検討する。

図 4.3.1-6 に、これら 3 つの重点的に検討を進める燃料デブリ取り出し工法の概要図を示す。

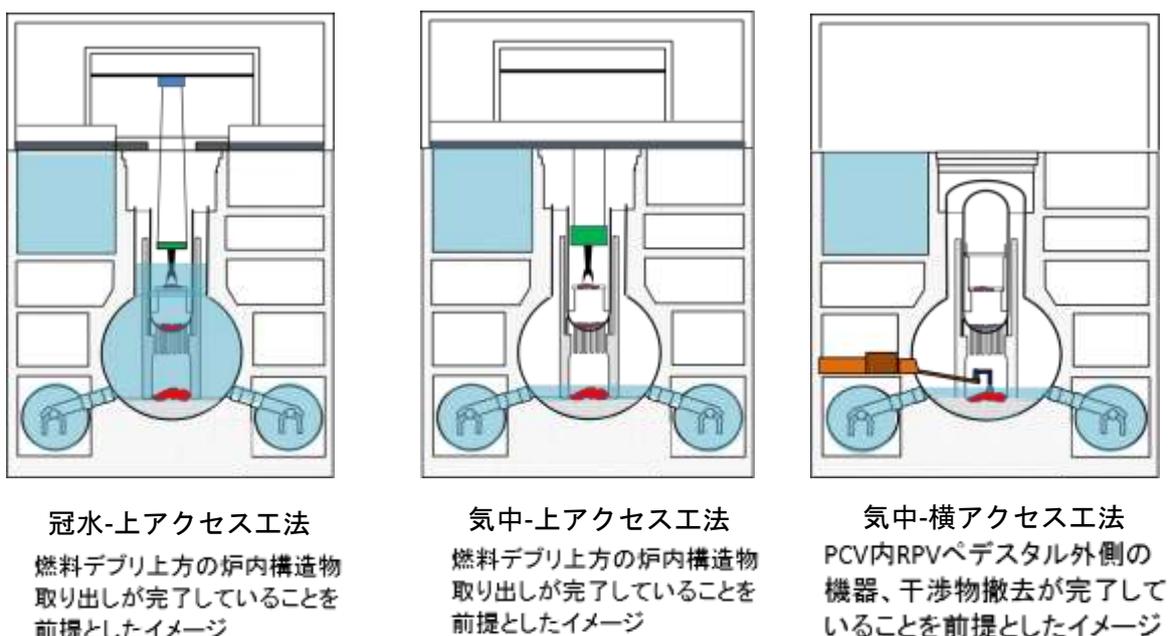


図 4.3.1-6 重点的に検討を進める燃料デブリ取り出しの概要図

実際の燃料デブリ取り出しは、これらの3工法から一つを選択するというような単純なものではなく、各号機の炉内を含むプラント状況や技術開発の状況に応じて、詳細なエンジニアリングを進めて、PCV 水位やアクセスルートを細かく設定する、あるいは、組み合わせる等様々なバリエーションが存在する。

燃料デブリ取り出し工法において、PCV 内部からの放射性物質の放出防止の考え方は、作業の安全を確立するために特に重要である。燃料デブリ取り出し作業における放射性物質閉じ込めの方法について検討を進めているが、以降の議論の参考として、重点的に開発を進めている3工法における現状の概念を紹介する。冠水-上アクセス工法の検討案を、図 4.3.1-7 に示す。閉じ込めに関しては、PCV を補修して、一次のバウンダリを構築、建屋又は建屋を覆う二次のバウンダリを構築し、それぞれ外部よりも負圧として管理する概念である。補修により完璧に漏れをなくすることが難しい可能性があるが、負圧管理や水位差管理により閉じ込めることを含めて考える必要がある。気中-上アクセス、気中-横アクセスに関する閉じ込めバウンダリの概念を図 4.3.1-8 に示す。基本的に同様の考え方であり、二重の閉じ込めバウンダリを構築して、負圧管理により放射性物質の放出を防止する。

あわせて、以降の議論の参考とするため、燃料デブリ取り出し時の燃料デブリの動線について、図 4.3.1-9 に、検討中の気中-横アクセス工法の例を示す。

PCVを補修して、一次のバウンダリを構築(赤枠)、建屋又は建屋を覆う二次のバウンダリ(青枠)を構築し、それぞれ外部よりも負圧として管理する

一次のバウンダリ(赤枠)の中をエリア区分し、汚染レベルの高いエリアから順次汚染レベルの低いエリアに向けて動くこととし、外部への汚染拡大を防止する

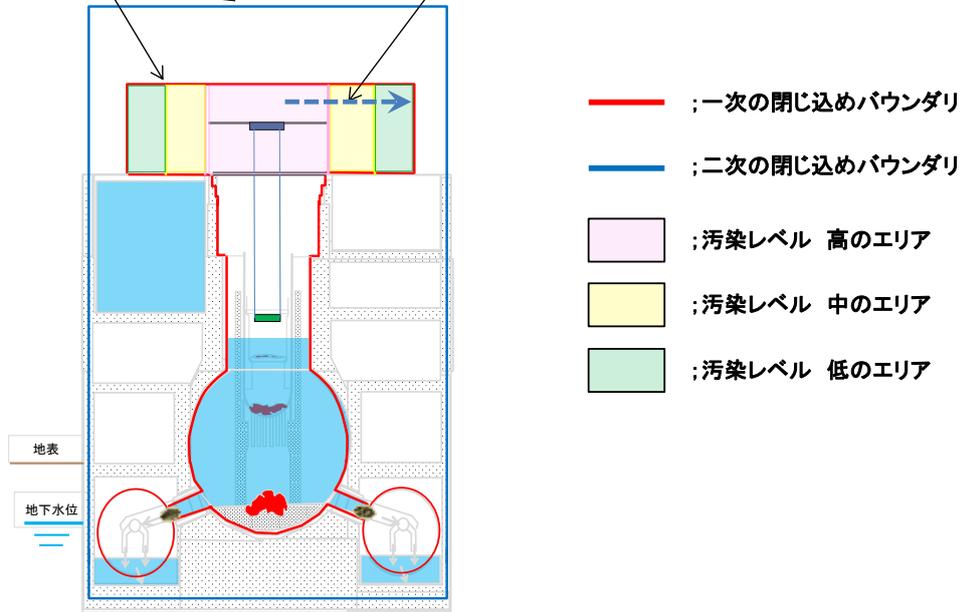


図 4.3.1-7 冠水-上アクセス工法の放射性物質閉じ込めバウンダリ検討案

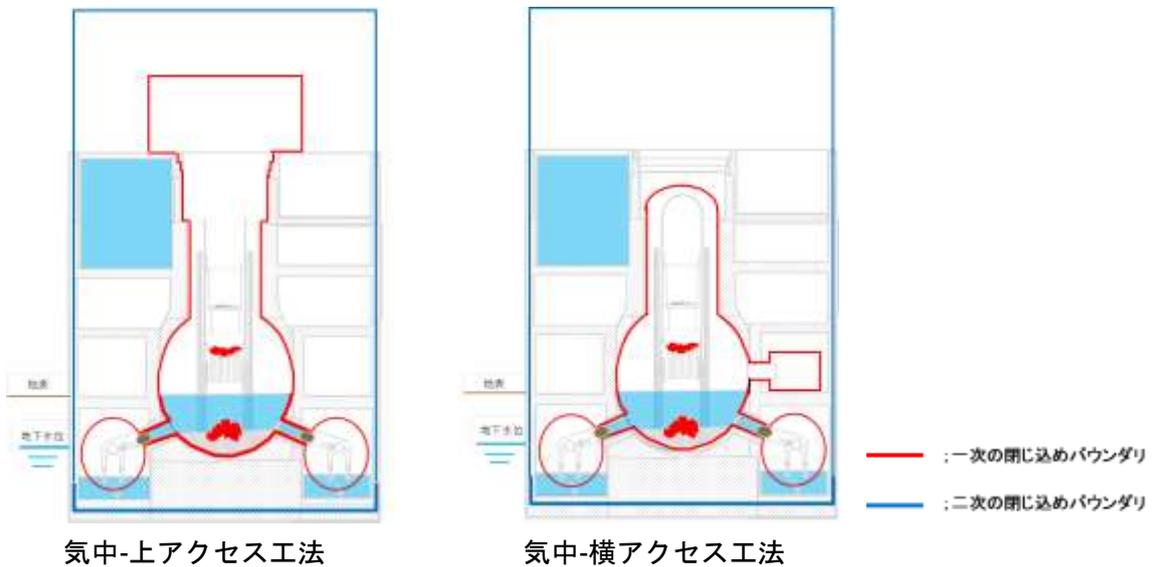


図 4.3.1-8 気中工法における閉じ込めバウンダリのイメージ

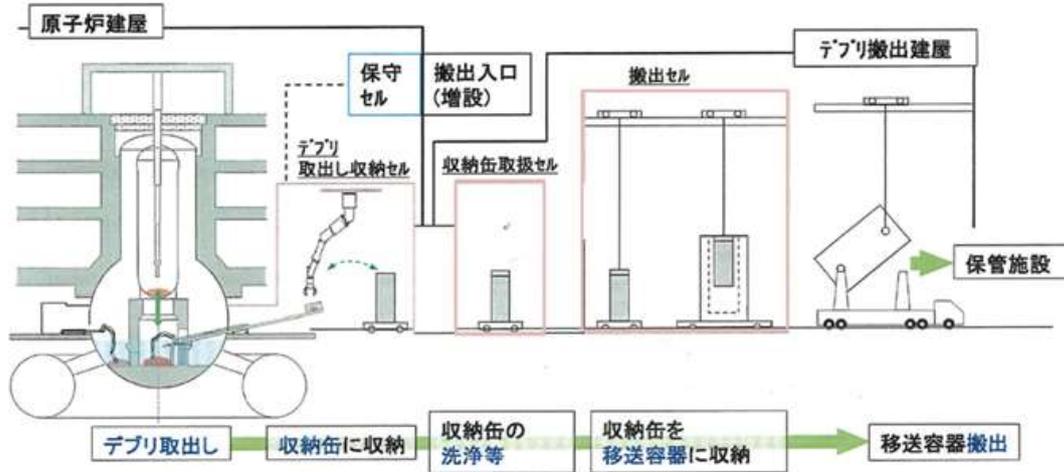


図 4.3.1-9 気中-横アクセス工法における燃料デブリの動線

(2) 取り出し工法の燃料デブリ位置への適合性検討

燃料デブリは、RPV 内（炉心部、炉底部）だけではなく、D/W 底部の RPV ペDESTAL 内側、更には RPV ペDESTAL 外側にも存在するものと推定されている。また、炉底部の燃料デブリの一部は CRDハウジングに付着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 4.3.1-10 に示す。

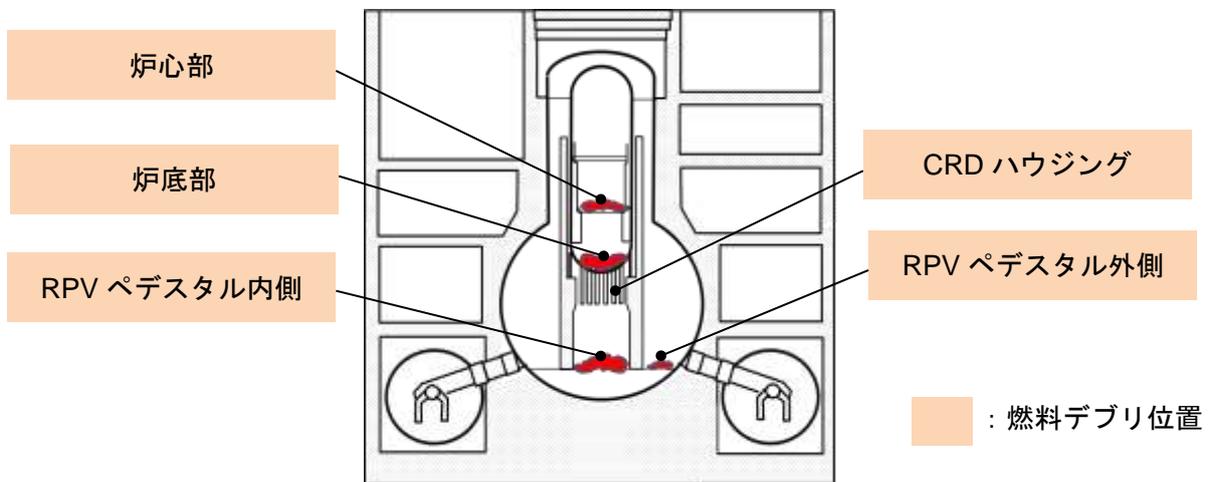


図 4.3.1-10 燃料デブリの推定分布状況の模式図

3つの工法について、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評価結果のまとめを表 4.3.1-1 に示す。(詳細は添付 4.18 表 A4.18-1 を参照)

工法の適合性として、基本的に以下が言える。

- ・ RPV 内のデブリは、上アクセスの適合性が高い。
- ・ RPV ペDESTAL 外は、横アクセスの適合性が高い。
- ・ RPV ペDESTAL 内は、上、横アクセスとも適合する。

また、想定される燃料デブリの位置（RPV 内（炉心部、炉底部、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、これらの工法を組み合わせる燃料デブリ取り出しを行っていくことが必要となることがあり得る。

表 4.3.1-1 取り出し工法の燃料デブリ位置への適合性

○：適合性大 △：適合性小

燃料デブリ 取り出し 工法	燃料デブリ位置		
	RPV 内 (炉心部、炉底 部、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	△	○	○

注) 図中△で示す箇所の燃料デブリは、工法として本質的に適合性が大きくない部位であるが、存在する燃料デブリの詳細位置、量によっては、また、取り出し工法全体としての合理性を判断した上で、実施する可能性があり得るものとする。

### (3) 取り出し工法のおもな条件への適合性について

燃料デブリ取り出し工法を現場へ適用するに当たっては、種々の制約条件への適合性を検討して、判断していくことが今後必要となる。

例えば、以下の項目が考えられる。

- ・ 今後求められる可能性のある PCV 水位に対する制約への適合性
- ・ 燃料デブリ取り出し作業と取り合いを考慮する必要がある他の現場作業との適合性
- ・ 燃料デブリ取り出し開始時期に得られる、部位による炉内状況推定の精度との適合性

号機ごとの燃料デブリ取り出し方針の検討に当たっては、号機の現場状況と、(2)項、(3)項に示した工法ごとの特徴を考え合せた上で、技術的観点から検討を行い、さらに5つの基本的な考え方と合せて判断していく。

#### 4.3.2 燃料デブリ取り出しにおける重要課題への取組

燃料デブリ取り出し方法の実現に必要な重要課題としては、以下の 9 項目の技術要件が挙げられる。本項では、それぞれの技術要件に対し、その目的及び主な要求事項を明確にするとともに、その要求事項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検討について、研究開発プロジェクト等における取組の現状（実績、計画）と評価を踏まえ、新たに検討すべき事項と今後の対応方針をまとめる。

さらに、これら 9 項目の技術要件ごとのまとめに加え、燃料デブリ取り出し方針の検討に向けて、今後進めていく工法ごとの詳細検討において、留意すべき観点を整理する。

● 燃料デブリ取り出しの安全確保に、特に関連の深い重要課題として、以下の技術要件がある。

- (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) 閉じ込め機能の確保
- (5) 作業時の被ばく低減
- (6) 労働安全の確保

● 燃料デブリ取り出しの作業に直接関連する重要課題として、以下の技術要件がある。

- (7) 燃料デブリへのアクセスルートの構築
- (8) 燃料デブリ取り出し機器・装置の開発
- (9) 系統設備、エリアの構築

燃料デブリ取り出しの安全確保に関連する技術要件として(1)～(6)に整理している。「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。

以下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。

- 安全確保の目的は、①住民と環境、②作業者を放射性物質の影響から守ることである。
- 過酷事故が発生した後の現存状態を前提として、燃料デブリ取り出し完了による現状レベルからのリスク低減が目標である。各号機とも、事故時の揮発性 FP 放出及び崩壊熱は減衰したものの、原子炉建屋、PCV 等の施設は事故により損傷した状態であり、高放射線環境となっている。
- 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（定常作業時及び想定される異常時）中において、現存状態からのリスクの増加を極力小さくして、ある限度以下に抑える。限度については、住民と環境への

影響を評価して、今後検討していく。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。

- また、外部事象（地震、津波、竜巻他）に起因するリスクの検討を行い、その対応については、過酷事故後のプラントであることを踏まえた深層防護の考え方を検討する。
- 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、原子力規制委員会との積極的対話を講じつつ、安全確保に係る対処方針や観測データを早期に示すなどの対応が必要である。

#### 4.3.2.1 PCV・建屋の構造健全性の確保

##### (1) 目的

事故で損傷した原子炉建屋、PCV、RPV 等が、燃料デブリ取り出し中の通常時及び地震時に、以下の安全上重要な機能を維持できること。

- ① 原子炉建屋が PCV、RPV 等の重要機器・設備の支持機能を維持すること。
- ② PCV が放射性物質の大量放出を防止すること。
- ③ RPV が冷却水供給流路を維持すること。

図 4.3.2-1 に評価対象である原子炉建屋、PCV、RPV 等を示す。

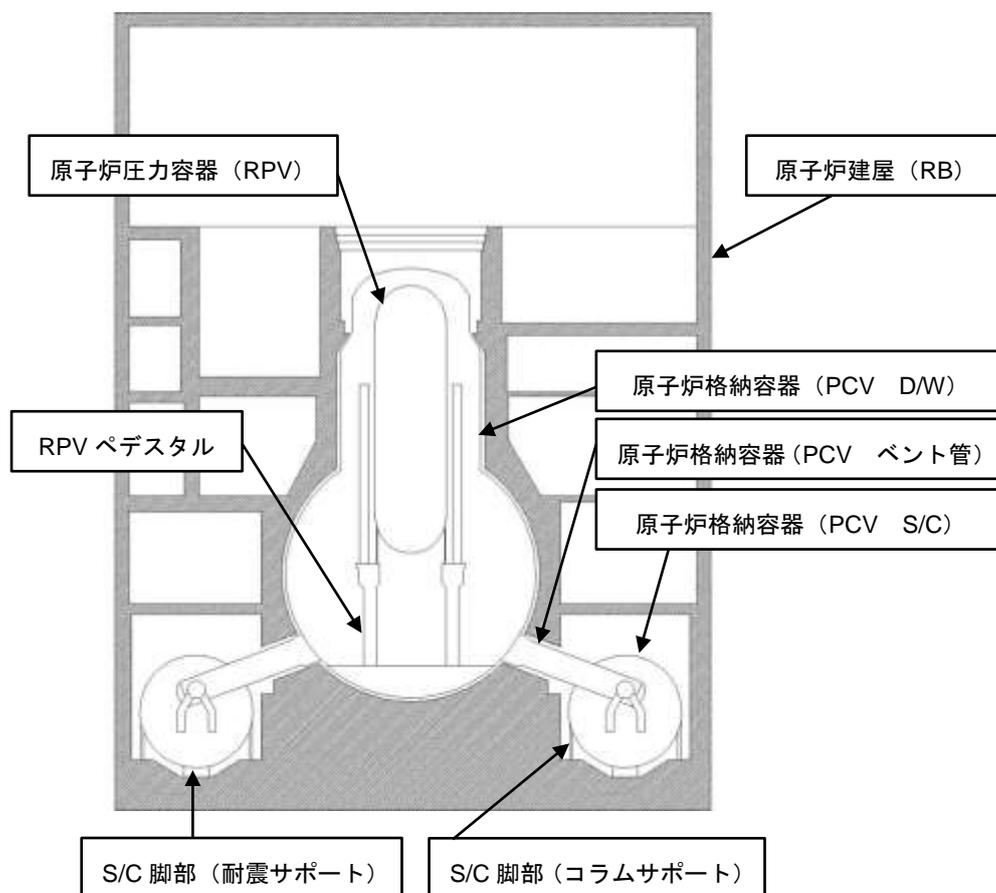


図 4.3.2-1 評価対象

##### (2) 主な要求事項

###### a. 冠水工法及び気中工法の耐震成立性の評価

冠水工法及び気中工法において、それぞれ、大規模な地震時においても、(1)①～③に示した必要機能が確保されることを評価する。

評価に当たっては、以下を考慮する。

- ・事故で損傷した設備等であることを考慮して適切な地震動、評価クライテリアを設定すること。

- ・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。
- ・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、止水用機材、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。

b. RPV/PCV 及び配管等の腐食抑制策の開発と実機適用性の確認

今後の廃炉作業に向け、長期にわたってRPV/PCV 及び必要な配管等の腐食の進行を防ぎ、現状を維持するための腐食抑制策を開発し実機適用性を確認しておくこと。

(3) 取組の現状と評価・課題

a. 冠水工法及び気中工法の耐震成立性の評価

これまで、冠水工法及び気中工法の耐震成立性の評価に関して、以下の取組が進められている。

- ・損傷を考慮した原子炉建屋の耐震安全性評価
- ・高温履歴後に冷却水供給の影響を受けた鉄筋コンクリート製 RPV ペDESTALの剛性・耐力の評価
- ・上記も踏まえ、更に RPV、PCV 等の腐食も考慮した冠水工法、気中工法の耐震成立性の評価
- ・燃料デブリ取り出しに関わる様々な条件設定の評価のための簡易耐震評価法の開発

以下にそれぞれの項目に関して、これまでの取組により得られた知見の概要と課題を示す。

i) 損傷を考慮した原子炉建屋の耐震性評価

福島第一原子力発電所 1～4 号機の原子炉建屋の耐震安全性評価については、東京電力により以下の検討等が実施されている。

- ・東北地方太平洋沖地震（モーメントマグニチュード Mw9.0 の巨大地震）時の原子炉建屋の応答の評価
- ・事故時の水素爆発による原子炉建屋の損傷を考慮した耐震性の評価
- ・原子炉建屋鉄筋コンクリート耐震壁の劣化調査

それぞれの項目について、概要を以下に示す。

東北地方太平洋沖地震時の加速度記録が原子炉建屋基礎版で得られており、その記録波を入力した原子炉建屋の応答は現行の設計用基準地震動 Ss（600Gal）に対する応答を若干上回る箇所もあるものの、評価基準を下回ると評価されている<sup>9</sup>。

また、水素爆発による建屋の損傷状況を考慮し、原子炉建屋の主要耐震壁や使用済燃料プールの耐震安全性評価が実施されており、基準地震動 Ss に対する応答は、判定の目安である評価基準に対して裕度を有している結果が示されている<sup>10</sup>。

<sup>9</sup> 原子力安全・保安院「東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について（建築物・構造、機器・配管系の地震応答解析結果）（東京電力（株）福島第一、第二原子力発電所）」2011年12月

<sup>10</sup> 東京電力「福島第一原子力発電所1～4号機本館建物の基準地震動 Ss に対する耐震安全性評価」規制委員会特定原子力施設監視・評価検討会（第4回）資料 5-1、平成25年2月21日

東京電力は、原子力発電プラント設計用の新規規制基準に基づく福島第一原子力発電所サイトの検討用地震動（900Gal）も評価している<sup>11</sup>が、事故で損傷した建屋や PCV 等については、いまだに高線量の環境下で補修や補強も容易でない状況にある。このような状況で原子力発電プラントと同様な高い安全マージンを見込んだ設計用地震動や評価クライテリアを用いた場合には、燃料デブリ取り出し用の架構や機器設備等により高い耐震強度を確保するため工期が延びる等により、燃料デブリ取り出しによるリスク低減が遅れることにつながる可能性もある。したがって、燃料デブリ取り出し用の架構や設備等についての評価や設計に用いる地震動や評価クライテリアについては、サイト全体の最適ナリスク低減につながるような観点で適切に設定されるべきと考えられる。

事故後の劣化状況の調査として、爆発による損傷が比較的大きいが、線量が比較的低い 4 号機において定期的な調査が実施されてきている<sup>12</sup>。これらの調査結果によれば、主要な耐震壁や使用済燃料プールの壁等に鉄筋の腐食につながるような有害なひび割れの発生は生じていない。また、各部位のコンクリート強度の毎回の調査結果においても設計基準強度 22.1 N/mm<sup>2</sup> に対しておおむね 35 N/mm<sup>2</sup> 以上の調査結果が得られており、劣化の影響は見られていない。1 号機～3 号機においても線量低減が図られ状況が改善された場合に同様な劣化調査が実施される必要があるが、これまでの 4 号機の調査結果からは、劣化による影響は比較的小さいと考えられる。

## ii) 高温履歴の影響を受けた鉄筋コンクリート製 RPV ペDESTALの耐力・剛性の評価

MAAP 及び SAMPSON 等の事故進展解析コードを用いて 1 号機～3 号機についてそれぞれ事故進展解析評価が実施されており、その結果、溶融した燃料が RPV 底部から鉄筋コンクリート製 RPV ペDESTAL内部に落下している可能性が示されている<sup>13</sup>。したがって RPV ペDESTALは高温履歴の影響を受け、その耐力・剛性が低下していると考えられる。

燃料デブリ落下による高温履歴やその後の冷却水注入による湿潤環境下での鉄筋コンクリート製 RPV ペDESTALの耐力や剛性への影響を評価するため、IRID において温度や試験体サイズ等をパラメータに種々の実験が実施されている。このうち RPV ペDESTAL 1/6 縮小試験体を用いた耐力試験においては、常温の場合と 400℃及び 800℃の高温履歴を与え、その後水中暴露した試験体の計 3 体について、RPV 等の上部の積載荷重を負荷した上で試験体が破壊するまで水平繰返し荷重を与えた実験を実施している<sup>14</sup>。この試験結果によれば、800℃の高温履歴後水中暴露された試験体においても最大耐力及び終局変形は、常温試験体の約 70%程度となっており、現行の Ss 地震力を上回る耐力を有していると評価されている。

今後は、PCV 内の調査結果等の最新の知見を踏まえて、RPV ペDESTALの耐力評価も見直される必要がある。

<sup>11</sup> 東京電力「東京電力福島第一原子力発電所の外部事象に対する防護の検討について」規制委員会特定原子力施設監視・評価検討会(第 27 回)、平成 26 年 10 月 3 日

<sup>12</sup> 例えば、東京電力「福島第一原子力発電所 4 号機原子炉建屋の健全性確認のための定期点検結果（第 9 回目）について」平成 26 年 7 月 31 日

<sup>13</sup> IRID「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」平成 27 年 11 月

<sup>14</sup> IRID「圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発」平成 27 年 11 月

また、事故進展解析等の分析に基づき溶融した燃料が RPV ペDESTAL 底部に落下していると推定されており、今後の PCV 内や RPV ペDESTAL 内部の調査等により燃料デブリの実際の広がり状況の分析を行った上で、必要に応じ燃料デブリの RPV ペDESTAL への侵食の影響も評価する必要がある。

iii) 上記 i) 及び ii) を踏まえた冠水工法、気中工法の耐震成立性の評価

これまでの IRID における研究開発において、冠水工法（PCV 上部までの完全冠水の条件）及び気中工法（現状水位の条件）適用時（デブリ取り出し時）の耐震成立性の評価として、燃料デブリ取り出しに必要なオペフロ上部のコンテナや機器設備の概略重量、冷却水重量や PCV 下部止水に用いる止水材重量等を考慮した上で、現行 Ss(600Gal) に対しての RPV 及び PCV やその周辺の機器・設備の耐震安全性評価を実施している<sup>14</sup>。特に、S/C 脚部等については、詳細なモデルを用いた弾塑性 FEM 解析による評価が 2015 年度から進められている。また、S/C 脚部の耐震裕度が小さい場合を想定して、水中不分離の高流動モルタルをトラス室に充填する工法も補強の選択肢として技術開発が進められている。この場合、トラス室の床面の位置が上昇することになるため、トラス室水位と地下水位の逆転が生じないように、適切な水位管理を行う必要がある。特に 1 号機は、トラス室水位と地下水位の水位差制御のマーヅンを 1.0m 程度とした場合は、その建屋内水位設定がトラス室床面の位置（OP-1230mm）とほぼ同じレベルとなる可能性がある。

2016 年度においては、燃料デブリ取り出し方針の決定や方法の確定に資するために、大規模な地震に対しても(1)に示す RPV/PCV の重要機能への影響評価を行い、S/C 脚部等の万一の損傷の可能性がある場合はそれに対する波及的影響評価も実施し、その場合の対応策（防止策、緩和策）を考察した上で、その見直しを確認するために、必要に応じ詳細な解析や実験等を実施し、その検証も必要である。

iv) 燃料デブリ取り出しに関わる様々な条件に対する簡易耐震評価法の開発

今後、燃料デブリ取り出し工法を検討する上で、冠水工法における水位をパラメータとする場合や、燃料デブリ取り出しのためのコンテナや取り出し装置の重量をパラメータとした耐震成立性の概略の見直しを迅速に得る上で、簡易耐震評価法の開発が進められ 2015 年度までで開発を終了している。

b. RPV/PCV 及び配管等の腐食抑制策の開発と実機適用性の確認

福島第一原子力発電所 1～3 号機においては RPV、PCV は、事故発生後、海水に晒されたことや高温の燃料デブリ落下による侵食等の影響により腐食の進行が懸念されている。今後の廃炉作業に向け、長期にわたって RPV/PCV などの構造材及び必要な配管等の腐食の進行を防ぎ、現状を維持するための腐食抑制策の実機適用性を確認しておく必要がある。

現在、福島第一原子力発電所では、燃料デブリの冷却のために循環注水及び水素爆発防止のために PCV への窒素封入が実施されている。窒素雰囲気では水中の溶存酸素濃度が低下することから鋼材の腐食進行は抑制状態にあると推定される。今後、燃料デブリ取り出し時には PCV が開放されることから周囲の大気が流入、水中の溶存酸素濃度が上昇し、腐食が進行する可能性がある。腐食の進行により、構造材料の耐震強度、PCV・S/C のバウンダリ維持機能に

影響を及ぼすことが懸念される。窒素封入に代わる腐食抑制策として、防錆剤の冷却水中への添加が有望であるが、検討中である臨界防止剤の添加、小循環ループの水質維持に対して相互に影響を及ぼすことになることを考慮する必要がある。

防錆剤の候補として一般の水処理系で使用されている代表的な無機酸化被膜型防錆剤やリン酸塩の沈殿被膜型の防錆剤も候補に加え、放射線による影響や臨界防止剤による影響、小循環ループの水質維持装置への影響等も含めて、防錆効果を確認してきた。それらの結果を総合的に判断して、以下の4種類の防錆剤に絞り込みを行った。

- ・ タングステン酸ナトリウム（酸化被膜型）
- ・ 五ホウ酸ナトリウム（酸化被膜型）
- ・ 亜鉛/炭酸ナトリウム混合リン酸塩（沈殿被膜型）
- ・ 亜鉛/モリブデン酸ナトリウム混合リン酸塩（酸化被膜＋沈殿被膜型）

今後、実機適用性（局所腐食の防止、既設水処理設備全体への影響等）の観点から更なる絞り込みを行うこと、実機適用のための腐食抑制システムの概念設計、管理要領の策定等が課題として残っている。

#### (4) 今後の対応

燃料デブリ取り出し方針の決定や方法の確定に資するため、2015年度までの評価結果に基づき、今後取り組むべき事項を以下に示す。

##### a. 冠水工法及び気中工法の耐震成立性の評価

2015年度までの耐震性評価の成果を踏まえ、以下を実施し、冠水工法及び気中工法の耐震成立性の見通しを得る。

###### i) 大規模地震時における安全シナリオの構築

大規模な地震に対しても(1)に示す RPV/PCV の重要機能への影響評価を行い、S/C 脚部等の万一の損傷の可能性がある場合はそれに対する波及的影響評価を行い、その場合の対応策（防止策、緩和策）を考察する（安全シナリオの構築）。

###### ii) 安全シナリオ構築のための耐震性・影響評価の手法を開発

上記 i) の大規模地震時における安全シナリオ構築のために必要な PCV/RPV、S/C や RPV ペDESTAL 等について耐震性・影響評価の手法を開発する。

###### iii) 安全シナリオの高度化

上記 ii) の耐震性・影響評価手法の高度化を図るために、実際に想定し得る地震荷重、拘束条件を踏まえた RPV/PCV の耐震性・影響評価の検証方法を考察する。必要に応じ、検証のための詳細解析や試験を実施し、安全シナリオを見直す。

##### b. RPV/PCV 及び配管等の腐食抑制策の開発と実機適用性の確認

今後の廃炉作業に向け、長期にわたって RPV/PCV 及び必要な配管等の腐食の進行を防ぎ、現状を維持するための腐食抑制策の実機適用性を確認しておく必要がある。今後は、これまでの評価で絞り込まれてきた防錆剤について、実機適用性（局所腐食の防止、既設水処理設

備全体への影響、臨界管理との整合性等)の観点から更なる絞込みを行うとともに、実機適用のための腐食抑制システムの概念設計、管理要領の策定等を行う。

#### 4.3.2.2 臨界管理

##### (1) 目的

燃料デブリを取り出す過程における注水や取り出し作業等に伴い、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こと。

##### (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について準備期間・燃料デブリ取り出し期間を通じて臨界を防止する技術、万一再臨界が発生した場合でも未臨界状態に移行させることによって作業員の被ばく及び環境への影響を防止する技術を組合せて臨界管理の方法を確立することが必要である。

臨界管理の方法を確立するための要求事項を以下に示す。これらは冠水工法・気中工法に共通である。

##### a. 再臨界可能性の評価及び臨界時挙動評価を踏まえた臨界管理の方法の確立

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。さらに、上記の評価結果を基に臨界管理の方法を検討して、現場への適用性を検証していく必要がある。

臨界評価及び臨界管理手法の確立に向けて、満足すべき主な要求事項としては下記が挙げられる。

- 複数工法を想定した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
- 臨界管理を行うためのシステム・設備について概念が構築されているとともに実現性が評価されていること

##### b. 臨界管理を行うための技術開発

##### i) 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検出できること

## ii) 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
- 広く分布している燃料デブリの部分的な再臨界に対して、過剰な被ばく影響が生じることのないように検出できること

## iii) 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システムへの影響等、設備の健全性が維持されること

## (3) 取組の現状と評価・課題

### a. 再臨界可能性の評価及び臨界時挙動評価を踏まえた臨界管理の方法の確立

#### i) 再臨界の可能性評価

複数工法を念頭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臨界シナリオを特定するとともに、臨界評価結果・炉内状況総合的把握における各号機の推定結果と合わせて想定される燃料デブリ堆積位置ごとの臨界発生の可能性を評価している（図 4.3.2-2）。

燃料デブリ取り出し方針の決定に当たって、臨界管理の観点から PCV 水位をどこまで上昇させることが可能であるかを示すため、炉心部の残存燃料（切り株状燃料を含む）・RPV 下部ヘッド及び PCV 底部の燃料デブリを想定して、臨界抑制のための必要ホウ素濃度評価及び純水による PCV 水位上昇の可能性検討を実施している。解析における過剰な保守性を排除するために 2015 年度には可燃性毒物/FP として燃料集合体に含まれているガドリニアを考慮する方法・燃料集合体の詳細組成を用いた炉心部残存燃料評価方法を検討した。

臨界抑制のための必要ホウ素濃度についてはウラン濃縮度・ガドリニア濃度の設定方法について検討を進めている。一方、純水による水位上昇の可能性として、RPV 下部ヘッドまでの水位上昇については燃料デブリ組成として炉内構造物や FP 等を現実的な範囲で考慮した場合には再臨界となる可能性が低いことが示されている。さらに、炉心部までの水位上昇については、炉内残存燃料が 1 号機の場合は 3 層リング以下、2 号機の場合は 5×5 体より小さければ再臨界となる可能性が低いことが示されている。これらの成果は炉内状況総合的把握とも共有して今後の調査計画に反映していく必要があるが、PCV 内が明らかになっていない状況で臨界の可能

性を完全に否定することは難しく、方針決定では万一の臨界発生の可能性を念頭に影響緩和策も含めて判断をしていく必要がある。さらに、方針決定や方法確定、作業開始の意思決定に向けて臨界発生の可能性に対する情報は不可欠となることから、臨界評価条件である燃料デブリ組成等について統計的取扱いを取り入れるなどによって、限定的なデータを基に臨界発生の可能性を総合的に把握するための手法を検討する必要がある。

燃料デブリ取り出し時には、デブリの形状変化によって反応度が投入され得るため、臨界評価に基づき作業 1 回あたりのデブリ取り出し量制限値の設定などを検討している。

## ii) 臨界時挙動評価

影響評価手法の開発においては、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ている。2015 年度は PCV 上部水張りを想定した評価モデルを開発して 2 号機を想定した臨界時挙動評価を実施した。その結果、PCV 水張り速度を 1cm/h 以下に制限することによって炉内残存燃料が 380 体以下であれば臨界発生時でも作業員の被ばく・環境への影響を平常時基準値以内に抑制できる結果を得た（図 4.3.2-3）。今後、臨界検知時間の見直しや評価条件の保守性の更なる合理化を行うことによって評価結果は変更となり得るが、2 号機において実施中のミュオン測定（透過法）による炉内調査結果は、純水水張り時の臨界管理の成立性を検討する上で重要なデータのの一つとなる。

また、燃料デブリ取り出し時の臨界時挙動評価に必要な解析機能を検討して課題整理を行った。2016 年度には燃料デブリ取り出し時の臨界時挙動評価を実施するための条件設定などを検討していく。

## iii) 臨界管理手法の確立

上記の臨界評価・臨界時挙動評価の結果を基に、複数工法に対応する臨界管理の基本的な考え方を整理した（表 4.3.2-1）。PCV 水張り時の臨界管理方法については、臨界防止の観点からはホウ素等の溶解性中性子吸収材を冷却材として使用することが望ましいが、冷却材からの核種除去を含む水質管理設備の実現性などの課題があるため、純水水張りの可能性についても並行して検討を進めている。また、臨界管理を行うためのシステム・設備について概念検討を実施している。

今後、臨界管理を行うためのシステム・設備について現場への適用性を確認していく必要がある。そのため、概念検討を通じて抽出される燃料デブリ取り出しシステム・装置や循環冷却システムへの要求性能を提示していくとともに、取り出し方法検討やシステム成立性確認の結果を臨界管理手法に反映させていくことが重要となる。

また、臨界管理の妥当性を評価するためには臨界管理の目標を明確化していくことが必要となる。その際、現場作業に伴う作業員の被ばく量の低減・燃料デブリ取り出しの実現及び他の安全要件の実現性を考慮すると過剰な設備の設置は避けるべきであり、十分かつ現実的な目標を設定するとともに妥当性を示すためのデータに基づく論理を構築することが重要となる。

## b. 臨界管理技術の開発

### i) 臨界近接監視手法

廃液処理・冷却設備への適用に向けた臨界近接監視手法として、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。本システムは廃液処理・冷却設備においてデブリの蓄積の可能性があるタンク又は配管の外側に検出器を近接して設置する。要素試験では、廃液処理・冷却設備の周囲で想定される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。また、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。

PCV/RPV 内におけるデブリ取り出し作業への適用に向けた臨界近接監視手法の開発は 2014 年度に開始しており、2015 年度までに上記で開発した技術も参考にデブリ取り出し作業中に適用可能性のある手法を組合せたシステム概念を確立した。本システムはデブリ加工位置の近傍に中性子検出器を設置して、デブリを加工している間の中性子計数率の変化を計測して未臨界状態を分析するものであり、デブリ近傍で想定される高ガンマ線環境下における検出器の動作確認を行う必要がある。

### ii) 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の FP ガス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。

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、PCV 内部で想定される高ガンマ線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 ガス管理設備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。また、2015 年度には 1 号機のガス管理設備測定データを分析することによって、主に自発核分裂に由来する Kr-87/88 が測定可能であることを確認し、複数の短半減期核種の測定結果を考察することによって一定の誤差を持つものの現状の中性子源増倍係数を推定できることを確認した。中性子源増倍係数は各号機の臨界の可能性の程度を把握する上で貴重な測定データとなることから、1 号機のみならず他号機への適用も念頭に開発を継続すべきである。

ガンマ線検出による再臨界検知において、検知時間は、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、臨界時挙動評価・被ばく評価の結果を踏まえて要求される検知時間を定量的に算出していく取組が必要である。

### iii) 臨界防止技術

臨界防止技術の開発では、溶解性中性子吸収材の常時注入の可能性検討及び非溶解性吸収材の開発が進められている。

溶解性中性子吸収材では防錆剤としても作用する五ホウ酸ナトリウムが候補材として抽出されており、材料腐食試験の結果、ホウ素濃度 2,000ppm 以上の条件で PCV 材料が健全に維持される見通しが得られた（図 4.3.2-4）。また、臨界防止のための必要ホウ素濃度については燃料集合体に含まれるガドリニアを考慮した評価を行い、6,000ppm 程度に維持することによって臨界防止が達成できる見込みを得ており、材料健全性と必要ホウ素濃度評価の観点から成立し得るホウ素濃度を見出した。今後、五ホウ酸ナトリウムの常時注入の実現性を判断するために、水質管理設備の概念検討を行い、冷却材中の放射性核種除去に及ぼす影響、五ホウ酸ナトリウム漏えい時における環境への影響、燃料デブリ取り出し期間にわたるほう素の手配量の観点から成立性を検討していく必要がある。

非溶解性中性子吸収材については、燃料デブリ取り出し時の未臨界維持及び万一の臨界発生時の影響緩和策の候補として開発が進められている。これまでに運用性・溶出特性などの要求項目を設定して候補材を挙げた上で、基礎物性試験・耐放射線性能試験等による絞り込みを行い、 $B_4C$ /金属焼結体、 $B/Gd$  入ガラス材、 $Gd_2O_3$  粒子、水ガラス/ $Gd_2O_3$  造粒粉材、スラリー/ $Gd_2O_3$  粒子について燃料デブリ付近の環境に対する耐久性の見通しが得られている。また、これらの候補材の中性子吸収能力を核的特性試験によって確認するとともに、実機運用を見据えた必要投入量評価や適用方法の検討を進めていく。また、実機運用に当たっては中性子吸収材投入による反応度低減効果を確認できることが必要であり、臨界近接監視技術を用いた未臨界度測定と組合せた運用方法を検討する必要がある。

## (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. 臨界評価及び臨界管理手法の確立

- 各臨界管理手法を開発する上で入手すべき情報及び必要な時期を具体化して、必要な情報を確実に取得すること
- 十分かつ現実的な臨界管理の目標を設定し、妥当性を示すデータに基づく論理を構築すること
- 臨界管理を行うためのシステム・設備について燃料デブリ取り出しシステム・装置及び循環冷却系統の検討と連携して実現性を評価すること

### b. 臨界管理技術の開発

#### i) 臨界近接監視手法

- デブリ加工位置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

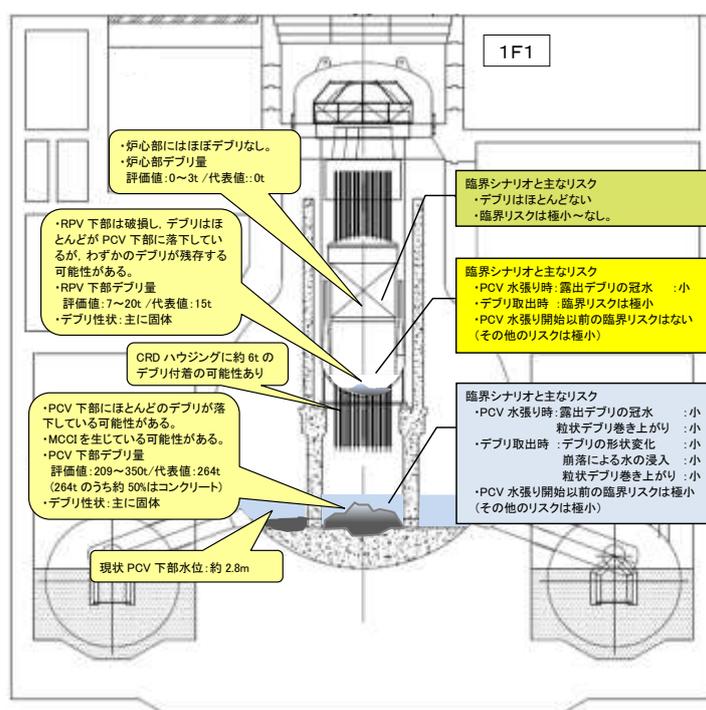
## ii) 再臨界検知技術

- 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知の場合、検知時間を現行の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

## iii) 臨界防止技術

- 五ホウ酸ナトリウム水を常時注入するための水質管理設備の概念検討を行い、デブリ取り出し期間にわたって必要となるホウ素の手配量や冷却材からの核種除去の観点を含めた実現性の目途を得ること。また、万一、冷却材バウンダリから冷却材が漏えいした場合に五ホウ酸ナトリウムが環境へ及ぼす影響の程度を把握すること。
- 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、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又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 4.3.2-2 臨界発生の可能性評価

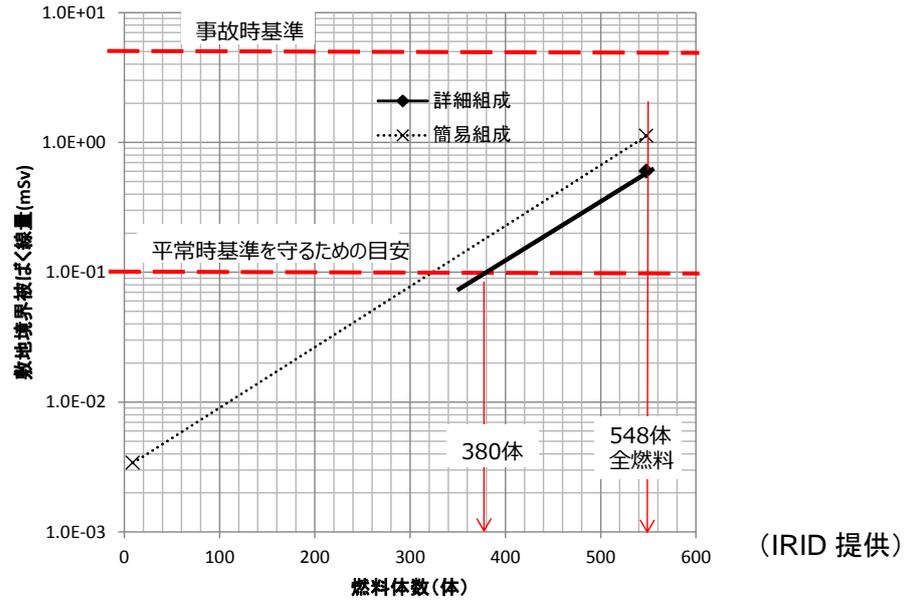


図 4.3.2-3 炉心部を純水で再冠水した場合の臨界管理成立性の評価結果 (2号機)

表 4.3.2-1 臨界管理の基本的な考え方

	一般的な管理方法の考え方 (例)	PCV 水張り		デブリ取り出し
		純水	ホウ酸水	
臨界防止	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 臨界の可能性を評価する</li> <li>・ 作業前に未臨界度を測定するとともに、作業一回あたりに投入される反応度を制限する</li> <li>・ 臨界に近づいている状態を検知して作業を中止する</li> </ul>	臨界シナリオ評価 水張り速度制限 段階的水張り FP ガス挙動監視	ホウ酸による臨界防止 FP ガス挙動監視	臨界シナリオ評価+吸収材による臨界防止 1回あたりの取り出し量制限 臨界近接検知システム未臨界監視
影響緩和	(臨界検知) 中性子やFP ガスの挙動を監視して再臨界を判断する (臨界停止) 再臨界を検知した後、負の反応度を投入する (臨界時挙動評価) 再臨界時の挙動を評価し、影響緩和策の妥当性を検討する	FP ガスγ線による臨界検知 ホウ酸水投入による臨界終息 又は水位低下	FP ガスγ線による臨界検知 高濃度ホウ酸水投入による臨界終息	FP ガスγ線+中性子による臨界検知 吸収材投入による臨界終息

(公開資料：2016.2 廃炉・汚染水対策チーム会合事務局会議) を基に作成

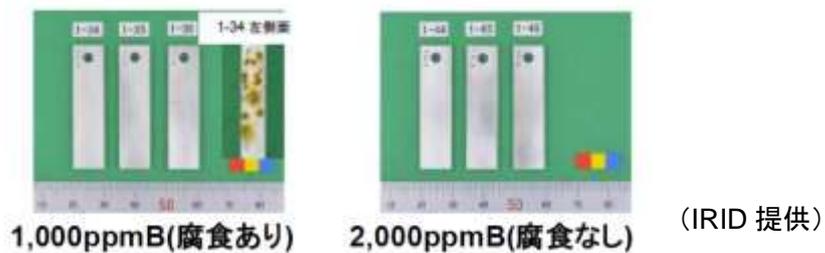


図 4.3.2-4 五ホウ酸ナトリウムによる鋼材腐食試験結果 (1000 倍海水、100 時間)

### 4.3.2.3 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、滞留水処理時、PCV 補修時、燃料デブリ取り出し時の長期にわたり、常に冷却機能を維持すること。

#### (2) 主な要求事項

基本的な要求事項として

- 燃料デブリの冷却状況を推定・管理・記録でき、温度を 100℃未満に維持すること。
- 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、代替注水機能・設備を有すること。

上記以外、燃料デブリ取り出しに向け、それぞれの取組を行う期間（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 4.3.2-5）
- 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。

##### 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、余剰水の回収、排水が可能なこと。

##### 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（冷却、浄化、水位制御、臨界防止等）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。

#### (3) 取組の現状と評価・課題

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 CST 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。一方、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 15℃～約 30℃で推移している。（添付 4.2 図 A4.2-1 福島第一原子力発電所の原子炉周辺温度の履歴）また 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も有意な変動はなく、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 63 回）（2016 年 3 月 31 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 4.3.2-5 1号機の例)

(4) 今後の対応

以下、期間(フェーズ)ごとの今後の対応を述べる。

a. フェーズ1: 滞留水処理対策期間中の循環ループ

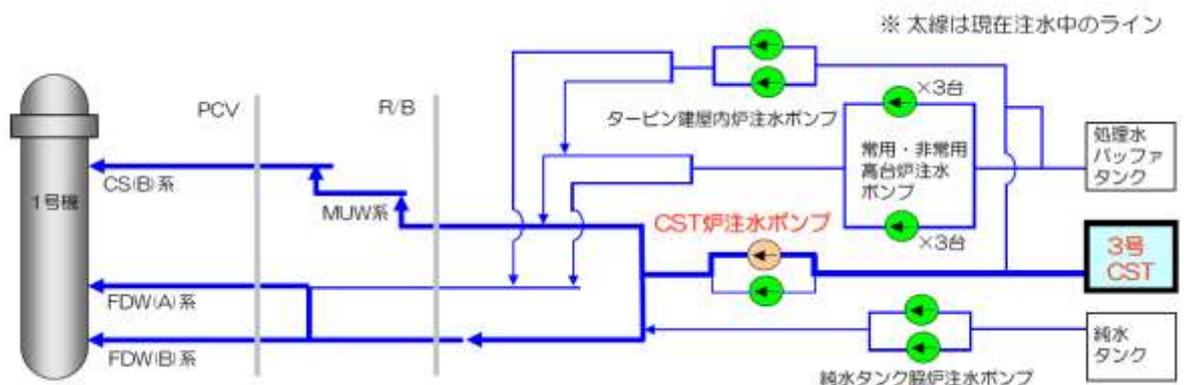
現在、図 4.3.2-6 に示すように燃料デブリの冷却、滞留水中の Cs 及び塩分等の除去を可能にし、更に信頼性向上のための小ループ化の工事も既に実施計画が認可され進められている。

b. フェーズ2: PCV 補修工事期間中の循環ループ

PCV 補修後の許容漏えい量、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。そのためには他の研究開発プロジェクト(PCV 漏えい箇所の補修技術の開発)より、止水の実力値、制限値(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(概念図添付)

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り、現状、考えている概念図を図 4.3.2-7 に示す。バウンダリの考え方との整合を図り、前述した PCV 補修後の許容漏えい量等の水回収システムの検討とともに燃料デブリ取り出し時に具備すべき機能である冷却、臨界防止、放射能除去、にごり抑制、水質管理、水位制御・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。また冠水以外、掛け流し等における循環ループの在り方等の検討も進めていく。

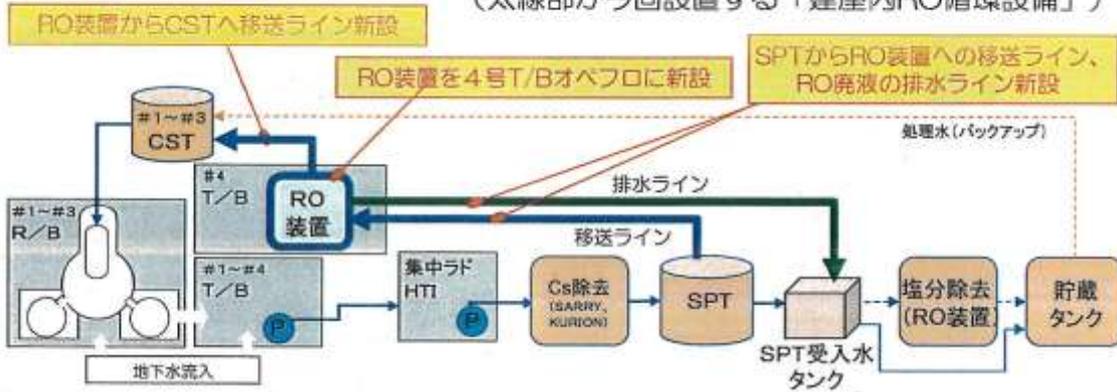


(東京電力提供)

図 4.3.2-5 現在の原子炉注水ライン構成(1号機)

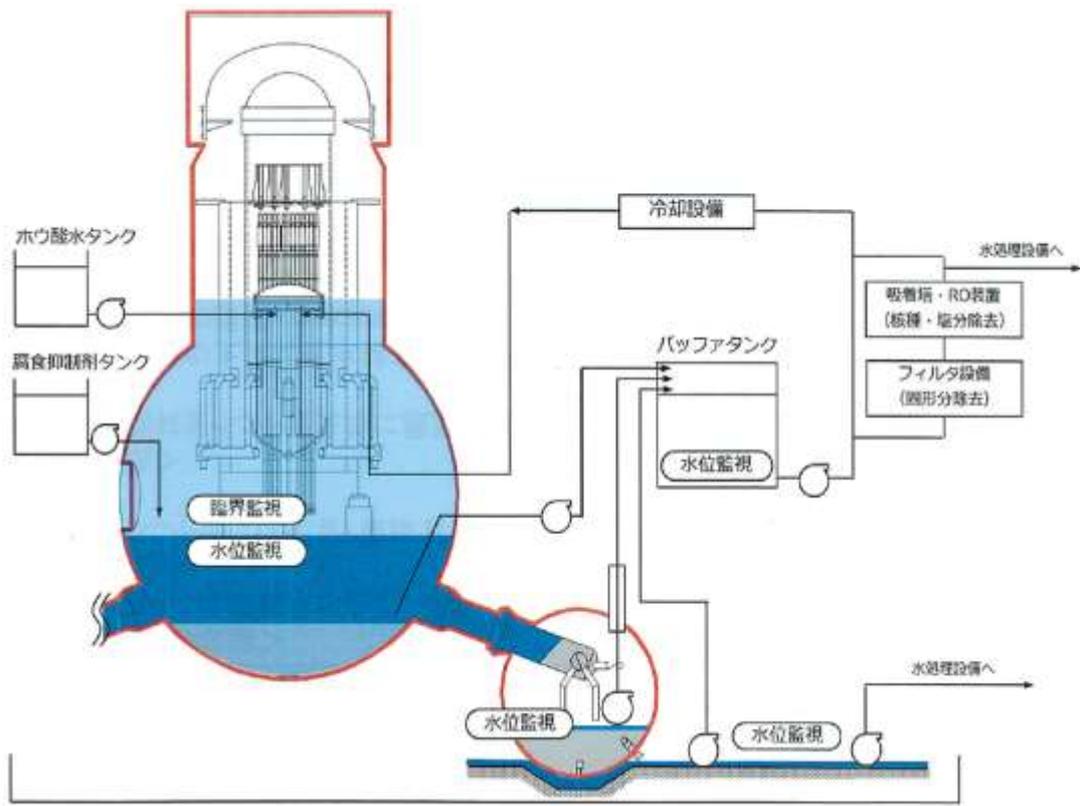
# 【循環ループ縮小 全体イメージ】

(太線部が今回設置する「建屋内RO循環設備」)



2016年4月21日の廃炉・汚染水対策チーム会合事務局打合せ(第64回)資料  
(東京電力提供)

図 4.3.2-6 フェーズ 1：滞留水処理期間中の循環ループ



(IRID 提供)

図 4.3.2-7 フェーズ 3：燃料デブリ取り出し時の循環ループ概念図

#### 4.3.2.4 閉じ込め機能の確保

##### 4.3.2.4.1 閉じ込め機能確保の考え方

###### (1) 目的

長期にわたる燃料デブリ取り出し期間中（通常作業時及び異常発生時）、作業に伴い発生する $\alpha$ 核種を含む放射性物質を閉じ込め、その放出を抑制・管理することにより、住民や環境への影響を防止すること

###### (2) 主な要求事項

###### a. 燃料デブリ取り出し作業時の閉じ込め機能（バウンダリ）確保の考え方を定めること

事故により閉じ込め機能を喪失した福島第一原子力発電所における現状の放射性物質の放出管理をベースにして、燃料デブリ取り出し作業に伴う $\alpha$ 核種を含んだ切削粉が発生するという更に厳しい条件下での閉じ込め機能（バウンダリ）確保の在り方、放射性物質の放出管理のあるべき姿を提示する必要がある。

この際に、放射性物質の放出・移行経路を考慮することが重要であり、その経路には大きく2つ、液相部から地下水を経由する経路と気相部から大気を経由する経路がある。このため、それぞれの経路に対して検討する必要がある。

また、通常作業時と異常発生時に分けて、事象発生頻度と影響度であるリスクレベルを考慮して検討することも必要である。

具体的には、通常作業時の放出限度及び放出管理目標値、並びに、事故時の被ばく評価基準を定めることになる。

これは、本来規制マターであるが、特定原子力施設である福島第一原子力発電所の位置付けに鑑み、現実的に確保し得る閉じ込め機能を検討した上で、考え方も含め提示し、共有することが重要である。

###### b. 液相部の閉じ込めシステムを構築すること

上述の燃料デブリ取り出し作業時の閉じ込め機能（バウンダリ）確保の考え方に従った放射性物質の放出管理を含めた液相部の具体的な閉じ込めシステムを検討する必要がある。その際に、現場の厳しい放射線環境下で実現可能なものを指向することが重要であり、必要な場合には、閉じ込め機能（バウンダリ）確保の考え方に立ち返って再度検討することも考慮する。また液相部の閉じ込めシステムが具備すべき主な要件としては燃料デブリ取り出し作業時に液相部に含まれる放射性物質による外部への影響が十分抑制され、万一のPCVからの大量漏えい等の事故を想定しても外部への影響は限定的であり、地震等想定される条件下でもシステムの健全性が確保されること等が挙げられる。

###### c. 気相部の閉じ込めシステムを構築すること

上述の閉じ込め機能（バウンダリ）確保の考え方に従った放射性物質の放出管理を含めた気相部の具体的な閉じ込めシステムを検討する必要がある。その際に、現場の厳しい放射線環境下で実現可能なものを指向することが重要であり、必要な場合には、閉じ込め機能（バウンダリ）確保の考え方に立ち返って再度検討することも考慮する。また気相部の閉じ込めシステム

が具備すべき主な要件としては燃料デブリ取り出し作業時に気相部に含まれる放射性物質による外部への影響が十分抑制され、万が一の事故を想定しても外部への影響は限定的であり、地震等想定される条件下でもシステムの健全性が確保される等が挙げられる。

### (3) 取組の現状と評価・課題

#### a. 閉じ込め機能（バウンダリ）の考え方

福島第一原子力発電所では、事故後の緊急時対応から事故により施設が損傷した状態、厳しい環境を前提に合理的に実現可能な対策を実施し、現在の安定状態に至っている。現時点（平常時）における遵守すべき基準（目標）として、敷地境界における追加被ばくによる影響（サイト全体）を 1mSv/年が規制委員会により設定されている。これは、通常炉の管理区域における放出、放射線管理を参考にしている。また、事故時の評価としては、各種事故の基準を準用して、敷地境界で 5mSv/事故<sup>15</sup>を目安としている。

燃料デブリ取り出し時には、PCV 内における FP 及び核燃料物質である  $\alpha$  粒子の濃度が上昇することが懸念される。このため  $\alpha$  核種を含む放射性物質の放出を極力抑えるべく、通常作業時には、検出限界未満（ND）を目指して最大限の努力をするとともに、事故のような極めて稀な事象に対しては、敷地境界で 5mSv/事故を目安とするのがひとつの考え方である。

#### b. 液相部の閉じ込めシステム

##### i) 液相部の閉じ込めの現状

原子炉に注水した冷却水は PCV を一次バウンダリとして一旦受け、PCV からの漏えい水は、建屋を二次バウンダリとし、建屋内に滞留した水を水処理設備で浄化した後に炉心冷却に再使用する循環注水冷却システムを採用している。この際、建屋のバウンダリでは、建屋内滞留水の水位を建屋周辺の地下水位より低く管理することにより、地下水が流入（インリーク）するような状況にし、放射性物質の建屋外への流出（アウトリーク）を防止している。このため、水バランス上は流入した地下水が余剰水となり、これを水処理設備による処理済み水として貯蔵するため、タンクを敷地内に設置し続けるという汚染水問題を引き起こしている。この対策として、建屋周辺に設置したサブドレン設備により地下水をくみ上げ、浄化設備を通して港湾内に放出することにより、地下水位を低下させて流入量の低減を図っている。また、陸側遮水壁（凍土壁）を設置して建屋に近づく地下水自体を減らす重層的な対策も施している。また、建屋滞留水移送設備を設置して、建屋内の滞留水水位も制御可能なようにしている。地下水流入量を低減しつつ、汚染水流出を防止するために、いかなる条件においても、建屋内外の水位差を確実に管理できることが求められている。

##### ii) PCV 補修への取組（詳細は次項）

$\alpha$  粒子に関しては、特に呼吸についての内部被ばくに関わる濃度上限値が他の核種に比べて厳しいことから、気相部からのダスト形態での放出には注意が必要であり、燃料デブリ取り出し時の気相部バウンダリの設定は慎重な検討が必要である。このため、燃料デブリの切

<sup>15</sup>出典は、「安全評価指針」で 旧原子力安全委員会：発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂による。

削等は極力水中あるいは水をかけながら実施し、 $\alpha$  粒子は液相に移行させる方が管理上容易である。この場合、PCV からの漏えいを止める（止水）とともに、PCV 内水位を上昇させる検討が必要となる。このことが、現在 PCV 補修(止水)に関する研究開発を鋭意進めているひとつの大きな狙いとなっている。

PCV 補修（止水）については、PCV 下部（トールス室天井以下）と PCV 上部（原子炉建屋 1 階以上）に分けて、技術開発を進めている。現場の放射線環境が厳しいことから、遠隔施工が可能なセメント系材料での補修技術の要素試験が進められている。これまでの成果によるとセメント系材料により漏えいの抑制は可能であるが、完全な止水は困難であり、ある程度の漏えいを許容せざるをえない。PCV 補修を実施する場合でも、これを前提に閉じ込め機能を検討する必要がある。（詳細は、4.3.2.4.2 項参照）

### iii) 建屋内滞留水処理への取組

上述のように汚染水対策として、サブドレン系、陸側遮水壁と建屋内滞留水移送設備の設置により、地下水位を低下させつつ、建屋内滞留水水位を低下させ、建屋内流入量の抑制が可能になっている。地下水位及び建屋内滞留水水位の低下を進めれば、タービン建屋を原子炉建屋と切り離すことができる。さらに進めれば、最終的には原子炉建屋も含め現在建屋内に滞留している水の処理が完了することになる。中長期ロードマップでは、2020 年以内にこれを達成することとしている。このため、燃料デブリ取り出し作業を実施する時期には、PCV から原子炉建屋内に漏えいした水が建屋外にアウトリークすることを防止する閉じ込めシステムの構築が必要となる。

### iv) 課題

燃料デブリ取り出し工法によらず  $\alpha$  粒子等を含む放射性核種は極力液相側に移行させることが基本であるため、液相部の放射性物質濃度（リスク＝ハザードポテンシャル）は上昇する。この時の液相部閉じ込め機能（バウンダリ）の構築のために、現在 PCV 補修（止水）の技術開発を進めているが、完全な止水が困難な場合、また、大量漏えいのような事故事象への対応も考慮して、地下水流入、汚染水流出の防止を達成させるためには地下水との縁切りが非常に大切であり、原子炉建屋や遮水壁の扱いも含めた液相部閉じ込めシステムの検討をする必要がある。（図 4.3.2-8 バウンダリ概念図参照）

## c. 気相部の閉じ込めシステム

### i) 気相部の閉じ込めの現状

窒素封入設備により PCV 内を不活性化しつつ、PCV 内の気体を抽出し、フィルタリング、放射能測定後放出する PCV ガス管理設備を設置することにより、PCV 内気相部を微正圧に維持することで、水素爆発の防止を図りつつ、放射性物質の放出を最小化しており、これにより 2016 年 3 月における 1～4 号機原子炉建屋からの追加的放出量より評価した結果、1 年間継続した場合、敷地境界における被ばく線量は約 0.00087mSv/年未満と十分低くなっている。

### ii) 課題

燃料デブリ取り出し時には、 $\alpha$  粒子等を含む放射性核種を極力液相に移行させる措置を講ずるとはいえ、気相部の  $\alpha$  核種の濃度も上昇することが想定される。 $\alpha$  粒子に関しては、特

に呼吸についての内部被ばくに関わる濃度上限値が他の核種に比べて厳しいことから、気相部からのダスト形態での放出には注意が必要であり、燃料デブリ取り出し時の気相部バウンダリの設定は慎重に検討する必要がある。

気相部の閉じ込めを確保するためには一定の負圧維持が必要であり、燃料デブリ取り出し工法に係る種々のシステム概念検討の中で負圧管理システムの検討が進められている。

(4.3.2.9 項参照)

なお、福島第一原子力発電所の閉じ込め機能（バウンダリ）に関して、これまでの経緯も含めて「添付 4.19 閉じ込め機能（バウンダリ）について」に整理した。

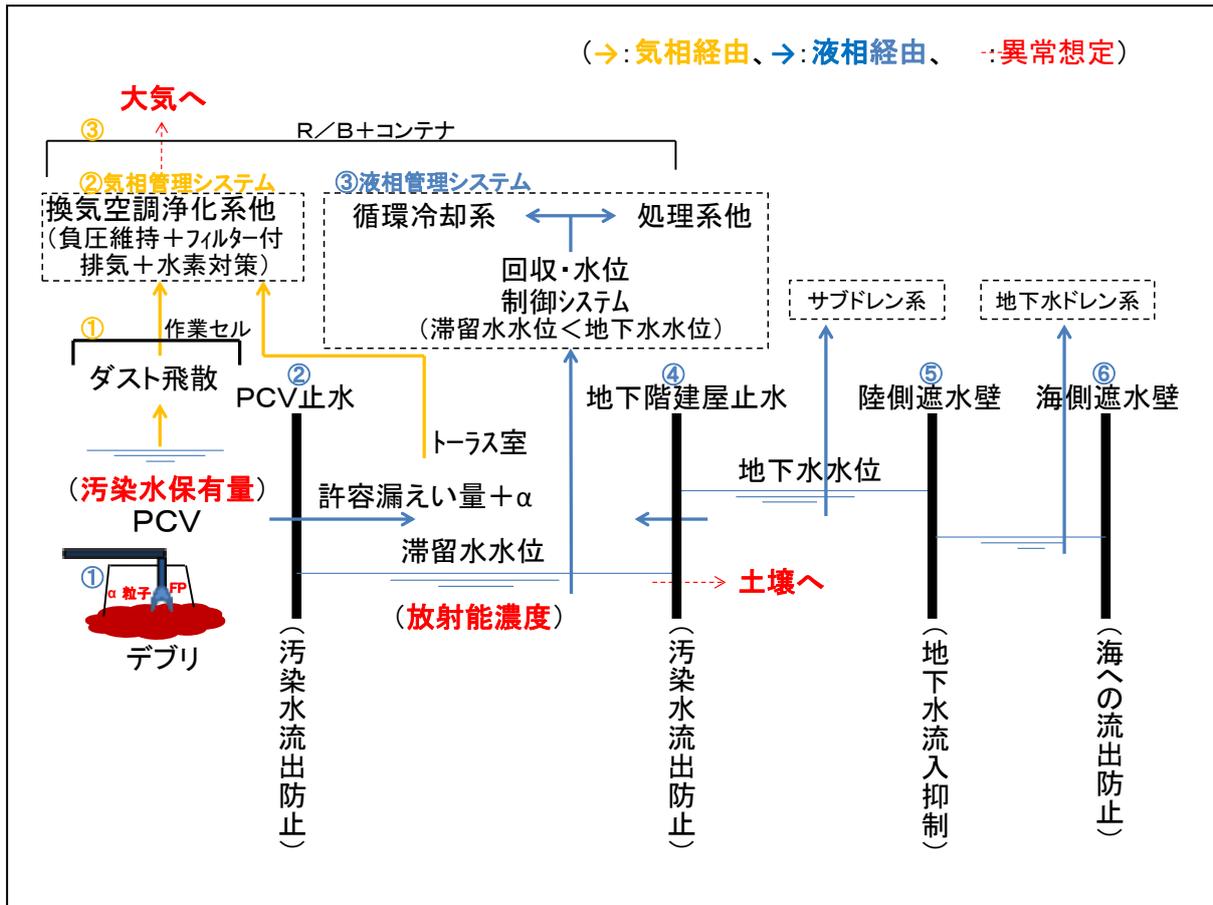


図 4.3.2-8 バウンダリ概念図

(4) 今後の対応

a. 閉じ込め機能（バウンダリ）の考え方

現状の閉じ込め機能（バウンダリ）の考え方をベースに、燃料デブリ取り出し作業時に現実的に構築できる液相部/気相部の閉じ込めシステムの検討状況を見ながら、その考え方を設定していく。

b. 液相部の閉じ込めシステム

燃料デブリ取り出し作業に伴う液相部の放射性物質濃度（リスク＝ハザードポテンシャル）上昇に係るリスクの増加を抑える方策としては、以下が考えられる。（図 4.3.2-8 バウンダリ概念図参照）

- i) 燃料デブリ切削時には、切削粉を近傍で吸引することにより液相部に拡散するα粒子の濃度を抑え、かつ、汚染水中の放射性物質濃度も低減させて、トータルハザードポテンシャルを同等以下に抑える
- ii) PCV 補修（止水）により PCV からの漏えいを抑制し、建屋内滞留水へ移行する放射性物質の量を低減することによりリスクを低減する。ただし、完全止水（漏えいゼロ）の達成は困難と考えられる
- iii) 通常の作業時は、i)や ii)の方法でリスク低減ができたとしても、PCV 内水位を上昇させた状態で大量漏えいの異常事象が発生した場合、トラス室の水位が上昇し、地下水位と逆転する可能性がある。この対応策として、大容量ポンプにより緊急移送して水位低下させ

るシステムを設置することが考えられる。ただし、流出速度の仮定によっては一時的な水位逆転を回避するのは難しい。PCV 内水位上昇をさせない工法を選択することも考えられる。

- iv) 一時的な水位逆転に対しては、発生が稀な異常時の影響評価を実施し、外部への影響が小さいことを確認する。さらに、リスクを低減するには、原子炉建屋の止水を実施する。
- v) 建屋止水が完全にできない場合には、それに代わる措置を検討する。

それぞれのリスク低減策の実現性とその効果を評価するとともに、それらを実施する作業に係る被ばく、リソース、期間、他の工事との干渉等のメリット、デメリットを総合的に評価した上で、液相部の閉じ込めシステムとしての採用を判断していく。

#### c. 気相部の閉じ込めシステム

燃料デブリ取り出し作業時に気相部の  $\alpha$  核種濃度が上昇した場合でも、外部への影響を抑制するため、PCV 上部にセルを設置し、内部を負圧維持するシステム（1次バウンダリ）を準備するとともに、原子炉建屋にコンテナを設置し、内部を負圧管理する空調システム（2次バウンダリ）を設置する等の気相部閉じ込めシステムの検討を進める。この際、 $\alpha$  粒子の飛散率を想定し、空調システムのフィルタ性能及び1次/2次バウンダリの漏えい率等により、外部への影響評価を実施する。通常の作業時のみならず、想定される異常事象時の評価も必要である。

（図 4.3.2-8 バウンダリ概念図参照）

これらの検討は、燃料デブリ取り出し工法に係るシステム概念検討の中で進められる。  
（4.3.2.9 項参照）

#### 4.3.2.4.2 バウンダリ構築（PCV 補修他）

##### (1) 目的

前項のバウンダリの考え方にに基づき、長期にわたる燃料デブリ取り出し期間中（通常作業時及び異常発生時）、作業に伴い発生する $\alpha$ 核種を含む放射性核種を閉じ込め、その放出を抑制・管理することにより、住民や環境への影響を防止するため、第一バウンダリであるPCVを可能な限り補修することが必要である。ただし、現状進めているPCVの補修技術開発はセメント系材料による補修のため完全な止水は難しくある程度の漏えいを許容することを前提とした閉じ込めシステムの構築も併せて検討する。

##### (2) 主な要求事項

- a. 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、余裕度を持って実機に適用し、長期に安定した止水性能を確保すること
- b. PCVの補修工事のモニタリング、工事後の検査方法、漏えいが生じた場合の検知、再補修方法の確立等、止水の信頼性を確保すること
- c. トータル的に外部漏えいを防止する液相部管理（閉じ込め、臨界防止等含む）システム構築の検討をしておくこと

##### (3) 取組の現状と評価・課題

PCVの現在、判明している漏えい箇所としてはPCV下部のサンドクッションドレンライン、真空破壊ラインベローズ、MSラインPCV貫通部ベローズ等があり、想定される漏えい箇所としては圧力抑制室等があり、図4.3.2-13に示す。また、PCV上部は調査が高線量等の影響で進んでいないので今回の事故事象を評価し、各号機の損傷の可能性がある箇所を図4.3.2-15～図4.3.2-17に示す。各号機共、約300箇所とかなり多い状況である。これらに対しバウンダリを構築しようとしている部分を図4.3.2-14の赤の太線で示す。下部は2号機の圧力抑制室又は圧力抑制室接続配管からの漏えいが考えられるので、その上流であるベント管か若しくはダウンカマー部を塞ぐことを計画し、上部は漏えいが想定される貫通部を塞ぐ計画をしている。ただし、補修箇所は、高線量、障害物等により接近性に対する難度が非常に高く、溶接などによる本格的な補修が困難であり、漏えいしている箇所に遠隔装置でグラウト材等を打設し、埋め込む計画で進めている。（技術開発中）ただし、今後、現場調査が進み、溶接可能と判断される箇所があれば溶接補修を基本として進めていく。

技術開発をするに当たっては液相對応、気相對応ということで水に浸かっている下部（トーラス室天井以下）とほとんど水に浸かっていない上部（原子炉建屋1階以上）に分け進めている。

前年度、技術開発を進めていく上で、新たに発生した主な課題を以下に示す。

##### a. 止水性能確保に対する課題

##### i) PCV下部（トーラス室天井以下）補修の課題

##### 1) ベント管止水：

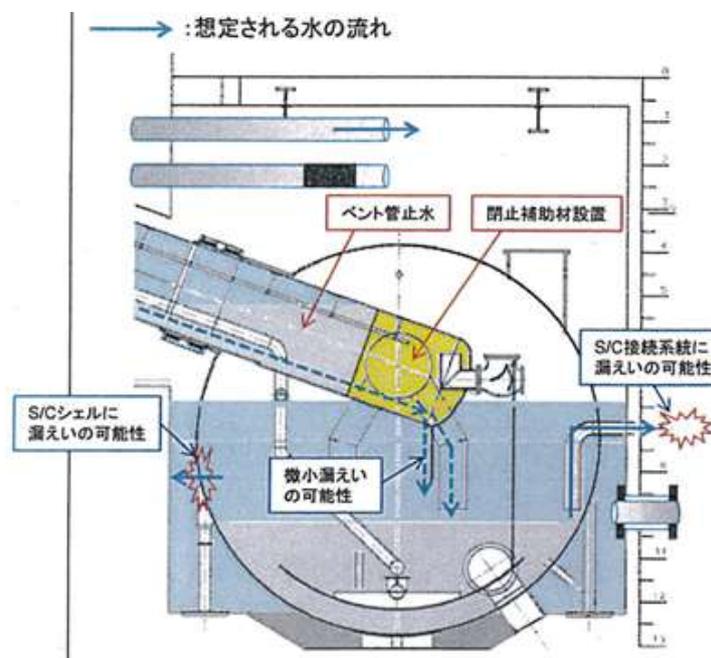
##### ① ベント管下流へのグラウト流出防止対策

中間部での止水のため、下流側に仮堰を設けるべく閉止補助材、副閉止補助材を開発中。閉止補助材としてインフレイタブルシール方式で空気で膨らました後、グラウトを注入す

るが、インフレイタブルシール布材の耐力（グラウト重量による吊るし部への引っ張り等）、均一に膨らませるためのベント管底部（ベントヘッダー部）への初期セッティング、展開及び最終的な隙間（干渉物等によりできる隙間も含め）を抑制するための目詰め材である副閉止補助材の技術開発を 2016 年度中に見極める。また、トーラス室天井面までの水位条件で、漏えいゼロにすることを開発の第一目標とし、下記②の課題対策を含めた止水材料の変更についても検討を進め、試験にて止水性能限界（PCV水張り上限）を確認する。

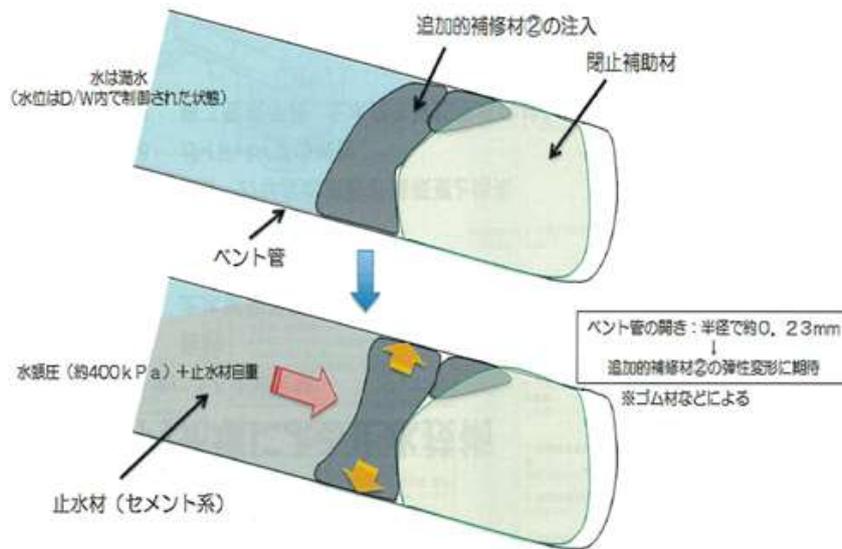
② ベント管膨張対策

冠水による水圧上昇でベント管部が膨張し、止水材がベント管内面から剥がれ水みちが発生することを防ぐために圧力による変形に追従するゴム材等の止水材の開発及び再補修を考えた追加補修材の開発等を 2016 年度中に見極める。



(IRID 提供)

図 4.3.2-9 その 1 ベント管止水図



(IRID 提供)

図 4.3.2-10 その2 バント管膨張時対策図

2) S/C 埋設止水 :

① ダウンカマー部止水

冷却水通水状態での補修が困難（ダウンカマー部からの水圧）なため S/C 側にガイドパイプを立て PCV 水位と S/C 側水位を合わせることで流れを止める技術開発を 2016 年度中に見極める。ただし、2 号機の場合、現状の調査では S/C の漏えい部が特定されていないため、想定している ECCS 系ストレナ等、下部であればダウンカマー止水前に止水処理をするので良いが、万一、S/C の上部に漏えい部がある場合はガイドパイプの効果が期待できない可能性があり、冷却水を絞る等、流水状態での対応を検討しておく必要がある。

② 真空破壊弁止水

バント管止水後の許容漏えい水により真空破壊弁にバント管側から水圧を受けるため真空破壊弁上部へのグラウトの盛りが不完全の可能性があり止水材等の開発を 2016 年度中に見極める。

③ 埋設グラウトの影響

埋設グラウトによる S/C への負荷増加等による S/C 健全性への影響を他の研究開発プロジェクトである RPV/PCV 耐震性・影響評価技術開発プロジェクトと協力し、2016 年度中に見極める。

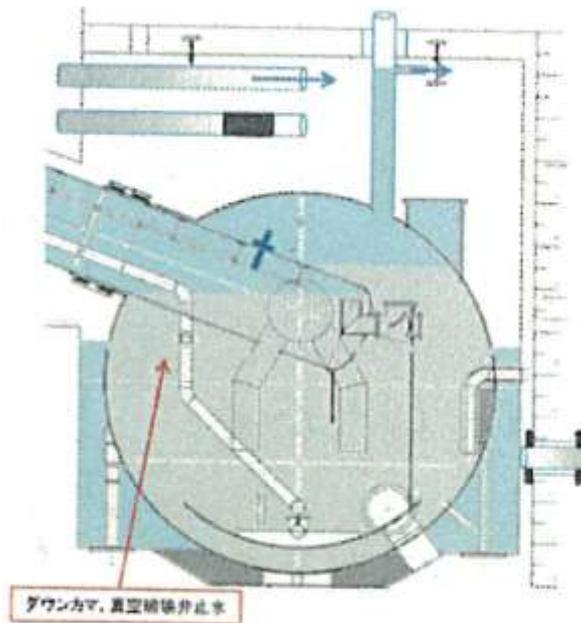


図 4.3.2-11 ダウンカマー部止水図

ii) トーラス室モルタル充填の課題

1) S/C 脚部補強

① モルタル補強高さ

他の研究開発プロジェクト（RPV/PCV 耐震性・影響評価技術開発）で実施した耐震評価で S/C 脚部の裕度が確保できなかったため、トーラス室にモルタルを打ち込んで補強する技術を開発中。そのためトーラス室に打ち込むモルタル高さ（現状計画ではコラムサポートのピン接合部まで）によっては現状の地下水位 > トーラス室内の滞留水水位との関係が逆転し、現状の地下水インリーク状態がくずれ、滞留水が系外流出する可能性がある。滞留水処理対策側との調整も必要であるが、補強しない対策や逆転しても系外流出しないような対策を 2016 年度中に他の研究開発プロジェクト（RPV/PCV 耐震性・影響評価技術開発）と協力し、検討する。

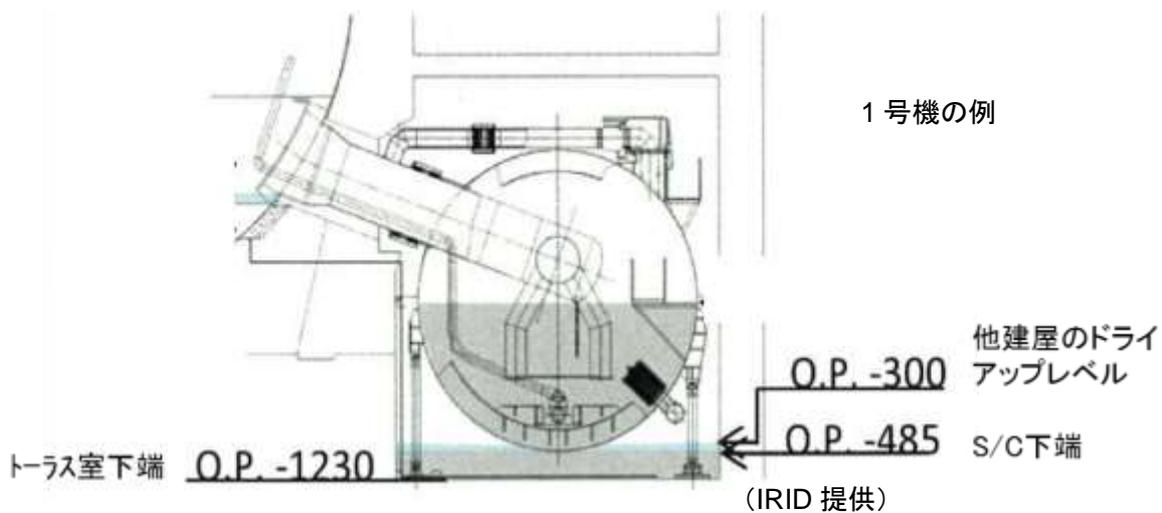


図 4.3.2-12 トーラス室内位置関係図

注) 周辺建屋のドライアップを成立させるためには、地下水水位を OP-300mm 以下にする必要がある、トーラス室滞留水水位を地下水水位未満にしようとする、トーラス室の管理水位は、トーラス室水位と地下水水位の水位差制御のマージン（約 800～1000mm 程度）を考慮し OP-1100mm～1300mm 以下にする必要がある。一方、上図の様に 1 号機ではトーラス室下端が OP-1230mm であり、モルタルを打たない状態でも既に管理水位ギリギリであり、モルタルを埋設できる状態ではなく、補強は厳しい状況にある。

### iii) PCV 上部（原子炉建屋 1 階以上）補修の課題

上部に関しては高線量のため調査が十分に進んでいないので要素試験が中心である。今後も線量低減が難航することも考えられるので上部に対しても遠隔補修の検討を進めていく必要がある。

#### 1) D/W ペネ止水

D/W ペネ止水に関しては止水材を当該部に吹き付けることを考えていたが、水圧に対し、吹付では耐えられないことが分かった。水圧に耐え得るためには充填施工が必要であるが、堰の構築が必要となり、現場での遠隔施工を考えると現実的ではなく、PCV の水張りレベル等の検討も必要である。

#### 2) 機器ハッチ止水

シール部の肉盛溶接による止水性を検討したが、ウェル満水までの荷重には耐えられない可能性がある。開先加工溶接等が困難な場合も考え、耐放性、止水性に優れた止水材の適用も検討するが、併せて PCV の水張りレベル等の検討も必要である。

iv) トーラス室壁面貫通部止水

充填施工の止水の可能性はあるが、充填施工のためには人が近づいての堰の構築等が必要で現場での遠隔施工を考えると現実的ではない。T/B や R/W/B からのアクセスを検討する必要がある。

b. 補修信頼性の課題

i) S/C、トーラス室、配管（ベント管、ダウンカマー等）の内表面の影響

現状、内表面の状態が明確になっていない。現場への適用を考えると止水性への影響試験を計画する必要がある。

ii) 長期止水性

水圧、腐食、地震等による止水部の変化、水道の拡大を評価する水道進展試験を計画する必要がある。また漏えい検知法、再補修可能（追加補修材、注入位置他）な技術開発も計画する必要がある。

iii) 施工信頼性

施工推移状況、施工完了状況をモニタリング可能にする技術開発を計画する必要がある。再現性試験の計画・評価、性能保証試験（漏えい試験・検査他）の実施方法の計画、評価方法の検討等が必要である。

c. 液相部管理システム構築の課題

補修部からの漏えいを前提に液相部管理システムの概念を検討した結果を図 4.3.2-14 に示す。燃料デブリの冷却、臨界防止、PCV 内構造物の腐食抑制、PCV 水位監視・制御等、多岐にわたる。主な課題としては PCV の取水箇所決定と PCV 水位、S/C 水位、トーラス室水位、地下水位を監視、制御し、地下水位 > トーラス室水位の関係を維持し、系外漏えいを防止する必要があり、複雑で応答速度を求められる機能等の実現である。

(4)今後の対応

2017 年夏頃に、PCV 補修の実機適用への最終判断を下すため、以下を推進する。

a. 前述した多くの課題の解決に注力し、止水性能を確保する。

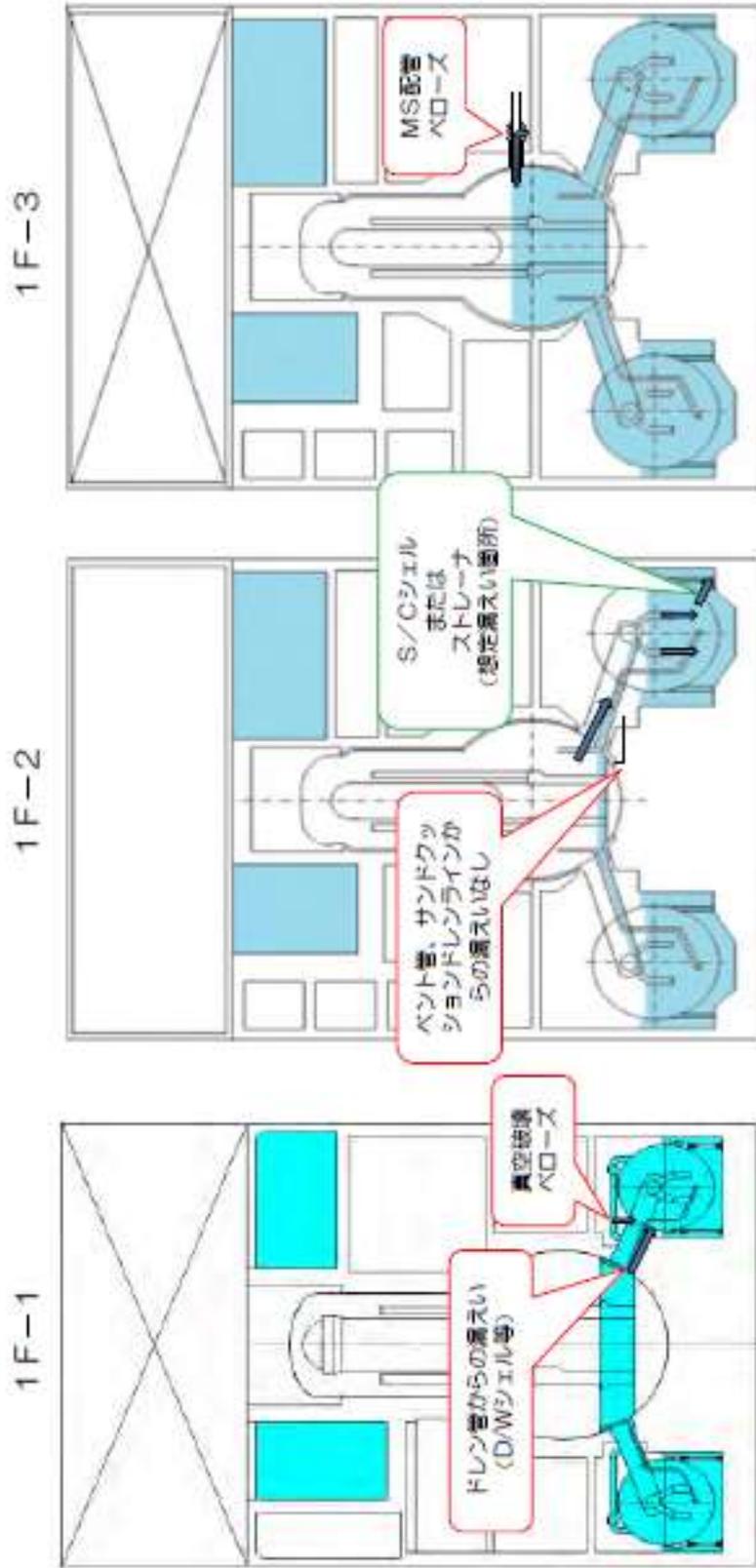
また燃料デブリ取り出し時のダスト飛散防止の観点で他の研究開発プロジェクト（燃料デブリ取り出し技術開発）が検討している PCV 等の内部を負圧に維持する気相部管理システムを構築する方針であり、PCV 上部の損傷想定箇所については、気体の漏えい防止を前提とした合理的な補修工法も検討していく。

b. 以下の 4 項目に注力し、長期止水性と共に補修の信頼性を確保する。

- i) 実機環境(錆や滑り等の内表面)を模擬した止水性能の確認と再現性及び再補修の実現性
- ii) 耐震性も含めた高水圧下での長期止水性（水みち進展等の評価）
- iii) モニタリング技術も含めた施工信頼性（施工進行・完了確認）
- iv) 線量低減（除染、除去、遮へい等）も考慮した現場施工の検討

c. 液相部管理システム構築

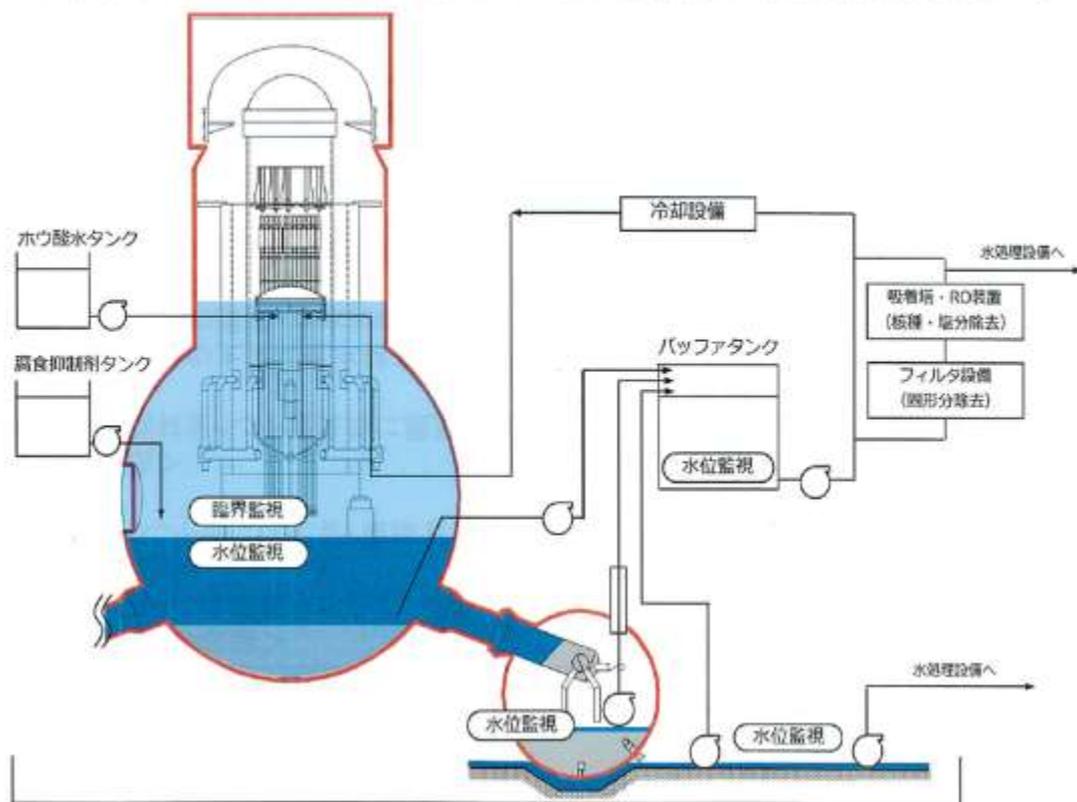
前述したようにグラウトによる補修では完全な止水を達成することは難度が高く、ある程度のトラス室への漏えいを許容する必要がある。そのため燃料デブリ取り出し時には、今まで述べてきたようにトラス室水位を地下水位よりも低く保つ、現状の内外水位差管理（インリーク制御）はもとより、地下水の流入、汚染水の流出防止のためには地下水との縁切りが最も大切であり、万が一の大量漏えいに備えた建屋止水や外側の遮水措置等も含めた液相部管理システムの検討が必要である。



(IRID 提供)

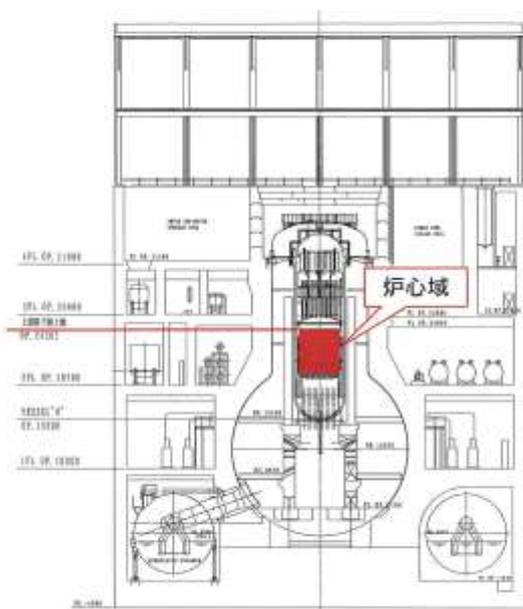
図 4.3.2-13 現在、判明している漏えい箇所

・PCV循環冷却システムの系統基本機能を満足する構成を検討、系統概念図案を策定した。



(IRID 提供)

図 4.3.2-14 現在、考えているバウンダリ（赤の太線）と液相部管理システム概念図



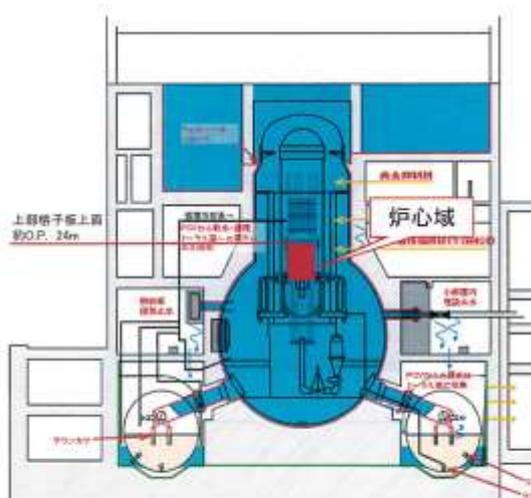
- ・炉心域を冠水させるために必要となる貫通部および隔離弁数をまとめた。
- ・上部格子板上端レベルは、O.P. 24363であり、2階天井に近い位置となる。
- ・従って、炉心域を冠水させるためには、2階の貫通部および隔離弁を補修する必要がある。

設置階	評価 ○	貫通部 (一部PCV本体を含む。)					隔離弁
		△*		×			
		地震	熔融燃料	腐食	過温 (シール部)	過温 (電気へ)	
4階	0	0	0	1	0	0	0
3階	0	1	0	2	8	0	30
2階	4	0	0	7	0	0	74
1階	19	15	0	8	7	17	386
地下階	36	13	3	16	0	0	146
合計				157			636

※: PCVシエルの過温による△は、D/Wの貫通部全数に関わるため除外した。  
注: 隔離弁は事故時の弁までの数

(IRID 提供)

図 4.3.2-15 損傷想定箇所フロアごとの分布 (1号機) (参考1)



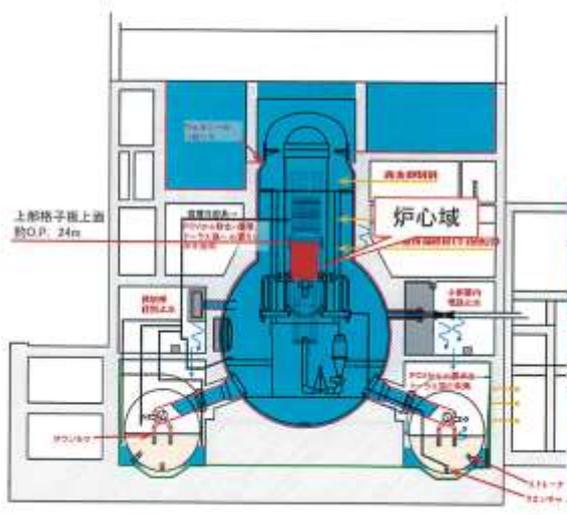
- ・炉心域を冠水させるために必要となる貫通部および隔離弁数をまとめた。
- ・上部格子板上端レベルは、約O.P. 24mであり、2階床から約5mの位置となる。
- ・従って、炉心域を冠水させるためには、2階の貫通部および隔離弁を補修する必要がある。

設置階	評価 ○	貫通部 (一部PCV本体を含む。)					隔離弁
		△*		×			
		地震	熔融燃料	腐食	過温 (シール部)	過温 (電気へ)	
4階	0	0	0	0	0	0	0
3階	8	3	0	1	0	0	16
2階	2	3	0	3	0	0	42
1階	35	13	0	12	0	16	204
地下階	17	49	2	8	0	0	157
合計				172			419

注: 隔離弁は第二隔離弁までの数

(IRID 提供)

図 4.3.2-16 損傷想定箇所フロアごとの分布 (2号機) (参考2)



- ・炉心域を冠水させるために必要となる貫通部および隔離弁数をまとめた。
- ・上部格子板上端レベルは、約O.P. 24mであり、2階床から約5mの位置となる。
- ・従って、炉心域を冠水させるためには、2階の貫通部および隔離弁を補修する必要がある。

評価 設置期	○	貫通部 (一部PCV本体を含む。)					隔離弁
		△ <sup>注</sup>		×			
		地震	溶融燃料	腐食	過温 (シ-4部)	過温 (電気ヘス)	
4階	0	0	0	0	0	0	0
3階	0	3	0	1	8	0	21
2階	2	2	0	3	0	0	43
1階	19	14	0	12	10	22	231
地下階	18	48	2	8	0	0	149
合計				172			444

注：隔離弁は第二隔離弁までの数

(IRID 提供)

図 4.3.2-17 損傷想定箇所のフロアごとの分布 (3号機) (参考3)

#### 4.3.2.5 作業時の被ばく低減

原子炉建屋内は、事故に伴う汚染の影響により、極めて放射線量が高い環境にある。燃料デブリ取り出し及びそれに関連する作業は、原子炉建屋内で行われるものが主体となるため、作業員の被ばく低減がその実施の可否を決めると言っても過言ではない。

被ばく低減の方策は、「時間、距離、遮へい」と一般には言われるが、これは線源が変えられない場合の対応であり、福島第一原子力発電所の場合は、線源自体を取り除く除染（線源撤去も含む広義の除染）も重要な対策である。また、距離を稼ぐ方策のひとつとも言えるが、遠隔技術の活用も大いに期待される。

これらの被ばく低減方策の適切な組合せで、作業員の被ばくを低減することが目指すべき姿である。このため、原子炉建屋内の作業員の被ばく低減については、以下のような基本的な考え方を念頭に置いて、除染等の検討を進める必要がある。

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

燃料デブリ取り出しに関連する作業時被ばく低減は、準備作業や関連作業に係る原子炉建屋内の除染と燃料デブリ取り出し作業そのものを実施する際の遮へいが主な課題であるため、以下にその2つについて具体的な検討を記載する。

##### 4.3.2.5.1 原子炉建屋内の除染

###### (1) 目的

作業エリア・アクセス経路の除染（線源の遮へい、撤去を含む）により PCV 内部調査、PCV 補修、燃料デブリ取り出し準備作業時等の作業員の被ばくを低減すること。

###### (2) 主な要求事項

- a. 汚染状況調査

PCV 内部調査や PCV 補修作業のニーズを考慮して、これまでに実施した調査等により得られているデータが不足する場合には、汚染状況（汚染形態、汚染分布、除染対象物など）について調査を行うこと。

#### b. 線量低減計画

適切な線量低減技術（除染、撤去、遮へい）により作業対象エリアに必要な作業環境を確保するために、汚染状況を考慮して線量低減計画を立てること。作業対象エリアの目標線量率は、法令で定められた被ばく線量限度（50mSv/年及び100mSv/5年）を下回るように、作業工法、作業時間、作業員の人数を基に検討して設定すること。なお、除染装置を使用するための環境整備も考慮した計画とすること。

#### c. 線量低減技術

線量低減技術に関する情報を適宜更新すること。

### (3) 取組の現状と評価・課題

#### a. 汚染状況調査

- 原子炉建屋内の線量レベルは、除染作業により低減されたエリアが部分的にはあるものの、高いエリアが大部分である。そのため、PCV 内部調査や PCV 補修に向けた調査が十分に行われていない。号機ごとの原子炉建屋 1 階の線量レベルを図 4.3.2-18 に示す。
- 線量低減計画を立案するには除染対象箇所の汚染形態、汚染浸透深さを把握する必要があるが高線量のためにサンプル採取が難しい状況である。
- 2 号機原子炉建屋 1 階の X-6 ペネ(制御棒駆動機構(CRD)搬出入用の PCV 貫通部)周りについては、遮へいブロック撤去によりフランジ部のシールからの漏えいと床面の高濃度の汚染が判明した。フランジ部の漏えい物を除去した後、床面の洗浄や研削を行ったが目標の線量には至っていない。さらに研削に伴うダスト発生により作業環境の悪化を招いたことから、汚染形態の把握やダストの飛散防止対策などが課題として挙げられ対応を検討中である。(図 4.3.2-19 参照) また、遮へいブロックの設置構造に関する詳細な事前調査がされておらず正確な現場状況の共有が不十分であったため、遮へいブロックの撤去に時間がかかった。
- 1 号機原子炉建屋 1 階については、AC 配管（不活性ガス系配管）は S/C ベント時に高線量蒸気が配管内に付着し線源になっていると推測されている。また、DHC 配管(ドライウエル除湿系配管)は系統全体が高線量である RCW 配管(原子炉補機冷却系配管)と接続しているため配管内包水が線源になっていると推測されている。PCV 内部調査を X-6 ペネから行う場合には線源を除去して線量を低減する必要がある。
- 3 号機オペフロでは汚染分布の調査の際に、線量測定の外にコリメートしてスペクトルを計測することにより核種の特定に加えて線源位置の推定が可能となり、除染すべき範囲が明確になった。

#### b. 線量低減計画

- 線量が高いエリアについては、汚染状況の把握が難しく、推測して除染計画を検討・策定することになるが、計画策定後想定を超える汚染状況が判明した場合には工程の遅れにつながる可能性がある。
- 重要設備や周辺機器が除染作業と干渉するため作業を効率的に進めることが難しい状況である。
- 原子炉建屋 1 階の線量に対する寄与は、現状では床よりも狭隘箇所や中高所のダクト等の方が大きく、2 号機 1 階ではダクトの除染や撤去による線量低減効果が得られており中高所の除染は重要である。
- 作業対象エリアによっては人手作業となることもあるが、遠隔装置を使う場合においても補助的に人手作業が発生しており、除染作業時の作業員の被ばく線量が増加している。

#### c. 線量低減技術

- 研究開発として原子炉建屋内（1 階高所及び上部階用）の遠隔除染装置（ドライアイスブラスト、吸引ブラスト、高圧水ジェット）を開発しモックアップ試験を行った（図 4.3.2-20 参照）。
- 3 号機においてドライアイスブラスト高所除染装置の実機検証を行い、目標の除染性能に対して吸引+ドライアイスブラストの組合せで達成できたが、壁面凹凸部分への適用など、課題があることも判明した。
- 線量低減技術に関する情報は、公募により技術カタログ<sup>16</sup>としてまとめられた。しかしながら、その後の研究開発によって製作された高所用遠隔除染装置の実機検証結果等を通じて技術的知見が得られていることから、それらを蓄積するとともに活用しやすい形態に整備することが重要である。

### (4) 今後の対応

#### a. 汚染状況調査

- PCV 内部調査や PCV 補修等に要求される作業環境を明確にした上で、必要な調査を実施する。
- 1 号機原子炉建屋においては、AC 配管の内面洗浄や DHC 配管の内包水の除去について検討を行う。
- 高線量のサンプル採取については作業員の被ばく低減を考慮し遠隔での採取方法を検討する。
- 汚染分布の調査については、コリメータ付スペクトル計測のような核種や線源位置が推定

---

<sup>16</sup>技術カタログは平成 23 年度の資源エネルギー庁補助事業（平成 23 年度 3 次補正「発電用原子炉等事故対応関連技術開発費補助事業」）において作成された。同カタログは、福島第一原子力発電所の廃炉に向けた作業のための機器開発に資するため、国内外の既存技術を広く調査・公募して適用可能性のある技術が収集された。

できる方法を原子炉建屋内部においても導入を検討していく。

b. 線量低減計画

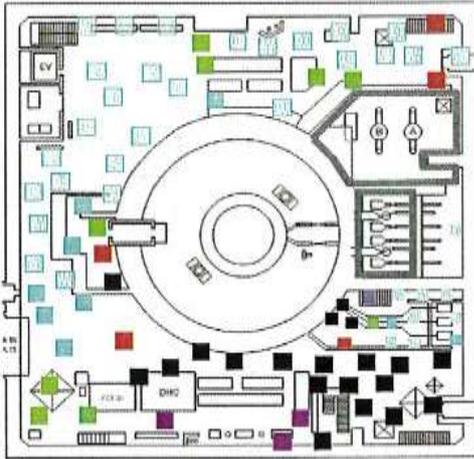
- PCV 補修などの作業対象エリアについては、工事量や着手時期、人の立ち入り（プラント維持・管理設備の点検）などを考慮し代表箇所について計画を検討する。その後、水平展開により対象エリアの線量低減計画を検討する。
- 汚染形態を的確に把握するのは難しい状況であるが、可能な限り把握した上で最適な除染工法を選定するとともに、必要な作業要員を確保して、想定される汚染形態に合わせ複数の線量低減計画を事前に検討しておく必要がある。想定と異なる状況が明らかになった場合でも現場状況に合わせ臨機応変に対応できる体制を構築し工程遅延を最小限に抑える。
- 除染作業に伴いダストや除染残渣による汚染拡大が懸念されるため、エリア管理、ダスト飛散防止、再汚染防止などの対策を行う。
- 線量が高いエリアの除染は、人手作業ではなく遠隔装置を用いることにより、除染作業の被ばく線量が上限値を超えないように努める。
- 実機で得られた除染効率、被ばく線量、工程などをフィードバックし、今後の線量低減計画に反映していく。

c. 線量低減技術

- 研究開発された遠隔除染装置は、PCV 補修等の関連するプロジェクトと協議して実機投入を検討する。なお、非常時の装置回収においては人手作業の可能性があり、現場状況に応じて作業員の被ばく低減対策が必要である。
- 既存の除染技術や遠隔技術のデータ及び実機適用実績の情報は適宜追加、更新する。今後の線量低減作業が継続していく中で発生する課題の解決や研究開発に資するため福島第一原子力発電所の現場適用を通じて得られた技術的知見をデータベース化して長期にわたる廃炉作業に活用できるようにする。

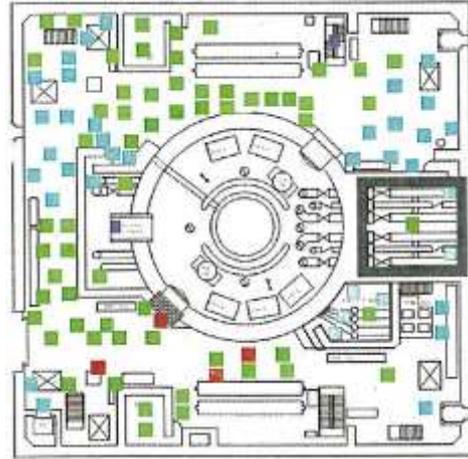
PCV 内部調査や PCV 補修等の作業を行うための作業環境を整えるべく必要なエリアの除染を実施してきたが、作業対象エリアの線量低減が計画通りに進んでいるとは言い難い状況である。除染方法と除染の有効性を確認しつつ適切な除染を今後も行うが、作業対象エリアの線量低減には限界があることを認識した上で、補修作業等に伴う被ばく線量と PCV 補修範囲や補修工法の有効性等を考慮しつつ工法の見直しを判断することも重要である。

1号機



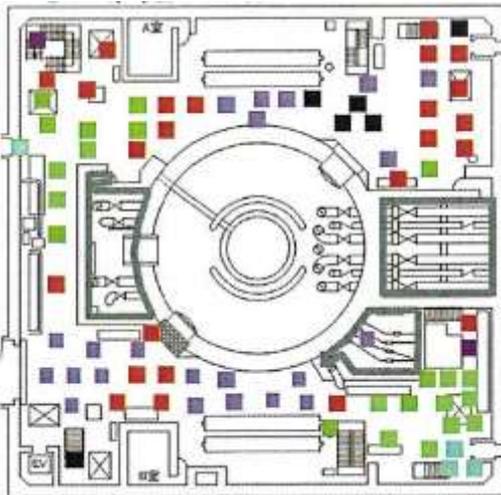
- 除染実績
- ①ガレキ撤去
  - ②ケーブル整線、機材撤去
  - ③床面、中低所除染
  - ④ホットスポット遮へい

2号機



- 除染実績
- ①床面、中低所除染
  - ②資機材撤去
  - ③ホットスポット遮へい
  - ④ダクト除染撤去

3号機



- 除染実績
- ①ガレキ撤去
  - ②ケーブル整線、機材撤去
  - ③床面、中低所除染

マップ線量凡例

□	: < 3mSv/h
■	: < 5mSv/h
■	: < 7mSv/h
■	: < 10mSv/h
■	: > 10mSv/h
■	: > 20mSv/h
■	: > 50mSv/h

( 2016年1月時点 )

図 4.3.2-18 原子炉建屋1階空間線量 床上 1500mm (東京電力提供)



図 4.3.2-19 2号機 X-6 ペネ周辺除染状況 (東京電力提供)

〈高所用除染装置〉



高圧水ジェット ドライアイスブラスト 吸引・ブラスト

〈上部階用除染装置〉



図 4.3.2-20 高所用・上部階用除染装置 (IRID 提供)

#### 4.3.2.5.2 燃料デブリ取り出し時の遮へい等による被ばく低減

##### (1) 目的

燃料デブリ取り出し作業中の作業エリア及び敷地境界における被ばく線量を合理的に達成可能なレベルに低減して、放射線安全環境を維持する。

##### (2) 主な要求事項

- a. 燃料デブリ、FP、放射化金属等の放射線源の分布を調査・検討した結果を基に、PCV 内部の水張りによる水遮へい効果を考慮して、燃料デブリ取り出し時の作業状態に応じた作業エリア、敷地境界での線量率を評価の上、遮へい等の適切な措置を施すこと。また、放射性物質回収・処理設備等の放射性物質を内包する系統設備も線源として考慮に入れること。
- b. 上部炉内構造物等の撤去、移動に伴う構造物等に付着した放射性ダストの飛散、燃料デブリ切削に伴って発生する放射性ダストの飛散については、それらに起因する作業エリア、敷地境界での被ばく線量を評価の上、飛散防止、抑制の適切な措置を施すこと。

##### (3) 取組の現状と評価・課題

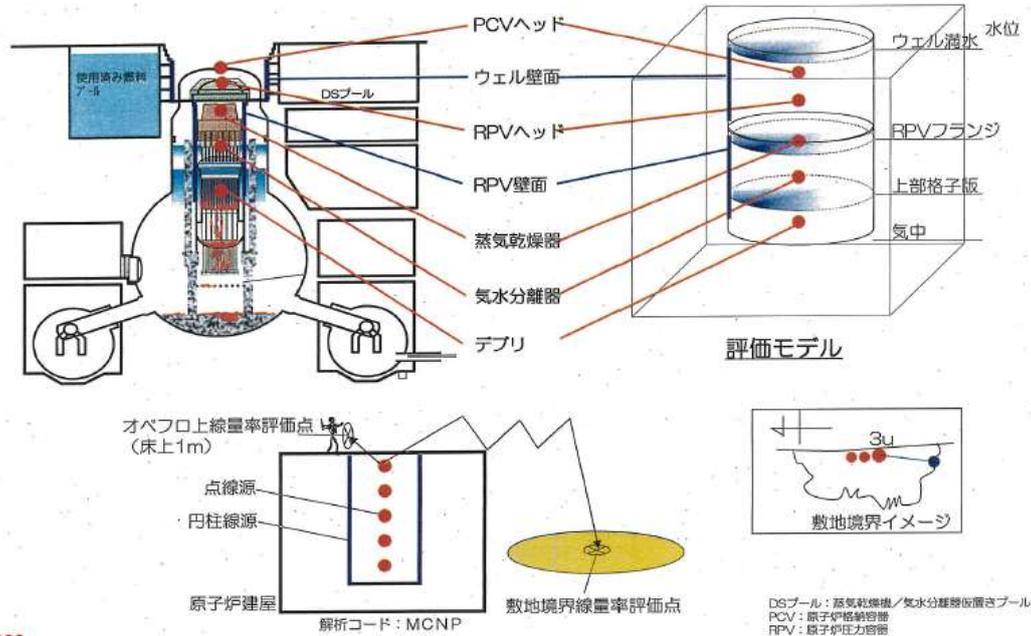
- a. 燃料デブリ取り出し時に、炉内構造物や燃料デブリに起因する線量について、オペフロ上での水遮へいの効果やセルの必要な遮へい厚さ等について簡易的な評価（図 4.3.2-21 参照）を行っており、燃料デブリが全て炉心部に存在すると仮定した場合でも、オペフロ線量率 1mSv/h 程度を実現する遮へいは可能な見通しを得ている。
- b. 燃料デブリ切削時に発生する放射性ダストの評価については、燃料デブリ切削方法の候補のうち、切削に伴って放射性ダストが比較的発生し易い熱的切削法の代表として、レーザー切削を対象として、燃料デブリの機械的性状や熱的特性を模擬した試験片を用いて、切削に伴い発生するダストの性状、発生量等の測定試験を計画している。

発生した放射性ダストの放射線量を評価するためには、機械的性状の他、線源となる燃料デブリの化学的組成の情報入手が課題となる。現段階では事故進展解析から得られる燃料デブリの組成等を基に検討した標準デブリ性状が参考となるが、今後、燃料デブリのサンプリング等による新たな実機情報取得による情報確度向上が課題である。

##### (4) 今後の対応

- a. 事故進展解析結果や PCV 内部調査等の実機調査結果を踏まえて、号機ごとの燃料デブリ、FP 分布等の放射線源の情報の確度を上げ、PCV 内水位等の工法に依存する条件を踏まえた具体的な線量評価を行い、各号機の工法ごとに必要な遮へい仕様を検討して実現性を見極めるとともに、合理的な遮へい設計を進めていく計画とする。オペフロ上の線量評価については、原子炉建屋内に所定の除染実施後に残存する FP に起因する線量の影響も状況に応じて考慮することを検討する。
- b. Cs の機器への吸着メカニズムの検討、実機調査による付着量の把握により、上部炉内構造物の放射性ダストの付着量の評価の精度を高め、これらの移動、撤去のための事前の除染等の措置を検討する。

レーザー切削以外の燃料デブリ切削方法についても、過去の知見を踏まえてその必要性を検討した上で、切削に伴い発生するダストの性状、発生量の測定試験を計画する。各切削方法によるダスト性状、発生量の評価結果は、原子炉建屋、PCVの負圧管理等の空調システム、フィルタ設計の計画に反映していく。



[ 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

○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 考察①②
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)	

- ※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

- 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 4.3.2-21 燃料デブリ取り出し時の線量評価例 (参考) (東京電力提供)

#### 4.3.2.6 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、ガレキもあり、高い放射線環境、ダスト環境等、極めて悪い環境にある。また、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初めての作業においても、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

原子炉建屋内の極めて悪い作業環境下での初めての作業に対するモックアップによる訓練、並びに不測の事態に対する対処方法の検討等、これまで行われてきた労働安全対策以上の十分な準備、計画、訓練等の事前対策を実施すること。

##### (3) 取組の現状と評価・課題

現場の作業状況等に適切に把握し、労働災害発生 of 未然防止に努めている。

- OE（運転経験）情報の活用の推進、水平展開の強化、安全管理の仕組み・体制の強化等により、2015年度の災害発生件数は2014年度より減少し、災害人数は40%減（64人→38人）となった。
- 酷熱期には酷暑時間帯（7～9月の14時～17時）の作業の原則禁止、熱中症予防統一ルール（WBGT（人体の熱収支に影響の大きい湿度、放射熱、気温の3つを取り入れた指標）30℃以上で作業を原則禁止）等、熱中症予防対策を実施した。その結果、2015年度の作業に起因する熱中症の発生件数は2014年度と比較して大きく減少した。
- 2015年10月に厚生労働省から発出された労働安全衛生水準向上に関するガイドラインを受け、リスクアセスメント、工事の発注段階からの効率的な被ばく低減対策等を的確に実施し、安全衛生管理対策の更なる向上を図っている。
- 建屋外については除染が進み、汚染状態に応じて3つの区域（アノラックエリア、カバーオールエリア、一般服エリア）に区分するとともに、区域ごとに放射線防護装備を使い分けることにより、作業時の負荷軽減による安全性と作業性の向上を図っている。

遠隔操作機器に関する技術基盤を確立するために、2015年度に櫛葉遠隔技術開発センターにモックアップ試験施設が整備されるとともに、作業計画の立案と作業の事前訓練を目的として福島第一原子力発電所原子炉建屋内を仮想的に模擬した3次元のバーチャルリアリティ（VR）システム（図4.3.2-22）が整備された。

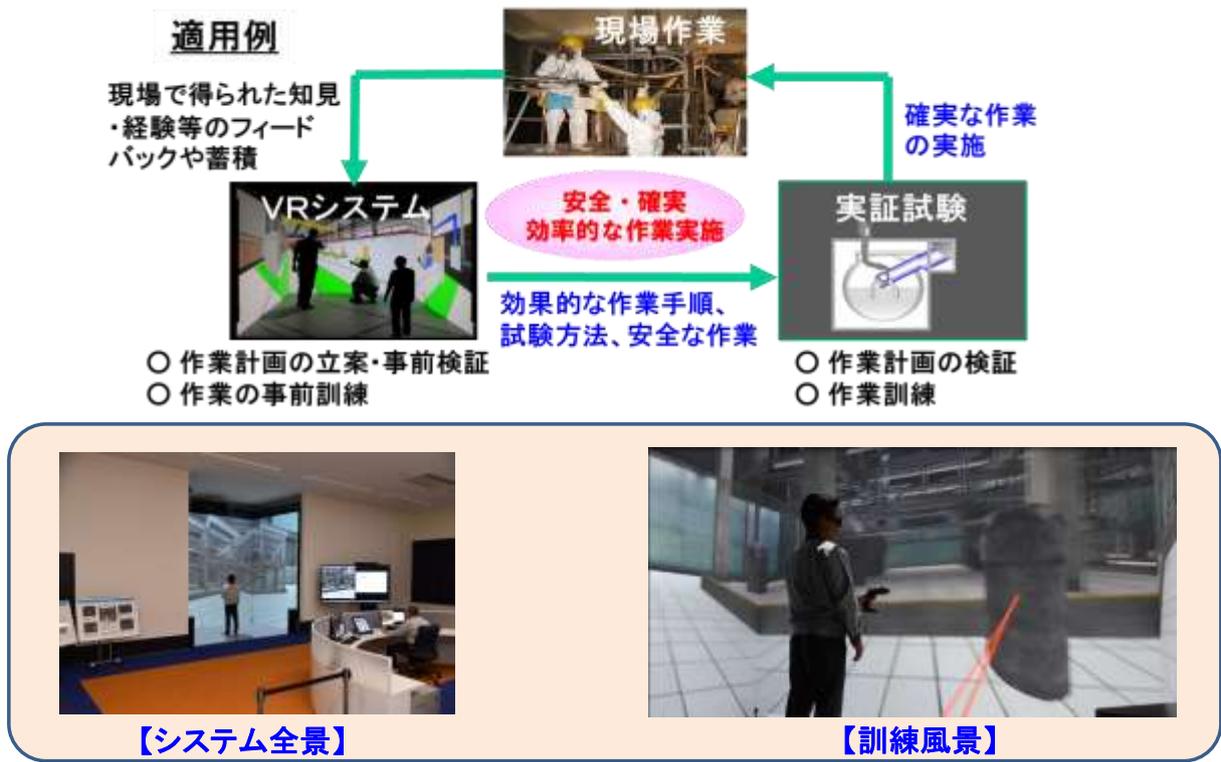
燃料デブリ取り出し作業の事前準備作業であり2017年度から実施が計画されている3号機の使用済燃料プールから燃料取り出し開始に向け、実際に現場に設置する燃料取扱設備を用いて作業訓練を計画・実施している。

燃料デブリ取り出し作業については、概略が検討されているところであり、詳細は取り出し方針と密接に関連していることから、今後具体的な労働安全に関する検討を行う必要がある。

なお、放射線安全に関しては、放射性物質を体内に摂取した際、すぐに内部被ばく線量を評価する必要があるが、日本原燃（株）と排泄物（尿、糞）分析による体内放射能評価（バイオアッセイ）について協定を結び、迅速に内部被ばく線量を評価できる体制を整備している。

#### (4) 今後の対応

- a. これまでに実施してきた原子炉建屋内線量低減作業、PCV 内部調査作業をレビューし、他作業に対する準備、計画、訓練等の事前対策に活かすことが必要である。
- b. 遠隔装置による作業ができず、人が立ち入らなければならない作業場所に対しては、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ことが必要である。
- c. 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し、効果的な作業手順及び試験方法を立案・実施・検証することが不可欠である。また、VR システムを活用した作業計画の立案と作業の事前訓練により、作業時間の短縮と被ばく低減を図ることが必要である。
- d. 燃料デブリの取り出しに係る準備作業を含めた現地作業としては、原子炉建屋内除染、PCV 漏えい箇所調査、PCV 下部・上部補修、系統システム設備の構築、燃料デブリ取り出し機器・装置の設置等の事前の準備作業・建設工事、燃料デブリ取り出し作業、燃料デブリの収納・移送・保管作業が想定される。燃料デブリ取り出し作業の事前の準備作業においては、使用済燃料取り出し作業時の冷却故障に伴う燃料の露出、気体状放射性物質の拡散・漏えい、高濃度汚染水の漏えい等が起こる可能性がある。燃料デブリ取り出し作業においては、再臨界及び窒素封入停止に伴う水素爆発が起こる可能性がある。取り出した燃料デブリの収納・移送・保管作業においては、クレーン故障に伴うユニット管及び収納缶の落下が起こる可能性がある。これらの作業はこれまで誰も経験したことがない初めての作業であるため、事故・トラブルを事前に予測することは非常に困難である。そのため、各作業において発生する可能性がある事故・トラブルを事前に最大限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ことが必要である。また、もし仮に事故・トラブルが発生した場合でも迅速に対応できるように、メンテナンス作業エリアを確保すること等、不測の事態への対処方法も検討しておくことが必要である。
- e. 原子炉建屋内での作業、さらに燃料デブリ取り出し作業に当たっては、作業環境でのダストモニタリングのために、作業場にあらかじめ配置したサンプリングヘッドにより作業環境の空気試料を連続採取するとともに、サンプリングヘッドに $\alpha$ 線検出器及び $\beta$ 線検出器を組み込み連続測定することにより、空気汚染を連続監視することが必要である。
- f. 放射性物質の閉じ込め、汚染除去、防護具使用の組合せにより、放射性物質の体内への取り込みによる内部被ばくを防止することが必要である。特に、防護衣、防護具類の汚染防止は、付着した放射性物質の間接的な経口摂取による内部被ばくあるいは皮膚等への外部被ばく防止の観点から重要である。また、呼吸保護具類を用いた口・鼻からの体内への取り込み防止に当たっては、防護対象核種の物理的・化学的性状に応じた管理が必要であり、特にフィルタの捕集効率に最も寄与する粒径を十分に把握した防護が重要である。
- g. 放射性物質を体内に摂取した際には、すぐに全身カウンタによる全身計測、バイオアッセイ、及び空气中放射性物質濃度に基づく算定のいずれかにより内部被ばく線量を測定・評価する必要がある。また、作業者が被ばく線量限度を超えて被ばくしたとき（又はそのおそれのあるとき）は、当該作業者について臨時健康診断を実施するとともに、作業区域への立ち入り制限、立ち入り禁止等の措置を行う必要がある。



(JAEA 提供)

図 4.3.2-22 バーチャルリアリティ (VR) システムを利用した作業訓練の流れ

#### 4.3.2.7 燃料デブリへのアクセスルートの構築

##### (1) 目的

燃料デブリ取り出し作業のために必要な、建屋内のアクセスルート及び、オペフロ又は建屋横側から、PCV 内部の燃料デブリにアクセスするためのルートを構築する。

##### (2) 主な要求事項

###### a. 各工法に共通する要求事項

- i) 燃料デブリ取り出しに係る機器・装置の搬入、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が可能のように低減され、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。
- ii) アクセスルートにおいて、PCV/RPV 内部からの放射性物質放出を防止することが可能であること。

###### b. 冠水-上アクセス工法、気中-上アクセス工法における要求事項

- i) 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。
- ii) 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。
- iii) 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。

###### c. 気中-横アクセス工法における要求事項

- i) 建屋 1 階から DMW 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) 取組の現状と評価・課題

###### a. 各工法共通の取組

建屋内アクセスルートの構築の詳細検討は現状行われておらず、今後行うことが必要である。

また、燃料デブリへの PCV 内アクセスルート構築に関して、内部からの放射性物質放出防止のための重要技術開発の要素試験を開始している。

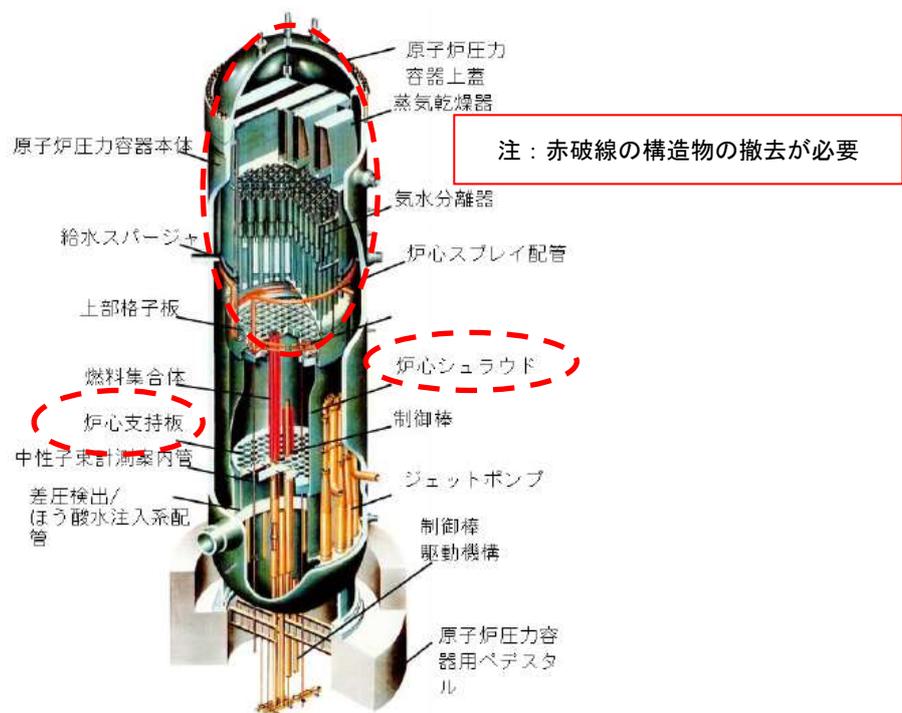
工法ごとの取組について、b.、c.項にて記載する。

###### b. 冠水-上アクセス工法、気中-上アクセス工法における取組

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。燃料デブリ取り出しの時期に対応して、線量低減や、ルート途中に存在する障害物の撤去等の現場作業について、作業内容や実施時期の計画具体化が必要である。建屋内アクセスルートの具体的検討は現状進んでおらず、今後計画的に実施する必要がある。

オペフロから燃料デブリへのアクセスルート構築に関し、重要なステップの実現可能性を見極めるため、燃料デブリ取り出し工法の技術開発の一環として、要素試験を含めて開発検討を進め

ている。冠水-上アクセス工法、気中-上アクセス工法については、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、これらの取り外し対象機器の中には、事故時に高温環境に晒されたことによりクリープ変形が生じている可能性がある。解析により推定されているものがある。直接の確認はできていないが、変形状況によっては、通常の方法では取り外せない可能性が懸念される。図 4.3.2-23 に上アクセス工法で撤去を考慮すべき主要な炉内構造物を示す。上アクセスの場合、燃料デブリの上方にある汚染した内部構造物を撤去しながら燃料デブリへのアクセスルートを構築していくこととなる。



(構造図は、IRID ホームページより引用)

図 4.3.2-23 上アクセス時に撤去を考慮すべき炉内構造物

燃料デブリ取り出しのために、放射性物質が PCV 内部から放出されることのないような対応を行いつつ、アクセスルートを構築することが難度が高く重要な課題である。

- 冠水-上アクセス工法

4.3.1 項、図 4.3.1-6 に、冠水-上アクセス工法の概要図を示している。燃料デブリは、PCV とオペフロ上に設置するセルによる一次バウンダリ、原子炉建屋とその外に設置するコンテナによる二次バウンダリを構築し、その中で扱う方針であり、放射性物質の放出を防ぐための技術開発を進めている。図 4.3.2-24 に、冠水-上アクセス工法概念と其中で、アクセスルートの構築と、アクセスルートにおける放射性物質の放出防止に関し、特に重要と考えられている項目を示す。

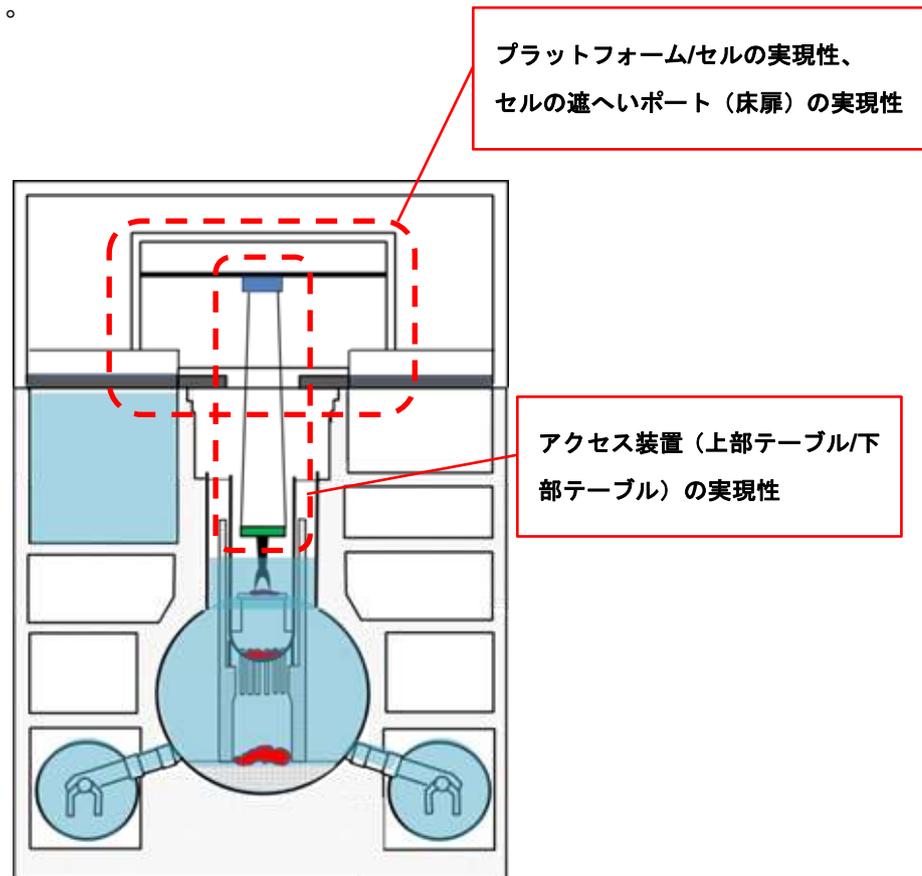


図 4.3.2-24 冠水-上アクセス工法のアクセスルート実現確認の重要項目

上図に示す重要項目に関し、実現性を確認するための要素試験を進めている。

オペフロ上に設置するセルの遮へいと放射性物質飛散防止機能の実現性を確認するために、プラットフォーム、セルの実現性検討、そこに設置する遮へいポートに関する要素試験の計画を進めている。（要素試験の概要は、4.3.2.8 項 図 4.3.2-32 の③、添付 4.20 ④ 参照）

また、冠水-上アクセス工法において燃料デブリ取り出しのために RPV 内にアクセスする装置の実現性を確認するために、要素試験の計画を進めている。（要素試験の概要は、4.3.2.8 項 図 4.3.2-32 の②、添付 4.20 ③参照）

これらは、各号機に共通する開発である。

- 気中-上アクセス工法

4.3.1 項、図 4.3.1-6 に、気中-上アクセス工法の閉じ込めの概念を示している。PCV とオペフロ上に設置するセルによる一次バウンダリ、原子炉建屋とその外に設置するコンテナによる二次バウンダリを構築し、その中で扱う方針である。気中工法であることから、より厳しい条件下で放射性物質の放出を防ぐため、技術開発を進めている。図 4.3.2-25 に、気中-上アクセス工法の概念とその中で、アクセスルートの構築と、アクセスルートにおける放射性物質の放出防止に関し、特に重要と考えられている項目を示す。

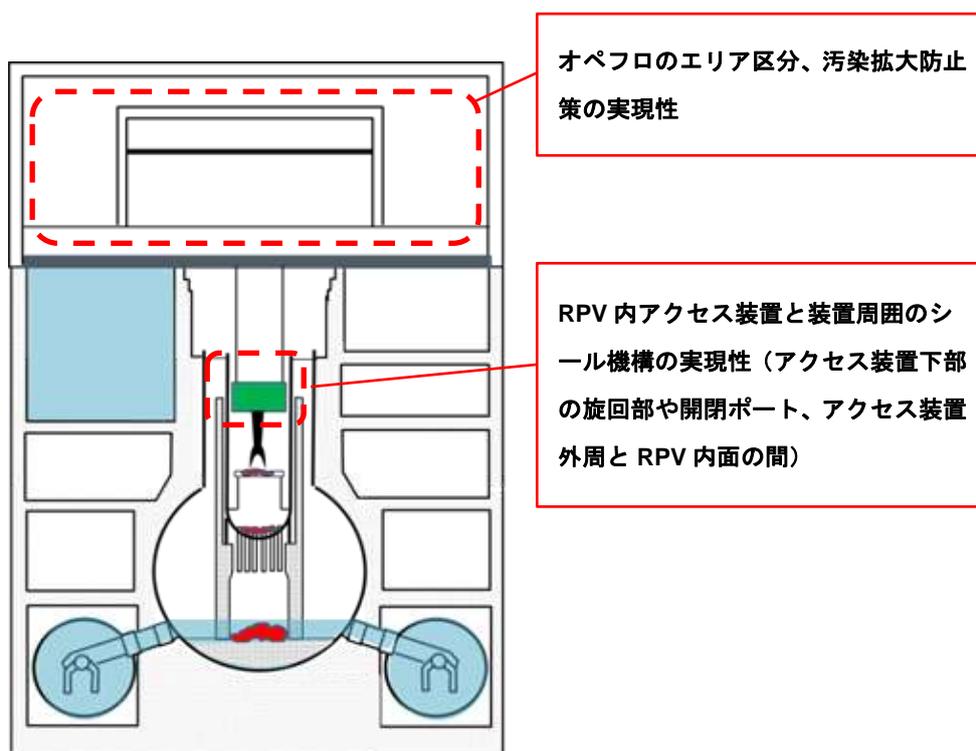


図 4.3.2-25 気中-上アクセス工法のアクセスルート実現確認の重要項目

上図に示す重要項目に関し、実現性を確認するための要素試験を進めている。

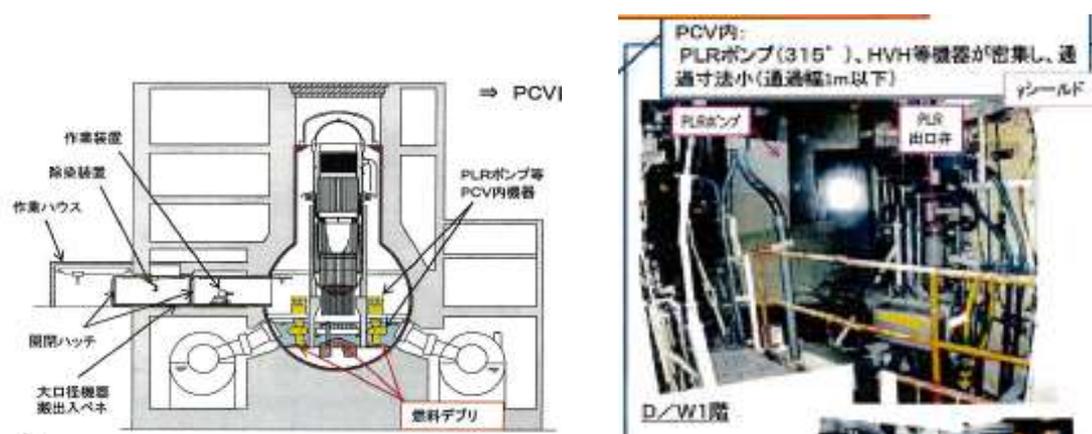
オペフロのエリア区分や、汚染拡大防止策の実現性確認のために、1/4 程度のスケールモデルを使用した要素試験の計画を進めている。気中-上アクセス工法において PCV 上部から炉内の燃料デブリに至るアクセスルート構築に際し、炉内の構造物搬出の際にエリア区分・汚染拡大防止用シートを適用する方針であり、スケールモデルによる要素試験の中で、作業各ステップの汚染拡大防止方法の実現性を見極める計画で進めている。(要素試験の概要は、4.3.2.8 項 図 4.3.2-32 の⑥、添付 4.20 図 A4.20⑦参照)

また、燃料デブリ取り出し時には、燃料デブリ近傍において遮へい、放射性物質閉じ込めの対策を講じ、高線量・高汚染エリアの範囲を低減する方針であり、そのための RPV 内アクセス装置のシール技術開発のための要素試験を進めている。(要素試験の概要は、4.3.2.8 項 図 4.3.2-32 の⑦、添付 4.20⑧参照)

c. 気中-横アクセス工法における取組の現状と評価・課題

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の確保が必要である。

図 4.3.2-26 に気中-横アクセス工法の PCV 内干渉物の状況を示す。

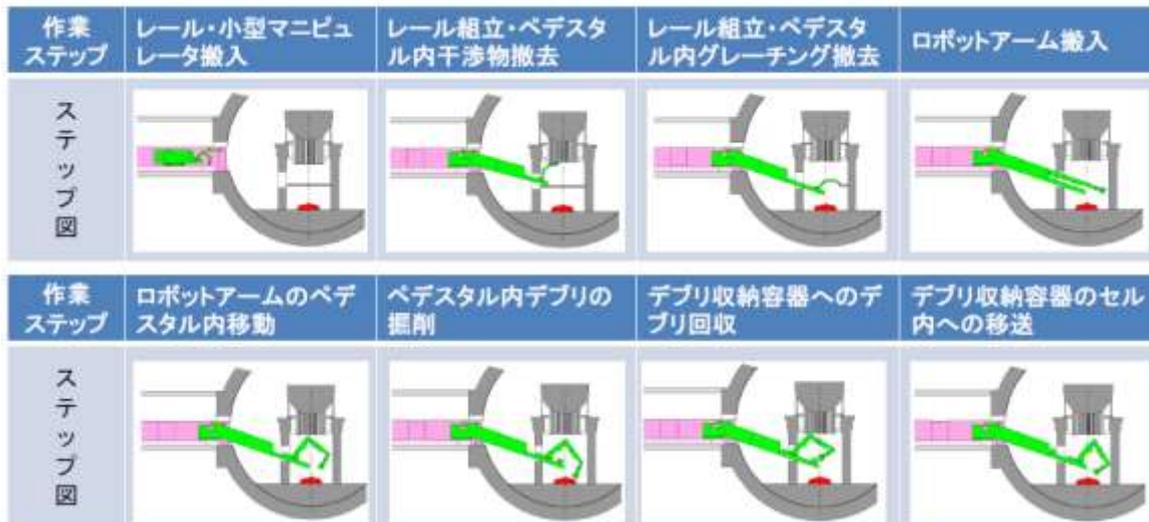


1号機の例（日立 GE 提供）

図 4.3.2-26 気中-横アクセス工法の干渉物状況

4.3.1 項、図 4.3.1-6 に、気中-横アクセス工法の閉じ込めの概念を示している。PCV と PCV 横建屋内に設置するセルによる一次バウンダリ、原子炉建屋とその外に設置するコンテナによる二次バウンダリを構築し、その中で、取り出す機器や燃料デブリを扱う方針である。気中工法であることから、より厳しい条件下で放射性物質の放出を防ぐことを念頭において、計画することが必要である。

また、横アクセス工法により RPV ペDESTAL 内側の燃料デブリにアクセスする場合のステップ検討例を図 4.3.2-29 に示す。



(出典； IRID 資料「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ・炉内構造物取り出し工法・システムの高度化事業）」中間報告 平成 28 年 4 月)

図 4.3.2-27 気中-横アクセス工法による燃料デブリへのアクセスステップ

図 4.3.2-28 に、気中-横アクセス工法のアクセスルートの構築において、PCV 内部からの放射性物質の放出防止に関し、実現性が重要と考えられる項目を示す。

気中-横アクセス工法における原子炉建屋側面からの燃料デブリへのアクセスルート構築に関し、重要なステップの実現可能性を見極めるため、燃料デブリ取り出し工法の技術開発の一環として、要素試験を含めて開発検討を進めている。

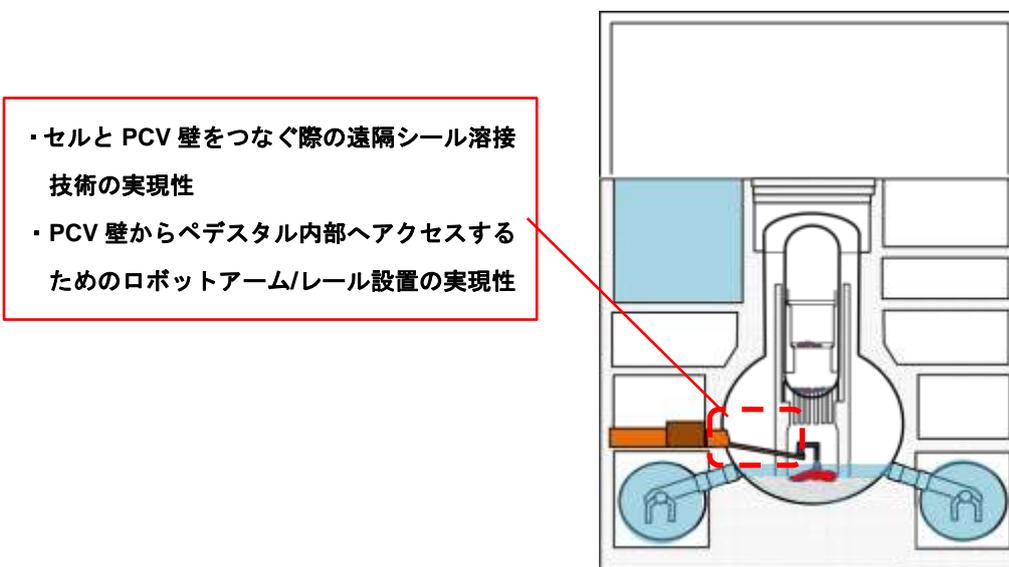


図 4.3.2-28 気中-横アクセス工法のアクセスルート実現確認の重要項目

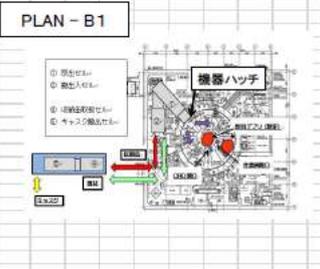
上図に示す重要項目に関し、実現性を確認するための要素試験を進めている。

気中-横アクセス工法においては、アクセスルート構築の一環として新たに設置するセルと PCV を溶接することにより放射性物質放出を抑制することが必要である。この実現性を見極めるため、

PCV とセルアダプタの遠隔溶接の要素試験を計画中である。(要素試験の概要は、4.3.2.8 項 図 4.3.2-32 の⑩、添付 4.20 ⑪参照。)

また、PCV 内でペDESTAL内燃料デブリへアクセスする技術に関し、ロボットアームやレール等の実現性を確認するための要素試験の計画を進めている。(要素試験の概要は、4.3.2.8 項 図 4.3.2-32 の⑧、添付 4.20 ⑨参照)

気中-横アクセス工法においては、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、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が必要となる。現在、各号機でのアクセスルートを踏まえた配置検討を進めている。図 4.3.2-29 に、号機ごとの配置検討例を示す。

号機	1号機	2号機	3号機
配置検討の基本的考え方	比較的アクセスのし易いPCV西側を使用して、燃料デブリの搬出は <b>機器ハッチ</b> から	比較的アクセスのし易いPCV西側を使用して、燃料デブリの搬出は <b>X-6ベネ</b> から	2号機の検討結果、水位コントロールの成立性を考慮して方針検討
配置計画	燃料デブリは <b>原子炉建屋を開口</b> して搬出  PLAN - A1  <b>X-6ベネ</b> からのアクセスも検討	PLAN - A2  <b>機器ハッチ</b> からのアクセスも検討	
	燃料デブリは <b>大物搬入口</b> から搬出  PLAN - B1 	PLAN - B2 	

(出典； IRID 資料「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ・炉内構造物取り出し工法・システムの高度化事業）」中間報告 平成 28 年 4 月)

図 4.3.2-29 気中-横アクセス工法 号機ごとの配置検討

(4) 今後の対応

下記の対応を進めていくべきである。

a. 各工法に共通する対応

重点的に開発を進める 3 工法に関する対応は、b.、c.項にて記載する。

4.2 項や、4.3.2.5 項に示されるように、これまでの現場での知見として線量低減の難度が高いものと想定される。各工法共通の対応として、建屋内のアクセスルートの検討は、工事の前段として必要となる線量低減作業の難度、現場の障害物撤去の難度を踏まえ、実現可能性を検討すべきである。また、計画している原子炉建屋内へのアクセス位置に関し、建屋外の現場状況の観点で困難がないかにも注意し、必要に応じた調整等を図るべきである。

b. 冠水-上アクセス工法、気中-上アクセス工法における対応

建屋内のアクセスルートの検討を進めることが必要である。特に、現場で実施できる線量低減の可能性を踏まえ、アクセスルート構築の作業を計画すべきである。また、オペフロの線量低減計画について、燃料デブリ取り出し工事の準備作業への影響有無の観点から確認し、計画中の内容に影響がある場合には、調整等を行うべきである。

オペフロから燃料デブリまでのアクセスルート構築に関して、実現性を確認するために開始した要素試験については、計画に従い結果を評価することが必要であり、課題が見つかった場合は、早急に対応策を立案すべきである。また、燃料デブリ取り出し工法の検討進捗に伴い、新たな要素試験等による検証の必要性が生じた場合は、迅速に開発計画を更新し、以降の燃料デブリ取り出しに係る計画に影響がないよう対応すべきである。

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計画となると想定されるが、工事の難度は高く、可能性のある工事中の発生事象や工期等、今後進められる工法の検討結果を踏まえ、方針決めの判断が必要である。

c. 気中-横アクセス工法における対応

建屋内のアクセスルート構築に関して、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り、PCV 内部にアクセスするために、当初設置されている設備や配管を撤去して、PCV に到達することが必要である。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は、難度の高いものが含まれると考えられ、作業計画、除染や遮へいの対策を早期に検討して進めることが必要である。また、計画している建屋内のアクセスルート案について、現場で実施できる線量低減の可能性を勘案して構築が可能であることを検討すべきである。

PCV 側面から PCV 内の燃料デブリまでのアクセスルート構築に関して、実現性を確認するために開始した要素試験については、計画に従い結果を評価することが必要であり、課題が見つかった場合は、早急に対応策を立案すべきである。燃料デブリ取り出しの障害となる PCV 内部のペデスタル外側の設置機器や内側の落下物について撤去の要領や、想定される工期についての検討も、燃料デブリ取り出し方針の検討に資するべきである。

燃料デブリ取り出し工法の検討進捗に伴い、新たな要素試験等による検証の必要性が生じた場合は、迅速に開発計画を更新し、以降の燃料デブリ取り出しに係る計画に影響がないようにすべきである。

#### 4.3.2.8 燃料デブリ取り出し機器・装置の開発

##### (1) 目的

燃料デブリを安全、確実、効率的に取り出すための現場条件に適合した機器・装置を開発することが目的である。現在、3つの重点工法（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）に係る機器・装置の開発を進めている。

##### (2) 主な要求事項

燃料デブリは、RPV内、ペDESTAL内外に存在すると考えられている。これらを取り出すための3つの重点工法に必要な機能（例えば、アクセス装置、視覚・計測、切削・集塵、ダスト飛散防止、遮へい、収納等）の開発を進めるに当たっては以下の要求事項を満足させる必要がある。

機器・装置の設計に関する主な要求事項は以下の通りである。

- 燃料デブリ取り出し作業は、高放射線環境下であるため、遠隔取り出し装置によるものとする、取り出し作業は安全な環境から人による操作を基本とするが、衝突回避、過負荷等の異常時は、自動にて停止する保護機構を持つ構造とすること。
- 燃料デブリ取り出し機器・装置には、高放射線場以外にも号機ごとの環境に適合した機能や高い信頼性・冗長性を持った設計とし、可能な限りフェールセーフの考え方を取り入れること。また、可能な限り実績のある既存技術を活用すること。
- 機器の点検/保守作業は、遠隔作業を基本とするが、必要に応じて除染/遮へい等を行い、人手により保守作業も考慮すること。
- 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、以降の修理・復旧作業の妨げとならないような考慮がされていること。
- 耐放射性があらかじめ定めた性能を確保していること（気中工法の場合はより厳しい条件となる）。
- 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）。
- PCV水位レベルに応じた防水性能を有すること。
- 水中でのデブリ取り出し時における濁水（浮遊物、切削片等）に対して、視野を確保していること。
- 設置設備（構台・セル・クレーン他含む設備）に対し、耐震評価を行い、地震時の安全を考慮すること。

##### (3) 取組の現状と評価・課題

要素試験項目の選定に当たっての優先事項としては「安全」と「福島第一原子力発電所現場状況」を考慮した。

「安全」：作業員の被ばく低減のための遠隔化、遮へい、汚染拡大防止。

「福島第一原子力発電所現場状況」：各号機、汚染状況、線量、機器の損傷具合の差異。

これらの中から更に、開発に長期間が見込まれる項目、早期に開発の目途を立てたい項目を優先させることとした。なお、アクセスルート構築のための要素試験については、前述の4.3.2.7項に記載の通りである。

a. 現状

要素試験として以下の技術開発を行っている（詳細については、添付 4.20 参照）。

【工法共通の技術開発】

● 液圧マニピュレータによる試験

デブリ取り出し用マニピュレータの基礎データを得るために、市販の油圧マニピュレータを用いて制御性、動作精度等の要素試験を行っている。

● 切削・集塵、視覚・計測技術の開発（図 4.3.2-30 の①）

燃料デブリの切削・加工、集塵のための機器、高放射線環境に耐えられる視覚・計測機器の開発を行っている。

【冠水一上アクセス工法の技術開発】

● RPV 内アクセス装置の開発（図 4.3.2-30 の②）

オペフロに設置した上部吊り下げ装置から、RPV 内で作業を行う下部作業ステージを吊り下げる装置を開発している。

● プラットフォーム/セルの開発（図 4.3.2-30 の③）

オペフロに設置するプラットフォーム/セルの開発を行っている。

● 燃料デブリ収納缶の取扱い装置の開発（図 4.3.2-30 の④）

回収した燃料デブリを収納缶に収め、蓋締めを行い、外部に移送するための装置開発を行っている。本開発は、他の工法にも応用が可能な開発である。

● 形状追従、軽量遮へい体の開発（図 4.3.2-30 の⑤）

使用時にのみ水を充填して利用する遮へい体の開発を行っている。

本試験は、気中一上アクセス工法においても利用可能な技術開発である。

【気中一上アクセス工法の技術開発】

● 汚染拡大防止のためのフィルム、シートの活用技術の開発（図 4.3.2-30 の⑥）

放射性ダストの飛散を防止するために、作業エリアを区分するフィルム、シートを開発している。

● RPV 内アクセス装置のシール技術の開発（図 4.3.2-30 の⑦）

RPV 内を上下に移動するアクセス装置より下の作業エリアと装置より上部のエリアを区分するためのシールについての開発を行っている。

【気中一横アクセス工法の技術開発】

● ペDESTAL内アクセス装置の開発（図 4.3.2-30 の⑧）

PCV 下部の CRD 交換機の開口を利用してペDESTAL内にアクセスする装置を開発している。

● 遠隔作業用柔構造アームの開発（図 4.3.2-30 の⑨）

PCV 内での障害物の解体・撤去のための装置の開発を行っている。

● セルに係る遠隔シール溶接のための PCV 溶接装置の開発（図 4.3.2-30 の⑩）

PCV にセルを接続する際の遠隔溶接装置の開発を行っている。X-6 ペネを想定場所として狭隘部での溶接装置の試験を行っている。

#### b. 評価と課題

現在は、要素試験の2年計画のうちの初年度を終えたところであり、基本的な検討や試験装置の準備を進めている段階である。今後、モックアップ試験を通して装置の成立性等について検証していくところであり、3つの工法選定の判断材料となる結果の取得には至っていない。

また、現在の機器・装置の開発は、要素試験として行われているため、最終的なデブリ取り出し機器・装置として求められている要求事項を必ずしも満足しているものではなく、概念案は今後変更される可能性があるという点には注意しておくことが必要である。

一部ではあるが、共通事項の開発として視覚・計測技術開発の耐放射線性カメラ開発においては、要求事項の達成に目途が得られつつあるものもある。

一方で、福島第一原子力発電所サイトでは様々な調査も進んでいる。PCV内の環境情報として、温度、線量や、炉内滞留水には多量のスラッジ状の堆積物や濁水の存在が明らかになってきており、如何にして視野を確保するかが課題となっている。

#### (4) 今後の対応

##### a. 燃料デブリ取り出し工法の全体計画との整合性

- 全体計画と整合して、一連の工程を連続して遂行できるシナリオを想定し、それに必要な要素技術を洗い出し、現状未着手の技術、要素技術開発を通じた新たな課題があれば、適時、適切に計画を見直し、シナリオの成立の検証に必要な要素技術開発を進めるべきである。
- 福島第一原子力発電所サイトでは種々の調査・解析が進んでおり、新たな知見も得られている。これらの情報をフィードバックさせ、今後の機器・装置開発を進めていく。
- 現在進めている技術開発のうち、遅れが目立つものについては、必要に応じて要素試験の加速を行う。

##### b. 既存技術の活用

- 燃料デブリ取り出しに使用される機器・装置には、高い信頼性が求められる。新たな技術の開発が必要な場合もあるが、使用実績があり、信頼性の高い既存技術の活用を進めるべきである。
- 既存技術では性能不足となるような場合でも、運用（メンテナンス）等で対応できることもある。新規開発の場合と、開発コストや開発時間等での比較検討も考慮したうえで、装置・機器開発を進めるべきである。

##### c. モックアップ試験の実施

- 新たに開発された機器・装置は、その機能の現場適用性を確認するために、モックアップ試験を行うべきである。
- 開発された機器・装置をオペレーションする人材の育成も重要である。現場では放射線環境下であるため、モックアップを利用した教育・訓練を行うべきである。

- モックアップ試験場所としては、JAEA の櫛葉遠隔技術開発センター等の有効利用を図り、時間、コストの削減を検討していくべきである。

d. 今後の遠隔装置開発について

- 1号機の、PCV 内部調査では、線量データや温度等の情報を得ることが出来たが、調査ロボットをスタックさせてしまう事象が発生した。作業手順を一つひとつ確認しながら進めることにより上記のような事象を防止することは可能であるが、全体を俯瞰する視野を確保することで、更に信頼性・作業性の向上が可能となる。
- 各号機における状況調査では、通信の信頼性、照明環境などインフラに関する部分の不足が見られた。個々の装置開発とともに、それらをサポートするインフラ整備も必要である。
- 耐放射線性に関しては、PCV 内部調査等において、ロボット搭載の電子部品の耐放射線データが得られてきており、これら情報をデータベース化するなどして今後の機器開発に利用していくことが望まれる。
- これまでに実施してきた調査ロボットの成果と失敗事例を整理し、更に放射線環境下における作業（除染作業など）実績や、一般産業におけるロボット技術、現場環境を熟慮した機器開発を行うことが重要である。
- 個々に開発している技術については、それぞれが有する利点を俯瞰して適切に活用できるような仕組み作りが重要である。
- 今後は、ロボット技術や遠隔技術を活用する観点から、共用できる装置や機能の開発及び共通基盤的な要素の開発を強化していくべきである。

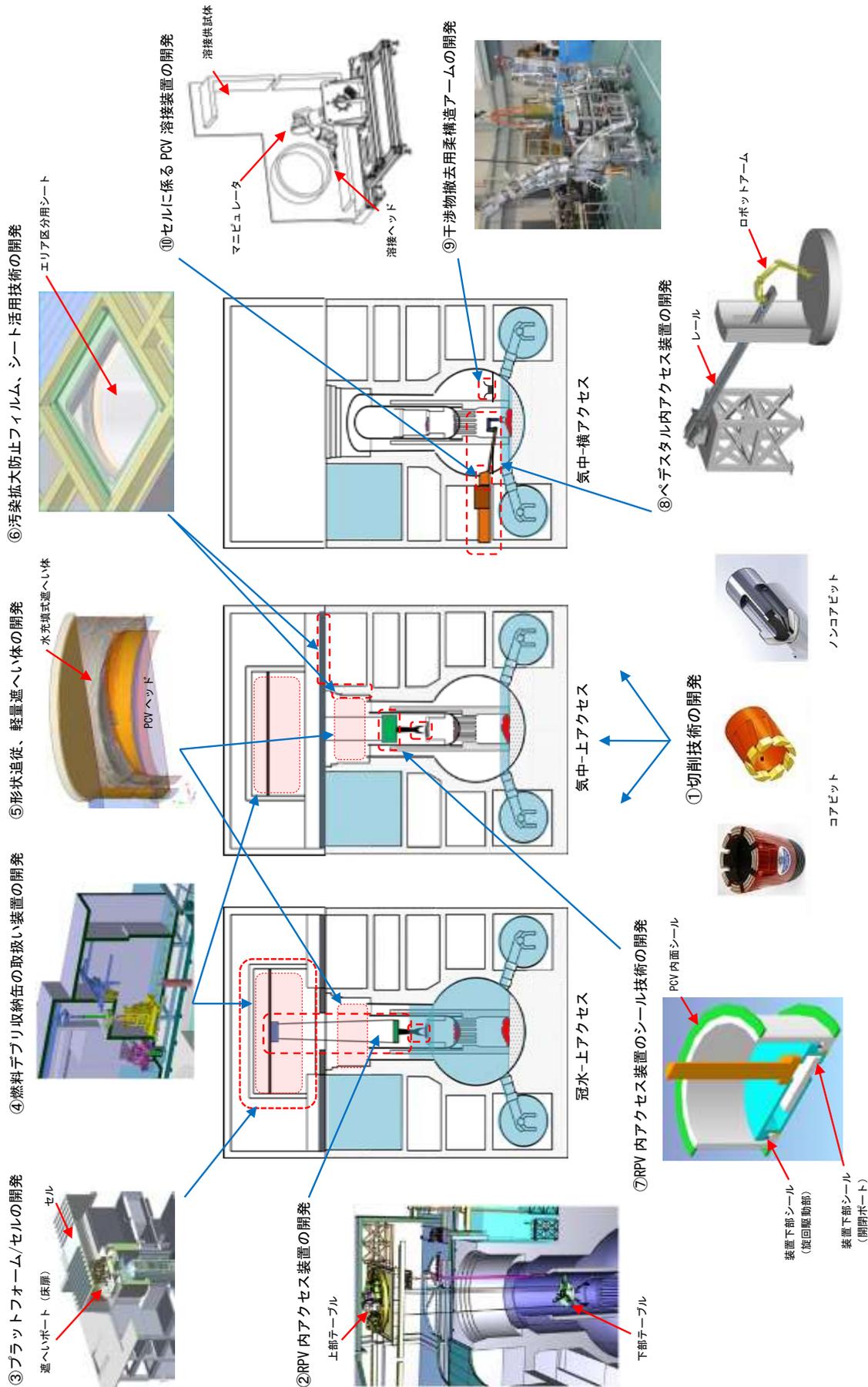


図 4.3.2-30 要素試験の全体像 (図①～⑩は IRID 提供)

#### 4.3.2.9 系統設備、エリアの構築

##### (1) 目的

事故による影響で原子炉建屋、PCV等の機器が損傷している状況にあって、PCV内に分布する燃料デブリを継続的に安全に取り出し、保管するために、新たに必要となる設備、機器、装置類、並びにこれらを適正に運用するための系統を含めたシステム一式を、設置するためのエリアを確保の上、準備、設置する。

##### (2) 主な要求事項

- a. 新たに必要となる設備、機器、装置類、系統を抽出し、それぞれに対する機能要求仕様を明確にし、それに基づいた設計とすること。
- b. これらの設備、機器、装置類、系統が、以下の観点から、現地に設置が可能であり、適正な運用が可能であること。
  - 建屋に追加設置するコンテナや作業用セルの必要な構造強度が確保されること。
  - 機器・装置・系統のための十分な設置エリアが確保されており、機器等の設計条件を踏まえ、必要とされる環境条件が満足されること。
  - 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おり、必要とされる環境条件が満足されていること。
  - 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、対象設備の事故影響や経年劣化を踏まえても、必要機能が確保されること。
  - 燃料デブリ取り出し作業に伴い、搬出される燃料デブリ、重汚染構造物等の敷地内の保管場所のエリアが確保されていること。
  - 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。(上部アクセス工法適用の場合)

##### (3) 取組の現状と評価・課題

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年度から開始し、工法の実現性確認に必要な事項から順次進めているところである。

- a. 燃料デブリ取り出し作業の安全確保の観点から重要な系統、設備とその機能を以下に示す。これらに対する機能要求仕様は、4.3.2.2～4.3.2.5 項に示す重要課題の検討から導出されるもので、その仕様は燃料デブリ取り出し工法、号機ごとのプラント状況に依存するものもある。
  - 原子炉建屋コンテナ、作業用セル  
建屋外部との隔壁、建屋内の汚染レベル等をエリア区分するための隔壁の構成
  - 遮へい設備
  - 循環冷却系  
燃料デブリの冷却、PCV水位の調整
  - 漏えい水回収系

トラス室内他に漏えいした冷却水を回収

- 負圧管理系

エリア区分内外の圧力差を一定の範囲に維持し、汚染拡大を防止

- 燃料デブリ切削粉局所回収系

燃料デブリ切削位置近傍で切削粉の大部分を回収

- 循環水浄化系

冷却水中に流出した燃料デブリ切削粉、放射性物質を回収、処理

- ダスト回収・処理系：

空气中に拡散した燃料デブリ切削粉、放射性物質を回収、処理

- 換気空調系

エリア区分ごとの換気空調及びダスト回収

- 中性子吸収材注入系

冷却水に中性子吸収材を注入し、その濃度を一定の範囲に調整（臨界を防止）

- 緊急中性子吸収材投入系

緊急時に、中性子吸収材を短時間で冷却水に投入（臨界を抑制）

- 緊急冷却系

緊急時に、冷却水注入等により燃料デブリを冷却

現在はこれらの系統、設備の概念検討を進めているところである。

#### (4) 今後の対応

各系統、設備に求められる仕様については、燃料デブリの分布、性状、機器の損傷状況等の号機ごとのプラント状況の情報、安全確保に係る重要技術課題の検討状況、燃料デブリの取り出し工法の検討状況を踏まえて具体化していくが、これらの情報や検討状況については、短期的には確度の高いものは期待できないことから当面は保守側の仕様に基づいた検討を進め、新たな情報の入手に伴って現実的な仕様として、系統設備の概念検討を具体化、詳細化していく必要がある。

燃料デブリ取り出し方針の決定に向けては、各号機の燃料デブリ取り出し工法の実現性を判断するために、以下を行う。

- 4.3.2.2～4.3.2.5 項に示す重要課題の検討から導出される要求仕様に基づいて、各系統、設備の概念設計を実施し、全体システムとして設計可能な見通しを得る。
- 上記の各系統、設備の概念設計に基づいて、適切な設置エリアの確保の見通しを得る。

また、燃料デブリ取り出し方針の決定以降、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。

#### 4.3.2.10 工法の作業ステップに基づく詳細検討に向けて

前項まで 4.3.2.1～4.3.2.9 において、燃料デブリの取り出しに係る技術要件ごとの検討の現状と今後の対応についてまとめた。図 4.3.2-31 に技術要件ごとの今後の予定を整理する。

燃料デブリ取り出し工法としての実現性を評価するためには、各工法で計画される具体的な作業ステップごとに、これらの技術要件ごとの検討結果の適用性を、詳細に検討、課題や阻害要因を抽出・整理し、それらへの対応方針を定めることが重要である。

作業ステップに基づく検討において、工法進捗の途中での故障や事故等で工程が遅延する可能性や、想定されるトラブルでその後の作業継続に影響の出るような重大なものは、注意して抽出すべき阻害要因である。また、作業の安全に関する内容についても注意し、対応策を検討すべきである。抽出した阻害要因に対して、対応の困難度や作業継続への影響程度の判別ができるよう、評価を行うべきである。これらを通じて、工法ごとの特徴を確認することは、燃料デブリ取り出しの号機ごとの方針決定のために重要である。

また、次の段階で更に深い検討が必要な項目や、工事の準備作業やその他の現場作業との取合調整が必要な項目について把握することも重要である。

以下に、作業ステップに基づく検討の中で考慮すべき点を箇条書きとする。

- ① 準備作業を含む各作業ステップの実現性を考慮した、作業時環境線量条件要求の検討
- ② 燃料デブリ取り出し工事中の放射性物質放出抑制のための圧力条件を含む負圧管理の検討
- ③ 水素対策が必要な作業の抽出と対策方法の検討
- ④ 工事に必要な設備リストの整理と、必要設備概略物量の検討
- ⑤ 燃料デブリ取り出し作業の最初の段階で必要となる PCV 底部堆積物等除去作業の検討
- ⑥ 燃料デブリ取り出し工事の開始までに必要な概略期間として、開発が完了するまでの概略期間の検討
- ⑦ 燃料デブリ取り出し作業に要する概略期間の検討  
検討対象とする作業としては、以下が考えられる
  - 冠水-上アクセス工法、気中-上アクセス工法の場合  
シールドプラグ撤去作業  
PCV ヘッド撤去作業  
RPV 上蓋金属保温架台撤去作業  
RPV ヘッド撤去作業  
ドライヤ/セパレータ撤去作業  
炉内構造物撤去作業  
燃料デブリ取り出し作業（1 日当たりに取り出し可能な燃料デブリ量の推定を含む）
  - 気中-横アクセス工法の場合  
PCV 穴開け作業  
PCV 内干渉物撤去作業  
ペDESTAL内燃料デブリ取り出し作業

(1日当たりに取り出し可能な燃料デブリ量の推定を含む)

#### ペDESTAL外燃料デブリ取り出し作業

(1日当たりに取り出し可能な燃料デブリ量の推定を含む)

- ⑧ 作業ステップに潜在している阻害要因を摘出し、対応策、対応困難度、作業継続への影響度の検討
- ⑨ 装置メンテナンスの考え方、作業エリアに関する検討、燃料デブリの収納缶への収納の検討
- ⑩ 工法ごとの全体規模想定のため、各工法の準備作業/本作業に必要となる人工や物量などの項目に関する相対的評価の検討

(同じ工法でも設定条件で差異の生じる場合の比較を含む。例：冠水工法の水位設定)

上記項目の内、(1)については、取り出し機器の開発と現場環境条件の実現性を調整して固めていくことが必要である。項目(2)、(3)については、取り出し機器の開発と系統設備の実現性を調整して固めていくことが必要である。

項目(5)については、2015年度の1号機B1調査等において、PCV底部に相当量の堆積物がある可能性のあることが示唆されており(添付4.3(1)c項参照)、燃料デブリ取り出しの最初の段階で、これら堆積物に対する処置が必要である。燃料デブリ取り出し作業や系統運転に支障がないようにすることが必要であり、また、除去する堆積物には粒状の燃料デブリが含まれる可能性があるため、回収後の分類の考え方を定め、それに従った収納・移送・保管の手順を決めておくことが必要である(4.4.1(4)a.i)項参照)。

項目(8)、(9)、(10)については、取り出し機器の開発と、現場での実現性を調整して固めていくことが必要である。

各技術要件に係る検討結果から、作業ステップを実現していく上での検討において重要と考えられるものを、表4.3.2-2に整理する。

表 4.3.2-2 技術要件における課題と作業ステップごとの検討への対応方針

技術要件	現時点で確認した主な課題	工法の作業ステップ毎の詳細検討への対応方針
PCV・建屋の構造健全性の確保	①損傷を考慮した原子炉建屋の評価の考え方、高温履歴を受けたRPVベDESTALの耐力・剛性の評価の考え方の構築と、これらを踏まえた各工法の耐震成立性の評価をまとめること ②RPV、PCV、配管等の腐食抑制策の開発と実機適用性確認すること	本技術要件の課題は、工法選定までの段階で検討されるべきものであり、取り出し工法における作業ステップの検討以前に結果を得る必要有。
臨界管理	①臨界評価および臨界管理手法の検討を踏まえ、臨界管理のためのシステム・設備の実現可能な方法として管理手法をまとめること ②臨界近接監視手法および再臨界検知技術の検討を踏まえ、燃料デブリ取り出し工法で実現できる臨界管理技術としてまとめること ③臨界防止技術の検討を踏まえ、工法の計画として実現できる内容にまとめること	左記の各課題について、工法に応じた実現内容を明確にして、システム、設備に反映する。また、作業ステップの中で、発生する可能性のある臨界への対応策を明確にするともに、その後の工程への影響の有無を検討する必要有。
冷却機能の維持	今後の時期を追って、 フェーズ1：滞留水処理対策期間中の循環ループ構築、 フェーズ2：PCV補修工事期間中の循環ループ構築 フェーズ3：燃料デブリ取り出し期間中の循環ループ構築を実施することが必要である。	本技術要件の課題は、工法選定までの段階で検討されるべきものであり、取り出し工法における作業ステップの検討以前に結果を得る必要有。
閉じ込め機能の確保	①閉じ込め機能の考え方に関し、福島第一原子力発電所として合理的で実現可能な考え方を、システム検討状況を確認しながら設定する。 ②液相部閉じ込めのシステムの考え方を構築する ③気相部閉じ込めのシステムの考え方を構築する ④PCV補修の可能性を明確化する	閉じ込めの考え方やシステムの実現性検討や、PCV補修の可能性は、工法選定段階で検討され、明確化すべきである。作業ステップの検討で、発生する可能性のある作業を明確にし、作業時に想定されるトラブルや、その後の工程への影響有無についても検討すべきである。
作業時の被ばく低減	①作業時の被ばく低減に関し、現地の線量低減の困難状況を踏まえた計画の精緻化、線量低減計画実現見通しの精度向上 ②燃料デブリ取り出し時の遮へい等に関し、FP分布把握の精度向上、工法ごとの遮へい計画具体化、燃料デブリ切削に伴うダスト飛散の推定とシステムとしての対応具体化	本技術要件の課題は、工法選定までの段階で検討されるべきものであり、取り出し工法における作業ステップの検討以前に結果が得られるべきである。作業ステップの検討として、ステップ毎に想定する被ばく線量を推定し、工法全体の被ばく線量推定をまとめるべきである。
労働安全の確保	現場作業での安全確保のため、準備が必要である。	作業開始の前提として計画に含めるべきである。
燃料デブリへのアクセスルートの構築	①アクセスルートにおける遮へい、放射性物質放出の防止 ②原子炉建屋内PCVに至るまでのアクセスルート構築計画の具体化 -線量低減の可能性検討 -障害となる既存構造物撤去要領の検討 ③PCV内で燃料デブリに至るまでのアクセスルート構築計画の詳細化 -障害となる既存構造物撤去要領の検討	①左記重要項目の要素試験計画を開始済。今後の進捗に応じた必要な対応を行う。また、追加の必要性が明らかとなった開発は随時追加する。 ②線量低減計画の具体的検討と工事開始への影響有無の検討を開始し評価する必要有。 既存構造物撤去要領の検討を開始し、①と合せ検討する必要有。 ③既存構造物撤去要領の検討を、現在の開発計画の一環として検討する必要有。
燃料デブリ取り出し機器・装置の開発	①遮へい、放射性物質放出の防止、遠隔化・自動化に係る技術開発 ②要素試験で確認されていない範囲の最終的なデブリ取り出し機器・装置として求められる要求事項を満足することを確認する必要がある。 ③1Fサイトの調査等で、PCV内の環境情報として、温度、線量、霧状の水蒸気の発生や、炉内滞留水には多量のスラッジ状の堆積物の存在が明らかとなった。	①左記重要項目に関連し、開始した要素試験計画により、技術的な実現性を確認する必要有。 ②燃料デブリ取り出し全体計画と整合させ、実機条件要求事項を満足できることを確認する必要有。 ③新たな知見から得られた、克服すべき課題を、今後の機器開発にフィードバックして開発を加速する必要有。計画中の内部調査から得られる知見に関しても同様。 ④その他の対応 ・燃料デブリへのアクセスに係る装置開発の加速が必要。 ・信頼性の高い既存技術の適用を検討が必要。 ・機器・装置のオペレーション人材の育成、確保について検討が必要。
系統設備、エリアの構築	・重点的な検討対象の燃料デブリ取り出し工法において重要な系統、設備の概念検討を進め、工法の実現可能性を確認することが必要である。	・系統、設備の概念検討による実現性の確認を加速し、さらに検討の具体化、詳細化を進める必要有。 ・工法に必要な主要設備の設置エリアを確保が必要。 ・取り出した重汚染構造物、燃料デブリの保管場所の見通しを確認する必要有。 ・設備の設置、運用、取り出した燃料デブリ等の仮置き、処置、保管を含め敷地内のプロットプランの検討を行い、見通しを確認する必要有。

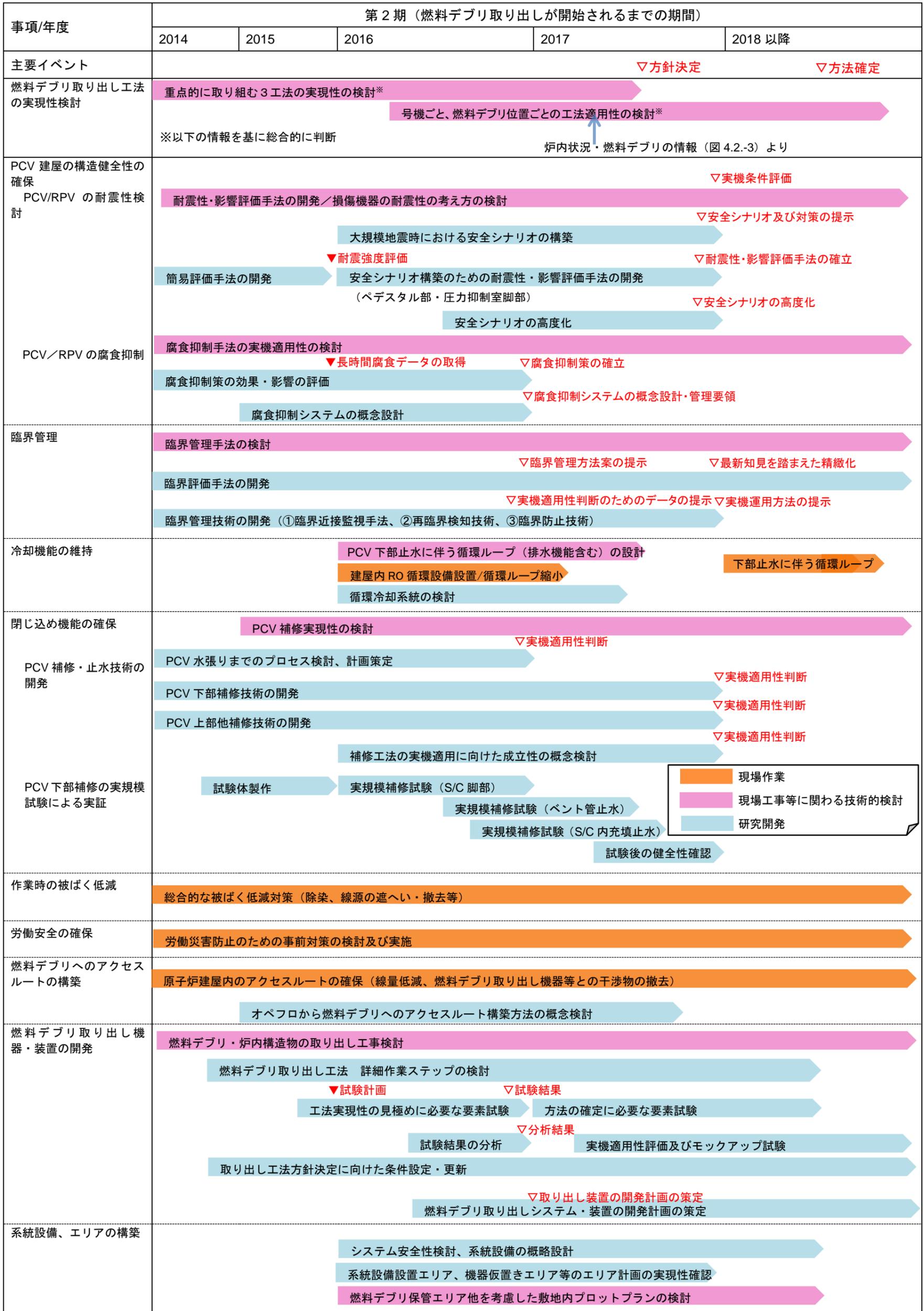


図 4.3.2-31 燃料デブリ取り出し工法の実現性の検討に係る今後の対応

#### 4.4 取り出した燃料デブリの安定保管に向けた取扱いの検討

取り出した燃料デブリを収納・移送し、安定的に保管するための重要課題としての技術要件として、以下の2件がある。本項において、これら技術要件について、取組の現状と評価・課題、今後の対応を整理する。

##### (1) 燃料デブリの収納・移送・保管システムの構築

さまざまな形態、性状が想定される燃料デブリを収納するための収納缶の仕様を検討し、取り出した燃料デブリを収納し、移送中の安全を確保し、安定的な保管を行うためのシステムの構築が必要である。

##### (2) 燃料デブリに係る保障措置方策の検討

透明性があり、燃料デブリ取り出しの作業が合理的に行える保障措置方策を検討することが必要である。

#### 4.4.1 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・敷地内保管までのシステムを構築し、安全かつ安定な敷地内保管に持ち込むこと。

##### (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（図 4.4-3 参照）を参考としてシステム検討するものの、重汚染下での遠隔操作による取り出し・収納作業であること及び PCV 内（ペDESTAL 内外）に燃料デブリや MCCI 生成物が存在すると考えられること等から、福島第一原子力発電所の燃料デブリ収納作業や収納缶に対する条件はより厳しいと考えられる。

このため、燃料デブリ収納缶及び収納缶取扱いに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・考慮した上で、燃料デブリ取り出し方針の決定に向けて、燃料デブリの収納、移送、保管システムの案を作成すること。

なお、燃料デブリ取扱いに関する条件設定は、収納については「冠水と気中」、移送については「湿式移送又は半乾式移送」、保管については「湿式保管と乾式保管」とする。

###### b. 収納缶及び取扱い装置の試作とモックアップ試験による確認

収納缶及び取扱い装置の試作、選定された燃料デブリ取り出し工法でのモックアップ試験による確認を行うこと。

##### (3) 取組の現状と評価・課題

###### 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。

###### i) 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への対応検討などを実施している。なお、2015 年度には収納缶設計情報、安全評価技術、燃料デブリ乾燥技術等の海外情報の収集を実施している。

###### ii) 研究開発として、収納缶基本仕様及び移送・保管システムの検討を実施

###### • 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・保管システムについて検討を行っている。(R/B からの搬出フロー案は前出の図 4.3.1-9、保管側のフロー案は図 4.4-2、図 4.4-3 を参照されたい)

###### • 燃料デブリを収納する収納缶技術／安全評価技術手法等の開発

- ✓ 収納缶の設計条件、基本機能、概略形状等の基本仕様案を設定した。(図 4.4-1 参照)
- ✓ 燃料デブリ収納缶の設計に必要な安全評価に係る課題等をまとめるとともに詳細検討項目を決定した。(臨界評価、構造評価、水素発生対策等)

###### iii) 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及び廃棄物の一時保管場

所などとして使われており、システム構築のための敷地は限られていることから、燃料デブリ保管施設等の設置計画と対応策の検討が必要である。

- b. 収納缶及び取扱い装置の試作とモックアップ試験による確認  
基本仕様に基づく設計を今後実施する。

上述のとおり、現在は保管までのシステム構築や収納缶基本仕様等の検討を行っている段階であり、今後システムの具体化に伴い技術的な課題が抽出されるため、これに適切に対応する必要がある。現時点で明らかになっている課題対応を次項に記載する。

#### (4) 今後の対応

- 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。

i) 収納缶仕様及び取扱い装置仕様の確定

- 安全評価に係る詳細検討を行いモックアップ試験用収納缶の仕様を確定する。
- 取扱いフローを検討し、モックアップ向け収納缶取扱い装置の仕様を確定する。

特に、PCV 内へ堆積しているスラッジ回収や、視認性向上のための滞留水浄化の際に燃料デブリ片等が回収されることが想定され、燃料デブリや溶融した燃料を含んだ構造物等の取扱い基準を明確にしておくとともに、別途検討している系統設備と整合した収納缶仕様とする必要がある。

ii) システムの具体化に合わせた移送・保管施設計画の策定

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。保管方法としてはプール内での湿式保管、ボルト方式又は金属キャスクによる乾式保管が考えられるが、移送・保管の具体化に合わせて施設等の基本設計を実施する。

特に、燃料デブリの乾燥手法や燃料デブリに残留する水分から発生する水素や酸素への対策検討が必要である。

iii) 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及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。

- iv) 燃料デブリを収納して敷地内保管するまでの動線に合わせて、保障措置や分析試料採取の検討等を行っていく必要がある。(関連するプロジェクトとの調整が必要な事項)

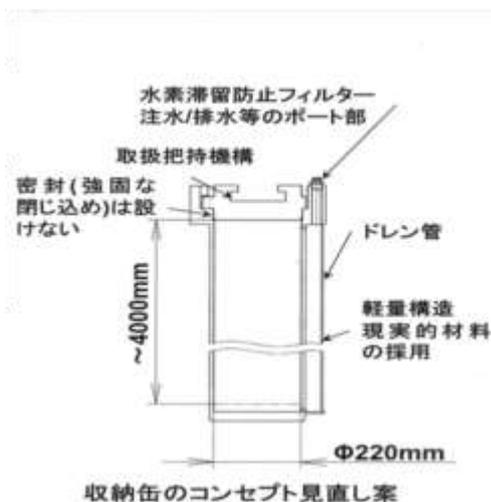
v) 規制対応を考慮した収納缶及び移送・保管設備（キャスク等）の安全要求の明確化

規制対応を考慮して、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事項等を明確にする。

- b. 収納缶及び取扱い装置の試作とモックアップ試験による確認

研究開発としてモックアップ試験用の収納缶及び取扱い装置の設計・製作を行い、燃料デブリ取り出し装置と組合せたモックアップ試験を行う。

一旦は収納缶で保管するとしているが、燃料デブリの処理・処分については、中長期ロードマップでは第Ⅲ期に決定することになっている。今後の処理・処分に当たっては、別容器へ詰め替えて処分することも選択肢のひとつになると考えられる。



安全 要求	未臨界	未臨界維持と保管効率から直径 φ220mm に想定
	除熱	燃料デブリ温度 300℃を想定
	閉じ込め	蓋取付けるも、移送容器等で担う
	遮へい	軽量化の観点から移送容器で担う
	水素発生	フィルタを設置
	火災防止	窒素雰囲気／冠水での取扱い
機能	・湿式／乾式の両方に対応	
	・注水、排水等のポート部、ドレン管設置	
	・遠隔操作、取扱把持機構の設置（長さは～4000mm）	

図 4.4-1 収納缶の基本仕様の設定案（IRID 提供資料を参考に作成）

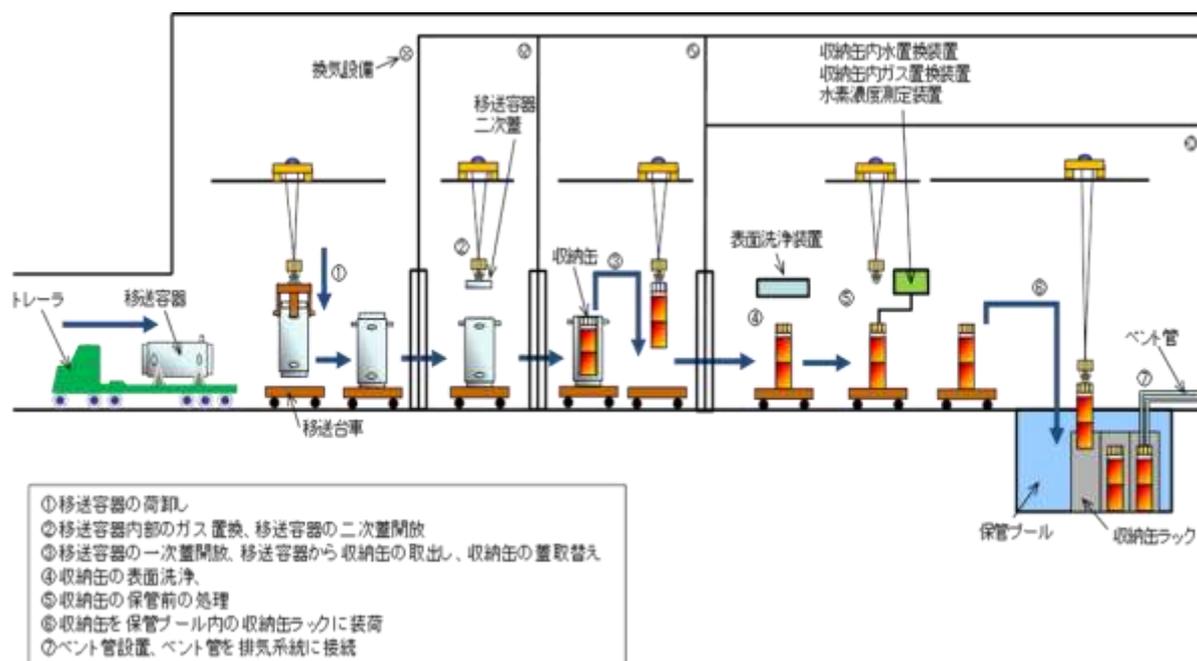


図 4.4-2 燃料デブリの湿式保管フロー案（IRID 提供資料より）



#### 4.4.2 燃料デブリに係る保障措置方策の検討

##### (1) 目的

燃料デブリの取扱いに対応した、透明性のある保障措置方策が燃料デブリ取り出し開始前までに構築されるよう関係者間で緊密に連携して技術的な検討を行うこと。

事業者は、法に基づき計量管理規定を定め、国に対して核物質の在庫と在庫変動等を報告する必要がある。国は日本・IAEA 保障措置協定等に基づき、IAEA に対して核物質の実在庫等を報告し、未申告で核物質が持ち出されないことを示す必要がある。また、事業者は国及び IAEA の査察を受け入れ、核物質の適正な計量及び管理を実施していることを示す必要がある。

福島第一原子力発電所 1 号機～3 号機では、事故により炉内の燃料集合体は溶融し燃料デブリの状態になっていると推定されることから、核物質の核兵器等への転用が容易に可能な状況にはないと考えられる。

このような状況を総合的に勘案して、今後策定される燃料デブリの取り出し方法に即した現実的な保障措置方策の検討が必要となる。

##### (2) 主な要求事項

###### a. 燃料デブリに係る保障措置方策の検討

- 燃料デブリの取り出しから移送・保管までの全工程において国及び IAEA と合意できる現実的な保障措置方策を構築できるように検討すること。

###### b. 保障措置方策の策定工程の管理

- 燃料デブリに係る保障措置方策に必要な事項を明確にし、現実的な保障措置方策の構築に向けた計画を立案し、実施工程を管理すること。

##### (3) 取組の現状と評価・課題

###### a. 燃料デブリに係る保障措置方策の検討

- 現状
  - ・国及び IAEA による福島第一原子力発電所 1 号機～3 号機の原子炉建屋周辺への遠隔監視カメラ及び放射線モニタの設置、並びに短期通告現場検認活動を受け入れている。
- 評価と課題
  - ・福島第一原子力発電所 1 号機～3 号機の燃料デブリは、制御棒を含む金属やコンクリートの構造材等との不均質な混合物が生成されていると推定され、燃料デブリに含まれる核物質を高い精度で定量することは難しいと考えられる。
  - ・したがって、未申告で核物質が持ち出されないことを国及び IAEA が検認するために、国及び IAEA と合意できる保障措置方策の案を、燃料デブリ取り出し方法を考慮して示す必要がある。
  - ・福島第一原子力発電所 1 号機～3 号機の燃料デブリに対し、前述のように高い精度での核物質の定量が難しいことを考慮し、国及び IAEA と合意できる計量管理の方法などを検討する。

・燃料デブリ取り出し作業に大きな課題を残さないために、積極的かつタイムリーに国及びIAEAに協力し、明らかになった技術的課題に対処する。

b. 保障措置方策の策定工程の管理

- 中長期ロードマップ及び実際の進捗状況に合わせて、保障措置方策を検討し、実施する必要がある。

(4) 今後の対応

- 中長期ロードマップ及び実際の進捗状況に合わせて、保障措置方策を検討し、実施する。

## 4.5 号機ごとの燃料デブリ取り出し方針決定に向けた検討

中長期ロードマップにおいて2018年度上半期に初号機の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号機ごとの燃料デブリ取り出し方針の検討を進める。

炉内状況の総合的な分析・評価により各号機で分布が推定される燃料デブリ位置ごとに、燃料デブリ取り出し時に係る重要課題の実現性の検討状況と、燃料デブリへのアクセスの適合性から、重点的に取り組む3工法の中から実現可能な燃料デブリ取り出し工法を確認する。各号機について、推定される燃料デブリ位置のうち、リスク低減の有効性の観点から優先して取り出すべき燃料デブリを選定して、実現可能な燃料デブリ取り出し工法の中から、5つの基本的考え方に基づく評価指標により、その後の検討を優先的に進める燃料デブリ取り出し工法を選定する。

現時点での検討状況と、具体的な進め方を以下に示す。

### 4.5.1 炉内状況の把握・推定に係る検討状況

4.2項に記した燃料デブリの位置、量の総合的な分析・評価結果及びプラント情報調査結果について、その概要を表4.5-1に示す。

表 4.5-1 現時点での燃料デブリの位置、量の推定とプラント情報調査結果の概要

燃料デブリ分布（推定）	位置	燃料デブリ重量の代表値（単位：ton）（注）					
		1号機		2号機		3号機	
	炉心部	0	0%	0	(0%)	0	(0%)
	炉底部	15	(5%)	42	(18%)	21	(6%)
	RPVペDESTAL内側	157	(56%)	145	(61%)	213	(58%)
	RPVペDESTAL外側	107	(39%)	49	(21%)	130	(36%)
	合計	279	(100%)	237	(100%)	364	(100%)
プラント調査状況	D/W内水位	底部から約2.5m		底部から約30cm		底部から約6.3m	
	S/C内水位	ほぼ満水		S/C中央部付近。トラス室水位とほぼ同等。		ほぼ満水	
	PCV内線量率	約5～10 Sv/h (2015年4月10～16日測定、水面上0.7mの気相中、グレーチング上約半周)		約31～73 Sv/h (2012年3月27日測定、水面上3.7～6.7mの気相中、X-53ペネ付近)		約0.75～1 Sv/h (2015年10月20日測定、水面上0.55mの気相中、X-53ペネ付近)	
	漏えい確認部位他	サンドクッションドレン管、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		気相中に漏えい痕跡が認められないことから、トラス室滞留水面下部からの漏えいを推定		主蒸気配管Dの伸縮継手周辺からの漏えいを確認	

注： 現時点における最も確からしい値を示す。

現時点では、いずれの号機とも、燃料デブリは、炉心部にはほとんどなく、炉底部には少量が留まっているものの、大部分はD/W底部に落下しており、RPVペDESTAL外側に及んでいると推定されている。

今後、解析コードを活用した感度解析等により現状の不確かさを低減し、実機調査については、PCV 内部調査（1号機 B2 調査、2号機 A2 調査、3号機（水中遊泳装置等による調査））及びミュオン検知（2号機）を実施していくことにより、総合的な分析・評価の精度を高めていく。

#### 4.5.2 燃料デブリ取り出し方法の検討に関するこれまでの取組概要

##### (1) 冠水工法、気中工法に係る重要課題

以下に、冠水工法、気中工法それぞれに係る重要課題への取組状況を示す。

##### a. 冠水工法に係る重要課題

###### i) 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 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 補修工事等の施工品質、長期信頼性の確保及び汚染水の外部への漏えい防止も検討する必要がある。建屋内部の汚染水の漏えいを防止するため、トラス室内水位を地下水位より低く管理することが一案であり、それらを踏まえ、実現性を判断することが必要である。

これまでは、要素試験等により PCV 下部（トラス室天井以下）を対象としたベント管やダウンカマーの止水技術、方法の成立性を主に開発してきた。今後はこれまでに明らかとなった課題の解決と施工品質、長期信頼性に関する試験に注力が必要である。

ベント管止水及びダウンカマー止水はグラウトによる補修で完全な止水が期待できないため、ある程度のトラス室への漏えいを許容する必要がある。燃料デブリ取り出し時においては、トラス室水位を地下水位よりも低く保つ現状の内外水位差管理はもとより、万一の大量漏えいに備えた原子炉建屋からの漏えい防止等の検討が必要である。

PCV 上部については、現場の線量状況を踏まえた補修技術開発を進める。

###### ii) 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。

基準地震動  $S_s$  に対して RPV/PCV やその周辺の機器・設備の耐震安全性の評価を実施しているが、比較的裕度が小さいと考えられる S/C 脚部等については詳細な弾塑性 FEM 解析による評価を進める。また、溶融した燃料が D/W 底部に落下していると推定されており、今後の PCV 内や RPV ペDESTAL 内部の調査などにより燃料デブリの広がり等の分析を行った上で、必要に応じ RPV ペDESTAL への侵食の影響を評価する。

###### iii) PCV 水位上昇時、燃料デブリ取り出し作業時における臨界管理の確立

水位上昇・燃料デブリ取り出し作業時において、水位や燃料デブリの形状が変化した場合に未臨界を維持するとともに、万一再臨界が発生した場合でも未臨界状態に移行させることによって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。

未臨界維持の観点からはホウ素等の溶解性中性子吸収材を冷却材として使用することが望ましいが、核種除去を含む水質管理設備の実現性、五ホウ酸ナトリウム漏えい時における環境への影

響などの課題があり、慎重に検討を進めている。また、純水による水位上昇についてはRPV下部ヘッドまでは現実的な燃料デブリ組成の範囲では再臨界となる可能性が小さく、炉心部までについても2号機の場合燃料集合体5×5体よりも小さければ再臨界となる可能性が小さいことが示されているが、PCV内が明らかでない状況のため、万一の臨界の可能性も念頭に影響緩和策も含めた検討を実施している。

現在、水位上昇、燃料デブリ切削時他の各作業ステップでの未臨界維持の管理方法を検討中であり、今後は、万一の臨界事象の評価を行い、実機適用性を踏まえた仕様を検討する。

#### b. 気中工法に係る重要課題

##### i) 燃料デブリ等による高放射線の遮へい

燃料デブリが全て炉心部に存在すると仮定した場合でも、オペフロ線量率1mSv/h程度を実現する遮へいは可能な見通しを得ているが、事故進展解析結果やPCV内部調査等の実機調査結果を踏まえて、号機ごとの燃料デブリ、FP分布等の放射線源の情報の確度を上げ、PCV水位等の工法に依存する条件を踏まえた具体的な線量評価を行い、各号機の工法ごとに合理的な遮へい計画を進めていく。

横アクセス工法におけるセルの遮へい仕様についても、同様な検討を進める。

##### ii) 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。

燃料デブリ取り出し作業用セルとPCVで構成する隔壁と、原子炉建屋壁と上部に追加設置するコンテナで構成する隔壁により、二重の隔壁を構築した上で、それぞれの隔壁の内部を負圧に維持するシステム（負圧管理システム）を設置することで、放射性ダストの閉じ込めを目指しており、作業用セル、負圧管理システムの概念検討を進めている。

##### iii) 燃料デブリ取り出し装置等の耐放射線性の確認

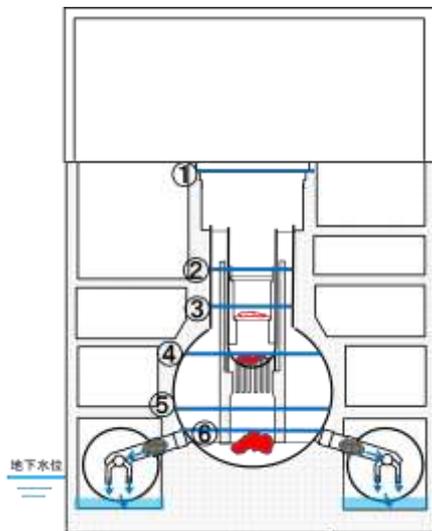
燃料デブリ取り出し装置等が高放射線量の燃料デブリ等にさらされるため、取り出し作業に大きな影響を与えない程度の耐放射線性が要求される。

燃料デブリに近接して使用するマニピュレータ、切削装置、カメラ等については、概念設計に併せて耐放射線性の確認を進めている。

#### (2) PCV水位の検討

PCV水位に関しては、冠水工法か気中工法かという選択であるが、このポイントは燃料デブリが水没しているか否かという点である。これは、燃料デブリが水没していれば、燃料デブリからの放射線の遮へい、燃料デブリ切削時のダスト対策が容易であることを意識したものである。定義によれば、冠水工法とは、全ての燃料デブリが水没した状態（水位が炉心上部より上）を、気中工法とは、一部の燃料デブリが水没していない状態を想定している。このため、気中工法においては水位設定に比較的自由度がある。

PCV 水位については、連続的に設定可能であるが、機能上は幾つか状態の変化する水位レベルがあり、それを図 4.5-1 のような水位オプションとして、6 段階で提示する。それぞれの水位オプションに応じ、実現の難易度及びメリットが変化し、トレード・オフの評価が必要となる。



- ①：原子炉ウエル満水（完全冠水工法）
- ②：炉心シュラウドの炉心域及び上部格子板の放射化金属が水没するため、オペフロ等上部の線量率が低減可能。（冠水工法）
- ③：炉心部以下の燃料デブリの水中切削が可能。水位上昇時の炉心部、炉底部の燃料デブリの臨界管理が必要。
- ④：炉底部以下の燃料デブリの水中切削が可能。ただし、水位上昇時の炉底部燃料デブリの臨界管理が必要
- ⑤：PCV から大量漏えいを想定しても、トラス室の水位が地下水位を超えない水位
- ⑥：D/W 底部燃料デブリの水中切削が可能。

図 4.5-1 PCV 水位のオプションと特徴

#### 4.5.3 燃料デブリへのアクセス方向の検討

アクセス方向については、上アクセスと横アクセスのオプションがあり、それにより燃料デブリまでアクセスするためのルート構築の難易度及び燃料デブリの位置に対する適合性と順序を評価する必要がある。アクセスルートの構築について、4.3.2.7 項に記載しているが、留意すべき点をここに整理する。なお、燃料デブリ位置に対する適合性に関する留意点は 4.5.4 項にて整理する。

- ・上アクセスでは、オペフロから、PCV 上蓋、RPV 上蓋、蒸気乾燥器、気水分離器などの上部構造物を取り出して燃料デブリへのアクセスルートを確認することが可能だが、これらの機器は事故時に 1000°C程度に及び変形している可能性があり、この場合取り出しは容易ではないと推定され、号機ごとの状況によっては長期間を要する可能性がある。炉底部へのアクセスには、更に炉心支持板他の下部炉内構造物の切断、撤去が必要となる。D/W 底部（RPV ペDESTAL 内側）までアクセスするためには、RPV 下部ヘッドへの穴加工や CRDハウジング等の撤去が必要であり、長期間を要することになる。また、オペフロでの準備を含めた作業が可能ないように線量低減、遮へい対策が講じられていることが必要である。

- ・横アクセスでは、D/W の側面にアクセスするために、原子炉建屋内に新たなアクセスルートを構築する。高線量環境下で、既存の機器、配管を撤去することが必要である。PCV 内部において、PCV 内部の RPV ペDESTAL 外側、内側の燃料デブリ取り出しに障害となる PLR ポンプ、弁、配管等の既設構造物や、落下物の撤去を行うことが必要である。上アクセスに比べて、アクセス口の寸法が小さくなると想定される中で、長期間を要する可能性がある。また、横アクセス

ではまず、D/W 底部にアクセスするが、そこから上方の RPV 内部へのアクセスルートを構築して燃料デブリを取り出す場合は、構造物撤去や開口部の加工、燃料デブリ取り出し作業の難度が高く、長期間を要する可能性がある。

上アクセス、横アクセスともに、原子炉建屋内のアクセスルートについては、号機ごとの現場における線量率等環境条件が重要であり、線量低減の可能性に応じ、工法としての実現性・難易度を評価する。

#### 4.5.4 燃料デブリ位置ごとの取り出し実現性検討

4.5.1 項に示すように、現段階では、燃料デブリは RPV 内（炉心部、炉底部）及び D/W 底部の両方に存在すると推定されている。これらの燃料デブリの位置ごとに、以下に示すように、燃料デブリ取り出し時の安全確保に係る重要課題の実現性の観点と、燃料デブリへのアクセスの適合性の観点から、実現可能な燃料デブリ取り出し方法を検討する。

##### (1) RPV 内（炉心部、炉底部）の燃料デブリ

###### a. 燃料デブリ取り出し時の安全確保に係る重要課題の実現性の観点

当該燃料デブリを水没させるか否かにより、安全確保に係る重要課題が異なる。

燃料デブリを水没させる場合は、4.5.2(1)a.項に示す冠水工法の重要課題、水没させない場合は4.5.2(1)b.項に示す気中工法の重要課題がそれぞれ相当し、具体的な実現性の鍵は以下と考えられる。

これらの実現性には、PCV 水位の影響が大きいことから、適切な水位を検討する必要がある。

(図 4.5-1 参照)

###### ● 燃料デブリを水没させる場合

- ・炉心部のレベルまでの PCV 漏えい箇所の補修の実現性(現実的な工期、被ばく線量となるか)
- ・PCV 補修箇所からの漏えい水を回収するシステムの実現性
- ・PCV 水張り時、燃料デブリ水中切削時の臨界管理のためのシステムの実現性
- ・燃料デブリの水没水位が小さい場合の、水中切削時に気中に移行する放射性ダストを閉じ込めるための、作業用セル、原子炉建屋コンテナ、PCV 補修箇所からの漏えいを防止する、負圧管理システムの実現性

###### ● 燃料デブリを水没させない場合

- ・オペフロ等に設置する遮へい設備による原子炉建屋他の耐震性への影響
- ・燃料デブリの気中切削に伴う放射性ダストを閉じ込めるための、作業用セル、原子炉建屋コンテナ、PCV 補修箇所からの漏えいを防止する、負圧管理システムの実現性

###### b. 燃料デブリへのアクセスの適合性

4.3.1 項 表 4.3.1-1 や添付 4.18 に示す様に、RPV 内（炉心部、炉底部）の燃料デブリに対して、基本的に冠水-上アクセス又は気中-上アクセス工法の適合性が高いと考えられる。

ただし、存在する燃料デブリの詳細な位置、量によって、又は、取り出し工事全体としての合理性を判断した上で、気中-横アクセス工法にて取り出しを実施する可能性があり得る。

##### (2) D/W 底部（RPV ペDESTAL 内側、外側）の燃料デブリ

###### a. 燃料デブリ取り出し時の安全確保に係る重要課題の実現性の観点

D/W 底部の燃料デブリは現状の水位でもおおむね水没しているものと推定され、燃料デブリ取り出し時も水没させた状態で実施することが可能と考えられる。具体的な実現性の鍵は以下と考えられる。

- ・ PCV 補修箇所からの漏えい水を回収するシステムの実現性

ただし、PCV 水位は現状+ $\alpha$ とすることで、RPV 内の燃料デブリを水没させる場合に比べその実現性は高いと考えられる。

- ・ 燃料デブリ水中切削時の臨界管理のためのシステムの実現性
- ・ 燃料デブリの水没水位が小さい場合の、水中切削時に気中に移行する放射性ダストを閉じ込めるための、作業用セル、PCV 補修箇所からの漏えいを防止する、負圧管理システムの実現性

b. 燃料デブリへのアクセスの適合性

4.3.1 項 表 4.3.1-1 や添付 4.18 に示す様に、RPV ペDESTAL内側の燃料デブリに対して、冠水-上アクセス、気中-横アクセスともに適合性は高いと考えられる。ただし、4.5.3 項に記載のとおり、上アクセスにより、D/W 底部にアクセスする場合、上部の構造物等の障害物撤去の作業に要する期間が長期間となることを考慮することが必要である。RPV ペDESTAL外側の燃料デブリに対して、基本的に気中-横アクセス工法の適合性が高いと考えられる。ただし、存在する燃料デブリの詳細な位置、量によって、又は、取り出し工事全体としての合理性を判断した上で、上アクセス工法にて取り出しを実施する可能性があり得る。

#### 4.5.5 燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた検討の進め方

前述のように各号機の炉内状況把握のための調査・評価及び重点的に取り組む3工法に関する燃料デブリ取り出し工法実現性の検討が進められており、2016年度中を目処に成果を取りまとめ、2017年夏頃を目処としている「号機ごとの燃料デブリ取り出し方針の決定」に資することとしている。

現段階では、燃料デブリは各号機ともRPV底部とD/W底部（RPVペDESTAL内側、外側）に分散して分布していると推定されており、これら全ての箇所の燃料デブリを一つの燃料デブリ取り出し工法で取りきれるとは限らず、燃料デブリの場所に応じて複数の工法を組み合わせで取り出す方法を適用する可能性もある。この場合、最初の取り出し対象箇所に対する取り出し作業と併せて、他の箇所の燃料デブリの調査や検討を進め、その燃料デブリの取り出し方法を適宜改善し、次の段階の作業を継続していくことが考えられる。

「号機ごとの燃料デブリ取り出し方針の決定」では、それまでの検討結果、知見に基づき、号機ごとに最初に取り出す燃料デブリ位置と安全性確保等の観点から確度の高いと考えられる工法を選定することとなる。

具体的には、燃料デブリ取り出しに係るリスク等を評価するため、以下の検討を行う。

- (1) 燃料デブリの性状、量等の推定結果に基づき、号機ごと、燃料デブリ位置ごとに、取り出すことによる炉内の不安定さの解消によるリスクの低減効果を評価する。
- (2) 重点的に取り組む3工法の特徴、検討結果を踏まえて、号機ごと、燃料デブリ位置ごとに、アクセスルート、PCV水位を含めた取り出し方法を想定し、取り出し作業に伴って懸念される臨界、放射性物質の漏えい等の安全確保上のリスクを評価する。
- (3) (1)、(2)の評価を含め、次項4.5.6項に示す5つの基本的考え方に基づく評価指標に対する評価を総合的に勘案して、号機ごとに最初に取り出す燃料デブリとその取り出し工法を選定する。特に、技術開発の難易度、作業に伴う被ばく量や、エリアの確保といった現地の制約条件、必要期間等は重要である。

なお、初号機が想定される号機については、取り出し工事の実績がない状態で開始することになるので、燃料デブリ取り出し作業に伴うリスクが小さいことを重視すべきと考えられる。

- (4) 最初に取り出す燃料デブリ以外の燃料デブリについても、どのようなアクセスルートやPCV水位により取り出すのかを検討して、最初の燃料デブリの取り出し方法がその後の燃料デブリ取り出しに対して影響を及ぼさないことを確認する。

燃料デブリ取り出しは、3つの号機の燃料デブリを取り出し、安定保管することであることから、号機ごとの個別の取り出し方法の検討だけに捉われることなく、3つの号機全体で最適とする視点も重要である。3つの号機の燃料デブリ取り出しの開始順序、時期をどのように計画するかによって、複数号機での工事期間が重なる場合には、工事リスクの重畳、必要人的リソースの増大が生じる一方で、完全にシリーズ工事とした場合には、先行号機の経験を次号機に反映できるメリットがあるものの、全体工事期間の長期化を招くことになる。これらを踏まえて、3つの

号機の燃料デブリ取り出しの全体像を検討しておくことにより、全体最適の検討が進むものと考えられる。

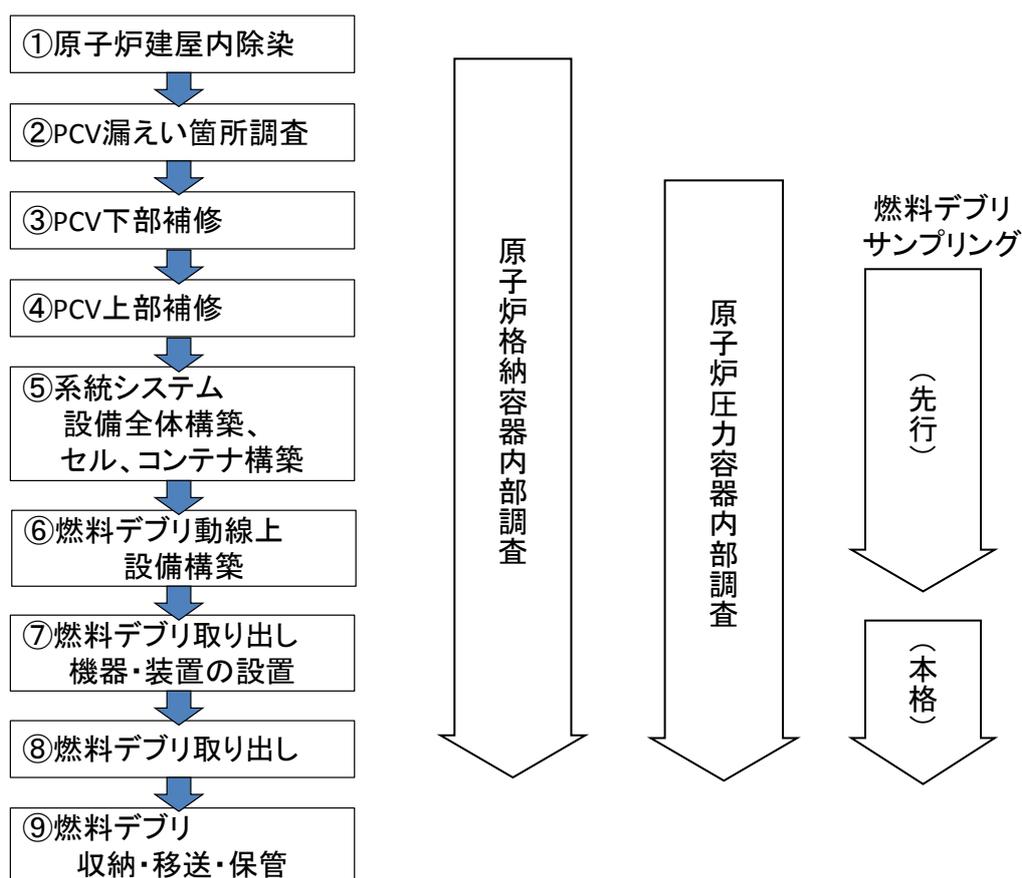
燃料デブリ取り出し方針の決定後の検討においては、号機ごとに最初に取り出す燃料デブリに特化した炉内状況把握のための調査を行うとともに、燃料デブリ取り出しに向けた系統設備、取り出し機器の基本設計、現地の具体的設備設置エリア計画等の準備を進める必要がある。初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けて、詳細な検討、技術開発の加速を図る必要がある。

炉内状況に関しては不確実性が高いことから、炉内調査を進めながら、段階的に検討を進めることが重要である。

燃料デブリ取り出しに係る準備を含めた現地作業の流れを図 4.5-2 に示す。

燃料デブリ取り出しを現場で実現するためには、一連の作業の流れを成立させることが必要であり、それぞれの作業項目について、事前にエンジニアリングや許認可対応が必要になる。

今後、これら一連のプロジェクト管理が重要となる。



(注) 実際は、単純にシリーズで進むものではなく、並行作業となるものがあると想定される。

図 4.5-2 燃料デブリ取り出しに係る現地作業の流れ

#### 4.5.6 5つの基本的考え方に基づく評価指標と評価の視点

5つの基本的考え方に基づく評価の指標を表4.5-2に示し、これに基づいて具体化した視点の検討例を以下に示す。

表 4.5-2 5つの基本的考え方に基づく評価の指標

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 <sup>(注)</sup>
		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）の有効活用等	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
		適切な保障措置の適用
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。

#### (1) 安全

##### a. 放射性物質の閉じ込め（環境への影響）

燃料デブリ取り出しに伴うリスクを最小にすることに関する本質的な評価項目であり、冷却水の閉じ込め性能、放射性ダストの閉じ込め性能から、環境への影響を総合的に判断する必要がある。また、取り出しに先駆けて実施する、系統設備や取り出し機器の設置等の準備工事の段階での放射性ダストの飛散も考慮すべきである。

##### b. 作業員の被ばく

燃料デブリ取り出し工事は基本的に遠隔操作により行うことから、作業員被ばくの観点からは、作業員の直接作業が含まれると想定されるPCV止水工事や、系統設備や取り出し機器の設置等の準備工事における被ばく量が支配的と考えられる。ただし、燃料デブリ取り出し工事中の異常時において想定される作業員被ばくも検討しておく必要がある。

##### c. リスク低減効果

号機ごとに対象となる燃料デブリの取り出しが完了した状態ではリスク低減量は基本的に同じであり、この状態を早期に達成するほどリスク低減効果が高い。RPV内、D/W底部の燃料デブリはその性状、物量によってそれぞれの燃料デブリの現存状態でのリスクが異なるため、そのリスクの大きな燃料デブリ、現存状態の安定性が不確実な燃料デブリを先行して取り出すことにより、経時的なリスク低減効果が高くなる。

## (2) 確実

### a. 要求事項への適合性

安全確保のための重要な技術要件については、「工法の実現性検討」にて抽出された課題について、課題の数、解決のための必要な取組の軽重から適合性を評価する。

### b. 不確実性に対する柔軟性

燃料デブリ取り出しに干渉する機器等の損傷状態の十分な情報は得られない状況で、実際の状態に応じて柔軟な措置がとれる、或いは燃料デブリの性状が想定範囲外でも切削方法を容易に変更できるような工法のコンセプトとなっているかを確認する。

## (3) 合理的

### a. 廃棄物発生量の抑制

工事に伴って発生が予測される放射性廃棄物の物量、形態を評価する。工法の比較という観点からは、上アクセス工法において撤去する上部炉内構造物等は、物量的な比重は小さくないと考えられる。

### b. コスト

燃料デブリや周辺環境が不確定であり、燃料デブリ取り出し方針の決定の段階での評価は困難と思われるが、燃料デブリ分布の推定状況、工法のコンセプトの特徴等から概略比較評価を行う。止水のための PCV 補修のコストは、その範囲により影響が大きくなるものと思われる。

### c. 作業エリア、敷地の確保

燃料デブリ取り出し工事及びその準備工事に必要な設備設置エリア、作業エリアの概略とその確保の見込みを評価する。燃料デブリ取り出しの系統設備、取り出し機器、収納缶保管設備、重汚染構造物保管設備等が対象。

## (4) 迅速

### a. 燃料デブリ取り出しへの早期着手

燃料デブリ取り出し開始までの必要な準備期間（許認可、PCV 止水調査・工事、系統設備設置場所の準備、系統設備・燃料デブリ取り出し機器の設置及び試運転、収納缶製作、収納缶保管設備等の設置）を評価する

### b. 燃料デブリ取り出しにかかる期間

取り出し期間については、燃料デブリや周辺環境が不確定であり、燃料デブリ取り出し方針の決定の段階での評価は困難と思われるが、燃料デブリ分布の推定状況、工法のコンセプトの特徴等から概略比較評価を行う。

## (5) 現場指向

### a. 作業性（環境、アクセス性、操作性）

燃料デブリ取り出し工事に関しては、工法コンセプト（取り出し機器配置、動線、作業手順）が対象号機の現場状況を踏まえた計画になっており、作業性についての課題を評価するとともに、準備工事も含めて、SFP 燃料取り出し工事、汚染水対策等の現地工事との干渉等の課題を確認する。

### b. 保守性（メンテナンス、トラブル対応）

取り出し機器の配置、作業用セル等によるエリア区分計画が、必要なメンテナンスエリアを確保できるものとなっているか、取り出し機器の概念設計が交換、保守範囲を計画、考慮したものになっているかを評価する。

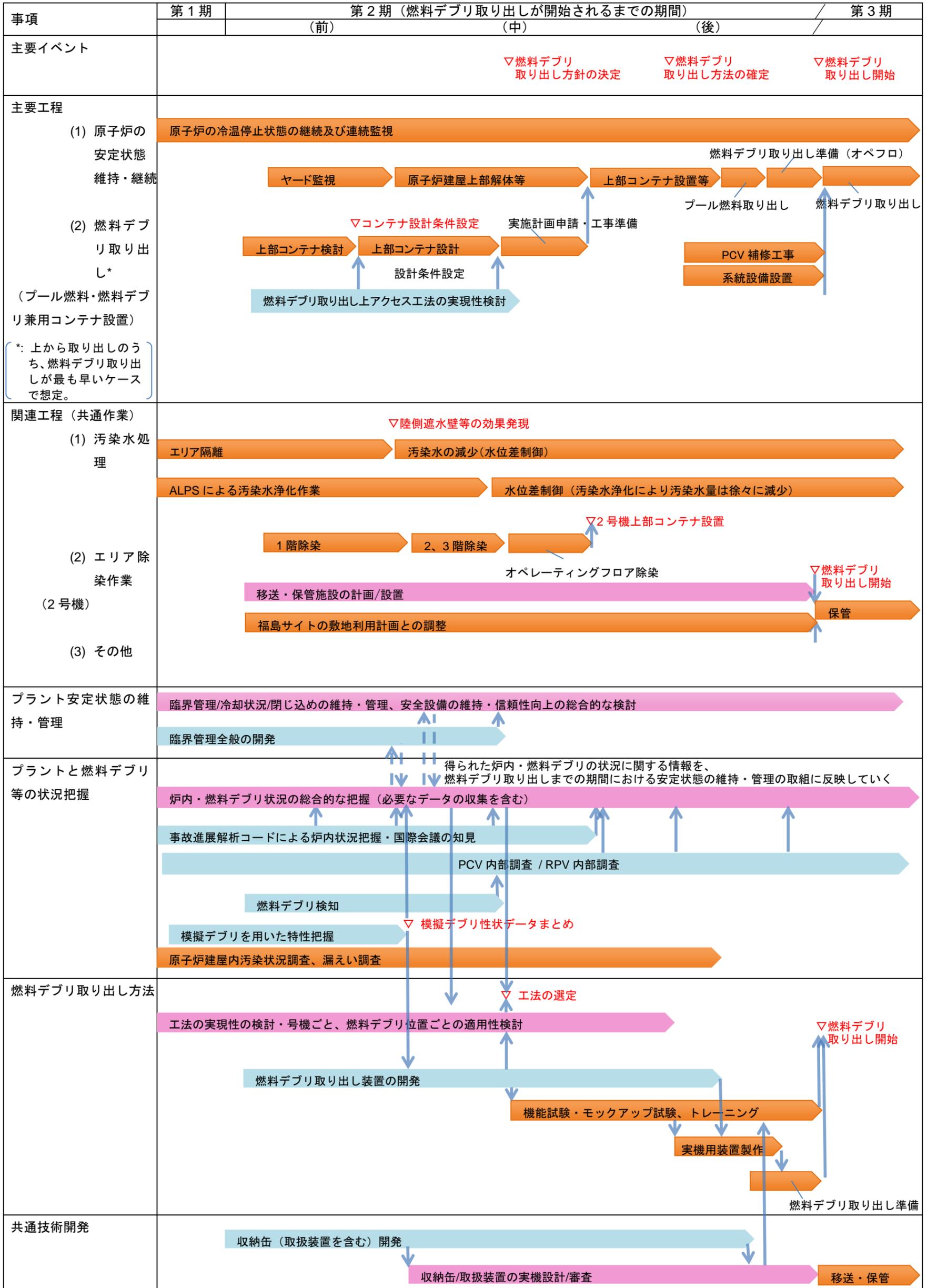
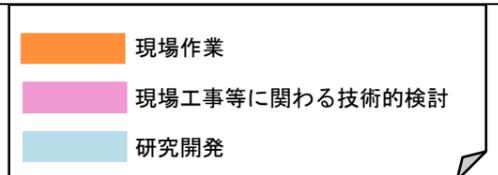


図 4.5-3 燃料デブリ取り出し分野 全体プロセス



## 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。

IAEA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」<sup>17</sup>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<sup>18</sup>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の概念・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。

廃棄物対策分野における取組は、2017年度内に「廃棄物の処理・処分にに関する基本的な考え方」を取りまとめるとともに、2021年度頃を目途として固体廃棄物の処理・処分に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、多量であること等、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、固体廃棄物の性状把握等が継続して行われ、将来的な処理・処分にに向けた検討が行われているとともに、安全を最優先としつつ固体廃棄物の保管対策が実施されているところである。

<sup>17</sup> International Atomic Energy Agency, Experiences and Lessons Learned Worldwide in the Cleanup and Decommissioning of Nuclear Facilities in the Aftermath of Accidents, IAEA Nuclear Energy Series No. NW-T-2.7, Vienna (2014).

<sup>18</sup> 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」という。」とされている。

現状では、固体廃棄物の性状に関する情報が十分には蓄積されてはいないものの、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、これを踏まえて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。

そのため、廃棄物対策分野の戦略プランとしては、以下の手順で検討を実施した。

- (1) 今後、固体廃棄物の処分方策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管理の在り方も整理する。
- (2) 固体廃棄物に関する現行ロードマップの記載事項について、取組の現状を評価するとともに、今後の固体廃棄物対策の取組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、上記(2)で抽出された課題等を踏まえ、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。）等において国際的に取りまとめられている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まとめると以下のとおりである。

### 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)<sup>19</sup>、Publ.77 (1998)<sup>20</sup> 及びPubl. 81 (1998)<sup>21</sup> 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)<sup>22</sup> 及びそれを地層処分に適用したPubl.122 (2013)<sup>23</sup> 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」及び「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

<sup>19</sup> ICRP, 1985. Principles for the Disposal of Solid Radioactive Waste. ICRP Publication 46. Ann. ICRP 15 (4).

<sup>20</sup> ICRP, 1997. Radiological Protection Policy for the Disposal of Radioactive Waste. ICRP Publication 77. Ann. ICRP 27 (S).

<sup>21</sup> ICRP, 1998. Radiation protection recommendations as applied to the disposal of long-lived solid radioactive waste. ICRP Publication 81. Ann. ICRP 28 (4).

<sup>22</sup> ICRP, 2007. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103. Ann. ICRP 37 (2-4).

<sup>23</sup> ICRP, 2013. Radiological protection in geological disposal of long-lived solid radioactive waste. ICRP Publication 122. Ann. ICRP 42(3).

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」戦略を用いる長寿命放射性固体廃棄物の処分後の公衆の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」<sup>24</sup> (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<sup>25</sup>としてまとめられている。

これらを総合的に踏まえて、気体・液体廃棄物を含めた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。表5.2-1 に我が国の放射性廃棄物の処分に関する安全規制の検討状況の概要を示す。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。

---

<sup>24</sup> International Atomic Energy Agency, Disposal of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards, No. SSR-5, IAEA, Vienna (2011).

<sup>25</sup> International Atomic Energy Agency, Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment, IAEA Safety Standards, No. WS-G-2.3, IAEA, Vienna (2000).

表5.2-1 放射性廃棄物の処分に関する安全規制の検討状況の概要

法律	廃棄物の区分	旧原子力安全委員会等 <sup>*3</sup>			安全規制関係法令等			
		原子力委員会 処分方針	安全規制の考え方	濃度上限値等	安全審査指針	政令	埋設規則 <sup>*5</sup>	
炉 <sup>1</sup> 規制法	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(中)深度処分] 発電所廃棄物 放射能レベルの比較的低いもの [浅地中ピット処分] 放射能レベルの極めて低いもの (コンクリート等廃棄物) 放射能レベルの極めて低いもの (金属等廃棄物) [浅地中トレンチ処分] 長寿命低発熱放射性廃棄物 ウラン廃棄物 研究所等廃棄物 <sup>*6</sup> RI廃棄物	報告 (1998年5月)	報告(暫定) (2000年11月)	報告 (2000年9月)	未検討	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 (2010年4月)
		報告 (1984年8月)	報告 (1985年10月)	報告 (1987年2月、 1992年6月)	報告 (1988年3月)	制定 (1987年3月、 1992年9月)	制定 (1988年1月、 1993年2月、 2008年3月)	制定 (2008年3月)
		報告 (2000年3月、 2006年4月)	報告 (2004年6月)	報告 (1992年6月)	報告 (1993年1月)	制定 (1992年9月)	制定 (1993年2月、 2008年3月)	制定 (2008年3月)
RI法 <sup>2</sup>	低レベル放射性廃棄物	報告 (2000年12月)	報告 (2006年4月)	報告 (2000年9月)	報告 (2001年3月)	制定 (2000年12月)	制定 (2008年3月)	
		報告 (1998年6月)	報告 (2004年1月)	報告 (2007年7月)	報告 (2010年4月、 一部未検討)	制定 (2013年12月、 一部未整備)	制定 (2008年3月、 一部未整備)	今後整備 今後整備
法律	廃棄物の区分	旧原子力安全委員会等 <sup>*3</sup>			安全規制関係法令等			
		原子力委員会 処分方針	旧原子力安全委員会等 <sup>*3</sup>	クリアランスレベルの値	法律	政令	規則 <sup>*8</sup>	
炉 <sup>1</sup> 規制法	主な原子炉施設 (試験研究炉を含む) 重水炉、高速炉 核燃料使用施設 (照射済燃料及び材料を取り扱う施設) 核燃料使用施設、加工施設 (ウランのみを取り扱う施設) 上記以外の核燃料施設 放射線障害防止対象施設 <sup>*7</sup>	報告 (1993年3月)	報告 (1993年3月)	報告 (2004年12月)	報告 (2005年5月)	制定 (2005年12月)	制定 (2005年6月、 一部未整備)	
		報告 (2001年7月)	報告 (2001年7月)					報告 (2004年12月)
		報告 (2003年4月)	報告 (2003年4月)	報告 (2008年10月)	報告 (2008年10月)	報告 (2010年1月)	報告 (2010年1月)	制定 (2012年3月)
		報告 (1984年8月)	報告 (1984年8月)	報告 (2008年10月)	報告 (2008年10月)	報告 (2010年1月)	報告 (2010年1月)	制定 (2012年3月)

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](http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/gaiyo/gaiyo04-1.html)) に加筆

\*1 核燃料物質、核燃料物質及び原子炉の規制(以下、「炉規制法」と言う。)

\*2 放射性同位元素等による放射性障害防止に関する法律(以下、「RI法」と言う。)

\*3 RI法に係る文部科学省の放射線安全規制検討会を含む。

\*4 第一種廃棄物処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則、第二種廃棄物処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則。

\*5 炉規制法においては、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物処理の事業に関する規則、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物処理の事業に関する規則、施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則。RI法においては、RI法施行規則。

\*6 研究施設等廃棄物のうち、炉規制法に係る放射性廃棄物。

\*7 許可届出使用者、届出版売業者、届出賃貸業者、許可廃棄業者

\*8 炉規制法においては、製錬事業者等における工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度についての確認等に関する規則、試験研究の用に供する原子炉等に係る放射能濃度についての確認等に関する規則。RI法においては、RI法施行規則。

\*9 他に、1988年3月及び2001年3月。

## 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

具体的な放射性廃棄物の処分においては、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では、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、廃棄物を生活環境から隔離し、安全性を確保している。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、処理装置により、環境に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とな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 放射性廃棄物の管理の在り方

IAEA の安全要件GSR-Part5<sup>26</sup>では、処理、貯蔵及び輸送を含む、発生から処分に至るまでの放射性廃棄物の管理におけるあらゆる段階を包含するものとして放射性廃棄物の処分前管理 (predisposal) を位置づけている。IAEAの用語集において定義されている放射性廃棄物の管理に関する用語を図5.2-1に示す。処分前管理の中で、放射性廃棄物の処理 (processing) は、前処理 (pretreatment)、処理 (treatment) 及び廃棄体化 (conditioning) に分けられる。処理 (processing) は選択あるいは予想される処分オプションに適合する廃棄物の形態であるように実施されるとともに、放射性廃棄物はその管理において貯蔵される可能性があり、輸送及び貯蔵のために適した形態であることも必要であるとされている。

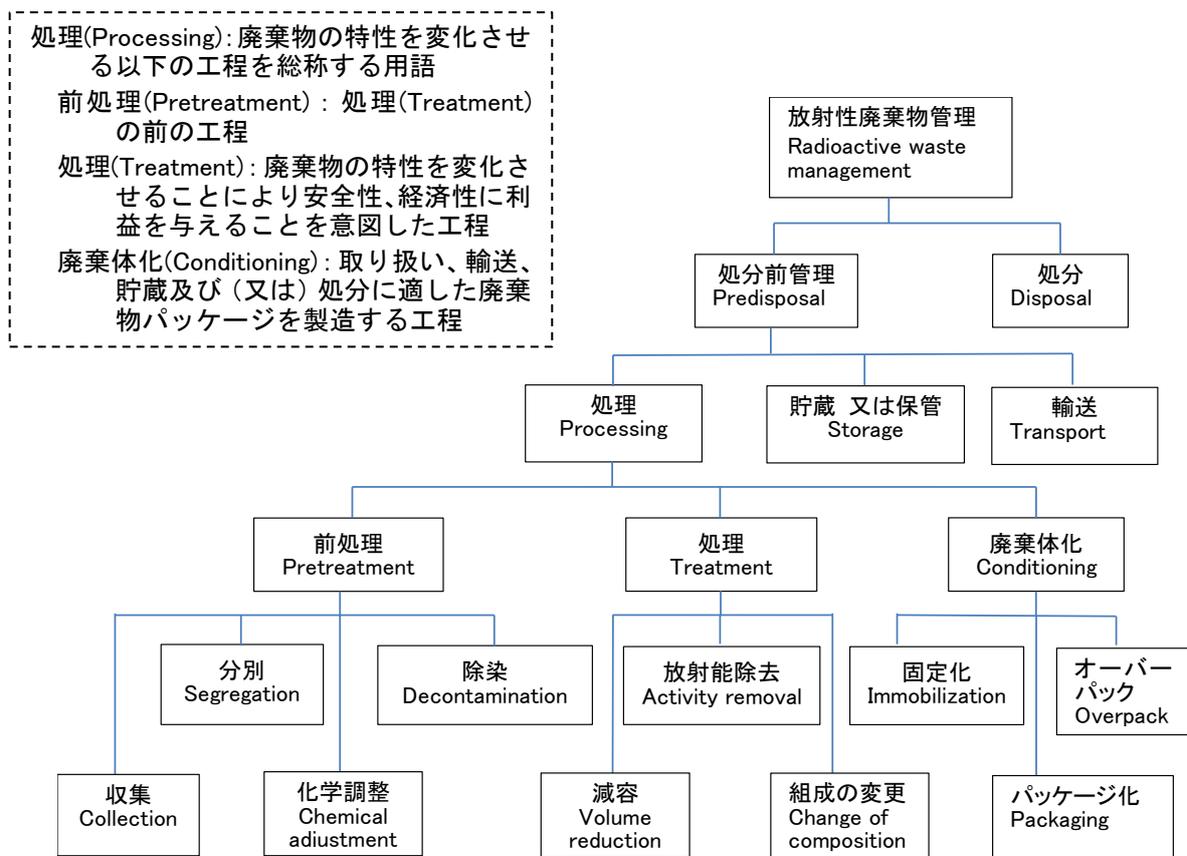


図 5.2-1 放射性廃棄物管理に係る用語 (IAEA)<sup>27</sup>とその和訳例  
(和訳例については日本原子力学会の資料<sup>28, 29</sup>を参考にした)

<sup>26</sup> International Atomic Energy Agency, Predisposal Management of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards, No. GSR-Part5, IAEA, Vienna (2009).

IAEA 安全基準、放射性廃棄物の処分前管理、一般安全要件第 5 巻 (No. GSR-Part5)、国際原子力機関、2012 年 7 月、公益財団法人 原子力安全研究協会

<sup>27</sup> IAEA Safety Glossary, Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection 2007 Edition, p216

<sup>28</sup> 「福島第一原子力発電所事故により発生する放射性廃棄物の処理・処分」平成 25 年度 報告書～廃棄物情報の整理と課題解決に向けた考慮事項～ 平成 26 年 3 月、日本原子力学会「福島第一原子力発電所事故により発生する放射性廃棄物の処理・処分」特別専門委員会、p7

また、IAEAの安全指針案DS448<sup>30</sup>では、原子力発電所及び研究炉から生じる放射性廃棄物の処分前管理に関し、GSR-Part5に示される安全要件を満たすための具体的な方策が示されている。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、放射性廃棄物の管理の在り方について、IAEAの安全要件GSR-Part5及び安全指針案DS448を踏まえてまとめると、以下のとおりである。

- i) 放射性廃棄物の管理においては、処理（前処理、処理、廃棄体化）、貯蔵及び輸送を含む発生から処分までのあらゆる管理段階において、放射性廃棄物の性状を把握し、分類が行われる必要がある。
- ii) 放射性廃棄物の処理の主な目的は、安全な処理、輸送、貯蔵及び処分のための基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、最終的に廃棄物処分の安全性を確保することである。
- iii) 処理は、廃棄物の特性及び管理段階（前処理、処理、廃棄体化、輸送、貯蔵及び処分）によって課せられる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、非放射性の含有物質による環境影響や社会的及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。
- iv) 廃棄物をどの段階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、放射能及び物理的・化学的性質、利用できる技術、敷地利用可能面積、貯蔵容量、及び処分の受け入れ可能性が考慮される。
- v) 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。
- vi) 貯蔵は廃棄物管理戦略において検討されるべき選択肢の一つである。廃棄物の隔離と環境保護を確実にするために、処分前のすべての管理段階において適切な貯蔵が実施可能であるべきである。貯蔵は、様々な管理段階において時間的調整を可能とし、管理に柔軟性を付与する手段として重要であり、クリアランス<sup>31</sup>等に向けた放射能減衰のための時間を確保する、あるいは将来の管理が未決定の廃棄物を保持するため等に利用される。
- vii) 廃棄物は、その後の管理に適した状態で、検査、モニタリング、取り出し、及び保存されることが可能な方法で貯蔵されなければならない。予期される貯蔵期間に十分な考慮が払われなければならない。可能な限り受動的な手法で安全が確保されなければならない。特に長期間の貯蔵では、廃棄物閉じ込めの劣化を防止するための措置が採られなければならない。

---

<sup>29</sup>長尾、山本、放射性廃棄物概論 施設の運転および廃止措置により発生する放射性廃棄物の対策 第1回 放射性廃棄物対策の概要, 日本原子力学会誌, Vol.56, No.9 (2014) p593

<sup>30</sup> International Atomic Energy Agency, Predisposal Management of Radioactive Waste from Nuclear Power Plants and Research Reactors, Draft Safety Guide, DS448, IAEA, Vienna (2015). (IAEAの安全指針案DS448はこれまでの安全指針WS-G-2.5「低中レベル放射性廃棄物の処分前管理(2003)」を更新する位置づけで現在出版準備中。)

<sup>31</sup> 「クリアランス」とは、我が国では、原子力施設で用いた資材等について、含まれる放射性物質が人の健康への影響を無視できる濃度以下であることを国が確認した場合、原子炉等規制法の適用外となることをいう。(廃棄物・リサイクル関係法令の規制を受ける。)

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。処理については上記のように、処分方策との整合を確保できる柔軟性を考慮しつつ、安全性向上の観点から放射性物質の漏えいや飛散のリスクの低減のために、要否を含めて検討されるべきである。安全指針案DS448の記載内容の中で、以下のようなことが福島第一原子力発電所事故等で発生する廃棄物に適用し得る。

- ・液体廃棄物を処理する場合は、廃棄物受入れ基準に沿う適切な母材によって固化し、固化体として廃棄物容器の中に収納されるが、乾燥などの手段により母材となる物質を用いない方法も採り得る。
- ・水処理二次廃棄物として発生するスラリー、スラッジの移送においては、閉塞の発生により放射線のホットスポットとなり得ることに留意する必要がある。また、スラリー、スラッジを長期貯蔵する場合は、可燃性ガスを発生させ、物理的劣化や発熱反応を引き起こす放射線分解又は化学反応が生じる可能性があるため、回収・貯蔵容器の機能・性能を含めて特別な考慮が必要である。
- ・有機廃棄物は環境に有害な影響を有する可能性があるために、その放射能のみならず、有機化学物質としても考慮する必要がある。
- ・特定の金属は水と反応して水素を発生する可能性があり、キレート材、油分の挙動、あるいは液体廃棄物の塩分含有量は廃棄体のプロセスにおいて懸念となり得るため、留意を要する。

また、減容処理については、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検討されるべきである。

安全指針案 DS448 では、減容処理について以下の点を考慮すべき点として挙げられている。

- ・減容処理は考慮する廃棄物の特性に基づいて選択される必要がある。
- ・含有される放射性物質濃度からその後の取扱いを考慮しつつ、できるだけ圧縮又は燃焼といった高い減容率を達成し、実証済みの技術を用いるものを採用すべきである。
- ・特に可燃性固体廃棄物の焼却は通常最も高い減容効果と安全な廃棄物形態の生成を可能にする。
- ・圧縮は特定の種類の廃棄物の減容に適する。

### 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

固体廃棄物に起因するリスクの低減に向け、廃炉の進捗に伴う固体廃棄物の適切な保管管理を着実に進めるとともに、処理・処分方策について、中長期的視点に立って検討を進めることが重要である（3.3.1 節を参照）。保管管理については、固体廃棄物の発生量の低減及び安全確保のための取組が不可欠であり、東京電力が原子力規制庁や地元との調整に基づいて、当面の保管管理計画を作成している。処理・処分方策については、固体廃棄物の性状把握、固体廃棄物の特性を踏まえた処分方策、及び処分方策と整合する処理に係る取組が必要となるため、現在、性状把握を中心とした研究開発の取組が進められている。以下に、これらの取組の現状、その評価及び今後の廃棄物対策の取組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

廃棄物管理部門は体制強化が図られるとともに、廃炉に伴う工事計画策定の段階から関与して、廃棄物管理が推進されている。

敷地内への梱包材や資機材等の持込抑制、再使用、再利用などの固体廃棄物の発生量低減対策が推進されている。

##### b. 取組の現状に対する評価・課題

現状の固体廃棄物に係る発生量低減対策は、廃炉に伴う工事に係る計画策定の段階から廃棄物管理部門が関与することにより持込抑制、構内再利用等の取組がなされ、一定の成果を上げている。

今後更なる発生量低減を図るべく、対策を継続的に検討し実施することが重要である。

#### (2) 保管管理

##### a. 取組の現状

固体廃棄物は、ガレキ等と水処理二次廃棄物に大別される。このうちガレキ等はガレキ類、伐採木、使用済保護衣等に分類し保管されている。このうち、ガレキ類は、遮へいや飛散防止の観点より、線量区分ごとにエリアと保管形態を分けて保管されている。また、伐採木は、火災の発生リスクや線量の観点より、幹・根と枝・葉に分けて保管されている。廃炉に伴う工事によるガレキ撤去等により、保管量が増加し、保管量は、ガレキ類が約 18.5 万 m<sup>3</sup>、伐採木が約 8.4 万 m<sup>3</sup>に至り、保管容量に対する保管割合は、それぞれ 67%、79%となっている。(2016 年 4 月 30 日時点)<sup>32</sup>

ガレキ等の減容処理については、雑固体廃棄物焼却設備が設置されて、使用済保護衣等の焼却可能なものの処理が 2016 年 3 月から開始されている<sup>33</sup>。

一方、水処理二次廃棄物は、吸着塔類、廃スラッジ及び濃縮廃液に分類し保管されている。このうち、吸着塔類は、その種類に応じた保管形態（ラック、ボックスカルバート）で保管されている。汚染水処理の進展の結果、水処理二次廃棄物の吸着塔類の貯蔵量は 3,165 本となり、保管容量の 51%を占めている。(2016 年 5 月 19 日現在)<sup>32</sup>

ガレキ等及び水処理二次廃棄物の管理状況を添付 5.1 図 A5.1-1 に示す。

吸着塔類のうち、多核種除去設備前処理設備から発生するスラリーは、HIC（高性能容器）に入れられボックスカルバートに保管されているが、一部で HIC 上蓋外周部にたまり水が確認される事象が発生した。対策として HIC へのスラリーの充填水位を低下させるとともに簡易型の

<sup>32</sup>東京電力、資料 3-4 放射性廃棄物処理・処分「ガレキ・伐採木の管理状況（2016.4.30 時点）」、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 30 回）、平成 28 年 5 月 26 日

<sup>33</sup>東京電力、資料 3-4「放射性廃棄物処理・処分スケジュール」, p1、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 28 回）、平成 28 年 3 月 31 日

水抜装置による HIC 上澄み水の抜き取りが行われており、今後水抜装置（本設）を設置し、上澄み水抜き取りの加速化が進められている。

東京電力は、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議において、2027 年度頃までの次のようなガレキ等保管イメージを提示している。（添付 5.1 図 A5.1-2 参照）

保管管理計画を策定するに当たり、中長期ロードマップに記載されている工事等により発生する固体廃棄物の物量予測を行っている。この予測により、当面 10 年程度の期間に発生する固体廃棄物は、既存の固体廃棄物の保管容量を超えて増加していくことが明確となったため、遮へい・飛散抑制機能を備えた施設を導入し、継続的なモニタリングにより適正に保管していく方針としている。

導入する施設については、ガレキ等を可能な限り減容することとし、発生廃棄物の物量に見合った処理容量で計画されている。本保管管理の実施により、固体廃棄物貯蔵庫外で一時保管されてきた固体廃棄物や新たに発生する固体廃棄物を可能な限り減容し、線量率の高いガレキ類から建屋内保管へ集約し、固体廃棄物貯蔵庫外の一時保管エリアを解消していくことで、より一層のリスク低減を図る計画である。

固体廃棄物貯蔵庫については、現在、保管容量約 3 万 m<sup>3</sup> の第 9 棟を建設中であり、今後 10 棟（2020 年度）～13 棟等を順次建設することによって保管容量を約 14 万 m<sup>3</sup> 増加させる計画である。一方、焼却・減容設備については、処理量 7.2 トン/日×2 基の雑固体廃棄物焼却設備によって使用済保護衣等の焼却が開始されている。さらに、伐採木、ガレキ中の可燃物を対象とした処理量 95 トン/日×1 基の増設雑固体廃棄物焼却設備が 2020 年より焼却開始する計画となっている。また、ガレキ類中の金属及びコンクリートの減容処理設備の建設が予定（2020 年度竣工）されており、減容能力が強化される予定である。これによって、現状のままの保管状態では 2027 年度頃までに約 75 万 m<sup>3</sup> に増加すると予想される屋外における一時保管量を、約 20 万 m<sup>3</sup>（主に 0.005mSv/h 未満）程度に抑えられる計画である。

なお、水処理二次廃棄物についても、建屋内へ保管等のリスク低減策を施し、一時保管エリアを解消していく方針であるが、建屋内保管に移行する際に、減容処理方策等を今後検討していくものとしている。

#### b. 取組の現状に対する評価・課題

発生した固体廃棄物については、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）については、暫定的には火災防止対策が講じられており、さらに、恒久的には、増設雑固体廃棄物焼却設備の設置が計画されている。計画通りの推進が重要である。

水処理二次廃棄物については、保管容器の健全性を考慮したうえで、さらなるリスク低減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

固体廃棄物の性状把握に関して、ガレキ、伐採木、土壌等の分析、水処理二次廃棄物の性状評価、難測定核種の分析手法の開発等が行われている<sup>34, 35</sup>。固体廃棄物の分析の実施状況を表 5.3-1 に示す。これまでの分析に関する取組を通じて、原子炉建屋内試料等に関し Sr-90 と Cs-137 等一部の核種の放射能濃度に相関関係が認められること、号機や建屋内の位置により汚染状態が異なることなどの知見が得られつつある。現状の分析試料数は、新たな機関の協力を得て、年間約 70 試料<sup>36</sup>となっている。加えて、高線量下にある廃棄物（建屋内高線量エリアのガレキ、水処理二次廃棄物等）の試料採取方法についての検討が行われ、その一部については試料採取も行われた。さらに、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 2021 年度頃までの期間を中心として分析計画が立案された。

これまでの分析結果に基づき、水分析結果及びガレキ分析結果のとりまとめが行われるとともに、建屋内のガレキやサイト内土壌のデータが追加されるなど、取得データの更新も行われている。また、性状評価に基づき廃棄物情報カタログの整理が進められている。

廃棄物インベントリ評価については、汚染核種が燃料由来、放射化由来等であり、移行経路が循環水、大気経由等であることを踏まえ、輸送比及びインベントリ評価手法の検討並びにインベントリ評価結果の更新が行われている。インベントリ評価の解析的モデルの検討として、滞留水への核種の移行割合に対し、分析値の導入により不確実性が低減された。廃棄物のインベントリの推定結果は処分の安全評価の検討に反映された。

---

<sup>34</sup>技術研究組合 国際廃炉研究開発機構（IRID）平成 26 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」中間報告 平成 28 年 4 月  
[http://irid.or.jp/\\_pdf/201509to10\\_12.pdf?v=4](http://irid.or.jp/_pdf/201509to10_12.pdf?v=4)

<sup>35</sup>技術研究組合国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構、資料 3-4「福島第一原子力発電所構内で採取した瓦礫の分析」、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 29 回）平成 28 年 4 月 28 日

<sup>36</sup>原子力規制委員会 第 2 回特定原子力施設放射性廃棄物規制検討会、資料 4 東京電力「福島第一事故廃棄物の分析能力について」、平成 28 年 2 月 12 日

表 5.3-1 固体廃棄物の分析の実施状況<sup>37</sup>

年度	試料		試料数
23-26	水処理設備 出入口水	<ul style="list-style-type: none"> <li>1～4号機タービン建屋滞留水等</li> <li>集中RW地下高汚染水</li> <li>淡水化装置濃縮水</li> <li>高温焼却炉建屋地下滞留水</li> <li>処理後水（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置）</li> </ul>	25
	建屋内瓦礫 ボーリング コア	<ul style="list-style-type: none"> <li>1号機・3号機原子炉建屋1階瓦礫</li> <li>2号機原子炉建屋5階（床）ボーリングコア</li> <li>1号機原子炉建屋1階（床、壁）ボーリングコア</li> <li>2号機原子炉建屋1階（床）ボーリングコア</li> </ul>	13
	瓦礫、 伐採木	<ul style="list-style-type: none"> <li>1、3、4号機周辺瓦礫</li> <li>伐採木（枝、葉）、3号機周辺生木（枝）</li> </ul>	24
	立木、 落葉、土壌	<ul style="list-style-type: none"> <li>構内各所の立木（枝葉）及びそれに対応する落葉、土壌</li> </ul>	121
27	水処理設備 出入口水	<ul style="list-style-type: none"> <li>集中RW地下高汚染水、高温焼却炉建屋地下滞留水</li> <li>処理後水（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置、多核種除去設備）</li> </ul>	26
	スラリー	<ul style="list-style-type: none"> <li>多核種除去設備スラリー（既設、増設）</li> </ul>	4
	瓦礫	<ul style="list-style-type: none"> <li>1、2、3号機原子炉建屋内瓦礫</li> <li>覆土式一時保管施設で採取した瓦礫</li> <li>1号機タービン建屋砂</li> </ul>	33

b. 取組の現状に対する評価・課題

固体廃棄物の処理及び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。2015年度より従来の年間約 50 試料から約 70 試料の分析を行うことが可能となった。また、高線量等が理由で、試料採取が困難な箇所からの試料の分析は一部にとどまっていたが、試料採取方法に係る検討が開始された。これまでの分析結果から、性状に係る知見が蓄積しつつあるが、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分析データの蓄積のためには、分析能力（設備、技術、人）が現状では依然として十分ではない。このため、放射性物質分析・研究施設を計画通り進めることが必須である。

(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、その特性を踏まえた既存の処理技術及び既存の処分概念の適用性を中心とした検討が行われている<sup>34</sup>。

処理技術についてはこれまでに、処理実績が乏しい水処理二次廃棄物を主な対象として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が行われ、セメント固化等の混練方式、熔融固化等の加熱方式等、廃棄体化技術の評価に係る検討が行われている。これらの調査及び試験を通じ、セメント固化体、熔融固化体等の各種廃棄体候補に対する強度、化学的性質、充填率等、処理技術の評価に必要なデータの取得・整備が進められている。

<sup>37</sup>技術研究組合国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構、資料 3-4「福島第一原子力発電所構内で採取した瓦礫の分析」、p2、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 29 回）平成 28 年 4 月 28 日 より編集

処分方策については、既存の処分概念や安全評価手法の調査・検討などが行われている。固体廃棄物に適用する既存の処分概念、サイトモデル及び安全評価手法（シナリオ、核種移行モデルなど）が検討され、処分区分の検討及びそれに基づく重要核種の検討が行われている。また、核種移行パラメータに対する処分システムの感度の調査等が進められるとともに、処分に影響を与え得る固体廃棄物の性状に関する検討として、処理技術による廃棄体特性の違いを考慮しつつ核種移行パラメータへの影響について整理が行われている。

さらに、固体廃棄物の特徴を踏まえ、合理的な処分の観点から、国内の実施例にとらわれず海外の処分施設も対象に含め、新たな処分概念の構築に向けた課題が検討された。国内外の処分施設の例を添付 5.2 に示す。

固体廃棄物について、その発生から保管、処理を経て、処分に至る廃棄物管理全体の安全性及び合理性を確保するとともに、全体を俯瞰し、研究開発を効率的に進めることを目的として、これらの一連の取り扱い（廃棄物ストリーム）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

処理技術について、その固体廃棄物への適用性の評価に係る検討が行われ、固化処理技術及び廃棄体特性の評価に必要な情報及び試験データが着実に蓄積されつつある。また、安全かつ合理的に処理を行う観点から、海外の知見を含めた技術情報の十分な調査、試験データの取得、及び評価に係る要件の整理が望まれる。

処分については既存処分概念の適用可能性の検討の一環として、処分区分を検討する上での重要な核種が調査されている。安全かつ合理的な処分方法の立案という観点からは、海外の処分方法や技術を踏まえ、新たな処分概念の構築に向けた検討が重要である。

性状把握、処理及び処分方策に係る検討の進捗を踏まえ、詳細化すべき廃棄物ストリームの項目及び優先度を整理するとともに、廃棄物ストリームの絞り込みの考え方及び方法の検討を進めることが重要である。また、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の構築に資する技術情報として取りまとめていくことが重要である。

## 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 5.3 の取組の現状に対する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、今後の固体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. 廃棄物ヒエラルキー

英国では環境負荷を下げるために廃棄物の発生量及び処分量を最小限に抑えよとの観点から、取るべき方策の優先順位、廃棄物ヒエラルキー（①発生量抑制、②廃棄物量最小化、③再使用、

④リサイクル、⑤処分、の順に望ましい方策)が共有されており、この考え方に沿った廃棄物管理を行うことによって、最終処分量を抑制することに成功している。また、廃棄物ヒエラルキーを実際に展開していく上では、廃炉に伴う工事計画策定の段階から廃棄物管理部門が関与することが重要であると米国及び英国においても、指摘されている。

福島第一原子力発電所においても、図5.4-1に示すように、既に、廃棄物ヒエラルキーに対応する取組が実行されている。今後、この考え方を福島第一原子力発電所全体に浸透させて、固体廃棄物発生量抑制に対する意識を高めることが重要である。



(a) 英国 NDA における廃棄物ヒエラルキーの概念<sup>38</sup> (b) 福島第一原子力発電所における対応策  
 図 5.4-1 廃棄物ヒエラルキーの概念(Summary of the Waste Hierarchy)

b. 二次廃棄物に対する考慮

保管しなければならない固体廃棄物の量を低減するため、減容設備を計画的に導入しているが、例えば、雑固体廃棄物焼却設備を導入する場合、所定の運転期間中は排気系フィルタ、機器設備の消耗品等が、それぞれ二次廃棄物として発生する。また運転期間終了後は施設本体も廃棄物となる。

このように、減容設備を導入する場合、二次廃棄物を加えた全体の減容効果、及び二次廃棄物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に向けた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。コンクリート表面を湿式除染すると、水による浸透汚染が発生し、結果的に固体廃棄物の発生量が増える可能性もある。また除染剤の使用により、処分施設のバリア性能に影響を与える有機物や有害物が固体廃棄物に混入する可能性もある。

<sup>38</sup> Nuclear Decommissioning Authority (NDA), “Strategy Effective from April 2011”, 2011, p34 の図を編集

したがって、除染の際には、目標とする除染係数の達成は優先されるものの、適用する除染技術と除染に伴って発生する可能性のある二次廃棄物について、廃棄物管理部門と協議して固体廃棄物の処分への影響を考慮した上で適切な除染技術を選択することが重要である。

## (2) 保管管理

### a. 保管管理計画

中長期ロードマップに記載されている工事等により発生する固体廃棄物の物量予測を行い、それに基づく保管管理計画が策定された。廃炉工程の進捗に合わせた減容設備の導入によって、固体廃棄物量の増加を大幅に抑制した上で、一時保管エリアを解消して建屋内への保管に移行させる計画となっており、固体廃棄物の飛散・漏洩リスクの低減のために適切である。

この保管管理計画を確実に実施することにより、固体廃棄物に起因するリスクの低減を進めることが重要であるが、廃炉工程の進捗など状況変化に合わせて柔軟に計画を更新していくことも重要である。

### b. 保管廃棄物の安定化について

多核種除去設備の前処理設備から発生しているスラリーについては、安定化の観点から、脱水処理方法に係る研究開発が基礎的な段階での目処がつきつつある。より安定な保管状態を極力早期に達成するために、研究開発段階から実用化段階に移行する必要がある。また、水処理二次廃棄物のリスク低減の観点から、濃縮廃液及び可燃ガスの発生、発熱反応を伴う廃スラッジについても、物理的劣化等に十分配慮した保管管理を実施するとともに、将来のより安定な保管に向けた検討を加速するべきである。

### c. 燃料デブリ取り出し作業に伴い発生する固体廃棄物等について

今後、燃料デブリ取り出し作業が開始されると、これに伴って周辺の撤去物、資材・機材等が固体廃棄物として大量に発生することが予想される。これら固体廃棄物には、高線量で放射性物質濃度の高い重量物も含まれる。

このため、燃料デブリ取り出しを安全かつ円滑、効率的に進めるためには、燃料デブリ及び周辺の撤去物、資材・機材等について、保管場所や保管方法の他に、保管容器、切断を含めた保管容器への収納方法、保管場所への運搬方法等を燃料デブリの取り出しの前に検討することが必要である。発生する固体廃棄物については安定的に保管管理することが重要である。

## 5.4.2 処理・処分

### (1) 性状把握

#### a. 分析計画

処理・処分の具体的な方策を検討していくには、性状把握のための分析計画に基づき計画的に分析を行い、固体廃棄物の性状把握を行うことが極めて重要である。

これまで性状把握のための分析が進められ多くの知見が得られてきているが、分析結果の評価・解析結果に基づく測定核種の絞込みや少ない分析試料でも評価・解析できる手法の開発による分析の効率化を図ることが重要である。

また、廃炉工程の進捗に伴い、これまで試料採取が困難であった場所の試料や高線量試料の採取が進むことによる分析試料数の増加や新たな知見の取得が見込めるようになってきている。このような状況の中で効率的にデータを取得するためには、廃炉工程の推進並びに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すべきである。

分析計画に基づく分析試料の採取計画は、既存の分析施設及び新規に建設される放射性物質分析・研究施設の受入れ能力等も考慮するとともに、試料の採取場所、試料の採取方法、試料の採取数、試料の採取時期等に係る妥当性を検討し、その結果を適宜反映していくことが重要である。また、高線量で接近が困難なために試料採取が難しいものについては、採取方法に係る調査検討に着手したところであるが、引き続き調査検討を進めていくことが重要である。さらに、2015年度に運転を開始した雑固体廃棄物焼却設備から発生する焼却灰、燃料デブリ取り出し時に発生する固体廃棄物、除染に伴って発生する二次廃棄物等の分析など、廃炉の進捗に伴って新たに発生する固体廃棄物についても、将来の処理・処分に向けた性状把握を行うことが重要である。

性状把握のための分析計画に加えて保管管理のために実施している固体廃棄物に係る放射能・線量率の計測についても、上記計画に基づく性状把握を補完することも念頭に置きつつ中長期的な変動傾向等、総合的に評価していくことが重要である。

このように分析計画は性状把握の進捗を踏まえた分析作業の効率化や品質保証の強化等も考慮した計画とすることが重要であるとともに、廃炉工程の進捗、放射性物質分析・研究施設の受入れ能力の変更に合わせて柔軟に更新していくことが重要である。

また、改良・開発した分析技術については積極的に公開していくとともに、標準化を図ることも必要である。

#### 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、保管管理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、分析対象試料の種類の高線量化、数量の増加、分析精度の向上など、高いレベルの能力が求められている。

これに応えるためには、既存の分析施設の効果的な活用、新規の放射性物質分析・研究施設の整備及びそれらの運用体制の強化・整備を進める必要がある。運用体制の強化・整備については、合理的かつ継続的な運用体制を構築し、分析を実施していくことが重要である。分析技術については、分析技術（前処理技術を含む）の改良、難測定核種の分析方法の開発、高線量試料に適した分析方法の開発、分析方法の標準化などの分析技術の開発を進めるとともに、その成果は新規に整備される放射性物質分析・研究施設へ適切に反映することにより、分析能力の向上を図ることが重要である。分析技術の改良・開発状況や廃棄体の放射能確認方法の検討状況を的確に放射性物質分析・研究施設の仕様や運営方法に反映することも重要である。

また、それら開発や分析を担う人材は極く限られているのが現状であるが、当面の人材の確保・育成と合わせ、分析全般を俯瞰して評価できる人材を含めて継続的な育成に取り組むことも重要である。

## (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通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、まず、固体廃棄物の属性・化学的性状及び放射性物質濃度などその特性を把握するとともに、これらの特性を踏まえ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在り方を検討することが必要である。

処理技術については廃棄体化技術の評価に必要なデータを拡充することが重要である。また、信頼性が高く、柔軟性のある技術を活用し、複数の固体廃棄物を可能な限り少数の処理プロセスに集約する方向を目指した処理技術の適用性評価及び廃棄体の特性評価を行うとともに、安全かつ合理的な処理技術の適用に向け、候補となる技術の安全性に係る情報及び試験データを蓄積することが重要である。さらに、研究開発機関との適切な役割分担の下、基礎的試験に加え、工学規模の試験により処理技術の信頼性の確認を行った上で、処理プロセスの開発・設計を行うことが望ましい。

処分方策については、廃炉に伴い発生する固体廃棄物が多量であること、破損燃料に起因した放射性核種により汚染されていることなどの特殊性を考慮し、国内外の処分の実績及び知見を活用しつつ、新たな処分概念の検討に加え、その実現に向けた研究開発課題の具体化及び課題への取組が重要である。

検討の進捗を反映しつつ、成立性のある廃棄物ストリームの構築とその論拠の提示に向け、廃棄物ストリームの詳細化及び処理方法の集約を含めた絞り込みの検討を行うとともに、性状評価及び処理・処分に関わる検討の相互の連携を引き続き行うことが重要である。

上記取組において、関係機関が一層連携して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。また、これらの検討の成果を踏まえ、NDFが中心となって、処理及び処分方策の具体化を図っていくこととしたい。さらに、処理及び処分に関する規制制度が円滑に整備されるよう、これらの検討状況について、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。

### b. 区分管理・履歴情報管理について

固体廃棄物は、今後、施設の除染、燃料デブリの取り出し、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、固体廃棄物の発生履歴等の属性、汚染履歴、含有される放射性物質濃度等の情報を保存・管理し、これらに基づき区分管理を行うことが重要である。

このような固体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、固体廃棄物の性状、処理・廃棄体化に関わる技術情報、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年度頃までを目処に、固体廃棄物の処理・処分方策とその安全に関する技術的見通しを得る、とされており、その後、必要な規制制度の整備について検討が進められることになるが、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、規制機関と認識を共有していくことが重要と考えられる。そのため、固体廃棄物の性状把握状況、処理及び処分方策の検討状況に係る必要な情報を規制機関に適宜提供していくことが重要である。また、本戦略プランで提示した固体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。

原子力規制庁では、2015年度より特定原子力施設放射性廃棄物規制検討会において、福島第一原子力発電所における固体廃棄物の安定的な管理に係る課題について、今後の長期にわたる廃炉作業を念頭に置き検討が行われている。

## 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取組

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。

2017年度に取りまとめる固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方においては、福島第一原子力発電所の廃棄物の特徴に起因する課題の解決に係る方向性を明確にすることが重要であり、戦略プラン2017にその骨子を提示することを目指す。

本章においては、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、廃棄物対策分野の戦略プランにおける今後の対応を、研究開発を含め、図5.5-1に示す。

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	
1. 固体廃棄物の保管管理						
(1) 発生量低減						
① 持込抑制	持込抑制対策の徹底					
② 再使用等	再使用、再生利用の促進					
③ 二次廃棄物に対する考慮	減容処理、除染方法検討時の二次廃棄物評価					
	減容処理、除染方法の選択と処分影響評価					
(2) 保管管理	保管管理					
① 保管管理計画	保管管理計画策定					
	保管管理計画見直し					
② 燃料デブリ取り出し作業に伴って発生する廃棄物等の保管管理計画	デブリ取り出し時の廃棄物量・性状予測				デブリ取り出し時の廃棄物量・性状予測、保管計画の二本の帯は第2期一杯まで延長。保管施設整備は第3期からの開始とした。	
	デブリ取り出し時の廃棄物保管計画の策定					
	デブリ取り出し時の廃棄物保管施設整備					
	水処理二次廃棄物の長期保管方策の検討					
						 <span style="color: orange;">■</span> 現場作業 <span style="color: pink;">■</span> 現場工事等に関わる技術的検討 <span style="color: lightblue;">■</span> 研究開発

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技術的見直し確認	
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 分析計画	分析計画の立案、更新					
	試料採取計画の検討					
② 性状把握のための分析能力	人材育成					
	分析技術の開発					
	分析機器の整備					
						廃棄確認のための分析・測定
	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		
	<p>廃棄確認方法の整備、確立の帯線を研究開発として追加。IRID 公開情報により、整備開始を第3期からとした。          廃棄確認のための分析・測定は、廃棄体化処理が始まってからなので後ろに移動。</p>					<p>廃棄確認方法の整備、確立</p>
(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	処理・処分方策の検討					
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					
処理に関する検討	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			廃棄体化技術に関する課題解決
処分に関する検討	安全評価手法の調査	既存処分概念・安全評価手法の把握	取りまとめ	安全評価手法の高度化		
	処分区分と重要核種の暫定設定	廃棄物の性状を考慮した処分概念、新たな処分概念の検討	取りまとめ	有望候補概念の検討と安全評価		処分概念の検討、安全性評価手法の信頼性向上
廃棄物ストリームに関する検討	廃棄物ストリームに関する検討					
廃棄物情報管理ツールの開発	データの追加・更新、ツールの設計		ツールの試運用・改良			

■ 現場作業  
■ 現場工事等に関わる技術的検討  
■ 研究開発

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

### 6.1 研究開発の基本的な方針と概観

#### 6.1.1 基本的な方針

福島第一原子力発電所の廃炉は、技術的難度が極めて高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、2013年8月に設立されたIRIDを中心に実用化を目指した複数の研究開発プロジェクトが進められるとともに、JAEAによる研究拠点、施設の整備や、JAEAを含む研究機関、大学等において基礎・基盤研究、応用研究が進められてきている。

また、2014年8月に改組された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」を行うため、「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を明確化した。これを踏まえ戦略プラン2015では、燃料デブリ取り出し分野、廃棄物対策分野で提示された研究開発課題を踏まえて取り組むべき研究開発の全体計画を提示し、研究開発や研究開発の実効性を向上するためのマネジメント強化に取り組むとともに、廃炉研究開発連携会議<sup>39</sup>を通じて人材育成、基礎・基盤研究などを行う大学や研究機関と、実用開発などを行うIRID、廃炉作業を行う東京電力との連携強化に取り組んできた。

福島第一原子力発電所の廃炉は、汚染水対策に一定の成果が見え始め、燃料デブリ取り出しなどの中長期的な取組に軸足を移しつつあるが、この未踏領域への挑戦には、研究開発の実効性、関係機関の連携、海外機関の協力、研究施設の活用、人材育成をより一層推進し、我が国の総力を結集して取り組むことが重要である。

#### 6.1.2 概観

技術的難度の高い課題が多い福島第一原子力発電所の廃炉に向けて、様々な実施主体において、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。

主要機関の役割分担を以下に、各機関が進めている研究開発の詳細を表6-1～表6-5に記す。NDFは、研究開発を実効的かつ効率的に推進するため、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、実施主体の特性や期待される成果を踏まえた上で、役割分担のさらなる明確化・調整と、関係機関との密接な連携により、全体の最適化に取り組んでいる。

##### (1) 政府

「中長期ロードマップ」を通じて福島第一原子力発電所の廃炉に向けた取組に関する政府方針を明確化・提示し、その取組の一環として、技術的に難度の高い技術の研究開発計画を提示し、研究開発の実施機関に対して資金を提供。

- － 経済産業省：廃炉・汚染水対策事業
- － 文部科学省：東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等研究開発の加速プラン

<sup>39</sup> 2015年5月21日の廃炉・汚染水対策チーム会合においてNDFに設置することが決定された。

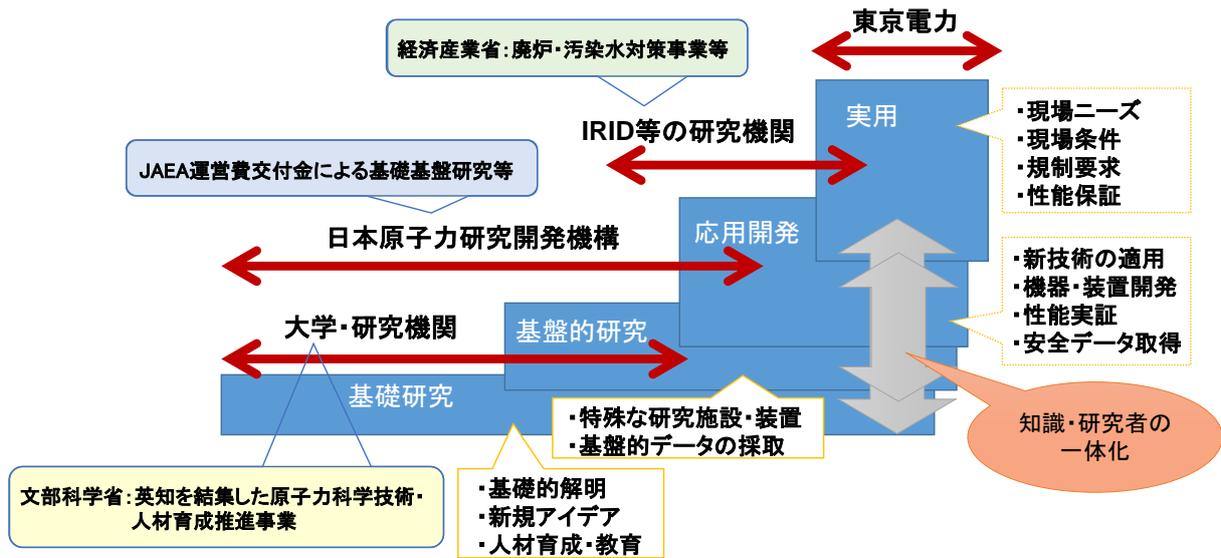


図 6-1 福島第一原子力発電所の廃炉に関連する研究開発の全体像

(2) 原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)

福島第一原子力発電所の廃炉に関する中長期的戦略を具体化した「戦略プラン」の提示、推進を通じ、東京電力の廃炉に係る取組や研究機関による研究計画に対する指導・助言を実施。また、多様かつ多岐にわたる福島第一原子力発電所の廃炉に係る研究開発の連携強化を図るため、「廃炉研究開発連携会議」を通じて全体的な調整・マネジメントを実施。

(3) 東京電力

福島第一原子力発電所の廃炉作業、及び作業に必要なエンジニアリングや研究開発、許認可取得等を実施。

(4) 国際廃炉研究開発機構(IRID)

「廃炉・汚染水対策事業」等において、プロジェクトごとに国内外の研究機関や企業等との連携・協力体制を構築しながら、技術・システムの実用化に向けて必要な研究開発を実施。

(5) 日本原子力研究開発機構(JAEA)

基礎・基盤研究、応用研究を実施するとともに、研究開発の拠点の整備・運営を推進。また、「廃炉国際共同研究センター（CLADS）」を通じ、国内外の叡智を更に結集し、基礎・基盤研究、応用研究や研究開発の拠点運営の取組を強化。

(6) 民間企業、研究機関

IRIDにおける研究開発以外でも、多くの企業が、福島第一原子力発電所の廃炉作業を念頭においた実用化開発を実施（例：多様なメーカーによるロボット開発）。また、電力中央研究所など、IRID, JAEA 以外の研究機関においても、福島第一原子力発電所の廃炉への貢献を念頭においた基礎・基盤研究、応用研究を実施。

(7) 大学、高専など教育機関

大学、高専など高等教育機関においては、福島第一原子力発電所の廃炉への貢献を念頭においた基礎・基盤研究や、特別な講座や教育機会を設けて人材育成を実施。

## (8) 各種学会

中立的な立場で、多様な視点・観点から福島第一原子力発電所の廃炉に向けた多様な取組に対して提言・助言活動を実施。原子力関係学会以外の多様な分野の学会においても、福島第一原子力発電所の廃炉に係る取組を実施。

## 6.2 廃炉作業への適用に向けた研究開発のマネジメント

研究開発の実効性を継続的に向上するようマネジメントしていくため、表 6-6 に示す研究開発業務実施方針等を基本とし、廃炉研究開発連携会議での取組を通じて基礎・基盤研究から応用研究、実用化開発に至る全体を俯瞰した研究開発のマネジメントに取り組むことが重要である。

福島第一原子力発電所の廃炉は、燃料デブリ取り出しなどの中長期的な取組に軸足を移しつつあるところ、東京電力と IRID、NDF はより一層関係を緊密化し、IRID 等が進める現場適用を念頭に置いた（応用）研究開発を、廃炉作業の状況に合わせてさらに実効的になるよう見直し・強化するとともに、研究機関や大学等を含めた関係機関が、廃炉作業のニーズを踏まえて一層緊密に連携できる体制にシフトしていくことが重要である。

### 6.2.1 廃炉作業への適用に向けたマネジメント

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ニーズについては、課題の重要度や難易度を踏まえ、関係機関による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<sup>40</sup>。

また、研究開発を着実に進めるためには、目的の達成に直結する適切な目標を各々の研究開発に設定することが重要である。この際、現場の工事自体や、現場の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が重要である。なお、研究開発ニーズを満たす可能性のある研究開発シーズが存在し、当該シーズの適用を念頭に置く場合には、研究開発ニーズ、研究開発シーズを持つ双方が十分に調整を図った上で目標や開発期間などを共有して研究開発を進めることが重要である。

「廃炉・汚染水対策事業」で実施している研究開発を含め、研究開発の具体的なマネジメントについては、研究開発の企画を適確に行うことに加えて、研究開発開始後においても、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ことが必要であり、実用化開発においては以下に提示する検討・確認が特に重要である。

<sup>40</sup> 関係機関には以下の取組が望まれる。

経済産業省：	研究開発の実効性向上の継続と、継続的なリソースの確保
文部科学省：	廃炉加速化研究プログラム等の廃炉作業のニーズに応える研究開発事業
JAEA：	廃炉作業のニーズに応える研究の実施と研究継続に必要なリソースの確保
大学・研究機関：	福島第一原子力発電所の廃炉研究への積極的な参画

### (1) 研究開発の企画段階

- a. 燃料デブリ取り出し分野、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の目標、役割分担を設定。これらに関係機関にてレビュー、反映
- b. 各研究開発の役割分担設定に当たっては、現場の工事自体や、現場の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、最適な技術実証方法、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
- c. 各研究開発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) 研究開発開始後・実施段階

- a. 個々の研究開発の進捗・課題、廃炉現場の状況やニーズ、マイルストーンごとに目標達成状況等の定期的なモニタリング、次のステージへの移行に関する有識者レビュー
- 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）。「共通の目的」に影響があるような場合には、当目的に立ち返って検討

### (3) 研究開発の成果が見えてきた段階

- a. 研究成果を廃炉現場の最新状況を踏まえて妥当性等の確認・検討を行い、課題を抽出、特定
- b. 関係機関による評価、廃炉研究開発連携会議での活動等を通じ、優先的に取り組むべき研究開発ニーズを特定、次期の戦略プランに反映
- c. 上記に基づき、個々の研究開発の方向性を提示、研究に反映

## 6.2.2 研究開発全体の進め方

研究開発については、必要性が明確になっている研究開発にとどまらず、廃炉全体を俯瞰し、将来必要となる技術開発も合わせて検討すべきである。例えば、燃料デブリ取り出しにおいては以下のように進めていくことが考えられる。

2017年夏頃の「号機ごとの燃料デブリ取り出し方針の決定」、2018年の「初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定」に向けて、「廃炉・汚染水対策事業」で実施している「燃料デブリ・炉内構造物取り出し工法・システム高度化」の途中経過や成果を見つつ、燃料デブリへのアクセス、放射性物質の閉じ込め、被ばく低減における重要課題から、更なる研究開発ニーズを把握し機動的に既存、若しくは新規の研究開発等に反映していくことが重要である。

加えて、戦略的視点に立った技術開発課題にも視野を広げて、将来的に必要なと考えられる基礎・基盤技術を幅広く収集し、「基礎・基盤研究から応用研究、実用化開発に至る全体を俯瞰した」研究戦略を策定することが重要である。

### 6.2.3 海外知見の活用

原子力発電所をはじめ、原子力関連施設の廃止措置や環境修復の経験を通じて、英国、米国、仏国等では様々な「知見・経験」を蓄積している。福島第一原子力発電所の廃炉作業においては、各国の「知見・経験」が直接、間接に役立つと考えられるため、各国が持っている過酷事故解析コードを用いた炉内状況把握の高度化（OECD/NEA BSAF）など、国内関係機関では積極的に海外との連携を進めており、今後とも廃炉作業のニーズを踏まえ、海外の「知見・経験」を積極的に取り入れていくことが重要である。（表 6-7 参照）。

## 6.3 研究開発の連携強化

廃炉研究開発連携会議が NDF に設置され、廃炉技術の基礎・基盤研究で得られる成果や知見を廃炉作業や実用化開発に活かしていくための取組が強化された。（図 6-2 参照）

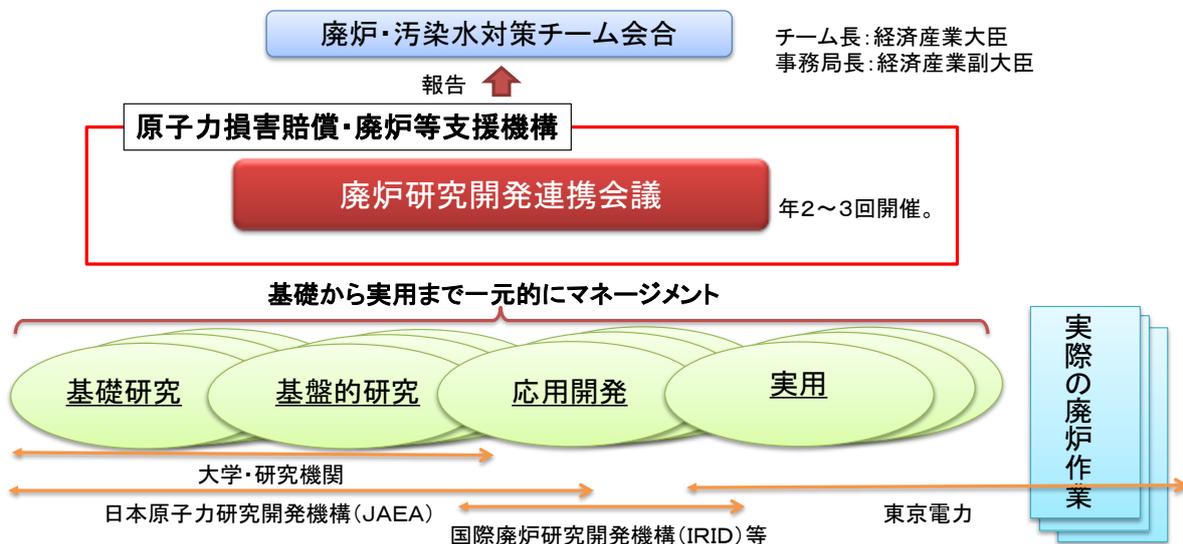


図 6-2 廃炉研究開発連携会議の機能

廃炉研究開発連携会議の主な任務は次の通りである。

- ・ 各機関における研究開発ニーズについての情報共有
- ・ 有望な研究開発シーズについての情報共有
- ・ 廃炉作業のニーズを踏まえた研究開発の調整
- ・ 各機関間の研究開発の協力促進
- ・ 各機関の人材育成に係る協力促進 など

これまで、産業界、大学、学会等においてそれぞれの立場で独立してい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り組む関係者との間で、廃炉作業のニーズや研究機関の状況、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、議論する場を設け関係者間のコミュニケーションを活性化させる。これらの取組によって、多様な研究開発成果が廃炉作業に適用されることが求められている。

廃炉研究開発連携会議における取組の方針として、「研究開発の連携強化に関する基本的方針」と「取組の方向性」が表 6-8 の通り合意された。

### 6.3.1 研究開発ニーズ・シーズに関する双方向の情報発信・共有と基盤構築

基礎・基盤研究から応用研究、実用化開発に至るまでの研究開発の連携強化のためには、関係者が所有している研究開発シーズ、研究開発ニーズ、廃炉作業のニーズ等の情報を発信、共有することが重要である。基礎・基盤研究における情報共有に関しては、JAEA が、国内外の大学、研究機関、産業界等の人材が交流できるネットワークを形成し、産学官による研究開発と人材育成を一体的に進めることを目的として、廃炉国際共同研究センター(CLADS)を 2015 年 4 月に設置した。また、日本原子力学会は、これまで様々な分野の学会等との連携強化を行ってきたが、より広範な連携強化を目的に 2015 年 12 月に「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会（参加 33 団体）」を立ち上げた。（表 6-9 参照）

関係機関は、このような場も大いに活用して情報を発信・共有していくことが重要である。

#### 6.3.1.1 一元的な情報プラットフォームの構築

NDF は、関係機関からの協力を得て、研究開発シーズ、研究開発・廃炉作業のニーズ情報や、基礎・基盤研究から応用研究、実用化開発に至るまでの研究開発情報に、一元的にアクセスするための Web ベースのポータルサイト（初版）を構築している。情報発信・共有ための基盤とすることはもとより、マッチングを含め双方向連携の場の強化と、これまで福島第一原子力発電所の廃炉に対する関わりの薄かったアカデミアなど、多様な研究者の参加拡大に資するよう以下のコンテンツを統合し、掲載する。

- ・現場の課題と研究開発の取組
- ・研究開発の成果（福島第一原子力発電所現場実証は、画像・映像も含め）
- ・関連する研究開発の取組（基礎・基盤研究等）
- ・関連する現場のデータ・環境条件

### 6.3.2 双方向連携の場の強化と多様な研究者の参加拡大

多様な研究開発成果が廃炉現場に適用されるためには、廃炉作業のニーズと研究機関や大学が持つ研究開発シーズを整合させなければならない。しかし、廃炉作業におけるニーズを把握すべき東京電力は現場への対応を優先せざるを得ないため、より中長期を見据えた研究開発ニーズが十分に拾いきれず、一方、研究機関や大学は、自らの力で廃炉作業のニーズを完全に理解することは難しい。仮に研究機関や大学がいかにも良い技術やポテンシャルを有していたとしても、顕在化している研究開発ニーズに対しては、廃炉現場に通じている原子炉メーカー等を主体とした研究開発が既に進んでおり、そこに新たに加わることは難しい。また、その技術やポテンシャルを提案するためのチャンネルも多くは無い。

このような状況を改善して、研究開発リソースが有効に活用できるよう、廃炉研究開発連携会議における取組を通じて、研究開発ニーズを満たす研究開発シーズ探索、研究開発ニーズを満たすために不足している研究開発シーズの探索などを行い、廃炉作業のニーズを満たすために必要な

取組を可視化することが極めて重要である。この「必要な取組」は、研究開発の技術成熟度などを踏まえて関係機関の事業に適確に展開されることが重要である。

#### 6.3.2.1 双方向の連携が具体的かつ有効に機能する橋渡し

廃炉作業のニーズは、研究開発ニーズそのものではないことが多いため、研究者がもつ研究開発シーズとは単純には整合しない。また、廃炉作業のニーズは、その時点での現場状況や関連する研究開発の状況などが背景にあるため、研究開発シーズの探索に先立って、廃炉作業のニーズから「適切な研究開発ニーズ」を拾い出すことが必要である。合わせて、将来的に必要となる基礎・基盤技術を幅広く探し、拾い集めるために、福島第一原子力発電所の廃炉に関する課題の全体像を把握する取組も必要である。

拾い出した研究開発ニーズに対して研究開発シーズの探索を推進するためには、研究開発シーズをより多く把握することが重要であり、海外も含めて大学等の基礎・基盤研究を行う研究者に対して、福島第一原子力発電所の廃炉に対する関心を高めていくことも含めて、積極的に分かり易い情報提供が必要である。必要性が明らかな技術については、具体的な調整の場の設定を進めるとともに、ポテンシャルと関心を持つと考えられる研究者に対しては、「廃炉研究開発情報ポータルサイト」や、JAEA 等が廃炉に向けた基礎・基盤研究の推進協議体として立ち上げた「廃炉基盤研究プラットフォーム」を通じて情報を発信するとともに、福島第一原子力発電所の廃炉研究開発への参加を促す取組が必要である。

これらの取組を踏まえつつ、福島第一原子力発電所の廃炉に向けて戦略的かつ優先的に取り組むべき更なる研究開発ニーズを見出し、研究開発シーズとのマッチングを進めていく上での優先順位付けを行い、研究開発の技術成熟度などを踏まえて関係機関の事業に適確に展開していくためのタスクフォースが設けられた。NDF、JAEA を中心として、東京電力をはじめとする関係機関との連携を図りながら、タスクフォースや廃炉基盤研究プラットフォームにおける活動を積極的に推進していく。

#### 6.3.3 研究開発の拠点整備

研究開発の拠点整備や運用に当たっては、効率的で実効的な研究遂行のため、異なる分野、役割、専門性を持つ人材を糾合できるような枠組みの構築を、オープンイノベーション拠点に求められる機能なども参考に整備することが重要である。さらに、大学等とも密接に連携し、基礎・基盤研究と人材育成も一体的に進めるべきである。

また、福島県及び周辺地域における復興や研究拠点構想（環境回復、健康管理、地域経済復興等）との連携に加え、既存施設（TMI のデブリを保管している JAEA 東海や大洗における学術的研究、福島第一原子力発電所の廃炉に係る業務の分担、もしくはバックアップなど）の活用を含めて検討を進めていくことが重要である。研究開発拠点の整備状況を表 6-10 に示す。また、JAEA によるモックアップ試験施設、放射性物質分析・研究施設及び廃炉国際共同研究センターの機能を以下に記す。

<p>モックアップ試験施設  （「楢葉遠隔技術開発センター」と呼称）  － 研究管理棟  － 試験棟</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 遠隔操作機器・装置の開発・実証のための施設。</li> <li>・ 福島第一原子力発電所の建屋内の作業環境をモックアップ階段、バーチャルリアリティ、ロボットシミュレータなどによってリアルに再現。</li> <li>・ 廃炉作業に必要な機器のモックアップによる実証試験やバーチャルリアリティによる作業者の訓練等。</li> </ul>
<p>放射性物質分析・研究施設  （「大熊分析・研究センター」と呼称）  － 施設管理棟  － 第1棟  － 第2棟</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放射性廃棄物、燃料デブリ等の分析のための施設。</li> <li>・ 放射性廃棄物の適切な処理に資するためのデータを取得する分析設備を設置。</li> <li>・ 高レベルの放射性廃棄物である燃料デブリについては、基礎的なデータの取得も可能な設備を設置。</li> </ul>
<p>廃炉国際共同研究センター  － 国際共同研究棟</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 多様な分野の国内外の大学、研究機関、産業界等の人材が交流できるネットワークを形成しつつ、研究開発と人材育成を一体的に推進。</li> <li>・ 廃棄物の性状把握と保管、処理、処分に関する研究開発。</li> <li>・ 燃料デブリに関する性状把握、取扱い、分析等の研究開発。</li> <li>・ 炉内物質の化学挙動や移行挙動の解明に向けた研究開発。</li> <li>・ 燃料デブリの調査、廃炉に向けた放射線可視化に関する研究開発。</li> </ul>

#### 6.3.4 人材の育成・確保

長期にわたる福島第一原子力発電所の廃炉を継続していくための人材の育成・確保は、将来の廃炉工程全体、廃炉に携わる人材を俯瞰した上で、必要となる人材像や重点的に育成すべき技術分野等を具体化していくことが重要である。

一方、継続的に人材を確保していくためには、原子力業界全体としての取組も重要である。学生に対して原子力産業に関する理解活動や、魅力を伝える活動を、産業界と教育機関が連携して継続的に実施していくことに加えて、福島第一原子力発電所の廃炉が世界にも例のない極めて高度な技術的挑戦であるという「魅力」を発信すること、研究者・技術者が活躍するための多様な「キャリアパス」を構築し具体的に示すことなど、福島第一原子力発電所の廃炉における活躍の道筋を示していくことが必要である。

現在、関係機関は、各々の立場から下記の通り人材育成に取り組んでいるところであり、今後とも、継続して関係機関の取組を効果的・効率的に連携していくことが重要である。

<p>文部科学省：</p>	<p>2014年度、2015年度に採択した7件の課題について、廃炉基盤研究プラットフォームでの活動を通じて連携強化を強力に推進するとともに、人材育成に資する新たな取組を推進(詳細は表6-11、表6-12参照)。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 2014年度は、東北大学(課題名：廃止措置のための格納容器・建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基礎研究及び中核人材育成プログラム)など、3機関の3テーマが採択された。</li> <li>b. 2015年度は、2014年度の3機関に加え、福井大学(課題名：福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に係る研究・人材育成)など、更に4機関の4テーマが採択された。</li> <li>c. 人材育成に資する新たな取組として、「若い学生が廃炉に対して興味を持てるよう、廃炉創造ロボットコンテストを開催(福島工業高等専門学校)」などの取組が検討されている。</li> </ul>
<p>東京電力：</p>	<p>福島第一原子力発電所の状況や廃炉作業に関する理解を深めてもらう事を通じて、教育、人材育成を推進。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 現場視察会</li> <li>b. インターンシップ</li> <li>c. 大学・高専への講師派遣</li> <li>d. 各種カンファレンスへの参加</li> </ul>
<p>JAEA：</p>	<p>中長期的な人材育成機能の強化を図るため、文部科学省「廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム」等での採択機関とともに連携講座を開設し、異分野分析技術の統合、人材育成を実施。また、多様な人材を集めるためにクロスアポイントメント制度等を活用。</p> <p>夏期休暇における実習や、数カ月から1年間の研究への従事等、学生の受け入れ制度による人材育成を実施。</p>
<p>IRID：</p>	<p>福島第一原子力発電所の廃炉に係る研究開発に関する情報発信、共同研究などを通じて、人材の確保、育成に貢献。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 文部科学省の人材育成事業との連携(開催されるワークショップへの協力)</li> <li>b. IRIDが主催する大学とのワークショップ(相互の研究開発状況の共有、特定テーマに関する議論)</li> <li>c. イベントでの講演・展示</li> <li>d. 講師派遣(大学、高専など)</li> </ul>
<p>日立GEニュークリアエナジー： 東芝： 三菱重工業：</p>	<p>福島第一原子力発電所の事故による原子力の社会的受容性の低下、これに伴う原子力志望学生の減少への対策として、原子力業界全体の人材維持・拡大を目的に様々な活動を展開(詳細は表6-13参照)。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 「原子力道場(国内16大学が連携協力して国内外の原子力教育を実施)」など、原子力人材育成ネットワークを通じた活動</li> <li>b. 「若手研究者発表討論会参加」など、原子力学会を通じた活動</li> <li>c. 「大学等への講師派遣」など、社外PA・教育支援活動</li> </ul>
<p>電力中央研究所：</p>	<p>表6-5に示した「汚染水・海水処理/透過反応壁」などの幅広い研究を通じて、若手研究者の育成に努めるとともに、地盤工学会の学会活動として、地盤工学会が受託した文部科学省の廃止措置等基盤研究・人材育成プログラムを分担。</p>

ミュオン<sup>36</sup>は、1936年にカール・アンダーソンとセス・ネッターマイヤーによって宇宙線<sup>37</sup>の中に観測された。

宇宙線は地球の大気に衝突して2次的な宇宙線を生成するが、ミュオンもこの際に生成されるもので、地表では最も数の多い荷電粒子である。

ミュオンは電子の207倍の質量を持ち、物質中でのエネルギーロスが比較的少なく、電子よりもずっと透過力が強い。地球上のあらゆる物質を絶えず透過しているが、全く無害である。垂直方向から飛来するミュオンは1cm<sup>2</sup>あたり約1個/1分であり、一晩寝ている間に数百万個のミュオンが人体を通り抜けていることになる。

強い透過力を持つミュオンを利用して多くの研究者たちが巨大な物体のラジオグラフィ<sup>38</sup>を試みている。1960年代には、カリフォルニア大学バークレー校のLuis W. AlvarezらによってエジプトにあるKhafreのピラミッド内部に隠された部屋の存在を探るためにミュオンが用いられた。2009年には、東京大学地震研究所と高エネルギー加速器研究所（以下「KEK」と記す）の共同研究で、ミュオンを用いたレントゲン写真（ミュオグラフィ）によって浅間山（長野県）の噴火前後における内部の密度変化の解析に成功している。

物体を透過したミュオンの飛跡（強度と方向）を写真乾板等に焼き付け、物体の密度分布を再構成することにより、ピラミッドや火山などの内部構造が調査できる。ミュオンは垂直方向に比べ水平方向からの入射エネルギー（透過力）が強いため、ピラミッドなどの背の高い物体の調査に適している。

ミュオグラフィを福島第一原子力発電所の原子炉内部の調査に応用できることに気が付いたKEKは、事故直後の2011年4月に東京電力に対して、簡易な装置を原子炉建屋近傍に置いてその適用性を評価する試験の実施を提案している。東京電力も、原子炉内部の状況把握に対する高いニーズを踏まえ、現場での廃炉作業に悪影響を及ぼさない範囲で同試験の実施に合意した。

KEKは、試験の結果を踏まえて装置の改良・精度向上を行い、2013年～2014年初頭にかけて日本原子力発電・東海第二原子力発電所において、原子炉内部の核燃料をイメージングする実証試験を実施した。

その後、政府の補助事業の一環としてIRID、KEKが協力して福島第一原子力発電所1号機で実証試験を行うためのミュオグラフィの開発に着手し、2015年1月には実証試験を実施、得られたデータから1号機の原子炉内部のイメージングに成功した。

---

<sup>36</sup> 電気素量に等しい負の電荷と1/2のスピンを持つ。ミュオンの静止質量は105.6 MeV/c<sup>2</sup>（電子の約206.7倍の重さ）、平均寿命は2.2×10<sup>-6</sup>秒

<sup>37</sup> 高エネルギー宇宙線は主に超新星の爆発により放出され、星間を伝播する間に磁場による擾乱を受けるため、地球表面から見て垂直方向にも水平方向にも等方的に降り注いでいる。

<sup>38</sup> 放射線を目的の物質に照射し、透過した放射線をフィルムに焼き付けるなどによって可視化し、内部の様子を知ることができる非破壊画像検査の一種である。

参考文献

<http://www.eri.u-tokyo.ac.jp/koho/press/asama2009/>

<https://ja.wikipedia.org/wiki/%E3%83%9F%E3%83%A%E3%83%BC>

表 6-1 経済産業省 廃炉・汚染水対策事業（研究開発）

名称	目的・実施内容
燃料デブリの量、位置、性状、FP分布の把握に関連する研究開発	
総合的な炉内状況把握の高度化（図 6-3）	プラントの安定状態確認、燃料デブリ取り出し方針の決定や方法の確定に資することを目的として、炉内の燃料デブリや核分裂生成物の状況をよりの確に把握するための総合的な分析・評価を行う。
燃料デブリの性状把握・分析技術の開発（図 6-4）	炉内状況の総合的な分析・評価、燃料デブリ・炉内構造物の取り出し方法の確定、燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発に資することを目的として、燃料デブリの性状を分析・評価する。また、そのために有効な模擬デブリを用いた試験を実施するとともに、将来実際に取り出す実燃料デブリの分析・測定に必要な技術を開発する。
原子炉格納容器内部調査技術の開発（図 6-5）	燃料デブリ取り出し方針の決定に資することを目的として、原子炉格納容器内の燃料デブリの位置・分布、ペDESTAL内外の状況を調査・確認するための機器を開発・実証する。また、燃料デブリ取り出し方法の確定に向けて、更なる詳細な実機調査を行うための機器の開発を行う。
原子炉圧力容器内部調査技術の開発（図 6-6）	燃料デブリ取り出し方法の確定に資することを目的として、原子炉圧力容器内部の燃料デブリ等の状況を把握するための遠隔装置を活用した調査技術を開発する。
燃料デブリ取り出し方法に関連する研究開発	
燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化（図 6-7）	燃料デブリ取り出し方針の決定や方法の確定に資することを目的として、燃料デブリや炉内構造物を取り出す工法及びシステムの技術開発を実施する。冠水工法及び気中工法、並びに、上部からの取り出し及び横からの取り出しを検討する。
燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術開発（図 6-8）	燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法の実現性の評価に資することを目的として、燃料デブリや炉内構造物を取り出す装置の要素試験を実施する。冠水工法及び気中工法、並びに、上部からの取り出し及び横からの取り出しを対象とする。
燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関連する研究開発	
圧力容器／格納容器の腐食抑制技術の開発（図 6-9）	燃料デブリ取り出し方針の決定に資することを目的として、海水が注入された原子炉圧力容器・原子炉格納容器の構造材の腐食抑制策の実機適用性を評価する。
圧力容器／格納容器の耐震性・影響評価手法の開発（図 6-10）	燃料デブリ取り出し方針の決定に資することを目的として、大規模地震時の圧力容器／格納容器内の重要機器の安全シナリオを構築し、その影響を防止・抑制する対策を評価する手法を開発する。
燃料デブリ臨界管理技術の開発（図 6-11）	プラントの安定状態の確認、燃料デブリ取り出し方針の決定や方法の確定に資することを目的として、臨界評価手法を確立するとともに、燃料デブリ取り出しの複数工法を念頭において、臨界検知技術、中性子吸収材による臨界防止技術など、臨界管理技術を開発する。
原子炉格納容器漏えい箇所補修技術の開発（図 6-12）	燃料デブリ取り出し方針の決定や方法の確定に資することを目的として、放射性物質の飛散・拡散防止、放射線の遮へい、冷却維持等の観点から、水を原子炉格納容器内で閉じ込める機能を構築するとともに、その状態を安定的に維持するための漏えい箇所の補修技術を開発し、実機適用性を見極める。
原子炉格納容器漏えい箇所補修技術の実規模試験（図 6-13）	燃料デブリ取り出し方針の決定や方法の確定に資することを目的として、開発した原子炉格納容器下部補修技術を確認する実規模試験を行う。
取り出した燃料デブリを収納・移送した後の安定的な保管に関連する研究開発	
燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発（図 6-14）	燃料デブリ取り出し方針の決定や方法の確定に資することを目的として、取り出した燃料デブリを安全かつ確実に収納、移送、保管するためのシステムを開発する。
廃棄物の保管管理、処理・処分方策の検討に関連する研究開発	
固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（図 6-15、図 6-16）	廃止措置に向けた取組を円滑に進めることを目的として、成立性のある、発生、保管から処理・処分までの一連の廃棄物管理・取扱い方法を論拠とともに提示する。この一環として、廃棄物が含有する放射能等の性状を収集、評価するとともに、難測定核種の分析方法の開発・整備を行う。また、水処理二次廃棄物の長期保管のための健全性対策を提示する。さらに廃棄物の特徴を考慮しつつ安全確保が可能な処分概念の候補とその条件を明確にする。
使用済燃料プール内に貯蔵されているプール内燃料に関連する研究開発	
使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の長期健全性評価（図 6-17）	水素爆発や海水注入の影響を受けた使用済燃料プールから取り出した燃料集合体を、共用プールや乾式保管設備において長期間安全に保管するための健全性評価を行う。

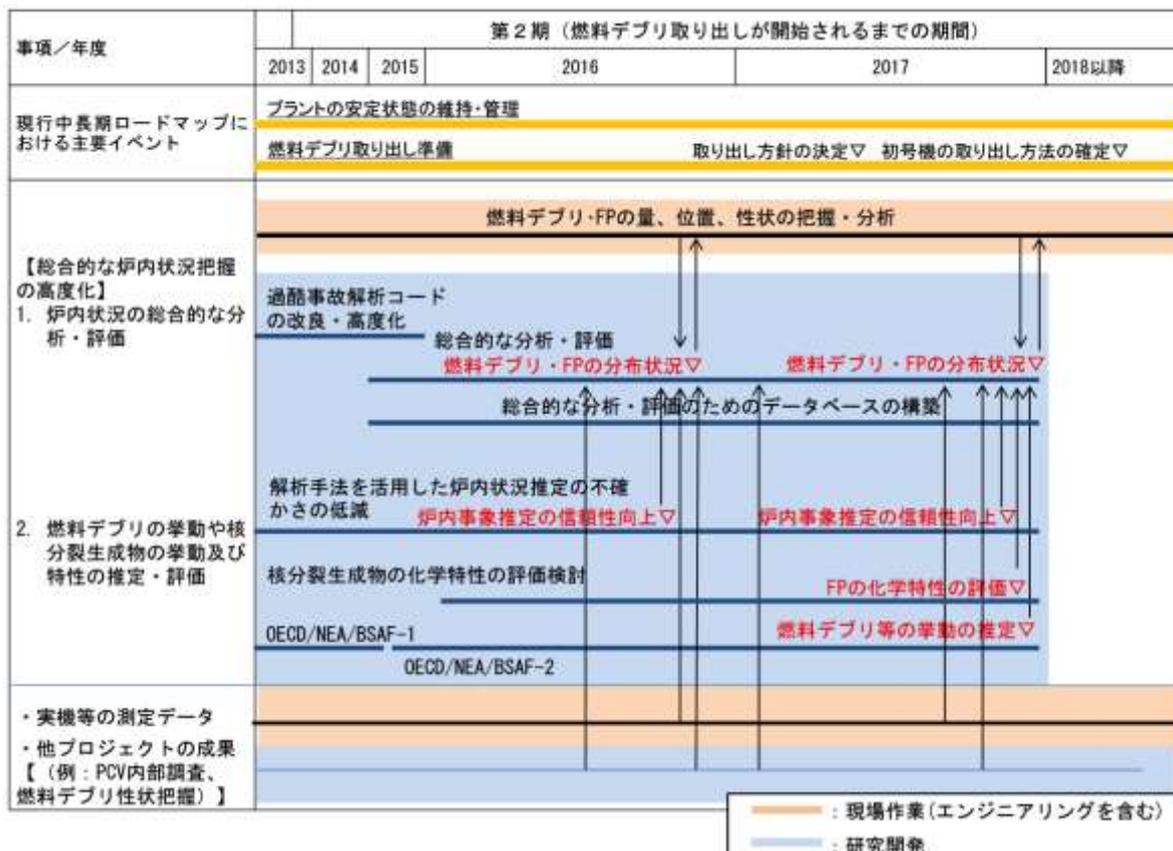


図 6-3 総合的な炉内状況把握の高度化

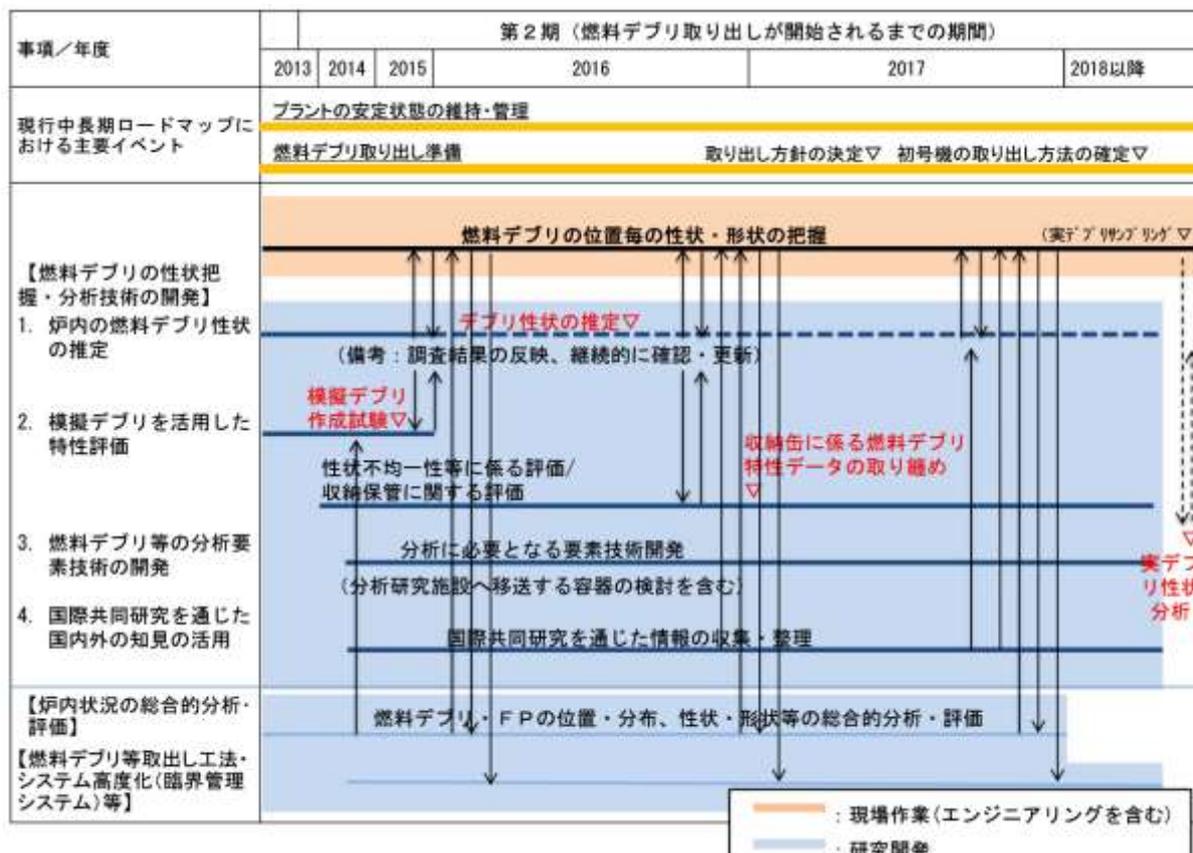


図 6-4 燃料デブリの性状把握・分析技術の開発

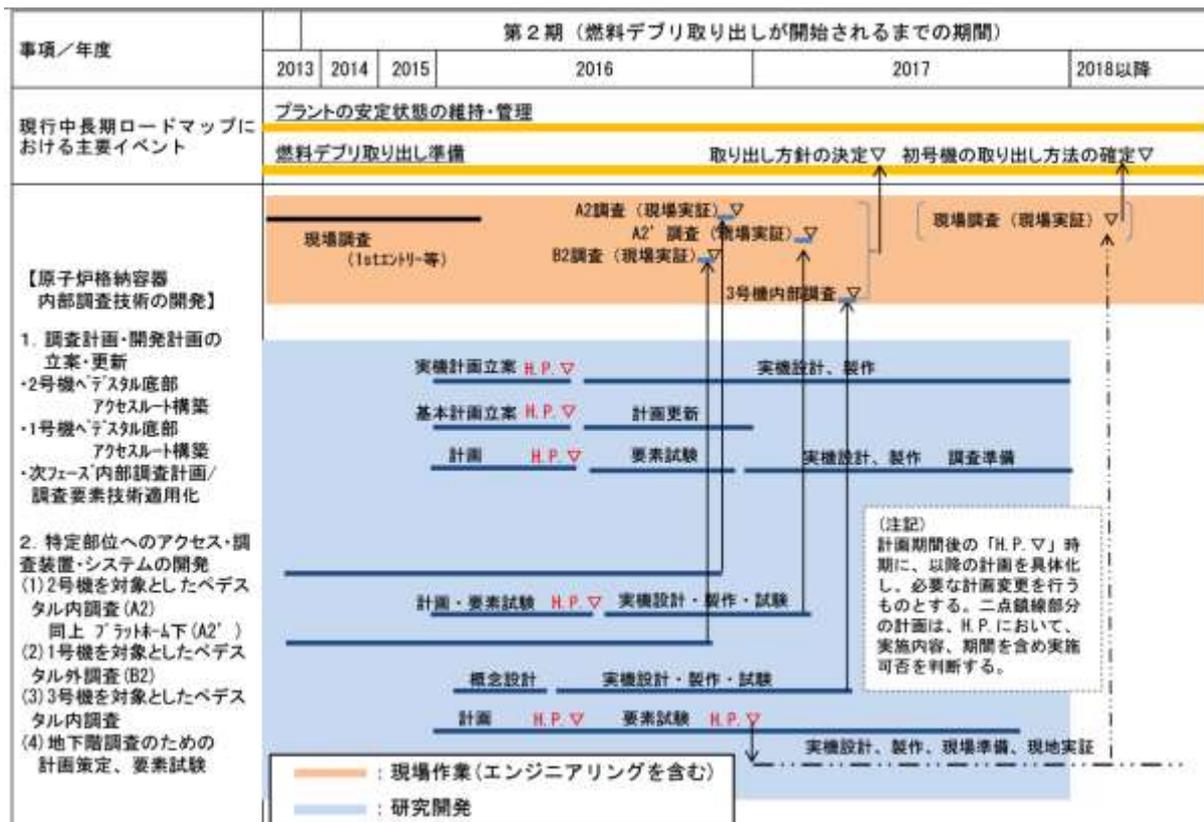


図 6-5 原子炉格納容器内部調査技術の開発

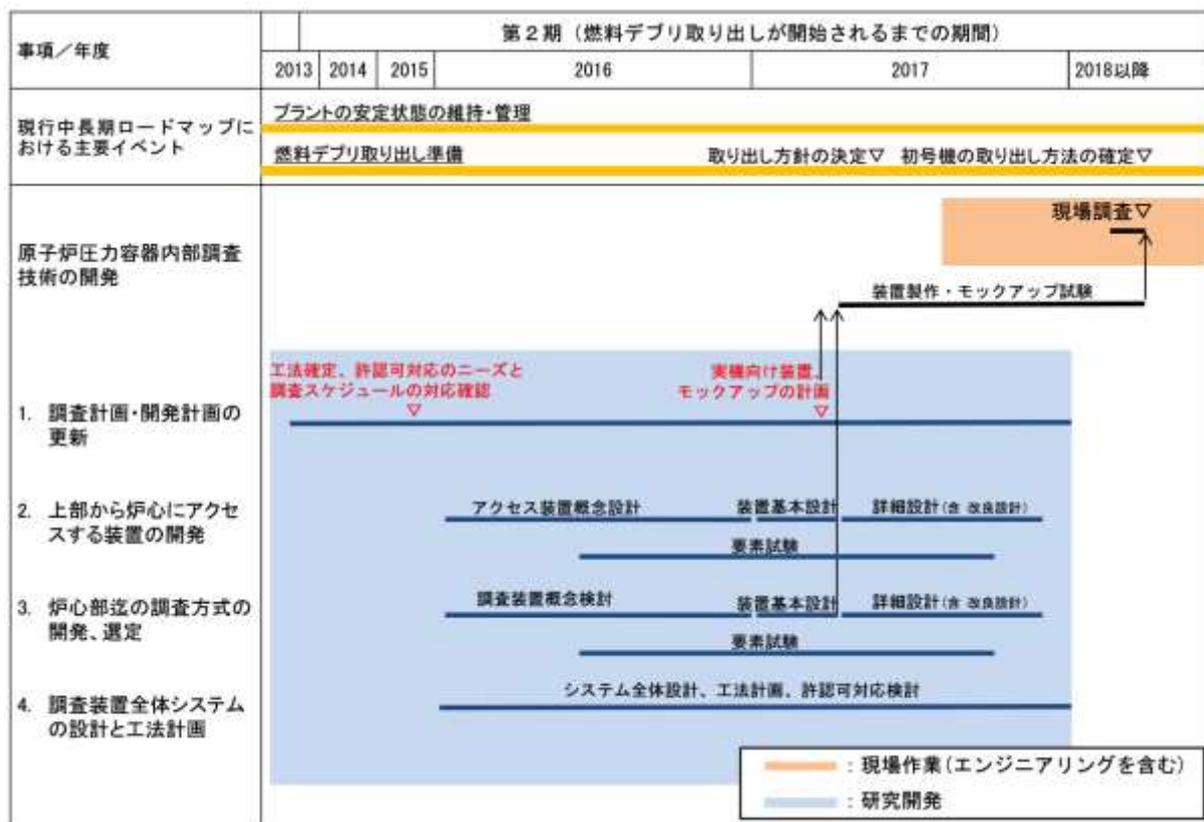


図 6-6 原子炉圧力容器内部調査技術の開発



図 6-7 燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化

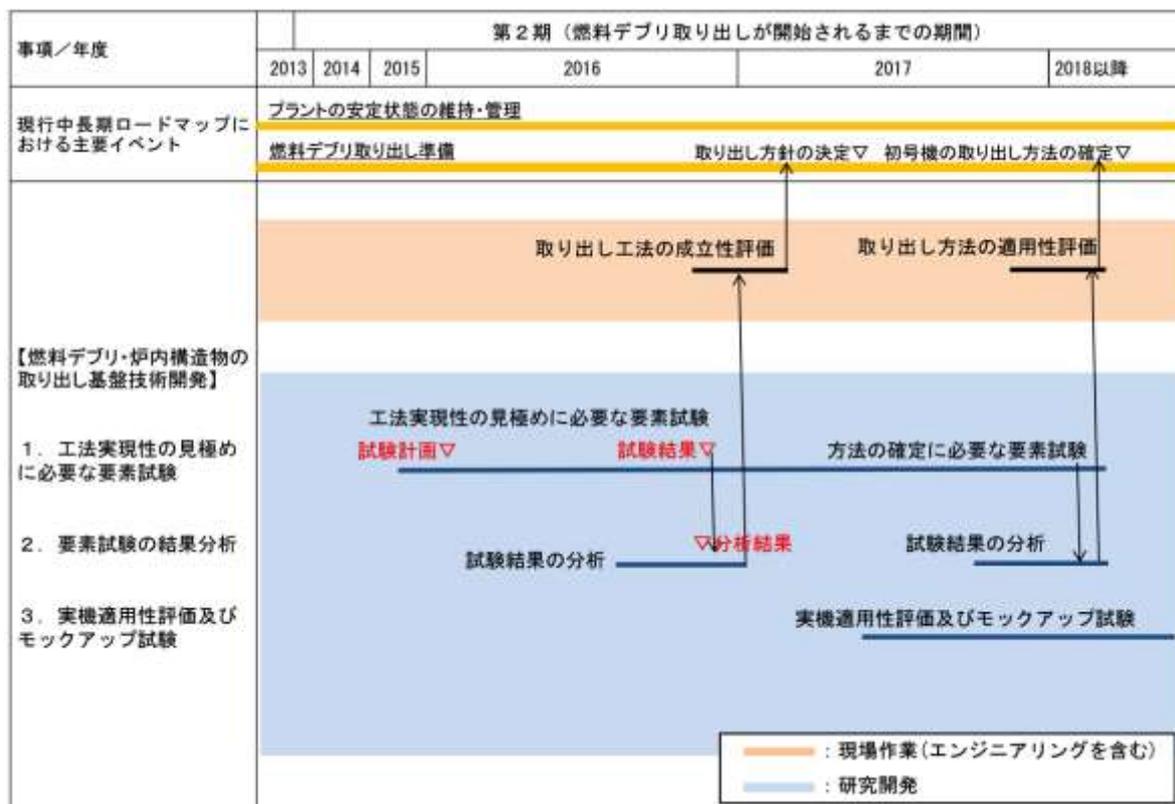


図 6-8 燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術開発

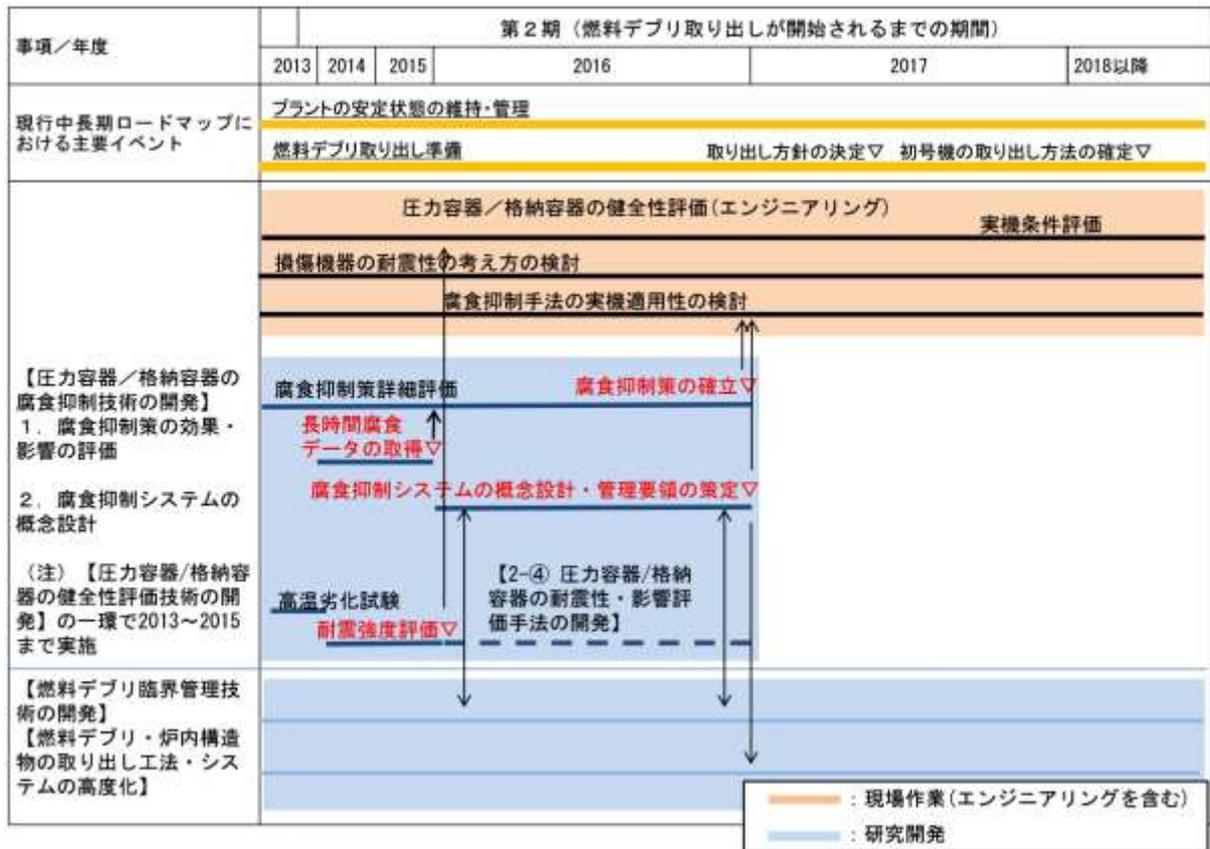


図 6-9 圧力容器/格納容器の腐食抑制技術の開発

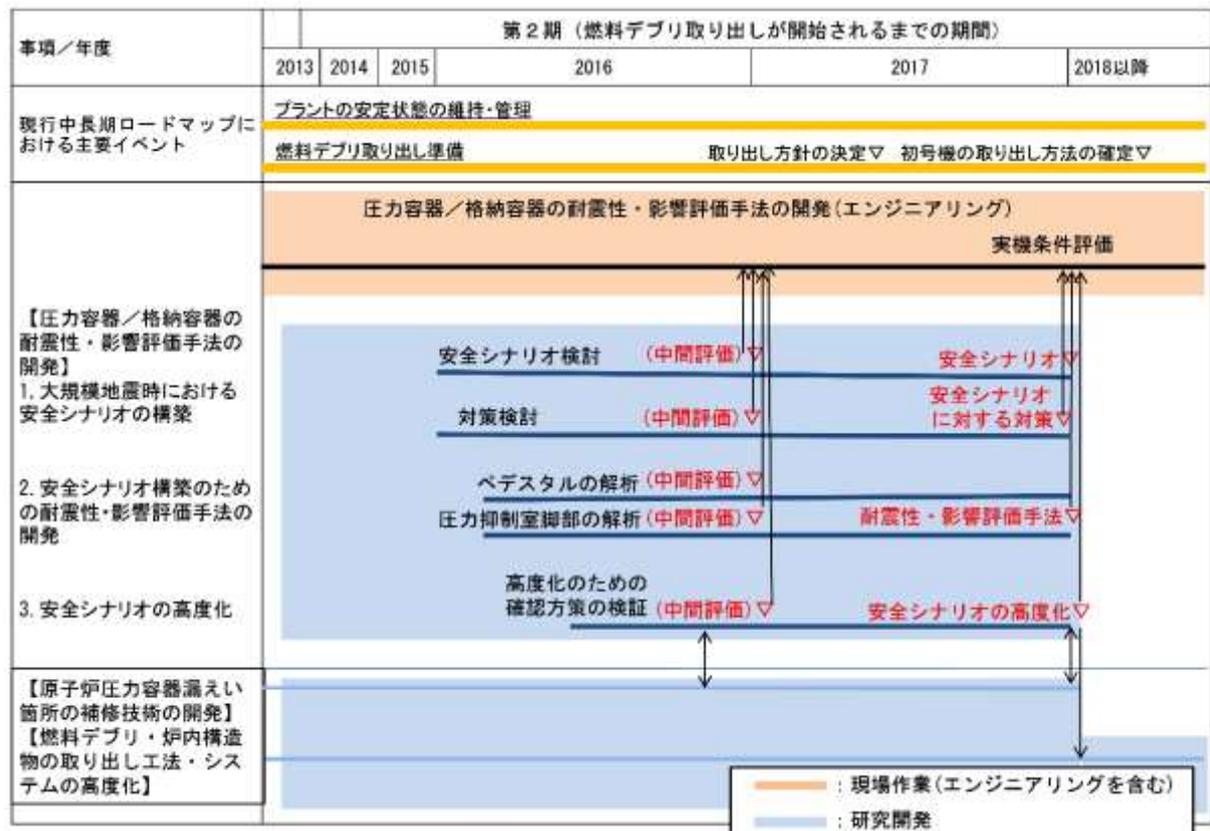


図 6-10 圧力容器/格納容器の耐震性・影響評価手法の開発



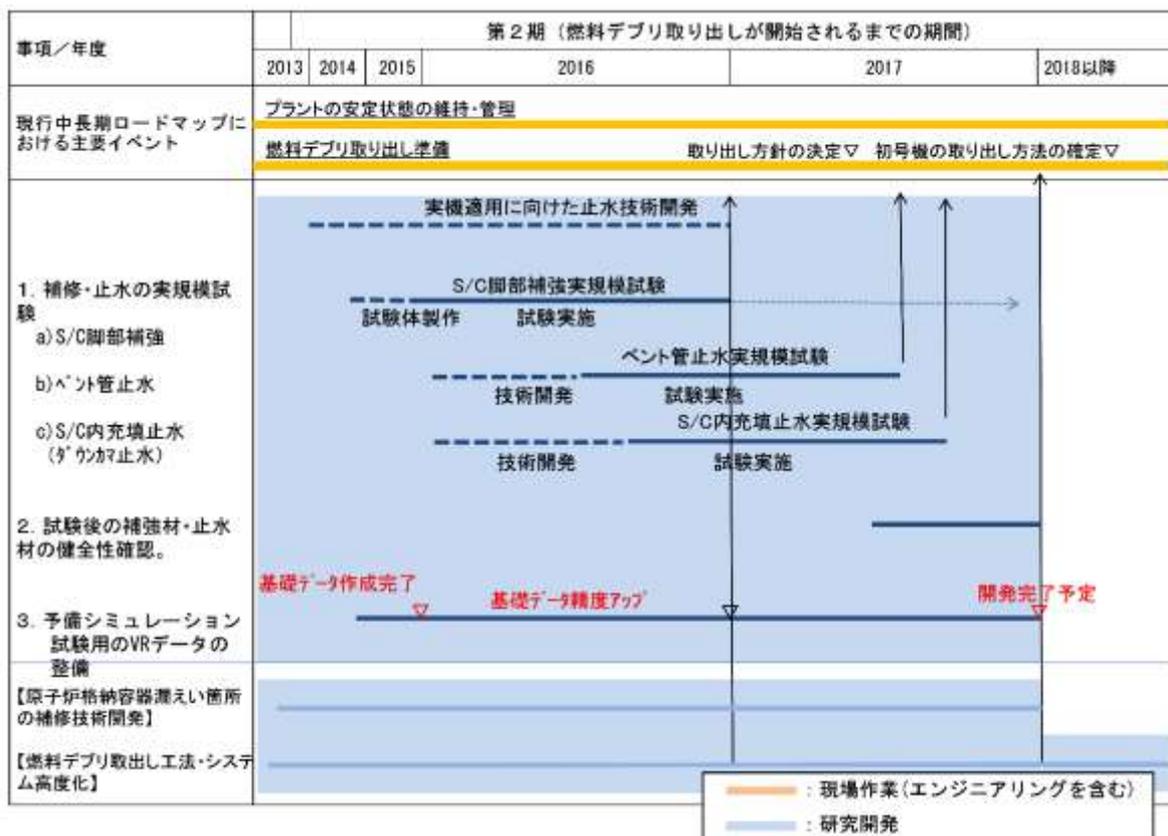


図 6-13 原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の実規模試験



図 6-14 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発

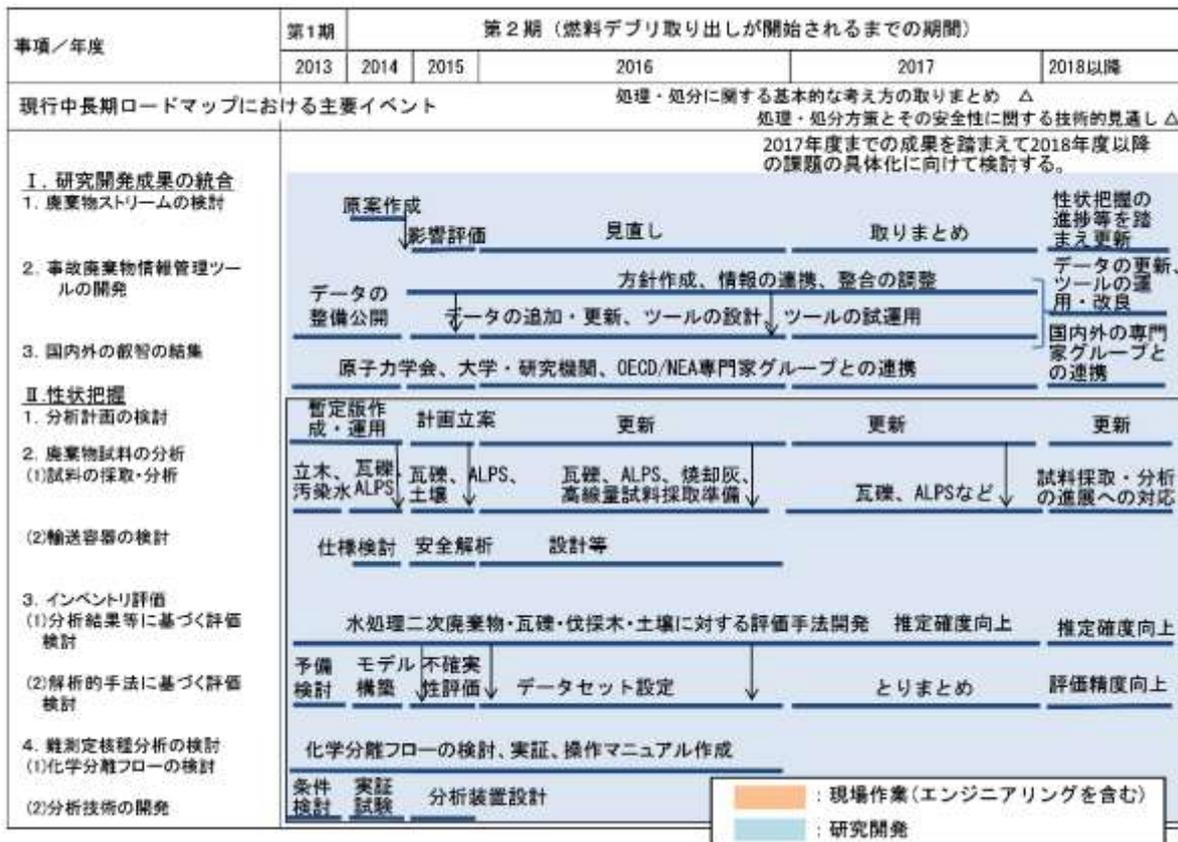


図 6-15 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発

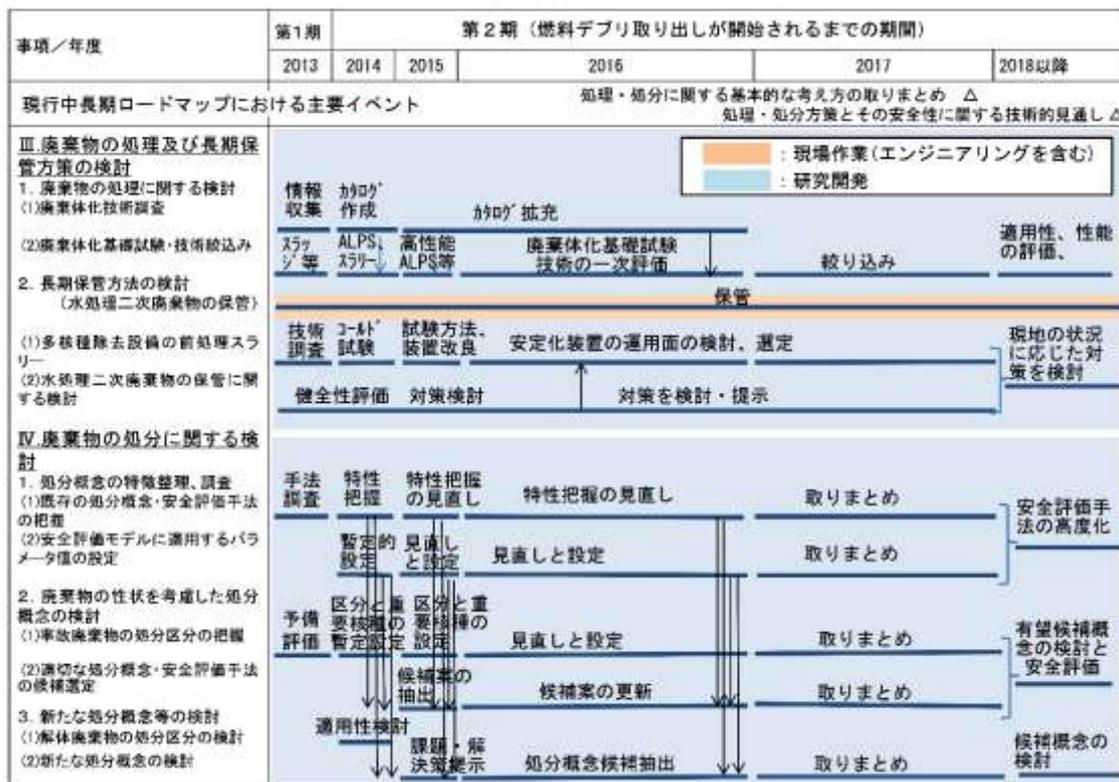


図 6-16 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発

事項/年度	第2期（燃料デブリ取り出しが開始されるまでの期間）					
	2013	2014	2015	2016	2017	2018以降
現行中長期ロードマップにおける主要イベント	プラントの安定状態の維持・管理					
	燃料デブリ取り出し準備			取り出し方針の決定▽ 初号機の取り出し方法の確定▽		
1. 燃料集合体の長期健全性評価技術						
・ 4号機使用済燃料の材料試験						
・ 乾式保管時の燃料健全性への影響確認試験						
2. 長期健全性に係る基礎試験	▽ ねじ部の残留量に関するデータを一部取得					

図 6-17 使用済燃料プールから取出した燃料集合体の長期健全性評価

表 6-2 文部科学省 廃炉加速化研究プログラム（国内研究）平成 27 年度採択課題

中核機関	課題名
【テーマ 1】燃料デブリ取出しに関する研究	
東京工業大学	沸騰水型軽水炉過酷事故後の燃料デブリ取り出しアクセス性に関する研究
北海道大学	多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究
JAEA	先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究
【テーマ 2】廃棄物を含めた環境対策に関する研究	
信州大学	革新的ナノ構造金属酸化物による放射性物質除去法の新展開
JAEA	発電所隣接サイト外領域における放射性核種の環境動態特性に基づくサイト内放射性核種インベントリ評価に関する研究

表 6-3 文部科学省 廃炉加速化研究プログラム（日英原子力共同研究）平成 27 年度採択課題

中核機関	英国側代表機関	課題名
【テーマ 1】燃料デブリ取出しに関する研究		
長岡技術科学大学	ランカスター大学	プラント内線量率分布評価と水中デブリ探査に係る技術開発
東京工業大学	ブリストル大学	漏洩箇所特定とデブリ性状把握のためのロボット搬送超音波インテグレーション
【テーマ 2】廃棄物を含めた環境対策に関する研究		
九州大学	シェフィールド大学	高汚染吸着材廃棄物の処理処分技術の確立と高度化
JAEA	シェフィールド大学	汚染水処理二次廃棄物スラリー及び濃縮廃液の安全な長期貯蔵・処理・処分のための脱水固定化技術の開発

表 6-4 JAEA の取組

分野	研究課題名
<p>廃棄物処理処分</p>	<p>事故により発生した放射性廃棄物は多種多様であり、その性状等も不明確なため、適用する処理技術の適切性や処分時の安全性に不確実性がある。このため、不確実性を可能な限り減少させるよう、既存の処理処分に係る技術に加え、より高度化された合理的な処理・処分技術の開発を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・処分の安全性評価信頼性向上に係る技術開発</li> <li>・人工バリア材の高度化技術開発</li> <li>・廃棄体性能の高度化技術開発</li> <li>・難測定核種の分析法の開発</li> <li>・セシウム吸着装置の使用済吸着塔の容器健全性評価</li> <li>・事故廃棄物の保管に関する安全技術の開発</li> <li>・性状に応じた処分概念の検討</li> <li>・新たな処分概念等の検討</li> </ul>
<p>燃料デブリ取扱・分析</p>	<p>燃料デブリ取出しのためには、炉内の燃料デブリや放射性物質等の分布や付着の状況、機械的、化学的、熱的な特性と、取出し時の被ばく量を把握する必要がある。このため、特性把握に係る研究開発や、分析・測定技術等の開発を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・耐放射線光ファイバーを用いた炉内その場分析プローブの開発</li> <li>・元素・同位体定量分析レーザー遠隔分光分析技術</li> <li>・X線表面分析技術開発</li> <li>・炉内における燃料デブリ特性の評価</li> <li>・燃料デブリの分析要素技術開発</li> <li>・炉内における線量分布評価技術開発</li> <li>・燃料デブリに適合した合理的な計量管理技術の開発</li> <li>・燃料デブリの発熱・冷却評価技術開発</li> </ul>
<p>事故進展挙動評価</p>	<p>過酷事故解析コードによる評価や、事故進展シナリオ解析の精度の向上等には、事故の過程における各種の現象、挙動について詳細な解析や実験データが必要である。このため、構造材等の破損挙動や熱流動挙動の評価に必要な解析、実験等を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・構造材等の破損挙動評価</li> <li>・熱流動挙動評価</li> <li>・FP核種等の化学挙動評価</li> <li>・炉心物質の移行挙動評価</li> </ul>
<p>遠隔操作技術</p>	<p>櫛葉遠隔技術開発センターにおける施設利用の高度化に向け、災害対応ロボットの標準試験法、遠隔操作機器の操縦技術の向上等を図る仮想空間訓練システム（バーチャルリアリティシステム）及びロボットの開発・改造に活用するロボットシミュレータの開発・整備を実施している。また、炉内の燃料デブリの調査や廃炉作業の安全性向上及び効率化に向けた放射線可視化に関する研究開発を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・災害対応ロボットの標準試験法等の開発</li> <li>・バーチャルリアリティシステムの精度向上に向けた技術開発</li> <li>・ロボットシミュレータ開発</li> <li>・γ線イメージング技術の開発</li> <li>・高線量環境下でのγ線・中性子線等計測技術の開発</li> <li>・作業環境認識のためのSLAM技術及び水中高透過性レーザー計測技術の開発</li> <li>・センシングデータに基づいた環境構造モデル構築技術及び時空間データとしての蓄積・維持システムの開発</li> <li>・バーチャルリアリティインターフェース及びロボットシミュレータとの融合による時空間データ利活用技術の開発</li> <li>・放射線源分布状況の3D可視化技術の開発</li> <li>・モニタリングデータ情報から逆推定等による汚染源情報解析・推定技術の開発</li> <li>・モニタリングデータの収集・統合・解析による被ばく低減のための影響リスク評価技術開発</li> </ul>

表 6-5 電力中央研究所の取組

研究課題名	分野
汚染水・海水処理／透過反応壁	原子力化学・水化学 地下水流動・拡散 地下水生物 地質
環境拡散・影響評価	大気拡散 海洋拡散 生物蓄積
燃料デブリ特性評価／計量管理技術開発	炉物理・燃料
材料健全性評価（配管腐食）	材料腐食・水化学
事故解析コード（BSAF Phase-2）	原子力熱流動
廃棄物管理（処理、イベントリー評価）	原子力化学 廃棄物処分

表 6-6 「研究開発業務実施方針」及び研究開発のマネジメントにおいて重視すべき事項

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	
1 実用化を念頭に置いた業務の実施	
(1) 重層的な取組	
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>左記に加えて重視すべき事項</p> <p>① 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>
(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	
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>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、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>
(3) 効率的な研究開発の実現	
効率的な研究開発や適切な分担の実現により、無駄の排除を行うとともに、廃炉工程に適用できるように成果を出す。	<p>左記に加えて重視すべき事項</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</p>

		<p>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>
(4) 基準等の策定に資する取組		
	<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 style="text-align: center;">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等のための基準は、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>
2 安全確保を重視した取組		
(1) リスクの大きな事象の防止		
	<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 style="text-align: center;">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も進めるとともに、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 JAEA 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両立を図る。</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の工事自体や、現場の工事等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。</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・経験を取り込むとともに、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・テクノロジー）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</p>

機関、大学の知見も取り入れつつ進めていくべきである。

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

1 人材の確保に向けた取組

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。

左記に加えて重視すべき事項

- 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。

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

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 JAEA 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。

左記に加えて重視すべき事項

- 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。
- 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。

表 6-7 海外機関との連携の例

取組	内容	関係機関
OECD/NEA BSAF	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 11ヶ国、22機関が参加し、各国の機関が改良した過酷事故解析コードを用いた福島第一原子力発電所事故の進展、炉内の燃料デブリとFPの分布等に関するベンチマークを実施中。各国参加機関による現象論のモデル化に関する知見などを活用。</li> <li>・ 事故時の測定データや事故後の放射線量に関する情報データベースを共有。</li> </ul>	エネ総工研 NDF NRA IRID 東京電力 JAEA 電中研
OECD/NEA SAREF	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 福島第一原子力発電所から得られる情報に対して、安全研究の観点から福島第一原子力発電所の廃炉推進に寄与することを意識し、関連する知見や現在進められている関連する取組について整理・取り纏め中。</li> <li>・ また、実際の燃料デブリ取り出しに先立ち、模擬デブリによる性状把握、線量・被ばく評価や分析技術・方法の検討など予備的な研究に関する国際協力を検討中。</li> </ul>	NDF NRA 東京電力
IAEA/DAROD	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 事故原子力施設の廃炉マネジメント（規制、技術、制度・戦略）に関する経験を各国で共有。</li> </ul>	NDF NRA
OECD/NEA EDFWMD	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 福島第一原子力発電所の廃棄物管理、廃炉における知見の拡充</li> <li>・ 福島第一原子力発電所の廃棄物に関して日本が実施している研究開発に対する助言。</li> </ul>	NRA JAEA 東京電力 エネ庁 NDF IRID
二国間の政府ベースのプログラム	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 日英原子力共同研究【2015年度、2016年度】                              テーマ：燃料デブリ取出しに関する研究                              廃棄物を含めた環境対策に関する研究</li> <li>・ 日仏原子力共同研究【2016年度】                              テーマ：過酷環境における遠隔操作に関する研究</li> <li>・ 日米原子力共同研究【2016年度】                              テーマ：放射性廃棄物を含めた環境対策に関する研究</li> </ul>	MEXT  MEXT  MEXT
IRIDによる実用化研究段階における海外機関との協力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 圧力容器貫通管溶融破損試験（韓）</li> <li>・ 原子炉内燃料デブリ検知技術の開発                              ミュオン計測（米）</li> <li>・ 燃料デブリ性状把握                              MCCI（仏）、模擬デブリ（亜）</li> <li>・ 収納缶の設計開発（米、洪、IAEA、露、英）</li> <li>・ デブリ取り出し技術開発（米）</li> <li>・ 臨界管理技術の開発（洪、露）</li> <li>・ RPV内部調査技術の開発（英）</li> </ul>	IRID エネ総工研 IRID  IRID IRID IRID IRID
海外特別委員	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 米、英、仏の有識者から、福島第一原子力発電所の効率的な廃炉のための適切な支援及び助言を得ることを目的に、情報交換を実施。</li> </ul>	NDF
国際顧問会議	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 米、英、西の有識者から、各国の知見、経験に基づいてIRID運営全体に対する助言を得ることを目的に会合を開催。</li> </ul>	IRID
国際エキスパートグループ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 英、米、仏、ウクライナの有識者から福島第一の効率的な廃炉の為の適切な支援及び助言を得ることを目的に、情報交換を実施。</li> </ul>	東京電力

表 6-8 廃炉研究開発の具体的取組とアクションプラン

基本の方針	取組の方向性
<p>1. 様々な制度の下で各機関が進めている研究開発に関する取組内容を理解・共有するとともに、各機関や各研究開発の異なる特性（目的、方法論、期間等）を認識すること。</p>	<p>① 研究開発ニーズ・シーズに関する双方向の情報発信・共有と基盤構築</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 研究開発ニーズの共有</li> <li>・ 研究開発シーズの共有</li> <li>・ 一元的な情報共有のための基盤の構築</li> </ul>
<p>2. 多様な分野に開かれた研究開発活動を持続的に進めるために現場状況、ニーズ、シーズ等の情報伝達を円滑にし、廃炉現場と研究現場との協力及び連携を確保すること。このため、一元的なコーディネーション機能、開かれたプラットフォーム機能を構築すること。</p>	<p>① 双方向連携の場の強化と多様な研究者の参加拡大</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 既存の場を活用した研究者の参加拡大</li> <li>・ 双方向連携の場の強化に向けたマッチング</li> <li>・ 廃炉基盤研究プラットフォームとの連携</li> <li>・ 更に多様な分野の研究者の参加拡大</li> <li>・ 国際フォーラムの創設と研究者が適切に評価される仕組みの構築</li> </ul> <p>② 研究施設及び研究現場で協働する連携の強化</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ JAEA が設置・計画する研究施設の連携と共用</li> <li>・ 関係機関が保有する施設の情報共有</li> </ul>
<p>3. 研究開発活動を長期間、持続的に実施するため、研究者・エンジニアなど人材に関する取組（育成・確保・流動等）を進めること。</p>	<p>① 人材の育成・確保・流動化に関する取組の強化</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 人材に関する取組の共有と連携強化</li> </ul>

表 6-9 福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会への参加団体

エネルギー・資源学会	化学工学会	環境放射能除染学会
計測自動制御学会	資源・素材学会	地盤工学会
土木学会	日本アイソトープ協会	日本応用地質学会
日本海洋学会	日本機械学会	日本技術士会
日本気象協会	日本原子力学会	日本高圧力技術協会
日本コンクリート工学会	日本混相流学会	日本地震学会
日本地震工学会	日本水産学会	日本セラミックス協会
日本電気協会	日本土壌肥料学会	日本農芸化学会
日本物理学会	日本放射化学会	日本放射線影響学会
日本保全学会	日本ロボット学会	腐食防食学会
プラズマ・核融合学会	レーザー学会	保健物理学会

表 6-10 研究開発施設の整備状況

施設名	概要	運用開始	立地場所
<p>モックアップ試験施設                      (「櫛葉遠隔技術開発センター」と呼称)                      - 研究管理棟                      - 試験棟</p>	<p>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・装置等の実模試験を行う「実規模実証試験エリア」、福島第一原子力発電所の建屋内の作業環境(モックアップ階段、水中ロボット試験用水槽、バーチャルリアリティ、ロボットシミュレータ)をリアルに実物大で再現する「要素試験エリア」、遠隔操作機器の補修・改造、実験データ解析・整理等に活用する「研究活動推進エリア」を備えている。</p>	<p>2015年9月                      (一部運用開始)                      2016年4月                      (本格運用開始)</p>	<p>福島県                      櫛葉町</p>
<p>放射性物質分析・研究施設                      (「大熊分析・研究センター」と呼称)                      - 施設管理棟                      - 第1棟                      - 第2棟</p>	<p>主にガレキ等の低線量試料を取り扱う第1棟、燃料デブリ等の高線量試料を取扱う第2棟、及び従業員居室、事務室などがある施設管理棟から構成される。                      第1棟は、鉄セル、グローブボックス、ヒュームフード等の設備を有し、放射能測定装置、誘導結合プラズマ質量分析装置等の分析装置が据え付けられる予定である。                      第2棟は、コンクリートセル、鉄セル、グローブボックス等の設備を有し、放射能測定装置、質量分析装置、走査型電子顕微鏡等の分析装置が据え付けられる予定である。</p>	<p>第1期：2017年度                      第2期：2021年内</p>	<p>福島県                      大熊町</p>
<p>廃炉国際共同研究センター                      - 国際共同研究棟</p>	<p>「多様な分野の国内外の大学、研究機関、産業界等の研究者が集結するための拠点として整備し、JAEAが保有する茨城県東海・大洗地区の既存の施設に加え、櫛葉遠隔技術開発センター、大熊分析・研究センターなどを活用し、研究開発と人材育成を一体的に進める。</p>	<p>2016年度内</p>	<p>福島県                      富岡町</p>
<p>福島県環境創造センター</p>	<p>福島県が設置、JAEA、NIESが連携協力して、環境の回復・創造に向け、モニタリング、調査研究、情報収集・発信、教育・研修・交流を行う総合的な拠点である。</p>	<p>環境創造センター                      研究棟：2016年度                      交流棟：2016年度                      環境放射線センター                      2015年11月                      猪苗代水環境センター                      2016年4月                      野生生物共生センター                      2016年4月</p>	<p>福島県                      三春町                      南相馬市                      猪苗代町                      大玉村</p>

表 6-11 文部科学省 廃止措置研究・人材育成等強化プログラム 平成 26・27 年度採択課題

中核機関	課題名
平成 26 年度採択課題	
東北大学	廃止措置のための格納容器・建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基盤研究および中核人材育成プログラム
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措置人材育成
東京工業大学	廃止措置工学高度化人材育成と基盤研究の深化
平成 27 年度採択課題	
福井大学	福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成
福島工業高等専門学校	廃炉に関する基盤研究を通じた創造的人材育成プログラム-高専間ネットワークを活用した福島からの学際的なチャレンジ-
福島大学	マルチフェーズ型研究教育による分析技術者人材育成と廃炉措置を支援加速する難分析核種の即応的計測法の実用化に関する研究開発
公益社団法人地盤工学会	福島第一原子力発電所構内環境評価・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

表 6-12 文部科学省 人材育成に資する新たな取組の例

中核機関	取組
福島工業高等専門学校	若い学生が廃炉に対して興味を持てるよう、廃炉創造ロボットコンテストを開催。
福井大学	2016 年度 4 月に新設した「原子力安全工学コース」と「廃止措置研究・人材育成等強化プログラム」のけるセミナー、実習等の取組との相乗効果によって廃炉に向けた人材育成を推進。
福島大学	ストロンチウム 90 分析装置の高度化を通じて東京電力との協力を推進。
「廃止措置研究・人材育成等強化プログラム」に採択された 7 機関	福島第一原子力発電所の廃炉に関連する研究に取り組む大学院生、大学生、高専生の研究発表、交流、切磋琢磨の場として、次世代イニシアチブ廃炉技術カンファレンスを開催。

表 6-13 原子力業界全体の人材維持・拡大を目的に様々活動

活動	活動内容
原子力人材育成ネットワークを通じた活動	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力道場（国内 16 大学が連携協力して国内外の原子力教育を実施）</li> <li>・未来を担う原子力施設見学会</li> <li>・原子力産業セミナー（就職・採用活動の支援）</li> </ul>
原子力学会を通じた活動	<ul style="list-style-type: none"> <li>・若手研究者発表討論会への参加</li> <li>・学会企画活動への参加（施設見学会、学生発表会）</li> </ul>
社外 PA・教育支援活動	<ul style="list-style-type: none"> <li>・大学等への講師派遣、諸機関の活動への協賛（出前授業、ロボット展への出展、大学生向け国際化教育支援、文部科学省補助事業を活用した実習等の実施、各社でのインターンシップ）</li> <li>・寄付講座</li> </ul>

## 7. 今後の進め方

リスク低減戦略については、廃炉作業や炉内状況把握の進展に伴う状況の変化を考慮して見直すと共に、廃炉を着実に進展させるために、プロジェクトリスクをはじめとする様々なリスクへの対応を検討していく。

燃料デブリ取り出し及び廃棄物対策分野については、2017年度に各々「号機ごとの燃料デブリ取り出し方針の決定」、「処理・処分の基本的考え方の取りまとめ」といった中長期ロードマップで示されたマイルストーンの年を迎えることとなり、これからの1年は非常に重要な期間となる。

このため、これまでの諸活動で得られた調査・検討結果を踏まえて、重要な技術課題等について、関係機関と密接に連携し、今後の研究開発の成果も反映しつつ継続的な評価・見直しを繰り返すことで戦略のスパイラルアップを図り、2017年夏頃の燃料デブリ取り出し方針の決定に資する。さらに、その後の燃料デブリ取り出し方法の確定や実機の燃料デブリ取り出しなど廃炉作業の着実な推進に向けた戦略検討に繋げていく。

廃棄物対策については、福島第一原子力発電所の廃棄物の特徴に起因する課題の解決に係る方向性を明確にした処理・処分の基本的考え方の骨子を戦略プラン2017に提示することを目指す。

また、研究開発においては、福島第一原子力発電所の廃炉が未踏領域への挑戦であることを踏まえ、研究開発の実効性向上、関係機関の連携強化、海外機関との協力、研究施設の一層の活用を推進し、実用化に向けた取組を続けていく。

## 添付資料

- 添付 1 福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた日本政府の体制
- 添付 2 戦略プランについて
  - 添付 3.1 SED 指標の概要
  - 添付 3.2 評価対象核種の選定
  - 添付 3.3 リスク分析の詳細
  - 添付 4.1 PCV 内の放射線環境
  - 添付 4.2 プラントデータの定期的な計測
  - 添付 4.3 PCV 内部調査から得られている情報
  - 添付 4.4 ミュオン検知による燃料デブリ位置推定結果
  - 添付 4.5 MAAP コードと SAMPSON コードの概要
  - 添付 4.6 MAAP コード及び SAMPSON コードの主な改良項目と成果
  - 添付 4.7 MAAP コードによる感度解析の例
  - 添付 4.8 1号機の MCCI の評価結果
  - 添付 4.9 事故進展解析コードによる FP 分布の解析結果
  - 添付 4.10 炉内の主要構造物及び機器の高温時劣化事象の評価基準
  - 添付 4.11 主要構造物及び機器の状態推定結果
  - 添付 4.12 熱バランス法の概要及び推定結果
  - 添付 4.13 プラントパラメータのトレンドからの燃料デブリ位置の推定
  - 添付 4.14 燃料デブリ性状の推定
  - 添付 4.15 総合的な炉内状況の分析・評価に用いた情報
  - 添付 4.16 原子炉建屋下部からの燃料デブリ取り出しに関する可能性検討
  - 添付 4.17 炉内空冷解析評価の概要
  - 添付 4.18 取り出し工法の燃料デブリ位置への適合性検討（詳細）
  - 添付 4.19 閉じ込め機能（バウンダリ）について
  - 添付 4.20 燃料デブリ取り出し機器・装置の開発
- 添付 5.1 固体廃棄物の管理状況と保管管理計画
- 添付 5.2 国内外の処分施設

## 添付 1 福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた日本政府の体制

2011年3月11日に発生した東京電力福島第一原子力発電所の事故について、原子力緊急事態に係る緊急事態応急対策を推進するため、原子力災害対策特別措置法（平成11年法律第156号）に基づき原子力災害対策本部を設置した。

この原子力災害対策本部の下に、福島第一原子力発電所の廃炉・汚染水問題の根本的な解決に向けて、事業者任せにするのではなく、政府が総力をあげて取り組むため「廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議」を設置し、廃止措置に向けた中長期ロードマップに関する重要事項を審議・決定を行っている。

以下に、福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた日本政府の体制について示す。

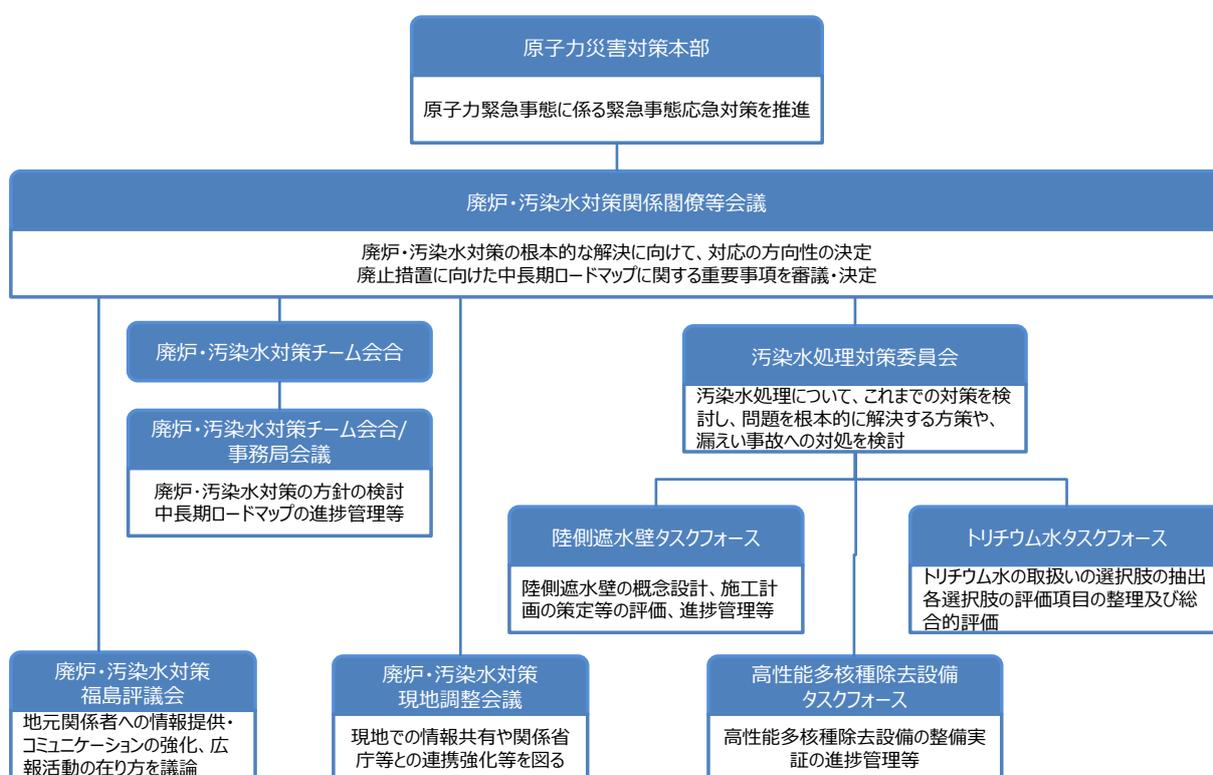


図 A1-1 福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた日本政府の体制

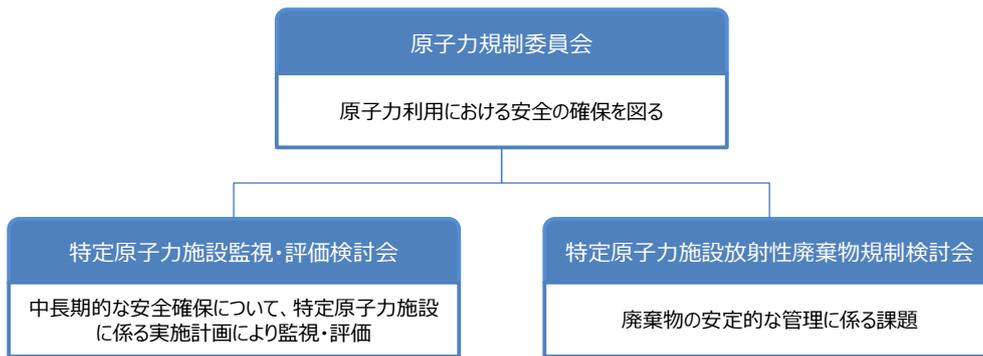


図 A1-2 福島第一原子力発電所に関する規制の体制

## 添付2 戦略プランについて

### (1) 中長期ロードマップの変遷

表 A2-1 に中長期ロードマップの変遷を示す。中長期ロードマップは、現場の状況や研究開発の成果等を踏まえ、継続的な見直しが行われている。

表 A2-1 中長期ロードマップの変遷

<p><b>2011年12月7日付</b> 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><b>2011年12月21日付</b> 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><b>2012年7月30日付</b> 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><b>2013年6月27日付</b> 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>
<p><b>2015年6月12日付</b> 中長期ロードマップ (改訂第3版)</p>	<p>放射性物質によるリスクから、人と環境を守るための継続的なリスク低減活動と位置付けし、リスクを分類し、優先順位をつけて最適な対策を実施していくこととされた。この会議において、2015年6月12日付中長期ロードマップ(改訂第3版)が策定された。</p>

### (2) 「戦略プラン」とは

NDFが作成する戦略プランは、2章で述べたとおり、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している。

このため、いわゆる「戦略」だけでなく、戦略を進めていくための具体的な方針・要件、利用可能なリソースも含めた検討を行い、現場作業、研究開発の取組に関する計画を示している。



図 A2-1 「戦略」、「方針」、「計画」と戦略プラン

### 添付 3.1 SED 指標の概要

戦略プランのリスク分析で参考にした SED 指標について説明する。NDA はこの指標を、所有する 17 サイトに存在する多数の施設の優先順位付けの指標の一つとして使用している<sup>41</sup>。

SED 指標は下式で表される。第一項はリスク源が持つ潜在的影響度（ハザードポテンシャル）、第二項は安全管理指標（セーフティマネジメント）と呼ばれる。以下、各因子について説明する。CHP は化学物質の潜在的影響度であるが、戦略プランでは使用しないので、説明は省略する。

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

Radiological Hazard Potential (RHP) は、放射性物質の潜在的影響度を表す指標であり、放射性物質が全量放出された際に公衆に及ぼす影響を下式で表したものである。

$$RHP = \frac{Inventory \times Form Factor}{Control Factor}$$

Inventory は、下式のように、リスク源の放射能 Radioactivity と潜在的比毒性 Specific Toxic Potential (STP) で表され、実効線量に相当する<sup>42</sup>。STP は、1TBq の放射性物質を水で希釈し、その一定量を 1 年間摂取した際の被ばく量が 1mSv となるような水の希釈量であり、線量係数に相当する。SED 指標では保守的に、経口摂取と呼吸のうち大きい線量係数を用いている。

$$Inventory(m^3) = Radioactivity(TBq) \times Specific Toxic Potential(m^3/TBq)$$

Form Factor (FF) は、気体、液体、固体等の性状の相違によって、実際にどれだけの放射性物質が放出されるかを表す因子であり、表 A3.1-1 に与えられている。気体や液体は、閉じ込め機能を完全に喪失すると 100%放出、粉末は測定データに基づいて 10%放出としている。固体には明確な根拠はなく、放出されにくいことを表すために十分小さい数値として設定したものである。

Control Factor (CF) は、リスク源の特徴として、発熱性、腐食性、可燃性、水素発生等の可能性、空気や水との反応性、臨界性等を考慮したものであり、安定している現状を維持するための安全機能が喪失した場合に、復旧するまでにどの程度の時間余裕があるかを示す因子であり、表 A3.1-2 に与えられている。

Facility Descriptor (FD) は、施設の閉じ込め機能が十分かどうかを表す因子である。施設の健全性、閉じ込め機能の多重性、安全対応状況等の要素の組合せによってリスク源を序列化する。表 A3.1-3 に示す通り、施設の状態を 10 分類し、各分類にスコアを設定している。

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

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

Waste Uncertainty Descriptor (WUD) は、リスク源の取り出しが遅れた場合に影響が生じるかどうかを表す因子である。リスク源の劣化や活性度、梱包や監視状態等の組合せによってリスク源を序列化する。表 A3.1-4 に示す通り、リスク源の状態を 10 分類し、各分類にスコアを設定している。

表 A3.1-1 Form Factor (FF)

性状	スコア
気体、液体	1
スラッジ、粉末	0.1
不連続な固体	0.00001
塊状の固体、放射化物	0.000001

表 A3.1-2 Control Factor (CF)

分類	時間換算	スコア
時間	1 時間	1
日	24 時間	10
週	168 時間	100
月	730 時間	1,000
年	8,760 時間	10,000
十年	87,600 時間	100,000

表 A3.1-3 Facility Descriptor (FD)

分類	定義	スコア
1	建屋は設計寿命を超過、単一格納、重大な欠陥あり、異常時対応が不十分、最新の設計基準を満たさない。	100
2	分類 1 と同じ。ただし、重大な欠陥はない。	91
3	分類 2 と同じ。ただし、異常時対応は十分である。	74
4	分類 3 と同じ。ただし、二重格納である。	52
5	分類 4 と同じ。ただし、設計寿命は過ぎていないが、取り出し時には設計寿命を超える。	29
6	分類 5 と同じ。ただし、取り出し時も設計寿命を超えない。	15
7	分類 6 と同じ。ただし、最新の設計基準を満たすが、セーフティケースの実行は限定的である。	8
8	分類 7 と同じ。ただし、セーフティケースは全面的に実行しているが、隣接建屋から影響を受ける。	5
9	分類 8 と同じ。ただし、隣接建屋に影響する。	3
10	分類 9 と同じ。ただし、隣接建屋から影響を受けず、隣接建屋にも影響しない。	2

表 A3.1-4 Waste Uncertainty Descriptor (WUD)

分類	定義	スコア
1	劣化する* 未梱包の廃棄物。監視又は管理をしていない。	100
2	分類 1 と同じ。ただし、梱包されている。	90
3	活性な** 未梱包の廃棄物。存在、量、位置が不明で、現実的に確認不能。	74
4	分類 3 と同じ。ただし、サンプリング等により確認可能。	50
5	分類 1 と同じ。ただし、監視又は管理をしている。	30
6	分類 2 と同じ。ただし、監視又は管理をしている。	17
7	活性ではないが、劣化する未梱包の廃棄物。監視又は管理をしていない。	9
8	分類 7 と同じ。ただし、梱包されている。	5
9	活性でなく、劣化もしない未梱包の廃棄物。監視又は管理をしている。	3
10	分類 9 と同じ。ただし、梱包されている。	2

\* 劣化: 解離や分散により、将来、取り出し方法の変更、被ばく量の増加、臨界の発生等の可能性を生じさせるような性質。  
 \*\* 活性: 発熱や爆発等の急激な変化を起こすような性質。

### 添付 3.2 評価対象核種の選定

対象とする期間における量的変化を考慮した上で人への影響が大きい核種を選定する。

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（経口摂取）を、図A3.2-1及び図A3.2-2に示す（出典：放射能は「福島第一原子力発電所の燃料組成評価」 JAEA-Data/Code 2012-018、線量係数は ICRP Publication 72）。ここでは、実効線量の全量に対する寄与が1%を超える核種を対象とした。

これらのうち、事故発生から数年～数十年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 をリスク分析の対象とする。

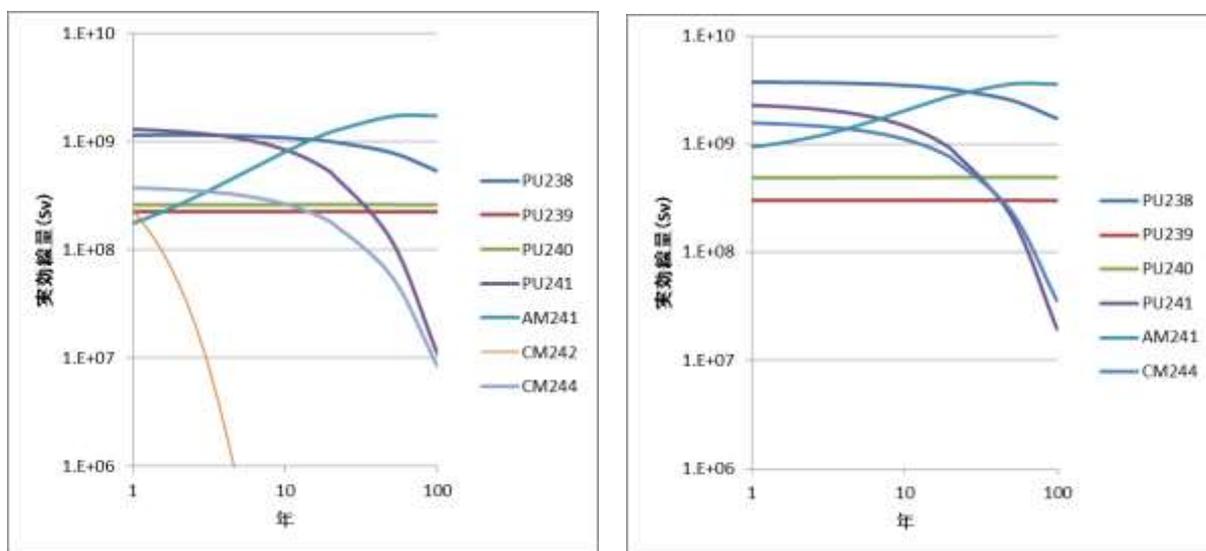


図 A3.2-1 重核の実効線量（左：2号機炉心、右：2号機プール内燃料）

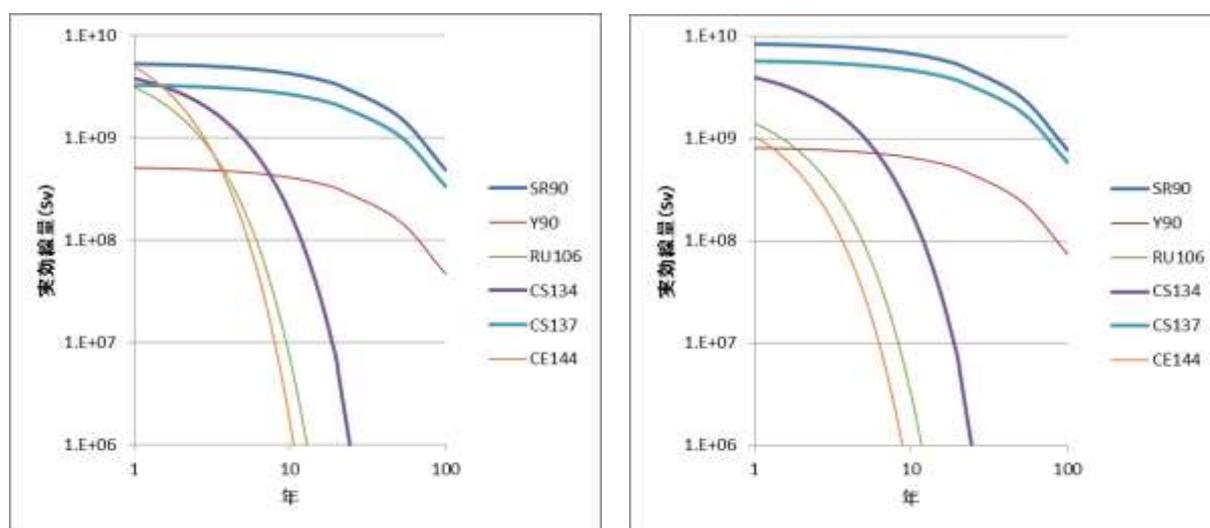


図 A3.2-2 FPの実効線量（左：2号機炉心、右：2号機プール内燃料）

## 添付 3.3 リスク分析の詳細

### 3.3.1 潜在的影響度

Inventory を図 A3.3-1 に示す。

燃料デブリについては、事故時に炉心に装荷されていた燃料に由来する各核種の放射エネルギーが、事故後の経過時間の関数として評価されている（出典：「福島第一原子力発電所の燃料組成評価」JAEA-Data/Code 2012-018）。重核については全量が PCV 内部に燃料デブリとして留まっているとする。FP については、高揮発性の Cs は、事故時に全量が燃料デブリから放出され、そのうち約 60%が PCV 内に留まっているとした（出典：「福島第一原子力発電所事故により発生する放射性廃棄物の処理・処分」日本原子力学会、等）。中揮発性の Sr は、保守的に見積もって、全量が燃料デブリ内に留まっているとした。

プール内燃料についても同様のデータが存在し、これを用いる。共用プール内燃料と乾式キャスク内燃料については、プール内燃料のデータ等から推定した。高揮発性の Cs は、発電炉の事故評価のための保守的な設定値に倣って 5%が被覆管内に放出されていると仮定した（出典：”Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” NUREG-1465）。一方、Sr は全く放出されないと仮定した。Cs 及び Sr は、燃料デブリ内にあって固体とみなされるか、又は放出されて気体若しくは粉末となっているかによって、Form Factor が異なる。

汚染水、水処理二次廃棄物及び放射性固体廃棄物については、経済産業省及び東京電力のウェブサイトに掲載されているデータ等を基に推定した。

PCV 内構造物等の表面汚染及び放射化物については、電気出力 1,100 MW の沸騰水型原子炉のデータ（出典：「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第 3 次版）」電力中央研究所）を元に、発電規模を考慮して推定した。表面汚染については、事故時に燃料から放出された Cs を加えた。

不確かさについては、得られた情報から推定した際の不確かさや測定データ間のバラツキ等を考慮した。様々な濃度の放射性物質を含む放射性固体廃棄物については、入手できたデータが限られているため、大きな不確かさを設定した。

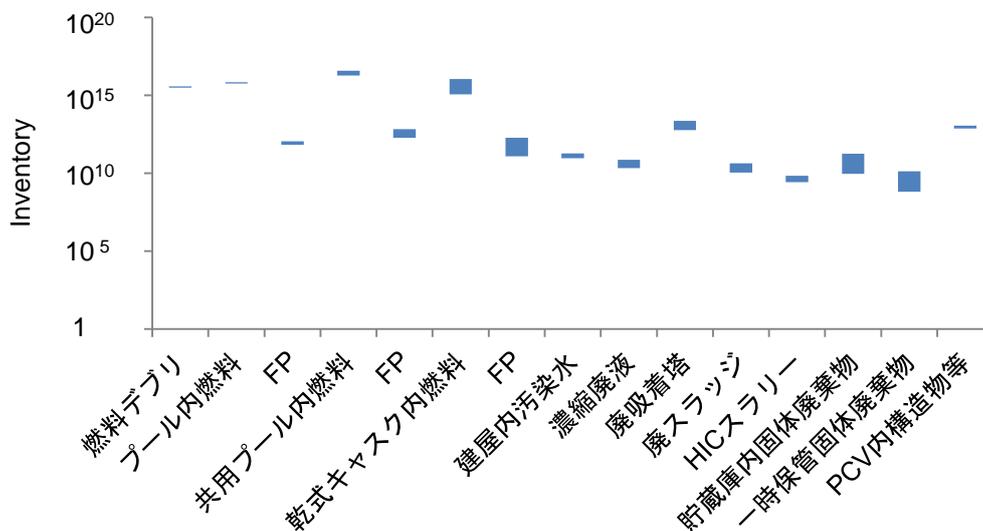


図 A3.3-1 Inventory

Form Factor (FF) を図 A3.3-2 に示す。

燃料デブリは、塊状の固体もあると思われるが不連続な固体とした。使用済燃料は不連続な固体であるが、放出されている Cs は粉末状とした。汚染水は液体、水処理二次廃棄物はスラッジ、放射性固体廃棄物は粉末状とした。PCV 内構造物等のうち、放射化物は塊状の固体であるが、表面汚染物は粉末状ないし表面に固着している状態とした。

FF の分類は 4 段階であり、福島第一原子力発電所の様々なリスク源の性状を表すには必ずしも十分ではない。ここでは、最も近いと思われる分類をあてはめたが、リスク源によっては不確かさとしてその近傍の FF を設定した。特に、燃料デブリについては性状の不確かさを、また PCV 内構造物等については付着している FP の固着度の不確かさを考慮した。

Control Factor (CF) を図 A3.3-2 に示す。

燃料デブリについては、実施計画等を参考にして窒素封入停止及び冷却停止に対する時間余裕を推定した。再臨界に関しては、特別な対応をすることなく安定した未臨界状態を維持している。

プール内燃料及び共用プール内燃料については、実施計画等から冷却停止に対する時間余裕を推定した。乾式キャスク内燃料は冷却を必要としていない。

汚染水、放射性固体廃棄物及び PCV 内構造物等は、冷却等の特別な対応を必要としていない。ただし、燃料デブリの冷却が停止して温度が上昇すると、PCV 内構造物等の表面に付着している FP が蒸発する可能性があるため、PCV 内構造物等の時間余裕として考慮した。

水処理二次廃棄物は、自然冷却や自然換気により、10 年以上維持できるように設計されている。ただし、HIC は、水の放射線分解によって発生した水素により溢れた水が滴下するという事象が発生したため、収納量を制限すると共に水抜きを実施し、現在も水素発生の影響の監視を継続していることを考慮した。また、廃スラッジは固着防止のために攪拌を実施しており、これが停止した場合の時間余裕を推定した。

CF の各分類のスコアは 1 桁ずつ異なっており、不確かさとして 1 桁を設定した。冷却等の特別な対応を必要としないリスク源については、不確かさは設定していない。

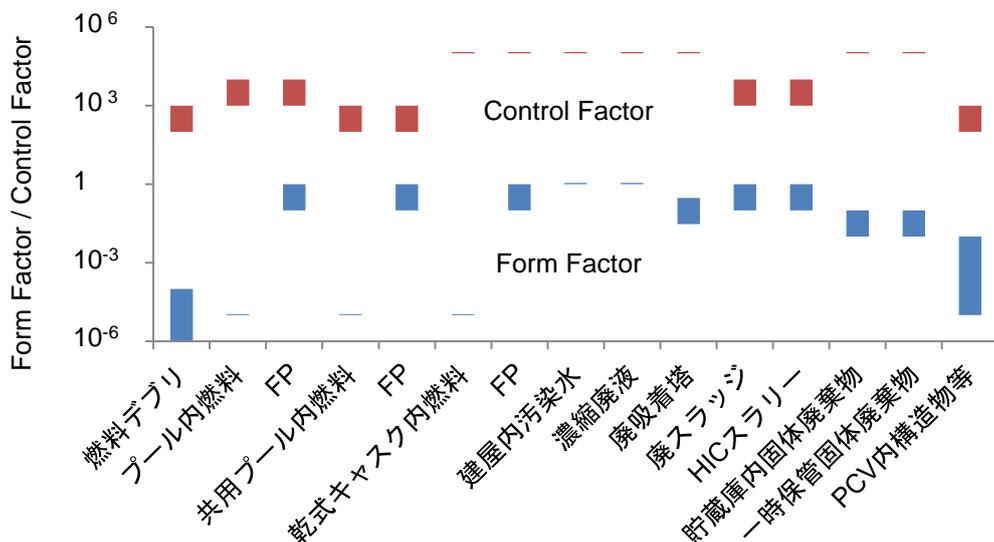


図 A3.3-2 Form Factor と Control Factor

### 3.3.2 安全管理指標

各リスク源の閉じ込め機能、安全設備、管理・監視状態等の概要を表 A3.3-1 に示す。これに基づいて相対比較を行ってリスク源を 10 段階に序列化し、修正 FD 及び修正 WUD のスコアを設定した。

不確かさは、隣接する分類のスコアの差に相当する幅を持つとした。スコアは対数スケールで直線となるため、不確かさは分類に依らずほぼ一定となる。一時保管固体廃棄物については、様々な保管形態を考慮した不確かさとした。

表 A3.3-1 安全管理指標に係る各リスク源の特徴

リスク源	特徴
燃料デブリ	PCV に重大な損傷は認められておらず、臨界管理、冷却、水素爆発防止が多重化されている。また、Xe 濃度、温度、水素濃度等の重要なパラメータの監視が行われている。
使用済燃料	各号機使用済燃料プールは、未臨界が維持される設計となっており、冷却設備も多重化されている。一部の号機では、ガレキや重量物の落下、建屋天井の欠損、海水注入の経験等がある。共用プール及び乾式キャスクは、建屋ともども、地震及び津波による損傷はない。
汚染水	建屋内汚染水については、地下水との水位のバランスにより汚染水の閉じ込めを維持している。濃縮廃液は、濃縮塩水を蒸発濃縮装置により濃縮した廃液であり、放射性物質と塩分濃度が高い。溶接型タンクに保管され、タンクは堰内に設置されている。
水処理二次廃棄物	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、遮へい容器に収納され、ボックスカルバート又は架台に据置されている。崩壊熱除去等の管理を必要としていない。廃スラッジは、プロセス主建屋と一体のピット構造の造粒固化体貯槽に貯蔵されており、漏えい監視、崩壊熱除去、水素排気を実施している。HIC スラリーは、ポリエチレン製容器に收容され、さらに SUS 製補強体に収納されており、ボックスカルバート内に保管している。水分を含むため、ペント孔より水素を大気中へ放出する。崩壊熱除去は必要ないが、水素発生により水が滴下する事象が発生したため監視を継続している。
放射性固体廃棄物	貯蔵庫内固体廃棄物は、ガレキ等のうち放射性物質濃度が高いものを容器に詰めて固体廃棄物貯蔵棟に保管したものであり、特別な管理は必要としていない。一時保管固体廃棄物は、放射性物質の濃度が様々な廃棄物が、様々な形態で屋外に保管されたものであり、監視を必要としている。

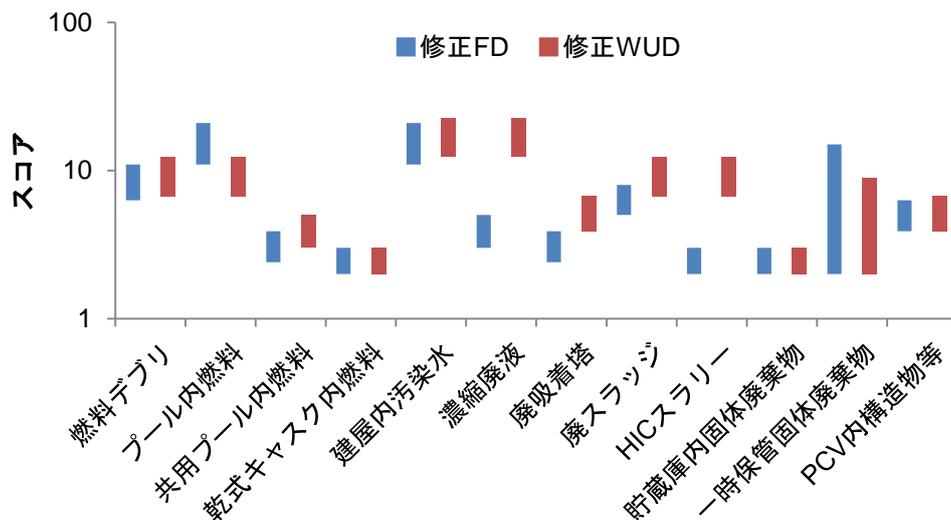
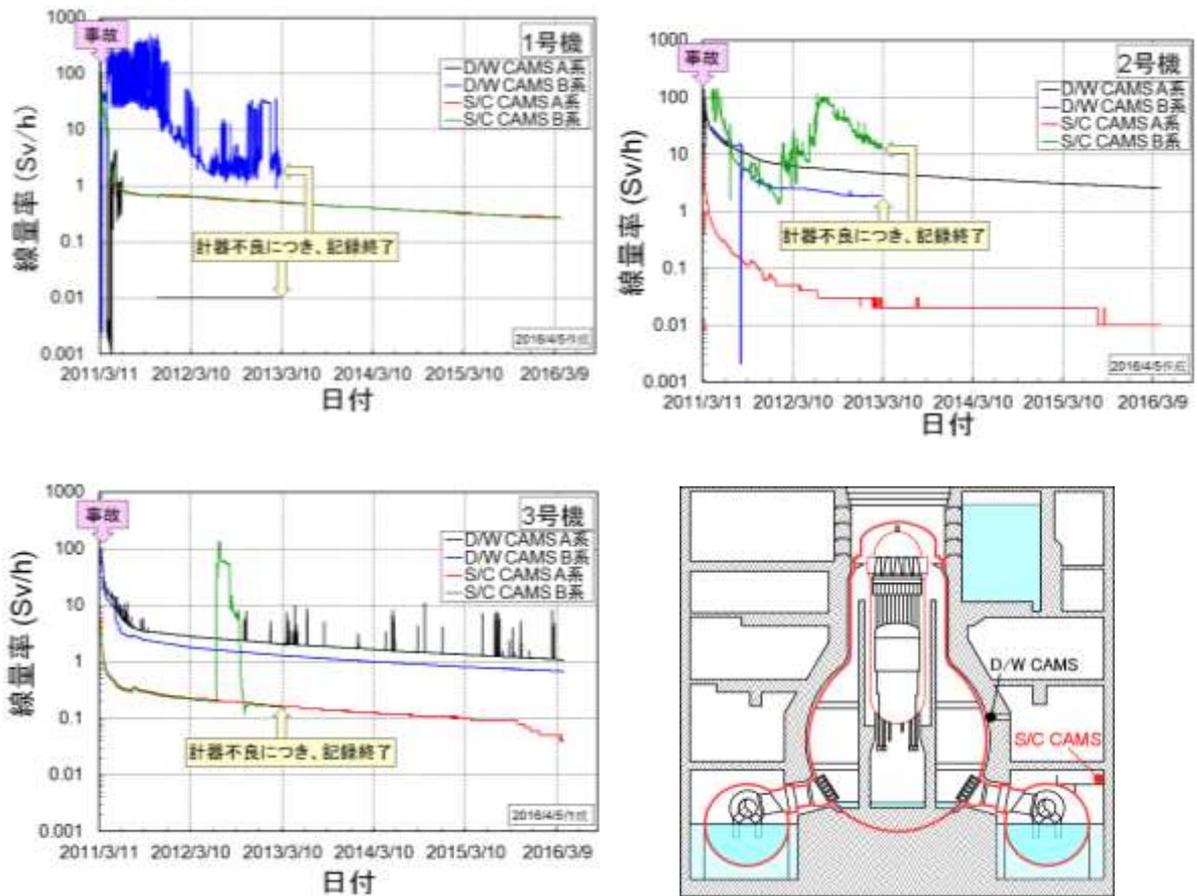


図 A3.3-3 安全管理指標の各因子

## 添付 4.1 PCV 内の放射線環境

福島第一原子力発電所の PCV 内の放射線量率の事故後からこれまでの推移を以下にまとめる。現在の各号機の PCV 内の放射線環境は、事故発生時より低下しているとはいえ、高放射線量である。



[東京電力の公表データを基に作成]

図 A4.1-1 福島第一原子力発電所の PCV 内の放射線量率

## 添付 4.2 プラントデータの定期的な計測

現在のプラントの状況は、事故以降、継続して取得されている温度、水素濃度、圧力等の PCV 内部のプラントデータから 1 号機～3 号機は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。

### (1) PCV 内の基本プラント情報の測定

燃料デブリの状態が安定していることを確認することができる PCV 内のプラントデータのこれまでの状況についてまとめる。

#### a. 温度

事故時の燃料溶融は、停電により燃料集合体からの崩壊熱を速やかに除去できず、温度が 1000℃ 以上に上昇したところへ燃料被覆管(ジルカロイ)と水蒸気との急激な酸化反応( $Zr+2H_2O \rightarrow ZrO_2+2H_2+586kJ/mol$ )による発熱が加算されたことで生じている。

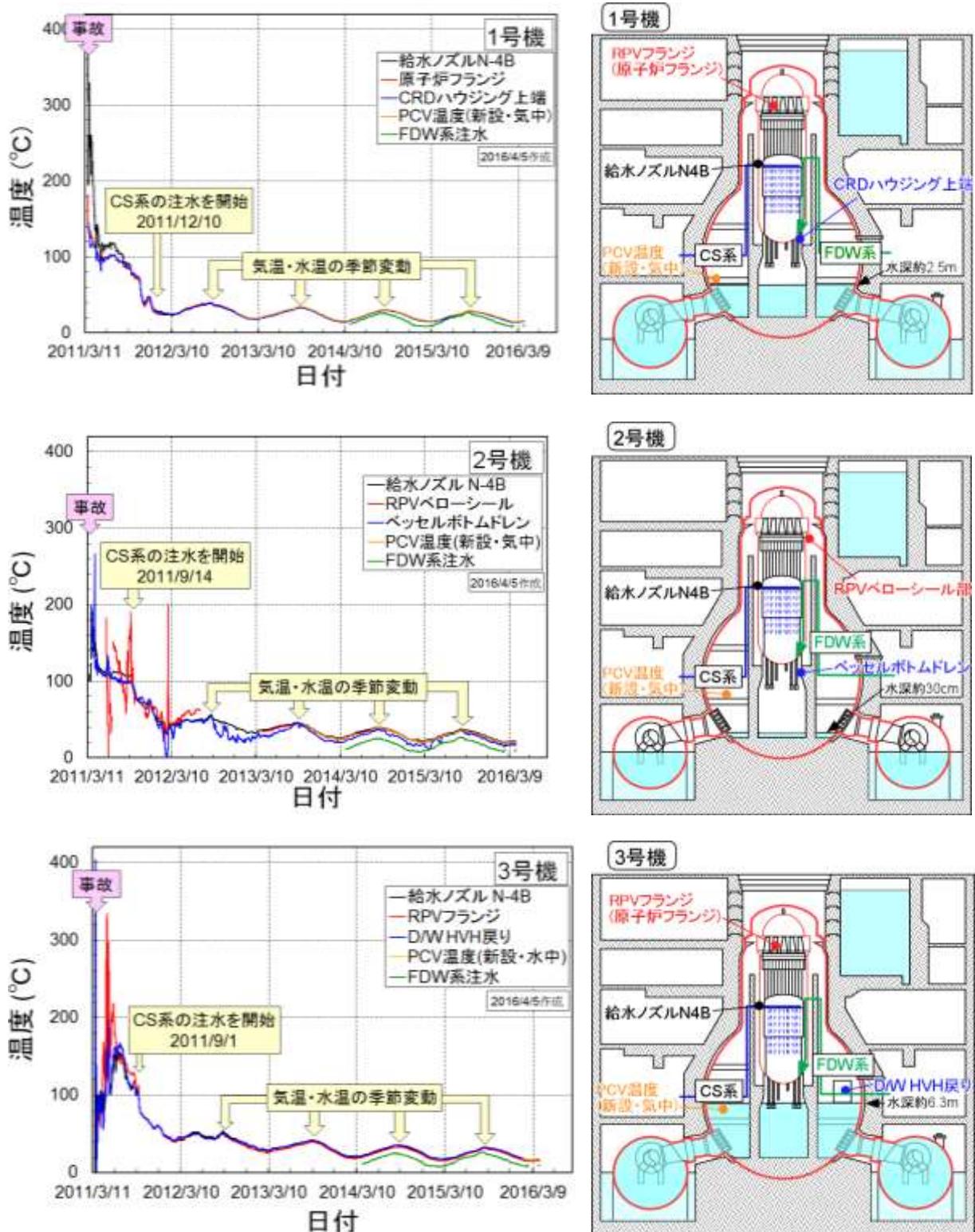
図 A4.2-1 に東京電力が公表している情報を基にまとめた原子炉の周辺温度の変化を示す。PCV 内の温度は、事故直後より低下し、事故後半年で 100℃ 以下に達した。その後、気温・水温の季節変動に追従しながら、1 年ごとに徐々に低下傾向を示している。また、PCV 内の各場所で 50℃ 以下を維持し、急激な温度ピークも示していない。低温において、ジルカロイは水と反応しないことから酸化反応による新たな発熱は無いと推定できる。

図 A4.2-2 に事故時に装荷されていた燃料集合体を構成する元素からの発熱(崩壊熱)を示す。原子炉停止直後は短寿命核種からの崩壊熱が多いが、事故から 5 年を経過すると、事故時の 1000 分の 1 以下まで発熱量が低下している。長寿命核種のみが残存するが、その半減期は長く、崩壊も緩やかに進行するため、崩壊熱も徐々に低下するとみられる。今後は時間の経過とともに、さらに温度は低下すると推定できる。

#### b. 水素濃度及び PCV 圧力

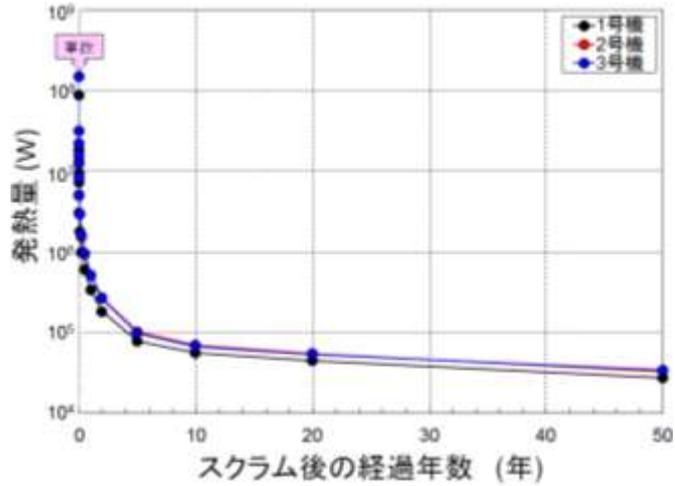
水にガンマ線が照射されると、放射線分解により水素が発生する。PCV 内は燃料デブリを冷却するために、注水を実施しているとともに、添付資料 4.1 に示したように PCV 内は高い放射線量であることから水素の発生が懸念される。水素は可燃下限が 4% と低いことから、事故後 PCV 内へ窒素封入による水素の希釈を行い、水素爆発を防止している。図 A4.2-3 及び図 A4.2-4 に、それぞれ PCV 内の水素濃度の変化及び PCV 圧力の変化を示す。水素濃度は十分に低く、窒素封入の希釈が有効に作用していることがわかる。FP の閉じ込めの観点からは、PCV から水素を吸引・排気ことも考えられるが、建屋周囲の大気圧(1 気圧)より減圧(負圧)しすぎると損傷している PCV のシール部等から酸素を含む大気が PCV 内へ流入し、水素と酸素の混合状態となることが懸念される。このため、図 A4.2-4 に示すように、わずかに大気圧より高い圧力(微正圧)を維持している。

これらのことから、1号機～3号機において、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。



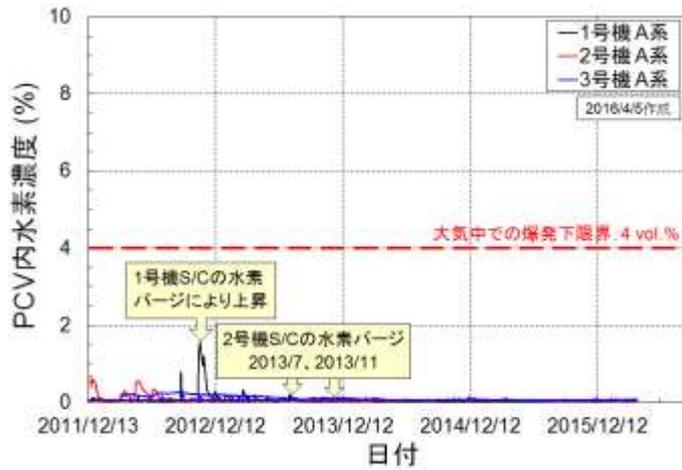
[東京電力の公表データを基に作成]

図 A4.2-1 福島第一原子力発電所の原子炉周辺温度の履歴



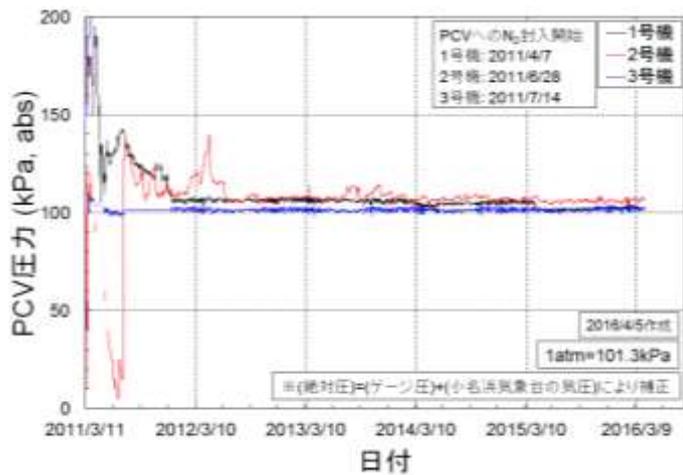
[JAEA-Data/code 2012-018 の公表データを基に作成]

図 A4.2-2 炉内の燃料、FP、放射化物からの発熱量



[東京電力の公表データを基に作成]

図 A4.2-3 PCV 内の水素濃度の変化



[気象庁及び東京電力の公表データを基に作成]

図 A4.2-4 PCV 圧力の変化

## 添付 4.3 PCV 内部調査から得られている情報

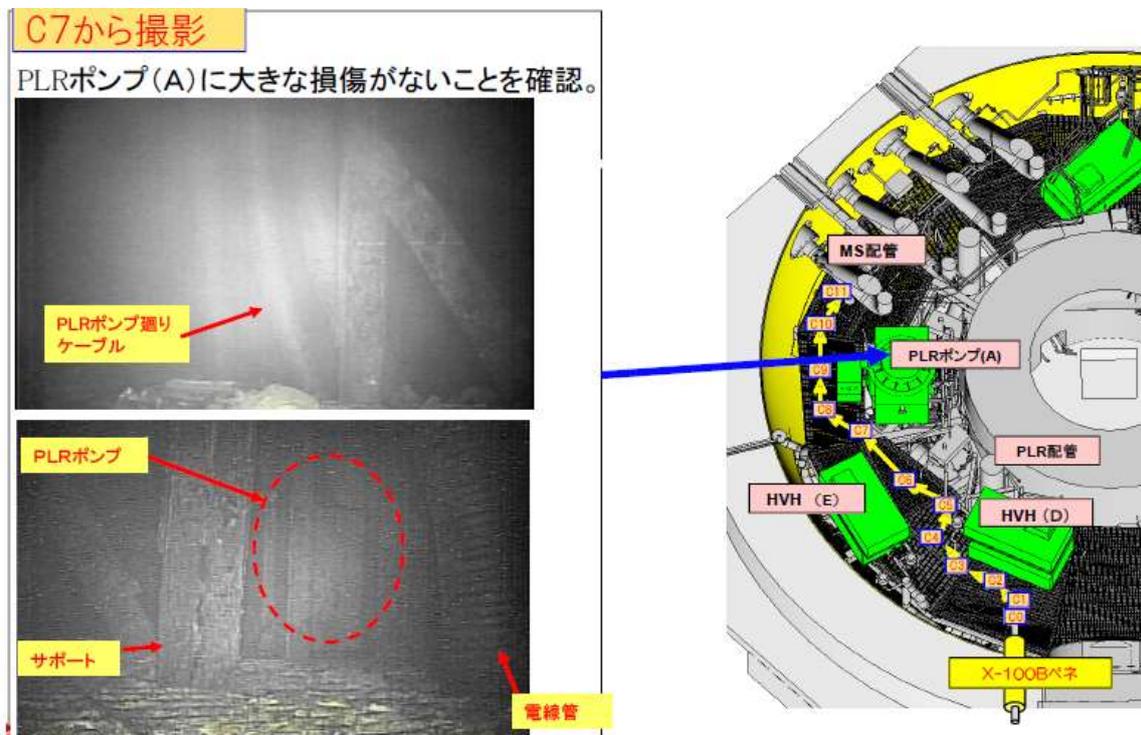
これまでの PCV 内部調査の状況を以下にまとめる。

### (1) 1号機 PCV 内部調査

- a. 目的：1号機について、PCV 貫通部（X-100B ペネ）より調査装置を投入し、「PCV 内の 1 階グレーチング上」の情報を取得する。
- b. 方法：2012 年 10 月に CCD カメラによる PCV 内部調査と滞留水採取を、2015 年 4 月に形状変形ロボットを用いたペDESTAL 外側調査（B1 調査）を実施した。
- c. 得られた情報：以下に示す情報を得た。図 A4.3-1 に調査結果の一部を示す。

- ① 既設設備（PLR ポンプ、PCV 内壁面、HVH など）の大きな損傷は確認されなかった。
- ② 線量率は 10Sv/h 程度である。
- ③ PLR 配管遮へい体が落下していることを確認した。
- ④ D/W 底部へのアクセスルートが確認されたが、D/W 底部には堆積物が広く分布している。

上記④の情報より今後の調査や燃料デブリ取り出し時における堆積物対策が必要なことが分かったため、PCV 内底部ペDESTAL 外側の調査（B2 調査）は、調査要領の見直しを検討し、2016 年度に延期した。なお、今回の調査では燃料デブリは見られなかった。



[出典：東京電力「原子炉格納容器内部調査技術の開発」ペDESTAL\_1 階グレーチング上調査（B1 調査）の現地実証試験の結果について]

図 A4.3-1 PCV 内ペDESTAL 外側調査（B1 調査）結果（1号機）

- d. 考察：PLR 配管遮へい体（鉛毛マット）が落下していることから、1 階グレーチング部では鉛の融点 328℃を超える温度になった可能性があることが推定できる。
- e. 課題：左回りの調査時に PLR ポンプと空調ユニットの間の場所でグレーチングの隙間に調査ロボットのクローラーがはまり込みスタックが生じたことから、ロボットのクローラー部を確認しながらの前進後退を行う必要がある。

(2)2 号機 PCV 内部調査

- a. 目的：2 号機について、内部調査ロボットを用いてプラットフォーム上の落下物、損傷の有無の確認及び原子炉格納容器底部付近へのアクセスルートの状態を確認する。
- b. 方法：2012 年 3 月及び 2013 年 8 月に PCV 貫通部(X-53 ペネ)を通して、線量率測定、CCD カメラによる PCV 内部調査、滞留水採取を行った。2015 年 8 月に X-6 ペネを通しての内部調査ロボットによる調査を計画していた。
- c. 得られた情報：以下に示す情報を得た。図 A4.3-2 に調査の準備状況の一部を示す。
  - ① 線量率は場所によって異なり、2012 年 3 月に 31～73Sv/h を、2013 年 8 月に 24～36Sv/h を測定した。
  - ② PCV 内ペDESTAL内側調査（A2 調査）を計画していたが、CRD ハッチ（X-6 ペネ）周辺に溶出物が確認され、近傍の線量率が想定を大幅に超えていたことから線量低減対策を実施するために調査の実施を 2016 年度に延期した。
- d. 課題：X-6 ペネは損傷を想定していなかったことから、周辺の類似箇所を含め、今後 PCV 補修対象範囲の再検討が必要である。また、今回 X-6 ペネ周りの現場において除染に複数の手法を試み、除染による線量低減の困難さの知見を得たことを踏まえ、今後各所の除染、線量低減を効果的に行うための検討に反映することが必要である。

- 床面の汚れの除去完了。しかしながら、線量低下はみられず。
- 床面には、複数の窪み、亀裂、溝部の鉄枠にさびが見られる。
- 窪み／亀裂部位ではコンクリートへの汚染の浸透、茶褐色部位では鉄錆との固着性汚染があると推定される。



[出典：東京電力 2 号機 PCV 内部再調査結果について]

図 A4.3-2 PCV 内部調査準備状況（2 号機）

### (3)3号機 PCV 内部調査

- a. 目的：3号機について、PCV 貫通部（X-53 ペネ）より調査装置（カメラ、温度計、線量計）を挿入し、PCV 内の冷却状態の確認を主体とした調査を行うと共に、今後の調査方法の検討に資する情報を取得する。
- b. 方法：2015年10月に線量率測定、CCDカメラによるPCV内部調査、滞留水採取を実施した。
- c. 得られた情報：以下に示す情報を得た。図A4.3-3に調査結果の一部を示す。
- ① PCV内の構造物・壁面に、確認した範囲では損傷は確認されなかった。
  - ② X-6ペネ、CRDレールに、確認した範囲では損傷は確認されなかった。
  - ③ CRDレール、1階グレーチング上に堆積物が確認された。（PCV内水中の透明度は良好であった。）
  - ④ PCV内の水位は、OP：約11800であり、推定値とおおむね一致していた。
  - ⑤ PCV内部の温度は気相部で約26～27℃、水中で約33～35℃であった。
  - ⑥ PCV内気相部の線量は、最大で約1Sv/hであった。
  - ⑦ PCV内滞留水の水質結果から、PCVは厳しい腐食環境ではなく腐食性は低い状態である。
- 現在、PCV内ペDESTAL内側調査として、X-53ペネから水中遊泳装置等を投入して内部調査を行うことを検討している。
- d. 考察：PCV内部の放射線量が1～3号機の中で最も低く、滞留水位が高いことによる遮へいの影響と考えられる。
- e. 教訓：滞留水位が高いことから、PCV内部調査においては、水位調整あるいは防水性を有する機器を用いる必要がある。

- 水中のPCV内の構造物（電線管、支持構造物、X-6ペネ、CRDレール）に、確認した範囲では損傷は確認されなかった。
- CRDレール、1階グレーチング上に堆積物が確認された。

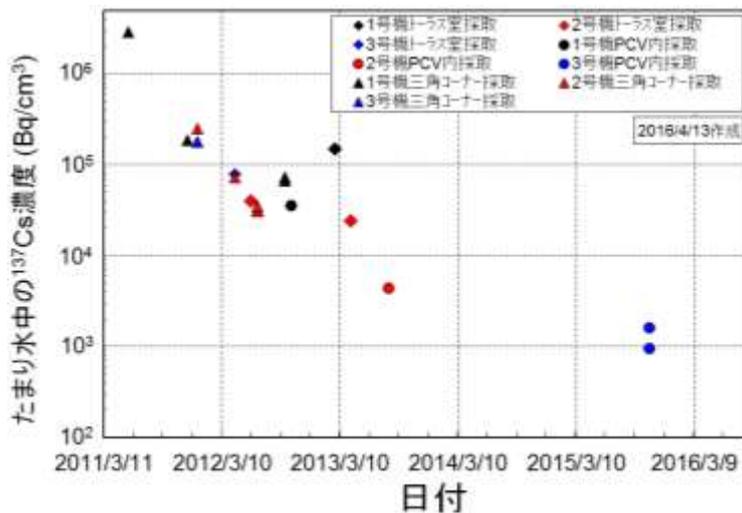


[出典：東京電力 福島第一原子力発電所 3号機原子炉格納容器内部調査の実施結果について  
(速報：10月22日実施分)]

図A4.3-3 PCV内部調査（予備調査）結果（3号機）

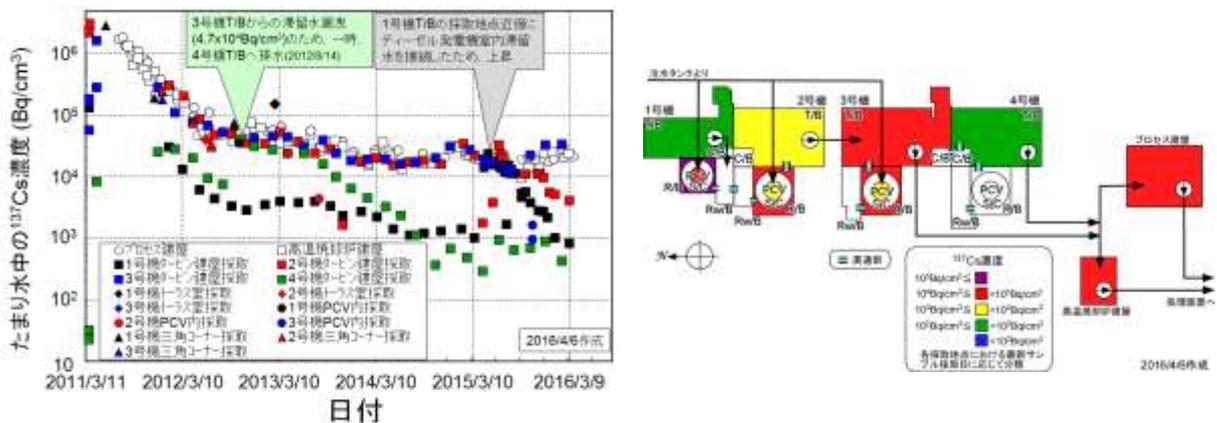
(4) 滞留水サンプル採取結果

図 A4.3-4 に PCV 内部調査の際に採取した滞留水サンプル中の Cs-137 濃度分析の結果を示す。採取した号機と採取時期が異なるために、特定の号機についての傾向は推定しにくい状況である。しかしながら、セシウム・ストロンチウム吸着装置により処理した水を冷却水として PCV に注入していることから、全体的には Cs-137 濃度の低下傾向がうかがえる。図 A.4.3-5 にタービン建屋、プロセス建屋及び高温焼却炉建屋からの滞留水サンプル中の Cs-137 濃度分析の結果を示す。タービン建屋での貫通部の存在、近隣施設からの排水接続の影響があるものの、1号機、2号機及び4号機のタービン建屋の滞留水は徐々に濃度が低下している。また、1号機、2号機及び3号機の滞留水の Cs-137 濃度においては、PCV 内部<トーラス室となる傾向が共通している。事故時には各号機とも SR 弁が作動し、炉内の揮発性 FP を S/C 内の冷却水に導入していること、さらに1号機と3号機ではベント前にも揮発性 FP を S/C 内の冷却水に導入していることから、S/C 内の滞留水は未測定であるものの、Cs-137 は S/C から放出されていると考えられる。



[東京電力の公表データを基に作成]

図 A4.3-4 採取したサンプル水中の Cs-137 濃度

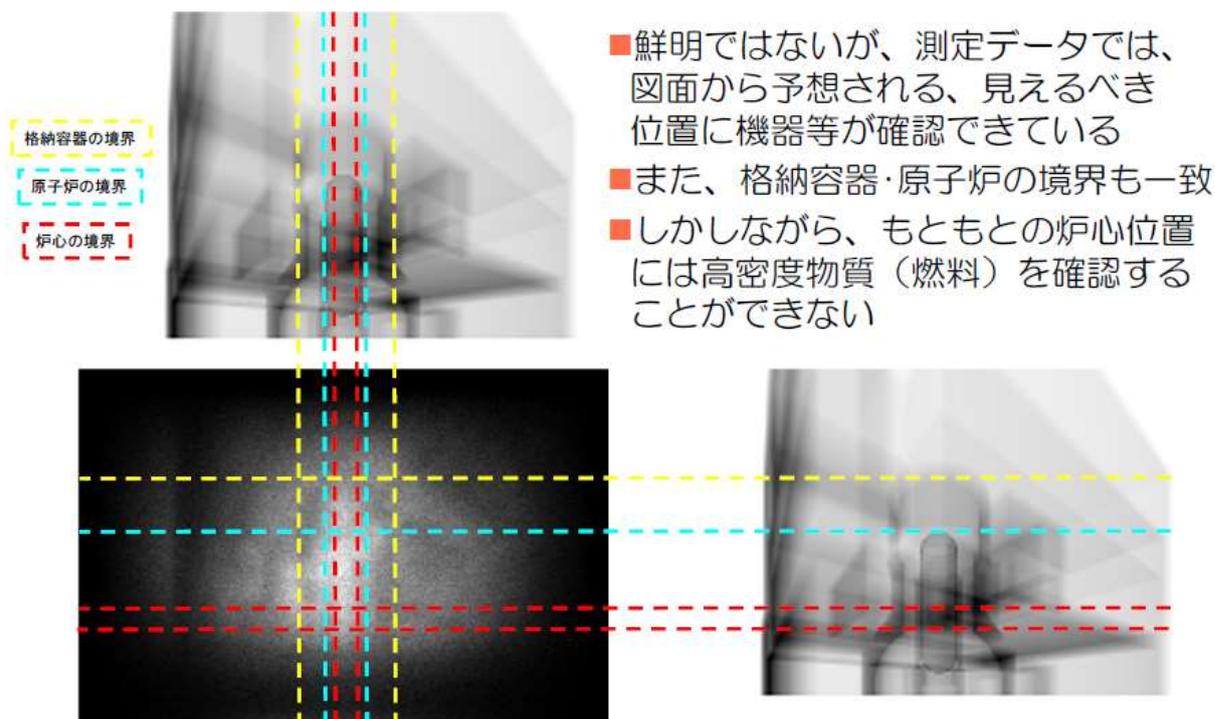


[東京電力の公表データを基に作成]

図 A4.3-5 タービン建屋内から採取したサンプル水中の Cs-137 濃度及び注水系統図

#### 添付 4.4 ミュオン検知による燃料デブリ位置推定結果

1号機については、透過法のミュオン検知による燃料デブリ分布測定を2015年2月から5月までと5月から9月までの2回実施した。これらの測定結果から、元々の炉心位置には透過法のミュオン検知の識別能力である1mを超える大きさの燃料も水もないと考えるとの結果が得られている。



[出典：東京電力 原子炉内燃料デブリ位置検知技術の開発 1号機測定結果速報]

また、2号機については原子核乾板を用いたミュオン・ラジオグラフィも行われ、ミュオン計数の解析値と測定値との比較により、炉心部の残存率は $(9\sim 36) \pm 51\%$ との評価結果を得ている。

\*

\* 東芝／名古屋大の共同研究によるものである

## 添付 4.5 MAAP コードと SAMPSON コードの概要

事故進展解析コードである MAAP コードと SAMPSON コードの特徴を以下にまとめる。

コード名	MAAP コード	SAMPSON コード
開発主体	米国 EPRI	日本 NUPEC（現在はエネルギー総合工学研究所が開発を継続）
解析対象	In+Ex Vessel	In+Ex Vessel
ユーザー調整係数	多	無（メッシュ分割の依存性有）
計算時間	短	実時間の 20～30 倍
特徴	<ul style="list-style-type: none"> <li>調整計数の組合せにより、ユーザーが期待する解析結果を得ることができる。</li> <li>解析結果はユーザーによって異なる場合が多い。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>理論的、機構論的な物理モデルで構築しているので、解析結果はユーザーに依存しない。</li> </ul>
個々のモデル、コードの検証等	<ul style="list-style-type: none"> <li>ユーザーグループによるコード改良の継続。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>OECD/NEA の国際ベンチマーク問題（ISP:International Standard Problem）に参加し、高評価。</li> <li>その他、多くの実験解析により検証済み。</li> </ul>

[出典：岡本孝司 日本原子力学会 SA 評価研究専門委員会資料]

## 添付 4.6 MAAP コード及び SAMPSON コードの主な改良項目と成果

MAAP コード及び SAMPSON コードの主な改良項目と成果を表 A4.6-1 及び表 A4.6-2 に示す。

表 A4.6-1 MAAP コードの改良内容

目的	改良項目	
	平成26年度改良項目	平成27年度改良項目
炉心損傷進展評価の高度化	シュラウド/RPV壁間輻射モデル改良	・シュラウド熱伝導及びシュラウド/RPV内壁間の輻射の二次元化により、デブリ接触時にもシュラウド溶融が生じにくい結果となった。
	一次系熱水力モデル改良	・炉心露出から損傷に至るまでの原子炉水位や圧力の瞬時評価を高度化することにより、その後の炉心損傷及び注水による冷却評価の精度が向上した。
原子炉圧力容器 (RPV) 内 デブリ分布・組成評価の高度化	下部プレナム内デブリ層状化モデル改良	・炉心部から段階的に落下するデブリ固化堆積状態のモデル化及びCRDハウジングからの放熱モデルの追加により、下部プレナム内デブリ冷却効果が大きくなった。
	RPV外CRDハウジングへの熱伝導、 ハウジング間輻射モデル追加	・CRDハウジングサポートによる拘束を考慮し、ハウジングが落下しないモデルに変更し、大口径破損が生じにくい結果となった。(2号機のPCV内部調査でCRDは大規模な損傷を受けていない可能性が高い事実と相当する結果)
	RPV下部ヘッド損傷モデル改良	・PCV内に落下したデブリに混入する金属量の推定精度が向上した。
格納容器 (PCV) 内 デブリ分布・組成評価の高度化	デブリ流出時RPV外下部構造物溶融 モデル追加	・PCV内に落下したデブリに混入する金属量の推定精度が向上した。
	サンピットへのデブリ流入と侵食 モデル追加	・実機形状を考慮したコンクリート侵食量の評価が可能となった。
	ベDESTALサンパ配管へのデブリ流入 モデル追加	・ベDESTALサンパ配管を介してドライウェル側へ移行したデブリ量の評価が可能となり、PCV内デブリ分布推定の精度が向上した。
	コア・コンクリート反応中の注水時 熱伝導モデル改良	・最新知見 (OECD/MCCI計画) を反映したコンクリート侵食量の評価が可能となった。
PCV損傷位置の推定 (温度分布評価)	コア・コンクリート混合物性モデル改良	・最新知見を反映したデブリ固化評価が可能となった。
	PCV内局所流動 (成層化) モデル追加	・各号機について、過温によるPCV損傷が考えられる位置の推定に活用した。
核分裂生成物分布評価の高度化	核分裂生成物 (FP) 沈着モデル改良	・PCVベント配管に付着したFP量の推定が可能となり、廃炉作業の参考情報を得た。

[出典：IRID「事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化」完了報告]

表 A4.6-2 SAMPSON コードの改良内容

目的	改良項目	
	平成26年度改良項目	平成27年度改良項目
炉心損傷進展評価の高度化	RPVからの放熱モデルの詳細化	・RPVからPCV側への放熱を詳細に考慮できるように改良し、RPV内温度及びPCV内温度の評価が、より的確となった。
	炉心構造物落下モデルの改良	・中間部や底部が無くなった燃料棒、制御棒等の欠損部より上を落下させるように改良し、1号機では大部分のデブリが炉心部には存在しない可能性が高いことに相当する結果となった。
	放出B <sub>2</sub> Cと構造物との共晶反応モデルの 追加	・放出B <sub>2</sub> Cと構造物との共晶を考慮することで炉心構造物の損傷タイミングが早まり、シュラウドなどの炉内構造物が残存する可能性が高くなった。
原子炉圧力容器 (RPV) 内 デブリ分布・組成評価の高度化	RPV底部貫通管破損モデルの改良	・貫通管内への溶融物侵入モデル等を追加し、より現実的なRPV破損評価が可能となった。
	RPV内下部構造物付着デブリの溶融評価 モデルの追加	・RPV内下部構造物であるCRDハウジングへのデブリ付着量の評価が可能となった。
格納容器 (PCV) 内 デブリ分布・組成評価の高度化	デブリとPCV側面との熱的相互作用モデル の追加	・PCV側面の温度評価が可能となった。
	RPV外下部構造物付着デブリの溶融評価 モデルの追加	・RPV外下部構造物であるCRDハウジングへのデブリ付着量の評価が可能となった。
	コア・コンクリート反応モデルの改良	・3次元MCCI反応モデルにサンパ配管へのデブリ流入、MCCI反応時のデブリ性状の変化等のモデルを追加し、3次元的なデブリ拡がりやコンクリート侵食情報を得た。
PCV損傷位置の推定	PCV損傷モデルの改良	・D/W及UR/Bのノード分割を詳細化し、過温破損等の位置の推定に活用できる温度分布の評価が可能となった。
核分裂生成物分布評価の高度化	核分裂生成物 (FP) 移行モデルの改良	・ノード分割を詳細化し、圧力抑制プールのスクラッピングモデルを見直し、より的確なFP分布評価が可能となった。

[出典：IRID「事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化」完了報告]

## 添付 4.7 MAAP コードによる感度解析の例

2015 年度には各号機に特徴的な事象に着目して解析を行った。この解析では、感度解析によりプラント挙動のメカニズムの解明を行うとともに、解析の不確かさの低減に取り組んでいる。

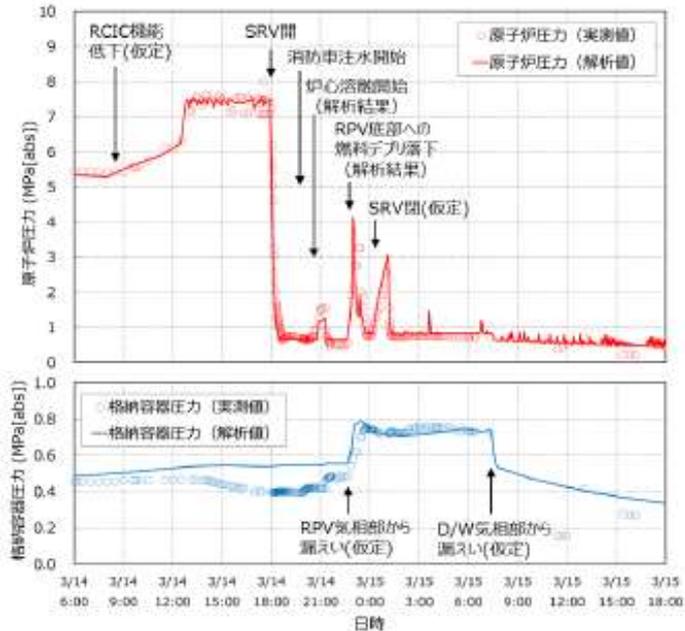
2号機では、RPV 減圧後に記録された3回のスパイク状の圧力挙動のメカニズムやその後の消防車による注水量が不明である。これらは、RPV の損傷や燃料デブリの移行量等の解析結果にも大きな影響を与える可能性があるため、解析によりその解明に取り組んだ。その結果について以下にまとめる。

### a. 2号機 RPV 減圧後の圧力挙動解析

解析結果から推定される圧カスパイクのメカニズムは以下のように推定される。

- ・ 第一スパイク：消防車注水により損傷炉心が部分冠水して、水素・水蒸気発生によって昇圧し、注水の一旦停止と SRV 開により降圧
- ・ 第二スパイク：下部プレナムへのデブリ落下による水素・水蒸気発生によって圧力上昇し、同時に RPV から PCV への気相漏えいによって PCV 昇圧。その後、SRV 開により降圧。
- ・ 第三スパイク：SRV 閉止（仮定）により圧力上昇し、再開放により降圧。

この過程における RPV 底部へのデブリ落下量は相対的に小さく、RPV 破損の有無はこれ以降の消防車注水量に支配されていた可能性があることが判明した。

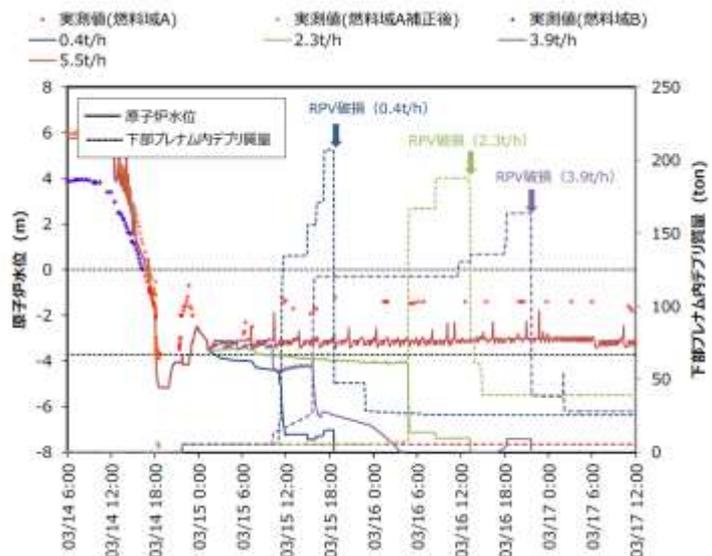


[出典：IRID「事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化」完了報告]

図 A4.7-1 2号機 RPV 減圧後の圧力挙動の解析 (MAAP)

### b. 2号機消防車注水量の感度解析

図 A4.7-2 に消防車注水量の感度解析の結果を示す。注水量を 0.4t/h、2.3t/h、3.9t/h、5.5t/h の4通りを行ったところ、0.4t/h、2.3t/h、3.9t/h の3通りでは RPV 破損が生じ、5.5t/h では RPV 破損が生じない結果となった。

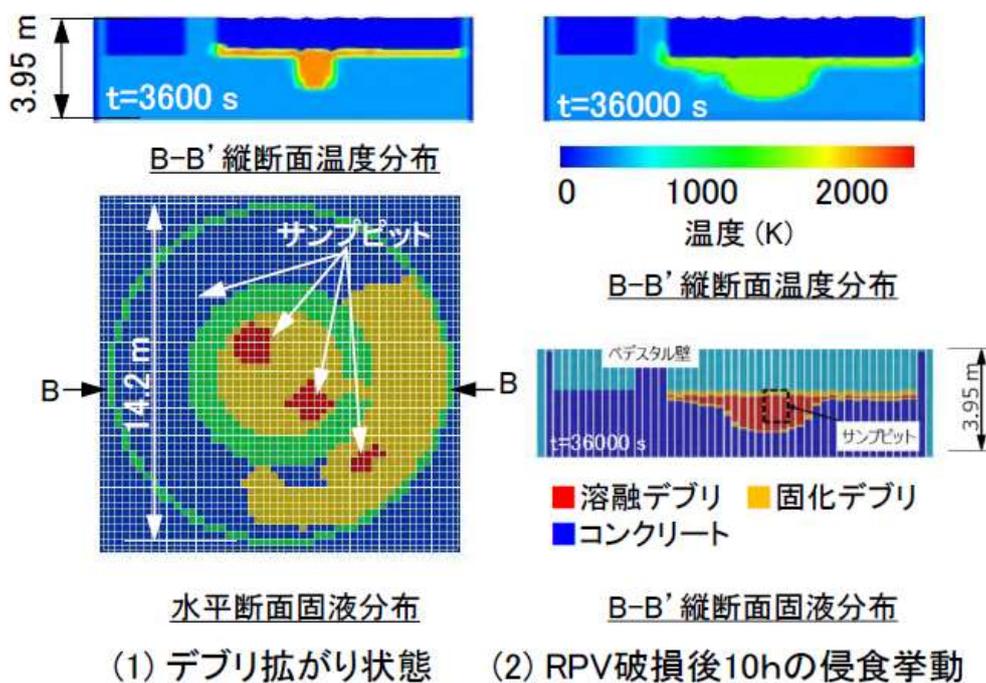


[出典：IRID「事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化」完了報告]

図 A4.7-2 2号機の消防車注水量の感度解析 (MAAP)

## 添付 4.8 1号機の MCCI の評価結果

福島第一原子力発電所のペDESTALはサンピット等の複雑な形状であることや、コンクリートの侵食、MCCIの生成量の評価が重要であることから SAMPSON コードの中の MCCI 評価モジュールに浸食コンクリートの移流・拡散モデルを追加し、1号機について燃料デブリの広がり・侵食挙動評価を行った。図 A4.8-1 に評価結果を示す。1号機では DW 床面積の約 40%に燃料デブリが広がる結果となった。



[出典：IRID「事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化」完了報告]

図 A4.8-1 1号機での燃料デブリ広がり・侵食挙動評価 (MCCI 高度化モデル)

## 添付 4.9 事故進展解析コードによる FP 分布の解析結果

MAAP コード及び SAMPSON コードにより、RPV 内、PCV 内及び原子炉建屋内等の FP 分布を評価した。代表的な FP 核種である Cs 及び Sr の分布の解析結果を表 A4.9-1 にまとめる。両コードの解析結果に大きな不確かさがある理由は、FP 評価モデルの相違や評価モデルで考慮する FP 核種の化学形態が異なることによるものである。

表 A4.9-1 FP (Cs 及び Sr) 分布の解析結果 (事故後 6 日時点での沈着量) [単位 : kg]

領域	1号機		2号機		3号機	
	Cs	Sr	Cs	Sr	Cs	Sr
RPV 内	10~90	0.4~0.7	20~150	13~33	38~110	11~46
D/W 内壁	6~29	0.2~0.3	約 0.9	0.2~0.4	0.1 未満~1	0.1 未満
S/P 水中	26~74	0.4~2	27~130	3~4	57~140	1~6
環境放出	0.1 未満~4	0.1 未満	0.1 未満~6	0.1 未満~0.4	0.1 未満~4	0.1 未満

- ・ Sr は上表の他に主にデブリ内に存在
- ・ ガス状のものは、窒素置換により流出したものと推定される。1号機及び2号機の S/P 水中のものは、汚染水として流出したものと推定される。3号機の S/P 水中のものは、S/P 水中のものはそのまま残存あるいは D/W 側への還流によってリーク箇所から汚染水として流出した可能性がある。

[出典 : IRID 「事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化」完了報告]

#### 添付 4.10 炉内の主要構造物及び機器の高温時劣化事象の評価基準

事故進展解析（MAAP コード及び SAMPSON コード）による温度評価結果を元に炉内機器の状態推定を実施した。評価対象とした構造物及び機器の劣化事象は、高温変形、クリープ破断及び腐食劣化とした。それぞれの劣化事象の評価基準を以下に示す。

劣化事象	評価基準
高温変形	一般に材料の引張強度は温度上昇に伴い低下していく。温度が 1000℃を超えるとステンレス鋼などの金属材料の耐力はゼロ 近傍となるため、その場合には構造物としての機能を果たすことができていない状態とし、倒壊の可能性ありと評価する。
クリープ破断	一般にステンレス鋼などの金属材料は、常温では変形、破壊の発生しない負荷条件でも、一定の温度以上では時間の経過とともに塑性変形が進行し、破断（クリープ破断）に至る。通常運転環境を上回る約 500℃以上の環境ではクリープ変形、あるいは破断の可能性ありと評価する。
腐食劣化	事故直後の高温時に炉心冷却のため、RPV 内へ海水が注入されている。一般にステンレス鋼などの不働態化した材料は、海水に含まれる塩化物イオンなどにより不働態皮膜が破壊し、一定の温度以上では SCC き裂や孔食などが発生する。現在は水の浄化や温度低下によりその発生の可能性はないが、事故直後の高温海水中ではその発生の可能性は高いと評価される。なお、事故直後に発生した SCC き裂や孔食の深さ（長さ）や数などは不明であり、腐食劣化による各機器の構造健全性への影響評価は困難である。なお個別機器への影響評価は困難なため、個別の炉内機器の状態推定においては、腐食劣化は考慮に含めない

(IRID 提供)

## 添付 4.11 主要構造物及び機器の状態推定結果

事故進展解析（MAAP コード及び SAMPSON コード）による温度評価結果を基に、高温時の劣化事象（高温変形、クリープ破断及び腐食劣化）について炉内機器の状態推定を実施した。評価結果を以下に示す。

なお、下表の評価結果を使用する際には、今回の事故進展解析（MAAP コード及び SAMPSON コード）には不確かさがあることを考慮する必要がある。

	1号機	2号機	3号機
ドライヤ (蒸気乾燥器)	MAAP/SAMPSON 共に 1000℃以下の結果であるが、クリープにより変形している可能性がある。	MAAP/SAMPSON 共に 750℃～1000℃程度の温度であり、クリープにより変形している可能性がある。	SAMPSON では、1000℃を上回る期間があり、過大な変形の可能性がある。MAAP では約 800℃であり、クリープにより変形している可能性がある。
セパレータ (気水分離器)	MAAP/SAMPSON 共に 1000℃以下の結果であるが、クリープにより変形している可能性がある。またシュラウドサポート部及びシュラウドヘッド部において MAAP では 1000℃を上回る期間があり、当該部に過大な変形を生じている可能性がある。	MAAP では 1000℃を上回る期間があり、過大な変形が生じている可能性がある。SAMPSON では、セパレータの温度が約 700℃程度であり、クリープ変形の可能性がある。	SAMPSON では、1000℃を上回る期間があり、過大な変形の可能性がある。MAAP では約 800℃であり、クリープにより変形している可能性がある。
上部格子板	MAAP では、1000℃を上回る期間があり、過大な変形を生じている可能性がある。SAMPSON では、1000℃未満であるが、クリープにより変形の可能性がある。	MAAP では、1000℃を上回る期間があり、過大な変形が生じている可能性がある。SAMPSON では、上部格子板の温度が約 700℃程度であり、クリープ変形の可能性がある。	MAAP/SAMPSON 共に 1000℃を上回る期間があり、過大な変形を生じている可能性がある。

高温時の劣化事象に対する炉内機器の状態推定結果（続き）

	1号機	2号機	3号機
シュラウド	シュラウドヘッド部においてMAAPでは1000℃を上回る期間があり、過大な変形を生じている可能性がある。また、炉心部に熔融プールが形成されると、シュラウド側面（中間高さ位置）が熔融貫通する可能性がある。SAMPSONでは、1500℃を超えており、シュラウド中間高さで熔融している結果である。	MAAPでは、1000℃を上回る期間があり、過大な変形が生じている可能性がある。SAMPSONでは、シュラウド中間部が熔融している結果であるが、実プラントでの給水系からの注水の変化に対する一次系の圧力挙動から、シュラウドの大規模な損傷の可能性は低いと考えられる。	MAAP/SAMPSON共に1000℃を上回る期間があり、過大な変形を生じている可能性がある。
燃料集合体、制御棒	熔融し、下方へ落下していると推定される。	同左	同左
炉心支持板	燃料デブリとの接触により熔融し、大規模に変形していると推定される。	同左	同左
シュラウドサポート	MAAPでは、1000℃を上回る期間があり、過大な変形が発生している可能性がある。また燃料デブリと接触した部位では、熔融し、変形している可能性がある。	同左  なお、シュラウドサポートが大規模に損傷している場合、シュラウド等が傾く可能性があるが、上述の給水系からの注水の変化に対する一次系の圧力挙動から、大きな傾きの可能性は低いと考えられる。	同左
制御棒案内管、核計装案内管	燃料デブリとの接触により熔融し、大規模に変形していると推定される。	同左	同左

高温時の劣化事象に対する炉内機器の状態推定結果（続き）

	1号機	2号機	3号機
スタブチューブ	燃料デブリとの接触により溶融し、大規模に変形していると推定される。	同左	同左
CRDハウジング、ICMハウジング	燃料デブリとの接触により溶融し、大規模に変形しているものと推定される。RPVとの溶接部が溶融し、貫通している可能性がある。	同左	同左

(IRID 提供)

## 添付 4.12 熱バランス法の概要及び推定結果

現在も燃料デブリから崩壊熱による発熱が続いており、それを冷却するために RPV 内への注水を行っている。注水温度から RPV 温度へ、RPV 温度から PCV 滞留水温度へと下流に行くに従って、温度上昇を示しながら冷却を継続している。熱バランス法は、崩壊熱(発熱)=冷却水の温度上昇の和(放熱)となるような釣り合い状態を維持(バランス)していると仮定して RPV 内と PCV 内の燃料デブリの割合を推定する方法である。言い換えれば、熱バランス法は、RPV へ注水されている冷却水が RPV 内と PCV 内の熱源(燃料デブリ)によって滞留水温度まで昇温すると仮定した熱バランス、すなわち、入熱(注水の熱量と崩壊熱)と放熱(PCV 壁面から建屋又は大気への放熱及び燃料デブリによる冷却水の昇温)がバランスすると仮定して、RPV 内と PCV 内の燃料デブリの割合を推定する手法である。図 A4.11-1 に熱バランス法による評価の概念図を示す。

以下に熱バランス法による号機毎の燃料デブリ分布の推定結果をまとめる。

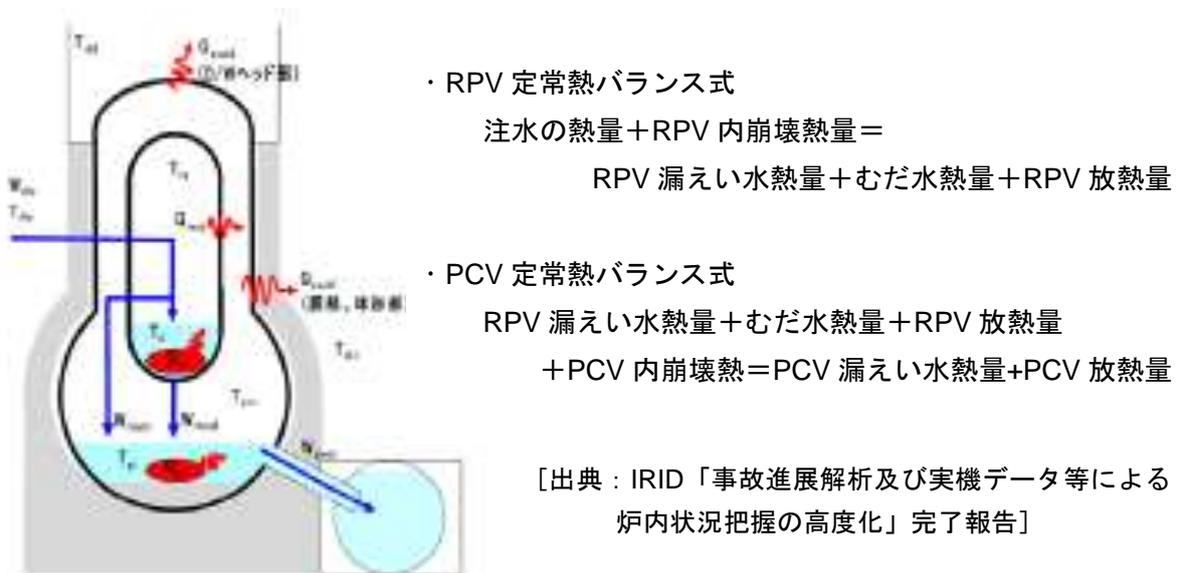
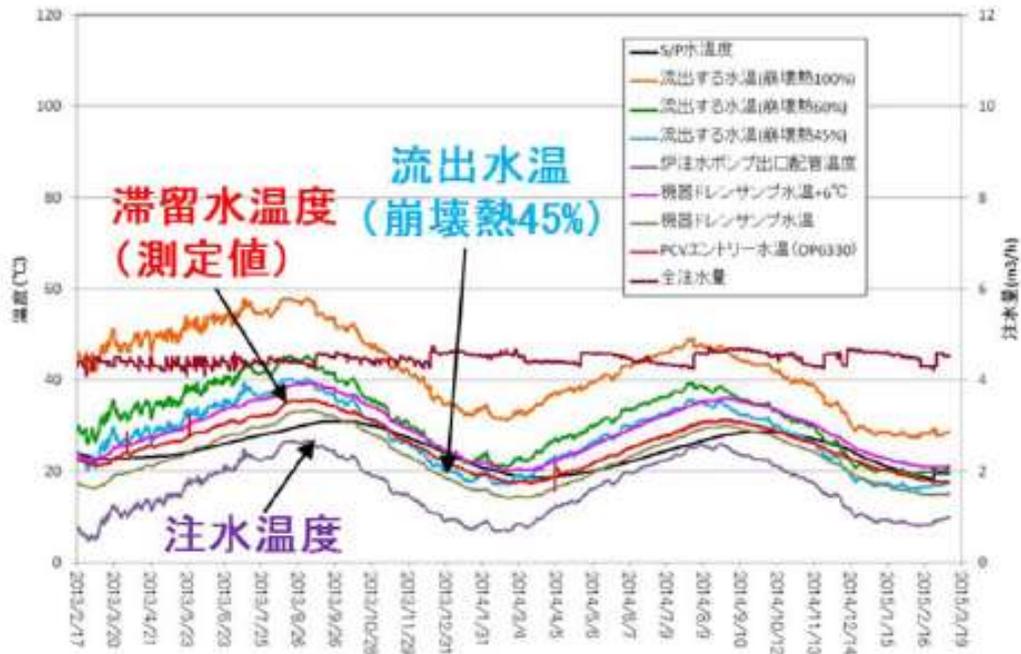


図 A4.12-1 熱バランス法による評価の概念図

### a. 1号機の評価結果

1号機の熱バランス法による評価では、MAAP コードによる解析結果に基づき RPV 内には熱源がない(上記の式の RPV 崩壊熱をゼロ)とし、崩壊熱の滞留水温度上昇への寄与割合を評価パラメータとして、注水や漏えい水の熱量を各水温の実測値から算定して評価した。

評価の結果、熱源として崩壊熱 45%相当を仮定した場合、図 A4.12-2 に示すように、実測された滞留水温度変化をほぼ再現できる結果となり、PCV 内には有意な熱源があると判断できる。ただし、PCV 底部に落下した燃料デブリの崩壊熱(JAEA 評価では、高揮発性核種が全放出された場合、放出なしの場合の約 60%まで低減)の不確かさ、燃料デブリから床コンクリート側への放熱の可能性、PCV 側から外気への放熱における熱伝達率評価の不確かさ等が大きく影響していると考えられる。



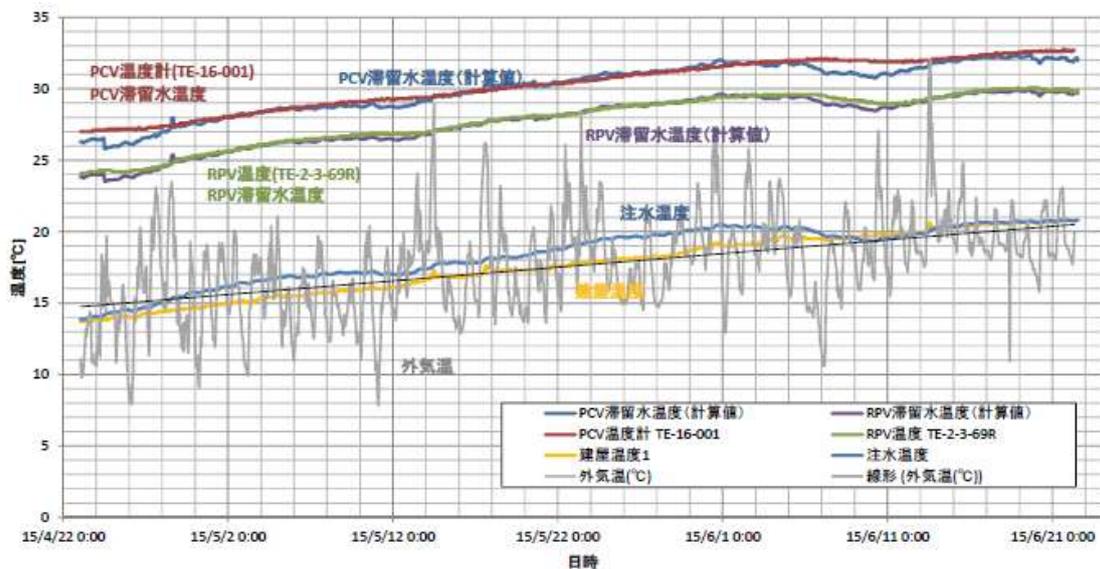
(IRID 提供)

図 A4.12-2 1号機熱バランス法による評価例

b. 2号機の評価結果

崩壊熱の滞留水温度上昇への寄与割合と RPV 内と PCV 内の熱源（燃料デブリ）の存在割合を評価パラメータとして、注水や漏れい水の熱量を各水温の実測値から算定して評価した。

図 A4.12-3 に評価結果の例を示す。熱源（燃料デブリ）の RPV と PCV の存在割合をパラメータとして評価の結果、RPV 内に 3~6 割の熱源（燃料デブリ）が存在すると仮定すると、RPV と PCV の滞留水温度変化を再現できる結果となった。



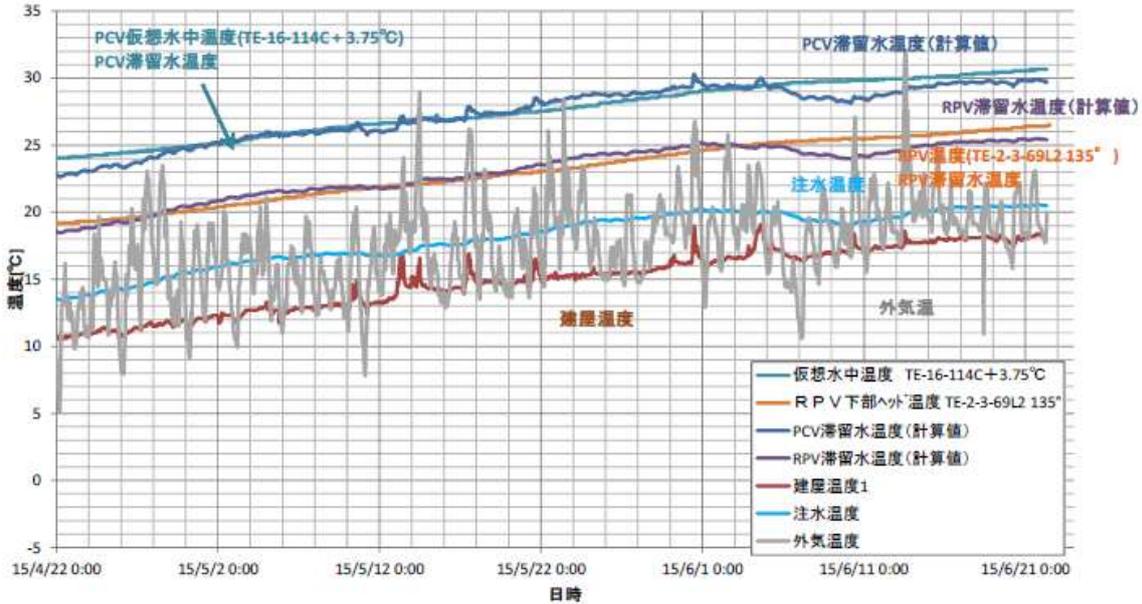
(IRID 提供)

図 A4.12-3 2号機熱バランス法による評価例 (RPV 内の熱源割合：6 割)

c. 3号機の評価結果

2号機と同様に各水温の実測値から熱量を算定して評価した。

図 A4.12-4 に評価結果の例を示す。RPV 内に2~7割の熱源（燃料デブリ）が存在すると仮定すると、RPV と PCV の滞留水温度変化を再現できる結果となった。ただし、RPV 滞留水温度が注水温度に追従していないことから、RPV 内に熱源として存在する燃料デブリ量はさらに少ない可能性もあることが示された。

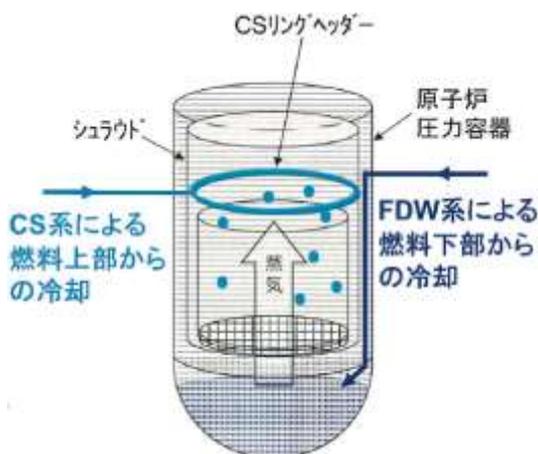


(IRID 提供)

図 A4.12-4 3号機熱バランス法による評価例 (RPV 内の熱源割合 : 4 割)

## 添付 4.13 プラントパラメータのトレンドからの燃料デブリ位置の推定

事故後の RPV 周囲の温度、S/C 水温、給水（以下「FDW」という。）系及び炉心スプレイ（以下「CS」という。）系の注水量等のトレンドから RPV 内の熱源（燃料デブリ）の有無について評価した。図 A4.13-1 に FDW 系と CS 系の流路の違いを記す。FDW 系は、BWR の通常運転時に復水器で冷却された冷却水が RPV 内へ導入される系統である。RPV に入った後は、炉心シュラウドと RPV に挟まれた空間（アニュラス部）に蓄積され、ジェットポンプのミキサ上部まで水位が上昇したところでジェットポンプ内に流れ込むことになる。RPV 底部が健全であれば、流れ込んだ冷却水が RPV 内に溜まり水位が上昇するが、水位上昇が認められないことから RPV 底部が損傷しており、損傷箇所からペDESTAL 内側に流れ落ちていると推定される。すなわち、事故後の FDW 系注水では、RPV 底部は冷却できても、BWR の炉心部分を冷却できないことを意味している。それに対し、CS 系は冷却材喪失事故時の炉心スプレイ系であり、炉心直上の炉心シュラウド内壁に沿って設置されている。CS 系注水では、炉心から RPV 底部までの空間を冷却水が流れ落ちて、当該空間の冷却が可能である。これらを踏まえて、号機ごとに燃料デブリの位置を推定した。



[東京電力の公表データから引用]

図 A4.13-1 FDW 系と CS 系の流路

プラントパラメータのトレンドからの号機ごとの燃料デブリ分布の推定結果を以下にまとめる。

### a. 1号機の評価結果

図 A4.13-2 に 1 号機の PCV 内部の各位置の温度、注水量の推移及び測定位置を示す。注水量の変化に対応する温度の変化のうち、特徴的なものを以下に示す。

- ①RPV 周辺の温度低下が、2 号機、3 号機に比べて早く、事故後約 5 か月で 100°C 未満に低下した。
- ②FDW 系の注水量の低下に対応する RPV 周辺の温度の上昇が鈍かった。
- ③FDW 系の注水量の増加に伴い、RPV 周辺温度が 50°C 未満まで低下し、S/C 水温が上昇した。
- ④FDW 系の注水量の低下に伴い、RPV 周辺温度が上昇した。

上記の①、②、③から、RPV 内に熱源が少ない可能性が高いと推定される。また、③と④から FDW 系の注水の流路上に熱源が存在する可能性があり、注水操作に対応して除熱された熱量が S/C へ移動していると推定される。

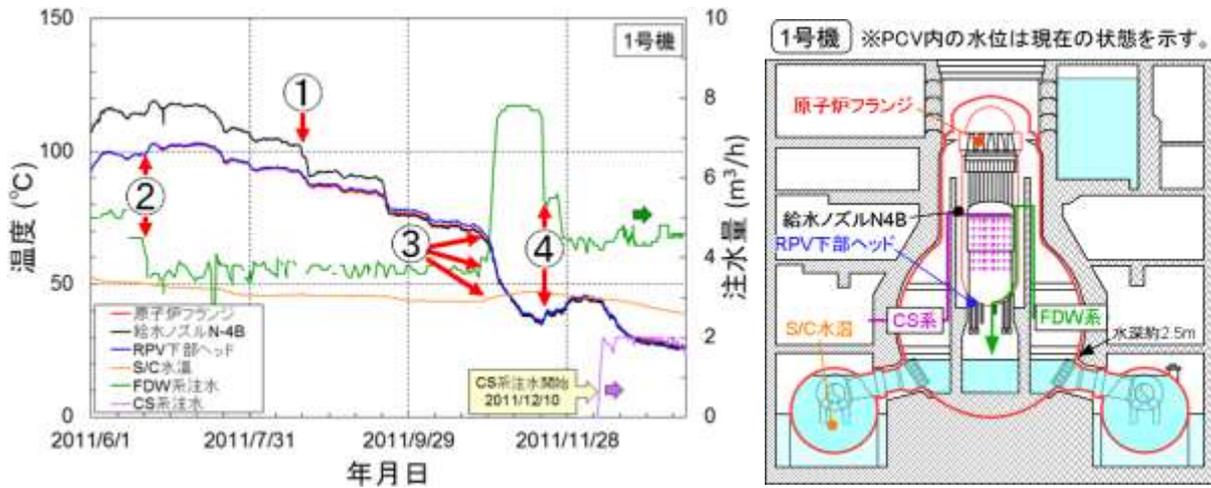


図 A4.13-2 1号機プラントパラメータの推移及び測定位置

#### b. 2号機の評価結果

添付図 4.13-3 に 2号機の PCV 内部の各位置の温度、注水量の推移及び測定位置を示す。注水量の変化に対応する温度の変化のうち、特徴的なものを以下に示す。

- ①RPV 周辺の温度が、1号機に比べて高く、事故後6月を経過しても100°C以上あった。
- ②FDW 系の注水量の低下に敏感に対応したのはRPV 下部ヘッドの温度であった。
- ③CS 系の注水量の開始に伴い、RPV 周辺の温度が低下し、S/C 水温が上昇した。
- ④CS 系の注水量の減少に伴い、RPV 周辺温度が上昇した。この時の上昇幅が大きいのはRPV 下部ヘッドであった。
- ⑤CS 系の注水量の増加に伴い、RPV 周辺温度が低下した。

上記の①、③、④、⑤から、RPV 内に熱源がある程度存在している可能性があるとして推定され、②より熱源までの距離は給水ノズル N4B よりも RPV 下部ヘッドの方が近いことが推定された。また、③より除熱された熱は S/C へ移行していると考えられる。

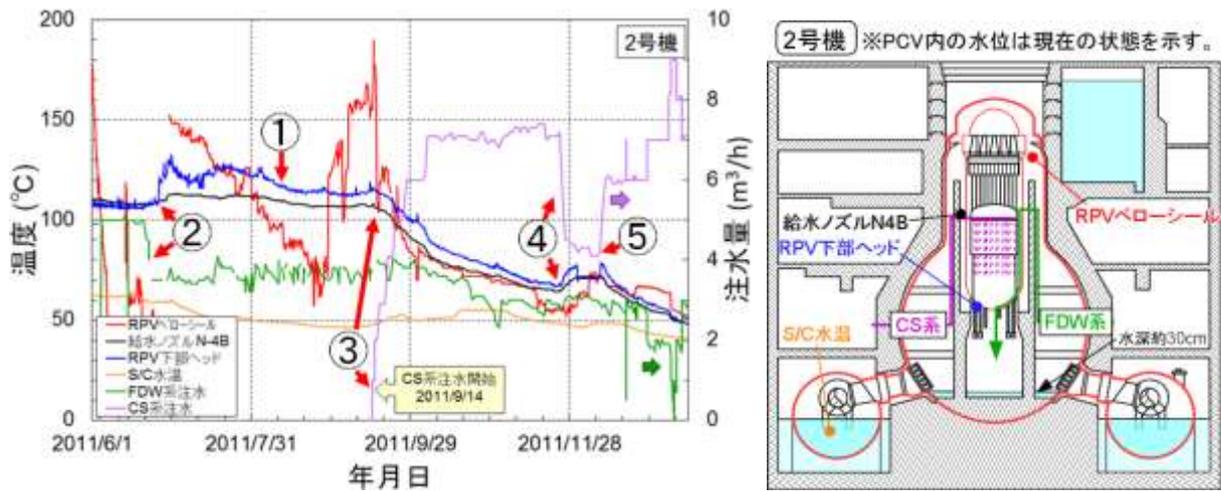


図 A4.13-3 2号機プラントパラメータの推移及び測定位置

c. 3号機の評価結果

RPV 周辺の温度が1号機に比べて高く、事故後6か月経過しても100°C以上あったことから、2号機と同様に「一定割合の燃料デブリがRPVとPCVの両方に存在する」と推定された。以下に、この推定の手順をまとめる。

- ①RPV 周辺の温度が1号機に比べて高く、事故後6月を経過しても100°C以上あった。
- ②FDW 系の注水量が最も多いにもかかわらず、RPV 周辺の温度の低下が鈍かった。
- ③CS 系の注水の開始に伴ってRPV 周辺温度が急速に低下した。
- ④CS 系の注水を減少させると、給水ノズルN4BとRPV 下部ヘッドの温度が増加した。

上記の①、③、④からRPV 内に熱源がある程度存在する可能性があることが推定される。

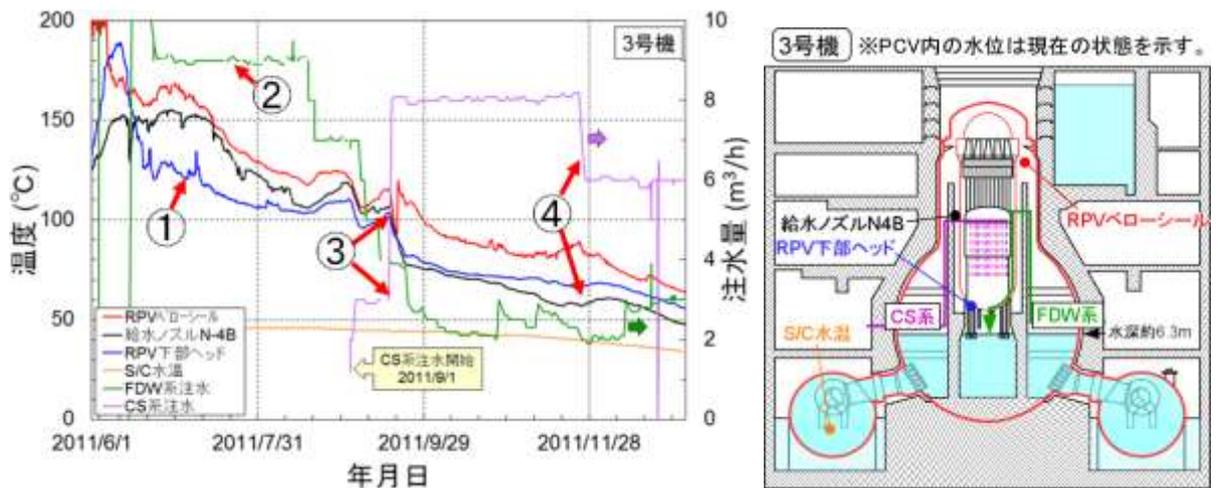
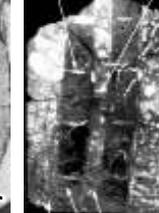
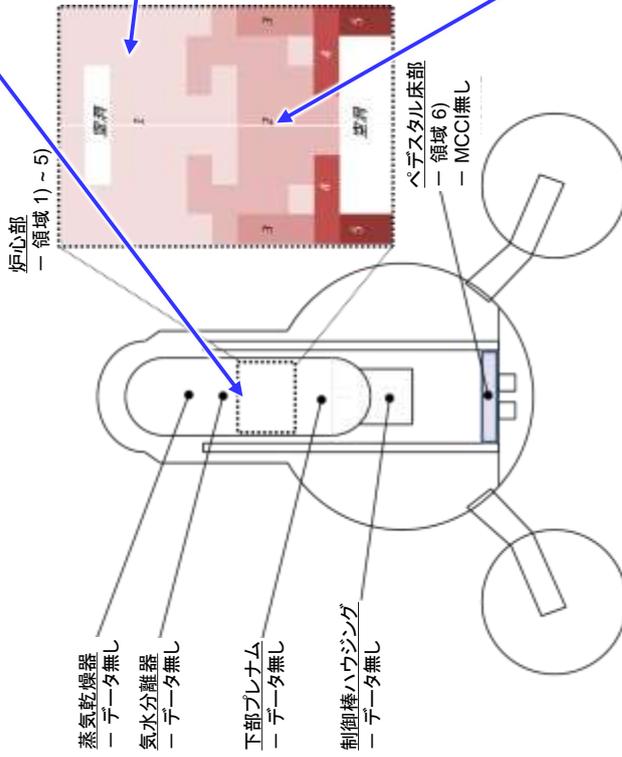


図 A4.13-4 3号機プラントパラメータの推移及び測定位置

添付 4.14 燃料デブリ性状の推定

【イメージ写真】	【特徴】
<p>溶融した上部 プレナム部等 写真なし</p> <p>A</p>  <p>B</p> <p>ルースデブリ 写真なし</p> <p>C</p>  <p>D</p>	<p>【A: プレナム周囲の構造材】 溶融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<sub>2</sub>】</p> <p>【写真B: 未溶融物破片】 未溶融の被覆管や燃料構造材 【主な組成: Zry-2、UO<sub>2</sub>、SUS材】</p> <p>【C: 未溶融物破片、小岩石状デブリ】 未溶融破片、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<sub>2</sub>、SUS材、(U,Zr)O<sub>2</sub>】</p> <p>【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<sub>2</sub>】</p>
<p>上部クラスト</p>  <p>E</p> <p>溶融固化物 (溶融プール)</p>  <p>F</p> <p>下部クラスト</p>  <p>G</p>	<p>【写真E: 上部クラスト】 溶融した燃料が、比較的早く冷却・固化したデブリ</p> <p>【写真F: 溶融固化物】 溶融した燃料が、ゆっくり固化したデブリ</p> <p>【写真G: 溶融固化物中の燃料ペレット】 燃料集合体が溶融し比較的早く冷却・固化したデブリ</p> <p>【主な組成: (U,Zr)O<sub>2</sub>、(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)</p>

事故進展解析コード SAMPSON の解析結果(2014年度)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。**



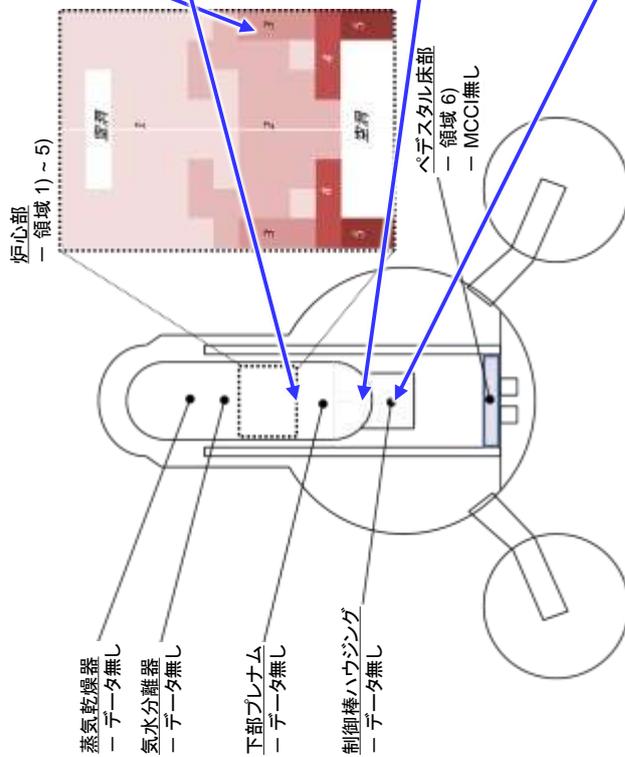
写真は、NDFが許諾を得て、以下の文献から転載  
 B: Reprinted with permission from G. R. Eidam, "Core Damage" Chapter 5 of "The Three Mile Island Accident," 1986 American Chemical Society, Volume 293. Copyright 1986 American Chemical Society.  
 D ~ G: Reprinted from R. K. McCardell, M. L. Russell, D. W. Akers and C. S. Olsen,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

図 A4.14-1 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(平成 26 年度)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】
<p>切り株状燃料</p> 	<p>【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: Zr, U, O<sub>2</sub>, (U,Zr)O<sub>2</sub>]</p> <p>【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、(U,Zr)O<sub>2</sub>]</p>
<p>下部ヘッドの燃料 溶融固化デブリ</p>  <p>粒状固化体</p> 	<p>【写真J: 溶融固化物】 破損した溶融燃料及び制御棒等を包んだ岩状デブリ [主な組成: (U,Zr)O<sub>2</sub>]</p> <p>【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: (U,Zr)O<sub>2</sub>]</p> <p>【CRD/CRDハウジング及び溶融デブリの付着物】 [主な組成: (U,Zr)O<sub>2</sub>、SUS材]</p>

\* 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。

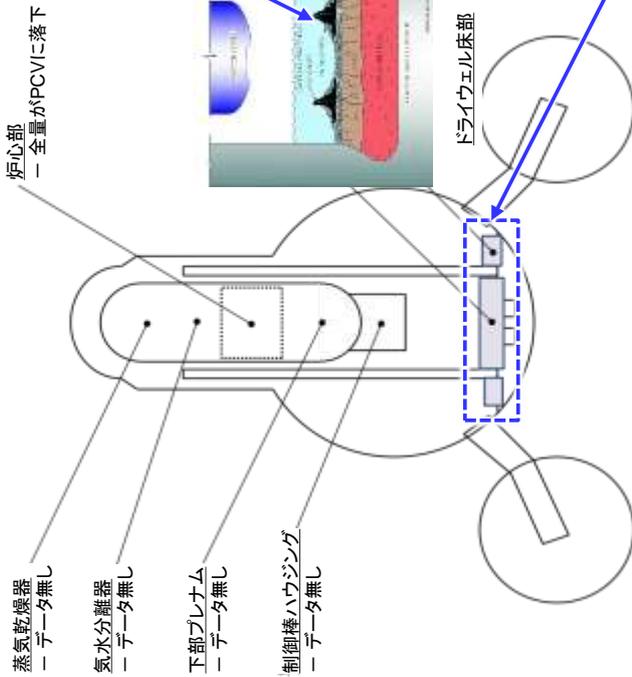
写真は、NDFが許諾を得て、以下の文献から転載  
H & K: Reprinted with permission from G. R. Eidam, "Core Damage" Chapter 5 of "The Three Mile Island Accident", 1986 American Chemical Society, Volume 293.  
Copyright 1986 American Chemical Society.  
I & J: Reprinted with permission from EPRI NP-6931 "The Cleanup of Three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

(IRID 提供)

図 A4.14-2 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(平成26年度)に対して、海外の大型MCCI試験を元に2号機の炉内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】

火山状MCCI生成物 	【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)
微粉状MCCI生成物 	【写真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)
塊状MCCI生成物 	【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)
MCCI生成物 (上部外観) 	【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)
MCCI生成物 (縦断面外観) 	【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)

【主な組成: (U,Zr)SiO<sub>4</sub>, (U,Zr)O<sub>2</sub>】

図 A4.14-3 燃料デブリ性状の推定 (3/3)

(IRID 提供)

## 添付 4.15 総合的な炉内状況の分析・評価に用いた情報

事故進展解析コードによる解析結果、熱バランス法及びプラントパラメータのトレンドからの推定結果、ミュオン検知、PCV 内部調査及び BSAF Phase-1 の結果から燃料デブリの量・位置に関する情報をまとめた結果を号機ごとに表 A4.15-1～3 に示す。

表 A4.15-1 燃料デブリの量・位置の総合的な分析・評価結果及びプラント調査状況（1号機）

[単位：ton]

領域		事故進展解析 (コンクリートを含む)	熱バランス法	プラントパラメータ からの推定	ミュオン検知	BSAF Phase-1
RPV 内	炉心部	0	事故時の冷却 状態、事故進展 解析の結果か ら熱源はない と設定	熱源は少ない	炉心位置には 高密度物質(燃 料)を確認でき ない	0～3
	RPV 底部	10～15				0～8
PCV 内	ペデスタル 内側	187～209	熱源あり	CRD 配管近傍 (RPV 下部) に熱源の可能 性 <sup>注)</sup>	これまでの測 定では検知範 囲外	105～164
	ペデスタル 外側	52～85				

注) 東京電力の分析により、事故後の PCV 温度分布から CRD 配管付近の局所的な熱源の可能性に着目し、窒素封入時の温度変化が説明できると評価されている。

(IRID 提供資料を基に作成)

表 A4.15-2 燃料デブリの量・位置の総合的な分析・評価結果及びプラント調査状況（2号機）

[単位：ton]

領域		事故進展解析 (コンクリートを含む)	熱バランス法	プラント パラメータ からの推定	ミュオン検知	BSAF Phase-1 <sup>注)</sup>	
						6 機関	3 機関
RPV 内	炉心部	0～13	熱源の割合は 約 30～60%	ある程度の 熱源が存在	炉心位置には 大きな高密度 物質(燃料)を 確認できない	0～14	0～32
	RPV 底部	25～58				0～91	0
PCV 内	ペデスタル 内側	90～129	熱源の割合は 約 40～70%	除熱された 熱は S/C へ 移行してい ると推定	これまでの測 定では検知範 囲外	0	147～ 240
	ペデスタル 外側	5～106					

注) BSAF Phase-1 解析結果は、燃料デブリがペデスタルまで落下したものと落下しない結果を分けて記載している。

(IRID 提供資料を基に作成)

表 A4.15-3 燃料デブリの量・位置の総合的な分析・評価結果及びプラント調査状況（3号機）

[単位：ton]

領域		事故進展解析 (コンクリートを含む)	熱バランス法	プラント パラメータ からの推定	ミュオン 検知	BSAF Phase-1 注)	
						4 機関	9 機関
RPV 内	炉心部	0~29	熱源の割合は 約 20~70%	ある程度の熱 源が存在	検討中	0~21	0~36
	RPV 底部	25~79				8~81	0
PCV 内	ペデスタル 内側	73~154	熱源の割合は 約 30~80%	推定困難 (滞留水量が多い ためパラメータに変 化が出にくい)		0	140~ 268
	ペデスタル 外側	0~102					

注) BSAF Phase-1 解析結果は、燃料デブリがペデスタルまで落下したものと落下しない結果を分けて記載している。

(IRID 提供資料を基に作成)

## 添付 4.16 原子炉建屋下部からの燃料デブリ取り出しに関する可能性検討

本検討は、下アクセスによる燃料デブリ取り出しの前提となる原子炉建屋下部からのアクセスルート構築の可能性を検討したものである。

PCV 底部 (RPV ペDESTAL脚部付近) に落下・堆積している燃料デブリを取り出すための機械・ロボット等が、原子炉建屋基礎底版下部から PCV 内にアクセスするルート構築のための削孔が可能かどうかを検討した。検討に当たっては、① 新たな汚染拡大リスクの抑制、② 原子炉建屋基礎地盤及び原子炉建屋健全性への影響回避、③ コスト・工期の抑制を課題とした。

### (1) 福島第一原子力発電所の現状と施工方法等の既往技術の調査

既往技術の調査を行い、要求される技術と比較し、技術開発要素の抽出を行った。その結果、図 A4.16-1 に示すように、地上から地下へ降りるための立坑の掘削、地下を水平に移動するための水平坑道の掘削、原子炉建屋地下から原子炉建屋底面へ接近するための上向き立坑の掘削技術については、シールド工法や推進工法などが適用可能であることが分かった。

原子炉建屋基礎底版から PCV 内まで穿孔し、燃料デブリ取り出し用の機械・ロボット等が PCV 内にアクセスできるための孔 (アプローチ孔) の穿孔技術として、既往技術を調査、比較検討し、全回転オールケーシング工法を高い適用可能性から選択したものの、現状の性能を考慮した場合、事前にモックアップ施設等を用いた試験による適用性の確認が必要であると考えられる。

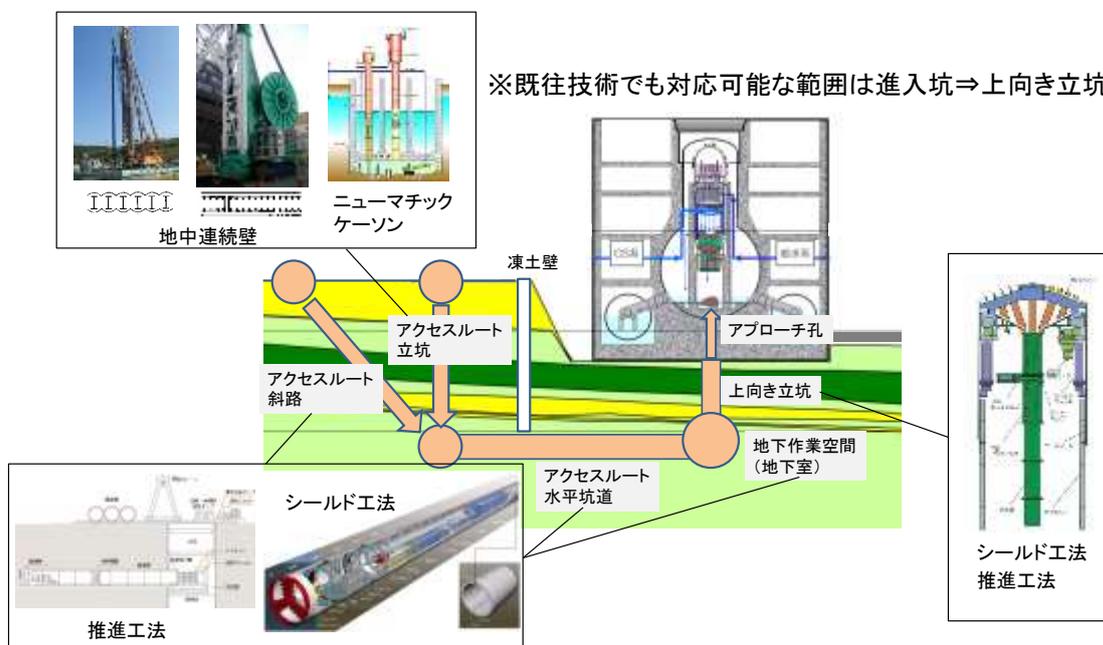
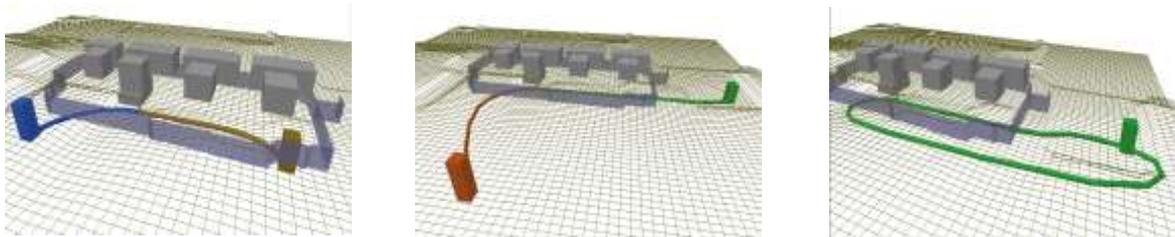


図 A4.16-1 適用可能な既往技術の例

### (2) 施工概念の検討

燃料デブリ取り出しのための地下アクセスルートには複数のルート案がある。最初に、ルートの基本構成 (進入坑、水平坑、上向き立坑、アプローチ孔) について検討し、アクセスルート検

討における項目、すなわち、坑口位置と進入方法、水平掘進深度、坑道接続と線形、アプローチ孔穿孔の起点深度、穿孔機械の定置と移動、アプローチ孔到達時の燃料デブリの措置などを比較検討した。図 A4.16-2 に、発進坑・到達坑の設置位置によるトンネル線形例を示す。



(1) 発進坑が陸側遮水壁内にある例 (2) 発進坑・到達坑とも陸側遮水壁外の例 (3) 陸側遮水壁外の発進坑併用のループ例

図 A4.16-2 発進坑・到達坑の設置位置によるトンネル線形例

原子炉建屋下部の地下作業室に到達するまでのアクセスルート構築のための施工方法としては、図 A4.16-3 に示すように建屋下部作業室から燃料デブリ領域まで到達するアプローチ孔の穿孔について具体的な方法を検討した。穿孔途中で貫通する PCV を汚染領域の境界とし、二重管構造を採用した汚染拡大の抑制に配慮した工法ではあるものの、かなりの高線量が想定される汚染水や汚染廃棄物の処理をはじめ、放射線対策全般についても多くの課題が残されていると考えられる。さらに、PCV 到達後は遠隔作業が必要になるため、装置全体のロボット化や掘削用ビットの長寿命化などの今後の技術開発課題が挙げられる。

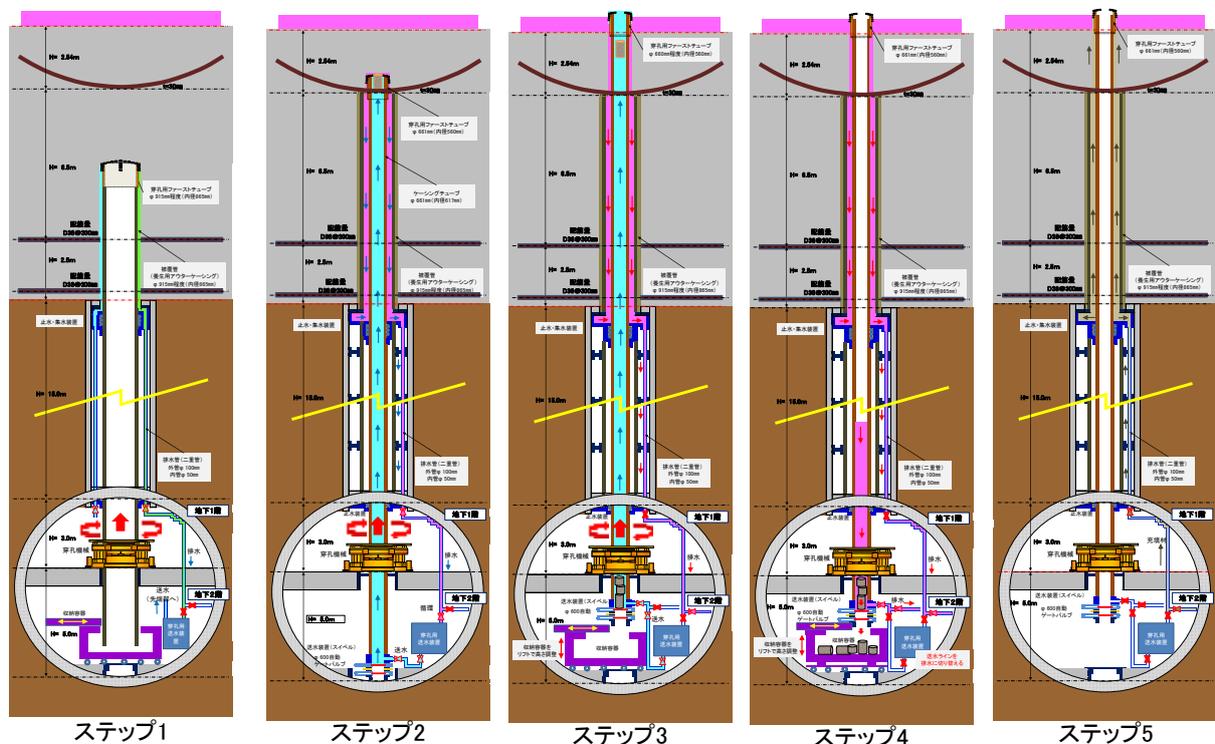


図 A4.16-3 建屋下部作業室から燃料デブリ領域までの穿孔作業手順

(3) 原子炉建屋基礎地盤・原子炉建屋健全性への影響に関する検討



## 添付 4.17 炉内空冷解析評価の概要

### 目的

本評価は、福島第一原子力発電所の初号機燃料取り出し開始目標時期（2021年）において、完全気中工法を想定した場合に燃料デブリ及び PCV 内雰囲気温度がどの程度となるか評価することを目的とする。

### 解析コード

本評価には汎用熱流体解析（CFD）プログラムである STAR-CCM+を用いた。STAR-CCM+は豊富な物理モデルを備えており、複雑なエンジニアリング問題に対し対応することが可能である。

### 解析モデル

3次元炉内空冷解析モデルの構築にあたり、実機形状データを用いて図 A4.17-1 の通りモデルの構築を行なった。構築した解析モデルについては、実機で測温されている PCV 温度データを用いて解析モデルの妥当性を確認しており、完全気中工法実施時を想定した炉内温度分布解析の実施が可能となっている。

1号機の解析では、全燃料デブリが RPV ペDESTAL 内側に落下することを仮定し解析モデルの構築を行なっている。落下した燃料デブリは、始めペDESTAL 内サンプピットに堆積し、そのサンプピット体積量を超えた燃料デブリについては RPV ペDESTAL 内側に円板状に存在することを想定しモデル化している（図 A4.17-2 参照）。



図 A4.17-1 3次元温度分布解析モデル

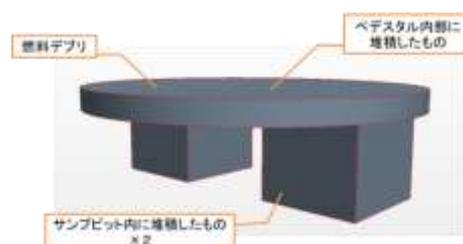


図 A4.17-2 RPV ペDESTAL 内側デブリ形状<sup>43</sup>

### 主な境界条件

境界条件としては、解析モデル外縁温度として福島県浪江市気象台の気温データを基に設定している。燃料デブリ及び PCV 内雰囲気との熱伝達率は、自然対流にて除熱されていることを想定し熱抵抗値を  $0.8\text{m}^2\cdot\text{KW}$  としている。

<sup>43</sup> RPV ペDESTAL 内側デブリは、MCCI やペDESTAL 外への漏えいは考慮していない

解析モデル外縁及び周囲雰囲気との伝熱については、建屋のコンクリート壁約 2m を想定して熱抵抗値を算出・解析に反映している。

#### 入力発熱量

燃料デブリからの発熱量（崩壊熱）については、JAEA-Data/Code2012-018 の公表データ<sup>44</sup>を用いており、FP（Cs-134 及び Cs-137）からの発熱については、事故時に環境中へ放出された量を考慮しており、付着箇所については分布が明確ではないことから PCV 内壁へ均一に付着していると仮定した（表 A4.17-1 参照）。

燃料デブリからの発熱については、モデル化した燃料デブリから均一に発熱していることを仮定し、FP からの発熱については、PCV 内壁に均一に付着した FP 全体より発熱していることを仮定している。

表 A4.17-1 燃料デブリ及び FP 発熱量

時期 [年]	燃料デブリ [kW]	FP [kW]
2015	61.5	9.37
2021	44.0	4.10
2031	32.9	2.40

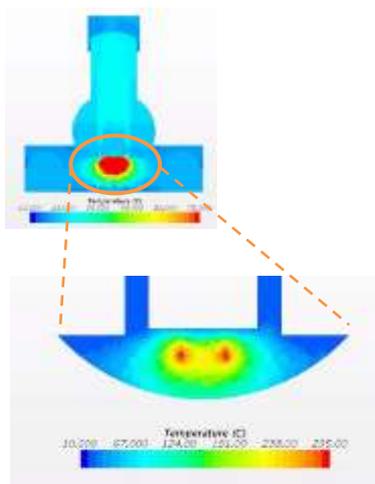
#### 解析結果

炉内空冷解析評価結果を図 A4.17-3 に示す。冷却解析想定時期としては、2015 年時点における注水冷却状態、燃料デブリ取り出し開始目標時期（2021 年）及び開始目標時期 10 年経過後（2031 年）において完全気中工法を想定した場合とした。

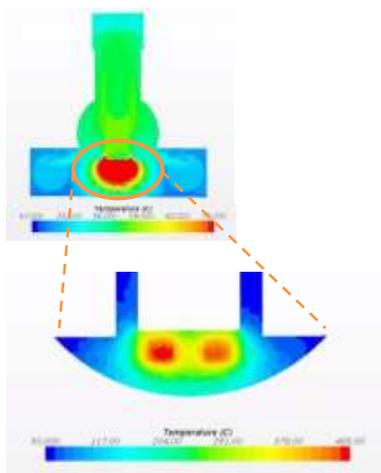
完全気中工法を想定した解析においては、PCV 及びトラス室内に冷却水は存在せず、燃料デブリからの発熱は全て炉内の冷媒（窒素）を介して除熱されることを想定している。

燃料デブリ取り出し開始目標時期において完全気中工法を想定した 1 号機の空冷解析の結果、RPV ペDESTAL 内側に堆積している燃料デブリの最高温度は約 480℃、燃料デブリの表面最高温度は約 350℃となる結果が得られた。

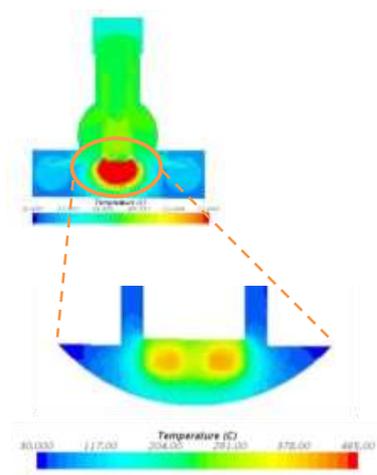
<sup>44</sup> 西原、岩元、須山、”福島第一原子力発電所の燃料組成評価”、2012 年



炉内空冷解析結果  
[2015年時点における  
注水冷却状態を模擬]



炉内空冷解析結果（2021年）  
[完全気中工法想定時]



炉内空冷解析結果（2031年）  
[完全気中工法想定時]

図 A4.17-3 炉内空冷解析結果

添付 4.18 取り出し工法の燃料デブリ位置への適合性検討 (詳細)

表 A4.18-1 取り出し工法の燃料デブリ位置への適合性検討 (詳細)

燃料デブリ位置 工法		RPV周り		PCV内	
		RPV内 (炉心部、炉底部)	CRDハウジング	RPVペデスタル内側	RPVペデスタル外側
冠水-上アクセス工法	▲ ・上部構造物(注1)の取り出し又は撤去は、既存技術の延長と技術開発で実施可能と推定。	▲ (注2) ・上部構造物(注1)の取り出し又は撤去は、既存技術の延長と技術開発で実施可能と推定。 ・炉心支持板等の構造物、RPV底部を含めた切り出しを行う可能性があり、技術開発により実施可能と推定するが、難度は高く、工事は長期を要するものと推定。 ・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、既存技術の延長と技術開発により実施可能と推定。	▲ ・上部構造物(注1)の取り出し又は撤去は、既存技術の延長と技術開発で実施可能と推定。 ・RPV底部に大きな開口を設定する必要があるが、既存技術の延長または技術開発により実施可能と推定するが、難度は高く、工事は長期を要するものと推定。 ・施工位置までは数+ｍと離れており、施工用のステーション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、技術開発により実施可能と推定。	▲ ・RPV底部に開口を設けてもRPVペデスタル外に直接アクセスすることはできない。RPVペデスタル外にアクセスするためには、RPVペデスタル底部まで長い距離を下降後に、さらに横方向に移動する必要があるが、燃料デブリ取り出し装置に要求される機能は複雑で、その技術開発には極めて長期間を要するものと推定。	
気中-上アクセス工法	▲ ・X-6ペネ等を利用して、RPVペデスタル内側へのアクセス可能と推定。 ・RPV内の燃料デブリまでは、RPVペデスタル内下部から上方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。	▲ (注2) ・X-6ペネ等を利用して、RPVペデスタル内側へのアクセス可能と推定。 ・CRDハウジングは、RPVペデスタル内下部から10m程度上方であり、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ペデスタル内側へのアクセス可能と推定。 ・床面の燃料デブリへアクセスするためには必要な干渉物(グレーチング、CRD交換台車等)の撤去は、技術開発により実施可能と推定。	▲ ・PCV内に開口するペネを利用してRPVペデスタル外側へのアクセス可能と推定。 ・RPVペデスタル外側には多くの機器が設置されている。燃料デブリの分布状況によるが、干渉機器の撤去、燃料デブリ取り出しは技術開発により実施可能と推定。	

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  
 注2：燃料デブリの付着状況や、他部位の燃料デブリ取り出し方法との関係性を考慮に入れて、適合性を判断するものと想定

## 添付 4.19 閉じ込め機能（バウンダリ）について

福島第一原子力発電所の事故は、長期にわたる電源喪失に伴い冷却機能を失ったことにより、炉心溶融し、RPV バウンダリ、PCV バウンダリ、さらには、原子炉建屋も閉じ込め機能を喪失した結果、大きな環境汚染をもたらした過酷事故に至った。いわゆる 5 重の壁を全て失った事故であり、事故後の緊急時対応、安定化、事故後クリーンアップの作業を通じ、この不完全な閉じ込め機能（バウンダリ）のもとで、いかに放射性物質放出量を低減し、その影響、すなわち、リスクを低減するかが我々に課された重要な命題である。

そこで、この閉じ込め機能（バウンダリ）について、そもそも発電所でどのような考え方で設計され、事故時どのように対応してきたのか、現状はどのようになっているのか、そして、これから燃料デブリ取り出しという新たなフェーズに突入するに際して、どのような課題があるか整理する。全体の概略を整理して表-1に示す。

### 1. 原子力発電所の通常状態における閉じ込め機能（バウンダリ）

閉じ込めという時にその対象を明確にする必要がある。通常の原子力発電所では、大きく 2 つで、核分裂生成物（FP）と腐食生成物（CP）である。

FP は、核分裂により燃料ペレット内に発生するもので、一部は燃料ペレットから出て燃料被覆管内に閉じ込められている。燃料被覆管の損傷が発生すると冷却材である原子炉水中に漏れ出てくる。設計上は、継続運転可能な原子炉冷却材中の FP 濃度が設定されており、海外の原子炉、特に初期の原子炉では燃料被覆管の損傷が存在する状態でも運転していたが、国内の原子炉では燃料被覆管にピンホールが発生し、FP が僅かでも漏れいすれば原子炉を停止し、汚染を防止している。FP としては、気体状で漏れいしやすい希ガスやヨウ素が特に注目される。これらは、気体廃棄物処理系（OG 系）で減衰させることにより放出している。

一方、CP は、構造材の腐食により発生した生成物が、炉心の燃料に付着し放射化した後、遊離して冷却材中に存在しているものである。CP としては、コバルト 60 やマンガン 54 が特に注目される。CP については、外部への影響を防止するために液体廃棄物処理系で確実に管理することはもちろんのこと、作業員への被ばくへの寄与が大きいと、構造材への低コバルト材の採用、原子炉水化学の改善、腐食生成物の除去等の被ばく低減対策を進めている。

通常運転時には、微少なリークも含めこれらの FP,CP を管理区域内にとどめ、廃棄物処理系で処理することにより基準値以下であることを確認して放出する管理をしている。

定期検査時には、RPV 及び PCV は開放され、原子炉ウェルまで満水にして燃料取り替えや炉内点検等が実施される。この際も管理区域内にとどめ、廃棄物処理系で処理することにより基準値以下であることを確認して放出する管理をしている。工事中は放射性ダストが問題となる場合があり、この場合にはバリアの設定や局所空調等で対処し、管理区域からの放出を限定することもある。

### 2. 事故時における閉じ込め機能（バウンダリ）

閉じ込め機能というのは、本来事故時において FP の放出に対して期待される機能である。閉じ込め機能（バウンダリ）という観点からは、FP については、①燃料ペレット、②燃料被覆管、③原子

炉冷却材圧力バウンダリ（RPV バウンダリ）、④原子炉格納容器（PCV バウンダリ）、⑤原子炉建屋（二次格納施設）といういわゆる5重の壁がある。これらの閉じ込め機能（バウンダリ）のうち、RPV バウンダリは液相部のバウンダリであり、PCV バウンダリ及び原子炉建屋は気相部のバウンダリである。PCV 内は事故時に水素爆発を防止するため、運転中空素を充填し不活性化されている。事故の大きさによって、燃料被覆管で抑えられる場合、RPV バウンダリで抑えられる場合、PCV バウンダリで抑えられる場合がある。

BWR プラントの各種事故では、RPV バウンダリの配管がギロチン破断する冷却材喪失事故を想定しても、炉心再冠水により著しい炉心損傷に至らない結果となっている。この際には、PCV の漏えい率を0.5%/日として、漏えいした放射性物質は原子炉建屋で保持し、非常用ガス処理系で処理しながら放出することとしている。液相部については、破断箇所から流出した冷却水がS/Cに移行し、その水をECCS系により原子炉に注水するという循環ループを形成することによりバウンダリとしている。重大・仮想事故（立地評価）では、炉心損傷を仮定して、PCV バウンダリ及び原子炉建屋による閉じ込め性能の評価を実施しているが、この際にも、PCV の漏えい率を0.5%/日として、漏えいした放射性物質は原子炉建屋で保持し、非常用ガス処理系で処理しながら放出することとしている。

このように、原子力施設のような巨大構造物においては、漏えいをゼロとすることは不可能なので、現実的に管理可能なレベルの漏えい率を想定するとともに、動的機器による抑制効果を期待して評価をしている。各種事故の基準は、5mSv/事故としている。

ところが、福島第一原子力発電所事故においては、長期にわたる電源喪失により、上記のような設計想定を超える過酷事故に至った。原子炉の冷却機能を失い炉心損傷したことにより、①燃料ペレット、②燃料被覆管の2つの壁を喪失した。さらに熔融した炉心が原子炉圧力容器を損傷し、③RPV バウンダリを喪失した。さらに、原子炉格納容器内が高温・高圧になったことにより、④PCV バウンダリも損傷し、放射性物質を含んだ蒸気とともに、水-ジルコニウム反応で発生した水素が原子炉建屋内に漏えいした。非常用ガス処理系も電源喪失により作動しなかったため、水素爆発等により⑤原子炉建屋も損傷した。

こうして5つの壁が全て損傷して、放射性物質の大量放出に至った。しかしながら、損傷したとはいえPCVが存在していたことにより、希ガスやヨウ素のような揮発性の高い気体成分以外は、放出抑制されている。炉心熔融は防げなかったが、消防車等の機動的対応により冷却機能を回復したことの寄与も見逃せない。このあたりは、チェルノブイリとは大きく異なる点である。その結果、セシウムのPCV外への気中放出は2%未満に抑えられた。その他の核種はさらに少ない。

一方、燃料デブリの冷却のために注水を続ける必要があり、その水がPCVの損傷箇所から漏えいしており、いわゆる掛け流しでの冷却になっている。このため、漏えい水に含まれる放射性物質が継続的に流出し、建屋内滞留水に移行するという液相部の閉じ込め機能の劣化に伴う汚染水問題が継続している。建屋の止水機能も低下しているため、地下水が流入し汚染水を増加させていることが、この問題をさらに複雑化している。汚染水の増加を抑制しつつ、系外への放射性物質の流出を防止するため、建屋をバウンダリとし、汚染水を浄化した後に炉心冷却に再使用する循環注水冷却システムを採用している。この際、建屋のバウンダリでは、建屋内滞留水の水位を建屋周辺の地下水水位より低く管理することにより、地下水が流入（インリーク）するような状況にし、放射性物質の建屋外への流出（アウトリーク）を防止している。注水を継続することにより、燃料デブリが冷却され、格納容器

内の温度が 100℃を十分下回ったことにより、放射性物質の放出も大幅に抑制され、いわゆる“冷温停止状態”を達成した。

### 3. 福島第一原子力発電所現在の閉じ込め機能（バウンダリ）

福島第一原子力発電所における現在の閉じ込め機能（バウンダリ）の状況は、以下のようになっている。

液相部のバウンダリについては、原子炉に注水した冷却水はPCVを一次バウンダリとして一旦受け、PCVからの漏れい水は建屋を二次バウンダリとし、建屋内に滞留した水を水処理設備で浄化した後に炉心冷却に再使用する循環注水冷却システムを採用している。この際、建屋のバウンダリでは、建屋内滞留水の水位を建屋周辺の地下水水位より低く管理することにより、地下水が流入（インリーク）するような状況にし、放射性物質の建屋外への流出（アウトリーク）を防止している。このため、水バランス上は流入した地下水が余剰水となり、これを水処理設備による処理済み水として貯蔵するため、タンクを敷地内に設置し続けるという汚染水問題を引き起こしている。この対策として、建屋周辺に設置したサブドレン設備により地下水をくみ上げ、浄化設備を通して港湾内に放出することにより、地下水水位を低下させて流入量の低減を図っている。また、凍土壁を設置して建屋に近づく地下水自体を減らす重層的な対策も施している。また、建屋滞留水移送設備を設置して、建屋内の滞留水水位も制御可能なようにしている。地下水流入量を低減しつつ、汚染水流出を防止するために、いかなる条件においても、建屋内外の水位差を確実に管理できることが求められている。

気相部のバウンダリについては、窒素封入設備によりPCV内を不活性化しつつ、PCV内の気体を抽出し、フィルタリング、放射能測定後放出するPCVガス管理設備を設置することにより、PCV内気相部を微正圧に維持することで、水素爆発の防止を図りつつ、放射性物質の放出を最小化しており、これにより1~4号機からの放出による敷地境界における被ばく線量の評価値は、約0.00087mSv/年と十分低くなっている。

### 4. 燃料デブリ取り出し時の閉じ込め機能（バウンダリ）に係る課題

燃料デブリ取り出し時には、燃料デブリ切削作業を実施することから、 $\alpha$ 微粒子がPCV内の液相部又は気相部に移行する可能性が高い。また、PCV内の水位を変えることも検討されており、閉じ込め機能（バウンダリ）に対する要求も変化する可能性がある。

$\alpha$ 粒子に関しては、特に呼吸についての内部被ばくに関わる濃度上限値が他の核種に比べて厳しいことから、気相部からのダスト形態での放出には注意が必要であり、燃料デブリ取り出し時の気相部バウンダリの設定は慎重な検討が必要である。このため、燃料デブリの切削等は極力水中あるいは水をかけながら実施し、 $\alpha$ 粒子は液相に移行させる方が管理上容易である。この場合、PCV内水位を上昇させる検討が必要となる。このことが、現在PCV補修(止水)に関する研究開発を鋭意進めているひとつの大きな狙いとなっている。

燃料デブリ取り出し工法によらず $\alpha$ 粒子は極力液相側に移行させることが基本であるため、液相部の放射性物質濃度（リスク＝ハザードポテンシャル）は上昇する。この時の液相部閉じ込め機能（バウンダリ）については、現状の建屋内外水位差管理を踏まえどのように構築するかが課題である。

一方、気相部の閉じ込め機能（バウンダリ）については、燃料デブリ取り出し時の $\alpha$ 粒子を極力液相に移行させる措置を講ずるとはいえ、気相部の $\alpha$ 核種の濃度も上昇することが想定される。このた

め、PCV 上部にセルを設置し、内部を負圧維持するシステム（1次バウンダリ）を準備するとともに、原子炉建屋にコンテナを設置し、内部を負圧管理する空調システム（2次バウンダリ）を設置する等のシステム構築が課題である。

また、これらのバウンダリを構築するに当たっては、通常作業時のみならず、想定される異常事象への対応も検討する必要がある。

以上

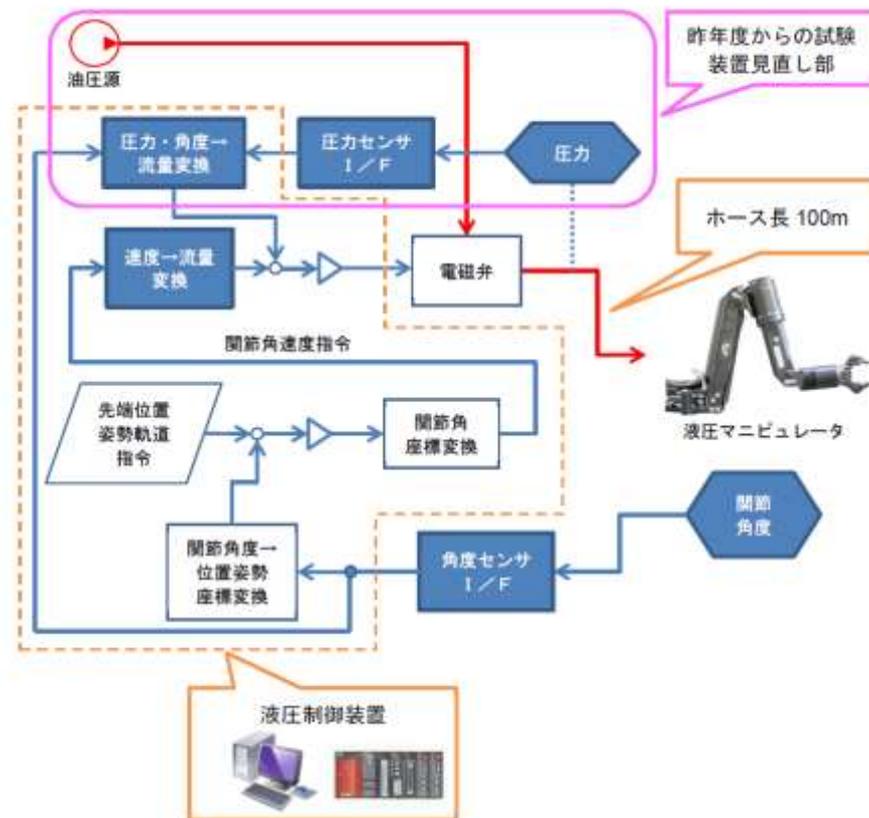
表 A4.19-1 福島第一原子力発電所における閉じ込め機能

閉じ込め機能	事故前		事故時	現状	燃料デブリ取り出し時	
	通常運転時	定期検査時			気中工法	冠水工法
<p>・FP閉じ込め</p>	<p>①燃料ペレット+②燃料被覆管</p>	<p>①燃料ペレット+②燃料被覆管</p>	<p>①燃料ペレット+②燃料被覆管は、溶融し、炉内構造物等と一緒に燃料デブリに、揮発性FPは既に放出</p>	<p>①燃料ペレット+②燃料被覆管は、溶融し、炉内構造物等と一緒に燃料デブリに、揮発性FPは既に放出</p>	<p>①燃料ペレット+②燃料被覆管は、溶融し、炉内構造物等と一緒に燃料デブリに、揮発性FPは既に放出</p>	<p>①燃料ペレット+②燃料被覆管は、溶融し、炉内構造物等と一緒に燃料デブリに、揮発性FPは既に放出</p>
<p>・液相部</p>	<p>③RPV/バウンダリにより、冷却水を閉じ込め、一部SCIに非常用冷却水あり</p>	<p>原子炉ウエルまで水張り、③RPV/バウンダリ+原子炉ウエルで液相の閉じ込め</p>	<p>③RPV/バウンダリ機能は喪失し、④PCV/バウンダリ(DW/SC)からも漏えいがあるため、建屋地下(R/B,T/B他)を液相部バウンダリとし、地下水との水位差で閉じ込めを確保(地下水インリーク)。循環注水冷却(大ループ)により、水位管理液相部バウンダリを構成</p>	<p>③RPV/バウンダリ機能は喪失し、④PCV/バウンダリ(DW/SC)からも漏えいがあるため、建屋地下(R/B,T/B他)を液相部バウンダリとし、地下水との水位差で閉じ込めを確保(地下水インリーク)。循環注水冷却(大ループ)により、水位管理液相部バウンダリを構成</p>	<p>気中工法においても、デブリ切削粉の液相部漏えい防止は重要。PCV下部補修が完全の場合、PCVを液相部バウンダリとすることができ。PCV下部補修が不完全の場合、トーラス室を液相部バウンダリとし、地下水との水位差で漏えい防止。PCV下部補修をせず現状掛け流しの場合、トーラス室を液相部バウンダリとし、地下水との水位差で漏えい防止。</p>	<p>デブリ切削粉の漏えい防止が重要。PCV補修が完全の場合、PCVを液相部バウンダリとすることができ。PCV補修が不完全の場合、トーラス室を液相部バウンダリとし、地下水との水位差で漏えい防止。</p>
<p>・気相部</p>	<p>④PCV/バウンダリ(N2封入)+⑤R/B(空調系で負圧維持)で気相部バウンダリを構成</p>	<p>④PCV/バウンダリを解放し、⑤R/B(空調系で負圧維持)で気相部バウンダリを構成</p>	<p>④PCV/バウンダリは損傷し、気相部から漏えいあり、⑤R/Bは水素爆発等で気相部バウンダリ機能喪失。</p>	<p>PCVガス管理設備により、④PCV/バウンダリを微正圧に維持することにより、気相部からの漏えいを抑制</p>	<p>④PCV/バウンダリを解放するが、デブリ切削粉ダスト対策としてセル及び⑤R/B/コンテナを設置し、負圧/ダスト管理システムで気相部バウンダリを構成</p>	<p>④PCV/バウンダリを解放するが、デブリ切削粉ダスト対策は冠水で対応するため、気相部バウンダリへの要求レベルは低い</p>

## 添付 4.20 燃料デブリ取り出し機器・装置の開発

名称	①液圧マニピュレータによる試験
目的	燃料デブリ取り出し用マニピュレータの設計に資する制御特性に関する基本的な成立性及び検討課題の確認
試験内容	<ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセス装置を遠隔で操作する場合、液圧制御装置とアクセス装置間の距離は長くなることが想定されることから、ホース長の差異（10m、100m）による影響を評価する。</li> <li>・マニピュレータに搭載される先端負荷の荷重（15kg）による影響を評価する</li> <li>・レーザーの先端移動速度を動作速度（2mm/秒程度）として設定する。</li> </ul>
現状	<ul style="list-style-type: none"> <li>・要素試験実施中</li> <li>・大学との液圧マニピュレータ制御性向上に関する共同研究を実施中</li> </ul>
評価と課題	・2015 年度に実施した要素試験では、目標先端位置決め精度には未達であったため、精度向上の対策として、圧力フィードバックシステムを追加した。

### 概要図

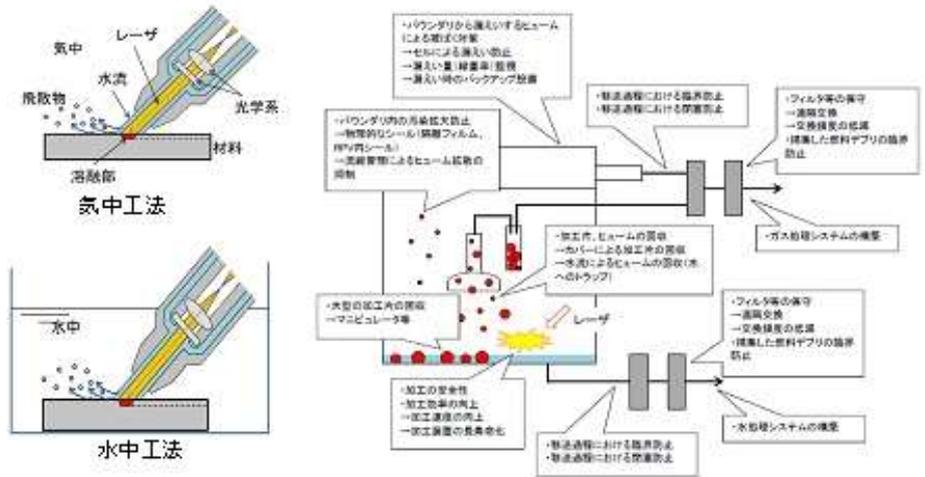


液圧マニピュレータの系統構成図

(写真及び図は IRID 提供)

名称	②切削・集塵、視覚・計測技術の開発
目的	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料デブリを取出すためには、取扱い易い大きさまで加工する必要がある。加工に有効と考えられる切断技術について特性を把握し、加工時に発生するダスト、エアロゾルの回収技術の開発</li> <li>燃料デブリ取り出し環境における耐放射線性カメラの開発</li> </ul>
試験内容	<ul style="list-style-type: none"> <li>改良ビット：切削初期の安定性、切りくず排出状況を確認し、模擬燃料デブリの加工性を確認する。</li> <li>ノンコアビット：模擬燃料デブリの加工性を確認する。</li> <li>レーザー：施工パラメータを変化させて、加工効率、水中/気中に移行する二次生成物（ヒューム）の重量、粒径分布を測定する。 気中に移行するヒュームの拡散防止方法選定のための試験解析評価 ガス中のヒューム除去効果の確認をする。</li> <li>カメラ：撮像管と耐放射線カメラの照射試験</li> </ul>
現状	要素試験実施中
評価と課題	<ul style="list-style-type: none"> <li>2015 年度に実施した要素試験では、切りくずの排出及び切削初期の安定性に課題があることが判明した。</li> <li>視覚技術については、撮像管の耐放射線性に目処がでてきた。</li> </ul>

概要図



レーザー切断技術 概念図



ビットのイメージ

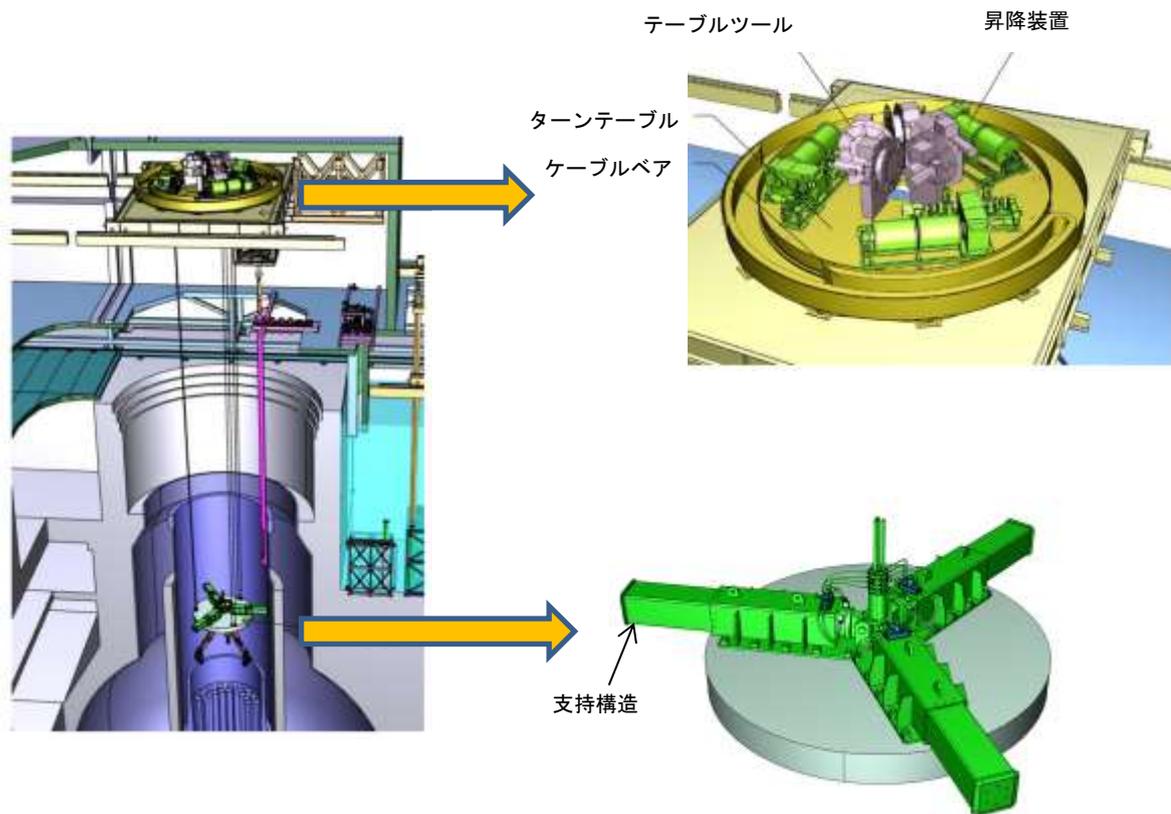


視覚装置の開発

(写真及び図は IRID 提供)

名称	③RPV 内アクセス装置の開発
目的	燃料デブリ取扱い装置を燃料デブリまでアクセスさせ、燃料デブリ取り出し（加工・回収等）中の反力を支持する装置の開発
試験内容	<ul style="list-style-type: none"> <li>・RPV 内作業の共通プラットフォームとなる下部テーブルの 1/1 スケール要素試作</li> <li>・支持機構の基本動作確認、（単一）故障時の復旧・回収性能確認</li> <li>・適切な支持方法の確認（接触支持/押付け支持）</li> <li>・上部テーブルは、セルとの取合い等の設計条件を反映して 2017 年度以降に試作・試験を計画</li> </ul>
現状	試作装置設計中
評価と課題	<ul style="list-style-type: none"> <li>・汚染したワイヤ等の保守・交換</li> <li>・下部テーブルを水平に保つための同期制御</li> <li>・旋回時の下部テーブルの制振</li> </ul> <p>などの課題があり、機能設計、システム設計、機器設計を進めモックアップ試験で検証する。</p>

概要図

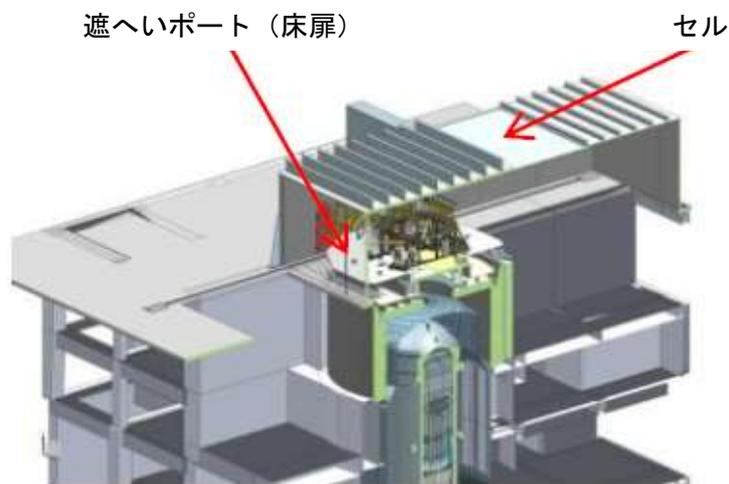


冠水-上アクセス 燃料デブリ取り出し装置イメージ図

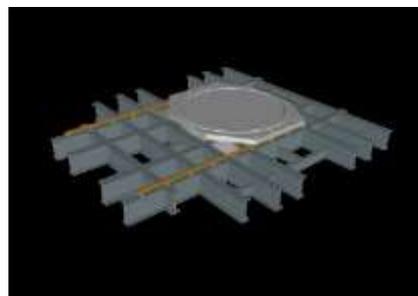
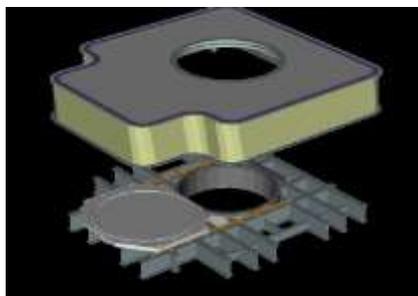
（図は IRID 提供）

名称	④プラットフォーム/セルの開発
目的	オペフロに設置のセルとPCVとの境に床扉を設置しPCVからの放射性物質を閉じ込め、放射線を遮へいする装置の開発
試験内容	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 遮へいポートの 1/1 スケール要素試作</li> <li>・ 開閉扉の動作確認</li> <li>・ シール部の気密確認</li> </ul>
現状	試験装置試作中
評価と課題	固定式及び移動式のセルの概念について、安全面からの機能、建屋/コンテナへの影響及び作業性の観点から比較・評価を行い、放射性物質の放出制御のバウンダリ維持、汚染拡大防止に有利な固定式を選択した。

概要図



固定式セルのイメージ図

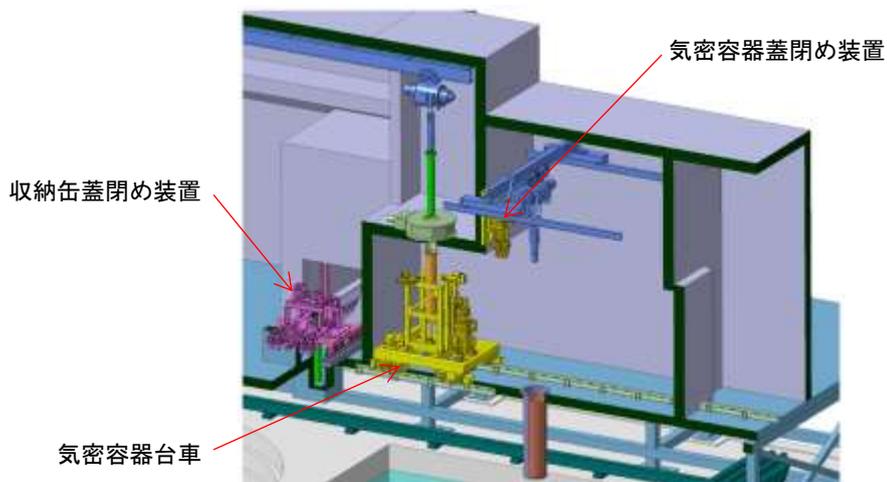


遮へいポート概念図

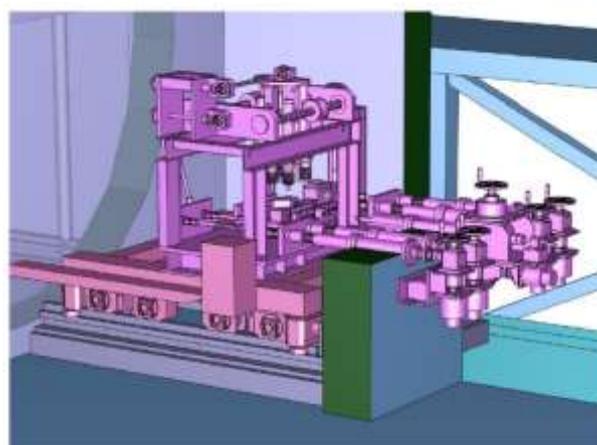
(図は IRID 提供)

名称	⑤燃料デブリ収納缶の取扱い装置の開発
目的	収納缶の RPV 内への移送、蓋の閉止、収納缶の表面の洗浄の作業を全て遠隔で行う装置の開発
試験内容	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 収納缶蓋閉め装置の 1/1 スケール要素試作</li> <li>・ ボルト締め機構の基本動作確認</li> <li>・ 適切な締め付け方法、手順の確認</li> <li>・ 遠隔装置メンテナンスのための分離・搬出性の確認</li> </ul>
現状	試験装置設計中
評価と課題	収納缶取扱い装置の設計条件を定めたが、全体取り出しシステムとの整合を図り計画を進める必要がある。

概要図



収納缶取扱い装置の概念図

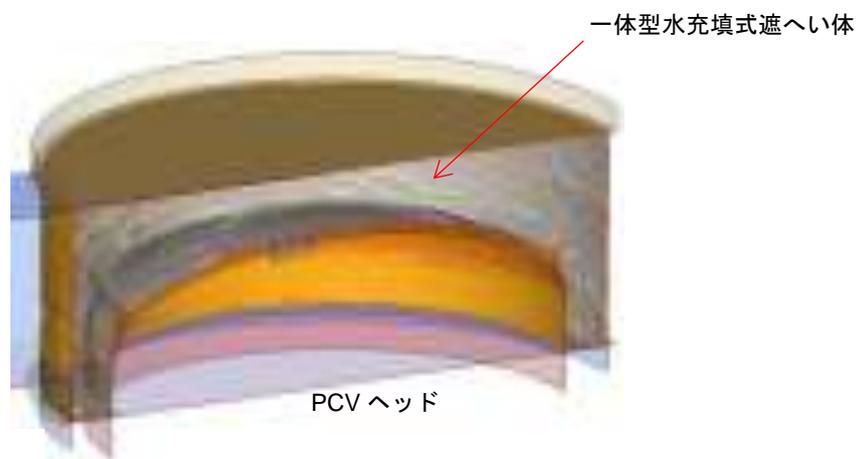


収納缶蓋閉め装置の概念図

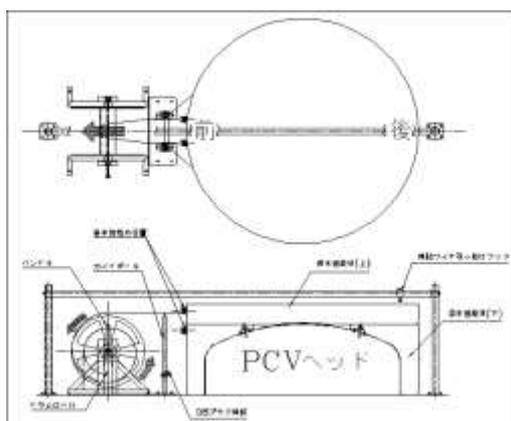
(図は IRID 提供)

名称	⑥形状追従、軽量遮へい体の開発
目的	上アクセス工法の作業において、オペフロと PCV 間に設置する遮へい体の設置、撤去を容易に行う装置の開発
試験内容	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ひずみレーションによる応力解析により必要強度を検討</li> <li>・水充填式遮へい体設置後の回収方法の検討</li> <li>・排水ノズル形状及び排水圧力条件の検討</li> </ul>
現状	軽量遮へい体試作中
評価と課題	2015 年度に実施した要素試験では、シミュレーションにより比較的応力が高い部分においては破損する可能性があることが判明した。シートの強度向上、分割化、吊り具部のカバー取付けなどの検討が必要である。

概要図



PCV ヘッドに水充填式遮へい体を適用した場合のひずみシミュレーションの例



水充填式遮へい体回収要領図

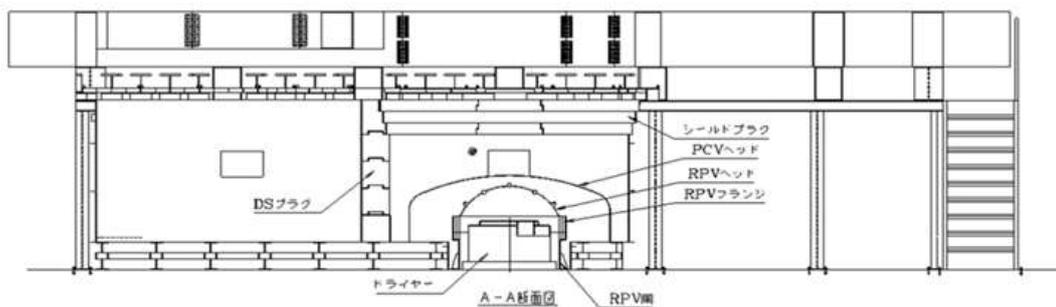


試験状況

(写真及び図は IRID 提供)

名称	⑦汚染拡大防止のためのフィルム、シートの活用技術の開発
目的	大型建造物の取り出し時において、作業エリアを区分し放射性ダストの飛散を防止する装置の開発
試験内容	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実機の 1/4 程度のスケールモデルにより汚染拡大防止、大型開閉、遠隔装置に関する構造と要領の確認</li> <li>・エリア間の仕切りとして適用するフィルム、シートの気密性の確認</li> <li>・汚染機器の養生時における溶着性、気密性の確認</li> </ul>
現状	1/4 モデル試作、試験装置試作中
評価と課題	2015 年度に実施した要素試験では、ポリウレタンシートで溶着したものにおいて、200Pa のエア圧を維持することを確認したが、3 回実施して 2 回はエアもれが発生し、再現性が課題である。

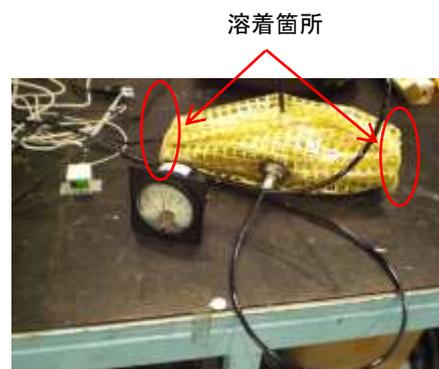
概要図



1/4 スケールモデル計画図



エリア区分シートの設置イメージ

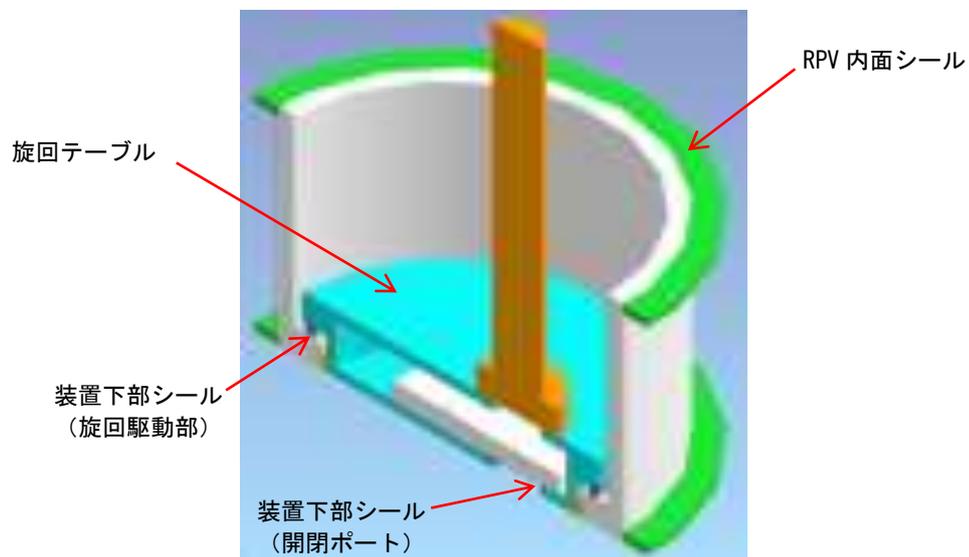


円筒シートの気密試験

(写真及び図は IRID 提供)

名称	⑧RPV 内アクセス装置のシール技術の開発
目的	気中-上アクセス工法におけるアクセス装置及びアクセス装置と RPV 取合い部からの放射性ダスト等の拡散防止を行う装置の開発
試験内容	<ul style="list-style-type: none"> <li>・フルスケールモデルによる部分模擬試験（旋回、開閉ポートの開閉含む）においてシール性能を確認</li> <li>・RPV 内面シール機構の確認</li> <li>・装置下部シール機構の確認</li> </ul>
現状	試験装置試作中
評価と課題	高頻度の動作においてもシール性能を維持可能なシール方式の検討

概要図



炉内装置概念図

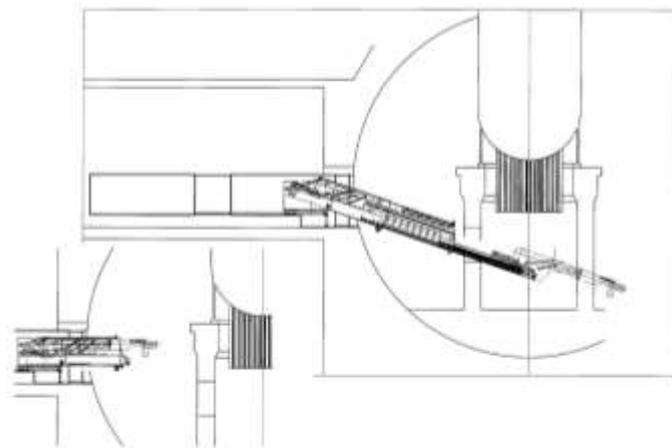


RPV 内面シール要素試験状況

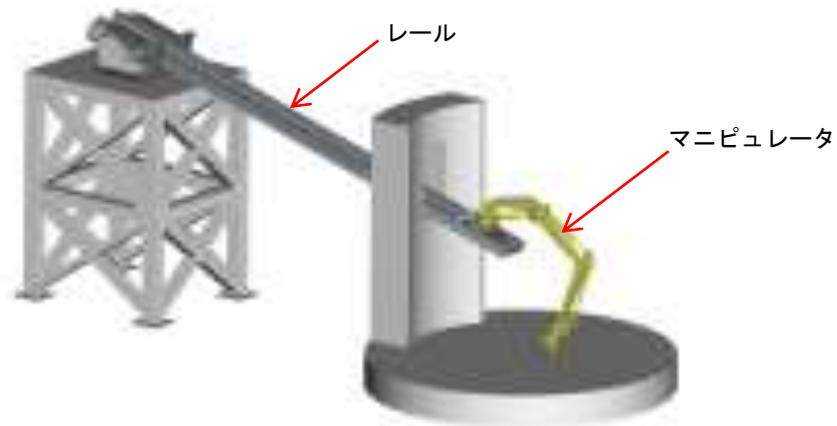
(写真及び図は IRID 提供)

名称	⑨ペDESTAL内アクセス装置の開発
目的	横アクセス工法におけるペDESTAL内アクセスレール敷設及びロボットアームによる燃料デブリ掘削までの一連の作業の基本的な成立性の確認
試験内容	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ロボットアームの位置決め精度確認（先端負荷 2t、アーム長 6.5m）</li> <li>・レールの遠隔敷設性確認</li> <li>・ペDESTAL内へのアクセス性確認</li> <li>・ペDESTAL内での掘削動作確認</li> </ul>
現状	試験装置試作中
評価と課題	大型マニピュレータの油圧機器の制御システム設計、チューニング要領については大学と共同研究を並行して進めており、これにより得られた成果を反映する。

概要図



気中-横アクセス 燃料デブリ取り出し装置イメージ図



気中-横アクセス 試験装置概念図

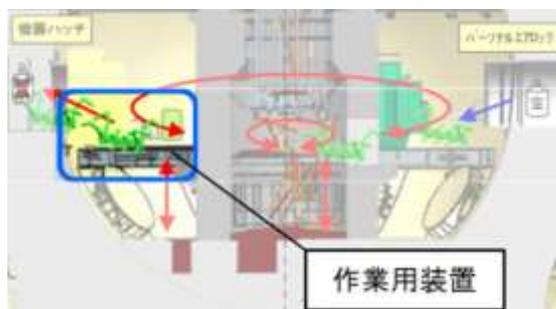
(図は IRID 提供)

名称	⑩遠隔作業用柔構造アームの開発
目的	横アクセス工法における PCV 内で燃料デブリ取り出し作業に干渉する機器撤去及び作業補助装置の開発
試験内容	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ペDESTAL内を想定したモックアップ設備によるアクセス性、遠隔作業性及びハンドリングの操作性を確認</li> <li>・気中-横取り出しを想定した要素試験を実施し燃料デブリ取り出し及び機器撤去について検討している工法への適用性を確認</li> </ul>
現状	実機仕様機試作中
評価と課題	2015 年度に実施した要素試験では、1 次試作機により移動状況（自走可能）、2 アームによる鋼材の把持及びグラインダーによる切断、アーム間の機材の受け渡し等の動作状況を確認した。

概要図



1 次試作機



PCV 内へのアクセスイメージ

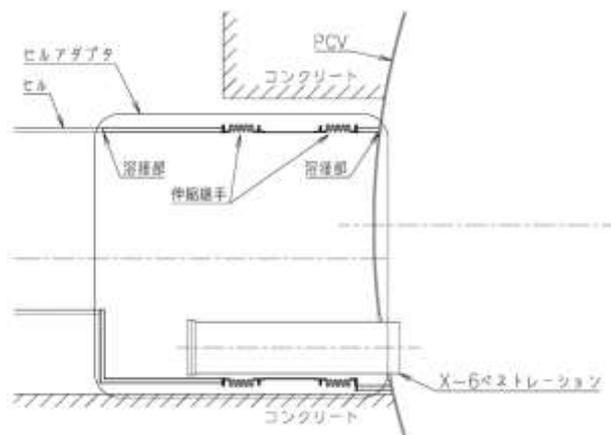


グラインダーによる鋼材の切断状況

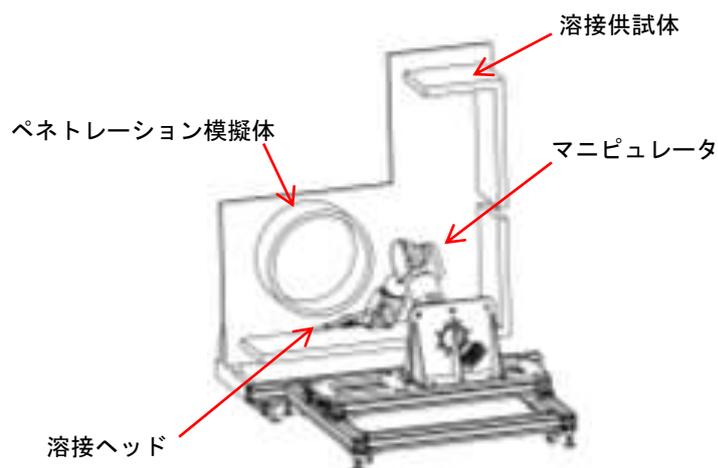
(写真及び図は IRID 提供)

名称	⑪セルに係る遠隔シール溶接のための PCV 溶接装置の開発
目的	横アクセス工法における PCV 側面に設置するセルと PCV 接続部のバウンダリ構築のための溶接装置の開発
試験内容	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実機狭隘部を模擬した溶接作業の実現性確認</li> <li>・溶接部断面の品質確認</li> <li>・溶接部サンプルの引張強度確認</li> <li>・溶接部性能 30m 水頭圧 (0.3MPa)</li> </ul>
現状	試験装置試作中
評価と課題	溶接後の健全性確認方法については『燃料デブリ・炉内構造取り出し工法・システムの高度化事業』において、確認方法、溶接品質、作業環境等の観点から検討中である。現場が高線量下であることを考慮すると、その確認方法にも多くの制約が発生することが想定される。

概要図



セルアダプタ概念図



溶接試験装置イメージ図

(図は IRID 提供)

添付 5.1 固体廃棄物の管理状況と保管管理計画

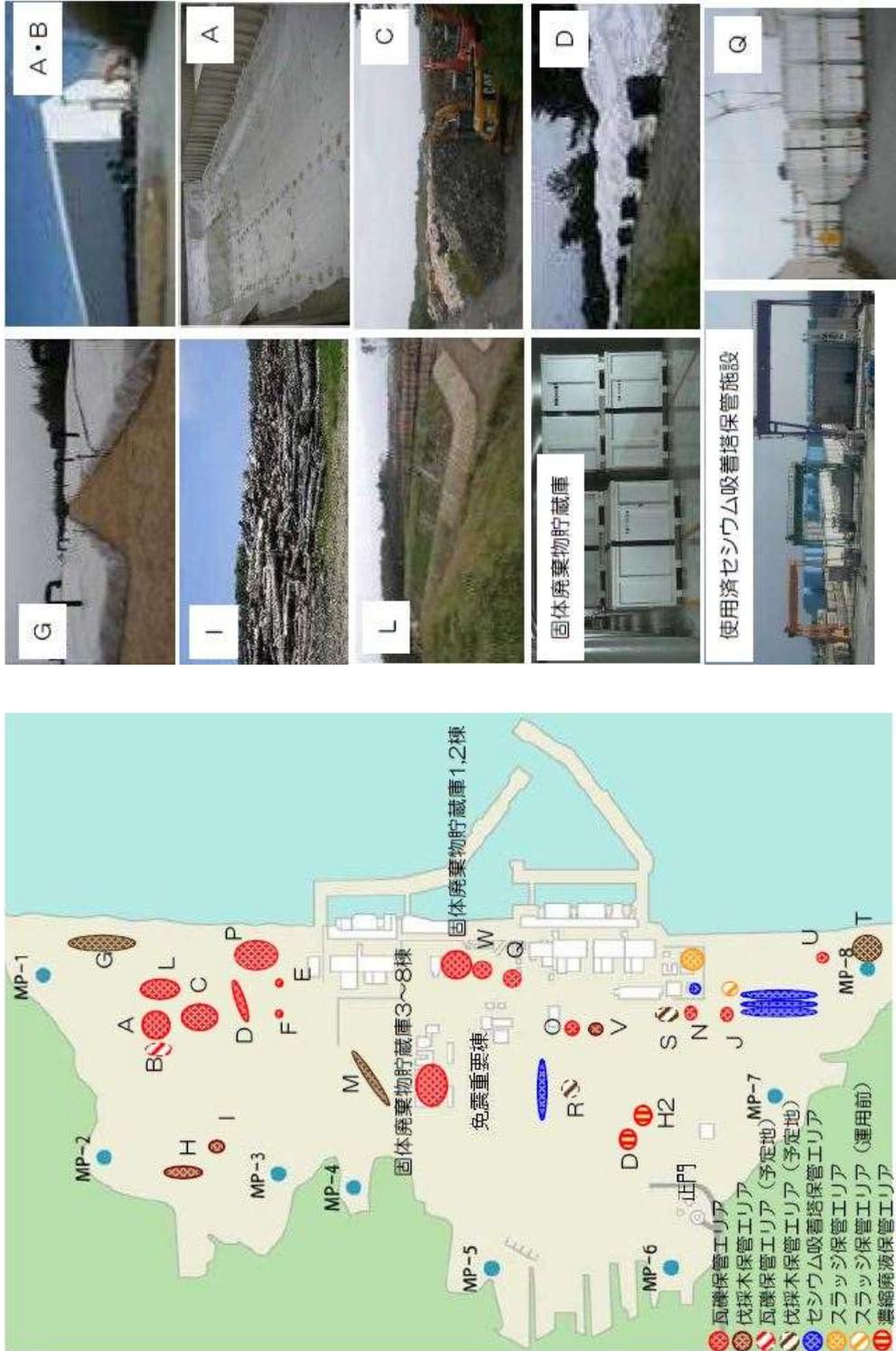


図 A5.1-1 ガレキ等及び水処理二次廃棄物の管理状況

出典：東京電力(株)、資料 3-4 「ガレキ・伐採木の管理状況（2016.2.29 時点）」、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 28 回）、平成 28 年 3 月 31 日

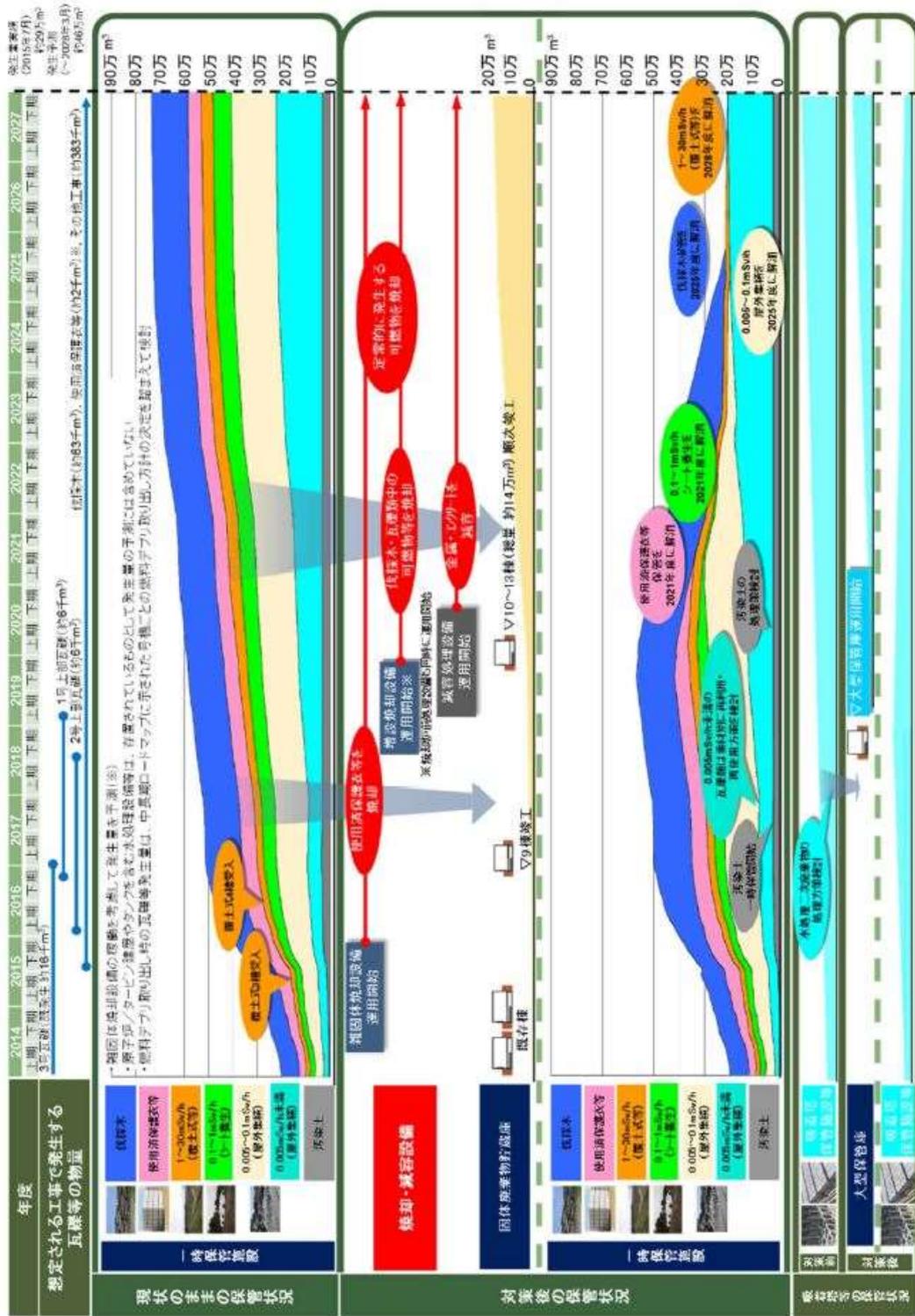


図 A5.1-2 福島第一原子力発電所の固体廃棄物の保管管理計画の全体イメージ  
 資料 3-4 「東京電力(株)福島第一原子力発電所の固体廃棄物の保管管理計画」(本文)、p18、廃炉・汚染水対策チーム

添付 5.2 国内外の処分施設



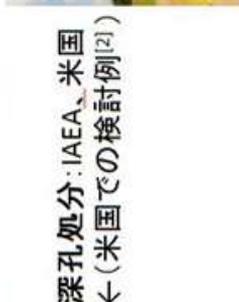
ピット処分: フランス、インド、スペイン、英国、米国、日本など  
(フランスの例<sup>[5]</sup>) →



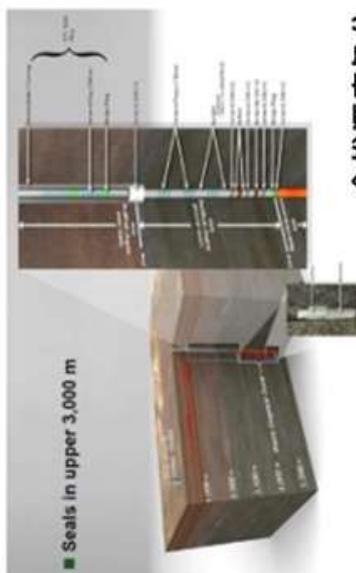
地層処分: フィンランド、スウェーデン、米国、ベルギー、フランス、英国、日本、など  
(スウェーデンの例<sup>[1]</sup>) →



トレンチ処分: インド、スペイン、英国、米国、南アフリカ、日本など  
← (米国の例<sup>[6]</sup>)



深孔処分: IAEA、米国  
← (米国での検討例<sup>[2]</sup>)



余裕深度処分: ドイツ、日本  
← (日本での検討例<sup>[3]</sup>)



モリス処分: ベルギー、フランス  
(フランスの例<sup>[7]</sup>) →



チュムリ処分: フランス、カナダ、スウェーデン、英国、米国  
← (スウェーデンの例<sup>[8]</sup>)



岩洞処分: フィンランド、スウェーデン  
(フィンランドの例<sup>[4]</sup>) →



【図及び写真の出典は次ページ】

[1] 図 A5.2-1 国内外の処分施設の例

図 A5.2-1 の出典

- [1] SKB 社, Environmental Impact Statement, Interim storage, encapsulation and final disposal of spent nuclear fuel, March 2011, p206
- [2] Timothy Gunter, U.S. D.O.E., “Deep Borehole Disposal Research and Development Program”, International Technical Workshop on Deep Borehole Disposal of Radioactive Waste, Washington, D.C. October 20-21, 2015.
- [3] 電気事業連合会, “余裕深度埋設の概要”, 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会 埋設処分技術ワーキンググループ (第 6 回) 資料 2, 2011 年 1 月 19 日.
- [4] Posiva Oy, “Nuclear waste management of the Olkiluoto and Loviisa nuclear power plants, Summary of operations in 2012.”
- [5] J.L. Tison, “40 Years of operation of Near Surface Repositories. Andra Experience.”, 2009 CEG WORKSHOP FEB 24-26 BOMMERSVIK.
- [6] Energy Solutions Website  
(<http://www.energysolutions.com/waste-management/facilities/>).
- [7] Jean-Pierre VERVIALLE, “Historical Background of the Operation, Closure and Monitoring of Andra’s CSM Disposal Facility”, IAEA-Andra International Workshop, Cherbourg, 23 September 2009, (2009).
- [8] Alvaro Rodríguez Beceiro, “Disposal solutions implemented for VLLW”, IAEA Scientific Forum, RADIOACTIVE WASTE: MEETING THE CHALLENGE, Science and Technology for Safe and Sustainable Solutions, 23-24, Sep., Vienna, Austria, (2014).

略 語

略 語	正式名称
AC	不活性ガス系
CEA	Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives : 仏国原子力・代替エネルギー庁
CRD	制御棒駆動機構
CS	炉心スプレイ系
CST	Condensate Storage Tank : 復水貯蔵タンク
DHC	ドライウエル除湿系
DOE	United States Department of Energy : 米国エネルギー省
D/W	Dry Well : ドライウエル
FDW	給水系
FP	Fission Products : 核分裂生成物
FS	Feasibility Study : フィージビリティ・スタディ
HIC	High Integrity Container : 高性能容器
HIC スラリー	多核種除去装置、増設多核種除去装置及び高性能多核種除去装置の二次廃棄物（高性能容器（HIC）に収納されたスラリーのこと）
HVH	Heating and Ventilation Handling : 給排気・換気空調
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
KEK	高エネルギー加速器研究所
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
OECD/NEA	経済協力開発機構/原子力機関
PCV	Primary Containment Vessel : 原子炉格納容器
PCV 内構造物等	放射性物質としてFPのほか、放射化物が含まれる構造物や建屋等
PLR	Primary Loop Recirculation system : 原子炉再循環系
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
乾式キャスク内燃料	乾式キャスクに保存されている燃料
共用プール内燃料	共用プール内に貯蔵されている燃料
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
固体廃棄物	事故により発生した福島第一原子力発電所の廃棄物及び再利用等により放射性廃棄物に区分されない可能性があるもの及び事故以前から保管されていた放射性固体廃棄物

実施計画	福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画
重核	ウランやプルトニウム等のアクチニド核種
戦略プラン	東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン
措置を講ずべき事項	特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項
建屋内汚染水	建屋に滞留している高濃度の汚染水
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
東京電力	東京電力ホールディングス(株)
濃縮廃液	タンクに保管されている高濃度の濃縮廃液
福島第一原子力発電所	東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所
廃スラッジ	除染装置のスラッジ貯槽内の二次廃棄物
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

## 用 語

用 語	意 味
PDCA サイクル	事業活動における生産管理や品質管理などの管理業務を円滑に進める手法の一つ。Plan（計画）→ Do（実行）→ Check（評価）→ Act（改善）の 4 段階を繰り返すことによって、業務を継続的に改善する。
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になる。
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、安全に関する全ての活動は、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
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
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