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 2017

2017 年 8 月 31 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 戦略プランの目的 2-1
2.2 戦略プランの基本的考え方 2-1
2.2.1 基本方針 2-1
2.2.2 5 つの基本的考え方 2-1
2.3 戦略プラン 2017 の位置付けと全体構成 2-5

3. 放射性物質に起因するリスクの低減戦略 3-1
3.1 福島第一原子力発電所の廃炉の進捗状況 3-1
3.2. 放射性物質に起因するリスク低減の考え方 3-4
3.2.1 リスク源の特定 3-6
3.2.2 リスク推定 3-7
3.2.2.1 潜在的影響度 3-8
3.2.2.2 管理重要度 3-10
3.2.3 リスク評価 3-11
3.2.4 リスク低減措置の現状 3-13
3.2.4.1 分類Ⅰのリスク低減措置 3-13
3.2.4.2 分類Ⅱのリスク低減措置 3-14
3.2.4.3 分類Ⅲのリスク低減措置 3-15
3.2.5 リスク低減時の課題 3-16
3.3 リスク低減戦略の展開 3-18

4. 燃料デブリ取り出し分野 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針の決定に向けた戦略的提案の位置付け 4-3
4.1.2 燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた戦略的提案検討の流れ 4-5
4.2 燃料デブリ取り出しにおける安全確保の基本的な考え方 4-7
4.3. 号機ごとのプラント状況 4-10
4.3.1 号機ごとの安定状態の維持・管理 4-10
4.3.2 号機ごとの炉内状況の把握・推定 4-12
4.3.3 原子炉建屋の状況 4-25
4.3.4 実機調査による炉内状況の把握 4-27
4.4 燃料デブリ取り出しによるリスクの低減効果 4-28
4.4.1 燃料デブリの有するリスク 4-28
4.4.2 燃料デブリのリスクレベル 4-29
4.4.3 燃料デブリのリスク低減に関する考察 4-30
4.5 燃料デブリ取り出し工法の実現性検討 4-32

4.5.1 燃料デブリ取り出し工法の特徴 4-32
4.5.2 燃料デブリ取り出し工法実現のための技術要件 4-34
4.5.2.1 閉じ込め機能の確保 4-35
4.5.2.1.1 閉じ込め機能確保の考え方 4-35
4.5.2.1.2 PCV 補修他による閉じ込めの構築 4-40
4.5.2.2 冷却機能の維持 4-47
4.5.2.3 臨界管理 4-49
4.5.2.4 PCV・建屋の構造健全性（耐震性）の確保 4-55
4.5.2.5 作業時の被ばく低減 4-62
4.5.2.5.1 原子炉建屋内の被ばく低減 4-62
4.5.2.5.2 燃料デブリ取り出し時の被ばく低減 4-69
4.5.2.6 労働安全の確保 4-71
4.5.2.7 燃料デブリへのアクセスルートの構築 4-74
4.5.2.8 燃料デブリ取り出し機器・装置の開発 4-87
4.5.2.9 系統設備、エリアの構築 4-92
4.5.3 燃料デブリの安全・安定保管に係る技術要件 4-99
4.5.3.1 燃料デブリの取扱い（収納・移送・保管） 4-99
4.5.3.2 燃料デブリ取り出し作業で発生する廃棄物の取扱い 4-103
4.5.3.3 保障措置 4-104
4.5.4 工法の実現可能性の評価 4-106
4.5.4.1 燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関する技術要件 4-106
4.5.4.2 工法に関する技術要件 4-110
4.5.4.3 工法の実現可能性の評価まとめ 4-111
4.6 5 つの基本的考え方による総合評価 4-113
4.6.1 評価方法 4-113
4.6.2 評価結果 4-114
4.7 燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた提言と決定以降の取組（戦略的提案） 4-117
4.7.1 燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた提言 4-117
4.7.2 方針決定以降の取組 4-120

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考え方 5-2
5.2.1 放射性廃棄物の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前管理に対する安全確保の考え方 5-3
5.2.3 放射性廃棄物の処分に対する安全確保の考え方 5-5
5.3 固体廃棄物に関する取組の現状 5-6
5.3.1 保管・管理 5-6
5.3.2 性状把握 5-11

5.3.3　処理・処分 5-13
5.4　固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方の取りまとめに向けた提言（戦略的提案） 5-14
5.4.1　固体廃棄物の特徴 5-14
5.4.2　固体廃棄物の管理の方針 5-15
5.4.3　固体廃棄物の管理の方針に沿った当面の取組と研究開発 5-16

6.　研究開発への取組 6-1
6.1　研究開発の基本的な方針等 6-1
6.1.1　基本的な方針 6-1
6.1.2　研究開発の全体像 6-1
6.2　廃炉作業への適用に向けた研究開発の推進 6-4
6.2.1　東京電力が実施する研究開発 6-4
6.2.2　廃炉・汚染水対策事業 6-4
6.3　研究開発の連携強化 6-5
6.3.1　ニーズから導き出された重要研究開発課題とその戦略的推進 6-6
6.3.2　中長期を見通した研究開発基盤の構築 6-7
6.3.3　人材の育成・確保 6-8

7.　国際連携の強化 7-1
7.1　叡智の結集と活用 7-1
7.2　国際社会への積極的な情報発信 7-6
7.3　関係機関の密接な連携 7-6

8.　今後の廃炉プロジェクトの進め方 8-1
8.1　プロジェクトマネジメント機能の強化 8-1
8.2　社会との関係 8-2
8.3　廃炉プロジェクトの継続性への配慮 8-3

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-2
添付 3　SED 指標の概要 A-4
添付 4.1　プラントデータの定期的な計測 A-7
添付 4.2　PCV 内部調査の結果 A-15
添付 4.3　S/C 内部・トーラス室の調査結果 A-22
添付 4.4　ミュオン測定の結果 A-24
添付 4.5　BSAF プロジェクトの概要及びこれまでの成果 A-27
添付 4.6　MAAP コードと SAMPSON コードの特徴と解析結果 A-28
添付 4.7　熱バランス法の概要及び推定結果 A-29
添付 4.8　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-32
添付 4.9　燃料デブリ特性リスト A-35
添付 4.10　各号機の炉内状況の総合的な分析・評価の状況 A-38
添付 4.11　閉じ込め機能について A-40
添付 4.12　燃料デブリ取り出し時の PCV 底部の水位レベルの考察 A-43
添付 4.13　RPV、PCV の耐震性に関する概略評価結果 A-45
添付 4.14　燃料デブリ取り出し機器・装置の開発 A-53
添付 4.15　燃料デブリ取り出し作業時のリスクについて A-64
添付 5　固体廃棄物の管理状況と保管管理計画 A-66
添付 6.1　研究連携タスクフォース中間報告 A-68
添付 6.2　技術士（原子力・放射線部門）二次試験における選択科目の内容変更 A-71
添付 7　TMI-2 及びチェルノブイリ 4 号機の状況 A-72

略　語

略　語	正式名称
AC	不活性ガス系
CAMS	Containment Atmospheric Mnitoring System：格納容器雰囲気モニタリングシステム
CEA	Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives：原子力・代替エネルギー庁（仏国）
CRD	Control Rod Drive mechanism：制御棒駆動機構
CS	Core Spray：炉心スプレイ系
CST	Condensate Storage Tank：復水貯蔵タンク
D/W	Dry Well：ドライウェル
DHC	Drywell Humidity Control System：ドライウェル除湿系
DOE	United States Department of Energy：米国エネルギー省
DSP	Dryer Separater pool：ドライヤーセパレータプール
FDW	Feed Water：給水系
FP	Fission Products：核分裂生成物
GPUN	General Public Utilities Nuclear Corporation：TMI-2 を所有する電力会社
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
MCCI	Molten Core Concrete Interraction：溶融炉心ーコンクリート反応
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
NDF 法	原子力損害賠償・廃炉等支援機構法
NDF 法改正法	原子力損害賠償・廃炉等支援機構法の一部を改正する法律
NRC	Nuclear Regulatory Commission：原子力規制委員会（米国）
NSC	New Safe Confinement：チェルノブイリ 4 号機で建設されたアーチ型の新安全閉じ込め構造物
OECD/NEA	OECD Nuclear Energy Agency：経済協力開発機構/原子力機関
PCV	Primary Containment Vessel：原子炉格納容器
RPV	Reactor Pressure Vessel：原子炉圧力容器
S/C	Suppression Chamber：サプレッションチェンバ
SED	Safety and Environmental Detriment：NDA が開発したリスクレベルを表現する手法
TMI-2	Three Mile Island Nuclear Power Plant Unit 2：米国スリーマイルアイランド原子力発電所 2 号機
X-100B ペネ	PCV 貫通部 X-100B ペネトレーション
X-53 ペネ	PCV 貫通部 X-53 ペネトレーション
X-6 ペネ	PCV 貫通部 X-6 ペネトレーション
オペフロ	オペレーティングフロア
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

略　語	正式名称
水中 ROV	水中遊泳式遠隔調査装置(Remotely Operated Vehicle)
戦略プラン	東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン
措置を講ずべき事項	特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項
中長期ロードマップ	東京電力㈱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㈱
福島第一原子力発電所	東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所

用語集

用　語	説　明
CRD ハウジング	制御棒の駆動装置である制御棒駆動機構を収納するための管
MAAP	米国・電力研究所により改良・管理されている過酷事故シミュレーションコード（Modular Accident Analysis Program の略称）
SAMPSON	一般財団法人 エネルギー総合工学研究所により改良・管理されているシミュレーションコードであり、物理現象を精緻に表現した多次元の数式・理論式に基づくモデル・モジュールから成る（Severe Accident analysis code with Mechanistic, Parallelized Simulations Oriented toward Nuclear field の略称）
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上蓋（運転中は原子炉建屋最上階の床面となっている）
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、一部の燃料デブリが気中に露出した状態で、燃料デブリを取り出す工法
クリアランス	クリアランス制度とは原子炉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）以下を国が確認する制度。国の確認を受けた資材等は、原子炉規制法の制度から解放され、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。
グレーチング	鉄製の格子状足場で、側溝の蓋や作業用足場に使用されている。
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
重核種	ウラン及びプルトニウム等のアクチニド核種
深層防護	安全に対する脅威から人を守ることを目的として、ある目標をもったいくつかの障壁（防護レベル）を用意して、あるレベルの防護に失敗したら次のレベルで防護するという概念。不確かさに対する備えであり、原子力安全を確保する上で不可欠な考え方
スラッジ	放射性物質を含む泥状物質
スラリー	液体中に鉱物や汚泥等が混ざっている混合物のこと
燃料デブリ	原子炉冷却材の喪失等により核燃料が炉内構造物の一部と溶融した後に再度固化した状態
ペデスタル	原子炉本体を支える基礎で、円筒殻の内部にコンクリートを充填した構造
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。
モックアップ	実物とほぼ同様に似せて作られた模型
予備エンジニアリング	通常工事実施の最初に行われる基本設計に先立って予備的に工事実現性の見極めをつけるためのエンジニアリング作業
ルースデブリ	TMI-2 の溶融プールに存在していた、破砕したペレット、制御棒、再固化した燃料デブリ等からなるサイズの小さな燃料デブリ
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強性を有すること

1. はじめに

東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所（以下「福島第一原子力発電所」という。）の廃炉に向けての全体的な取組については、2011 年 12 月に政府が策定した「東京電力㈱福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下「中長期ロードマップ」という。）の下で開始された。差し迫った課題として汚染水対策や使用済燃料プールからの燃料取り出し等を最優先に対応が行われてきたが、廃炉の貫徹に向けては、燃料デブリ取り出しのような長期にわたる取組が求められ、中長期的な廃炉戦略の検討が不可欠となる。

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（以下「NDF 法」という。）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 2015 年以降毎年取りまとめている。特に本年は、中長期ロードマップ（2015 年 6 月改訂）において、「号機ごとの燃料デブリ取り出し方針の決定」、「廃棄物の処理・処分に関する基本的な考え方」の取りまとめを行うこととされており、NDF として、関係者との議論を踏まえた上で、これら 2 つの事項に関する戦略的提案を戦略プランの中で行うこととする。

福島第一原子力発電所の事故が発生して 6 年が経過する中、現場では陸側遮水壁をはじめとする汚染水対策や、使用済燃料プールからの燃料取り出しに進捗がみられるとともに屋外の作業環境も整ってきており、短期的な対応には一定の見通しがついてきた。また、中長期を見据えた対応については、燃料デブリ取り出しに向けた炉内調査や研究開発が進捗する一方で、今後の作業に向けた建屋内現場環境の厳しさも明らかになってきている。

このように、廃炉は中長期的な課題の対応へとフェーズが移行しつつある中で、廃炉をより確実に実施していくため、事業者である東京電力ホールディングス㈱（以下「東京電力」という。）に対して、廃炉に要する資金を NDF に積み立てることを義務付ける等の措置を講ずるべく、原子力損害賠償・廃炉等支援機構法の一部を改正する法律（以下「NDF 法改正法」という。）が 2017 年 5 月に成立した。今後、同法が施行された後には、NDF に廃炉等積立金管理業務が追加されることとなり、①毎年度、NDF が定め、主務大臣が認可した金額を東京電力が積み立て、②NDF と東京電力が共同で作成し、主務大臣が承認した計画（以下「取戻し計画」という。）に基づいて、東京電力は積立金を取り戻し、廃炉を実施していくことになる。また、同月公表した新々・総合特別事業計画の中でも、福島第一原子力発電所の廃炉は福島再生の大前提であり、適正かつ着実に取組を進めていくこととしている。

新しい制度の下で、NDF は東京電力による廃炉の実施の管理・監督を行う主体として、①廃炉に係る資金についての適切な管理、②適切な廃炉の実施体制の管理、③廃炉等積立金制度に基づく着実な作業管理等に当たることとなり、プロジェクトマネジメント等の面において、これまで以上に役割や責任が増大すると見込まれる。具体的には、NDF は、取戻し計画を東京電力と共同で作成する過程を通じて、東京電力の取組内容についてプロジェクト遂行の観点から妥当性を評

価するとともに、取戻し計画に盛り込むべき作業を提示する等、廃炉の適正かつ着実な実施を支えていくこととする。

これらを踏まえて、福島第一原子力発電所の廃炉に係る関係機関である、政府、NDF、東京電力、研究開発を担う国際廃炉研究開発機構（以下「IRID」という。）及び日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）との役割分担を図 1-1 に示す。

政府は、廃炉・汚染水対策の方向性を示す中長期ロードマップの策定及びそれに基づく対策の進捗管理を実施している。また、技術的難度が高く、国が前面に立つことが必要な研究開発に対する支援を行っている。

NDF は、中長期ロードマップに示された重要課題等を踏まえ、その着実な実行や改訂の検討に資することを目的に戦略プランを策定する。東京電力に対しては、廃炉工程の着実な推進に向けて、技術的見地から助言・指導を行うほか、今後、廃炉等積立金制度に基づき廃炉実施の管理・監督を行っていく。また、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、研究開発の企画と進捗管理を行っている。

東京電力は、福島第一原子力発電所の廃炉の実施を進める事業者責任を担っており、設計や工事計画を含めたエンジニアリング業務等を行うとともに、原子力規制委員会に「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、認可を受けて廃炉の取組を進めている。具体的には、使用済燃料プールからの燃料取り出しや汚染水対策等の取組を実施することに加え、燃料デブリ取り出しに向けた取組を本格化させていく。

研究開発機関は、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。

なお、政府の体制については、添付 1 を参照。

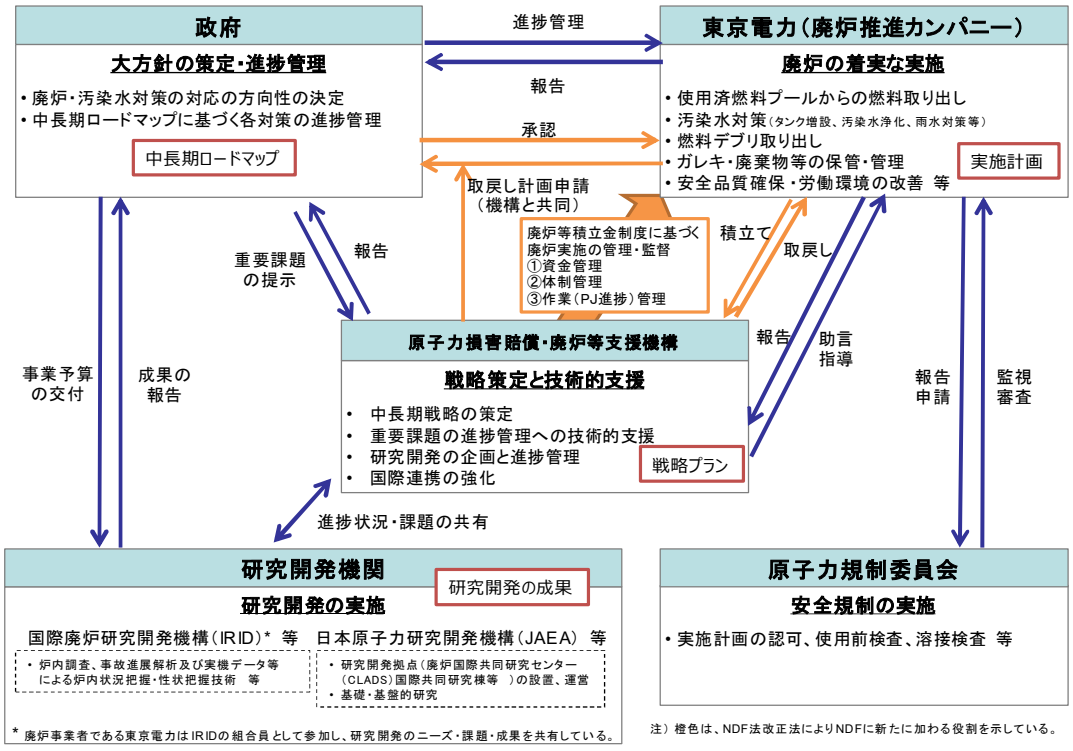


図 1-1　福島第一原子力発電所の廃炉に係る関係機関の役割分担

2. 戦略プランについて

2.1 戦略プランの目的

戦略プランは、福島第一原子力発電所の廃炉を適正かつ着実に実施する観点から、政府の中長期ロードマップの着実な実行や改訂の検討に資すること、確かな技術的根拠を与えることを目的としている。

戦略プランは、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及び様々な分野の専門家によるレビューの場としての廃炉等技術委員会の議論を経ながら取りまとめている。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。

2.2 戦略プランの基本的考え方

2.2.1 基本方針

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

しかしながら、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り、プラントの状態を十分に把握している状態にないため、今後廃炉作業を進める上で放射性物質に起因す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。現状のまま何もしなければ、放射性物質に起因す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、施設の経年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起因するリスクを、継続的、かつ、速やかに下げること」を基本方針とする。

2.2.2 5 つの基本的考え方

(1) 廃炉に取り組む上での基本的姿勢

福島第一原子力発電所の廃炉は、大きな不確実性を内在したプロジェクトである。事故により、炉内等は容易に近づくことのできない放射線環境となっていることから、現状では、性状が確認できていない放射性物質、損傷の状態を確認できていない現場の機器・構築物が存在しており、不確実性をもたらしている。

これらの確認が難しい情報をすべて把握し、不確実性のない状態で廃炉を進めることが望ましいものの、そのためには多くの資源、特に膨大な時間を要することになる。

速やかな廃炉を目指すためには、ある程度の不確実性が存在していても、安全性の確保を最優先に、これまでの経験・知見、実験や解析によるシミュレーション等を活用し方向性を見定めた上で、柔軟かつ迅速に取り組む姿勢が必要となる。

なお、柔軟かつ迅速に進めるに当たっては、長期的かつプロジェクト全体を俯瞰する視点で全体最適化を目指す姿勢や、想定とは異なる場合に備える姿勢も重要となる。

(2) 5 つの基本的考え方

基本的姿勢を踏まえた福島第一原子力発電所の廃炉の基本方針を進める上での 5 つの基本的考え方を示す。

基本的考え方 1：安全　　放射性物質に起因す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

A.　基本的考え方 1：安全　放射性物質に起因するリスク[注 1)]の低減及び労働安全の確保

注 1)　環境への影響及び作業員の被ばく

福島第一原子力発電所の廃炉を進める上で、安全が最優先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起因するリスクから守ること」とされている。

事故炉においては、通常の原子力発電所に求められる安全基準をそのまま適用できないことから、その現場の状況に応じた安全確保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、「リスク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、低減するリスクの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[注 2)]の低減を意識した上で、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。燃料デブリ取り出し等の経験のない作業に当たっては、安全確保の考え方を具体的に整理し、米国スリーマイルアイランド原子力発電所 2 号機（以下「TMI-2」という。）事故後に事業者、規制機関等が一体的な取組を行った先行事例を踏まえつつ、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。

環境への影響として公衆の被ばくや環境汚染のリスクを低減するためには、敷地内に様々な形態で存在する放射性物質の管理状態を向上させることが重要である。また、作業員の被ばく低減については作業環境の改善が進んでいるものの、原子炉建屋内のように厳しい放射線環境下における作業では、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努めなければならない。さらに、労働安全の確保の観点から、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十分な配慮が必要である。

注 2)　現存するリスクが時間的に継続・変化することとリスク低減のための作業に伴う一時的なリスク変化とその低減効果のバランスを考慮した総合的なリスク

B.　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、高放射線環境下での作業となるため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、新たな開発は最小限に抑えることが重要である。

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

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

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。

C.　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。さらに、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重要である。

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、今後、様々な施設の追加等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。

D. 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起因するリスクのある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」を意識することも重要である。「迅速」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、判断を遅らせてリスクのある状態を放置することは本末転倒でもあるため、リスク状態を考えつつ慎重に作業を実施しながら、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」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。

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、廃棄物対策や廃止措置のような課題については、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。

E. 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起因す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、現実に起こっていること、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）
- 発生する廃棄物による処理・処分への負荷

- 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。

5 つの基本的考え方に従って、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いう観点から、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。

2.3 戦略プラン 2017 の位置付けと全体構成

(1) 戦略プラン 2017 の位置付け

中長期ロードマップ（2015 年 6 月改訂）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 年度の固体廃棄物の「処理・処分に関する基本的な考え方のとりまとめ」が示されている。また、燃料デブリ取り出し工法については、戦略プランの中で工法の実現性評価を実施し、その結果を踏まえて燃料デブリ取り出し方針を決定するとされている。

NDF は、この 1 年、調査によって得られた原子炉格納容器（以下「PCV」という。）内の状況を考慮した上で、重点的に取り組むとした 3 工法について、国内外の知見を得ながら、実現性の評価をはじめとする技術課題について検討を重ねてきた。これらの結果を基に、燃料デブリ取り出し方針の決定に資する戦略的提案を行う。なお、燃料デブリの取り出しについては、2016 年 12 月 20 日に閣議決定された「原子力災害からの福島復興の加速のための基本指針」においても、NDF を中心に、国内外の叡智を結集し、実効性のある方針及び工程に関する技術的検討を加速し、燃料デブリ取り出しに向けて、工法の実現性の評価及び戦略的な提案を行うとともに、今後必要となる研究開発が速やかに着手されるよう、ニーズ・シーズのマッチング等を積極的に実施するとされた。

また、廃棄物対策については、国際的な放射性廃棄物対策における安全確保の考え方をまとめるとともに、廃棄物対策の取組の現状を踏まえ、固体廃棄物の処理・処分の基本的考え方の取りまとめに向けた戦略的提案を行う。

今回の戦略プラン 2017 における 2 つの戦略的提案は、2.2.2 項(1)で述べた、不確実性の大きい廃炉に取り組む上での基本的姿勢に基づいて、取りまとめたものである。

(2) 戦略プラン 2017 の全体構成

戦略プランは、8 つの章から構成されている。

1 章では、NDF の役割として、これまでの戦略策定と技術的支援に加えて NDF に廃炉等積立金管理業務が追加されることになり、これまで以上に役割と責任が増大することが見込まれることを述べた。

2 章では、戦略プラン 2017 の目的及び位置付けとして、中長期ロードマップに示されたマイルストーンのうち「号機ごとの燃料デブリ取り出し方針の決定」及び固体廃棄物の「処理・処分に関する基本的な考え方の取りまとめ」に対して戦略的な提案をすることを述べた。また、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起因するリスクを、継続的、かつ、速やかに下げること」を達成する上での 5 つの基本的考え方を示した。

3 章の放射性物質に起因するリスクの低減戦略では、福島第一原子力発電所に存在する様々な放射性物質をリスク源として特定し、その特徴をとらえて分析及び評価を実施し、優先順位を設定した上で、リスク低減のための対応と課題について述べている。また、リスク低減戦略を安全かつ迅速に進める上での安全確保の基本的考え方の必要性と策定方針について示している。

4 章の燃料デブリ取り出し分野では、燃料デブリ取り出し方針の決定に向けて、戦略的提案を行うため、初めに、燃料デブリ取り出しにおける安全確保の基本的考え方を整理し、次に、燃料デブリの分布等の推定を含む最新の号機ごとのプラント状況を取りまとめている。そして、それに基づき、燃料デブリの有するリスク及びその低減について考察している。また、燃料デブリ取り出し工法実現のための技術要件について、これまでの技術開発の検討状況と課題を整理し、工法の実現性を評価している。これらを踏まえて 5 つの基本的考え方による総合評価を行い、燃料デブリ取り出し方針の決定及びそれ以降の取組についての戦略的な提案を結びつけている。

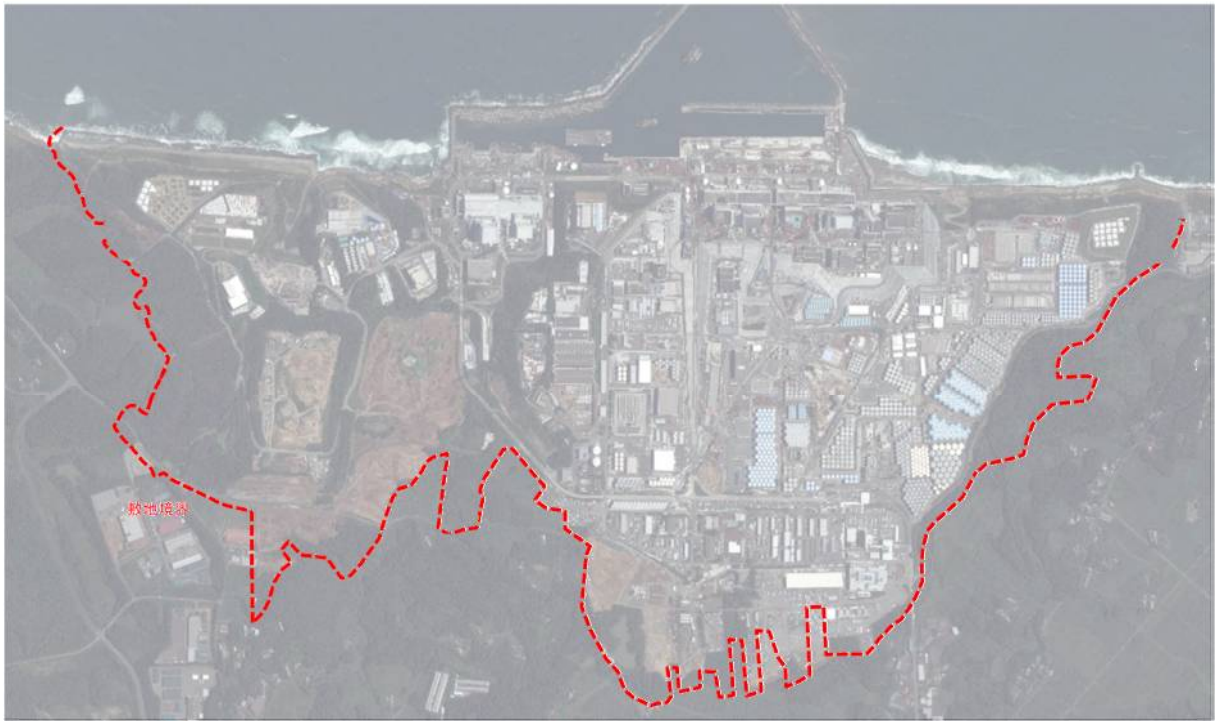
5 章の廃棄物対策分野では、初めに、国際的に取りまとめられている一般的な放射性廃棄物に対する安全確保の基本的考え方を整理しておくとともに、それに関連して福島第一原子力発電所事故に由来する固体廃棄物の管理に際し、留意すべき事項を整理している。次に、中長期ロードマップに基づき、固体廃棄物対策に関する取組の現状を評価するとともに、今後の取組に影響を与え得る課題を抽出している。これらを踏まえ、固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方の取りまとめに資する提言をしている。

6 章の研究開発への取組では、燃料デブリ取り出し方針が決定されることにより、研究開発の進め方も新たな段階に入り、廃炉の実施に向けた具体的な工程が明らかになることから、研究開発を国と事業者の役割分担にしたがって柔軟に見直す必要性等を指摘している。また、中長期的観点から、基礎研究拠点・研究基盤の構築や、基盤的な研究開発の重要性について述べている。

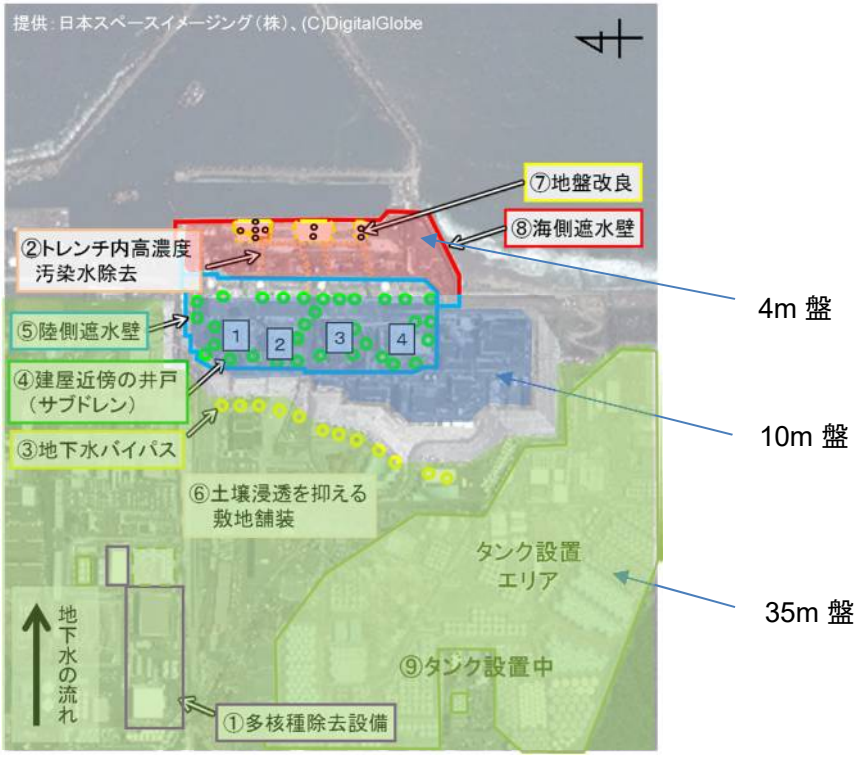
7 章の国際連携の強化では、海外の廃止措置等に関する叡智の結集、コミュニケーションの活性化を図るための国際社会への積極的な情報発信、効果的に国際連携を進めるための国内関係機関との密接な連携について述べている。

8章の今後の廃炉プロジェクトの進め方では､廃炉の取組を着実に進めていくため重要となる、プロジェクトマネジメント強化、プロジェクトリスクへの対応、社会との関係等について述べている。

以下に、福島第一原子力発電所　敷地解説（図 2-1）及び原子炉建屋内構造図、原子炉圧力容器内構造図（図 2-2、2-3）を示す。



a.　敷地全体図



b.　福島第一原子力発電所　敷地図

図 2-1　福島第一原子力発電所　敷地解説

（東京電力　提供）

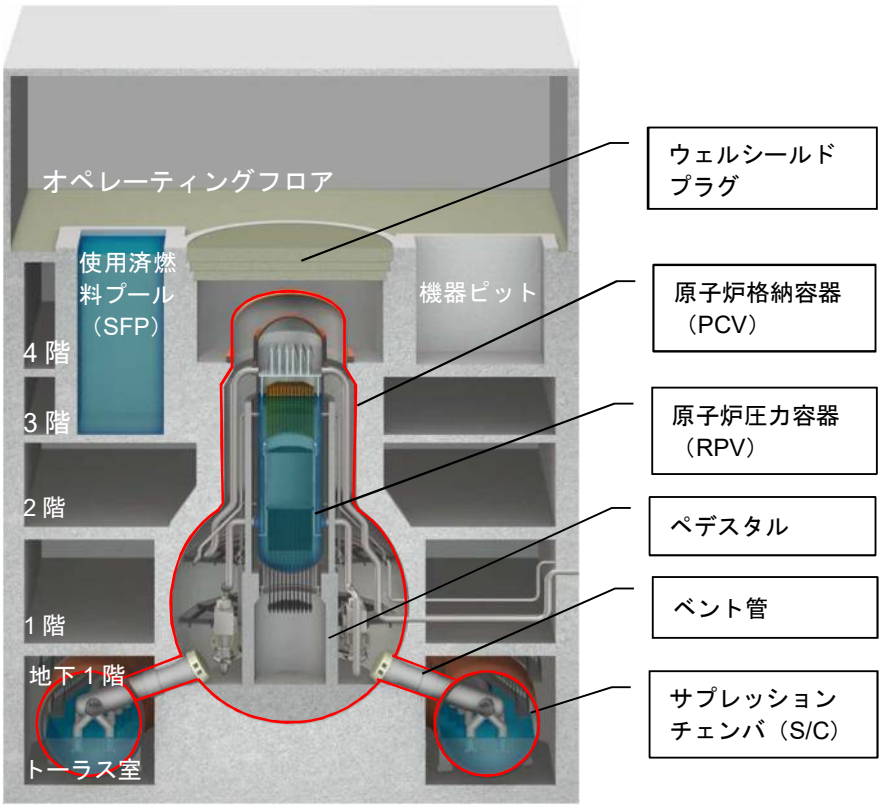


図 2-2　原子炉建屋内構造図

（IRID 提供）

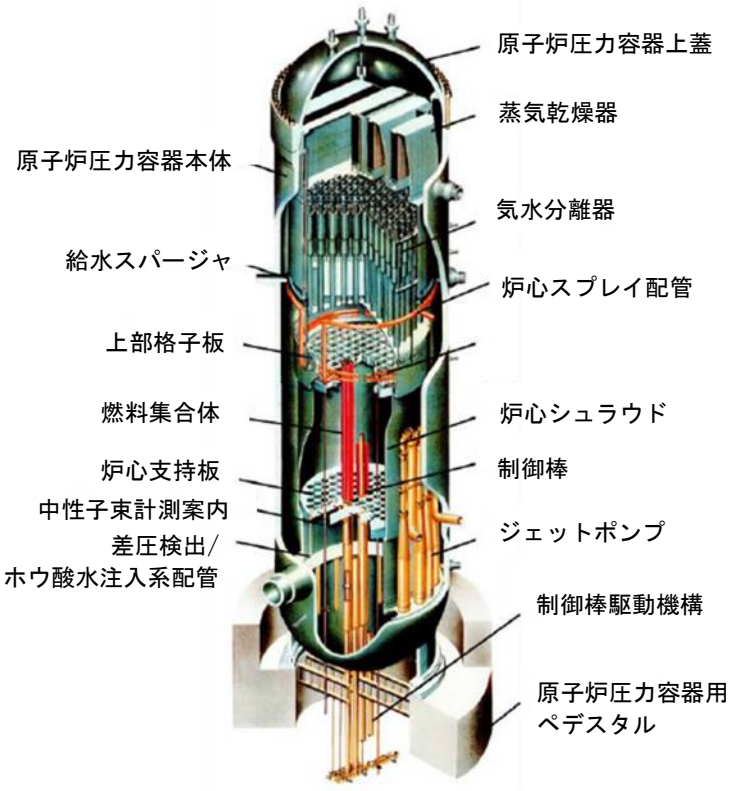


図 2-3　原子炉圧力容器内構造図

（IRID 提供）

3. 放射性物質に起因するリスクの低減戦略

2.2.1 項で示した福島第一原子力発電所の廃炉の基本方針を達成するために、放射性物質に起因するリスクの低減戦略の検討を行う。このため主要なリスク源の分析及び評価を実施し、優先順位を設定した上でリスク低減のための措置と課題について検討する。

さらに、国際機関による安全の考え方や原子力規制委員会の定めた措置を講ずべき事項に則って検討している安全確保の基本的考え方について述べる。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、リスク低減戦略を安全かつ迅速に進める上で有益である。

3.1 福島第一原子力発電所の廃炉の進捗状況

福島第一原子力発電所の廃炉において、中長期ロードマップの中長期の具体的対策として挙げられている分野について、この一年で、おおむね以下のようなリスク低減に向けた進捗が見られた。

(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 つの基本方針（汚染源を「取り除く」、汚染源に水を「近づけない」、汚染水を「漏らさない」）に基づき対策が進められている（図 3-1）。

「汚染源を取り除く」については、多核種除去設備等での処理を進めている。

「汚染源に水を近づけない」については、2016 年 3 月より陸側遮水壁の海側と山側の一部、2016 年 6 月より山側の 95%の範囲の凍結を開始した。同年 10 月には、海側の凍結を完了し、2017 年 3 月 3 日から残り 5 箇所の未凍結箇所のうち 4 箇所の凍結を開始しており、2017 年 3 月末において、山側の未凍結箇所は、1 箇所を残すところまで進展した（図 3-2）。海側凍結完了後、4m 盤の汲み上げ量は、3 分の 1 程度（2017 年 3 月平均で約 118m^3/日）まで減少している。また、建屋内滞留水の処理にあわせてサブドレンによる建屋周辺の水位低下も進められ、これに伴い、建屋への流入量は、2017 年 3 月の平均で 120m^3/日程度に減少してきている。

「汚染水を漏らさない」については、周辺海域の放射性物質の濃度は低いまま安定している。

建屋内滞留水については、1 号機タービン建屋内滞留水の水位低下を進め、2017 年 3 月 24 日に最下階の床面まで水を取り除いた状態となっていることが確認された。また、2020 年建屋内滞留水の処理完了に向けた計画が提示された。

(2) 使用済燃料プールからの燃料取り出し

1 号機では、原子炉建屋カバー壁パネルの取り外しを完了し、オペレーティングフロア（以下「オペフロ」という。）のガレキ状況等の調査を実施し、燃料交換機の状況等、ガレキ撤去計画立案の情報の取得を進めている。

2 号機では、燃料取り出しに向けた原子炉建屋周辺のヤードを整備し、オペフロへのアクセス構台の設置が完了した。

3 号機では、オペフロ線量低減策（除染、遮へい）を完了し、2017 年 1 月より燃料取り出し用カバー等設置作業を実施中である。

(3) 燃料デブリ取り出し

1 号機では、2017 年 3 月 18 日から 3 月 22 日にロボットによる PCV 内部調査を実施した。1 階から線量計及びカメラを吊り降ろし、ペデスタル外地下階と作業員アクセス口近傍の状況を確認する調査を実施し､PCV 底部に近づくほど線量が上昇する傾向及び底部の状況を撮影し、堆積物を確認した。

2 号機は、2017 年 1 月 26 日から 2 月 16 日にロボット等による PCV 内部調査を実施した。ペデスタル内を撮影した画像を鮮明化し、制御棒交換作業時の足場であるグレーチングの脱落や変形等の状況を確認した。

3 号機は、2017 年 7 月 19 日から 7 月 22 日に水中遊泳式遠隔調査装置（以下「水中 ROV」という。）による PCV 内部調査を実施し、ペデスタル内に溶融物が固化したと思われるものやグレーチング等、複数の落下物、堆積物を確認した。また、2017 年 5 月から実施しているミュオン測定の現時点での評価において、原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）内部には一部の燃料デブリが残っている可能性はあるものの、大きな高密度物質の存在は確認されていない。

(4) 廃棄物対策

発生量低減対策を継続するとともに、焼却炉運転による保護衣保管量の低減が開始された。固体廃棄物の発生量予測の見直しを行い、保管管理計画を更新した[1]。また、性状把握を目的に試料採取と分析が進められ、分析施設整備等も進められている。

(5) その他の具体的な対策

敷地内の環境改善として、4m 盤等のガレキ撤去やフェーシングを進めた結果、身体汚染のリスクが低減されたことから、当該エリアを一般服エリア（一般作業服及び構内専用服と使い捨て防じんマスクで作業できる範囲）の運用区分とした。

[1] 東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の固体廃棄物の保管管理計画（東京電力ホールディングス株式会社，2017 年 6 月 29 日）

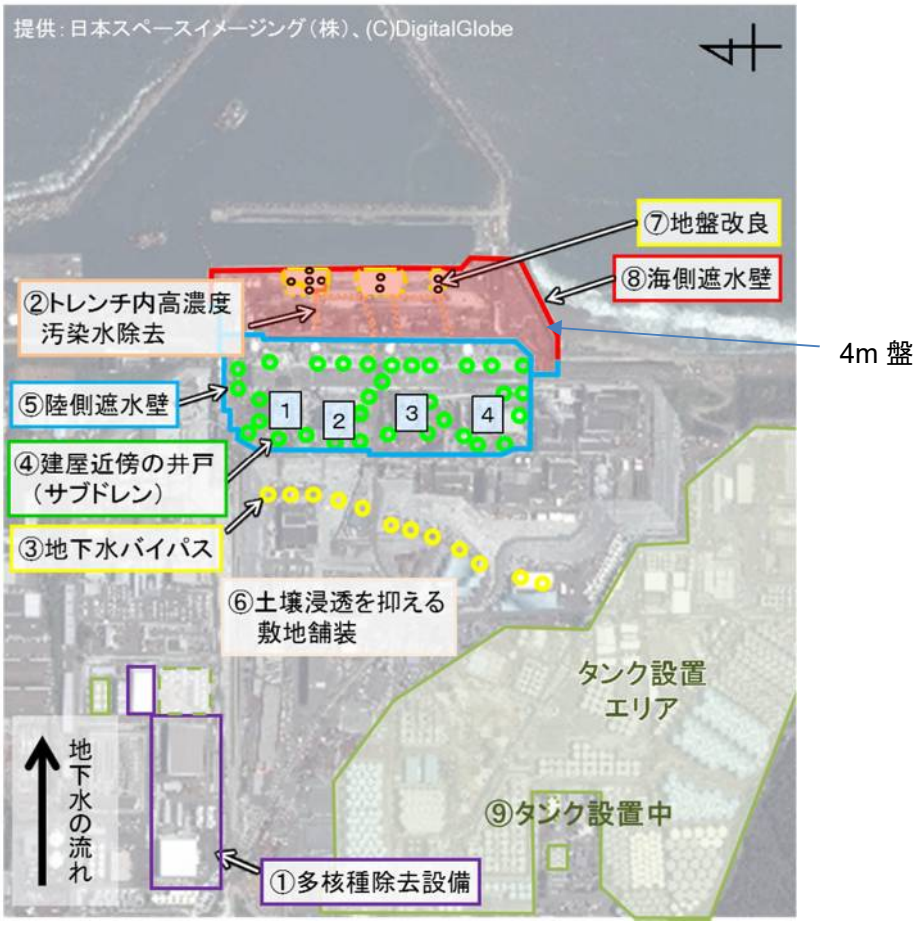


図 3-1　福島第一原子力発電所における汚染水対策

（東京電力　提供）

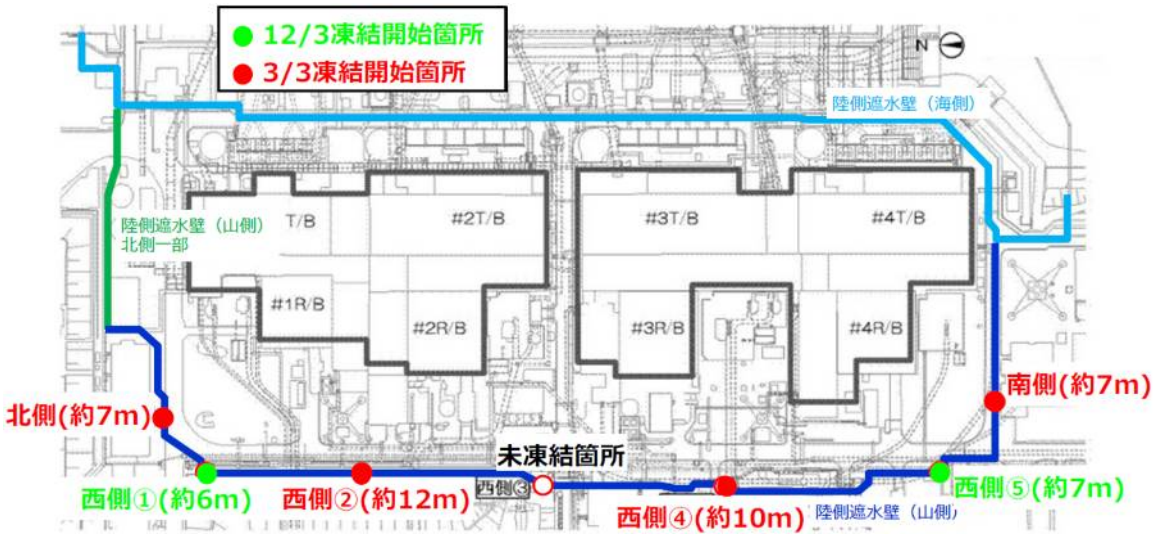


図 3-2　陸側遮水壁（山側）の一部閉合箇所

（東京電力　提供）

3.2. 放射性物質に起因するリスク低減の考え方

ここでは、福島第一原子力発電所の放射性物質に起因するリスクの低減の原則を述べるとともに、ISO[2]に示されるリスク低減プロセスを参考にして、放射性物質によるリスクを低減するための措置について述べる。

(1) 用語の定義

リスクに係る用語は様々に用いられることがある。ここでは、放射性物質に起因するリスク低減の考え方を検討するにあたり、ISO に示される用語の定義を参照して、以降で使用する用語を表 3-1 のとおり定義する。

表 3-1　用語の定義

用語	放射性物質に起因するリスク低減の考え方を検討するに当たって使用する用語の定義	ISO の定義
リスク源	人の健康や環境に対する負の影響を与える潜在的な可能性を有する放射性物質を含むもの	人の健康や環境に対する負の影響を与える潜在的な原因
影響度	放射性物質の放出による人の健康や環境に対する負の影響の重大さ	—
起こりやすさ	放射性物質の放出による人の健康や環境に対する負の影響が及ぼされる可能性	—
リスク	放射性物質による「影響度」と「起りやすさ」の組合せ	リスク源による「人の健康や環境に対する負の影響の重大さ」と「負の影響が及ぼされる可能性」の組合せ
リスクレベル	リスクの大きさ 第 3 章では「リスクレベル」を「影響度」と「起こりやすさ」の積で表す	—
リスク低減	放射性物質の排除又は放射性物質による「影響度」や「起りやすさ」の低減	—
リスク低減措置	リスク低減のための活動あるいは手段	リスク源の排除又はリスクを低減するための活動あるいは手段

なお、放射性物質による影響には、

- 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。

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したリスク低減の考え方と、リスクの低減を検討する上で重要となる作業員被ばくについて述べる。

[2] ISO/IEC Guide 51:2014; Safety aspects – Guidelines for their inclusion in standards

(2) リスク低減の原則

福島第一原子力発電所に存在するリスク源に対するリスク低減の原則は、リスク源に起因する人の健康や環境に対する負の影響の重大さを低減する活動あるいは手段と、リスク源に起因する人の健康や環境に対する負の影響が及ぼされる可能性を低減するための活動あるいは手段を適切に組み合わせ、個々のリスク源の有するリスクの大きさを速やかに低減し、リスクレベルが十分に低い状態を確保し維持することである。

また、福島第一原子力発電所の施設全体のリスクは、個々のリスク源の持つリスクの総計で表される。したがって、施設全体のリスクに対するリスク低減の原則は、個々のリスク源のリスクレベルを低減していくことで、段階的かつ速やかに、施設全体のリスクレベルが十分に低い状態を達成することである。

(3) リスク低減措置の考え方

上述の原則を踏まえてリスク低減措置を検討するに当たっては、リスク低減措置として取りうる様々な選択肢（オプション）を検討し、最適化する必要がある。リスク低減措置を最適化する上では、リスクレベルの低減の効果が十分得られること（安全）、リスク低減措置に係る作業安全を確保できること（安全、現場指向）、技術的に達成可能であること（確実）、限られたリソース配分の中でリソースの調達が可能であること（合理的）、可及的速やかに実施できること（迅速）等、2.2.2 項で述べた 5 つの基本的考え方を踏まえて検討することが重要である。

なお、リスク低減措置を行う対象やリスク低減措置の計画等を検討するに当たっては、前述の ISO に示される、リスク低減の手順を用いて進める。リスク低減の主な手順は、図 3-3 に示すとおり、リスク源の特定、リスクの推定、リスク評価、リスク低減の手順で進められる。

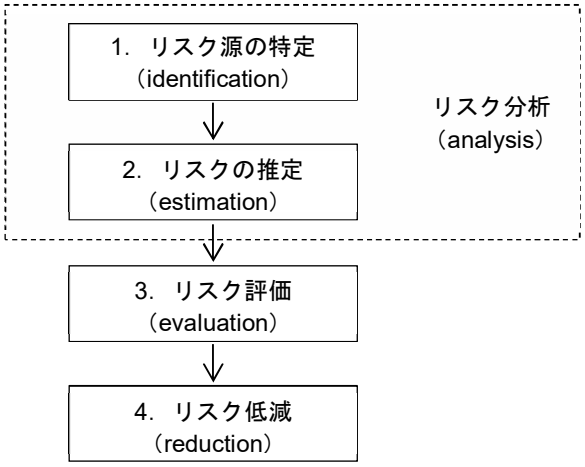


図 3-3　リスク低減の主な手順

以降では、3.2.1 項においてリスク源を特定し、3.2.2 項及び 3.2.3 項において特定したリスク源の有するリスクの推定及び評価を、3.2.4 項においてリスク低減措置の現状を述べる。さらに、3.2.5 項においてリスク低減措置に係る作業を行うに当たっての課題について述べる。

3.2.1　リスク源の特定

リスク源の特定は、リスク低減措置を講ずべき対象を抽出する作業である。ここで特定されたリスク源は、その後のリスクの推定及び評価、リスク低減措置の検討を行う対象となるため、広く包括的に抽出することが必要である。

福島第一原子力発電所におけるリスク源は、具体的には、ウラン及びプルトニウム等の核種（以下「重核種」という。）、セシウム等の核分裂生成物（以下「FP」という。）、原子炉の運転によって生じる Co-60 等の放射化物等、人や環境へ影響を与える要因となる放射性物質を含む物質である。このうち、現状において相対的にリスクレベルが高いと評価されるリスク源を以下のように特定する。

なお、現状において主要なリスク源に比べ放射性物質の含有濃度は低いと考えられるが、長期的にはリスク低減措置を検討する必要性があるリスク源として、汚染土壌、港湾堆積物等が存在する。これらのリスク源に対しては、リスクの推定や評価にむけて、今後も継続的に、汚染状況や汚染源となる核種、放射性物質の移動経路の分析等の情報を収集していくことが必要である。

表 3-2　主要なリスク源

<table>
<tr><td colspan="3">燃料デブリ</td><td>1～3 号機の RPV／PCV 内の燃料デブリ。</td></tr>
<tr><td colspan="3">プール内燃料</td><td>1～3 号機の使用済燃料プール内に保管されている燃料集合体。</td></tr>
<tr><td colspan="3">共用プール内燃料</td><td>共用プール内に保管されている燃料集合体。</td></tr>
<tr><td colspan="3">乾式キャスク内燃料</td><td>乾式キャスク内に保管されている燃料集合体。</td></tr>
<tr><td colspan="3">建屋内滞留水</td><td>1～4 号機建屋、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋内に滞留する汚染水。</td></tr>
<tr><td colspan="3">濃縮廃液等</td><td>タンク内に保管されている濃縮廃液等。多核種除去設備以外で処理をしたストロンチウム処理水を含む。</td></tr>
<tr><td rowspan="5">固体廃棄物</td><td rowspan="3">水処理二次廃棄物</td><td>吸着塔類</td><td>セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置等で用いた使用済吸着材。</td></tr>
<tr><td>廃スラッジ</td><td>除染装置の運転に伴って発生した凝集沈殿物。</td></tr>
<tr><td>HIC スラリー</td><td>多核種除去設備及び増設多核種除去設備で発生した、高性能容器（HIC）に保管されているスラリー。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">ガレキ等</td><td>ガレキ類（貯蔵庫内）</td><td>固体廃棄物貯蔵庫内に収納されている高線量（30mSv/h～）のガレキ類。</td></tr>
<tr><td>ガレキ等（屋外）</td><td>覆土式一時保管施設、仮設保管設備、容器収納、一時保管槽、シート養生、屋外集積にて保管されているガレキ類や伐採木等。</td></tr>
<tr><td colspan="3">建屋内汚染構造物等</td><td>原子炉建屋、PCV 又は RPV 内で、事故により飛散した放射性物質により汚染された構造物、配管、機器等、及び、事故以前の運転時の放射化物。</td></tr>
</table>

戦略プランでは、これら特定した主要なリスク源を対象として、放射能量や形態、閉じ込めの状態等を因子として用い、リスクの推定と評価を試みた。この結果を 3.2.2 項及び 3.2.3 項に述べる。

なお、福島第一原子力発電所に存在する各リスク源の放射能と崩壊熱は、事故から 6 年が経過し、事故直後と比較すると大きく減少している。また、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。図 3-4 に、各号機の燃料デブリ

の放射能及び崩壊熱を示す。いずれも事故当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。

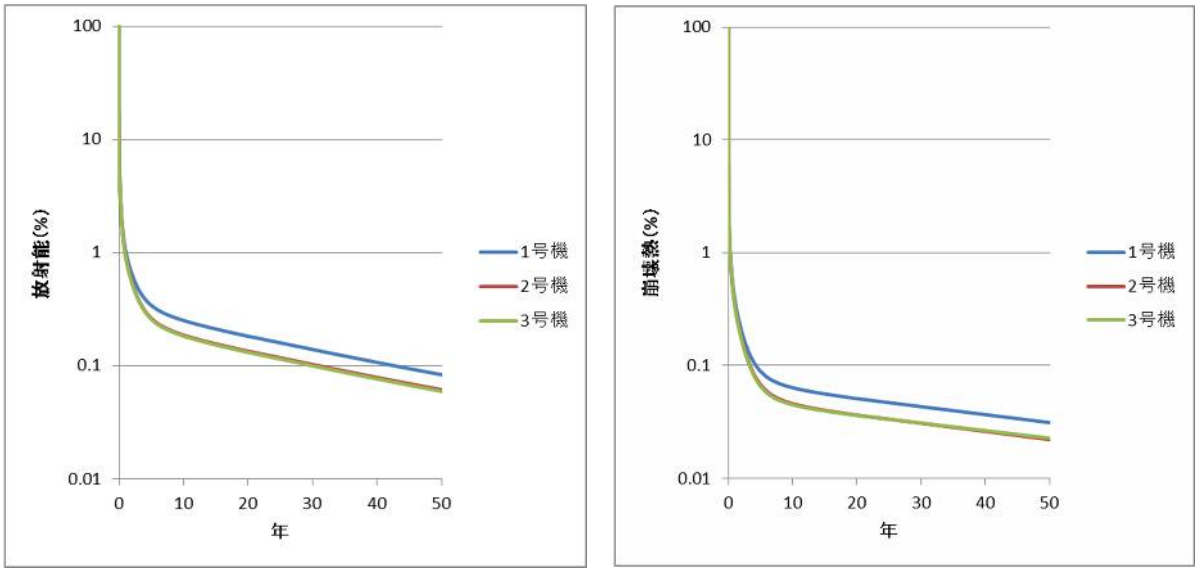


図 3-4　各号機の燃料デブリの放射能（左）と崩壊熱（右）の評価値

（出典：JAEA-Data/Code 2012-018）

3.2.2　リスク推定

リスクの推定は、リスク源の有するリスクレベルの分析によって行う。ここでは、リスクレベルを表現する手法として英国原子力廃止措置機関（以下「NDA」という。）が開発した Safety and Environmental Detriment（以下「SED」という。）のスコアを用いる。SED では、公衆に対する主要なリスクとして、放射性物質が経口・吸引摂取により人に取り込まれることによる内部被ばくの潜在的な影響度とその起こりやすさをスコア化している。SED のスコア（数値）に物理的な単位は与えられていないが、リスク源ごとに情報の信頼性や精度に大きくばらつきがある場合に、リスクレベルや作業によるリスクレベルの低減効果等を、相互比較によって分析するのに有効な手法である。SED で表すリスクレベルは以下の計算式で与えられる。SED の計算式については、添付 3 に述べる。

SED で表すリスクレベル ＝ （潜在的影響度）×（管理重要度）

リスクレベルを SED で表した場合、「影響度」を表す指標は「潜在的影響度」、「起こりやすさ」を表す指標は「管理重要度」が該当する。第一項の「潜在的影響度」は、リスク源が持つ放射性物質の量に、拡散のしやすさや人や環境への取り込まれやすさの観点から気体、液体、固体等の形態を加味し、リスク源の固有の不安定性を制御する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。第二項の「管理重要度」は、閉じ込め状態やリスク源の状態を表すもので、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とリスク

源の状態変化や梱包・監視状態等を組合せ要素とする因子とで構成される。これら因子は分類分けにより評価され、各分類にスコアを設定している。このため、福島第一原子力発電所のリスク源のリスクレベルを、SED を用いて表す上では、管理重要度を構成する各因子を分類分けする際の判断指標について、福島第一原子力発電所のリスク源への適用性を向上する修正を行っている。

3.2.2.1 潜在的影響度

潜在的影響度は、Inventory、FF 及び CF の因子を用いて、以下の式で与えられる。

潜在的影響度 =（放射性物質の有する毒性の合計）×（形態係数）／（制御係数）
= Inventory × FF ／ CF

(1) Inventory（インベントリ）

Inventory は、リスク源の有する放射能に起因する毒性を示す因子である。NDA の開発した SED で用いられる Inventory は、リスク源の放射能量（単位：Bq）と表 3-3 に示す潜在的比毒性（Specific Toxic Potential）の積で表され、放射性物質が人体に及ぼす影響の程度を表す基本的な量である（添付 3 を参照）。

表 3-3 主要な核種とその潜在的比毒性（STP）

核種	半減期[3]	STP（m^3/TBq）[4]
Pu-238	87.7 年	66,000,000,000
Pu-239	2.41×10^4 年	72,000,000,000
Pu-240	6.54×10^3 年	72,000,000,000
Pu-241	14.4 年	1,380,000,000
Am-241	4.32×10^2 年	57,600,000,000
Cm-244	18.1 年	34,200,000,000
Sr-90	29.1 年	96,000,000
Cs-134	2.06 年	12,000,000
Cs-137	30.0 年	23,400,000

燃料デブリ、プール内燃料、建屋内滞留水、濃縮廃液等、水処理二次廃棄物（吸着塔類、廃スラッジ、HIC スラリー）、ガレキ類（貯蔵庫内）及びガレキ等（屋外）については、公開データから放射能量（単位：Bq）を推定した。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。建屋内汚染構造物等については、放射化量については、通常の原子炉に対する公開データから推定し、炉心溶融事故時に揮発し飛散した FP による汚染量については表面に付着しているものとし、事故進展解析コードの解析値を用いて、その付着量を推定

[3] ICRP Publication 72
[4] NDA, Instruction for the caluculation of the radiological hazard potential, EGPR02-WI01 Rev 3, 吸引影響相当

した。建屋内滞留水、濃縮廃液等、水処理二次廃棄物、ガレキ類（貯蔵庫内）及びガレキ等（屋外）については、これらリスク源に含まれる放射性物質とその放射能を、サンプル分析値に基づき推定した。

なお Inventory は現在得られているデータから推定しているため、今後も新たな知見やデータが得られた場合には、新たなデータに基づき放射能量の改訂や再解析を行い、それぞれのリスク源について Inventory を適宜見直していくことが必要である。

(2) FF（形態係数）

FF は、リスク源の有する形態を示す因子であり、リスク源の拡散のしやすさと人と環境への取り込まれやすさをスコア化している。このため、拡散し易く、人や環境に容易に取り込まれやすい、気体、液体、エアロゾル等はスコアが高い。濃縮廃液等や水処理二次廃棄物等は、その形態は直接的に観測されており、比較的明確に FF を設定できる。一方、燃料デブリは、様々な形態が混在すると考えられるうえ、個々の形態の存在割合に関する情報は直接的観測に基づくものではないため、FF に対する不確かさが大きくなることに注意する必要がある。

FF の設定については、燃料デブリは事故進展解析コードの解析結果等を基に主要な形態を推定した。燃料デブリ以外のリスク源は、直接的な観測や分析に基づき設定した。使用済燃料は、燃料要素（ペレット）の集合体であることから不連続な固体とし、使用済燃料に含まれる揮発性 FP の一部は、プレナム部に蓄積しているとみなし、粉体として取り扱った。濃縮廃液等及び建屋内滞留水は液体、水処理二次廃棄物はスラッジ又は粉体として扱った。なお、吸着塔類は放射性物質が吸着材に化学的に反応・吸着されたものであるが、FF の設定値には反応・吸着されたものを取り扱うスコアが設定されていない（添付 3 参照）ため、保守的に粉末状の放射性物質による表面汚染物であるとして粉体のスコアを用いた。ガレキ類（貯蔵庫内）及びガレキ等（屋外）はこれらの表面に放射性物質が付着することにより汚染したものが主であるとし、表面汚染物として粉体として取り扱った。建屋内汚染構造物等については、放射化物は固体状であるとし、FP による汚染は表面汚染物として粉体として取り扱った。

(3) CF（制御係数）

CF は、リスク源の持つ固有の不安定性[5]により、通常管理状態において、閉じ込めの状態が損なわれる事象が顕在化するまでの時間余裕をスコア化した因子である。ここでは、制御性に関して最も時間余裕が短いもの、すなわち制御性が最も低いものを保守的に選択し、CF として設定している。なお、地震等の代表的な自然災害に対する閉じ込めの状態の堅牢性・信頼性については、以降に述べる修正 FD の判断指標として取り扱っているため、CF では取り扱われない。

CF の設定値については、燃料デブリは、冷却機能が失われるまでの時間余裕、又は、窒素供給機能が失われ水素濃度が可燃限界値を超過するまでの時間余裕のうち、より短いものとして推定した。ただし、燃料デブリの冷却状態や水素濃度の変化率等に不確実性が高いことか

[5] CF では、制御の対象となる主な固有の不安定性として、発熱（崩壊熱）、腐食性（自身が腐食する）、発火、腐食（容器等を腐食する）、二次生成物（ガス発生）、水との反応（溶出、放射能による水の放射線分解）、気体との反応、臨界性を取り扱っている。

ら、CF の設定の不確かさが大きいことに注意する必要がある。プール内燃料及び共用プール内燃料については、冷却装置の停止によりプール水位が燃料頭頂部まで低下し、冷却機能が大きく失われ始めるまでの時間余裕として推定した。なお、燃料デブリやプール内燃料は現状では未臨界状態が維持されており、通常管理状態において臨界に対する動的設備等による常時の制御は必要ないことから、通常管理状態における臨界性に対する制御性は十分に高いと評価した。

乾式キャスク内燃料、濃縮廃液等及びガレキ等は、崩壊熱に対する冷却等の動的機器による制御が不要、すなわち自然対流による放熱が可能であるため、制御性は高いとした。建屋内汚染構造物等は、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ことを考慮した。HIC スラリーについては、水素発生の影響の監視を継続しており、スラリー充填量の見直しや上澄み水の抜取り等の対策による水素発生影響の緩和効果を確認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撹拌停止に対する時間余裕を推定した。

3.2.2.2 管理重要度

管理重要度は、修正 FD 及び修正 WUD の因子を用いて、以下の式で与えられる。

管理重要度 = (（施設記述子）×（不安定性記述子）)^4

= (修正 FD × 修正 WUD)^4

(1) 修正 FD（施設記述子）

修正 FD は、リスク源の現在の閉じ込め状態を記述する因子である。収納容器等の多重性や、リスク源を十分に安定管理がなされている状態とするまで閉じ込め状態を確保できるか否か、地震や津波等の代表的な自然災害に対し閉じ込め状態を維持できるか等の判断要素を用いて、閉じ込め状態の信頼性の程度を分類し、スコア化している。

燃料デブリ、プール内燃料、建屋内滞留水については、これらリスク源を閉じ込めている原子炉建屋等は、炉心溶融事故及びこれに伴う水素爆発や、津波の影響を受けているものの、圧力等の重要なパラメータはおおむね安定しているため、一定の閉じ込め状態を確保していると判断した。プール内燃料については、1,3 号機では水素爆発の影響により原子炉建屋オペフロ上に大物ガレキが落下していることが確認されており、この影響を考慮した。なお、3 号機燃料プール内の大物ガレキについては、2015 年時点で撤去が完了しているため、ガレキ撤去による効果も考慮した。建屋内滞留水は、サブドレン強化や陸側遮水壁の一部運用開始により、地下水との水位調整機能が強化したことから、閉じ込め状態が向上していると評価した。

事故後の初期に生成された廃スラッジは、プロセス主建屋地下に位置する造粒固化体貯槽に貯蔵されており、漏えい監視や水素排気等を実施していることを考慮した。

ガレキ等、濃縮廃液等、水処理二次廃棄物は、それぞれ事故後に設置された施設等に保管されており、共用プールと乾式キャスクについては事故の影響を受けていないと判断し、その保管状態に基づき評価した。

(2) 修正 WUD（不安定性記述子）

修正 WUD は、リスク源の有する固有の不安定性や管理状態が安定保管に影響を与える度合いを表す因子である。修正 WUD は、リスク源の不安定性（劣化や腐食等）の有無、リスク源が梱包されているか否か、適切な管理や監視を行っているか否か等の判断要素を用いて、リスク源の不安定性の性質や管理状態の適切性の程度を分類し、スコア化している。したがって、リスク源の持つ固有の不安定性そのものが大きいものや、取扱いが困難なものほど、修正 WUD のスコアが大きくなる傾向にある。なお、本来の SED 指標にはないが、その存在が他のリスク源のリスク低減措置に影響を及ぼすか、早期にリスク低減措置を行うべきか等も考慮した。

共用プール内燃料や乾式キャスク内燃料等のリスク源は、重核種を含む燃料要素から構成されるが、その性質は実測値や解析等により把握されており、適切な管理や監視を行っていることから、修正 WUD は比較的小さい評価となっている。

3.2.3 リスク評価

2017 年 3 月時点の情報に基づいて行ったリスクの推定に基づき、主要なリスク源のリスクレベルを、「潜在的影響度」を縦軸に、「管理重要度」を横軸にとり、図 3-5 に例として二次元表示のイメージとして示す。図では、潜在的影響度と管理重要度をスコア化する上で、各因子に対するデータの不確かさや判断要素に対する考え方のバラツキの影響を広がりによって示している。潜在的影響度に関しては、放射性物質の濃度や量、形態及び復旧までの時間余裕に対する推定の不確かさを考慮した。建屋内汚染構造物等及び燃料デブリについては、形態の不確かさを大きく設定した。管理重要度に関しては、二つの因子が本来定性的な情報を定量化したものであることを踏まえて、スコアの幅を不確かさとした。ガレキ等（屋外）については様々な保管状態を考慮した。

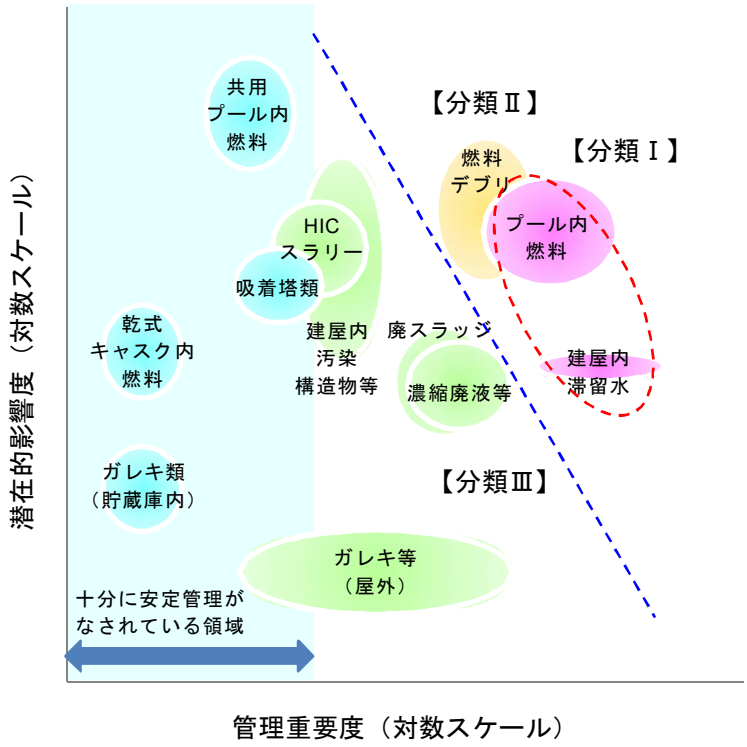


図 3-5　福島第一原子力発電所のリスク源が有するリスクレベルの例

各リスク源のリスクレベルを相対比較した結果から、次のように分類した上で、リスク低減措置を検討することが適切であると考えられる。

【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
- 建屋内滞留水

【分類Ⅱ】周到な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計画的に措置すべきリスク源

- 濃縮廃液等
- 廃スラッジ
- HIC スラリー
- ガレキ等（屋外）
- 建屋内汚染構造物等

上記以外のリスク源である共用プール内燃料、乾式キャスク内燃料、及び、ガレキ類（貯蔵庫内）は、事故前から安全に設計・使用されており、冷却等の制御性や構造健全性の観点から事故の影響を受けていない施設に保管されている。吸着塔類は事故後に設計されており、また残水の有無の確認や残水の水質分析結果から容器の腐食が進行するような環境ではないことを確認して

いる。これらについては、今後も管理を継続することによって十分に安定管理がなされている状態を維持することができる。

これらは、健全な原子力発電所における設備と同程度の安定管理がなされている状態にあると考えられる。このため分類Ⅰ、Ⅱ、Ⅲと評価されるリスク源に対しては、この領域に持ち込むことを当面の目標とする。

3.2.4 リスク低減措置の現状

現在までに行われている主なリスク低減措置としては、4 号機プール内燃料を取り出し、十分に安定管理が成された領域にある共用プールへ移送した（2014 年完了）。濃縮塩水は処理を完了した（2015 年完了）。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を処理し、トレンチを閉塞した（2015 年完了）、等が挙げられる。また、建屋内滞留水については、サブドレン機能の強化と陸側遮水壁の一部運用開始により地下水等流入量を低減させ、建屋内滞留水の増加を緩和しているとともに、建屋内滞留水の水位と建屋周辺の地下水位との水位差を確保しながら、建屋内滞留水の水位を低下させ、建屋内滞留水の総量の低減を図っているところである。また、固体廃棄物については、保管管理計画を定め、リスク低減に取り組んでいるところである。

3.2.4.1 分類Ⅰのリスク低減措置

分類Ⅰは可及的速やかに対処すべきリスク源であり、(1) プール内燃料と (2) 建屋内滞留水が該当する。

(1) プール内燃料

1～3 号機のプール内燃料は、耐震性を持つラックに収納され隣接する燃料間の距離を保つ対策が施されている。また冷却材の供給が停止した場合も、プール水が蒸発し燃料集合体が露出し始めるまでの時間余裕が比較的長い。また被覆管に閉じ込められた燃料棒であり、拡散しにくい状態を保っている。

一方、1,3 号機では炉心溶融事故に伴う水素爆発の影響により、原子炉建屋が損傷した。また 1,2,3 号機とも事故により冷却設備等が損傷したことにより、事故以前に有していた従来の閉じ込め機能や管理機能と同一の機能が完全には確保されていない状態にある。このため、プール内燃料は、現在の場所から取り出し、共用プールへ移送することが計画されており、共用プールへ移送することによって、十分に安定管理された領域に持ち込むことが可能となる。

3 号機では、燃料取り出しに向け、プール内の大型ガレキの撤去作業を実施し、2015 年 11 月に撤去が完了した。またプール内やオペフロ上のガレキ撤去により、ガレキが崩落する等で、プール内燃料や燃料集合体が収納されているラックを損傷する可能性が排除された。現在、燃料取り出しにむけ、2017 年 1 月より使用済燃料取り出し用カバー等の設置作業に着手しているところである。

1 号機では、燃料取り出しに向け、オペフロ上に確認されているガレキを撤去することが必要となる。これまでの調査から、オペフロ上は高線量を確認、また、使用済燃料プールのある

原子炉建屋南側は、天井クレーンや崩落した屋根が覆っている状況であり、取り出し方法等について鋭意調査・検討を進めている。

2 号機は、原子炉建屋は重大な損傷を受けておらず、1,3 号機のプール内燃料に比べて、良い閉じ込め状態にある。今後の燃料取り出しに向け、オペフロへのアクセス構台の設置作業が 2017 年 2 月に完了している。

(2) 建屋内滞留水

建屋滞留水は 1 号機タービン建屋内の復水器内貯留水の水抜きや、1 号機タービン建屋の最下階エリアの滞留水除去（2017 年 3 月完了）を実施しており、これにより、図 3-6 に示す建屋内滞留水全体の放射性物質量の低減が図られている。また、サブドレン機能の強化や陸側遮水壁の一部閉合により、滞留水の水位を地下水よりも低く維持するための水位管理が強化された。今後も、放射性物質濃度が高いタービン建屋内の復水器内貯留水の水抜き等によって放射性物質量の低減を図っているところである。

なお、建屋内滞留水のくみ上げを進める過程において、放射性物質を含むスラッジの堆積が確認されている。このため、これら堆積物については、くみ上げ後にリスク源として残留することのないよう、建屋内滞留水と攪拌させながら回収する措置を講じている。

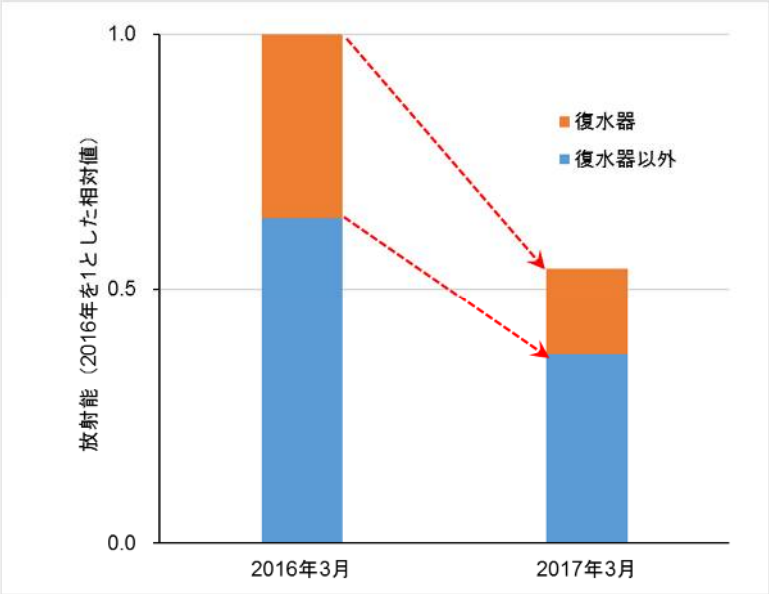


図 3-6　建屋内滞留水の放射能量の低減

3.2.4.2　分類Ⅱのリスク低減措置

分類Ⅱは周到な準備・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であり、燃料デブリが該当する。

燃料デブリは、現在は一定の閉じ込め状態にあるが、様々な場所に様々な形態で存在することや、中長期的な形態や物性の変化の可能性が考えられることから、できるだけ早期に取り出し、適切な保管状態とすることを目指し、技術検討が進められているところである。

これまでの調査により原子炉建屋内の汚染状況や、PCV 内部の状況は徐々に判明しつつある。しかしながら、燃料デブリの実際の状態は確認できておらず解析や実験等で推定はしているが、その不確かさは大きいと言わざるを得ない。このため、燃料デブリの形態や分布状況等の情報を収集すべく調査を鋭意進めているところである。

3.2.4.3 分類Ⅲのリスク低減措置

分類Ⅲは、リスクレベルの低減と十分に安定管理が成された状態の確保に向け、措置すべきリスク源であり、濃縮廃液等、廃スラッジ、HIC スラリー、ガレキ等（屋外）、建屋内汚染構造物等が該当する。

- 濃縮廃液等は、ストロンチウム処理水を多核種除去設備で再度浄化する等により、更なるリスクレベルの低減を図っている。
- 廃スラッジは、適用可能と考えられるリスク低減措置のオプションが検討されているところである。
- HIC スラリーは、高性能容器（HIC）に収納しており比較的安定した状態にある。今後の更なるリスクレベルの低減に向けて、リスク低減措置のオプションが検討されているところである。
- ガレキ等（屋外）は、比較的線量の低い使用済み保護衣類や可燃物等の一部は、雑固体廃棄物焼却設備による焼却処理ののち焼却灰を容器収納し、固体廃棄物貯蔵庫に保管する措置を進めており、十分に安定管理がなされている領域に持ち込みつつあるところである。
- 建屋内汚染構造物等は、建屋等の解体撤去とともに取り除かれる。ただし、分類Ⅱに区分される燃料デブリへのアクセスにおいて障害物となる等の場合は、必要に応じて取り除く等の検討が行われる。

これら分類Ⅲに区分されるリスク源は、分類Ⅰ、分類Ⅱに比べ総じてリスクレベルが低い状態にあり、また、今後も継続的な維持・管理を行うことによって、一定のリスクレベル状態を維持することができると考えられる。しかしながら、これらの中には、表面に放射性物質が付着することにより汚染したものやスラッジ状のもの、水素発生等の反応性を有しているもの等が含まれている。このため、今後も引き続き、十分に安定管理が成された状態に持ち込むべくリスク低減に向けた検討を継続し、計画的にリスク低減措置を実施していくこととしている。

3.2.5　リスク低減時の課題

(1) 低減措置実施中のリスク

3.2.4 項で述べたリスク低減措置を実施する際、一時的なリスクレベルの変化及び作業員の被ばくを考慮する必要がある。リスク低減措置の実施中には、リスク源の状態や閉じ込め機能の変化等によりリスクレベルが増加又は減少する可能性がある。また、作業員は、設備の設置、補修、作業等に伴って被ばくすることになる。以下では、このような課題に対する考え方を整理する。

現存するリスク源を何もしないままにしておくと、施設の劣化やリスク源の状態変化等により、時間の経過とともにリスクレベルが増加し、長期的には受容できないレベルに達する可能性がある。また、施設やリスク源に変化がなくても、時間経過とともにリスクが顕在化する（例えば、実際に地震が発生してその影響を受ける）可能性が高まる。このような状況は回避しなければならず、適切な時期までにリスク低減措置を実施して、広く受容されるレベルにまでリスクを低下させるべきである。

このようなリスク低減のための措置を実施する際に一時的にリスクレベルが増加する可能性がある場合は、その増加量を最小化することが重要である。しかしながら、最小化を目指すあまり、その準備や作業に長い期間をかけることになると、現存するリスクを長期間存続させることになりかねない。さらに、この長期化に伴って作業員の被ばくも増加する可能性がある。したがって、一時的なリスクレベル増加の抑制は、現存するリスクの速やかな低減及び作業員の被ばく低減を総合的に判断して慎重に行うべきである。

なお、このようなリスクレベルの時間変化はリスク源によって異なるため、リスク源の特徴に応じた適切なタイミングを設定し、それに向けて周到な準備を行うことが重要である。また、様々な不確かさの下で作業を進めざるを得ないため、不確かさが解明されるたびに立ち止まって、計画を見直す柔軟さが必要である。

(2) リスクと対策の例

分類Ⅰ及び分類Ⅱに属し放射性物質のインベントリが多いプール内燃料と燃料デブリについて、想定されるリスク低減措置中のリスクとその対策の例を以下に記す。実際にリスク低減措置を行う際には、事前に入念な検討を行った上で十分な対策を講じ、リスクレベルを下げておくことが重要である。

プール内燃料は、使用済燃料プールから取り出され、構内用輸送容器に収納して輸送され、共用プールに移送・保管される[6]。使用済燃料プール及び共用プールは、十分な未臨界性と冷却能力を有している。構内用輸送容器も、臨界と冷却に対して十分余裕を持って設計されている。閉じ込めに関しては、燃料ペレットは被覆管に収容されており、構内用輸送容器は十分な強度を有している。ただし、重量物や移動中の燃料の落下は燃料を損傷させる可能性があるため、事前に影響評価及び落下防止策を行っている。また、放射性ダストの飛散抑制対策、ガレキ撤去等に伴う作業員の被ばく低減のための除染及び遮へいが、綿密な準備の下に進められている。

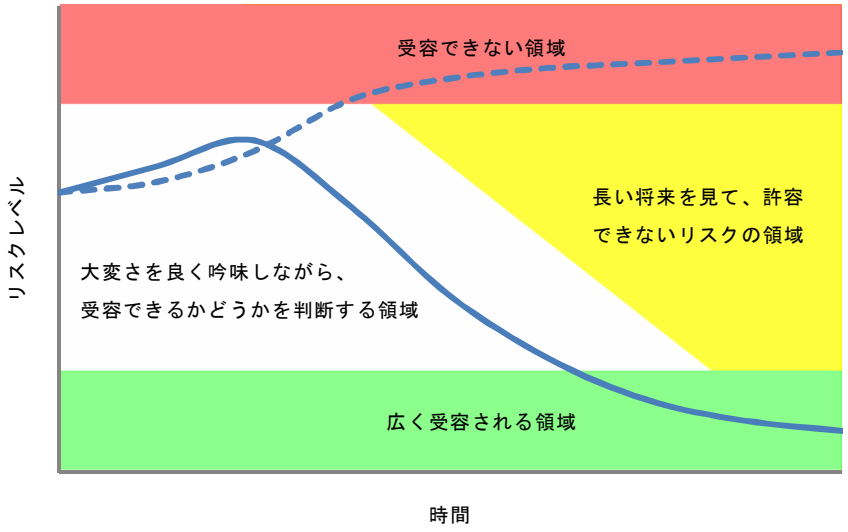
[6] 特集「福島第一原子力発電所使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けた取り組みについて」日本原子力学会誌, Vol.59, No.1 (2017)

燃料デブリは、一定の大きさに切削した上で缶に収納され、保管場所まで移動して保管される。その取り出しに向けて、水位上昇等による再臨界への対策、炉注水循環ループの検討、燃料デブリを収納する缶の設計等が進められている。また、切削時に発生する粉末状の燃料デブリに対する閉じ込め機能の向上、汚染された原子炉建屋内での作業に伴う作業員の被ばくを低減するための除染や遮へい等の検討が進められている。これらについては４章で詳しく述べる。

コラム：リスクの時間変化

英国のリスク管理の考え方の概要を、以下のイメージ図に示す。現在リスクレベルが白の領域にあるとしても、そのままの状態がいつまでも許容されるわけではなく、許容できない時期が到来する（黄色の領域）。さらに、時間の経過とともに、施設やリスク源の劣化等によりリスクレベルが増加する可能性がある（点線）。

一方、リスク低減措置を実施する場合には、リスクレベルが一時的に増加する可能性があるものの、周到な準備と万全の管理によって、受容できない領域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　リスク低減戦略の展開

主要なリスク源のうち分類Ⅰのプール内燃料や建屋内滞留水については、国と東京電力において既に対策が進められている。建屋内滞留水については低減が進み、建屋内滞留水処理が 2020 年に完了する見通しであるが、その後も引き続き必要となることを踏まえて、中期的な対策を検討することが求められる。

分類Ⅱの燃料デブリ、分類Ⅲの水処理二次廃棄物及びガレキ等については、それぞれ 4 章、5 章において具体的なリスク低減戦略を述べる（図 3-7）。

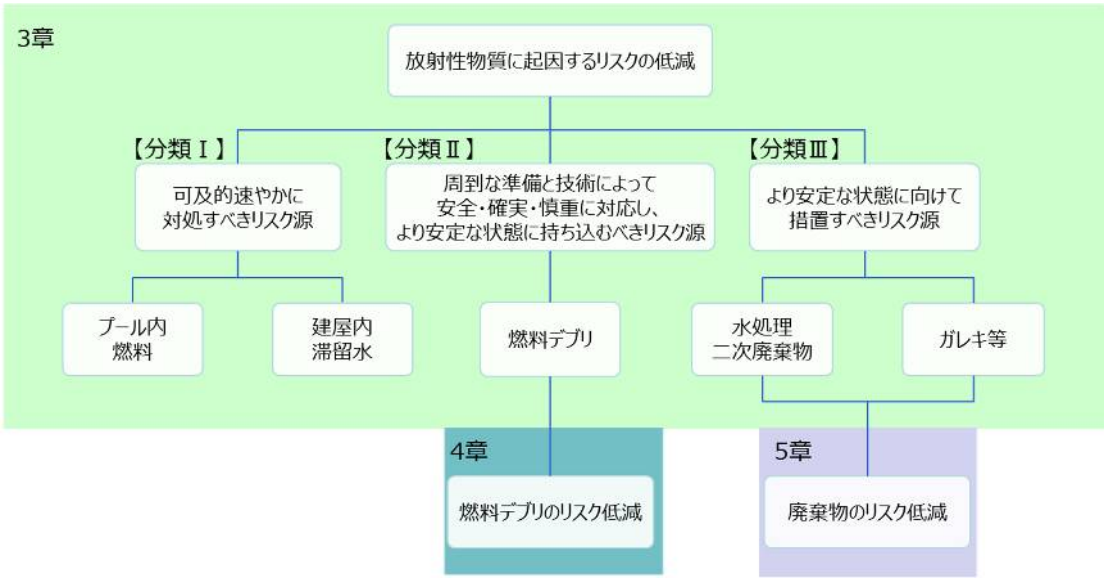


図 3-7　リスク低減戦略の展開

リスク低減戦略を実行する上で、安全確保は 5 つの基本的考え方の筆頭に挙げられており、その基本的考え方が 4 章及び 5 章においてそれぞれ検討される。以下では、それらに共通する考え方について述べる。なお、ここで対象とする安全は、施設及び種々の活動から生ずる放射線による有害な影響から人と環境を防護することである。

安全確保の基本的考え方の出発点として、IAEA の SF-1[7]に基本安全目的と基本安全原則が提示されており、基本安全目的を達成するために、基本安全原則に基づいて安全要求を策定し、安全対策を講じなければならないとしている。基本安全目的とは「人及び環境を電離放射線の有害な影響から防護すること」であり、そのためには、被ばくと放射性物質の環境放出の管理及び事故の発生防止と影響緩和が必要であるとしている。

SF-1 には 10 項目の基本安全原則が示されているが、戦略プランでは技術的な検討を行うとの観点から、責任や役割等に関する原則を除いて、以下の原則を特に考慮することとする。

「施設と行動の最適化」（原則 4）、「防護の最適化」（原則 5）及び「個人のリスクの制限」（原則 6）は各々、国際放射線防護委員会（以下「ICRP」という。）による放射線防護 3 原則（正当化、最適化、線量制限）である。「現在及び将来の世代の防護」（原則 7）は、環境影響を含む放射線影

[7] “Fundamental Safety Principles” IAEA Safety Standards Series No. SF-1 (2006)

響を地理的・時間的に広範囲にわたって考慮することを求めており、放射性廃棄物の管理にも係る。「事故の防止」（原則 8）は事故の発生防止及び影響緩和のための深層防護である。「現存又は規制されていない放射線リスクの低減のための防護措置」（原則 10）は、放射性物質の管理されない環境放出の後に採られる修復のような措置に係る状況をその対象の一つとしており、福島第一原子力発電所の廃炉もその一環と考えられる。

これらの原則を福島第一原子力発電所に適用するに当たっては、その実情を十分に考慮に入れた上で、被ばくと環境への影響の低減及び廃炉のための措置を合理的に実施できるように柔軟に検討すべきである。

このような基本安全目的及び基本安全原則に基づいて策定すべき安全要求は、長期にわたる廃炉の各段階で異なると考えられる。各段階における安全要求を考える上で、IAEA NW-T-2.7[8]の事故後の廃炉プロセスの分類が参考になる。同書では、事故後の状態を、緊急時対応、安定化、事故後クリーンアップ、安全な閉じ込め及び廃炉・サイト回復に分類している。福島第一原子力発電所は緊急時対応を過ぎており、以下ではそれ以降の段階について検討する。

安定化や事故後クリーンアップ等の初期段階では特に、その作業に伴って生じるリスクを抑制し、放射線影響から人と環境を守ることが求められる。このような安全要求は、3.2.5 項で述べたリスク低減措置の実施に伴う一時的なリスクレベルの変化に対する総合的な判断を行う上でも重要である。一方、安全な閉じ込めや廃炉・サイト回復等の後期段階では、関連する作業に伴う安全も重要であるが、閉じ込め状態にあるリスク源による放射線影響から人と環境を守ることがより一層重要となる。

福島第一原子力発電所に存在するリスク源のうち、分類Ⅰ及び分類Ⅱのリスク源は安定化又は事故後クリーンアップの段階にある。分類Ⅰの建屋内滞留水及びプール燃料については、既に計画されたリスク低減措置を実施中又は準備中であり、そのための安全確保は措置を講ずべき事項に則って進められている。

分類Ⅱのリスク源である燃料デブリの取り出しについても、基本的には措置を講ずべき事項に則って進めていくが、作業の詳細はこれから具体化するところであり、安全要求もそれに応じたものとすべきである。以下、4 章において、燃料デブリ及びその取り出し作業の特徴を踏まえて、燃料デブリ取り出し時の安全確保の基本的考え方を策定する。

分類Ⅲに属する固体廃棄物は、分類Ⅰ及び分類Ⅱのリスク低減措置の実施によって発生するものも含め、様々な特徴を有するものが登場する。これらのリスク低減も基本的には措置を講ずべき事項に従う。以下、5 章において、固体廃棄物について、通常の原子力発電所で発生していた廃棄物とは異なる様々な特徴を考慮して、IAEA や ICRP 等の国際機関が提唱する処理・処分に関する安全の考え方を調査・検討した上で、保管・管理及び処理・処分に係る安全確保の基本的考え方を取りまとめる。

いずれの場合においても、安全確保の基本的考え方を実効性のあるものとするためには、福島第一原子力発電所の実情を踏まえ、関係機関と課題を共有しながら柔軟に策定することが重要である。

[8] “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 (2014)

4. 燃料デブリ取り出し分野

4.1 燃料デブリ取り出し（リスク低減）の検討方針

(1) 現在の安定状態

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。

一方、事故発生後の 6 年間において、1～3 号機の燃料デブリに係るリスクレベルは格段に改善されてきた。事故後の時間経過に伴い短半減期の核種が減衰したことにより、原子炉内の放射能量（Bq）は約数百分の 1 以下に減少し、崩壊熱も 1000 分の 1 以下に大きく減少している（詳細は、3.2 節参照）。また、東京電力による事故後の緊急時対応やその後の安定化作業を経て、臨界、冷却、閉じ込め等に関するプラントパラメータは一定の安定状態を維持している。（詳細は、4.3 節参照）

(2) 燃料デブリ取り出しの意義

現在確保されている安定状態は、通常の原子力発電所において、十分な工学的措置により核燃料物質が管理されている状態とは異なり、損傷した原子炉建屋や溶融した炉心に対して、いわば暫定措置により一定の安定状態を維持している状況である。前述のリスク管理上の困難を踏まえれば、燃料デブリ取り出しは、このような状況を抜本的に改善して、より安定で安全な状態に持ち込むための方策であり、リスクに応じて、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”からの逸脱が発生し、外部に悪影響を与えるリスクであり、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。（詳細は、4.4 節参照）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）を回収して安定な保管状態に持ち込んだり、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い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

より高レベル放射性廃棄物を分離・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 号機の事故への取組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。現在、燃料デブリの想定外の経年変化や覆いの劣化が認められたこと等から、追加の閉じ込め構造物が設置される等の対策が実施され、最終的には取り出す方針の下で検討が継続されている。

したがって、福島第一原子力発電所の廃炉においては、上記のような取組は採用せず、以下のように燃料デブリ取り出しを進めることとする。

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、”広く社会に許容される低いリスクレベル”を確保することが当面の目標と言える。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等の取組によって、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。

(3) 燃料デブリ取り出し時のリスク抑制

燃料デブリを取り出す作業は、現在の安定状態に手を加え、燃料デブリにアクセスし、状態変化をもたらす行為であり、作業に付随するリスク（作業中の不具合等に起因する放射性物質の漏えいや作業者の被ばく等）が、許容される範囲を超えるほど高くなることがあってはならない。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。このため、燃料デブリ取り出し作業に伴うリスクを許容される範囲に低く抑えることができる安全、確実、かつ、現実的な方法で実施する必要がある。すなわち、中長期ロードマップ（2015 年 6 月改訂）でも示されている「工程優先ではなくリスク本位の姿勢」を踏まえ、燃料デブリ取り出しによる速やかなリスク低減と取り出し作業時のリスク抑制を適切なバランスで両立させる必要がある。このため、燃料デブリ取り出しの検討に際しては、IAEA/ICRP 等の国際的な安全原則にのっとり、リスクを慎重に評価しつつ柔軟に進めることが重要である。

4.1.1　燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた戦略的提案の位置付け

中長期ロードマップ（2015 年 6 月 12 日改訂）においては、PCV の水位や燃料デブリへのアクセスルートを組み合わせた複数の工法の実現可能性について、成立性の評価及び技術的な比較検証を行い、その結果を踏まえ、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することとしている。また、決定した方針を踏まえ、号機ごとの特性を踏まえた研究開発や実機適用のための設計等のエンジニアリング作業を行い、初号機における燃料デブリ取り出し方法を確定し、燃料デブリ取り出しの開始に結び付けるというプロセスを設定している。

これまで、燃料デブリ取り出しの実現に求められる要素技術及びそれらを組み合わせたシステム全体の視点から、燃料デブリ取り出しに関する 3 つの工法（①PCV 内を冠水して上からアクセスする工法、②気中で上からアクセスする工法及び③気中で横からアクセスする工法）の実現性を重点的に検討してきた。これまでの検討を通じて、それぞれの工法の実現に求められる要件（図 4.1-1 参照）やアクセスの仕方の特徴と得失等が明らかになるとともに、燃料デブリの分布や性状等についての内部状況の把握がある程度進展し、また、要素技術の開発に一定の成果が得られつつある。

「燃料デブリ取り出し方針の決定」に向けた戦略的提案は、国による「号機ごとの燃料デブリ取り出し方針の決定」に向けて、これまでに判明した情報を基に、燃料デブリ取り出し方針の技術的根拠を示し、現時点で想定し得る燃料デブリ取り出しの概念や現時点で最も適切と考えられる燃料デブリ取り出し開始に向けたアプローチを示すものである。

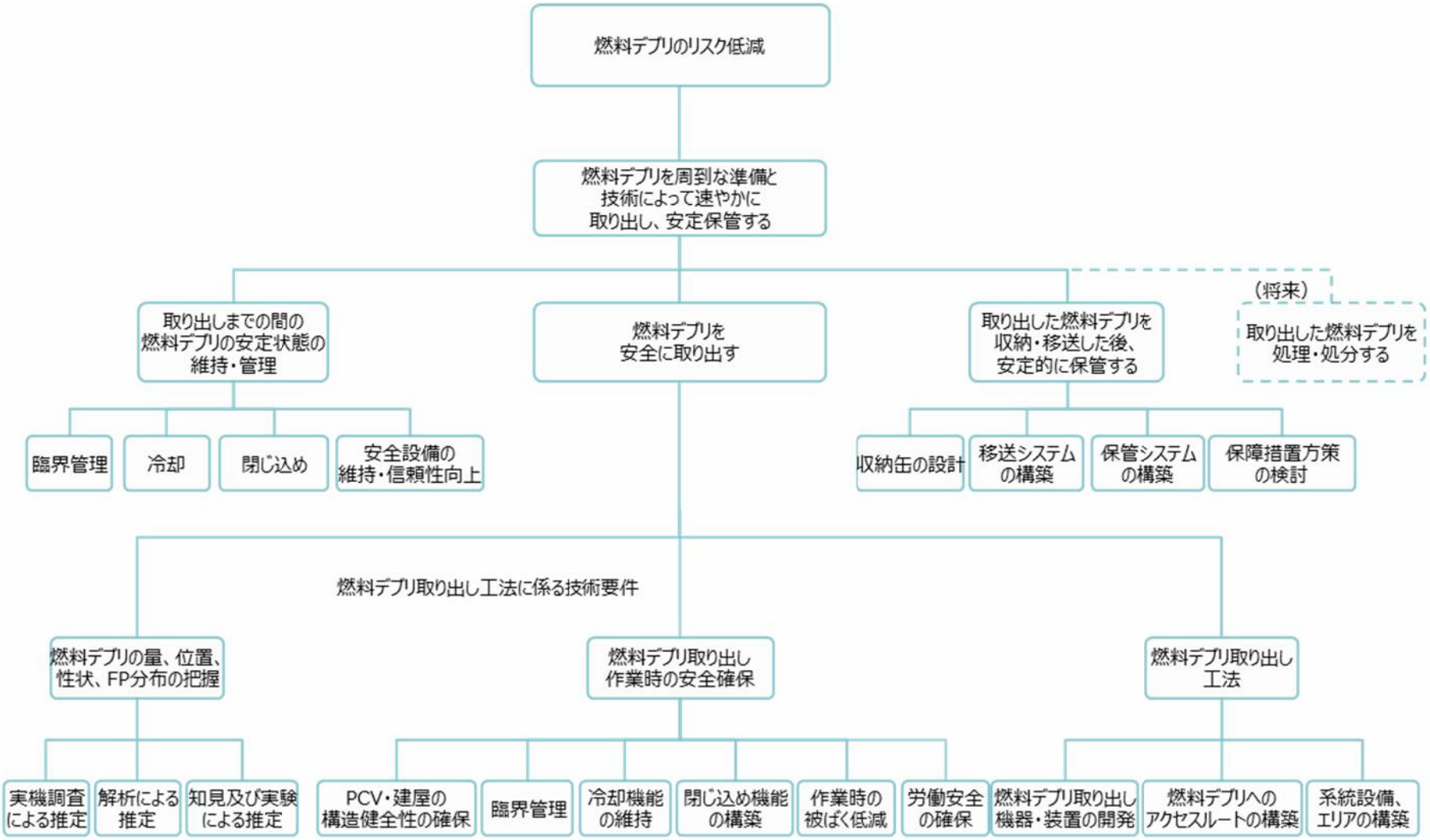


図 4.1-1　燃料デブリのリスク低減に向けたロジック・ツリー

4.1.2　燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた戦略的提案検討の流れ

戦略的提案は、図 4.1-2 に示すフローに従って検討した。本戦略プランでは、その検討内容の詳細を以下に示す 4.2 節から 4.7 節の構成により提示する。

4.2 節では、燃料デブリ取り出し作業において遵守すべき安全確保の考え方を福島第一原子力発電所の特徴も考慮した上で整理する。この安全確保の考え方は、燃料デブリ取り出し工法に求められる安全要求や機能要求のベースとなるものである。

4.3 節では、以降の検討の出発点となる福島第一原子力発電所の現状を、燃料デブリの分布、炉内構造物の状況及び放射線環境に代表される現場の状況の観点から整理する。

燃料デブリ取り出し方針を決めるためには、燃料デブリの概略の分布を把握できることが重要であり、解析、間接測定、直接測定等による利用可能なあらゆる情報を用いて現時点で最も確からしい燃料デブリの分布を推定する。また、炉内構造物や線量に関する調査の結果はアクセスルート決定の判断材料にもなる。

4.4 節では、4.3 節で整理した燃料デブリの分布、形態、物性、冷却等の制御状態、その閉じ込め状態等を参考にして、燃料デブリの有する潜在的な被ばくリスクを評価する。福島第一原子力発電所の 1～3 号機はいずれも、量の多寡の違いはあるが、RPV 内部と PCV 底部の両方に燃料デブリが存在すると考えられており、また、場所ごとに冷却状態や燃料デブリ自体の物性が異なると考えられる。異なる状態で存在する燃料デブリのリスクの相対評価を行うことで、リスク低減効果の目安とする。

4.5 節では、燃料デブリ取り出しの 3 つの重点工法それぞれに対して、満足すべき技術要件の実現性を評価する。ここで言う技術要件は、図 4.1-1 の燃料デブリのリスク低減に向けたロジック・ツリーに示す 9 つの要件から構成される。

4.6 節では、4.3 節から 4.5 節で述べた技術的な評価を踏まえた上で、5 つの基本的考え方（安全、確実、合理的、迅速、現場指向）の観点から、現時点で想定し得る燃料デブリ取り出し開始に向けたアプローチを検討し、総合的な評価としてまとめる。

4.7 節では、総合的な評価の結果に基づいて、燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた提言と取り出し方針の決定以降の取組を示す。燃料デブリ取り出し方針の決定以降の取組は、「初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定」と、更にはその先の燃料デブリ取り出し開始に向けた検討を具体化していくために極めて重要である。

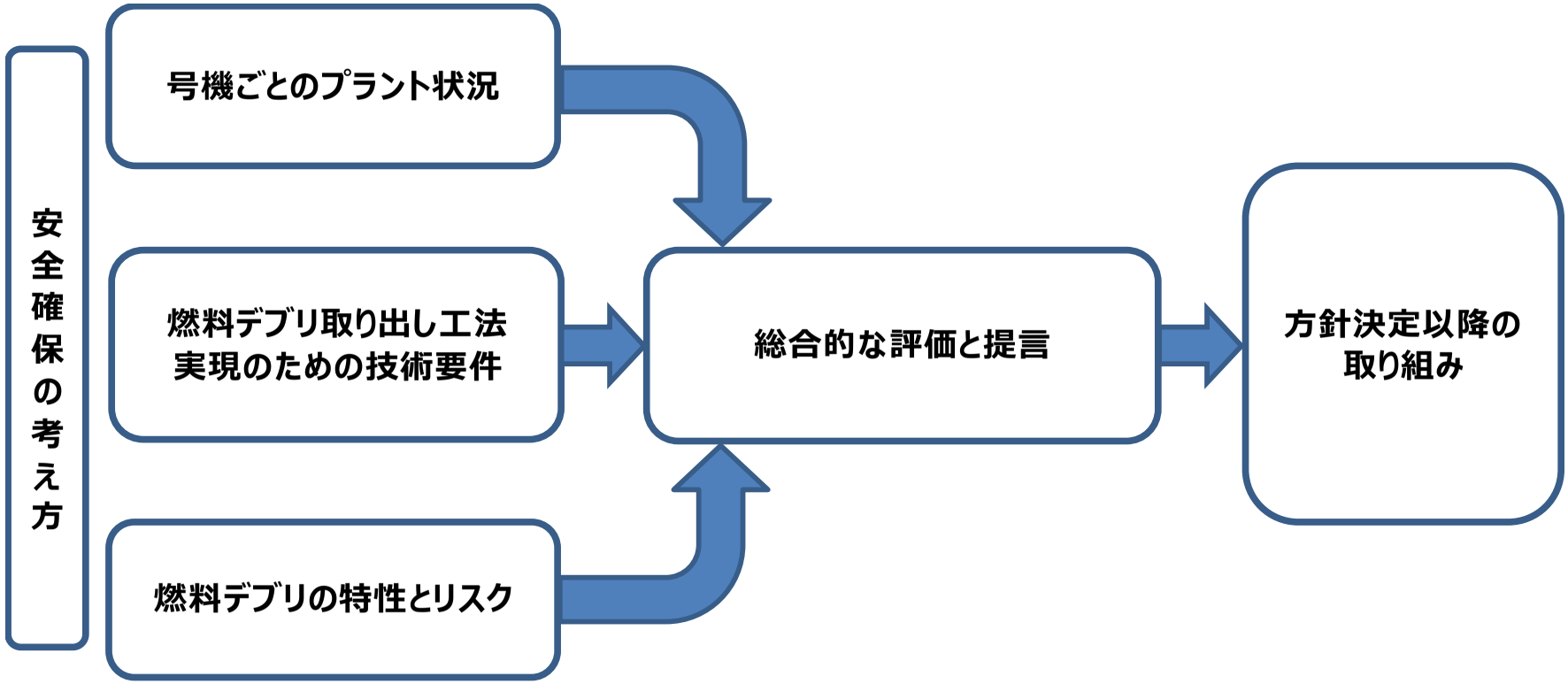


図 4.1-2　戦略的提案の検討の流れ

4.2 燃料デブリ取り出しにおける安全確保の基本的な考え方

燃料デブリ取り出しは、既に存在する潜在的なリスクを低減するための活動である点において、他の原子力施設と安全に対する考え方が本質的に異なる。すなわち、3.2.5 項で述べたリスクレベルの時間変化に配慮して、なるべく早期に管理レベルの高い保管状況への移行を達成することが求められる。ただし、準備や安全対策が不十分なまま取り出しに着手すれば敷地内外の安全確保に影響を及ぼすことになりかねない。そのため、関係機関が一体となって燃料デブリ取り出し作業の早期実現と敷地内外の安全確保の両立を目指すことが重要である。

本節では、国際機関における基本安全原則及び福島第一原子力発電所の安全確保上の特徴を踏まえて、燃料デブリ取り出しに係る安全機能及びそれを実現するための考え方を整理する。

(1) IAEA の基本安全原則（SF-1）に基づく検討

A. 安全目的

SF-1 の基本安全目的（人及び環境を放射線の有害な影響から防護すること）は原子力に係る全ての施設と活動に適用され、以下の手段が講じられなければならないとされている。

- 人の放射線被ばく及び環境への放射性物質の放出を管理すること
- 原子炉の炉心、核連鎖反応、放射性線源又はその他の全ての放射線源に関する制御の喪失に至ると思われる事象の可能性を制限すること
- そのような事象が発生した場合、その影響を緩和すること

B. 安全原則

3.3 節で述べた安全原則 4～6、10 について燃料デブリ取り出し作業への適用を検討した。

- 作業に伴う人の被ばくの増加よりも大きなリスク低減効果を達成すること（正当化）
- 以下の点を考慮して安全かつ速やかに実施すること（最適化：ALARA/ALARP の原則）
  - 公衆及び作業員の被ばくを現実的に可能な限り抑制
  - 準備・作業の長期化に伴う燃料デブリによるリスク存続の長期化又は増加を回避
  - 集団線量を現実的に可能な限り低減
- 公衆と作業員の被ばくに対する基準を遵守すること（個人線量の制限）

また、安全原則 8 から、「燃料デブリ取り出し作業において有害な結果をもたらす事故の可能性が極めて低いことを確実にすること」が必要となる。このため、外部事象・内部事象に起因する線源の事故や機器の故障・操作上の過失に伴う事象進展を考慮して、事故の発生防止及び影響緩和のための措置を講じる。

(2) 燃料デブリ取り出し作業における安全機能の考え方

A. 福島第一原子力発電所の安全確保上の特徴

福島第一原子力発電所の安全確保上の特徴を下記に示す。なお、現状の福島第一原子力発電所においてはリスク低減の措置が施され、一定の安定状態が維持されている（4.3 節参照）。

- 短半減期核種の減衰等により放射能量が低下しているものの、核燃料物質等の長半減期核種が被覆管等に閉じ込められていない状態で存在している。現在は PCV による一定の閉じ込め機能を確保しているが、長期的な安全確保の観点として経年変化による静的な構造物の劣化への留意が必要となる。

- 時間経過によって崩壊熱は停止直後の 1/1000 以下に低下している。また、燃料デブリの化学反応（酸化等）の促進、放射性物質の溶出及び拡散、構造物への熱的影響等を防止するために冷却機能の維持及びその喪失に備えて代替注水手段を整備している。崩壊熱の低下によって、代替注入手段への時間余裕は大きく、十分な信頼性を有している。
- 現状では未臨界が維持されている。炉心溶融の過程で臨界になりやすい燃料集合体の形状が変化し、また、燃料デブリには炉内構造物等の不純物の混入が予想されること、燃料デブリは炉心部に留まらず広範囲に分散していると推定されることから再臨界の可能性は低いと考えられる。しかしながら、PCV 内部の状況や燃料デブリに係る情報に不確実さが大きいため、再臨界に備えて臨界検知・停止のための措置を講じている。

B.　安全機能の考え方

A.に加えて燃料デブリ取り出し作業の特徴及び想定されるリスク等を考察して安全機能の考え方を下記のように整理した。今後、内部調査で得られる情報や関係機関との議論を反映していく取組が必要である。

- 放射性物質の放出量を限定的な範囲にとどめるために閉じ込め機能（放出抑制・管理）の確保に係る事項が特に重要である。また、その機能の喪失を防ぐため、水素爆発・PCV 内での火災の防止等の措置が必要である。
- PCV 内の放射性物質濃度又は放射線量の上昇抑制に係る事項として内部の燃料デブリの安定性を確保することも求められる。このため、崩壊熱の除去、臨界管理に加え、燃料デブリが粉体化して拡散することを可能な限り抑制することも考慮すべきである。これらは閉じ込め機能の喪失を想定した場合の影響を抑制するためにも重要な事項である。

また、具体的な対応策を検討していく段階での留意事項として下記が存在する。

- 作業員の被ばくについて、燃料デブリ取り出し作業及び敷地内外の安全確保のための作業による通常被ばくは線量基準を遵守するとともに可能な限り低減すること、事故対応を行う作業員の被ばくとして緊急時線量基準を遵守することが必要である。
- 通常作業はもとより、想定される外部事象（地震、津波等）及び内部事象（故障、誤操作等）に対する備えが必要である。

(3)　安全機能を実現するための考え方

燃料デブリ取り出しに向けた検討として、①安全機能の達成方法の検討・②工法の基本構想に基づくシステム構築（設備だけではなく作業管理を含む）・③設計の妥当性を確認するための安全評価を行っていく必要がある。このとき、現場作業上の制約から取り得る防護策が限定的であることを考慮して、①～③を繰り返し実施すること・作業に伴って得られた情報を基に見直しを図ることによって安全のレベルを高めていく取組が必要となる。

＜現場作業上の制約＞

- 現場確認が困難であり PCV 内部状況や炉心溶融事故に伴う構造劣化の影響について不確実さが大きいため、全てを保守的設定で対応すると作業期間の伸長や過剰な設備等につながる可能性がある。
- 現場が高線量であり、設備の補修・設置・メンテナンスが困難である、又は作業員の被ばく量が大きくなる可能性がある。

A.　深層防護の概念適用の考え方

IAEA 基本原則の原則 8 において、深層防護は事故の影響の防止と緩和の手段であり、それによって下記を確実にすることが目的とされている。

- 単一の技術的故障、人為的あるいは組織上の機能不全だけでは有害な影響につながる可能性がないこと
- 重大な有害影響を引き起こすような機能不全が組合せで発生する確率が非常に低いこと

また、「原子力安全の基本的考え方について（第Ⅰ編 別冊 深層防護の考え方）」（原子力学会標準委員会）において下記のように述べられている。

- 「深層防護の考え方」は不確かさに対する備えであり、原子力安全を確保する上で想定外は存在するということを考慮して事前に対策しておくために不可欠な考え方である。
- 具体的な対策は、それぞれの原子力施設により異なるものとなりうるが、「深層防護の考え方」は原子力安全を確保するための普遍的な考え方となっている。

このため、重大な有害影響の発生を防止する手段として深層防護の概念を取り入れることが基本となるが、燃料デブリ取り出しを実現させるためには福島第一原子力発電所の有するリスクや作業上の制約に応じた概念適用の考え方を確立する必要がある。

特に、防護レベルの階層やその独立性の必要性は、燃料デブリ取り出しの早期実現と作業時の安全確保の観点から慎重に検討する必要がある。例えば、各々の事象進展の早さ・事象規模や現場作業上の制約を考慮すると、異常の発生防止（保守的設計や設備の品質保証活動等）よりも異常の拡大防止対策（代替手段や常用系の復旧又はその他の対応）に重点をおくことが有効なリスク低減対策になる場合があり得る。

B.　機能要求の検討からシステム構築までの過程において取り込むべき考え方

システム構築検討は、燃料デブリ取り出しの早期実現と安全機能の達成の両立や作業員被ばくの低減を目指して、下記のような柔軟な考え方を取り入れる必要がある。

- 事故炉の廃炉作業であることを前提として、既に存在する設備等の有効活用を図るとともに設備対応のみならず作業管理との組合せを検討することが重要である。
- 機能要求については、安全機能ごとの事象進展の早さ・事象規模に応じた検討を行うとともに、事前の内部調査や作業の進捗に伴って得られる最新情報を取り入れ、常にリスクの低減及び最適化を図ることが重要である。
- 準備作業やメンテナンス等に伴う作業員の被ばくを低減するために、静的な構造物と動的機器を用いた負圧維持の組合せによる閉じ込め機能確保や恒設設備による対応だけではなく可搬型設備を用いた機動的対応の活用を含めて検討することが重要である。
- PCV 内部の不確かさの存在を認識し、計画段階における想定との差異を発見した場合に柔軟に計画変更が行えることが重要である。

C.　安全評価の在り方

システム構築検討の進捗に応じて通常作業・事故に対する評価を行い、安全機能を達成できるか否かを確認した上で、その結果をシステム構築検討にフィードバックさせていくことが必要となる。このとき、線量評価における代表的個人は実際の生活習慣や敷地周辺の環境状況を考慮して設定する等、現実的な管理目標や評価条件を設定することが重要である。

4.3. 号機ごとのプラント状況

燃料デブリ取り出しの検討においては、燃料デブリを含めたPCV内部の状況や原子炉建屋の放射線環境及び建屋の損傷状況等を把握することは重要である。

本節では、まず各号機の現在の安定状態についてまとめる。次に、燃料デブリを含めたPCV内部の状況について、その後、原子炉建屋の放射線環境や建屋の損傷状況等の現場の状況について、これまでに行ってきた調査及び分析・評価の結果をまとめる。

4.3.1 号機ごとの安定状態の維持・管理

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、燃料デブリ・セシウム等のFPの状態を安定的に維持して漏えいを抑え、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。

現在の1～3号機のプラント状況について、事故以降、継続して取得されている放射線量、温度、水素濃度、圧力、放射性物質濃度等のPCV内部のプラントデータから安定した冷温停止状態を維持している。添付4.1に詳細を示す。

安定状態を維持・管理するために継続して管理・監視する必要のある情報の状況を以下に示す。

(1) 臨界管理

A. 短半減期FPのモニタリングによる臨界の兆候の監視

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濃度を連続的に監視している。臨界判定基準（1Bq/cm^3）[9]を超えることはなく、臨界の兆候は見られていない。

B. ホウ酸水注入設備

臨界に至る可能性は低いと評価されるものの不確かさが大きいことを考慮して、燃料デブリが再臨界に至った場合又は再臨界に至る可能性が高くなった場合に未臨界状態に戻す又は臨界を防止するための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、反応度5%Δk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、ホウ酸水タンクが2基同時に機能喪失した場合等を想定しても最長で22時間である。さらに、タンクの他、仮設プールの保有、ホウ酸析出防止用ヒーターの設置、耐圧ホースからポリエチレン管への取替等を実施している[10]。

C. 再臨界時の影響評価 [9]

[9] 東京電力株式会社、福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画、2012年12月

[10] 東京電力株式会社、東京電力株式会社福島第一原子力発電所における信頼性向上対策に係る実施計画、2012年5月

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 日間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 2.4×10^{-2} mSv となり、公衆に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。

(2) 冷却

A. 循環注水冷却

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。）に変更し、運用を開始している[11]。建屋周辺にある CST を水源とすることで循環ループの縮小、水源の保有水量の増加、水源の耐震性の向上等を図るとともに、配管の耐圧ホースからポリエチレン管への取替、凍結防止対策用保温材の取付け等による信頼性向上が行われている [10,12]。さらに、循環ループ系外への汚染水の放出リスクを低減するため、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実施し、屋外移送配管を約 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）に縮小した運転を 2016 年 10 月より開始している[13]。

B. 注水量低減と温度変化

原子炉の温度等のパラメータは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。さらに、汚染水の処理設備の余剰分を確保することを目的として、2016 年 12 月以降、各号機において、4.5m^3/h から 3.0 m^3/h への注水量の低減を段階的に実施した。いずれの号機においても顕著な温度上昇は認められず、冷却状態に異常はなかった[14]。

C. 原子炉注水系異常時のリスク評価

原子炉注水系の異常時のリスク評価では、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、被ばく線量は敷地境界で年間約 6.3×10^{-5} mSv、特定原子力施設から 5 km 地点で約 1.1×10^{-5}mSv、特定原子力施設から 10 km 地点で約 3.6×10^{-6} mSv 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 [9]。

(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

---

[11] 東京電力株式会社、原子炉注水系における CST 炉注水系の運用開始について、2013 年 6 月 27 日

[12] 東京電力株式会社、福島第一原子力発電所の信頼性向上に向けた取組、2013 年 4 月 25 日

[13] 東京電力ホールディングス株式会社、2016 年度第 2 四半期原子力安全改革プラン＜各発電所における安全対策の進捗状況を含む＞、2016 年 11 月 2 日

[14] 東京電力ホールディングス株式会社、福島第一原子力発電所 1~3 号機原子炉注水量低減について、2017 年 5 月 22 日

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 内部の圧力は大気圧（1 気圧=101.3kPa）を 0.2kPa から 6kPa 程度超えた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、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、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。サブドレンの信頼性向上のために、サブドレンピット内の浮遊物質除去作業、既設ピットの復旧が困難な箇所については新設ピットの設置を実施している [12]。

C. 水素爆発防止

RPV/PCV への窒素封入を常に継続している。窒素封入に当たっては、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。PCV 内水素濃度は、一定の値を示しており、0.4%以下の低い濃度で管理されている。さらに、窒素ガス分離装置を複数台用意し、不測の事態が生じた場合には、交互に供給可能なラインの設置、予備機への切り替え、備品の準備等を行っている [10]。

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対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・管理していくことが安全上重要である。

なお、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、現状から燃料デブリ取り出し作業まで連続性があることにも留意する必要がある。加えて、燃料デブリ等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、放射性物質の放出抑制・管理機能、原子炉の冷却機能、臨界管理機能、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。

4.3.2 号機ごとの炉内状況の把握・推定

(1) 炉内状況把握の進め方

燃料デブリの取り出しに向けた検討にあたり、以下の内部状況を把握することが必要となる。

- 燃料デブリの分布の情報（燃料デブリ取り出し方針の検討においては概略の位置と量）
- 燃料デブリへのアクセスが可能であることを確認する情報、また、アクセスのための障害物撤去等が必要な場合、現実的に行えるかを判断するための情報
- 周囲の構造物や燃料デブリの落下等の危険がなく取り出し工事を安全に行えることを確認

する情報、また、安全確保のための事前工事が必要な場合、現実的に行えるかを判断するための情報

これらの情報は、実機調査により綿密かつ広範囲に得ることが望ましいが、高い線量率等の厳しい現場の環境を踏まえると必要な情報の全てを実機調査から得ることは技術的にも時間的にも困難である。

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情報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。炉内状況の総合的な分析・評価の進め方のイメージを図 4.3-1 に示す。

上記の総合的な分析・評価における基本方針を以下に示す。

- 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。
- 炉内状況の総合的な分析・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。
- 情報取得のための「労力・時間・被ばく量・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。

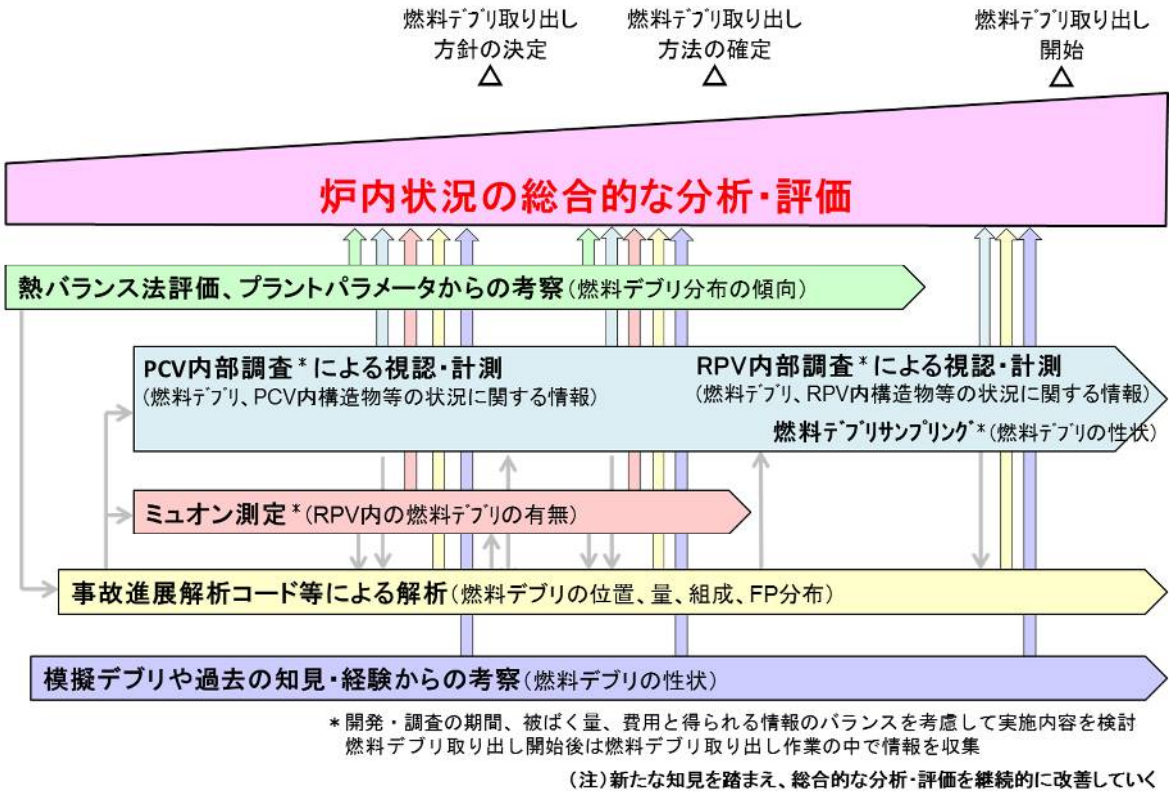


図 4.3-1 炉内状況把握の総合的な分析・評価の進め方

炉内状況を把握するために必要な検討として、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。これらの情報取得方法には、それぞれに異なる特徴があるため、特徴を生かした情報の取得と分析評価が必要である。その特徴を表 4.3-1 に示す。

表 4.3-1　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
① 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、構造物、等を確認）	・実測するため、取得した部位の情報の信頼性は他の推定方法に比べて高い ・調査の規模に応じて得られる情報の範囲が異なる
	RPV 内部調査による 視認・計測 （同上）	・RPV 内の燃料デブリへのアクセスルートの構築や調査装置開発の難度が高く技術開発中であるが、実施までに時間を要する
	ミュオン測定 （RPV 内の燃料デブリの有無を確認）	・RPV 内部の燃料デブリの多寡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 ・数か月程度の測定期間が必要である
② 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 （燃料デブリの位置･量･FP 分布、それらの不確かさを低減）	・比較的短時間で全体的な燃料デブリの状況の推定が可能である ・事故時に計測ができなかった炉内挙動の不明部分の推定、全体的な把握に適する ・局所的かつ特殊な状況の推定は困難である ・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
③ 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 ・定量性は低いものの、燃料デブリの有無の判定に資する情報が得られる

(2) 現在までの調査状況

上記 3 項目の情報取得方法について、調査及び分析・評価状況を以下にまとめる。

A. 実機調査による調査状況（詳細は添付 4.2～4.4 参照）

1) PCV 内部調査

a. 1 号機 PCV 内部調査

2015 年 4 月に PCV 貫通部 X-100B ペネトレーション（以下「X-100B ペネ」という。）より調査装置を投入し、CCD カメラによる 1 階グレーチング上の調査及び線量測定が行われた。また、2017 年 3 月に X-100B ペネより自走式調査装置を投入し、ペデスタル外の 1 階グレーチングから CCD カメラ及び線量計を吊り下ろすことによる PCV 底部の状況の調査が行われた。

- 既存設備（PLR ポンプ、PCV 内壁面、給排気ユニット（HVH）等）の大きな損傷は

確認されなかった。

- PLR 配管遮へい体が落下していることを確認した。
- PCV 底部、配管等に堆積物が確認された。堆積物表面の高さは測定ポイントにより異なった。
- 堆積物に近接して撮影を行ったが、堆積物の舞い上がりが確認されなかった。
- グレーチング上の線量率は約 4～12Sv/h であった。
- 水中で PCV 底部の堆積物表面に近づくに連れ、線量が上昇する傾向が各測定ポイントで確認された。

b. 2 号機 PCV 内部調査

2017 年 1～2 月に PCV 貫通部 X-6 ペネトレーション（以下「X-6 ペネ」という。）から CCD カメラを付けたガイドパイプを挿入することによる調査及び自走式調査装置を X-6 ペネから制御棒駆動機構（以下「CRD」という。）交換用レールを経由してペデスタル内側のプラットフォームまで入れる調査が実施された。

- ペデスタル内のグレーチングは、スロット開口部より左側では脱落しているものやマス目が不規則に見えるほど変形しているものが確認されたが、右側では脱落していないことを確認した。また、グレーチング上には、ケーブル状の落下物や TIP 案内管らしき落下物が確認され、堆積物も多く見られた（図 4.3-2 参照）。
- ペデスタル入口近傍の CRD ハウジングサポートには大規模な損傷は見られない。
- CRD 交換機や周辺の移動式炉心内計装（TIP）案内管サポートに付着物らしきものを確認した。
- ペデスタルプラットホーム部のペデスタル内壁面に、ひび割れ等の異常は確認されなかった。
- グレーチング下部から水蒸気が上がっていることを確認した。
- CRD 交換用レール近傍の上部は、既設構造物がほぼ想定の位置にあり、大きな損傷がないことを確認した。
- CRD 交換用レールの線量率は、約 70Sv/h（ペデスタル内面から約 3m のレール上位置）であった。

c. 3 号機 PCV 内部調査

2015 年 10 月に PCV 貫通部 X-53 ペネトレーション（以下「X-53 ペネ」という。）より調査装置を挿入し、線量率測定、パンチルトカメラ及び CCD カメラによる PCV 内部構造物及び PCV 底部の調査、滞留水採取が実施された。調査により得られた主な情報は以下のとおりである。

- CRD 交換用レール及びペデスタル外の 1 階グレーチング上に堆積物が確認された。
- PCV 気相部の線量率は、約 0.8～1Sv/h であった。
- 滞留水の水質分析の結果から PCV 内の腐食性は低い状態であった。

また、2017 年 7 月に X-53 ペネより水中 ROV を挿入し、CCD カメラによりペデスタル内側の調査を行い、以下の情報が得られた。

- ペデスタル内において、溶融物が固化したと思われるものを確認した。
- ペデスタル開口部を経てペデスタル内側へアクセスすることが可能であることを確認した。
- ペデスタル内において複数の構造物の損傷や CRD ハウジング支持金具の一部脱落を確認した。また、調査した範囲において、グレーチングはプラットフォーム上には確認されず、ペデスタル内下部に落下しているものが確認された。ペデスタル内下部には、複数の落下物や堆積物が確認された。

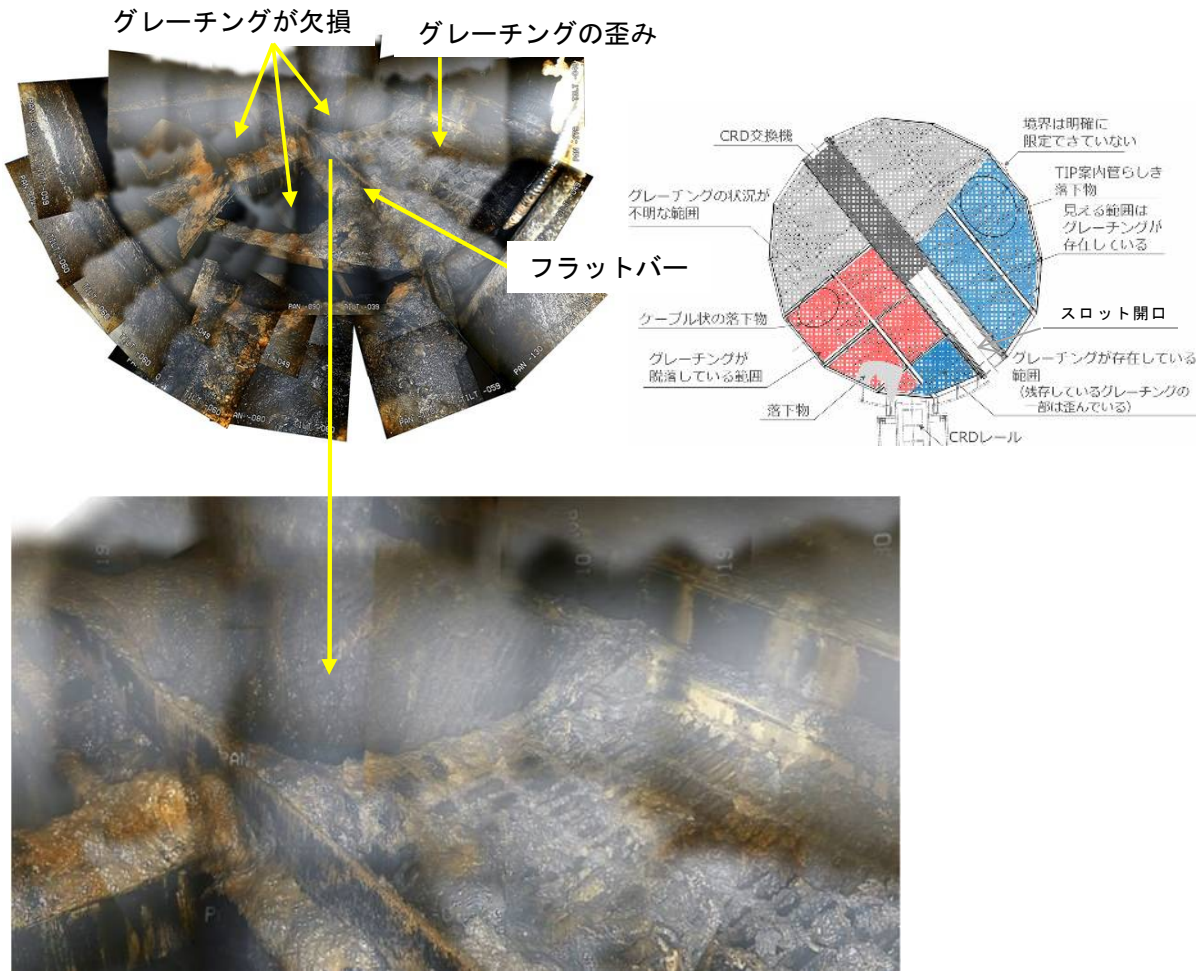


図 4.3-2　2 号機の PCV 内部調査の結果
[出典：東京電力「2 号機原子炉格納容器内部調査について～画像解析による追加調査～」]

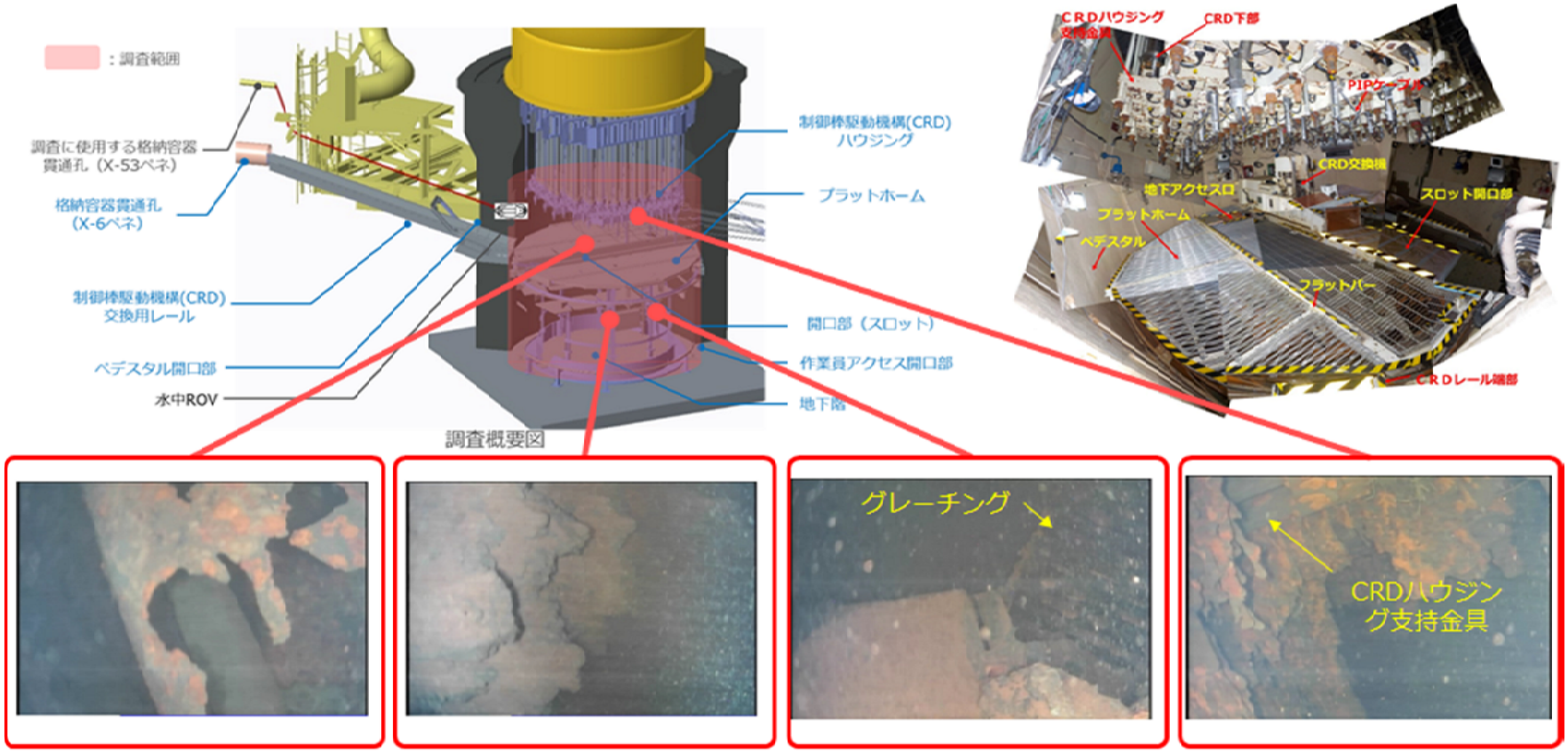


図 4.3-3　３号機のPCV内部調査の結果

[出典：東京電力「３号機　PCV内部調査進捗（21日調査速報,22日調査速報)」より抜粋]

2) ミュオン測定

a. 1 号機ミュオン測定（2015 年）

測定データの評価の結果、元々の炉心位置には測定に使用した透過法によるミュオン測定の識別能力である 1m を超える大きさの燃料も水もないと判断された。

b. 2 号機ミュオン測定（2016 年）

測定データの評価の結果、以下のことが確認された。

- RPV 底部に燃料デブリと考えられる高密度の物質が存在していることを確認した。
- シミュレーションとの比較による定量的な評価からは、燃料デブリの大部分が RPV 底部に存在していると推定された。また、炉心下部及び炉心外周部にも燃料と思われる高密度の物質が若干存在している可能性が示された。

c. 3 号機ミュオン測定（2017 年）

2017 年 5 月よりミュオン測定を実施中である。現時点での評価として、RPV 内部には、炉心域及び RPV 底部ともに、一部の燃料デブリが残っている可能性はあるものの、大きな高密度物質の存在は確認できていない。

B. 解析による推定

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、PCV 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る。また、事故進展シナリオの推定等、事故の全体的な状況の把握や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に活用している。

事故進展解析に関する国際共同研究として、経済協力開発機構/原子力機関（以下「OECD/NEA」という。）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いる。このプロジェクトには 11 か国が参加し、各国の研究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。添付 4.5 に BSAF プロジェクトの概要及びこれまでの成果を示す。

1) 燃料デブリの位置と量の評価

解析による推定として、事故進展解析コードの MAAP コードと SAMPSON コードを用いて PCV 内の各位置における燃料デブリの量等について全体像の把握を行っている。2015 年度までに福島第一原子力発電所の燃料デブリや FP の挙動を評価するために必要と考えられる物理現象モデルの追加や改良を行い[15]、解析を行った（詳細は添付 4.6 参照）。2016 年度には解析結果と事故時実測データや PCV 内部調査から得られた現場情報等との比較・分析から物理現象モデルの課題を特定するとともに解析コードの特徴を踏まえた

[15] 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）、平成 28 年 3 月

事故進展シナリオの分析を行った。2017 年度には特定した課題を対象として解析モデルの高度化を行い、解析による燃料デブリの定量的な評価を目指すこととしている。

2) FP 分布の評価

FP 分布については、現在の MAAP コードと SAMPSON コードでは FP 核種によって考慮する化合物が異なる等の差異が見られる。このため、γ 線源の主要核種であるセシウムについて蒸発・移行・凝縮過程において存在する化学形態を評価し、その評価モデルの構築を行っている。また、セシウムの移行挙動等の知見を拡充することにより FP 分布の評価精度の向上を行っている。

3) 主要構造物及び機器の状態の推定

現在の PCV 内の主要構造物及び機器の状態を推定するため、事故進展解析コードによる温度評価結果を基に炉内機器の状態推定を 2015 年度に実施している。この推定においては解析結果からだけではなく、現場の状況等から推定される情報も参考とした[15]。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。

評価の結果、蒸気乾燥器、気水分離器、上部格子板、炉心支持板については、各号機とも高温状態で一定の荷重がある場合に生じる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。ただし、この評価結果を使用する際には、事故進展解析コードによる解析結果には不確かさがあることを考慮する必要がある。

C. 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。これまでの状況を以下にまとめる。

1) 過去の事故・研究の知見による推定

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燃料デブリの RPV 内挙動の推定や溶融炉心－コンクリート反応（以下「MCCI」という。）の推定に活用する。過去の研究からは、仏国のフィーバス炉を用いて行われた FP 移行挙動に係る試験、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。

2) プラントデータからの工学的推定

a. 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。その結果、1 号機については、事故進展解析の結果の妥当性が確認された。また、2 号機及び 3 号機に

ついては､RPV 内にある程度の量の燃料デブリが存在する可能性があることが示された。熱バランス法の概要及び推定結果を添付 4.7 に示す。

b. 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、サプレッションチェンバ（以下「S/C」という。）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。この推定の結果、1 号機については RPV 内には熱源が少ない可能性が高いこと、2 号機及び 3 号機については RPV 内に熱源がある程度存在する可能性があることが示された。添付 4.8 に上記の推定方法及び結果を示す。

3) 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が、現在は、炉内の燃料デブリのサンプリングが困難な状況にある。このため、これまでに得られている知見に加え、下記のような模擬デブリを用いた実験・分析の結果を踏まえ、燃料デブリの形態（外見・形状）及び性状（機械的特性、熱的特性、化学的特性、物理的特性等）を推定している。

a. 燃料デブリ中の金属相の特性評価

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。

b. 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、ステンレス鋼酸化物、FP 元素、海水塩成分が固溶した模擬デブリの生成相、機械的特性等を測定している。

c. 収納・保管に影響を与える燃料デブリ特性の把握

燃料デブリの組成、内部構造、乾燥条件をパラメータとした燃料デブリの乾燥挙動や乾燥処理における粉体化挙動や酸化挙動の把握を行っている。

d. 性状不均一性に係る特性評価

大きな塊での不均一性を評価するため、仏国原子力・代替エネルギー庁（以下「CEA」という。）において MCCI 生成物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を行い、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測定している。

上記の模擬デブリを用いた特性評価の結果やこれまでに得られている知見を、燃料デブリの特性リストとして整理している。具体的には、想定される RPV/PCV 内に分布する燃料デブリの位置ごとに、燃料デブリの圧縮強度やウラン含有率等のマクロの性状及び機械的特性や熱的特性等のミクロ性状を推定している。添付 4.9 に現在の特性リストの例を示す。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・評価の取組と連携して上記の特性リストの更新を図ることとしている。

また、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と並行して、燃料デブリのサンプリングに備えた性状の分析項目の選定や分析フロー検討、燃料デブリ溶解法や化学形態分析方法等の分析技術の開発、高線量であるサンプル試料の輸送に必要な輸送容器の検討等を行っている。サンプリングに備えた燃料デブリの分析に関する国際共同研究として、OECD/NEAのPreADES（Preparatory Study on Analysis of Fuel Debris）プロジェクトが実施に向けて準備が進められており、このプロジェクトでまとめられた海外の知見等を適宜活用していく。

(3) 炉内状況の総合的な分析・評価

事故時に取得したプラントパラメータ等の実績値に加え、事故進展解析やPCV内部調査やミュオン測定等により現場の実態に関する情報も蓄積され、試験等で科学的な知見も拡充している。これらの情報に基づく総合的な分析・評価による燃料デブリの推定結果を表 4.3-2 に示す。事故進展解析の結果とPCV内部調査等から得られた現場情報等との比較・分析により特定された事故進展解析の課題に対応している状況のため、定性的な評価になっているものの燃料デブリ取り出し方針の検討に必要な情報は揃っていると評価する。添付4.10に総合的な分析・評価においてまとめられた各号機の燃料デブリ分布等の状態推定の状況を示す。

燃料デブリ分布に関する情報に加えて、燃料デブリ取り出し方針の検討に必要な燃料デブリへのアクセスルート及び周囲の構造物の状況に関する情報を表4.3-3に示す。

また、FP 分布及び線量分布については、PCV 内部調査等において得られた現場情報やこれまでの知見から各号機の総合的な分析・評価が行われている。

以下に、燃料デブリ取り出し方針の検討の前提とする燃料デブリ等に関する情報をまとめる。

A. 1号機

- 燃料デブリの分布について
  - 燃料デブリは、表4.3-2に示したとおりRPV底部に付着する等、少量存在している可能性があるものの、大部分はPCV底部にあると推定される。解析によれば、PCV底部の燃料デブリはペデスタル内側床面に拡がり、その一部は作業員アクセスロを通じてペデスタル外側に拡がった可能性がある。
  - PCV底部にある燃料デブリは、模擬デブリを用いた試験や解析によればペデスタル内側床面のコンクリートと反応してMCCI生成物を形成したと推定される。
- 燃料デブリ取り出しのためのアクセスについて
  - 2015年の小型ロボットによるペデスタル外側グレーチング上の調査により、グレーチング上側から、PCV底部へのアクセスが可能であることを確認した。
- 周囲の構造物状況について
  - 2015年のPCV内部調査において、画像で確認した範囲ではグレーチング上側のペデスタル外側壁面に大きな損傷は確認されなかった。
  - 2017年3月のPCV内部調査において、画像で確認した範囲では構造物の大きな損傷は確認されなかった。

B. 2号機

- 燃料デブリの分布について

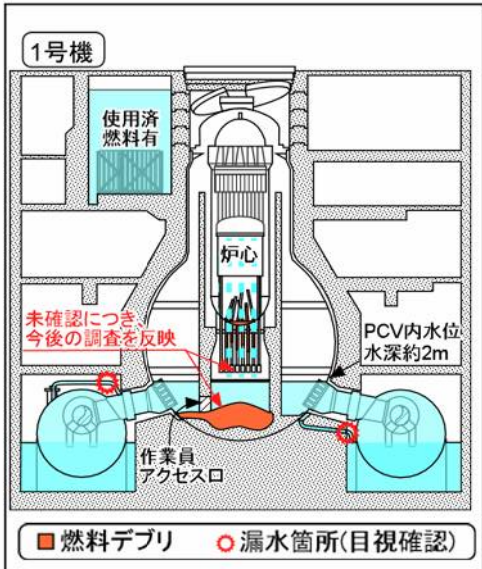
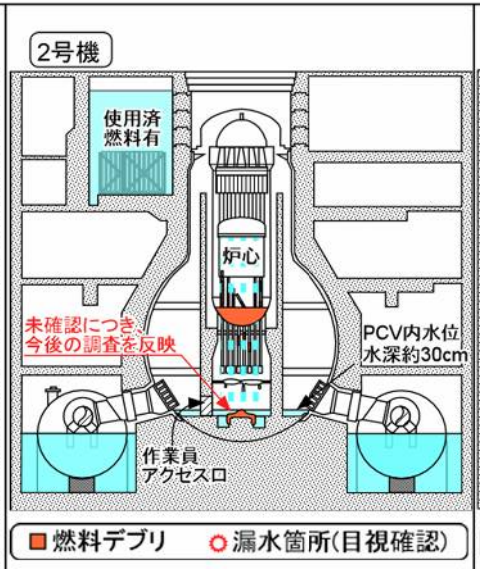
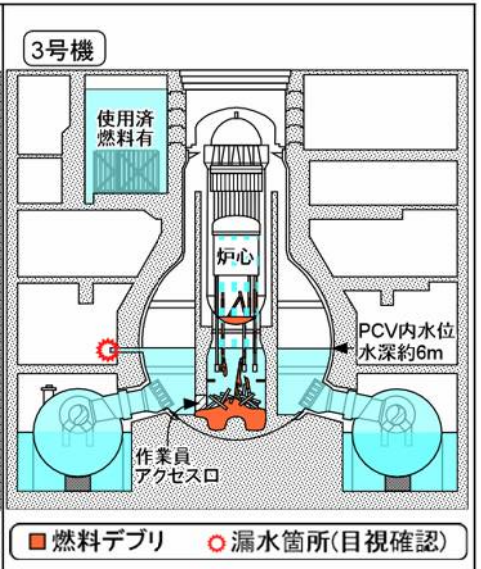
- 燃料デブリは、表 4.3-2 に示したとおり RPV 底部に多くが存在し、PCV 底部には少量が存在すると推定される。なお、ミュオン測定の結果ではほとんどの燃料が RPV 内に存在していると評価されている。

- 燃料デブリ取り出しのためのアクセスについて
  - 2017 年の小型ロボット等による PCV 内部調査において、CRD 交換用レール上には堆積物があることが確認されたが、ペデスタル開口付近までアクセス可能であることを確認した。
- 周囲の構造物状況について
  - 2017 年の PCV 内部調査において、画像で確認した範囲ではペデスタル内側で、グレーチングの一部が落下していること及び、CRD ハウジング等の大型構造物の落下は見られないことを確認した。また、本調査ではペデスタルプラットホーム部のペデスタル内壁面に、ひび割れ等の異常は確認されなかった。

C. 3 号機

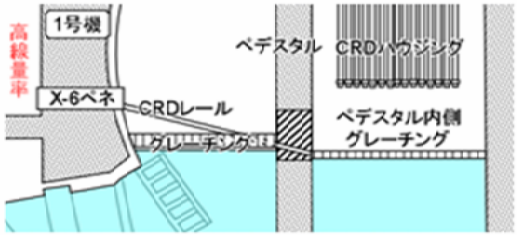
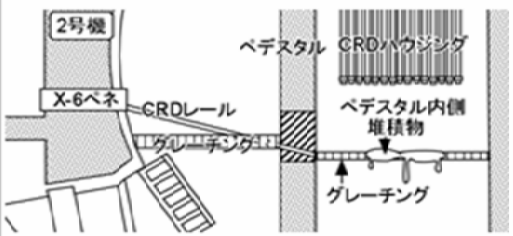
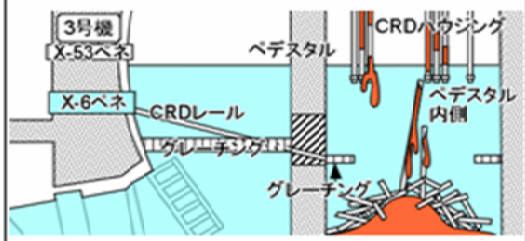
- 燃料デブリの分布について
  - 燃料デブリは、表 4.3-2 に示したとおり、RPV 底部に一部の燃料デブリが残っている可能性はあるものの、PCV 底部に 2 号機と比較して多くの燃料デブリが存在すると推定される。
  - 2017 年 7 月の PCV 内部調査において、ペデスタル内に、溶融物が固化したと思われるものを確認した。また、ミュオン測定の現時点での評価において、RPV 内部には、大きな高密度物質の存在は確認できていない。
- 燃料デブリ取り出しのためのアクセスについて
  - 2017 年 7 月の小型ロボットによる PCV 内部調査により、ペデスタル開口部を経てペデスタル内側へアクセスすることが可能であることを確認した。
- 周囲の構造物状況について
  - 2017 年 7 月の PCV 内部調査により、ペデスタル内において複数の構造物の損傷や CRD ハウジング支持金具の一部脱落を確認した。また、調査した範囲において、グレーチングはプラットフォーム上には確認されず、ペデスタル内下部に落下しているものが確認された。ペデスタル内下部には、複数の落下物や堆積物が確認された。

表4.3-2　1号機～3号機の燃料デブリ分布の推定

	1号機	2号機	3号機
			
炉心部	・炉心部にはほぼ燃料デブリなし	・炉心部にはほぼ燃料デブリなし (外周部に切り株状燃料の残存の可能性あり)	・炉心部にはほぼ燃料デブリなし
RPV底部	・RPV底部に少量の燃料デブリが存在 ・CRDハウジング内部及び外表面などに少量の燃料デブリが存在	・RPV底部に多くの燃料デブリが存在 ・CRDハウジング内部及び外表面などに少量の燃料デブリが存在	・RPV底部に一部の燃料デブリが存在 ・CRDハウジング内部及び外表面などに少量の燃料デブリが存在
PCV底部 (ペデスタル内側)	・ペデスタル内側床面に大部分の燃料デブリが存在	・ペデスタル内側床面に少量の燃料デブリが存在	・ペデスタル内側床面に2号機と比較して多くの燃料デブリが存在
PCV底部 (ペデスタル外側)	・作業用出入口を通してペデスタル外側に燃料デブリが拡がった可能性あり	・作業用出入口を通してペデスタル外側に燃料デブリが拡がった可能性は小さい	・作業用出入口を通してペデスタル外側に燃料デブリが拡がった可能性があり

注）燃料デブリの推定は2016年度「廃炉・汚染水対策事業費補助金(総合的な炉内状況把握の高度化)」中間報告(平成28年度成果報告)及び一部2017年度の調査結果に基づき作成。

表4.3-3　1号機～3号機の燃料デブリへのアクセスルート及び周囲の構造物の状況に関する情報

			
燃料デブリへのアクセスルートに関する情報	・グレーチング上側から、ドライウェル底部へのアクセス可能 ・X-6ペネからペデスタルにつながるCRDレール周辺の状態は確認できず …注）	・CRDレール上やペデスタル開口部付近には大きな障害物なし …注）	・ペデスタル開口部を経てペデスタル内側へアクセスすることが可能
周囲の構造物の状況に関する情報	・グレーチング上側のペデスタル外側壁面に大きな損傷なし	・ペデスタル内側にCRDハウジング等の大型構造物の落下なし ・ペデスタルプラットホーム部のペデスタル内壁面にひび割れ等の異常なし（健全性に影響を受けるほどの高温にはさらされなかったものと推定）	・ペデスタル内において複数の構造物の損傷やCRDハウジング支持金具の脱落あり ・調査した範囲でグレーチングはプラットホーム上には確認されず、ペデスタル内下部に落下しているものを確認 ・ペデスタル内下部に、複数の落下物や堆積物が存在

注）横アクセスによる燃料デブリ取り出しのための有力なアクセスルートと考えられる、X-6ペネからペデスタル内側へ至るルートに、落下物等による支障がないかを判断するための情報として、これまでの内部調査で確認された内容を記載。
燃料デブリ取り出しにおいては、既存のCRDレールを撤去し、拡大したレールを新設して作業する可能性がある。

4.3.3 原子炉建屋の状況

福島第一原子力発電所の現場状況のうち、燃料デブリ取り出し工法に係る技術要件の検討の前提となる放射線環境及び建屋の損傷状況をまとめる。表 4.3-4 にその概要を示す。

(1) 1 号機

放射線環境については、主に 1 階部分について除染等により線量低減を進めたが、部分的に高線量の箇所があり、今後も必要に応じて線量低減を行う。また、2 号機の内部調査で活用された X-6 ペネ周辺は、事故時のベント作業の影響から線量が高くなっているため、同様の調査を実施する上での妨げとなっている。原子炉建屋は、水素爆発によりオペフロ上部の壁、屋根が損傷している。また、PCV から冷却材が漏えいしているが、場所の特定には至っていない。PCV 気相部の閉じ込め機能は、一定程度低下していると判断されるものの、窒素注入により微正圧を維持している。

(2) 2 号機

放射線環境については、除染等により 1 階部分の空間線量を平均で 5mSv/h に低減させた。原子炉建屋は水素爆発による損壊は回避されたが、建屋内には汚染がある。また、PCV においても冷却水の漏えいが疑われる箇所があるが、亀裂の状態や開口の箇所等は未だ明確になっていない。PCV 気相部の閉じ込め機能は、一定程度低下していると判断されるものの、窒素注入により微正圧を維持している。

(3) 3 号機

放射線環境については、主に 1 階部分について除染等により線量低減を進めたが、未だ全体的に線量が高く、今後も線量低減を行う。原子炉建屋は、水素爆発によりオペフロ上部の壁や屋根及びオペフロ下部にも損傷を生じている。PCV 気相部の閉じ込め機能は、1、2 号機に比べて低下していると判断されるものの、窒素注入により微正圧にある。

表 4.3-4 原子炉建屋の状況

	1 号機	2 号機	3 号機
① 原子炉建屋及び周辺の線量 （原子炉建屋内の空間線量を図 4.5-10 に示す。）	・1 階北西・西ｴﾘｱは平均約 2mSv/h に低減 ・1 階南側ｴﾘｱは高線量の AC 配管・DHC 設備の寄与が大きく線量低減が進んでいない ・1 階高所及び 2 階以上には高線量ｴﾘｱが残る ・原子炉建屋周辺（南側）の排気塔、SGTS 配管線量が高い ・ｵﾍﾟﾌﾛでｶﾞﾚｷ撤去中のﾃﾞｰﾀとして約 500mSv/h を確認。	・1 階は平均約 5mSv/h に低減 ・1 階高所及び 2 階以上には高線量ｴﾘｱが残る ・原子炉建屋周辺（北側）の排気塔、SGTS 配管線量高い ・ｵﾍﾟﾌﾛで、約 900mSV/h の場所を確認。	・1 階北西・西ｴﾘｱは空間線量が平均約 9mSv/h に低減、南東ｴﾘｱは平均約 7mSv/h に低減 ・1 階南西ｴﾘｱは平均約 19mSv/h と高い ・1 階高所及び 2 階以上には高線量ｴﾘｱが残る ・ｵﾍﾟﾌﾛは除染、遮へいにより、平均で約 2mSv/h に低減。
② 損傷状況 （原子炉建屋及び PCV 等の損傷）	・水素爆発の影響で原子炉建屋ｵﾍﾟﾌﾛ上部がない ・ｶﾞﾚｷ散乱（撤去中） ・PCV 下部からﾄｰﾗｽ室への冷却水漏えい箇所 - ｻﾝﾄﾞｸｯｼｮﾝﾄﾞﾚﾝ管 - 真空破壊ﾗｲﾝﾍﾞﾛｰｽﾞ ・PCV 水位　約 2m ・S/C 水位　ほぼ満水 ・PCV 圧力（窒素注入時） 約 1kPag	・水素爆発はなく原子炉建屋は比較的健全 ・PCV 下部からﾄｰﾗｽ室への冷却水漏えい箇所 - S/C（又は接続配管） ・PCV 水位 約 0.3m ・S/C 水位 ﾀﾞｳﾝｶﾏｰ上端 ・PCV 圧力（窒素注入時） 約 5kPag	・水素爆発の影響で原子炉建屋ｵﾍﾟﾌﾛ上部がない状況、床の一部崩落（北西部） ・ｶﾞﾚｷ撤去済 ・PCV 下部からﾄｰﾗｽ室への冷却水漏えい箇所 - MS 配管 Dﾍﾞﾛｰｽﾞ ・PCV 水位　約 6m ・S/C 水位　満水 ・PCV 圧力（窒素注入時） 約 0.2～0.3kPag

4.3.4 実機調査による炉内状況の把握

継続して実機調査を行い、詳細な炉内の情報を得ることは、燃料デブリの取り出しを実現するために重要な作業である。適切な時期に燃料デブリのサンプリングを行い、性状等を確認し、燃料デブリの取り出しに資することも重要である。

PCV 内部の詳細調査で取得を目指すべきと考えられる情報には下記がある。

- ペデスタル内外の燃料デブリの分布状況
- PCV 底部の燃料デブリへのアクセスルートを確認するための情報
- 燃料デブリの取り出し工事の安全性の判断に資するための情報

なお、PCV 底部に燃料デブリが多い号機では、燃料デブリがペデスタルに接触している程度を判断するための情報も重要となる。

RPV 内部調査は、PCV 内部の詳細調査の結果を踏まえつつ、必要時期を検討し、計画を立案していくことが重要である。例えば、1 号機や 3 号機は炉内の損傷が激しいと推定されており、燃料デブリ取り出し工事の安全性を判断するために、RPV 内部の状況確認が早期に必要となる可能性がある。

以下は、PCV 内部の詳細調査を行う際に留意すべき点である。

- 実機調査において明らかとなる内部状況を、コストにも配慮した調査計画や調査機器の開発計画に迅速に反映すること。
- 調査のための現場準備、アクセスルートの構築は、周囲の現場工事との干渉を回避するために適切に時期を調整すること。
- 3 号機は PCV 内部の詳細調査を行うためには水位を下げる必要があると考えられ、そのための PCV 内水位低減の実現性や時期を検討すること。

同様に、RPV 内部調査について、

- 上部穴開け調査、側面穴開け調査のいずれにおいても、プール内燃料取り出しに関わる周囲の現場工事との干渉を回避するために適切に時期を調整すること。

実機調査では、燃料デブリの分布や形態に関する詳細情報（燃料デブリの 3 次元的な分布情報、粒状か塊状か等の燃料デブリの形態に関する情報）、及び炉内の環境データ（温度、線量率、中性子束等）を継続的に取得し、取り出し装置の設計や取り出し計画の合理化に資することが重要である。そのための調査機器については、汎用品の購入や、必要に応じて、技術開発を検討すべきである。

4.4　燃料デブリ取り出しによるリスクの低減効果

燃料デブリは、形態や閉じ込め状態の確認の難しさ、経時的変化の可能性等、その挙動に極めて大きな不確実性が伴う。また、3.2 節で述べたとおり、燃料デブリのリスクレベルは福島第一原子力発電所のリスク源の中でも相対的に高い状態が続いている。このため、燃料デブリは、周到な準備と技術によって作業安全を確保しながら、安全・確実・慎重に対応する方針であり、また、現在の場所からできるだけ早期に回収し、中長期的に十分に安定管理が成された状態を達成することとしている。

ここでは、燃料デブリの有する固有の不安定性について述べるとともに、燃料デブリのリスクレベルを効果的に低減する上での考察を述べる。

4.4.1　燃料デブリの有するリスク

燃料デブリは、燃料要素と構造材が混合溶融固化し大きな塊状となったものもあれば、燃料ピンが崩落しペレット片の状態で存在するもの、溶融過程で崩落し岩塊状となったもの、溶融過程の冷却条件等により粒状や粉状となったもの、あるいは炉底部から PCV に流出したもの、PCV に流出ののちコンクリートと混合溶融したもの（MCCI 生成物）等、様々な性状や形態を持っていると考えられる。また、その存在箇所についても、事故シーケンスによって RPV 内部に残ったもの、PCV に流出したもの等、様々な可能性がある。さらに、現在の燃料デブリの崩壊熱の制御状態、すなわち、冷却状態に関しても、RPV 内の燃料デブリのように冷却水がかけ流しの状態のもの、PCV に流出した燃料デブリのように循環冷却水の水位下にあるもの等、様々であると考えられる。

このように、RPV 内や PCV 内に存在する燃料デブリは、様々な場所や状態にあると推定され、異なる性状を有すると考えられる。このため、それぞれのリスクレベルは異なっていると考えられる。また、燃料デブリの不安定性や、閉じ込め機能の健全性は、経時的に変化することも考えられる。したがって、これらに起因して、拡散性、冷却等の制御性、閉じ込め機能等に影響が及ぼされることで、燃料デブリのリスクレベルが変化する可能性について考慮する必要がある。

燃料デブリはその固有の不安定性として、臨界性、放射能、崩壊熱、化学特性、幾何学形状等を有している。現状では、未臨界状態が確認されていること、循環冷却系により崩壊熱を制御（冷却）していること、窒素注入により水素濃度を制御していること、圧力や温度の測定値は安定していること等から、燃料デブリは安定的に管理されていると考えられる。また、事故後の時間経過にともない、崩壊熱は大きく低減し、今後も減少していくため、崩壊熱に起因する燃料デブリ再溶融やこれに伴う残存 FP の再放出、熱や内圧上昇に伴う RPV/PCV 等への応力増加のリスクは低減する傾向にある。

しかしながら、中長期的には、燃料デブリから放射性物質がコロイドあるいはイオンとして溶出したり、酸化や崩落等により粒子や小破片状となる等、経時的に状態が変化することが考えられる。燃料デブリの一部が溶出したり粒子化することにより移動性の高い形態が増加すれば、冷却材に随伴して循環冷却系に流れたり、万一、閉じ込め機能が大きく損なわれた場合に、気体や冷却材の流れ等に随伴して漏洩するリスクも高まると考えられる。また、粒子や小破片状等移動性が高いものが、高濃度に核燃料物質を含んでいた場合、一定箇所に滞留・集積し局所的に臨界

[16]が発生する可能性は否定できない。加えて、燃料デブリの持つ放射能は、水の放射線分解による水素発生の要因となっている。水素濃度が一定量を超えると水素爆発の可能性が生じるため、現在は窒素注入により水素濃度を常時制御しているが、中長期的には、機器の劣化による故障等の起因事象によって制御が失われるリスクが高くなる。

なお、RPV 内に留まっている燃料デブリは、主に燃料要素と被覆管や構造材が混合溶融したウラン・ジルコニウム酸化物固溶体であると考えられ、化学特性に伴う組成変化等の不安定性は低いと考えられる[17]。一方、PCV に流出しコンクリートと反応した MCCI 生成物については、世界的にみても MCCI 生成物が生成した例や模擬試料数、観測・分析の実績が限られているため、MCCI 生成物の性状や化学特性等の不安定性については不確実性が高いことに注意が必要である。

その他、原子炉建屋や RPV/PCV 等の容器は炉心溶融事故や水素爆発の影響を受けている。また、海水注入による塩分の影響や炉心溶融事故時に高温・高圧環境に晒されたことより、容器の腐食や劣化が経時的に進むことも考えられる。このため、閉じ込め機能の信頼性も経時的に徐々に低下する可能性が残されている。また、RPV/PCV 容器は炭素鋼であり一定の放熱が可能である一方で、PCV 底部のコンクリートは、PCV 底部に落下している燃料デブリからの熱の放熱経路が PCV 底部に滞留する冷却材あるいは PCV 容器下部であり、蓄熱の可能性が高い。加えて、崩壊熱が長期間に渡り加わることにより、ペデスタル部や PCV 底部のコンクリートが劣化することが考えられ、PCV 底部の閉じ込め機能の信頼性に対する不確実性は、より大きいと考えられる。

このように、燃料デブリの状態や不安定性には、十分に確認されておらず不確実性が高いものが残されている。また経時的には、燃料デブリの不安定性に起因して拡散性が高まることや、閉じ込め機能の信頼性が低下する可能性があり、時間に伴い、燃料デブリのリスクレベルが高まることが考えられる。

4.4.2 燃料デブリのリスクレベル

前項で述べたとおり、燃料デブリの形態は様々であり、冷却状態や閉じ込め状態についても異なると考えられる。ここでは、燃料デブリの形態とその存在割合を推定[18]し、冷却状態や閉じ込めの状態を考慮して、3.2 節で述べた NDA の開発した SED を用いて燃料デブリのリスクレベルを評価した。

その結果、表 4.4-1 に示すとおり、燃料デブリのリスクレベルは、微粒子、スラッジ、エアロゾル等の、移動性が高く、体内に取り込まれやすい形態の存在割合に大きく影響し、次いで、その固有の不安定性（崩壊熱、臨界性等）に対する制御性に影響する評価となった。

---

[16] 高濃度に核燃料物資を含み、中性子吸収材の存在割合が低く、反射体となる物質や減速材となる冷却材との混合割合が、偶発的に臨界となる体系に達した場合、局所的・一過的な臨界事象が生じる可能性が考えられる。

[17] IRID「平成 26 年度補正予算　廃炉・汚染水対策事業費補助金　燃料デブリの性状把握 進捗状況」平成 28 年 4 月

[18] 燃料デブリのリスクレベルを評価するにあたり、燃料デブリの分布、形態や形態の存在割合は事故進展解析等の結果から推定した値を用いている。

また、PCV に落下した燃料デブリ（主に MCCI 生成物と考えられる）は、RPV の内部にある燃料デブリに比べ閉じ込め機能の多重性が低く、かつ、MCCI 生成物等の性状等のデータが限られていることにより不安定性に関する不確実性が高いとの評価となった。

表 4.4-1　燃料デブリのリスクレベルへの影響度

SED 要因	リスクレベルへの影響度	説明（参考：添付 3）
インベントリ	小	インベントリの変化に対しリスクレベルは線形に増減※するため、その影響度は小さい。 ※燃料デブリ組成は一様であると仮定した場合。
FF（形態係数）	大	形態係数を決める性状のうち、粉体は移動性や拡散性が高く、かつ、体内に取り込まれ肺や気管等に沈着又は血中へ吸収される可能性の高いことから、その形態係数は、固体の形態係数に比べ 10^4~10^5 大きい。このため、リスクレベルへの粉体状の燃料デブリの存在割合の影響度※は大きい。 ※粉体が数%含まれているだけでも、リスクレベルは大きく上昇する。
CF（制御係数）	中～大	制御係数は 10 倍単位で設定されているため、リスクレベルへの影響度は、中から大になる。
FD（施設記述子）	中	施設記述子は閉じ込めの状態に依存するが分類分けされており、その変化は段階的であり、リスクレベルへの影響度は中となる。
WUD（不安定性記述子）	中	不安定性記述子は燃料デブリの有する固有の不安定性が、安定保管に与える影響に依存するが分類分けされており、その変化は段階的であり、リスクレベルへの影響度は中となる。

4.4.3　燃料デブリのリスク低減に関する考察

前述の燃料デブリのリスクレベルの評価によれば、燃料デブリ取り出しによるリスク低減に関して、以下のような考察ができる。

様々な形態の燃料デブリの中で、微粒子や小破片状といった拡散・移動性の高い形態の燃料デブリを優先的に回収し、安定的に管理することは、リスクレベルを比較的早期に低減でき、かつ、リスク低減効果が高い対応であると考えられる。

また、MCCI 生成物の性状やその固有の不安定性に不確実性が高いことや、PCV 内に落下した燃料デブリの閉じ込め機能の多重性が低いこと、並びに、崩壊熱の制御状態（冷却性）や閉じ込め機能の経時的変化に対する不確実性が高いこと等から、PCV に落下した燃料デブリ（特に MCCI

生成物）のリスクレベルは、RPV 内燃料デブリに比較してより高い状態にあると考えられる。このため、PCV 底部の燃料デブリの調査を実施し、その性状や不安定性、制御状態や閉じ込め状態を確認することには意義があると考えられる。

なお、燃料デブリ取り出し作業では、吸引・切削・粉砕等の外的作用が加わることで、移動性の高い燃料デブリが移動する、燃料デブリが微粒子や小破片状となる、あるいは、崩落する等により、燃料デブリのリスクレベルが変化する可能性にも配慮することが必要である。したがって、燃料デブリ取り出しを行う上では、リスクレベルが過度に変化しないよう、必要な調査を行い、燃料デブリの状況に合わせて適切かつ計画的な作業を行うことが重要である。

加えて、3.2 節でも述べたが、リスク低減措置（燃料デブリ取り出し作業）を最適化する上では、リスク低減効果のみならず、作業安全や作業の実現性、実現するまでの必要期間、リソース配分等の要素も考慮することが重要である。

4.5 燃料デブリ取り出し工法の実現性検討

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ついて検討する。まず、戦略プラン 2016 で重点的に検討を進めるべきとした 3 つの工法の特徴を、PCV の水位レベルと燃料デブリへのアクセスルートの視点から整理する。次いで、それぞれの工法に対し、図 4.1-1 のロジック・ツリーに定義される 9 つの技術要件についての取組の現状と評価・課題、今後の対応をまとめる。最後に、それを基に、燃料デブリ取り出し工法の実現性を評価する。

4.5.1 燃料デブリ取り出し工法の特徴

福島第一原子力発電所の燃料デブリは、RPV 内に存在するだけでなく、PCV の下部にまで達していると考えられる。このような燃料デブリを安全に取り出す工法として、事故後まもなく、PCV に完全に水を張る工法（完全冠水工法）の実現性検討が開始された。この工法は 1979 年に米国で発生した TMI-2 の炉心溶融事故の際に採用された工法と同様である。

ただし、TMI-2 の場合は、原子炉スクラムの後しばらくして、一次系のポンプの一つが再起動して溶融燃料の熱除去が再開されたため[19]、原子炉容器（RV[20]）は健全な状態を保ち、RV の完全冠水が容易に達成された[21] （実際、この状態は燃料デブリ取り出しが終わるまで維持された）。一方、福島第一原子力発電所では RPV 自体が損傷し、水を貯められない状態にあったため、代わりに PCV に水を張る案が考えられた。

そもそも、照射済みの核燃料に対して、十分に水を張った状態で保管する（水没させる）ことは γ 線の遮へいのための常とう手段であり、燃料デブリを同様な方法で取り扱うことは合理的と考えられる。また、燃料デブリを切削する場合に発生する放射性ダストの飛散防止にも水中での作業は有効である。

しかしながら、PCV は RPV のように水張りを想定して設計されていないこと、また、福島第一原子力発電所の場合には、RPV が冷却されない状態が長引く中、PCV 自体も熱や圧力の影響を受けたことから、PCV にある貫通部の水密性が懸念された。このため、止水を目的とした PCV の補修技術に関する研究開発を進めてきたが、補修が必要と考えられる貫通部の多さ、補修に伴う作業員被ばくが甚大となる可能性、補修後の耐久性等、PCV の補修は技術的なハードルが高いことが分かって来たため、完全冠水工法以外の工法も検討することとした。

(1) PCV の水位レベル

PCV の水位レベルは、燃料デブリの取り出し工法を決める際の重要なパラメータの一つである。燃料デブリ取り出しの段階でどこまで水を張るか、あるいは張れるかを決める目標となり、燃料デブリの取扱いが水中で行われるか気中で行われるかが決まるからである。

---

[19] Joy L. Rempe, Darrel L. Knudsen, INL/CON-13-28099, ANIMMA 2013, June 2013.

[20] PWR 用語。BWR の RPV に相当する。

[21] （TMI-2 クリーンアップに従事した当時の NRC 職員や電力側エンジニアの話）タンク水のオーバーフローによると思われる原子炉建屋地階の汚染水の増加もなかったこと等から、RV の健全性については全く懸念されなかった。

その水位レベルに応じて、戦略プラン 2016 では、オペフロ直下まで水を張る方法を「完全冠水工法」、また、RPV 内部あるいは PCV 内部に存在する燃料デブリを全て水で覆った状態で切削・取り出しを行う工法を「冠水工法」と定義した（それぞれ、図 4.5-1 の一番左と左から 2 番目に概念図を示す）。燃料デブリを対象とする放射線遮へいと放射性ダストの飛散防止、冷却という意味では、両者は質的な相違を持つものではない。ただし、完全冠水よりも水位を低く設定する場合には、上部の一部構造物が気中に露出したままになるため、放射線遮へいの効果がその分低減する。

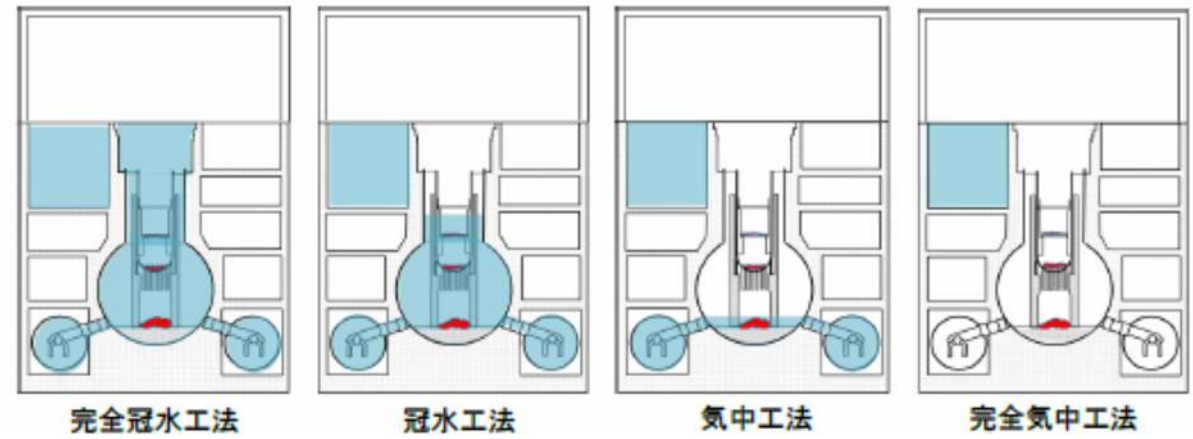


図 4.5-1　PCV 水位レベルに応じた工法分類

一方、冠水工法に対比される工法として「気中工法」がある（図 4.5-1 の右から 2 番目に概念図を示す）。3 つの事故炉における現在の水位レベルを基本に燃料デブリの取り出し作業を実施すると、RPV 内部に存在する燃料デブリは気中で、また、PCV 底部にある燃料デブリは部分的に水に浸かった状態で切削されることになる。燃料デブリに水を掛け流しながら切削するとしても、燃料デブリを完全に水没させることによる放射線遮へいや放射性ダストの飛散防止と同等の効果は期待できない。このように、気中工法は冠水工法に比べて燃料デブリの取扱い上は留意すべき点が多いと言えるが、現状の事故炉の状態を大きく変えることなく燃料デブリ取り出し作業に取り掛かれるという可能性を有する。「完全気中工法」（図 4.5-1 の一番右に概念図を示す）は、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である。燃料デブリの冷却は空冷で行われる。この工法は、汚染水の増加をもたらさないという利点を有するものの、適用に当たっては燃料デブリの冷却が十分に維持できることについて確証されねばならない。したがって、これは、他の工法で燃料デブリの取り出しを進めた後、内部に残存する燃料デブリの量が減少して気中での冷却可能性に目途が付いた時点で選択し得るオプションであり、今後も燃料デブリの冷却評価を進めつつ、本工法の採用について検討を継続することに意義がある。

(2)　重点的に検討する 3 つの工法

戦略プラン 2016 において重点的に検討を進める工法として選ばれた下の図 4.5-2 にある 3 つの工法、すなわち、冠水－上アクセス工法、気中－上アクセス工法及び気中－横アクセス工法について検討を進めた。なお、完全冠水工法及び冠水工法は、燃料デブリを冠水した状態で取り出すという観点から大きな差はないことから、同じ冠水－上アクセス工法として検討した。

燃料デブリへのアクセス方法としては、燃料デブリの存在部位に対応して、PCV 上部からのアクセス（上アクセス）と PCV 側面からのアクセス（横アクセス）が考えられる。

燃料デブリが炉心部/RPV 底部に存在する場合には、その取り出しには上アクセスが適している。このルートは通常の原子力発電所における定期検査時の燃料交換や使用済燃料のオペフロからの搬出と類似性を有し、システム検討上の利点があると考えられる。しかしながら、実際にアクセスルートを設定するためにはウェルシールドプラグ、PCV 上蓋及び RPV 上蓋、また蒸気乾燥器等の多くの構造物を撤去（一部撤去あるいは完全撤去）する必要がある。炉内構造物の損傷状況によっては、アクセスに影響が出る可能性もあり、内部調査等により事前に状況を把握する必要がある。

燃料デブリが PCV 底部（ペデスタル内外）に存在する場合には、その取り出しには横アクセスが適している。PCV 底部へのアクセスは内部調査において実績があるが、燃料デブリ取り出し装置等を挿入するためには開口部の拡大等の方法を検討する必要がある。一方、炉心部/RPV 底部等上方向へのアクセスは難しいと考えられ、適用を考える場合には詳しい検討が必要となる。上アクセスと同様に、PCV 底部の構造物の損傷状況によっては、アクセスに影響が出る可能性があり、内部調査等により事前に状況を把握する必要がある。

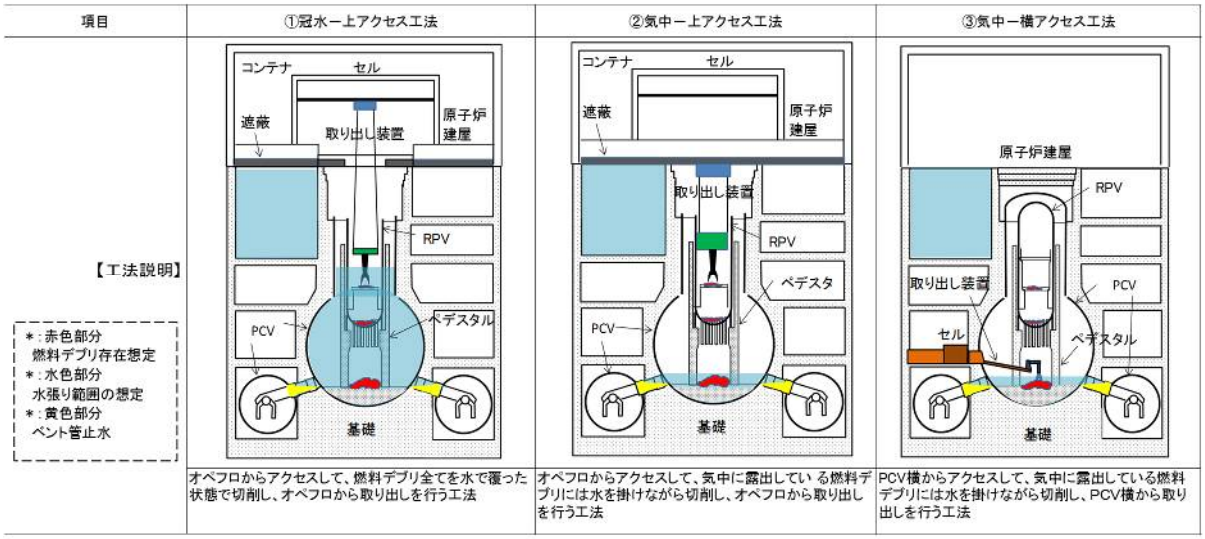


図 4.5-2　重点的に検討を進める 3 つの工法

4.5.2　燃料デブリ取り出し工法実現のための技術要件

重点的に検討を進める 3 工法について、図 4.1-1 のロジック・ツリーに定義される技術要件の課題と見通しを評価する。

なお、現時点では、工法や技術の評価のベースとなる「安全要求の値」や「許容されるリスクレベル」が定義されていないため、定性的な評価に留まることはやむを得ないが、今後、現場の状況が調査等を通じてより明確になるのに併せ、工法や系統設備の具体化を進める必要がある。

4.5.2.1　閉じ込め機能の確保

本項では、閉じ込め機能確保の考え方や液相部/気相部の閉じ込めシステム構築上の課題、PCV 補修技術の開発状況や課題、PCV 内水位の考え方や水位制御性の確保、今後の対応等について述べる。

4.5.2.1.1　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α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確保の考え方を定めること

事故により閉じ込め機能が劣化している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α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確保の在り方、放射性物質の放出抑制・管理のあるべき姿を設定する必要がある。この際、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。

また、これらの検討において通常時と異常時を想定し、通常作業時の放出抑制・管理、並びに、事故時の被ばく評価基準を定めることが考えられる。これは、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

上述のように放射性物質の放出抑制・管理を含めた液相部の具体的な閉じ込めシステムを構築する必要がある。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ていること、万一の PCV からの放射性物質の大量漏えい事故や地震等を想定しても外部への影響は限定的であ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確保の考え方に従った放射性物質の放出抑制・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、閉じ込め機能確保の考え方に立ち返って再度構築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、地震等想定される事象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. 閉じ込め機能確保の考え方

福島第一原子力発電所では、事故後の緊急時対応を含め事故により施設が損傷した状態及び厳しい環境を前提に、合理的に実現可能な対策の実施を経て、現在の安定状態に至っている。

現時点における遵守すべき基準（目標）として、追加被ばくによる影響（サイト全体）に関して敷地境界における被ばく線量が原子力規制委員会の「措置を講ずべき事項」により設定されている。これは、原子力発電所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、敷地境界での被ばく線量の目安[22]が示されている。

敷地境界線量や作業員の被ばく線量に関しては、現時点では安全確保と安全規制の観点での具体的な指標が定まっていないが、現状の規制の在り方をベースにした一定の仮定の下に工法やシステムの概念を描き、検討を進めるものとする。

また、燃料デブリ取り出し時には、PCV 内における FP 及びα核種の濃度が上昇することが懸念される。このためα核種を含む放射性物質の環境への放出を極力抑えるべく最大限の努力をする。

B. 液相部の閉じ込めシステム

1) 現状の液相部の閉じ込め機能

RPV に注水した冷却水は PCV に流れ、PCV からの漏えい水は建屋内に滞留する。この滞留水を回収して水処理設備で浄化した後に冷却水として再使用する循環水冷却システムを採用している。この際、建屋の閉じ込め機能に関しては、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。

2) 燃料デブリ取り出し時の液相部の閉じ込め機能

液相部にはα核種を含めた微粒子状の燃料デブリが含まれるため、閉じ込め機能については、PCV と取り出し用セルからなる一次閉じ込め境界と、原子炉建屋等からなる二次閉じ込め境界とで、閉じ込め機能を確保することを検討している。現在検討している液相部の閉じ込め機能の例を図 4.5-3 に示す。一次閉じ込め境界を構築するために、PCV 補修（止水）技術の開発を進めると同時に PCV 内の水位レベルを検討する必要がある。

一次閉じ込め機能としては､PCV 下部の止水補修(ベント管止水又は S/C 埋設止水を想定)及び必要に応じて PCV 上部補修を行い、PCV 水位のコントロールを行いながら、水の掛け流し又は水に浸した状態で燃料デブリ取り出し作業を実施する。止水部からの漏れは S/C で

[22] 原子力安全委員会､「安全評価指針」、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

受けて循環水冷却システムで回収・処理する。また、一次閉じ込め部からの漏れ（事故による大量落水を含む）は、トーラス室に流れ込むが、滞留水はポンプで上述の循環冷却系統へ回収・処理することにより二次閉じ込め機能を構築して汚染水の環境への流出を防ぐ。

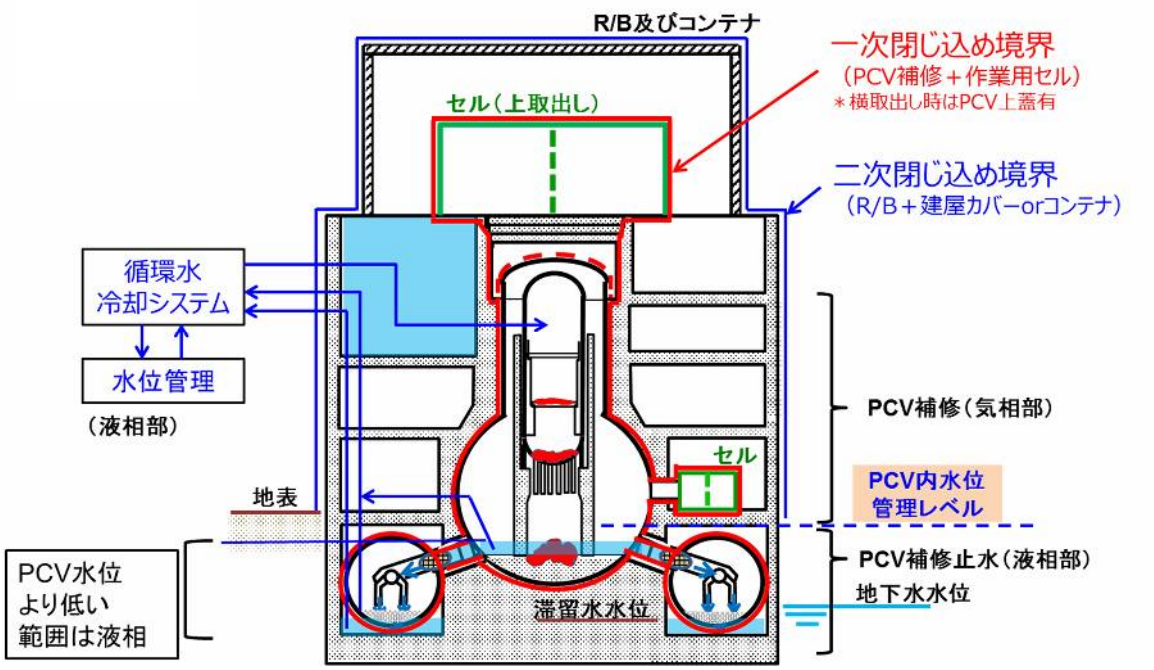


図 4.5-3　液相部の閉じ込め（例）

3)　液相部水位管理システムの重要性（水位制御性の確保）

燃料デブリ取り出し工法によらず取り出し時には α 核種等を含む切削粉が発生するため、液相部の放射性物質濃度は上昇する。このときの液相部閉じ込め機能の構築のために、現在 PCV 補修（止水）の技術開発を進めているが、止水の有効性を確認するのが困難なため、完全な止水は難しいことを前提としてシステム構築すべきである。大量漏えいのような事故事象への対応も併せて考慮すると、地下水流入、汚染水流出の防止を達成させるためには、「地下水位＞トーラス室水位」とした水位管理/制御が重要であり、原子炉建屋も含めた液相部閉じ込めシステムを構築する必要がある。

C.　気相部の閉じ込めシステム

1)　現状の気相部の閉じ込め機能

窒素封入設備により PCV 内を不活性化しつつ、PCV 内の気体を排気し、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、原子炉建屋からの追加的放出量の評価においても敷地境界における被ばく線量は十分低くなっている[23]。

[23] 東京電力ホールディング株式会社、「原子炉建屋からの追加的放出量の評価結果」、平成 29 年 4 月 27 日

2)　燃料デブリ取り出し時の気相部の閉じ込め機能

通常の原子力発電所では、原子炉建屋や PCV による静的閉じ込めが構築されているが、福島第一原子力発電所では原子炉建屋・PCV 等が一部損傷し、機能低下しているため、負圧管理システムによる動的閉じ込めによる機能構築を検討している。現在検討している気相部の閉じ込め機能の例を図 4.5-4 に示す。閉じ込め境界を構築するために、PCV を補修してインリークを抑制する技術の開発を進めると同時に内部を負圧維持する負圧管理システムを検討する必要がある。

一次閉じ込め機能としては、必要に応じて PCV 上部の補修を行うとともに、燃料デブリを取り出して収納缶を輸送容器に格納するまでの作業は、セル（遮へい兼用）内で完了するようにしてセル内部を負圧に維持し外部へのアウトリークを防止する。また、二次閉じ込め機能としては、既存の原子炉建屋に建屋カバーやコンテナを設置して微負圧に管理することにより、一次閉じ込め部から漏えいした放射性物質を回収処理する案がある。

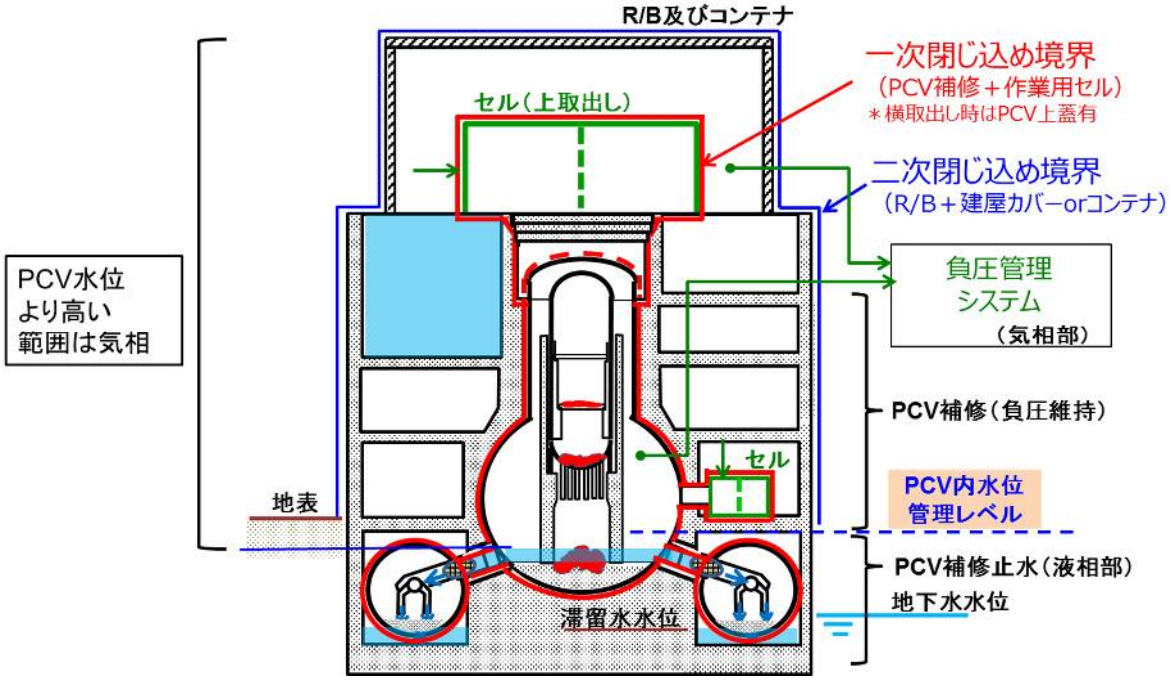


図 4.5-4　気相部の閉じ込め（例）

3)　負圧管理システムの重要性

燃料デブリ取り出し時には、α 核種を含む放射性物質を取り出し部近傍で極力回収する措置を講ずるとはいえ、気相部の α 核種の濃度も上昇することが想定される。α 核種に関しては、特に呼吸による内部被ばく防止のための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閉じ込め境界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、現在の PCV 内圧力、窒素供給量を踏まえると PCV の負圧維持装置は、一般的に用いられているシステム構成や装置規模の範囲の中で実現でき

ると考えられ、負圧維持を目指し、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。（4.5.2.9 項参照）

なお、福島第一原子力発電所の閉じ込め機能に関して、これまでの経緯も含めて「添付 4.11　閉じ込め機能について」に整理した。

(4) 今後の対応

A.　閉じ込め機能の考え方

現状の閉じ込め機能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、閉じ込め境界や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核種の濃度を抑え、かつ、汚染水中の放射性物質濃度も低減させる検討を進める。また、PCV 補修（止水）や水位制御により 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させる検討を進める。

大量漏えいの異常事象が発生した場合、PCV 内水位によってはトー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。そのため、トーラス室内の水位が地下水位と逆転しない PCV 内水位の設定、水位制御を検討する。

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α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 内部を負圧維持するシステム（一次閉じ込め境界）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（二次閉じ込め境界）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。

なお、液相部の閉じ込めシステム及び気相部の閉じ込めシステムの共通な対応として、異常時の影響評価を実施し、外部環境への影響が小さいことを確認する。

4.5.2.1.2 PCV 補修他による閉じ込めの構築

(1) 目的

前項の閉じ込め機能確保の考え方に基づき、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α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、環境への影響を防止する必要がある。そのため、一次閉じ込め境界である PCV を可能な限り補修することを計画している。ただし、現在 PCV 下部の補修技術開発を進めているが完全な止水は難しく代替止水材等を開発中ではあるが、仮に漏えいしたとしても循環水冷却システムで回収する閉じ込めシステムの構築を計画する。

(2) 主な要求事項

A. 長期に安定した液相部の止水性能、負圧維持のためのインリーク抑制機能を確保すること
B. PCV の補修工事の施工中モニタリング、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・インリーク抑制機能の信頼性を確保すること
C. 建屋外への漏えい防止、水の回収も含めた液相部水位管理システムを構築すること

(3) 取組の現状と評価・課題

現在判明している PCV の漏えい個所としては､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 S/C 等がある。（4.3 節参照）また、高線量等の影響で PCV 上部は調査が進んでいないが、今回の事故事象から推定すると、PCV の損傷の可能性がある箇所は、各号機共、約 300 箇所とかなり多い状況である。（図 4.5-5 参照）これらに対し一次閉じ込め境界を構築しようとしている部分を前項の図 4.5-3、図 4.5-4 の赤の太線で示す。下部は 2 号機の S/C 又は S/C 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若しくは S/C 底部を止水することを計画し、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、溶接等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によるグラウト材等の打設やシール材を吹き付け補修する計画で技術開発を進めている。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。

研究開発プロジェクトでの技術開発状況について、主な PCV 補修技術の概念を図 4.5-6 に図示し、現時点での評価・課題を以下に示す。

A. 止水性能確保、負圧維持のためのインリーク抑制

1) PCV 下部（トーラス室天井以下）補修

現在の液相部の閉じ込め機能を評価すると、冠水工法の場合、PCV 下部補修については冠水時の水圧に耐える止水工法を開発中であるが、技術難度が高く、また保有水量も多いためアウトリークのリスクが高い。気中工法の場合、PCV 下部補修は冠水工法に比べ耐水圧が低く、技術難度が低くなると考えている。

a. ベント管止水

ベント管の中間部に閉止補助材（グラウト充填した袋状の堰）にて仮堰を設置し、ベント管との間に残った隙間に副閉止補助材（重量骨材等）を充填する目詰めを行い、閉止補助材の上流側に止水材（コンクリート又はゴム材）を注入し、ベント管を止水する工法である。（図 4.5-6 参照）

止水材については、これまで開発してきたセメント系材料に加え、ゴム系材料の要素試験を進めてきた。トーラス室天井下面の水位相当の水圧が負荷された場合には（異常発生時にアウトリークを防止・抑制できる水位相当）、セメント系材料では完全な止水が難しいが、止水部からの漏えいはわずかな量に抑えることができる見込みであり、また、ゴム系材料を使用した代替止水材の検討・要素試験を実施している。今後も止水技術の開発を継続検討する必要があるものの、水位の適切な設定と PCV 及び S/C 内水の回収システムの組合せにより気中工法においては閉じ込め機能を確保できる可能性がある。

b. S/C 内充填による止水

S/C 内にグラウト材を充填し、ダウンカマー先端部や配管付属構造物（ストレーナ、クエンチャ等）を止水する工法である。（図 4.5-6 参照）S/C 内のグラウト充填高さを変更することにより、ストレーナ/クエンチャ止水、ダウンカマー止水、真空破壊弁止水を構築する。グラウトの配合試験により材料配合を決定し、この材料でストレーナ/クエンチャ止水試験を実施し、良好な充填状況と耐水圧性能を確認した。また、ダウンカマー止水、真空破壊弁の止水については、冷却水通水状態に相当する流水条件での止水は困難であるが、静水状態では止水が可能であることを確認した。

充填グラウトによる S/C への負荷増加等による S/C 耐震性への影響については、S/C 内の充填レベルによる耐震強度検討及び S/C 内水位制御について継続検討する。

また、S/C 脚部の強度裕度確保のため、トーラス室にモルタルを打設し補強する技術を開発中である。

2) PCV 上部（原子炉建屋 1 階以上）補修

PCV 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状況もあり、これまでの技術開発は要素試験が中心である。PCV 上部は止水対象となる損傷の可能性のある部位が多いため、止水の準備作業として作業エリアの線量率が 3mSv/h まで低減できるとしても、作業員の被ばく線量は過去の年間総被ばく線量を大きく上回ると想定されている。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。

PCV 上部には気相部分があり負圧維持機能を持つ空調系統が必要である。気中工法の場合、α 核種の封じ込めのため負圧維持機能を持つ空調系統が必要であり、気相範囲が大きく設備の規模は大きくなるが、負圧管理システムの検討を進めており実現の可能性がある。

a. D/W ペネの止水・負圧維持のためのインリーク抑制

配管ベローズ及び電気ペネシール部を止水する工法（図 4.5-6 参照）について、ウレタンゴム系止水材の改良及びポリウレア系止水材の追加選定を行い、吹付け施工での止水材の適用性試験を実施した。ウレタンゴム系の止水材で 0.45MPa（満水レベル）の耐圧

性能を満足し、-1.0kPa の負圧下でのインリーク対策に有効であることを要素試験にて確認できた。また、止水対象部位の汚れ及び錆の除去方法としては、要素試験により高圧ジェット水による方法と還元剤系除錆剤を使用する方法が適用可能な見通しを得た。

しかしながら、実機適用に向けた遠隔装置の開発が必要であり、高線量下での作業エリアの確保、干渉物及びベローズカバー等の撤去方法の検討が必要であること等を考慮すると難度の高い工事となり、実機適用に向けた更なる検討も必要である。

b. 機器ハッチの止水

シールドブロックに開けた穴から遠隔装置でアクセスし、溶接又は止水材（シール材）を塗布して止水を行う。（図 4.5-6 参照）ギャップ 3mm、段差 7mm までのフランジ合わせ面の不一致があっても止水可能であり、また、負圧でのインリーク対策にも有効である見通しを要素試験にて確認した。また、施工前にブラストやレーザーにより塗装及び錆除去を行うことを検討し、溶接との組合せ試験を実施した結果、適用可能なことを試験により確認した。

現場での遠隔施工を考えると難度の高い工事となり、実機適用に向けた更なる検討も必要である。

3) トーラス室壁面貫通部の止水

配管貫通部を止水する工法（図 4.5-6 参照）について、ウレタンゴム系止水材の改良及びポリウレア系止水材の追加選定を行い、吹付け施工での止水材の適用性試験を実施した。その結果、ウレタンゴム系の止水材で 0.15MPa の耐圧性能を満足することを要素試験にて確認できた。また、高圧ジェット水による方法と還元剤系除錆剤を使用する方法は、要素試験により止水対象部位の汚れ及び錆の除去方法として適用可能であるとの見通しを得た。

しかしながら、実機適用においては高線量のため当該部への原子炉建屋内での当該部へのアクセスは難度が高く、T/B や Rw/B からのアクセスを線量低減の進捗状況に応じて検討する必要がある。

ただし、トーラス室へのアクセスが可能な 5 号/6 号機においても配管の壁面貫通部分をグラウト充填し補修しているが、地下水流入量が半分程度に削減された程度であり不明な水みちがあることもあり完全な止水は難しく、高線量のためアクセスが困難な 1 号～3 号機の止水は更に難しいと考えられる。また、原子炉建屋周辺の地盤を地盤改良や陸側遮水壁を構築する等の追加的対策のアイデアも考えられるが、地下部分での止水性の検査や漏洩検知も難しく、地下水流入等の抑制効果はあるものの完全な止水は難しいと考えられる。

B. 止水部の信頼性

1) S/C、トーラス室、配管（ベント管、ダウンカマー等）止水の信頼性

現在、止水対象部位の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内表面の状態の確認とその止水性への影響を試験等で評価することを計画する必要がある。

2) 長期止水性

漏えい検知法、再補修方法（追加補修材、注入位置他）等の技術開発を計画する必要がある。

3) 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が必要である。ベント管止水等、複数回の施工が必要な技術については再現性の確認、性能保証方法（漏えい試験・検査他）確立のための検討と試験等による確認が必要である。

C. 液相部水位管理システム構築

補修部からの漏えいを前提に液相部水位管理システムの概念を含めた循環水冷却システムの検討例を 4.5.2.9 項に示す。本システムは燃料デブリの冷却、臨界管理、PCV 内構造物の腐食抑制、PCV 水位監視・制御等、多岐にわたる機能を有する。主な課題として、PCV からの取水箇所の決定と 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、建屋からの漏えいを防止することが挙げられる。

1) PCV 内水位の考え方

現状の PCV 内水位は、1～3 号機で異なっている。また、止水技術について開発が進められているが、その適用の可否も号機ごとに状況が異なってくるものと考えられる。したがって、PCV の水位は以下のような要件を総合的に勘案して決定していくこととなる。

a. 水中での燃料デブリ取扱いの優位性（気中へのα核種を含む放射性物質の拡散防止）
b. 異常時の地下水位とトーラス室内水位の逆転の可能性
c. 止水の技術的成立性
d. 水位コントロールの技術的成立性

いずれの場合も、決定した PCV 内水位を安定的にコントロールするために、PCV 下部止水技術や水位を制御するための技術・手順を引き続き検討する必要がある。

2) 水位制御性の確保

現在、水位レベルを変更することや、燃料デブリ取り出し作業中に一定水位を保持するための水位コントロールを想定した研究開発が行われている。また、PCV の D/W と S/C を隔離して止水するベント管止水技術の成立性は、技術的難易度は高いものの一次閉じ込め範囲を小さくできるメリットがあることから、引き続き開発が行われている。

なお、燃料デブリ取り出し時の PCV 底部の水位レベルについて考察した結果を添付 4.12 に示す。

(4) 今後の対応

PCV 補修他による閉じ込め境界の確立・実機適用に向けて、以下を推進する。

A. 止水性能確保、負圧維持のためのインリーク抑制

前述した多くの課題の解決に注力し、液相部の止水性能、気相部の負圧維持のためのインリーク抑制機能を確保する。また、燃料デブリ取り出し時のダスト放出防止の観点で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る。気相部の気密性を

高めるため PCV へのインリーク抑制技術としての溶接補修、シール材塗布等による PCV 補修、PCV 補修を可能とするための線量低減（除染、除去、遮へい等）も考慮した実機施工性の検討及び補修装置を当該箇所にアクセスさせる遠隔装置技術を含め検討していく。

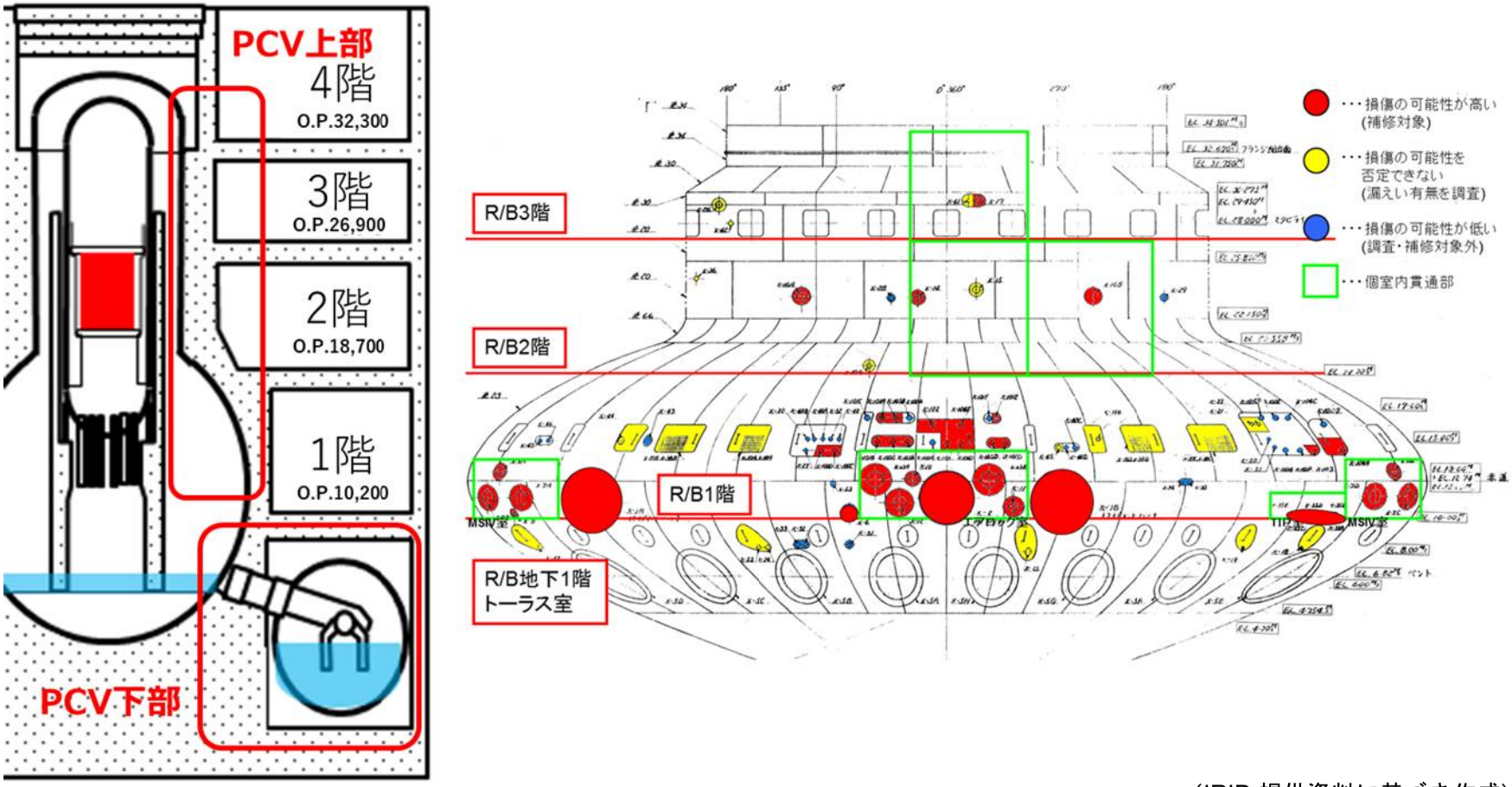
B. 止水部の信頼性

以下の 3 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。

1) 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
2) 再補修の実現性等も含めた長期止水性
3) 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）

C. 液相部水位管理システム構築

前述したように現状のグラウト注入による補修では完全な止水を達成することは難しく、ある程度のトーラス室への漏えいを許容せざるを得ないと考えられる。そのため燃料デブリ取り出し時においては、今まで述べてきたようにトーラス室内水位を地下水位よりも低く保つ、水位管理が必要である。また、補修部位からの漏えい量を推定評価し、システム全体での許容漏えい量評価や回収システム等も含めた液相部管理システムの検討が必要である。（4.5.2.9 項参照）



（IRID 提供資料に基づき作成）

図 4.5-5　PCV 上部の貫通部（2 号機の例）

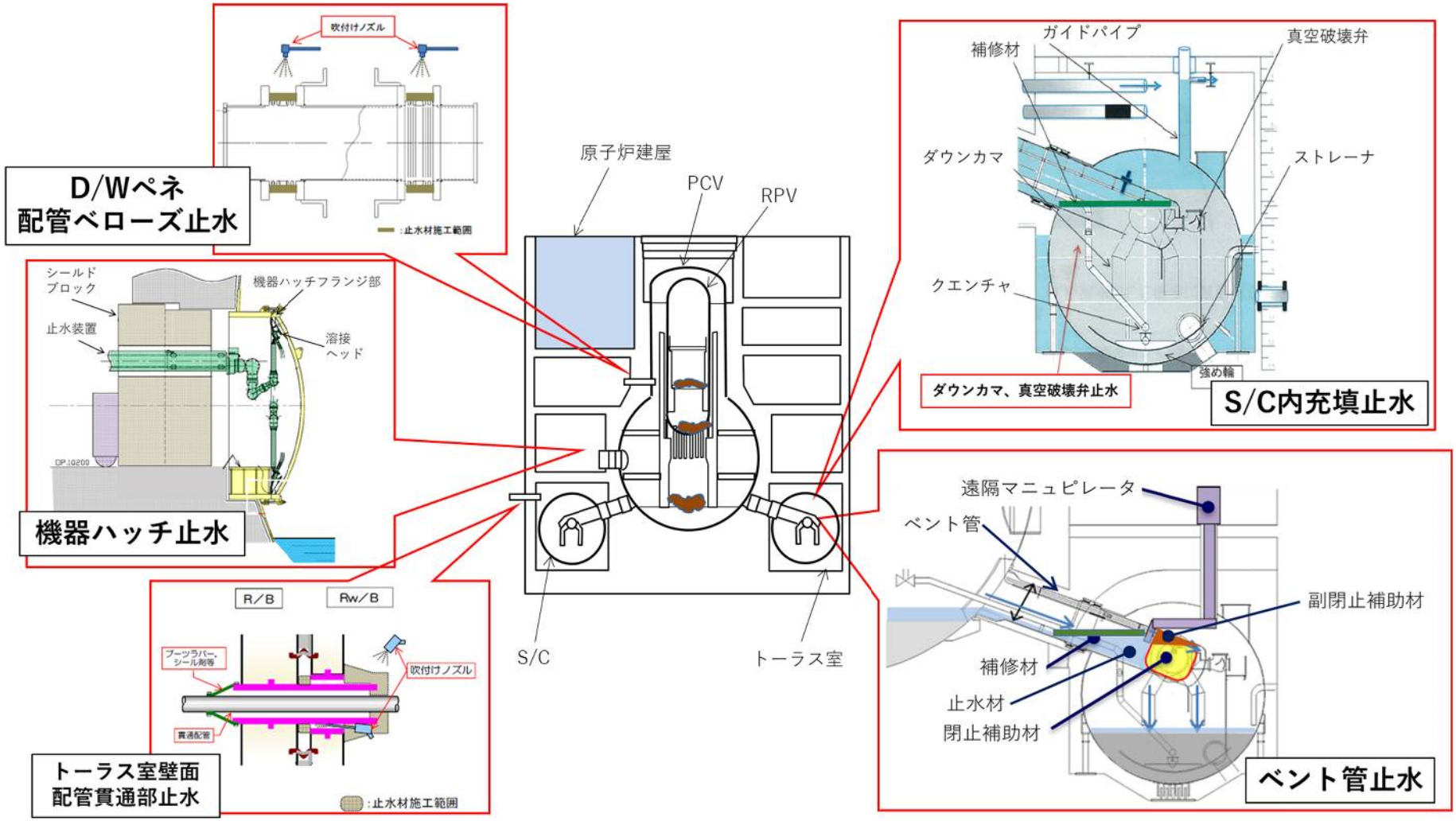


図 4.5-6　主な PCV 補修技術

（IRID 提供資料に基づき作成）

4.5.2.2 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は以下が挙げられる。

- 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、温度上昇等を評価検討し、機動的対応も含め、代替注水機能・設備を有すること
- PCV 補修工事期間中においても冷却機能を維持すること

さらに、滞留水処理対策期間中及び燃料デブリ取り出し期間中の循環ループにおける主な要求事項としては以下が挙げられる。

A. 滞留水処理対策期間中

- 炉内を冷却し、汚染水のセシウム及び塩分等の除去が可能なこと
- 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. 燃料デブリ取り出し期間中

- 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
- 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、臨界管理等）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

図 4.5-7 に示す循環ループにて循環注水冷却が継続されており、各号機の RPV 底部温度、PCV 気相部温度は安定した状態を維持している。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。

さらに、信頼性向上のために循環ループを縮小する小ループ化の工事を実施し、循環ループは約 3km から約 0.8km に縮小した。（図 4.5-7 参照）また、建屋内滞留水の浄化促進に向け、2016 年 12 月より 1 号機、3 号機、2 号機と順次原子炉内への注水量を 3.0m^3/h へ低減した。注水低減による冷却状態の異常は確認されていない[24]。

[24] 東京電力ホールディング株式会社、「廃炉・汚染水対策の概要」、廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議（第 40 回）、平成 29 年 3 月 30 日

(4)　今後の対応

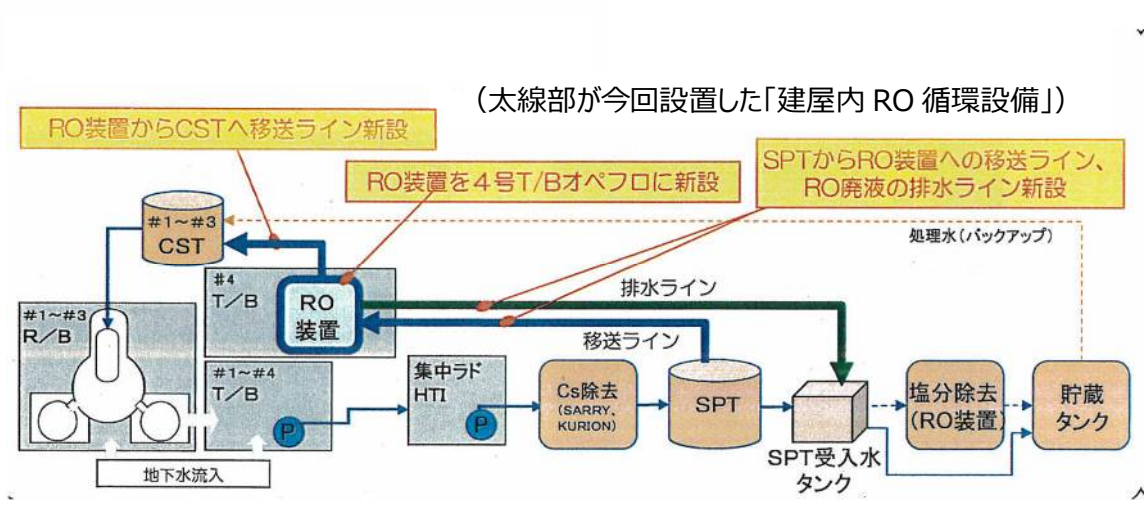
A.　滞留水処理対策期間中

現在、更なる信頼性向上に向けて、1 号機 CS 系注水ラインの一部ポリエチレン管化工事に関して実施計画変更認可申請を行い、実施時期を調整している。(2017 年 3 月 6 日申請)

B.　燃料デブリ取り出し期間中

PCV 補修後の許容漏えい量、漏えい箇所を想定し、トー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。また、循環のための取水箇所、取水ラインの構築方法等も含めた検討が必要である。

また、燃料デブリを水中又は水を掛け流した状態で取り出すためには、これに必要な機能を持たせた循環ループを構築する必要がある。燃料デブリ取り出し時に具備すべき機能である冷却、臨界管理、放射能除去、にごり抑制、水質管理、水位制御・監視、インターロック等を考慮し、エンジニアリング、研究開発、規制対応等との関わりにも配慮しながら、系統設備の中で検討を進めていく（4.5.2.9 項参照)。



2017 年 3 月 30 日の廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議（第 40 回）資料
（東京電力提供）

図 4.5-7　現在の循環ループ概念図

4.5.2.3 臨界管理

(1) 目的

現状では再臨界の兆候が見られない燃料デブリについて、燃料デブリ取り出しに係る作業（準備作業を含む）による状態変化を考慮し、再臨界の発生を防止するとともに再臨界の発生に備えて人及び環境への影響を防止するための措置を講じること。

(2) 主な要求事項

核燃料物質を含む物質が臨界に至る一般的な条件として、水等の減速材が存在すること・U-235/Pu-239 等の濃度が高いこと（加えて、中性子吸収物質が少量であること）・ある程度の大きさを持つことが挙げられる。福島第一原子力発電所の燃料デブリについては、燃料集合体の溶融が水との存在比の観点から臨界になりにくい変化であることや炉心溶融の過程で炉内構造物等の不純物の混入が予想されること、事故進展の結果として炉心部に留まらず広範囲に分散していると推定されることから工学的に再臨界が起こる可能性は極めて低いと考えられる。また、再臨界の発生時でも燃料デブリが広範囲に分散していると推定されること等からその規模は小さいと考えられる。

一方、PCV 内部の不確かさが大きいことを踏まえ、燃料デブリの形状や水量等が変化した場合に上記の条件が組合せで発生する可能性への措置として、新たな放射性物質の生成等による被ばくリスクの増加を防止するために、燃料デブリ取り出しの過程において再臨界になり得る条件を把握して臨界の発生防止と検知・停止を組み合わせた適切な管理方法を確立する必要がある。

以上を踏まえて、目的を達成するための要求事項を以下に示す。これらは各工法で共通である。

A. 臨界管理方法の考え方の構築

1) 再臨界に至る条件の把握

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再臨界を発生させ得る誘因事象を特定し、再臨界に至る可能性を評価する必要がある。

- 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
- 再臨界の可能性評価における不確かさを低減するため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

2) 臨界時挙動評価

再臨界が発生した場合の影響緩和策を検討するため、臨界発生時の挙動を評価して 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。

- 再臨界発生時の影響評価の精度が検証されていること

3) 臨界管理方法の検討

上記評価結果を基に臨界管理方法を検討して、実機への適用性を検証する必要がある。

- 臨界管理を行うためのシステム・設備について、取り出しシステム・装置や循環冷却系統の検討と併せて実機への適用性が確認されていること

B. 臨界管理方法の実現のための技術開発

1) 臨界防止技術

燃料デブリ取り出しに係る作業において臨界防止の信頼性を高めることを目的として、臨界に近接する状態の監視及び中性子吸収材の適用に向けた技術開発を実施している。

a. 臨界近接監視技術

- 燃料デブリの実効増倍率の上昇を検出できること

b. 中性子吸収材の適用

- 溶解性の中性子吸収材を適用する場合には炉内材料腐食や冷却材循環系統への影響等、設備の健全性が維持されること
- 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、担保されること

2) 臨界検知技術・臨界停止技術

再臨界が発生した場合には、FP 生成量や中性子及び γ 線量の増加を検知して再臨界を停止させるための措置を講じる必要がある。

- 広く分布している燃料デブリの部分的な再臨界を検知して、影響緩和策（臨界停止、閉じ込め機能等）との組合せで安全性を確保できること

(3) 取組の現状と評価・課題

A. 臨界管理方法の考え方の構築

1) 再臨界に至る条件の把握

臨界管理の観点から PCV の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 底部・CRD ハウジング及び PCV 底部の燃料デブリを想定して、臨界防止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。

臨界防止のための必要ホウ素濃度については、燃料集合体内に中性子吸収材として含まれるガドリニアの帯同を考慮した場合に約 6,000ppm と評価されている。一方、純水による水位上昇の可能性評価については、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、RPV 下部までの水位上昇に対しては再臨界の可能性が低いことが示されている。炉心部までの水位上昇に対しては燃料集合体の実組成を考慮した評価を行い、臨界となり得る条件範囲を炉内残存体数の観点から整理している。

また、これらの評価の精度を向上するために必要な情報を炉内状況把握等の取組に提示しており、今後そこから得られる情報を反映していく取組が必要である。

燃料デブリ取り出し作業では切削等による燃料デブリの形状変化を伴うため、取り出し方法ごとの臨界シナリオを策定し、その結果に基づく臨界管理方法の検討を行っている。

方法確定や作業開始の意思決定に向けて再臨界の可能性に関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な取扱いを取り入れることによって限定的なデータを基に再臨界の可能性を総合的に推定する手法の検討が進められている。また、1 号機ではガス管理システムで測定した Kr-87/88 の放射能濃度データを分析して未臨界度を評価する取組が進められている。実機データに基づく未臨界度の評価は貴重な判断材料となりうるため、他号機への適用も念頭に検討を継続する必要がある。

2) 臨界時挙動評価

1)のとおり再臨界の可能性評価を進めているが、PCV 内の情報に不確かさが大きい現状においてその可能性を完全に否定することは難しく、再臨界の発生に備えて影響緩和策を検討しておく必要がある。そのため、再臨界後の中性子応答・FP 生成量を評価するための

臨界時挙動評価手法の開発が進められている。これまでに各工法を念頭に水張り作業及び燃料デブリの取り出し作業を想定した臨界時挙動評価のモデル構築が実施された。また、代表的なシナリオを想定した臨界時挙動評価を実施して臨界発生時においても人及び環境への影響を防止することを目標に、影響緩和策の立案や燃料デブリ取り出しシステムの検討に必要な情報を抽出している。

臨界時挙動評価手法を確立するためには、今後得られる PCV 内部の情報や燃料デブリ取り出しシステムの検討状況を反映していくことで精度を高めていく必要がある。

3) 臨界管理方法の検討

上記の再臨界の可能性評価・臨界時挙動評価の結果を基に、PCV 水張り時及び燃料デブリ取り出し時における臨界管理方法を検討している（表 4.5-1）。

PCV 水張り時の臨界管理方法として、冷却材として純水を使用する方法と溶解性中性子吸収材である五ホウ酸ナトリウムを使用する方法を検討している。また、燃料デブリ取り出し時の臨界管理方法としては、取り出し方法ごとに一回あたりの取り出し量制限値を設けることや切削粉の拡散を抑制すること等の要求項目を抽出し、燃料デブリ取り出しシステム・装置開発の取組に提示している。加えて、臨界近接監視技術や非溶解性吸収材の適用によって、より臨界防止の信頼性を高める方法を検討している。

PCV 水位上昇時及び燃料デブリ取り出し時の実現可能性に係る評価を以下に示す。

a. PCV 水位の上昇時の臨界管理

- 燃料デブリへの炉内構造物や FP 等の混入を考慮すれば、RPV 下部までの水位上昇時にも、現実的には再臨界に至る可能性が低いと考えられる。評価の不確かさ低減のために必要な情報を炉内状況把握等の取組に提示しており、今後得られる情報を反映していく取組が必要である。
- 炉心部への水位上昇に当たって再臨界となり得る条件は限定的であるが、2 号機や 3 号機のように残存燃料の存在を否定できない場合は、高濃度五ホウ酸ナトリウムの常時注入に向けた検討や RPV 内部調査の結果等に基づき、より実現性の高い臨界管理方法を見極めていく必要がある。1 号機については、炉心領域に残存している燃料は少量であると考えられており、水位上昇に当たっての再臨界は可能性が低いと考えられている。
- 純水による水張り作業を採用する場合、作業中に異常を検知・停止した後の対応として、冷却材を純水から五ホウ酸ナトリウムへの切り替え又は想定する PCV 水位の変更等、作業継続のために柔軟な計画変更を行うことを前提とする必要がある。

b. 燃料デブリ取り出し作業に係る臨界管理

- 燃料デブリ取り出し時の 1 回の取り出し量とそれによる添加反応度を評価して、必要に応じて 1 回の取り出し量に制限値を設ける等、燃料デブリ取り出し装置・システムへの要求項目を抽出した。今後、装置設計に反映していくことが必要である。
- 作業中の臨界防止の信頼性を高めるため、臨界近接検知技術の開発及び中性子吸収材の適用に向けた検討が行われている。
- 燃料デブリに関する情報を蓄積しながら慎重に作業を行うとともに、作業の進捗に応じて得られた情報を基に柔軟に管理方法を見直していく考え方が必要である。

今後、臨界管理方法を確立していくための主な課題としては以下が挙げられる。

- 臨界管理方法の検討過程で抽出された燃料デブリ取り出しシステム・装置や循環冷却系統への要求項目について、各々の成立性確認の結果を臨界管理方法に反映していくこと
- 燃料デブリに係る情報の不確かさへの対応として、作業の進捗に応じて得られる情報を基に、段階的に臨界管理方法を最適化していく考え方を整理すること
- B.に示す技術開発の進捗状況を適宜反映していくこと
- 燃料デブリ取り出しに係る他の技術要件の実現性及び現場作業に伴う作業員被ばく量の低減を考慮し、関係機関との議論を通じて十分かつ現実的な臨界管理の目標を設定していくこと
- 臨界管理方法として実現性が確認された複数の候補がある場合は、2 章で述べた「5 つの基本的な考え方」を参照して判断すること

B. 臨界管理方法の実現のための技術開発

1) 臨界防止技術

作業時における再臨界防止の信頼性を高めるために下記の技術開発が進められている。

a. 臨界近接監視技術

臨界近接監視技術は臨界に近接する状態を早期に検知、臨界到達前に警報を発信して作業中止を促すことで臨界防止を図るための技術である。具体的な運用方法の案を図 4.5-8 に示す。これまでの成果として適用可能性のある技術の検討を行い、炉雑音法と中性子源増倍法等を組み合わせたシステム概念を確立した。今後、その成立性を確認するための試験を実施して臨界管理手順への反映等の検討を行っていくとともに、2)に後述するとおり、燃料デブリ取り出し装置の開発と併せて燃料デブリ近傍における中性子検出の可能性を検討していく必要がある。

b. 中性子吸収材の適用

溶解性中性子吸収材として、五ホウ酸ナトリウムの常時注入の検討及び非溶解性吸収材の開発が進められている。

五ホウ酸ナトリウムの常時注入について、構造材腐食の観点と臨界抑制のための必要ホウ素濃度の観点から両立し得るホウ素濃度範囲が見出されており、循環冷却系統等他のシステムとの共存について検討が開始されている（4.5.2.9 項参照）。実機適用に向けた今後の課題として、廃棄物や燃料デブリ収納缶への影響等について引き続き検討が必要となる。

非溶解性中性子吸収材の開発について、これまでに現場適用のための要求仕様（耐放射線性・燃料デブリへの吸着性等）を設定した上で候補材を抽出し、基礎物性試験・耐放射線性能試験等による絞り込みを行っている。その結果、B4C/金属焼結材や B/Gd 入ガラス材等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。今後、最終的な候補材を絞り込むために核的特性や燃料デブリ収納缶への影響等を把握するための試験・評価を行う必要がある。また、中性子吸収材投入による反応度低減効果を確認する方法として、臨界近接監視技術を用いた未臨界度測定と組み合わせた運用方法を検討する必要がある。

2) 臨界検知技術・臨界停止技術

臨界検知技術として、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が検討されている。

中性子を検出する方法は即応性の高い検知方法であるが、水中での中性子の移動距離が短いため燃料デブリ近傍に検出器を設置する必要があり、取り出し装置の開発と併せて検討が進められている。また、検出器の要求仕様として耐放射線性や検出感度を定めるためには検出器を設置する箇所の線量率等の情報が必要となる。このため、今後得られる PCV 内部調査の結果を反映していくとともに、複数の検出器候補を検討しておく必要がある。

短寿命の FP ガスからのガンマ線を測定する方法として、現行の Xe-135 に加えて Kr-87/88 を測定することによって再臨界検知の応答速度を速めることを検討している。これまでに 1 号機で実機試験を行い、主に自発核分裂に由来する Kr-87/88 が測定できることを確認した。また、PCV 内で発生した FP ガスがガス管理システムに到達するまでの挙動を解析して、臨界時挙動評価で想定している再臨界検知遅れ時間の妥当性や更なる早期検知の可能性を評価している。

臨界停止技術としては、既に現場で運用されているホウ酸水注入設備の活用を念頭に、水張り作業や燃料デブリ取り出し作業に向けて最適化の必要性を含めて検討されている。PCV内保有水量によって設備容量や通常作業時に維持すべきホウ素濃度管理値が変化し得るため、工法検討の進捗状況を適宜反映していくことが重要である。

(4) 今後の対応

A. 臨界管理方法の考え方の構築

- 各臨界管理方法を開発する上で入手すべき情報について、必要な時期を具体化するとともに炉内状況把握のための取組と協力して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
- 臨界管理方法の検討過程で抽出された燃料デブリ取り出しシステム・装置や循環冷却系統への要求項目について、決定される燃料デブリ取り出し方針に基づく詳細検討を行うこと。また、燃料デブリ取り出しシステム・装置や循環冷却系統での成立性確認の結果を臨界管理方法の検討に反映していくこと

B. 臨界管理方法の実現のための技術開発

1) 臨界防止技術

a. 臨界近接監視技術

- 燃料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

b. 中性子吸収材の適用

- 五ホウ酸ナトリウムの常時注入について、漏えい時の環境影響や収納缶への影響を確認するとともに実機での運用方法を検討すること
- 他の技術との組合せ等、ホウ素濃度を極力低減する臨界管理方法を検討すること

- 非溶解性中性子吸収材を実際に適用するため、中性子吸収材の反応度低減効果の定量化方法を検討すること
- 非溶解性中性子吸収材の収納缶等への長期的影響について確認すること

2) 臨界検知技術・臨界停止技術

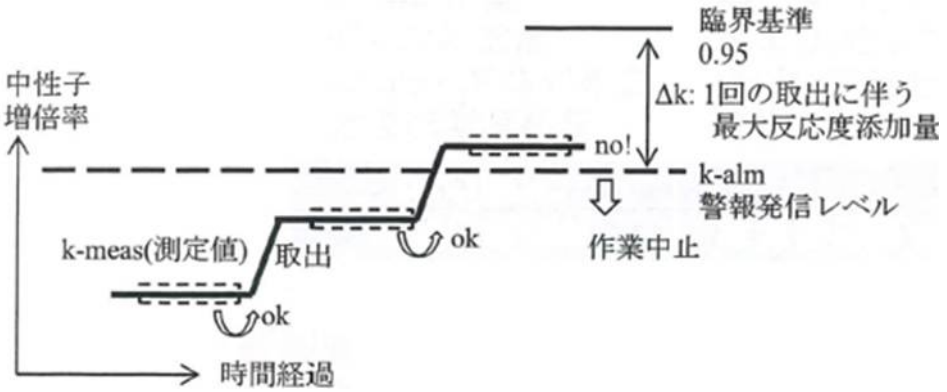
- 中性子による再臨界検知について、今後得られる PCV 内部調査の結果を反映して要求仕様を定めていくとともに、複数の中性子検出器候補を検討しておくこと
- ガンマ線検出による再臨界検知の場合、検知遅れ時間の短縮が望ましいことから、クリプトンガスを用いた検知精度の向上を検討すること
- 臨界停止のためのホウ酸水注入設備について、工法及び臨界管理の検討状況を踏まえてその性能を確認すること

表 4.5-1　臨界管理の基本的な考え方（案）

	一般的な管理方法の考え方（例）	PCV 水張り		燃料デブリ取り出し
		純水	五ホウ酸ナトリウム	
臨界防止	・臨界の可能性を評価するとともに中性子吸収材を適用する	臨界シナリオ評価	臨界シナリオ評価＋五ホウ酸ナトリウムによる臨界防止	臨界シナリオ評価、必要に応じて吸収材による臨界防止
	・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	水張り速度制限及び段階的水張り	-	1 回あたりの取り出し量制限
	・臨界に近づいている状態を検知して作業を中止する	FP ガス挙動監視	FP ガス挙動監視	臨界近接監視技術による未臨界監視
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	短寿命の FP ガスγ線による臨界検知	短寿命の FP ガスγ線による臨界検知	短寿命の FP ガスγ線又は中性子による臨界検知
	（臨界停止） 再臨界を検知した後、負の反応度を投入する	五ホウ酸ナトリウム注入又は水位低下による臨界停止	高濃度五ホウ酸ナトリウム注入による臨界停止	吸収材投入による臨界停止

※臨界防止は上記のいずれか又は組合せを検討中

（公開資料：2017.2　廃炉・汚染水対策チーム会合事務局会議）等を基に作成



（IRID 提供）

図 4.5-8　臨界近接監視による臨界防止のイメージ

4.5.2.4　PCV・建屋の構造健全性（耐震性）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期間における通常時及び地震時に、以下を満足すること。

- 原子炉建屋が PCV、RPV 等の安全上重要な機器・設備の支持機能を維持する
- PCV、RPV 及び原子炉建屋等の閉じ込め機能の劣化を抑制し、放射性物質の大量放出を抑制・防止する

図 4.5-9 に評価対象である原子炉建屋、PCV、RPV 等を示す。

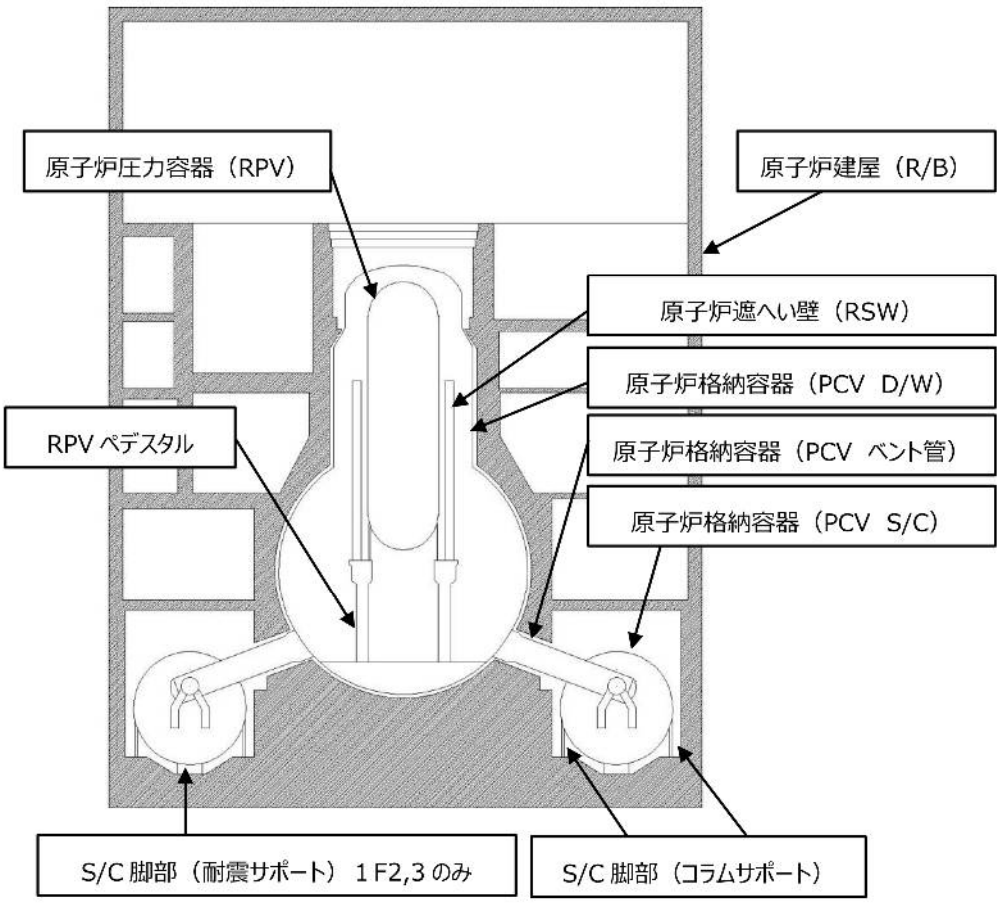


図 4.5-9　評価対象

(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、上記(1)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、PCV 内の冷却水重量、止水材、燃料デブリ取り出し装置、工事機材重量等を考慮すること
- 上記を踏まえ、適切な地震動、評価クライテリアを設定すること

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

長期間にわたる燃料デブリ取り出し作業期間において、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て、その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性の評価

これまで、冠水工法及び気中工法の耐震性の評価に関して、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性評価
- 高温履歴後に冷却水注入の影響を受けた鉄筋コンクリート造 RPV ペデスタルの剛性・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、気中工法の耐震性の評価

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。

1) 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性評価については、東京電力により以下の評価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[25],[26]
- 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[27]

[25] 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

[26] 東京電力「東北太平洋沖地震後の福島第一原子力発電所について～1～3 号機が受けた地震の影響」平成 24 年 7 月 24 日

[27] 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

● 原子炉建屋鉄筋コンクリート耐震壁の劣化調査[28]

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、原子炉建屋及び主要機器の応答は評価基準に対して比較的大きな耐震裕度を有していると評価されている [25,26]。

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比較的大きな耐震裕度を有している結果が示されている [27]。

東京電力は、原子力発電プラント設計用の新規制基準に基づく福島第一原子力発電所の検討用地震動（900Gal）も評価[29]しており、原子炉建屋については検討用地震動に対しても耐震裕度が確保されている結果が得られている。しかしながら、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の工期を確保する必要があり、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、最適な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、爆発による損傷を受けている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 [28]。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^2 に対しておおむね 35 N/mm^2 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。1～3 号機においてもひび割れ調査はある程度進められている。今後、線量低減が図られ状況が改善された場合には 4 号機と同様な詳細な劣化調査が実施される必要があるが、これまでの 4 号機の調査結果や 1～3 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。

---

[28] 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

[29] 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

2)　高温履歴の影響を受けた鉄筋コンクリート造ペデスタルの耐力・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 底部からペデスタル内部に落下している可能性が示されている[30]。したがってペデスタルは高温履歴の影響を受け、その耐力・剛性が低下している可能性が考えられる。

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造のペデスタルの耐力や剛性への影響を評価するため、研究開発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。このうちペデスタル 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り返し荷重を与えた実験を実施している[31]。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は、常温試験体の約 70%程度となっており[32]、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（平成 27、28 年度　廃炉・汚染水対策事業の IRID 成果）。

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

3)　上記 1)及び 2)を踏まえた冠水工法、気中工法の耐震性の評価

これまでの研究開発において、冠水－上アクセス工法（PCV 上部までの完全冠水の条件）及び気中－上アクセス工法（現状水位の条件）の耐震性の評価として、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・設備の耐震性評価を実施している[31]。(RPV､PCV の耐震性に関する概略評価結果について添付 4.13 に示す。)

これまで行われてきた概略の耐震性評価結果等に基づく、基準地震動 Ss600Gal に対する各工法の耐震性の評価結果を以下に示す。

a. 冠水-上アクセス工法の場合

[30] IRID「平成 26 年度補正予算　廃炉・汚染水対策事業費補助金　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」平成 28 年 3 月

[31] IRID「平成 25 年度補正予算　廃炉・汚染水対策事業費補助金　圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発、進捗状況」平成 27 年 11 月

[32] 正木他､「過酷事故を経た鉄筋コンクリート構造体の耐力評価」､日本原子力学会 2016 年秋の大会 PP.3E10～3E12

PCV 内冷却水重量及びオペフロ上の機器設備重量が大きいため、他の工法に比べて耐震上不利な面はある。それを踏まえて詳細を以下に示す。

- 原子炉建屋は、事故による損傷を考慮しても比較的大きな耐震裕度を有している。
- PCV/RPV 等の主要部分は、40 年間の減肉を考慮しても比較的大きな耐震裕度を確保できるという評価が得られている。
- ペデスタルについては、PCV 内冷却水重量の影響でペデスタルへの地震力が増加し不利な面がある。しかしながら、研究開発において、ペデスタルの事故時の高温履歴やその後の冷却水注入による影響を考慮し、耐力及び剛性の低下を実験及び解析で評価した結果、Ss600Gal に対して耐震裕度を確保できると考えられる。
- S/C 脚部については、構造上耐震裕度が比較的小さく、工法による違いよりも PCV 下部補修の方法に影響されることから、詳細な解析モデルによる強度評価を実施中である。現状の結果として、ベント管止水や S/C 内を部分的にグラウトするストレーナ止水等の PCV 下部補修を実施した場合については耐震裕度を確保できるという評価が得られている。

b. 気中-上アクセス工法の場合

原子炉建屋、RPV、PCV 等の主要部分については耐震裕度を確保できるという評価が得られている。

- S/C 脚部については上記 a.と同様に詳細な解析モデルによる強度評価を実施中である。ベント管止水やストレーナ止水の場合は S/C 脚部の耐震性を確保できるという評価が得られている。
- ペデスタルについては、冠水工法に比べて PCV 内冷却水重量が大幅に少なくペデスタルへの地震力が減少し有利な面があり、事故時の高温履歴やその後の冷却水注入による影響を考慮した場合でも、Ss600Gal に対して耐震裕度を確保できるという評価が得られている。

c. 気中-横アクセス工法の場合

燃料デブリ取り出し装置は主として原子炉建屋 1 階に設置するため、上アクセス工法に比べて耐震上有利な面が考えられる。一方、PCV や原子炉建屋に設ける開口の影響を検討する必要がある。

- 研究開発において、気中-横アクセス工法の耐震性評価は未実施であるが、PCV 及びその外側の鉄筋コンクリート造生体遮へい壁に燃料デブリ取り出しのための開口を新たに設けずに既存のハッチやペネトレーションを利用する場合や、開口を追加設置するにしても耐力に影響を与えない程度の小開口の場合は耐震上の影響も小さいと考えられる。

以上は、現時点での燃料デブリ取り出し工法の概念検討に基づく耐震性に関する概略の評価結果や推定を示しているが、今後、調査や設計の進捗に応じ耐震評価をより詳細に実施していく必要がある。

さらに、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として、S/C 脚部や RPV ペデスタル等に万一損傷が生じた場合の波及的影響評価[31]を開始している。2017 年度においてはその場合の対応策（防止策、緩和策）を取りまとめる計画である。

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[33]

1～3 号機の RPV、PCV 等の構造材料は、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高温履歴等の影響により腐食の進行が懸念されている。現在、福島第一原子力発電所では、水素爆発防止のために PCV への窒素封入が実施されており、窒素雰囲気中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。

燃料デブリ取り出し時には PCV が開放される可能性があり、大気の流入により水中の溶存酸素濃度が上昇して腐食が進行することが考えられる。腐食が進行すると、機器設備の耐震強度、S/C を含む PCV の閉じ込め機能の維持に影響を及ぼすことが懸念される。そのため、長期の廃炉作業期間にわたり RPV/PCV 等の構造材及び必要な配管等の腐食（全面腐食による減肉、局部腐食による漏洩）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。

腐食抑制策としては循環冷却水中への防錆剤の添加が有望である。一般の水処理系で使用されている代表的な防錆剤の候補に対して、全面腐食/局部腐食の抑制効果、放射線環境下での使用による影響を総合的に判断して、以下の 4 種類の防錆剤に絞り込みが行われた。

- 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）

さらに、上記 4 種類の防錆剤を実機に適用するため、以下の概念検討が実施された。

- 循環冷却システム（小循環システム）へ防錆剤を注入するための腐食抑制システムの概念設計
- 防錆剤の運用・管理要領（防錆剤の投入要否判断基準、燃料デブリの表面温度や線量率等の観点からの防錆剤の選定その組合せ、各防錆剤の目標濃度等）の検討

[33] IRID「廃炉・汚染水対策事業費補助金　圧力容器/格納容器の腐食抑制技術の開発　最終報告」平成 29 年 3 月

- 既設水処理設備の核種除去機能への影響を緩和するための処理対象水の防錆剤濃度低減目標値の策定

(4) 今後の対応

燃料デブリ取り出し方法の確定に資するため、2016 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性の評価

2016 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性の見通しを得る。

1) 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 S/C 脚部や RPV ペデスタル等に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 2016 年度に開始しているが、それを継続するとともに、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）。

2) 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 1)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 ペデスタル等について耐震性・影響評価の手法の開発を完了させる。

3) 安全シナリオの高度化

上記 2)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、循環冷却システムにおいて腐食抑制システムと他の要求機能が同時に満足されることを総合的に検証していく必要がある。

4.5.2.5　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。しかし、原子炉建屋内の放射線量が高いために除染作業の実施自体が難しい状況にあり、作業員による直接作業時間を低減し距離を取る方策としての遠隔技術の活用と適切な遮へい対策が大いに期待される。

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、以下のような考え方を念頭に置いて、除染、遮へい、遠隔技術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こと
- PCV 内やトーラス室内のように極めて放射線量が高いエリアは、遠隔技術により人がアクセスすることなく作業を実施すること
- 上記のエリアを除く原子炉建屋内については、除染に係る被ばくと PCV 補修等の作業に係る被ばくのバランスを考慮しつつ、作業全体に係る積算線量を低く抑えることができるように除染、遮へい、不用物の撤去、遠隔技術、作業時間短縮等の最適な組合せを検討すること
- 遠隔技術を活用する場合であっても、その設備を設置する作業、メンテナンス作業、トラブル時対応作業等が付随して必要であることを考慮して評価・検討を行うこと
- 除染の作業についても、遠隔技術を用いるか、人手で実施するかは、その対象箇所の線量率、汚染形態、作業スペース、利用頻度、遠隔技術の適用性・開発動向、工程、コスト等を評価して判断すること
- 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

なお、長期にわたる廃止措置の被ばく低減においては、廃炉全体を俯瞰して全体的、共通的な被ばく低減対策が必要であり、現場作業の実績、教訓を次の計画にフィードバックして計画精度を向上し、工程遅延等のトラブルの再発防止に取り組むことが大切である。上記の考え方に基づいて横断的に被ばく低減を統括する仕組み、ノウハウ技術伝承のシステム整備を行うことが必要である。

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、以下にそれらの具体的な検討を記載する。

4.5.2.5.1　原子炉建屋内の被ばく低減

(1)　目的

作業エリア・アクセスルートの除染（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、除染対象物等）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。

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

- 原子炉建屋の線量低減

  燃料デブリ取り出し作業に必要となるエリアの構築のためにアクセスが不可欠となる原子炉建屋の 1 階部分について、ガレキ撤去、床面・中低所除染、高線量部位の遮へい等によって作業エリアの線量率を低減する努力をしているが、図 4.5-10 に示す各号機の原子炉建屋 1 階の線量低減状況から、現状までの低減効果は 1/2～1/4 程度であり、高所部、狭隘部の汚染や撤去し難い機器、配管、ダクト等による線量寄与が残るために低減率は徐々に緩やかになっており、更なる線量低減を行うには解決すべき課題が多い状況である。また、原子炉建屋の 2 階以上や地下階の線量低減はいまだに手つかずの箇所がほとんどの状況である。そのため、PCV 内部調査や PCV 補修に向けた調査が十分に行うことができていない。

- 高線量配管の線量低減

  1 号機原子炉建屋 1 階については、不活性ガス系配管（以下「AC 配管」という。）、 ドライウェル除湿系配管（以下「DHC 配管」という。）周辺が極めて高線量となっており作業が進め難い状況となっている。AC 配管は S/C ベント時に高線量蒸気を配管内に通したことにより線源になっていると推測されている。また、DHC 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。

- 内部調査用貫通孔等の遮へい対策

  2 号機原子炉建屋 1 階の X-6 ペネ（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考えられる床面の高濃度の汚染が判明した（2015 年 6 月）。フランジ部からの漏えい物を除去した後、床面の除染や研削による線量低減対策を行ったが目標の線量には至らなかったため、X-6 ペネを通じた PCV 内部からの線量影響と床面汚染からの線量影響を区別するために線量測定を行い、その結果を基に遮へい解析によって、床の高線量部への鉄板敷設による遮へい、調査装置操作部の遮へい体補強、遠隔化等の対策を行った（2016 年 11 月）。その結果、作業中の線量率を 20mSv/h 以下に抑える計画に対して、実際の作業時には 5mSv/h 程度に抑えられた（2017 年 2 月）。これによって、除染が困難な汚染源及び PCV 内部からの高線量に対して適切な遮へいを行うことによって作業環境が構築できることがわかった。

- オペフロ等の汚染分布調査

  3 号機オペフロでは、事故後に 1000mSv/h を超える高線量部があったが、汚染分布の調査の際に、空間線量測定の他に線源の方向を把握するために放射線を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、線量低減すべき範囲が明確になった（2015 年 11 月）。除染後は局所的に 100mSv/h を超える部分もあり平均で約 40mSv/h であったが、遮へい体設置後は平均で約 2mSv/h に低減され効果的に線量低減が達成され、使用済燃料取り出し用のカバー等の作業が可能な状態となった（2016 年 12 月）。図 4.5-11 に遮へい体設置前後の線量測定結果を示す。

B. 線量低減計画

- PCV 補修時の被ばく低減

  PCV 補修時の被ばくについては、作業エリアの線量率が 3mSv/h に低減できると仮定した場合でも、原子炉建屋 1 階から 4 階までのエリアに損傷の可能性のある貫通部が多いため、冠水工法のための PCV 上部止水を行う場合には、作業員被ばく線量が過去の年間総被ばく線量の数倍になると推定されている。これに対し、気中工法のための PCV 下部止水は補修が必要な部位は限定され作業員被ばく線量は過去の年間総被ばく線量以下になると推定される。これらの状況を踏まえて、線量低減と工法について更に検討を進める必要がある。なお、PCV 気相部の補修による被ばくについては、気相部の閉じ込めシステムの要求に応じて今後の評価が必要である。

- 線量低減計画と工程

  2 号機の PCV 内部調査の準備作業において、原子炉建屋 1 階の X-6 ペネで高濃度の汚染が判明してから除染を繰り返したが十分には線量低減ができず、最終的には調査装置の遠隔化と遮へい対策をするように計画の見直しを行い、目標の線量低減は達成したものの、およそ 1 年半を要することとなった。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、計画策定後に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ので、線量低減計画を必要に応じて見直すべきである。

- 除染作業の制約

  原子炉建屋周辺では、使用済燃料取り出し準備のためのオペフロの工事やフィールド整備が並行して行われており、ロボット、遠隔装置を使う作業においてもそれらの移動には作業員による直接作業が必要であり、搬入出の時間が制約される等効率が上げにくい状況である。優先度の高い線量低減作業については、作業を効率的に進めるために干渉する他作業と工程調整をすることが必要である。

- ノウハウの蓄積

  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 階ではダクトのルーバーの取り外し、ダクト内のスチーム除染、南側の HCU（制御棒駆動制御ユニット）散水除染、遮へい対策によってエリア全体としては 10mSv/h 未満に低減し、5mSv/h 未満のエリアが拡大す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ことがわかった。このような現場作業でのノウハウを蓄積、共有し、今後の線量低減を効率的に行うことが大切である。

- 人手作業と遠隔装置

  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、現在の遠隔装置は補助的に人手作業が必要であり、除染作業時の作業員の被ばく線量が増加している。人手作業を合理的に低減する作業方法の改善が課題である。

C. 線量低減技術

- 遠隔装置のアクセス性

  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い、目標の除染性能を確認した。ただし、現場の機器が密集する限られた空間で目的の場所に到達し適用する上では、走行、アクセス方法に課題が残った。

- 手順化とフィードバック

  3 号機のオペフロの除染、遮へいによる線量低減は 2016 年 12 月に終了した。除染については、オペフロ全面にてガレキの集積・吸引作業を実施した後、次工程の適切な養生を行ってからはつり作業へ移行することが再汚染防止になること、金属面に生じた錆に対して泡除染が有効であること、除染前の飛散防止剤の散布は除染効率が低くなること等の教訓が得られており、最終的にはオペフロ除染の手順が作成された。これらの経験、知見、手順等を後続号機にフィードバックすることが必要である。

- 技術データベース

  線量低減技術に関する情報は、公募により技術カタログ[34]としてまとめられた。その後の研究開発、現場作業実績を通じて技術的知見、課題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。

[34] 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。

(4) 今後の対応

A. 汚染状況調査

- 原子炉建屋の線量低減

  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、必要な調査を継続して実施する。高線量部の調査には自走式の調査ロボットを適用する等によって、作業員の被ばく低減を図りつつ進めていく必要がある。

- 高線量配管の線量低減

  1 号機 PCV 内調査を X-6 ペネから行う場合には線源となっている AC 配管の内面の洗浄や DHC 配管の内包水の除去及びそれら機器の撤去について検討を継続する必要がある。

- 内部調査用貫通孔等の遮へい対策

  原子炉建屋内における遮へいセル等の設置等の作業場所の空間線量の低減には、現場の線量測定とそれに基づく遮へい解析等による線量評価を行って、確実に遮へい対策を講じることが必要である。

- オペフロ等の汚染分布調査

  汚染分布の調査については、放射線をコリメートしてスペクトル計測することで核種、線源位置が推定できる方法を原子炉建屋内部において更に導入すべきである。

B. 線量低減計画

- PCV 補修時の被ばく低減

  燃料デブリ取り出し工法のうち冠水工法については上部止水までの PCV 補修によって作業員被ばくが多大となる見込みである。作業員の被ばく低減の観点からは、気中工法の方が PCV 補修に係る被ばくが少ないことが見込まれるので、今後は燃料デブリ取り出し工法としては、セル等の遮へい対策を確実に行うことを前提として気中工法についても検討を進めることが適当であると考えられる。

- 線量低減計画と工程

  PCV 補修等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）等を考慮し各号機ごとに計画を検討し、現場作業の実績、教訓もフィードバックして計画精度を向上することが必要である。

- 除染作業の制約

  優先度の高い除染、線量低減作業では全体工事調整によって作業時間帯を確保することが必要である。

- ノウハウの蓄積

  機器撤去、除染、遮へいについて実作業で得られた線量低減効率、被ばく線量、工程等をノウハウとして蓄積し、今後の線量低減計画に反映していくべきである。

- 人手作業と遠隔装置

  原子炉建屋 1 階線量低減等の取組実績、進捗からすると原子炉建屋内の除染による線量低減は効果が低下していると考えられ、引き続き効果的な除染を続ける一方で、目標までの線量低減が見込めない高線量の場所では、作業員の被ばく低減のための遮へい対策

と作業員による直接作業と遠隔作業の最適化を検討する必要がある。除染、線量低減に使用する遠隔装置はメンテナンスが容易で、自走性が高いものとするように工夫し、作業員による補助作業を減らして被ばく線量の増加を抑制することが必要である。

C. 線量低減技術

- 遠隔装置のアクセス性

  除染によって目標までの線量低減が見込めない高線量の場所では、移動性を工夫した遮へい工法、作業員による直接作業を低減するためのアクセス性の高い遠隔工法の検討、導入が必要である。

- 手順化とフィードバック

  廃止措置は長期的な取組となることから、現場作業の実績、教訓、ノウハウをフィードバックするとともに、技術伝承を図るために手順、マニュアルを整備し定期的に見直し更新することが必要である。

- 技術データベース

  既存の除染技術や遠隔技術のデータ及び線量低減技術に関する情報は適宜追加、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。

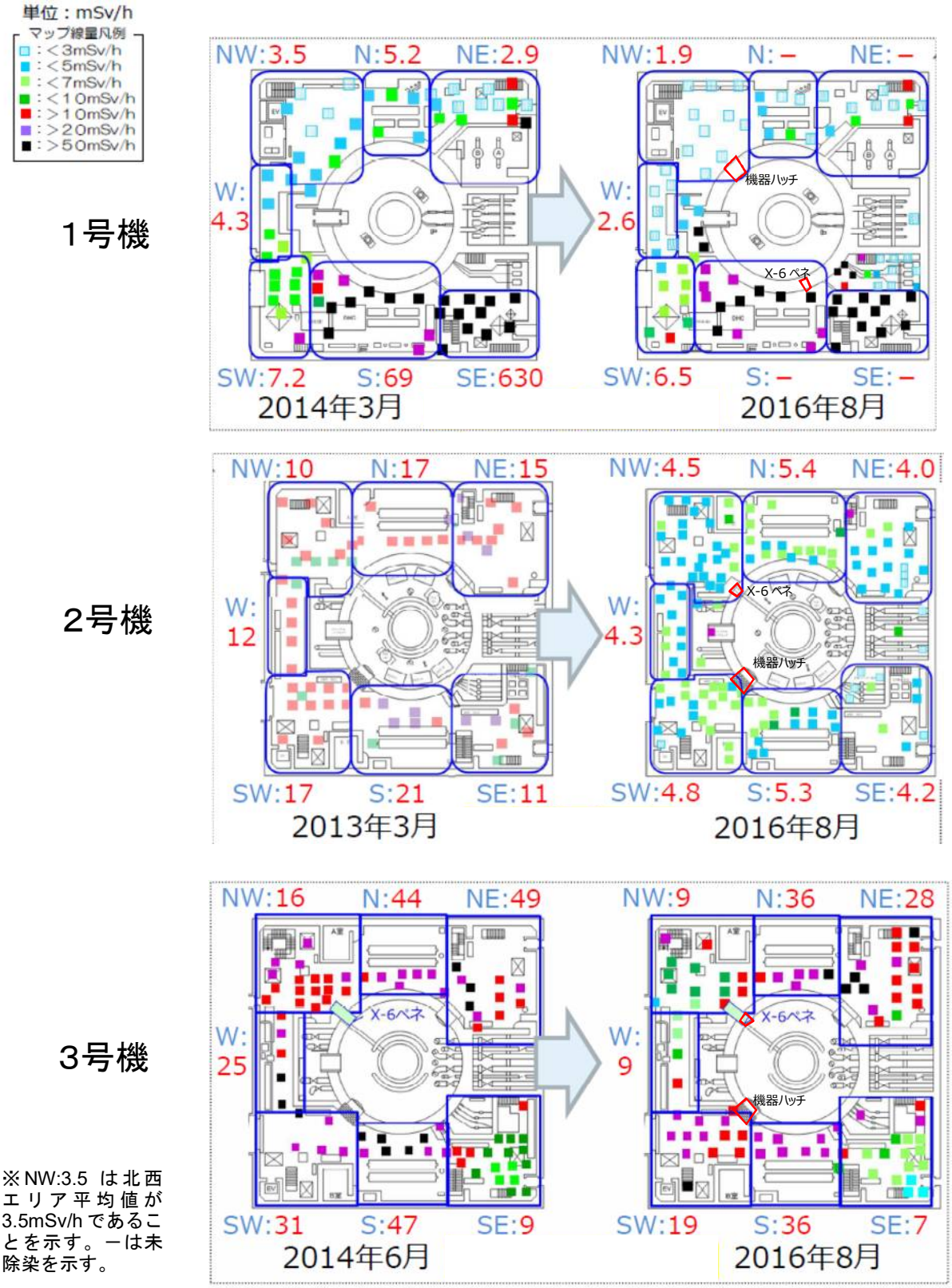


図 4.5-10 各号機の原子炉建屋 1 階線量低減状況[35](東京電力提供)

[35] 東京電力「2 号機原子炉建屋 1 階ダクト内除染の実施報告と 1～3 号機原子炉建屋 1 階線量低減の進捗報告」経済産業省　廃炉・汚染水対策チーム会合事務局会議第 35 回　2016 年 10 月 27 日

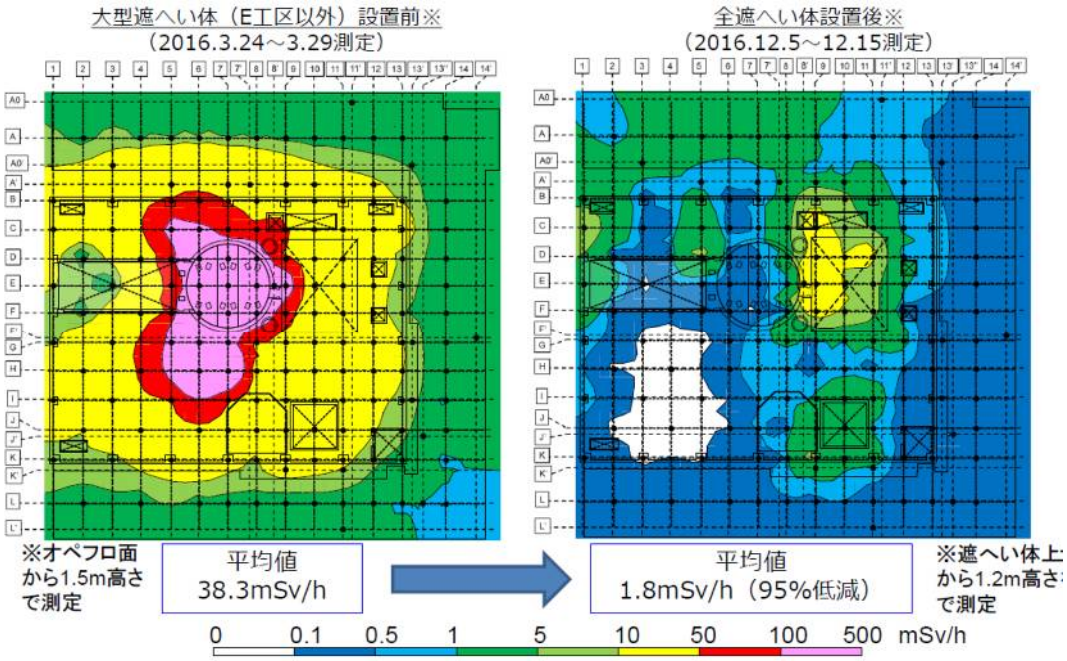


図 4.5-11　3 号機の原子炉建屋オペフロ線量低減状況[36]（東京電力提供）

4.5.2.5.2　燃料デブリ取り出し時の被ばく低減

(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、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.　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、オペフロにおいて線量率 1mSv/h 程度を

[36] 東京電力「福島第一原子力発電所 3 号機原子炉建屋　燃料取り出し用カバー等設置工事について」原子力規制委員会　第 48 回特定原子力監視・評価委員会　2017 年 2 月 20 日

実現する遮へいは可能な見通しを得ている[37]。また、燃料デブリ取り出し作業は基本的に遠隔作業となることから、工法あるいはアクセスルートによる被ばく線量の差は生じないと考えられる。なお、遮へいセルの設置については、今後、設置技術を確立する必要があるが、2 号機の PCV 内部調査のために行った X-6 ペネ部の遮へい対策の実績から、気中ー横アクセスの際、PCV 外側で適切な遮へいを行うことで作業可能な環境まで線量低減できる見込みが得られている。

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、加工に伴って放射性ダストが比較的発生し易い熱的加工法の代表として、レーザーを利用した切断と切削を対象として検討中である。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、切断及び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気中及び水中にて実施し、それぞれについて発生したダストの粒径分布や発生量のデータを得た。ダストの効率的な回収についてはこれからの課題である。発生したダストの放射線量を評価するためには、実デブリの機械的性状の他、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を利用しているが、今後、燃料デブリのサンプリング等による新たな現場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. 燃料デブリ、FP、放射化金属等の放射線源の分布を検討する上では、事故進展解析や PCV 内部調査等の進捗を踏まえて、号機ごとの放射線源の情報の確度を上げることが必要である。並行して、冠水工法に対して、遮へい的には厳しい条件となる気中工法に関する遮へい対策、線量評価を行い、各号機の工法ごとに PCV に接続する遮へいセル等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る計画とする必要がある。

B. 気中工法の実現のためには、α 核種を含む放射性ダストを封じ込める管理システムが必要であり、既存の飛散率データに基づいて成立性検討を行いつつ模擬試験片による試験等で放射性ダストの挙動データを取得すること、及び効率的なダストの集塵回収方法を検討することによってシステムの実現性を見極める必要がある。なお、燃料デブリの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 の負圧管理等の換気空調システム、フィルタ設計の計画に反映していく。

[37] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構「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」p4-86, 2016 年 7 月 13 日

4.5.2.6　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でガレキもあり、高い放射線環境、ダスト環境にある。また、これまで経験したことがない初めての作業である。このような厳しい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厳し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

平成 27 年 8 月に厚生労働省から発出された「東京電力福島第一原子力発電所における安全衛生管理対策のためのガイドライン（基発 0826 第 1 号）」を受け、東京電力及び元方事業者が一体となった安全衛生管理体制の強化を実施し、リスクアセスメント、一元的な被ばく線量管理、工事の発注段階からの効果的な被ばく低減対策等にて着実に成果を上げており、燃料デブリ取り出し作業の開始に向け安全衛生管理対策の更なる向上を図っている[38]。

- 2016 年度の作業員数は、一日平均あたり約 6 千人程度とほぼ横ばいで推移しているが、災害発生状況（災害人数）としては、発電所ルールの徹底（安全統一ルール 22 か条、TBM-KY 教育、5S の徹底）、災害事例の水平展開、安全管理の仕組み・体制の強化等の効果によって、前年度の 26 人から 2016 年度は 20 人と減少傾向である。しかし、災害人数は減少しているものの、「人・設備・管理」について原因分析した結果、同種要因での災害が継続して発生しているため、更なる削減に向け「意識・スキルアップ・管理」の観点から安全方針を策定し、作業環境改善を継続して進めている。
- 2016 年度の熱中症対策の強化として WBGT（人体の熱収支に影響の大きい湿度、輻射熱、気温の 3 つを取り入れた指標）測定表示器を 6 箇所追加（合計 7 箇所）するとともに、熱順化対応の強化、熱中症既往歴及び健康状態の確認（体調不良の早期発見）等を実施した結果、前年度の 12 人から 2016 年度は 4 人と大きく減少している。
- 被ばく管理状況としては、2014～2016 年度の月平均被ばく線量は約 1mSv/月 以下で推移しており、2016 年度の月平均被ばく線量は、約 0.46mSv/月（2017 年 2 月末までの暫定値）と被ばく線量の目安 1.7mSv/月を十分下回っている。
- 敷地内の線量低減化対策では、高線量ガレキの撤去をはじめ、表土除去やフェーシング等による除染・遮へいを進めた結果、2015 年度末に目標線量当量率 5μSv/h を達成している（1～4 号機周辺及び廃棄物保管エリアを除く）。2016 年 1 月には線量率モニタ 86 台の設置が完了し、リアルタイムでの確認が可能となっている。また、管理対象区域で

[38] 東京電力「福島第一原子発電所労働環境の改善への取組み」福島県平成 29 年度第 1 回廃炉安全確保県民会議、2017 年 5 月 17 日

は10台の連続ダストモニタで空気中放射性物資濃度を監視可能となったことから、2015年5月より全面マスク不要エリアを敷地の約90%まで拡大した運用を開始している。

- 燃料デブリ由来のα線放出核種等による内部被ばくの線量評価（バイオアッセイ分析による体内放射能評価）については日本原燃（株）と協定を結んでおり、迅速な対応が可能な体制を整備している。

3号機使用済燃料プールの燃料については、2018年度中頃からの取り出し作業に向け、現場に設置する燃料取扱設備を用いた作業訓練により安全対策の充実を図る等、更なる労働安全の向上に努めている。燃料デブリ取り出し作業に伴う労働安全については、取り出し方針と密接に関連しており、今後、作業の具体化に応じ、遠隔操作技術の活用を含め適時検討していく。

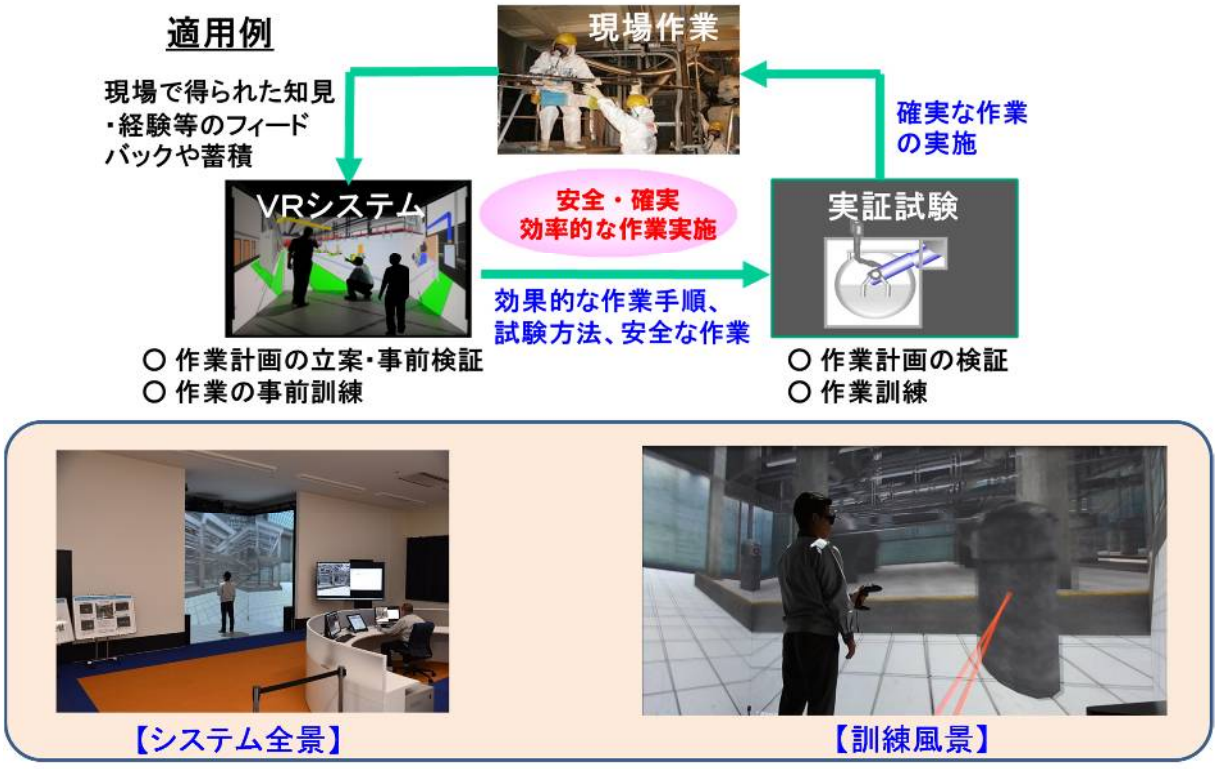
遠隔操作機器に関する技術基盤を確立するために、2015年度にJAEA楢葉遠隔技術開発センターにモックアップ試験施設が整備されるとともに、効果的な作業計画の立案と作業の事前訓練を目的として福島第一原子力発電所原子炉建屋内を仮想的に模擬した3次元のバーチャルリアリティ（VR）システム（図4.5−12）が整備された。

(4) 今後の対応

- 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。
- 高線量環境下において遠隔装置による作業が困難で、作業者が介在せざるを得ない作業計画に対しては、「正当化、最適化」の観点から投入資源に応じた評価を行い、多角的なアプローチを検討し、可能な限り作業環境の安全を目指すことが重要である。
- 特に3H作業（初めて、変更、久しぶり）に対しては、モックアップによる作業訓練を十分に実施し、効果的な作業手順及び試験方法を立案・実施・検証することが不可欠であるため、VRシステムを活用して手順等の検証を行いつつ事前訓練を積み重ね、ホールドポイントを明確にした安全で確実な作業計画を立案することが労働災害の未然防止に重要と考えられる。そのため、適時、最新工法情報や現場状況を反映する等、VRシステムの充実を図ることも有効である。
- 燃料デブリの取り出しに係る準備作業を含めた現地作業としては、原子炉建屋内除染、PCV漏えい箇所調査、PCV下部・上部補修、系統システム設備の構築、燃料デブリ取り出し機器・装置の設置等の事前の準備作業・建設工事、燃料デブリ取り出し作業、燃料デブリの収納・移送・保管作業が想定される。そのため、作業ステップごとに綿密な作業計画を立案するとともに発生の可能性がある事故・トラブルについて、事前の適切なリスク評価と対策を以って未然防止策を講じることが必要である。また、万一事故・トラブルが発生した場合でも迅速に対応できるように、メンテナンス作業エリアを確保すること等、不測の事態への対処方法も検討しておくことが必要である。
- 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。

- 放射性物質を体内に摂取した際には、全身カウンタによる全身計測、バイオアッセイ及び空気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。
- 現状は Cs-134、Cs-137 を主要核種とした測定管理を行っているが、燃料デブリ取り出しに向けては、燃料デブリの燃料組成評価[39]より α/β 放射能比が現状よりも大きくなることが予想される。α 核種等の混在を考慮した測定管理についてハード面及びソフト面から検討を行い、燃料デブリ取扱いが開始されるまでに整備する必要がある。



（JAEA 提供）

図 4.5-12　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

[39] 福島第一原子力発電所の燃料組成評価 JAEA-Data/Code2012-018（2012）

4.5.2.7　燃料デブリへのアクセスルートの構築

(1) 目的

重点的に検討する 3 つの工法に関し、燃料デブリ取り出し作業のために必要な、オペフロや原子炉建屋内のアクセスルート及びオペフロ・PCV 側面から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

- 燃料デブリ取り出しに係る機器・装置の搬入、設置、搬出、燃料デブリや廃棄物の移送のために、それに関わる作業エリアの線量が作業可能なように低減され、干渉物が撤去され、アクセスルートが構築されていること
- アクセスルートにおいて、PCV 内部、RPV 内部からの放射性物質放出を抑制することが可能であること
- 燃料デブリが RPV 内部、PCV 底部に分布している可能性を考慮し、計画を策定すること

B. 上アクセス工法（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

- オペフロから燃料デブリにアクセスする工法で、オペフロから燃料デブリに到達するまでに干渉物とな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
- PCV 底部の燃料デブリにアクセスするためには、RPV 底部に開口を設定する等の必要がある可能性を考えて計画を策定すること

C. 横アクセス工法（気中-横アクセス工法）における要求事項

- 原子炉建屋 1 階から燃料デブリにアクセスする工法で、PCV 側面開口部から燃料デブリに到達するまでのアクセスルートを構築すること。必要に応じ、原子炉建屋壁側面開口部の設置や PCV 側面開口部の拡大を含めた計画を策定すること

(3) 取組の現状と評価・課題

A. 各工法共通

アクセスルート上の線量低減、干渉物撤去に関する詳細検討は、今後行う必要がある。燃料デブリへの PCV 内アクセスルート構築及び、PCV 内部、RPV 内部からの放射性物質放出抑制のための重要技術開発は工法毎で進められており、以下に示す（平成 27、28 年度　廃炉・汚染水対策事業の IRID の成果による）。

B. 上アクセス工法

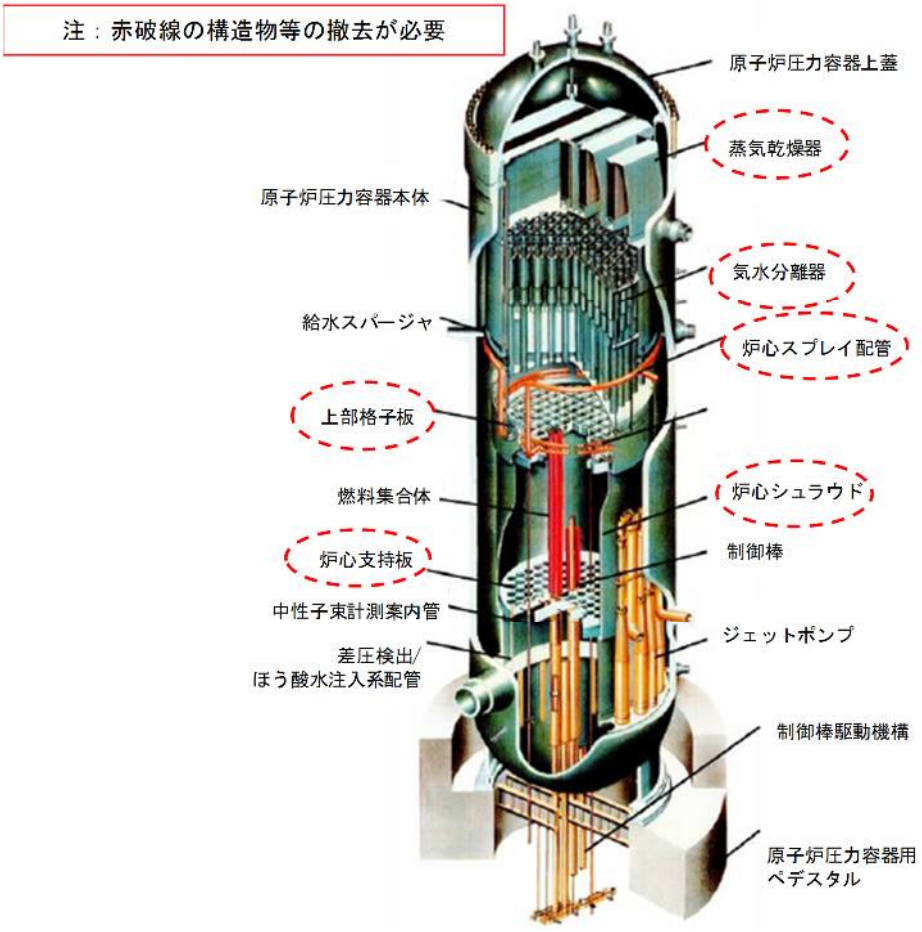
1) アクセスルートの検討

上アクセス工法はオペフロから燃料デブリにアクセスする工法である。アクセスルート構築のため、オペフロの環境整備は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、オペフロから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 上蓋を撤去することにより RPV 内にアクセス可能であり、さらに、炉内構造物として、蒸気乾燥器、気水分離器等を撤去する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。アクセスルート上の干渉物となる構造物の撤去に当たっては、構造物を取り外す場合と、必要な大きさ分のみ構造物に開口することが考えられる。

図 4.5-13 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。



（構造図は、IRID 提供）

図 4.5-13　上アクセス時に撤去を考慮すべき炉内構造物（例）

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で行うことになるが、作業時の状況に合わせ、干渉物となるウェルシールドプラグや炉内構造物等の高汚染機器を扱う高線量下での作業準備（閉じ込め機能の確保、遠隔装置等）が必要である。また、撤去すべき機器の中には、事故時に高温環境に晒されたことにより変形が生じている可能性があると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、作業の難度が高くなることが懸念される。

以上から、ウェルシールドプラグ等の構造物や炉内構造物等の干渉物撤去に伴う作業規模が大きいものと考えられることから、後述する横アクセス工法での PCV 底部の

燃料デブリへのアクセスに比べ、上アクセス工法にて RPV 内部の燃料デブリへアクセスするまでの時間は長いと考えられる。また、上アクセス工法で PCV 底部のペデスタル内や燃料デブリにアクセスするためには、更に炉心支持板等を撤去し、RPV 底部に大きな開口を設け、アクセスルートを構築していくこととなり、現時点では難度が高いと考えられる。また、ペデスタル外の燃料デブリへは、ペデスタル開口部を通じてのアクセスとなり、更に難度が高いと考えられる。

オペフロ上からの燃料デブリへのアクセスルートの検討が研究開発にて実施されており、図 4.5-14（冠水－上アクセス工法）及び図 4.5-15（気中－上アクセス工法）に例を示す。

図 4.5-14 においては、オペフロからアクセス装置を用いて（アクセス装置については、次項参照）、炉内構造物等の各干渉物に燃料デブリへのアクセスに必要な開口を開ける方式となっている。また、回収した燃料デブリをユニット缶に収納し、ユニット缶をオペフロ上で収納缶に詰め、搬出する。ユニット缶を収納缶に詰めるオペフロのエリアはセルにより放射性物質の放出抑制（セルによる放射性物質の放出抑制については次項参照）が図られている。

図 4.5-15 では、撤去すべき炉内構造物等の取り外しを行い、飛散防止のため、シールを RPV 内部で機能させる（RPV 内アクセス装置のシール機能については、次項参照）。回収した燃料デブリを収納したユニット缶はドライヤーセパレータプール（以下「DSP」という。）で収納缶に収納し、オペフロ上から搬出する。DSP を用いることで、オペフロへの汚染抑制が図られている（DSP を用いた汚染拡大防止技術については、次項参照）。

なお、図 4.5-14 と図 4.5-15 については、現時点では概念検討段階であり、今後エンジニアリングによる具体化及び現場適用性の評価が必要である。また、本概念については、冠水－上アクセス工法と気中－上アクセス工法として、それぞれ検討されたものであるが、技術は両工法に適用できる可能性もあることから、具体化の際には配慮すべきである。

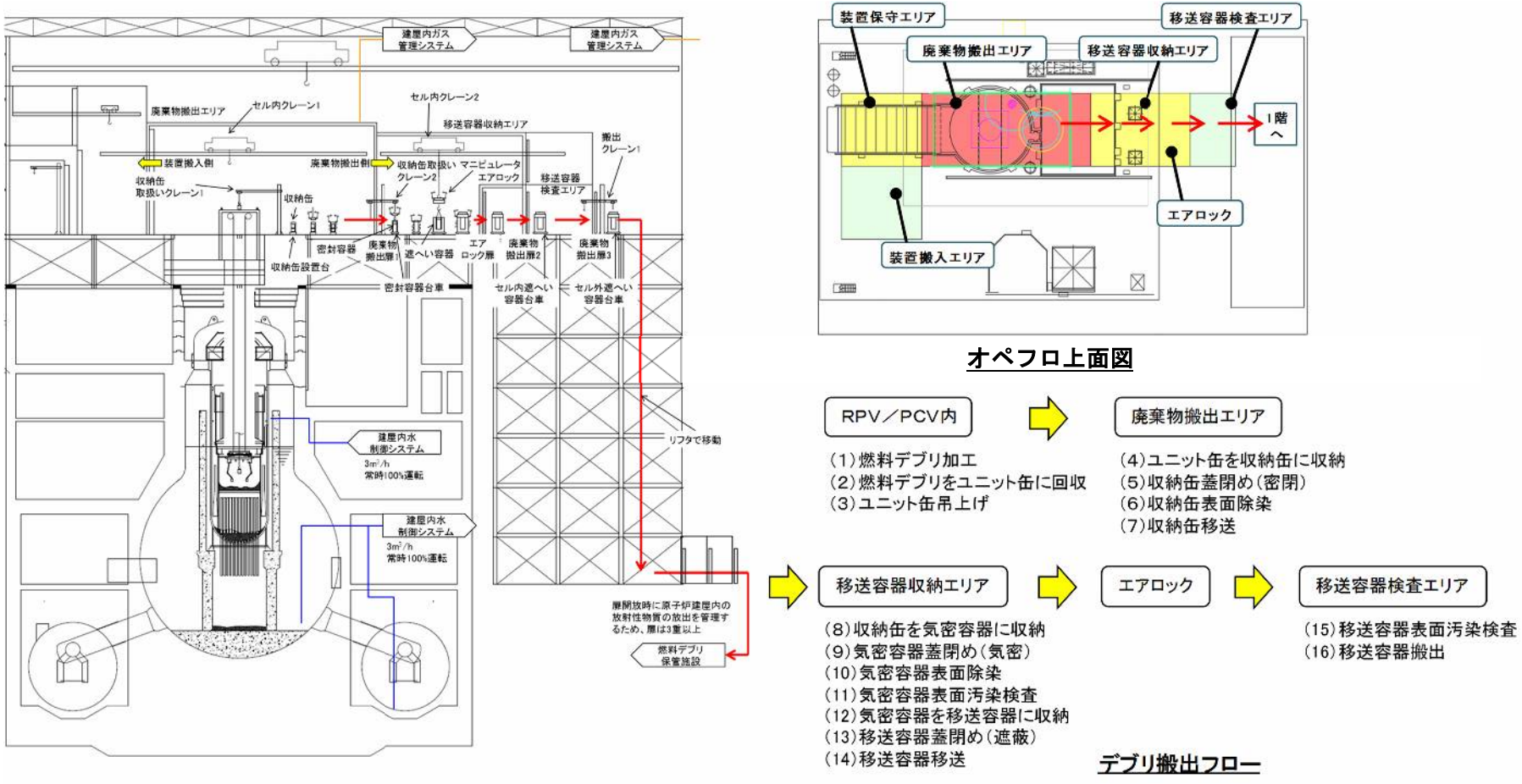


図 4.5-14　冠水ー上アクセス工法例（IRID より提供）

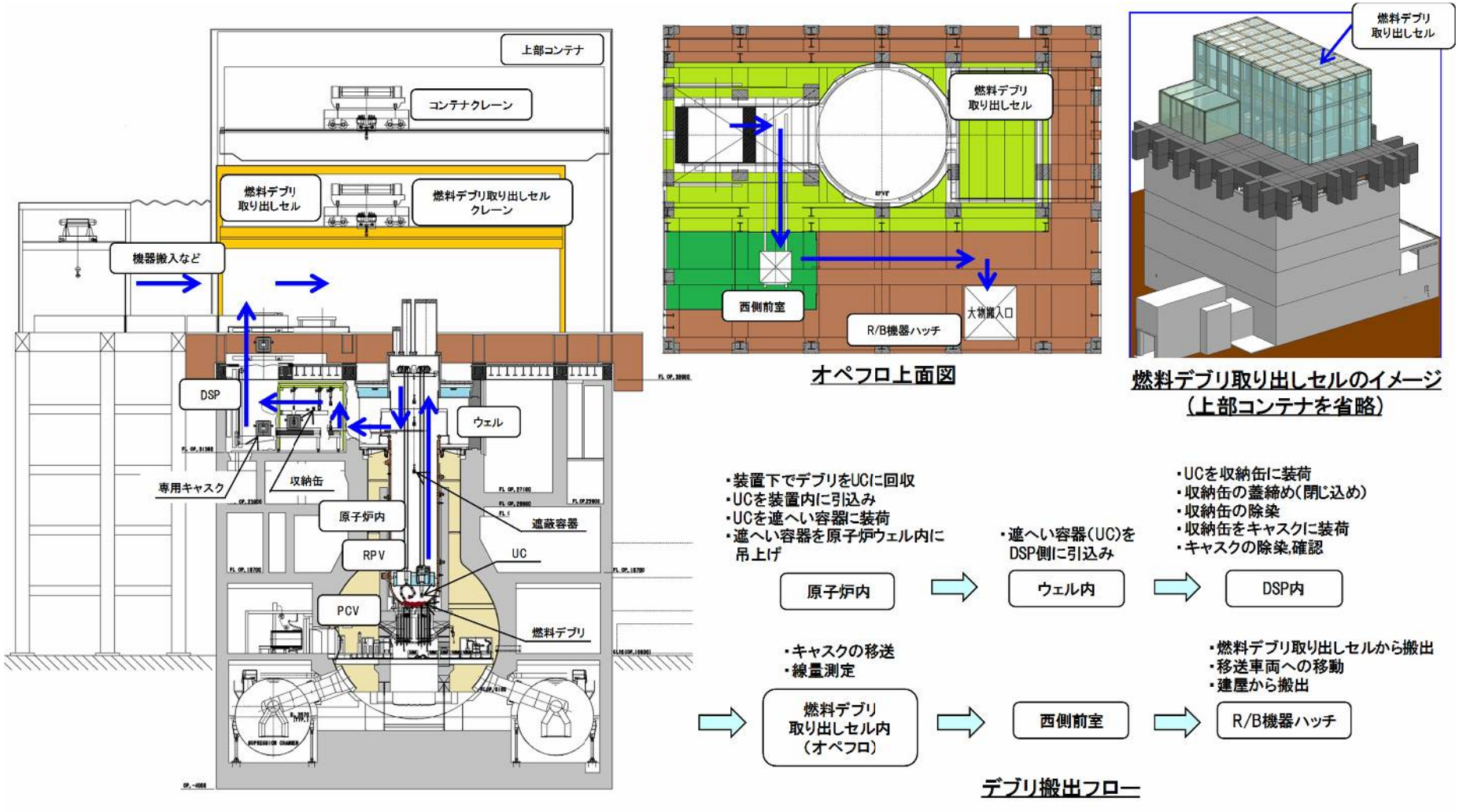


図 4.5-15　気中ー上アクセス工法例（IRID より提供）

2) アクセスルート構築のための技術開発

オペフロから燃料デブリへのアクセスルート構築及びアクセスルートにおける放射性物質の放出抑制に関し、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。各工法における技術開発状況を以下に記載する。

- 冠水－上アクセス工法

図 4.5-16 に、冠水-上アクセス工法の実現可能性の検討において、重要と考えられる項目を示す。

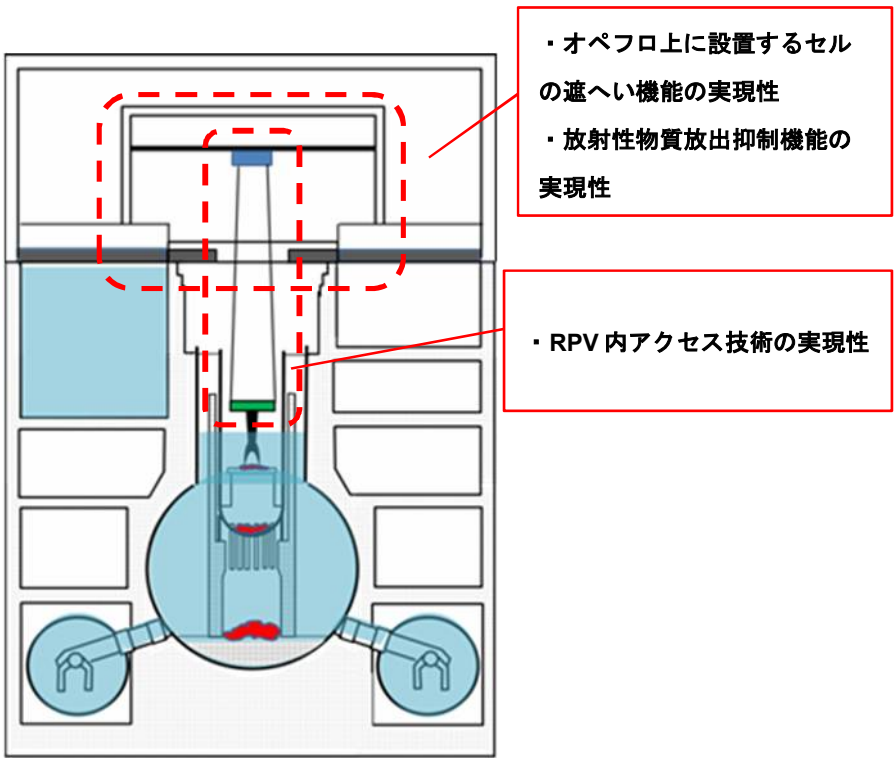


図 4.5-16　冠水-上アクセス工法のアクセスルート実現可能性の検討項目

図 4.5-16 に示す項目に関し、オペフロ上に設置するセルの遮へいと放射性物質放出抑制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が進められている。（要素試験の概要は、4.5.2.8 項　図 4.5-22 の④、添付 4.14　④参照）

また、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の、要素試験が進められている。（要素試験の概要は、4.5.2.8 項　図 4.5-22 の③、添付 4.14　③参照）

要素試験の状況については、4.5.2.8 項に示す。

- 気中-上アクセス工法

図 4.5-17 に、気中-上アクセス工法の実現可能性の検討において、重要と考えられる項目を示す。

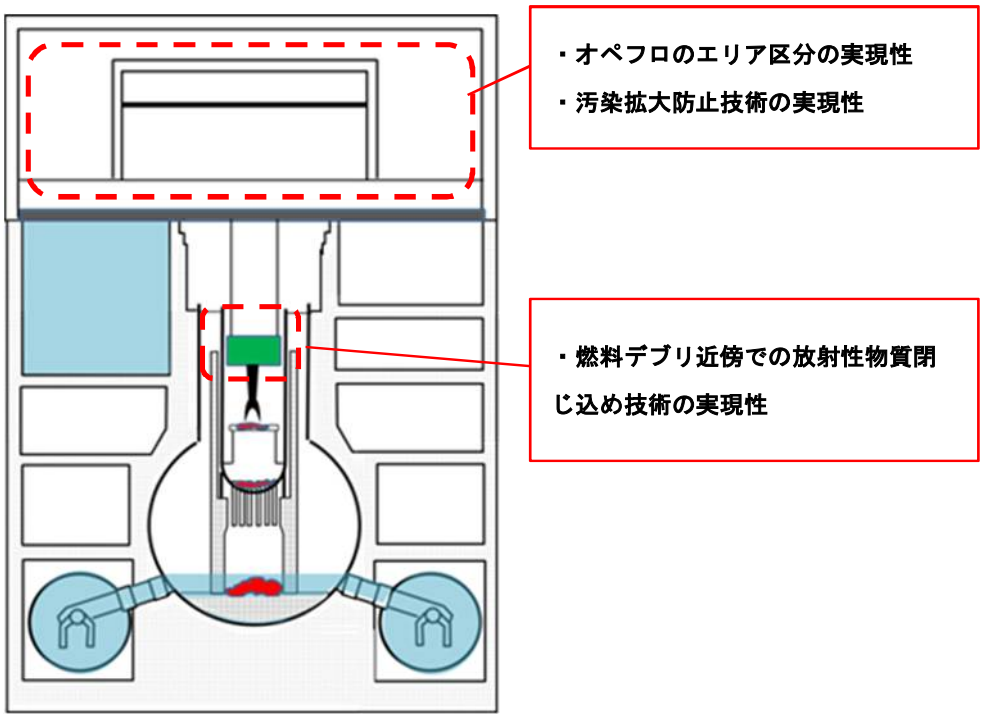


図 4.5-17　気中-上アクセス工法のアクセスルート実現可能性の検討項目

図 4.5-17 に示す項目に関し、オペフロのエリア区分や、汚染拡大防止策の実現性を確認するために、1/4 程度のスケールモデルを使用し、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のスケールモデルによる要素試験を進めている。（要素試験の概要は、4.5.2.8 項　図 4.5-22 の⑦、添付 4.14　⑦参照）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ことが可能となる形状追従、軽量遮へい体の要素試験を進めている。（要素試験の概要は、4.5.2.8 項　図 4.5-22 の⑥、添付 4.14　⑥参照）

また、燃料デブリ取り出し時の高線量・高汚染エリアの範囲を低減させるため、燃料デブリ近傍において、放射性物質の閉じ込めの実現性の確認のため、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、4.5.2.8 項　図 4.5-22 の⑧、添付 4.14　⑧参照）

要素試験の状況については、4.5.2.8 項に示す。

C. 横アクセス工法

1) アクセスルートの検討

横アクセス工法のアクセスルートは原子炉建屋側面から PCV 側面までの原子炉建屋内のルート、その先として PCV 側面から燃料デブリを取り出すための PCV 内のルートが必要である。

原子炉建屋内のルートとして、効率的な燃料デブリの搬出のために、原子炉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おり、作業エリアを確保するため、原子炉建屋を開口して燃料デブリを取り出す場合（PLAN-A）及び原子炉建屋への影響を抑えるため、燃料デブリを既設の大物搬入口より取り出す場合（PLAN-B）で検討を進めている。図 4.5-18 に号機及び PLAN ごとの原子炉建屋内アクセスルートの検討例を示す。

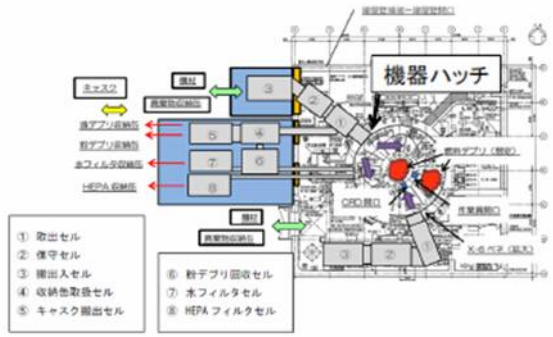
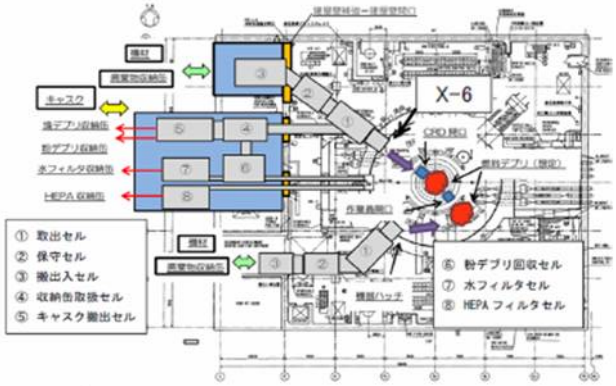
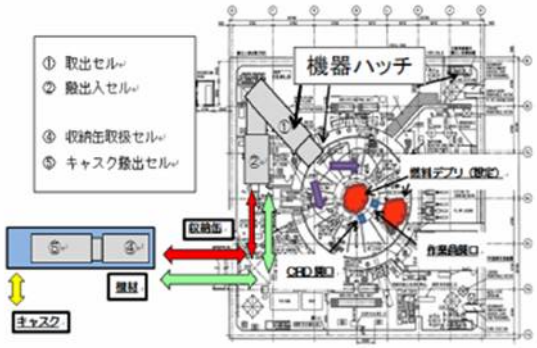
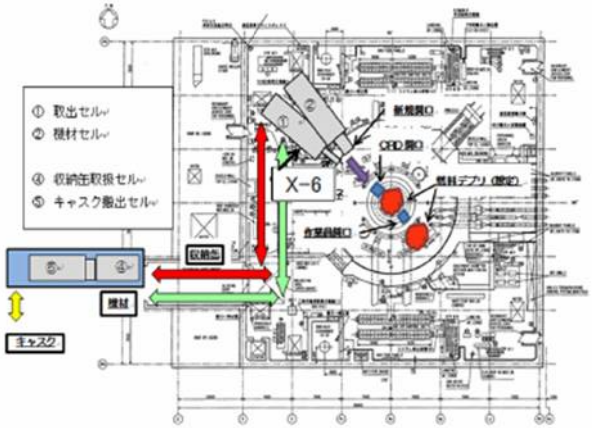
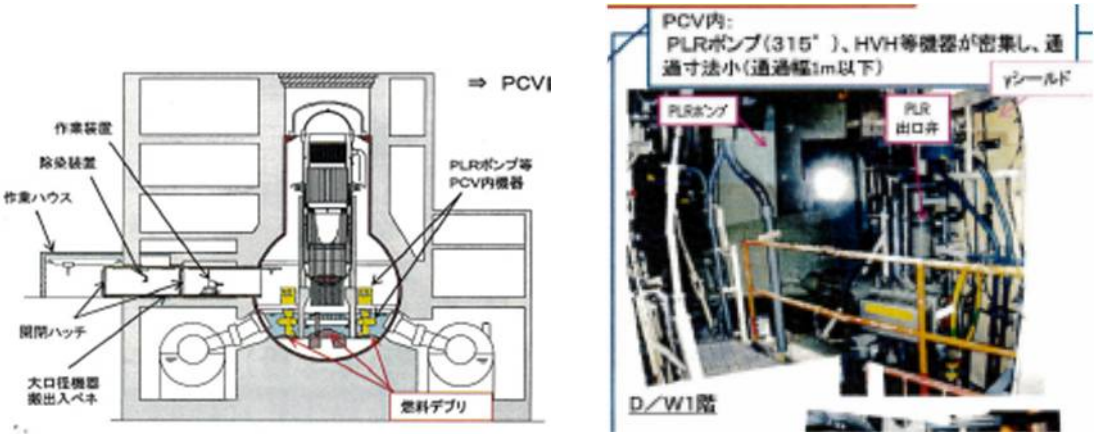
号機		1号機	2,3号機	備考
配置検討の基本的考え方		比較的アクセスのし易いPCV西側を使用して、 燃料デブリの搬出は **機器ハッチ** から	比較的アクセスのし易いPCV西側を使用して、 燃料デブリの搬出は **X-6ペネ** から	
配置計画	**PLAN-A** 燃料デブリは **原子炉建屋を開口** して搬出	 X-6ペネ からのアクセスも検討	 機器ハッチ からのアクセスも検討	3号機に関しては、水位コントロールの成立性を考慮する必要有り。
	PLAN-B 燃料デブリは **大物搬入口** から搬出			

図 4.5-18　横アクセス工法　号機ごとの原子炉建屋内アクセスルート検討例（IRID より提供）

原子炉建屋内のアクセスルートの構築に関しては、燃料デブリ取り出し装置を設置する PCV 側面も含め、線量低減や干渉物撤去を計画的に実施する必要がある。また、今後の線量低減の進捗状況をアクセスルート構築や取り出し装置の検討へ反映することも、必要に応じ実施すべきと考えられる。

PCV 内のルートについて、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、構造的にアクセスルートが確保されている。また、PCV 底部へのアクセスにおいては、RPV ペデスタル外側の PLR ポンプ、弁、配管、サポート等、RPV ペデスタル内側の 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、PCV 底部の燃料デブリにアクセス可能となる。

図 4.5-19 に横アクセス工法での PCV 内干渉物の状況を示す。



1 号機の例（日立 GE 提供）

図 4.5-19　横アクセス工法の干渉物状況

PCV 底部の燃料デブリへのアクセスルート構築のためには、PCV 内干渉物の撤去が課題であるが、PCV 内の撤去すべき干渉物は主に PCV 開口部とルート上の機器等であることから、炉内構造物等を扱う上アクセス工法に比べ撤去物量は少ないと考えられる。ただし、具体的な計画を立案する際には、内部調査等で状況を確認する必要がある。横アクセス工法における燃料デブリや廃棄物の取り出しのためのペデスタル内へのアクセスに関し、ペデスタルの CRD 搬入口等の既設開口の拡張や更に開口を増やすことは構造体の強度の影響等を考慮した上での慎重な対応が必要である。また、横アクセスにおける PCV 側面開口部等の大きさには制限があり、それに適合した取り出し機器の開発等、作業効率を高める検討を行う必要がある。なお、3 号機に関しては、現時点で PCV 内水位が 6m 程度あり、取り出しの際には適切な水位まで低下させる必要があることから、具体的な計画に反映させる必要がある。

一方、横アクセス工法で原子炉内の燃料デブリへアクセスすることは、作業時の構造物落下対策等の安全性の面等から、現時点では上アクセス工法に比べ難度が高いと考えられる。

横アクセス工法のアクセスルート構築に関し、上アクセス工法と同様に研究開発にて、各号機での配置（図 4.5-18 参照）に合わせアクセスルート検討されており、図 4.5-20 に PLAN-A の例について示す。

図 4.5-20 においては、PCV 側面から PCV 内部へ設置したレール上にあるロボットアームにて燃料デブリを取り出す（ロボットアームについては次項参照）。燃料デブリを収納したユニット缶を PCV 側面から取り出し、燃料デブリ取り出しセルにて収納缶に収納し、収納缶セル・キャスクセルを通して収納缶をキャスクに詰め、原子炉建屋から搬出する。PCV 側面と燃料デブリ取り出しセルは放射性物質放出抑制のための溶接技術（セルと PCV を遠隔にて溶接する技術については次項参照）が適用されている。なお、図 4.5-18 に示す PLAN-B に関しても、原子炉建屋や PCV の開口位置は PLAN-A と異なるが、燃料デブリ取り出し作業内容としては同様である。

なお、図 4.5-20 等の横アクセス工法の検討状況においても上アクセス工法と同様に、現時点では概念検討の段階であり、エンジニアリングによる具体化及び現場適用性の評価が必要である。

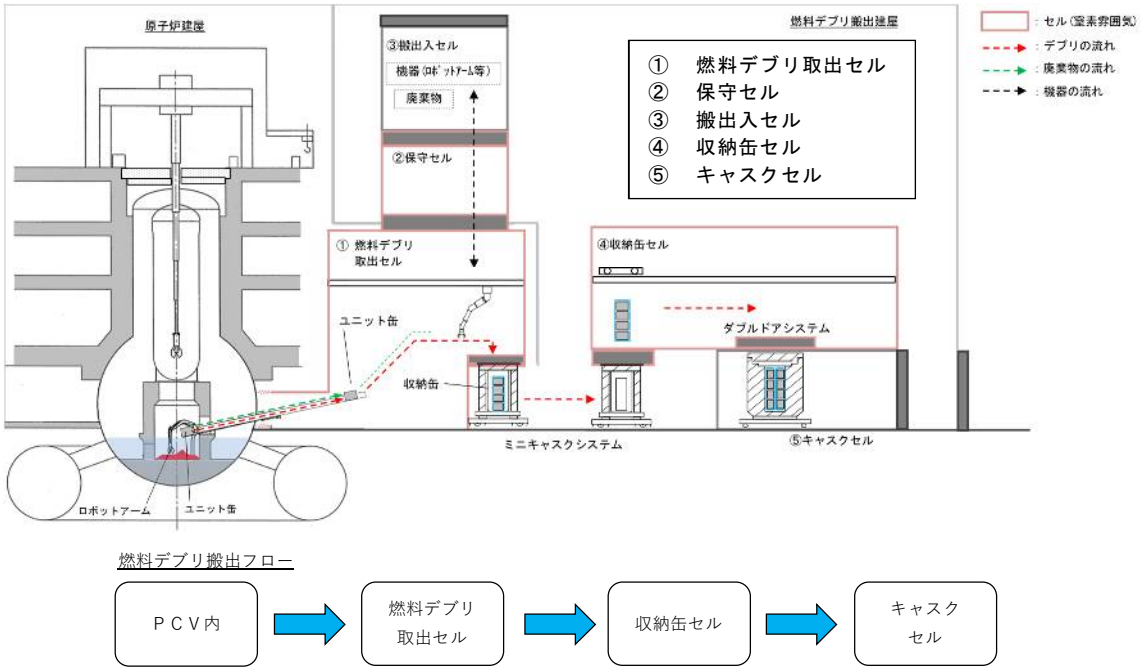


図 4.5-20　横アクセス工法例（PLAN-A の例：図は IRID より提供）

2) アクセスルート構築のための技術開発

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及びアクセスルートにおける放射性物質の放出抑制に関し、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 4.5-21 に、気中-横アクセス工法の実現可能性の検討で重要と考えられる項目を示す。

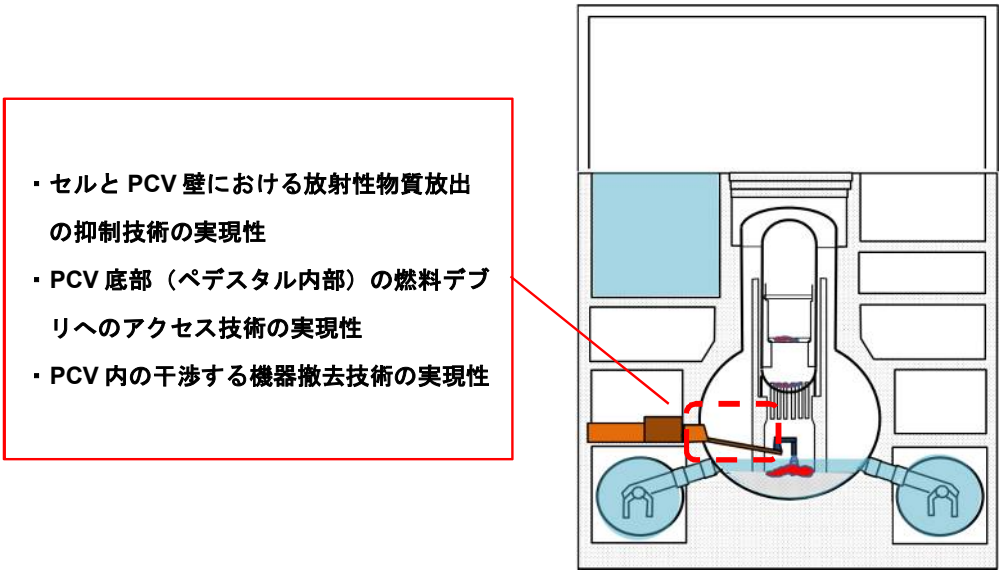


図 4.5-21　横アクセス工法のアクセスルート実現可能性の検討項目

図 4.5-21 に示す項目に関し、アクセスルート構築の一環として放射性物質の放出を抑制する必要があるため、新たに設置するセルと PCV を遠隔にて溶接する要素試験を進めている。（要素試験の概要は、4.5.2.8 項　図 4.5-22 の⑪、添付 4.14　⑪参照。）

また、PCV 内でペデスタル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を進めている。（要素試験の概要は、4.5.2.8 項　図 4.5-22 の⑨、添付 4.14　⑨参照）

PCV 内で燃料デブリ取り出し作業を実施する際に、干渉物となる機器撤去を行う技術に関し、遠隔作業用柔構造アームの要素試験を進めている。（要素試験の概要は、4.5.2.8 項　図 4.5-22 の⑩、添付 4.14　⑩参照）

要素試験の状況については、4.5.2.8 項に示す。

(4) 今後の対応

A. 各工法に共通する対応

各工法共通の対応として、オペフロや原子炉建屋内のアクセスルートについて、工事の前段として必要となる線量低減作業及び干渉物撤去作業の難度を踏まえ、実現可能性を検討すべきである。また、アクセスルートとして計画しているオペフロや原子炉建屋内のア

クセス位置に関し、原子炉建屋周辺の現場状況も踏まえて検討し、必要に応じ現場での調整を図るべきである。

燃料デブリは 4.3 節に記載のとおり、RPV 内部、PCV 底部に主に分布しているものと考えられており、単一の工法によりその両方を効率的に取り出すことは、現時点では困難と考えられる。そのため、上アクセス工法と横アクセス工法を組み合わせた検討が必要となる可能性があると考えられる。なお、片方の工法の適用により、PCV 内部、RPV 内部の状況が変化することから、あらかじめ工法の組合せによりどのような影響があるかを検討し、必要に応じて対策案を検討しておくことも重要である。

アクセスルート構築の実現可能性の検討で必要な技術開発について、エンジニアリングによる各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、計画的にアクセスルート構築の検討に反映する必要がある。

B. 上アクセス工法における対応

上アクセス工法においては、オペフロ上のアクセスルート構築の計画を進めることが必要である。

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は、これまでの検討結果を基に、エンジニアリングによる具体化並びに現場適用性の評価が必要である。また、オペフロから燃料デブリへのルート上の干渉物（ウェルシールドプラグ、炉内構造物等）の撤去方針についても、アクセスルート構築のために確立しておく必要がある。

C. 横アクセス工法における対応

横アクセス工法においては、原子炉建屋内のアクセスルート構築におけるルート上の線量低減や干渉物撤去の推進が必要である。

PCV 側面から燃料デブリまでのアクセスルート構築に関し、上アクセス工法と同様に、これまでの検討結果を基に、エンジニアリングによる具体化並びに現場適用性の評価が必要である。なお、横アクセス工法は高線量の原子炉建屋内で構築するため、線量低減や干渉物撤去の進捗状況を、アクセスルート構築の検討へ反映することも、必要に応じ実施すべきである。また、PCV 内部の燃料デブリへのルート上の干渉物の撤去方針についても、アクセスルート構築のために確立しておく必要がある。

4.5.2.8　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。

(2) 主な要求事項

燃料デブリは、主に RPV 内部、PCV 底部に存在すると考えられている。これらを取り出すために必要な機能（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。

- 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なる。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、高放射線環境条件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、人手による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
- 耐放射線性があらかじめ定めた性能を確保していること
- ダスト環境下での使用に支障がないこと
- PCV 水位レベルに応じた防水性能を有すること
- 水中での燃料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
- 燃料デブリ取り出し作業は長期にわたり実施するものであることから、燃料デブリの取り出し効率についても配慮すること

(3) 取組の現状と評価・課題

アクセスルート構築の実現可能性確認のための要素試験（4.5.2.7 項に記載）も含め、燃料デブリ取り出し作業に必要な技術として、以下の研究開発を行っている（詳細については、添付 4.14 参照）。

A.　工法共通の技術開発

- 液圧マニピュレータによる試験（図 4.5-22 の①）

  燃料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 4.5-22 の②）

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。

- 燃料デブリ収納缶の取扱い装置の開発（図 4.5-22 の⑤）

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。

B. 冠水－上アクセス工法の技術開発

- RPV 内アクセス装置の開発（図 4.5-22 の③）

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 4.5-22 の④）

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。

C. 気中－上アクセス工法の技術開発

- 形状追従、軽量遮へい体の開発（図 4.5-22 の⑥）

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。

- 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 4.5-22 の⑦）

実機の 1/4 程度のスケールモデルにて作業要領の確認を行い、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 4.5-22 の⑧）

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。

D. 気中－横アクセス工法の技術開発

- ペデスタル内アクセス装置の開発（図 4.5-22 の⑨）

PCV 側面からペデスタルの CRD 交換機の開口を利用してペデスタル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 4.5-22 の⑩）

PCV 内での干渉物の解体・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 4.5-22 の⑪）

PCV 側面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。

上記に関して、現時点は要素試験にて一定の成果が得られている段階であり（平成 27、28 年度　廃炉・汚染水対策事業の IRID、COMEX NUCLEAIRE、大成建設株式会社及び浜松ホトニクス株式会社の成果による）、工法に関するエンジニアリングでのニーズを踏まえ技術の具体化及び適合性評価を行うことや、モックアップ試験等を通して技術の実用化に向けた検討を実施する必要がある。また、各工法で必要に応じ開発した技術のうち、他の工法での相互活用についての検討も実施すべきである。

今後の燃料デブリ取り出しに関する技術開発として、リスクレベルの評価（4.4 節参照）や、燃料デブリ取り出し工法検討で抽出された課題（燃料デブリ取り出し装置の遠隔保守技術の検討等）（平成 27、28 年度　廃炉・汚染水対策事業の IRID の成果による）への対応の見通しを得ることも必要となる。以下に、具体例を記載する。

- 燃料デブリの切削及び集塵技術

  塊状の燃料デブリを搬出可能とするために必要な切削技術について準備する必要がある。また、燃料デブリ切削に合わせた集塵技術を検討し、切削作業時における α 核種の取扱いについても検討しておく必要がある。

- 燃料デブリの回収技術

  PCV 内には様々な形態の燃料デブリ（岩塊状、粒状、粉状等）や堆積物が存在すると考えられており、燃料デブリ取り出し作業の比較的早い段階で、現場に適用できる技術を準備する必要の可能性がある。

- 燃料デブリ取り出し装置の遠隔保守技術

  燃料デブリ取り出し装置は高線量エリアに設置されることから、遠隔での保守が原則となる。また、装置自身の汚染にも配慮する必要があり、保守のためのエリアも限られる。更に、保守のために発生する廃棄物も極力抑えることが必要となる。よって、装置の状態に応じた効率的かつ共通的な保守技術を検討する必要がある。

(4) 今後の対応

- 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、現状未着手の技術や、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、シナリオ成立の検証に必要な要素技術開発を進めるべきである。
  - 現在、内部調査等により現場の知見も得られ始めており、これらの情報を機器・装置へのニーズとしてフィードバックさせ、開発を進めていくべきである。

- 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上で、装置・機器開発を進めるべきである。

- 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 楢葉遠隔技術開発センター等の既存施設の有効利用を図り、時間、コストの削減を検討していくべきである。

- 今後の遠隔装置開発について
  - 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、これらの情報をデータベース化する等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（除染作業等）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。
  - 個々の装置開発ばかりでなく、それらをサポートする通信の信頼性、照明環境等のインフラ整備も必要である。
  - 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。
  - 開発の方向性として、短期的に使用する調査機器等については不確実な環境へ投入するため、緊急対応のための代替案の準備を重視するべきであるが、長期的に使用する取り出し装置については、調査機器で得られた環境等の情報に基づき信頼性・頑強性を向上させるべきである。また、現場が高線量下であることから、装置不具合等を見据え、現場からの救援機構も有するべきである。更に、装置のメンテナンスで発生する廃棄物の抑制にも配慮するべきである。

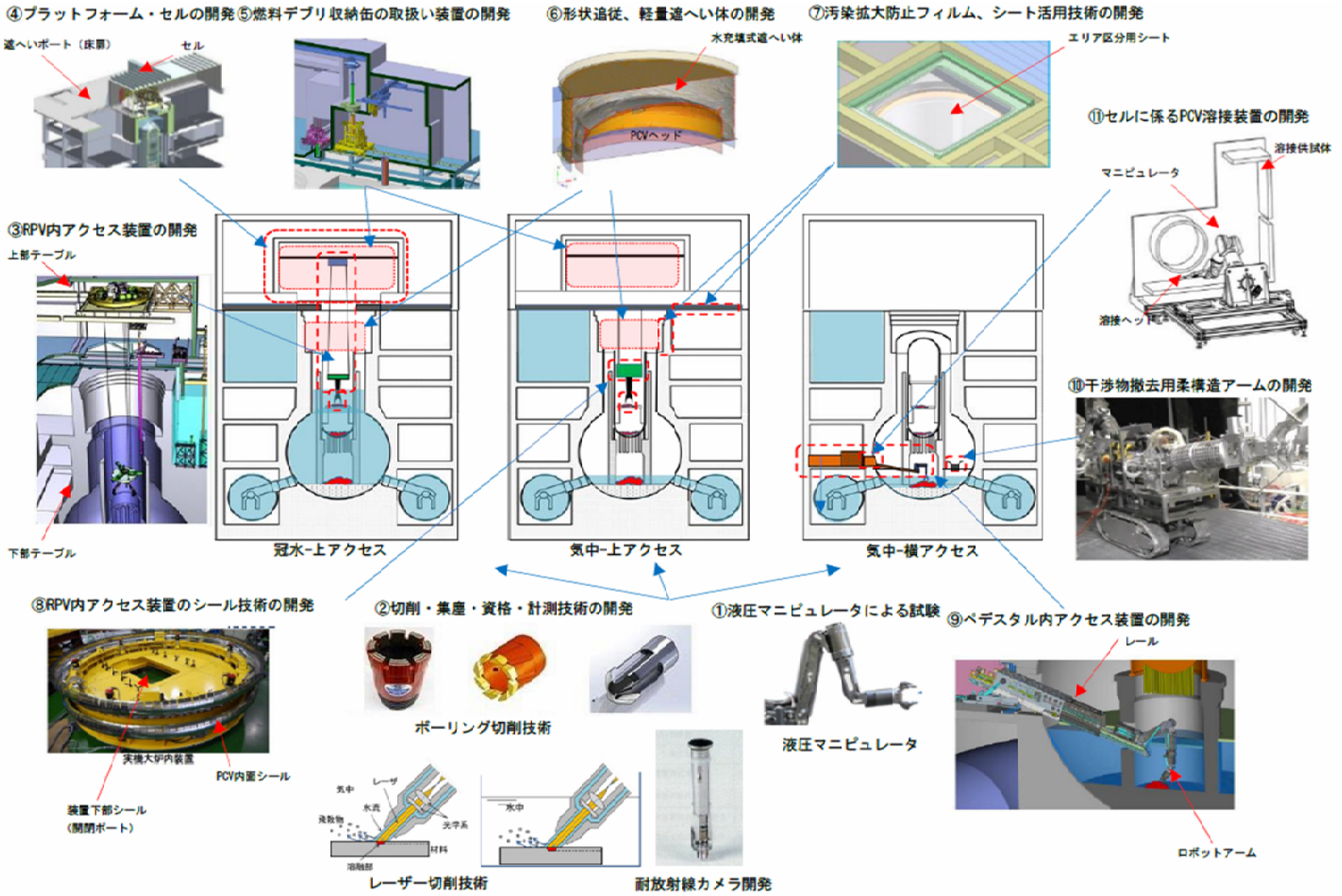


図4.5-22　要素試験の全体像（①～⑪はIRID提供、②耐放射線カメラの写真は浜松ホトニクス株式会社提供）

4.5.2.9　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・RPV 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、新たに設備、機器、装置類が必要となる。それらを適正に運用するために必要な安全機能を確保するための系統を含めたシステムが構築されること。また、それらを設置するためのエリアを確保されること。

(2) 主な要求事項

A. 燃料デブリ取り出し作業に必要なシステムを構成する系統設備、機器及び装置類を抽出し、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. これらの系統設備、機器及び装置類が、下記の観点から、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は必要な構造強度を有するとともに、そのためのエリアが確保されること
- 系統設備、機器・装置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
- 系統設備、機器・装置の運転、保守管理作業及び作業員の被ばく低減のための遮へい体等の設置に十分なエリアが確保されており、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
- 使用済燃料プールを燃料デブリ取り出しに活用する場合、使用済燃料プールから燃料取り出しが完了し、制御棒等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（上アクセス工法適用の場合）

(3) 取組の現状と評価・課題

燃料デブリ取り出し時の安全確保のために要求される安全機能については、4.2 節でも述べられたように、現在、検討が進められている状況である。そのため、系統設備やエリアの構築の実現可能性の検討においては、検討の状況を踏まえ、これまでの原子力施設での実例や、現在の福島第一原子力発電所における措置を講ずべき事項等を基に、検討条件や評価の指標を仮に設定し、システムを構成する系統設備、機器及び装置類の概略検討及びそれらを設置するためのレイアウト検討を行っている（平成 27、28 年度　廃炉・汚染水対策事業の IRID の成果による）。

A. 系統設備

燃料デブリ取り出し作業時に安全確保の観点から必要と想定される安全機能を仮に設定し、対応する系統設備とその機能要求項目の検討例を表 4.5-2 に示す。これらの設備に対する仕様は、4.5.2.1～4.5.2.8 項に示す個別の技術要件に関して、今後現場の条件を反

映したより詳細な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。

表 4.5-2　燃料デブリ取り出し時に想定される安全機能（検討例）に対応した系統設備

安全機能	機能要求項目		系統設備
気相部の放射性物質の漏えい防止	通常時	1 次閉じ込め境界内(PCV)の負圧維持	負圧管理系／作業用セル
		放射性物質の放出抑制	ダスト回収・処理系 燃料デブリ切削粉局所回収系
	異常時	1 次閉じ込め境界内(PCV)の負圧維持	負圧管理系／作業用セル
		2 次閉じ込め境界内(原子炉建屋等)の負圧維持	換気空調系 原子炉建屋／コンテナ
		放射性物質の放出抑制	ダスト回収・処理系
	監視機能	1 次閉じ込め境界圧力／2 次閉じ込め境界圧力／放出放射能の監視	
液相部の放射性物質の漏えい防止	通常時	PCV 水位の維持	循環水冷却系
		トーラス室と地下水の水位差の管理	トーラス室水回収系
		PCV からトーラス室への漏えいの防止又は低減	―
	異常時	トーラス室と地下水の水位差の管理	トーラス室水回収系
		トーラス室滞留水を移送・貯留する機能	トーラス室水回収系
	監視機能	トーラス室水位／地下水水位	
火災、爆発の防止	通常時	窒素注入による不活性化	窒素供給系
		掃気による可燃性ガスの希釈	負圧管理系
	異常時	窒素注入による不活性化	窒素供給系
		掃気による可燃性ガスの希釈	負圧管理系
	監視機能	D/W ガス中の水素・酸素濃度の監視	
崩壊熱の除去	通常時	注水による冷却	循環水冷却系
		D/W 水位の維持	循環水冷却系
	異常時	注水による冷却	緊急冷却系
		D/W 水位の維持	循環水冷却系
	監視機能	注水流量の監視／D/W 水位・水温・気温の監視	
臨界管理	通常時	燃料デブリ形状管理等による未臨界維持又は中性子吸収材による臨界防止※	中性子吸収材注入系
	異常時	中性子吸収材投入による臨界の停止	緊急中性子吸収材投入系
	監視機能	中性子束の監視／D/W ガス中の Kr/Xe 濃度の監視／D/W 水位監視	

※形状等で未臨界のクレジットが取れない場合

表 4.5-2 に示す系統設備のうち、主要なシステムについて、現在の取組の状況及び課題について下記にまとめる。

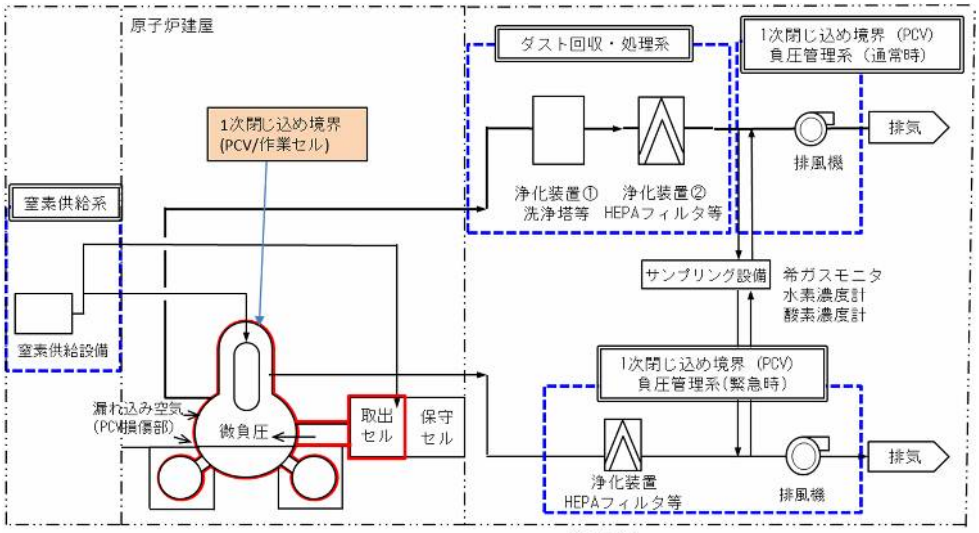
1) 負圧管理システム

負圧管理システムについて概念的なシステム検討例を図 4.5-23 に示す。システムは主に下記の 3 つの系統より構成される。なお、3 つの検討すべき工法に対応したシステムの基本的な構成は同じであるが、工法ごとの処理量の差異により設備規模に影響が生じる可能性がある。

- 負圧管理系：PCV 内を排風機による排気により負圧を維持し、閉じ込め機能を確保する。
- ダスト回収・処理系：排気ガスから燃料デブリ取り出し作業により発生した切削粉等の放射性物質を含むダスト類を除去・浄化する。
- 窒素供給系：PCV 内の火災・爆発防止の観点から、掃気による希釈や窒素ガスの供給による、PCV 内の不活性化を行う。

負圧を維持するための風量については、現状のプラントの状態（窒素ガスを供給し、PCV 内を正圧に維持している）から推定される損傷部開口面積に基づき、余裕を持たせた設定として検討している。また、本システムの検討に当たっては、燃料デブリ取り出し作業時及び異常時の福島第一原子力発電所の敷地境界での許容被ばく量を仮に設定し概略検討を行っており、その影響が過大とならない試算結果も得られている。なお、今後検討すべき主な課題は下記のとおり。

a. 排気ガス中の α 核種を含むダスト（燃料デブリ由来物質）の性状・特性が不明なため、ダスト回収、処理系が保守的な条件により大型化する可能性があり、燃料デブリ由来の物質の性状・特性を把握すること。
b. PCV の排気位置、機器・ダクト配置計画等、現場の状況を踏まえた計画を行うこと。
c. 更なる環境への被ばくの影響低減に向けて、燃料デブリ切削粉を切削近傍で回収する装置の技術開発を行うこと。
d. 技術開発の成果を踏まえ、被ばく評価の精度向上を図ること。



（IRID 提供資料に基づき作成）

図 4.5-23　1 次閉じ込め境界（PCV）用負圧管理システム検討例（気中ー横アクセス工法）

2) 循環水冷却システム

循環水冷却システムについて概念的なシステム検討例を図 4.5-24 に示す。システムは主に下記の 3 つの設備より構成される。なお、3 つの検討すべき工法に対応したシステムの基本的な構成は同じであるが、工法ごとの処理量の差異により設備規模に影響が生じる可能性がある。

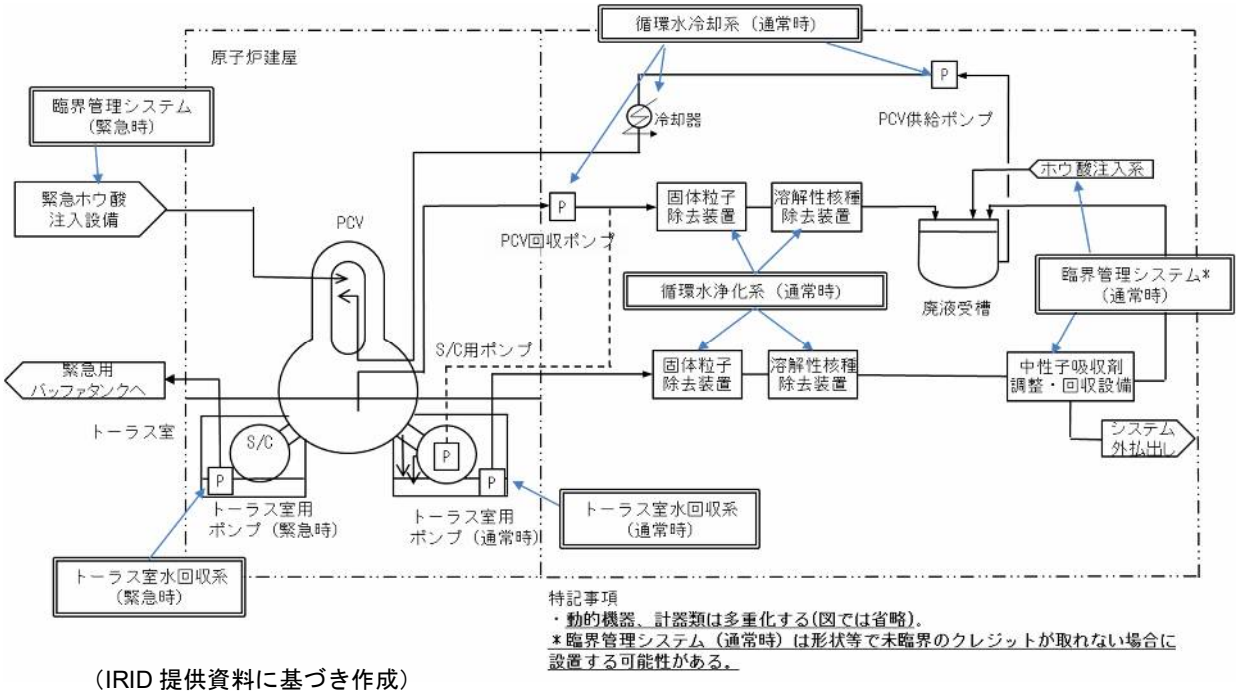
- 循環水冷却系：崩壊熱の除去及び PCV 内水位の制御のために D/W（あるいは S/C）から循環水を取水し、RPV 内へ注水する。
- 循環水浄化系：循環水から燃料デブリ取り出し作業により発生した切削粉や溶出した放射性物質を除去し、浄化する。
- トーラス室水回収系：トーラス室に通常あるいは異常時に漏えいした循環水を地下水とともに回収し、水位差を維持する。

今後検討すべき主な課題は、下記のとおり。

a. 循環水に流れ出たα核種を含むダスト（燃料デブリ由来物質）の性状・特性が不明なため、循環水浄化系が保守的な条件により大型化する可能性があり、燃料デブリ由来の物質の性状・特性の把握をすること。

b. D/W や S/C 等の取水・注水点、機器や配管の配置計画等、現場の状況を踏まえた計画を行うこと。

c. 4.5.2.4 項で示されている PCV・RPV 内の構造材の腐食抑制対策のために検討された腐食抑制剤を適用する場合、循環水冷却システムへの影響を評価し、システムへの反映を行うこと。



（IRID 提供資料に基づき作成）

図 4.5-24　循環水冷却システム検討例（気中－横アクセス工法）

3)　臨界管理システム

4.5.2.3 項で記載されているとおり、燃料デブリ取り出しに係る作業（準備作業を含む）における臨界管理方法について、冷却材に純水を使用する方法と中性子吸収材として五ホウ酸ナトリウムを冷却材に溶解し用いる方法が並行して検討されている。純水での臨界管理が可能な場合については、循環水冷却システムとしては中性子吸収材を使用する場合に比べ、単純化できる可能性がある。

一方、五ホウ酸ナトリウムを用いた臨界管理を行う場合、図 4.5-24 に示すとおり、循環水冷却システムに中性子吸収材注入系を組み込むことで、PCV 内の冷却材中のホウ素濃度を約 6000ppm 程度に維持することが検討されている。そして、トーラス室に漏れる循環水については建屋外より流入する地下水により希釈される可能性があることから「中性子吸収材調整・回収設備」により、濃度調整を行い、廃液受槽へ戻される。なお、工法ごとの PCV 内水容量の差異により、中性子吸収材使用量や供給設備規模に影響を与える可能性がある。

また、PCV 内に臨界検知モニタや負圧管理システムにガスサンプリング設備を設け臨界を検知し、臨界を検知した場合は緊急時ホウ酸注入系により五ホウ酸ナトリウム等を注入し、臨界を停止させ、異常を終息させることが検討されている。

なお、今後検討すべき主な課題は下記のとおり。

a. 中性子吸収材使用時の循環水冷却システム等への影響を評価し、影響がある場合は対策案の検討が必要。

b. 中性子吸収材の PCV 内おける濃度管理・調整方法について、今後現場の状況も踏まえ、実現性の検討が必要。

B. エリアの構築

各システムの要求仕様からシステム内の各機器について概略寸法／機器配置の必要エリアを設定し、燃料デブリ取り出し工法で使用するエリアや線量等の情報と合わせて、配置可能性の検討及び課題を整理した。図 4.5-25 に気中ー横アクセス工法における配置検討例を示す。整理された課題は下記のとおり。

1)　原子炉建屋内機器配置の実現性

干渉物撤去や線量低減による配置スペースの確保等、各号機の現場状況を踏まえた検討が必要。

2)　補助建屋の必要性の検討

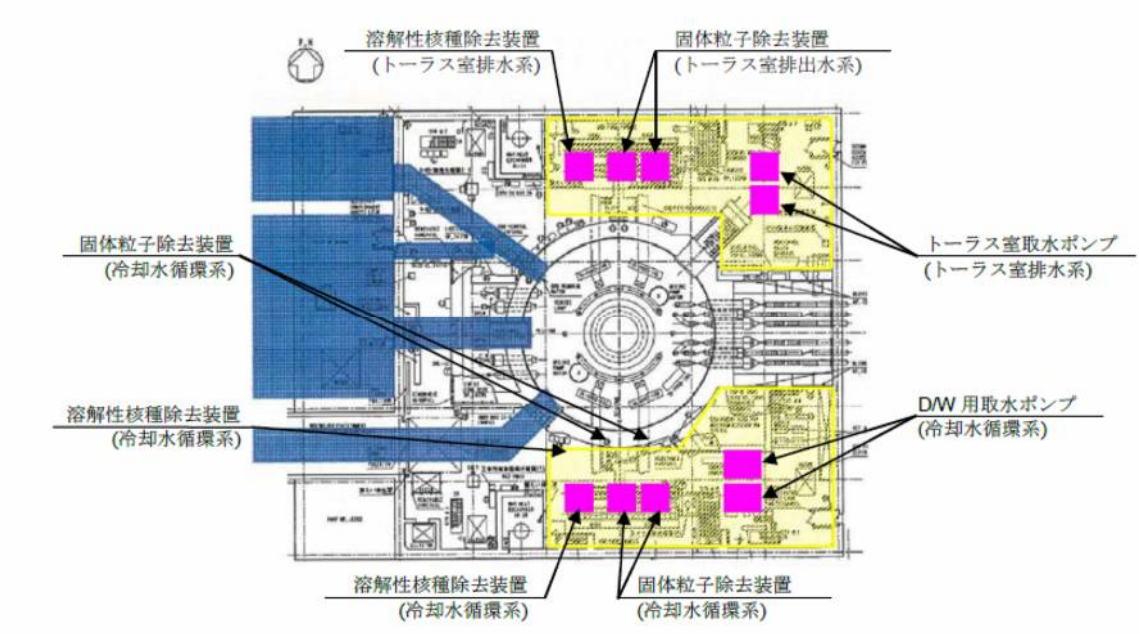
原子炉建屋内に配置できない設備について、補助建屋等の検討が必要。

3)　取水、注水位置及び配管ルートの成立性検討

循環冷却水の配管は、高濃度の放射性物質を内包する可能性があり、遮へいや漏えい対策も併せて検討が必要。

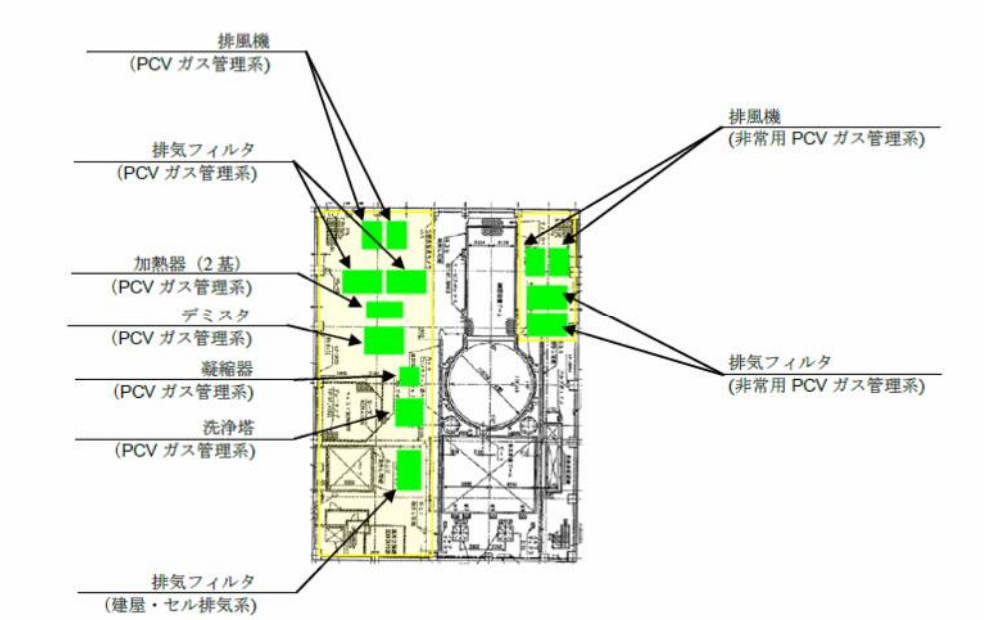
4)　分散配置における建屋間接続

システムが複数建屋に跨ることによって生じる接続配置や接続構造等の課題について、検討が必要。



建屋 1 階　燃料デブリ取り出し装置・関連機器設置検討例

（IRID 提供）



オペフロ部に負圧管理システム関連機器を設置する場合の必要スペース検討例

（IRID 提供）

図 4.5-25　各システムの配置必要スペース検討例（気中－横アクセス工法（2 号機））

(4) 今後の対応

A. 系統設備について

前述のとおり、各システムの検討の結果、各システムに関する課題が抽出された。これらの課題について現場の状況を踏まえて技術開発を進めていく必要がある。

また、システムの検討の中で安全確保の観点からも必要となる各プロセスデータの計測が計画されているが、燃料デブリ取り出しに当たって内部状況の監視は必須であり、そのための計測システム（可視化、圧力、温度、放射線、臨界（希ガス濃度他）、水素濃度等）の具体化は今後の重要な課題であり、具体化を進めていく必要がある。

B. エリアの構築について

エリアの構築については、各システムの設置に必要なスペースを算出しており、前述の課題として抽出したとおり、原子炉建屋内の高線量エリアの取扱いや他作業との干渉も考慮し、建屋外も含めた設置を検討していく必要がある。燃料デブリ取り出し方針の決定後は、燃料デブリ取り出し作業実施に向けて、各システムを構成する設備の設置や運用のためのエリアのレイアウトの計画の詳細検討や、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等の検討を進めていくことが必要である。

4.5.3 燃料デブリの安全・安定保管に係る技術要件

本項では、工法に係わらず共通して必要となる、取り出した燃料デブリや廃棄物を安全かつ安定に保管するための 3 つの技術要件、すなわち、取り出した燃料デブリの収納・移送・保管技術、燃料デブリの取り出し作業において発生する廃棄物の取り扱い、及び保障措置について纏める。

4.5.3.1 燃料デブリの取扱い（収納・移送・保管）

(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

燃料デブリの取り出しが開始されるまでに、以下を満足する安全で効率的なシステムを構築すること。

- 未臨界性、構造健全性及び水素発生対策等の安全要件を満たすとともに、取り出し作業や保管に適した、操作しやすい収納缶を開発すること
- 燃料デブリ収納缶を安全に移送する装置類の準備や保管施設までの動線を確保すること
- 燃料デブリを安全に保管、管理するための敷地内保管施設を計画すること

(3) 取組の現状と評価・課題

A. 全体計画の策定と関連した情報の収集（研究開発）

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技術開発からのインプット及び他の技術開発へのアウトプットの整理、技術開発の全体計画策定や課題への対応検討等を実施している。なお、2016 年度には未臨界評価技術、乾燥技術、水素対策、MCCI 生成物性状等の海外情報を収集するとともに、事例の分析を行い適用性の検討を行っている。

B. 収納缶基本仕様及び移送・保管システムの検討（研究開発）

- 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燃料デブリ取り出し作業の具体化に合わせて検討しており、特に作業性や効率化の観点から収納缶内径等の検討を実施している。（図 4.5-26 参照）
  - 燃料デブリ収納缶の設計に必要となる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整理した。（臨界評価、構造評価、水素発生対策等）
- 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概要フロー例を作成した。原子炉建屋からの搬出フロー例は前出の図 4.5-14、図 4.5-15 及び図 4.5-20、保管側のフロー例は図 4.5-27、図 4.5-28 に示している。また、種々の保管方式の比較を図 4.5-29 に示す。

C. 福島第一原子力発電所内の敷地は汚染水タンク設置や使用済燃料及び廃棄物の一時保管場所等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

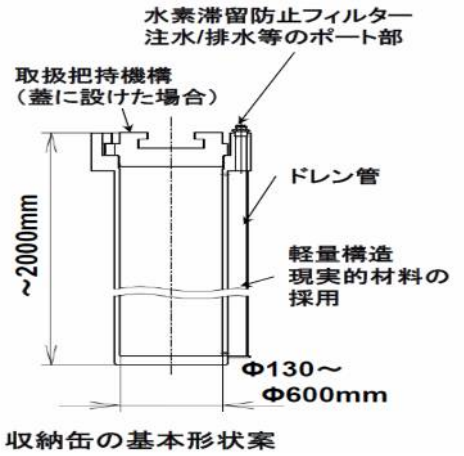
リ保管施設等の設置計画と対応策の検討が必要である。

(4) 今後の対応

今後、燃料デブリ取り出しのための装置開発や性状把握の取組等と連携しながら、以下のとおり、システムの具体化を進めるとともに、抽出された技術的課題に的確に対応する必要がある。また、事業者が実施する収納缶移送経路の確保や保管施設設置計画との連携を図り、全体として最適なシステムとすべきである。

- 燃料デブリ収納缶の移送・保管に係る安全要件及び基本仕様を検討する
- 設計した収納缶について安全性の検証を行う
- 燃料デブリの取り出し・収納・移送・保管のプロセスの具体化に合わせて収納缶設計の見直しを行う
- 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するとともに、これと整合した収納缶仕様及び設備設計とする必要がある
- 保管方法としては湿式保管と乾式保管が考えられるが、保管に必要な施設等の具体的なエンジニアリングを開始すべきである。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
- 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必要がある
- 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
- 規制対応を考慮して、臨界防止、遮へい、除熱や構造強度等に関する要求事項を明確にする必要がある
- 原子炉建屋内での燃料デブリの切削や収納缶への回収等の作業と、原子炉建屋から移送して保管施設で保管するまでの作業は、一連の流れとして関連するプロジェクト間で整合をとり、回収性能の確認等を行う必要がある
- 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み合わせたモックアップ試験を行う必要がある

なお、現在の検討は収納缶で一時的に保管するところまでであるが、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 3 期に決定することになっている。



安全要件	未臨界	未臨界維持と保管効率から直径 約φ220mm、φ400mm 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～2000mm）	

図 4.5-26　収納缶基本仕様案　　（IRID 提供資料から作成）

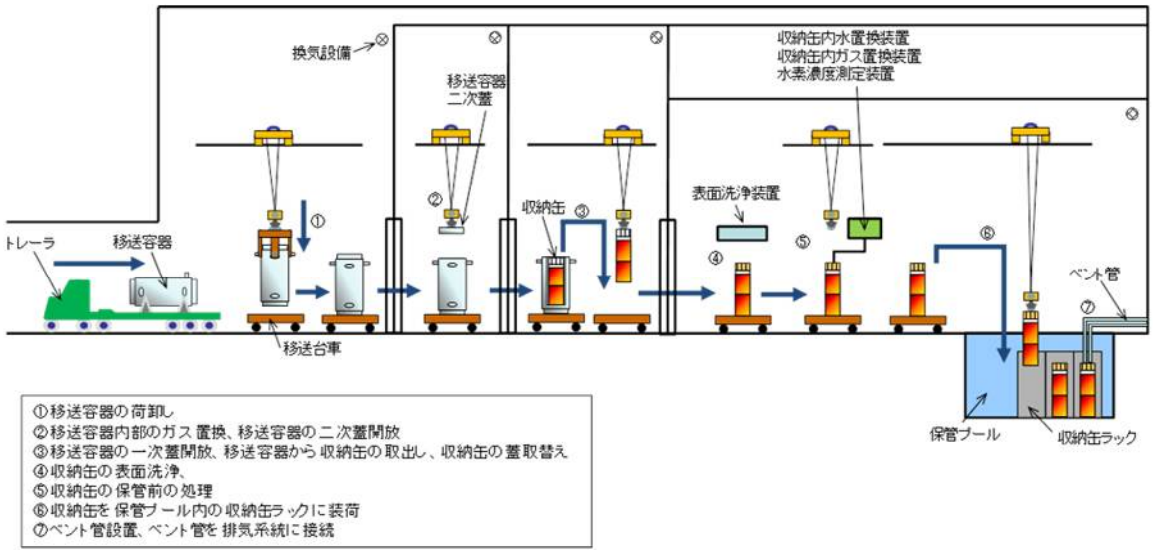


図 4.5-27　湿式保管までのフロー（例）（IRID 提供）

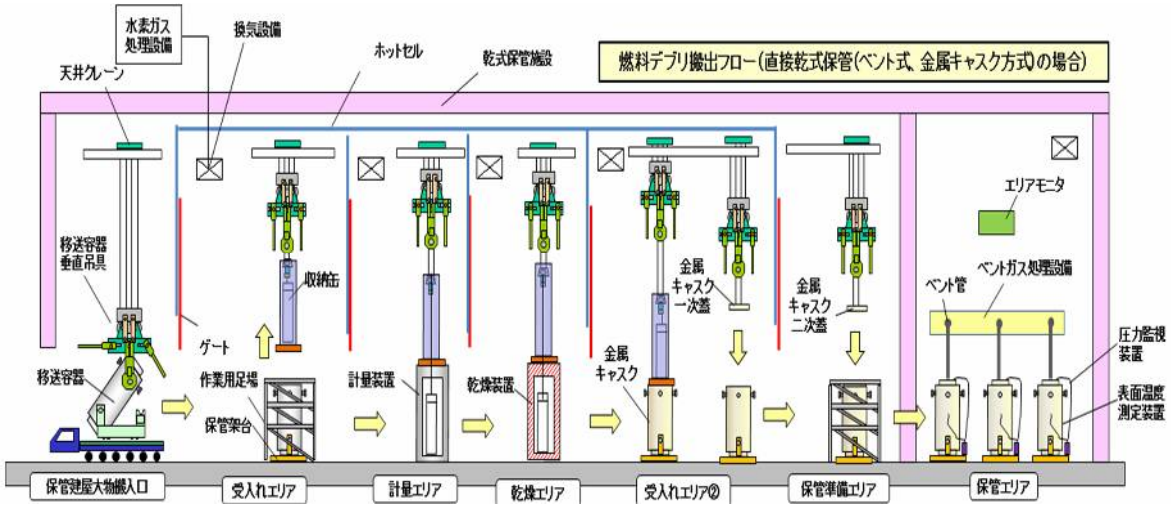
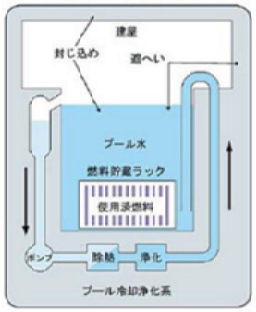
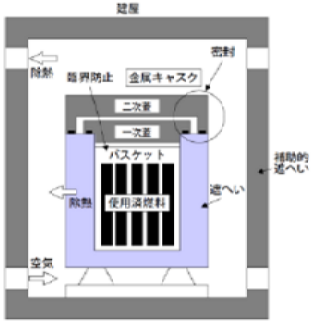
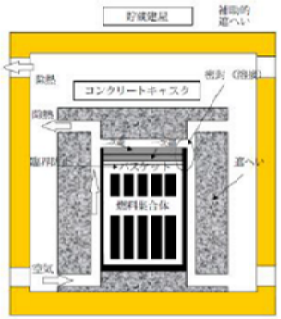
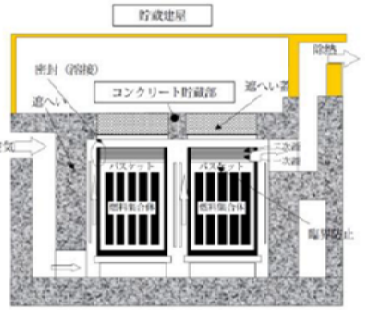


図 4.5-28　乾式保管までのフロー（例）　　（IRID 提供）

保管方式		湿式	乾式		
		プール方式	金属キャスク方式	コンクリート遮蔽式（横型サイロをふくむ）	ボールト方式
概要図		 図　プール方式の概要[注1)]	 図　金属キャスク方式の概要[注2)]	 図　コンクリート遮蔽式の概要[注2)]	 図　ボールト方式の概要[注2)]
特徴		・貯蔵専用（搬出時には輸送容器が必要） ・建屋が必要 ・施設全体で管理するため貯蔵密度高 ・冷却能力高（ただし、プール水の冷却・浄化系及び気体廃棄物処理系が必要）	・輸送・貯蔵兼用可能 ・縦置き、横置き可 ・必要に応じて建屋内に設置 ・容器単体で管理するためプール方式、ボールト方式に比べ貯蔵密度低	・貯蔵専用（キャニスタは輸送・貯蔵兼用、輸送容器・キャニスタ詰替設備が必要） ・縦置き：ｺﾝｸﾘｰﾄ容器、横置き：横型サイロ ・必要に応じて建屋内に設置 ・遮蔽材密度の観点から金属キャスクより貯蔵密度低	・貯蔵専用（キャニスタは輸送・貯蔵兼用、輸送容器・キャニスタ詰替設備が必要） ・通常は縦置き ・建屋が必要 ・施設全体で管理するため貯蔵密度高
安全機能の担保	密封	・プール水及び原子炉建屋	・一次蓋、二次蓋の金属ガスケット方式	・キャニスタの一次蓋、二次蓋の溶接構造	・同左
	遮蔽	・プール水及び原子炉建屋	・金属キャスク本体（鋼、中性子遮蔽材等の組み合わせ）	・コンクリートキャスク本体（鋼、コンクリートの組み合わせ）	・建屋（コンクリート）
	臨界防止	・燃料ラックの幾何学的配置（必要に応じて燃料ラック材料）	・金属キャスクバスケットの幾何学的配置（必要に応じてバスケット材料）	・キャニスタバスケットの幾何学的配置（必要に応じてバスケット材料）	・同左
	除熱	・プール水	・金属キャスク表面の自然冷却	・キャニスタ表面の自然冷却	・同左
国内実績		・発電所内使用済燃料プール ・福島第一　共用プール	・福島第一　使用済燃料乾式貯蔵設備[注3)] ・東海第二　乾式キャスク貯蔵施設[注3)] ・むつ　リサイクル燃料備蓄センター[注4)]	・なし	・再処理工場　高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センター[注5)]
海外実績		・多数あり（発電所内使用済燃料プール、スウェーデンCLABなど）	・多数あり（アメリカSurry、ドイツGorlebenなど）	・多数あり（TMI-2の燃料デブリはINLにて横型サイロ方式で乾式貯蔵中）	・実績あり（アメリカFortSt.Vrain、ハンガリーPaksなど）

注1）：原子力規制委員会HP（http://www.nsr.go.jp/activity/regulation/chozou/）より
注2）（財）原子力安全研究協会「コンクリートキャスク貯蔵方式を中心としたキャニスタ系使用済燃料中間貯蔵施設の安全設計・評価手法について」より
注3）：貯蔵専用キャスクを使用　注4）：建設中（輸送・貯蔵兼用キャスクを使用予定）　注5）：ガラス固化体を保管

図 4.5-29　保管方式の例　（IRID 提供）

4.5.3.2　燃料デブリ取り出し作業で発生する廃棄物の取扱い

(1) 目的

燃料デブリ取り出し作業の準備工事、取り出し工事、後片付け等の各段階で発生する炉内外から解体・撤去される構造物や工事上の交換部品等の様々な廃棄物について、安全性を確保しながら適切に分類・保管する。

(2) 主な要求事項

燃料デブリ取り出し計画及び廃棄物対策の一環として、燃料デブリ取り出し作業で発生する各種廃棄物について、安全性を確保しながら適切に分類・保管するための計画を立案する。

(3) 取組の現状と評価・課題

現在、燃料デブリ取り出し工法について、アクセス方向ごとに検討が行われており、各アクセス工法において発生する廃棄物には、表 4.5-3 に示すようなものが想定される。

表 4.5-3　燃料デブリ取り出し作業で発生が想定される廃棄物例

種類		具体例
解体・撤去される炉内・炉外構造物（金属構造材、コンクリート）	上アクセス工法	ウェルシールドプラグ、PCV 上蓋、RPV 上蓋、蒸気乾燥器等
	横アクセス工法	生体遮へい体（コンクリート）、CRD ハウジング、CRD 交換装置等
作業で発生する二次廃棄物		換気・空調用フィルタ、水用フィルタ、 燃料デブリ取り出し装置の交換部品類等

上述の燃料デブリ取り出し作業の各段階において発生する廃棄物は、汚染状態が高いものから低いものまで様々であると考えられる。さらに、燃料デブリが付着している廃棄物も想定される。それらの仕分けの考え方を、燃料デブリ取り出し工事計画や移送、保管計画等も念頭において慎重に策定する必要がある。

(4) 今後の対応

燃料デブリ取り出し作業で発生する各種廃棄物について、全体の廃棄物対策の検討の一環として、発生量の概略評価や安全性の検討を実施しつつ、適切に分類・保管するための計画を立案していく。

4.5.3.3 保障措置

(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。一方、国は日・IAEA 保障措置協定[40]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 1～3 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 1～3 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 1～3 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 1～3 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等を検

[40] 保障措置の対象や核物質管理制度の制定・維持に関する義務付け等が取り決められた。

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。
- 2017 年春に IAEA 本部で行われた第 9 回福島タスクフォース会合において、燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた現状の方向性について情報提供を行った。新規施設に適用する保障措置については Safeguards by design（設計段階からの保障措置への配慮）という考え方があり、廃止措置におけると同様に、実現可能かつ、効率的、効果的な保障措置手法を構築するためには、今後も、燃料デブリ取り出し方法やその収納・移送・保管システム等の検討段階から関係者間で緊密に連携して技術的な検討を行うことが重要である。

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。

4.5.4　工法の実現可能性の評価

本項では、4.5.2 項で実施した 3 工法（①冠水-上アクセス工法、②気中-上アクセス工法及び③気中-横アクセス工法）についての 9 つの技術要件、すなわち、作業時の安全確保に関する 6 つの技術要件及び工法成立性に関する 3 つの技術要件に関する個別・詳細な技術開発や検討の状況及び評価を取りまとめて、現時点での工法の実現可能性を比較評価する。

なお、現時点では、各工法の開発は概念設計、要素技術開発の段階であり、また、工法評価の根拠とすべき「安全要求の値」や「許容されるリスクレベル」が必ずしも明確でないため、工法の成立性や難度からの比較評価とならざるを得ない。今後、工法や系統設備の具体化に合わせて定量性を高めていく必要がある。

評価の結果を表 4.5-4 に示すとともに、以下に各評価の概要を述べる。

4.5.4.1　燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関する技術要件

(1)　閉じ込め機能の構築の観点

1～3 号機については通常の原子炉建屋等に要求される閉じ込め機能と同等の性能は確保できていない可能性が高い。冠水工法では炉心レベルまでの水張りに耐える汚染水漏洩防止の PCV 補修止水が必要であるが、気中工法では負圧を維持するための空気流入防止の PCV 補修であり、その難度は軽減される可能性がある。いずれにせよ、これに気相部の負圧管理等を組み合わせた閉じ込めを検討する必要がある。また、横からのアクセスは必然的に PCV 水位を制御して取り出すこととなる。

いずれの工法においても、具体的な閉じ込め機能としては、PCV と取り出し用セルからなる一次閉じ込め境界と、原子炉建屋とコンテナ等からなる二次閉じ込め境界とで、閉じ込め機能を確保することを検討しており、この閉じ込め機能は、微粒子状の燃料デブリを含む水を回収する「液相部」と、粉塵を回収し内部を負圧に維持する「気相部」とで構成される。

以下に閉じ込め境界を構築するための液相部及び気相部の補修作業と水位レベルについて実現可能性を評価した。

A.　液相部の閉じ込め機能

PCV 上部（原子炉建屋 1 階より上部）は、各号機とも、現場の高線量がアクセスを困難にしており調査自体が進んでいない。また、補修対象となり得る貫通部が多数存在し、それぞれの部位に適した遠隔補修技術を開発し、止水の完全実施及びその長期間にわたる維持は技術的に難しい。

PCV 下部補修（地下階）技術として開発しているベント管止水技術、ストレーナ止水技術及びダウンカマー止水技術等について、要素試験の段階ではあるが、PCV 水位がトーラス室天井下面程度であれば、補修部にかかる水圧が低く液相部からのアウトリークを防止・抑制できる可能性が確認された。また、あわせて、止水部からの漏洩水については、S/C 内に水中ポンプを設置し循環水冷却システムで回収することが検討されている。このことから、止水技術の開発を継続検討する必要があるものの、PCV 補修と水位の適切な設定及び回収システムの組合せにより、気中工法においては閉じ込め機能を確保できる可能性がある。

なお、S/C へのガイドパイプの溶接や PCV バウンダリ（境界部）へのセルの溶接等、信頼性のある施工技術の開発についても継続していく。

1)　PCV 内水位の考え方

現状の PCV 内水位は、1～3 号機で異なっている。また、現在、止水技術について開発が進められているが、その適用の可否も号機ごとに異なってくるものと考えられる。したがって、PCV の水位は以下の様な要件を総合的に勘案して決定していくこととなる。

a.　水中での燃料デブリ取扱いの優位性（気中へのα核種を含む放射性物質の拡散防止）
b.　異常時の地下水位とトーラス室内水位の逆転の可能性
c.　止水の技術的成立性
d.　水位コントロールの技術的成立性

いずれの場合も、決定した PCV 内水位を安定的にコントロールするために、PCV 下部止水技術や水位を制御するための技術が必要である。

2)　水位制御性の確保

現在、水位レベルを変更することや、燃料デブリ取り出し作業中に一定水位を保持するための水位コントロールが検討されている。また、PCV の D/W と S/C を隔離する止水法であるベント管止水技術は、技術的難度は高いものの、一次閉じ込めの範囲を小さくできるメリットがあることから、引き続き技術開発が行われている。

B.　気相部の閉じ込め機能

原子力発電所では、RPV・PCV 及び原子炉建屋等の静的閉じ込めバウンダリが構築されているが、この機能が低下している福島第一原子力発電所では静的閉じ込めの補修と漏洩水回収や負圧維持とを組み合わせて閉じ込め機能を構築することを考えている。

このうち、α核種を中心とする放射性物質の閉じ込めについては、現在の PCV 内圧や窒素供給量を踏まえると PCV の負圧維持装置（ガス循環系、フィルタ付き排気装置等）は一般に用いられているシステム構成や装置規模の範囲の中で実現できると考えられ、さらに気密性を高めるために、PCV へのインリークの抑制手法（溶接補修、シール材塗布）の開発が行われている。

また、二次閉じ込め境界として原子炉建屋に建屋カバーやコンテナを設置して微負圧に管理することにより、一次閉じ込め境界からの漏えいを回収処理するシステムについても検討している。

(2)　冷却機能維持の観点

燃料デブリは崩壊熱を発生しているため燃料デブリ取り出し時においても冷却機能の維持が要求される。しかしながら、崩壊熱は時間とともに減少していくことから冷却機能の要求は時間とともに低下していく。RPV 底部の温度監視等から、現状は一定の安定状態にあると考えられ、燃料デブリ取り出しに当たって求められる冷却能力の確保は可能であると考えられる。今後は循環水冷却システムについて検討を重ね、燃料デブリ取り出し作業の開始に向けた備えを行っていく。

(3)　臨界管理の観点

PCV 水位の上昇や燃料デブリ取り出し作業による形状変化によって再臨界の可能性の程度が変化し得るため、以下の前提のもと再臨界の可能性を評価するとともに管理方法の検討を行い、臨界管理（発生防止と影響緩和）の実現可能性を評価した。

- 燃料デブリに関する情報が限られていることから、再臨界の発生を防止する方法に加え、臨界検知・停止技術を組み合わせて人及び環境への影響を防止する方法を検討する。

- 今後得られる炉内状況の情報を反映して、管理方法の実現性を高めていく。

A. PCV 水位の上昇について

- 燃料デブリへの炉内構造物や FP 等の混入を考慮すれば、RPV 下部までの水位上昇時にも、現実的には再臨界となる可能性が低いと考えられる。評価の不確かさ低減のために必要な情報を炉内状況把握等の取組に提示しており、今後得られる情報を反映していく取組が必要である。
- 炉心部への水位上昇に当たって再臨界となり得る条件は限定的であるが、2 号機や 3 号機のように残存燃料の存在を否定できない場合は、五ホウ酸ナトリウムの常時注入に向けた検討や RPV 内部調査の結果等に基づき、より実現性の高い臨界管理方法を見極めていく必要がある。1 号機については、炉心領域に残存している燃料は少量であると考えられており、水位上昇に当たっての再臨界は可能性が低いと考えられている。

B. 燃料デブリ取り出し作業について

- 燃料デブリ取り出し時の 1 回の取り出し量とそれによる添加反応度を評価して、必要に応じて 1 回の取り出し量に制限値を設ける等、燃料デブリ取り出し装置・システムへの要求項目を検討した。今後、装置設計に反映していくことが必要である。
- 作業中の臨界防止の信頼性を高めるため、臨界近接検知技術の開発及び中性子吸収材の適用に向けた検討が行われている。
- 燃料デブリに関する情報を蓄積しながら慎重に作業を行うとともに、作業の進捗に応じて得られた情報を基に柔軟に管理方法を見直していく考え方が必要である。

C. 各作業共通の事項

- 循環水冷却システムの成立性検討の中で五ホウ酸ナトリウムの常時注入について検討されている。

(4) PCV・建屋の耐震性の観点

燃料デブリ取り出し時の PCV 等の機器設備や原子炉建屋の耐震性評価においては、事故による損傷とその後の腐食進展の影響も考慮するとともに、燃料デブリ取り出しに必要な機器設備の重量、冷却水重量や PCV 下部止水に用いる止水材重量等を考慮する必要がある。これまでの研究開発による燃料デブリ取り出し工法の概念検討に基づく概略の耐震性の評価結果や東電の評価結果に基づき、燃料デブリ取り出し工法の基準地震動 Ss600Gal に対する各工法の耐震成立性の評価結果を以下に示す（現時点で判明している結果を記載したものであり、一部についてはまだ評価中となっている）。

A. 冠水－上アクセス工法の場合

PCV 内冷却水重量及びオペフロ上の機器設備重量が大きいため、他の工法に比べて耐震上不利な面はある。これを踏まえた評価を以下に示す。

- 原子炉建屋は事故による損傷を考慮しても比較的大きい耐震裕度を有している。
- PCV/RPV 等の主要部分は、40 年間の減肉を考慮しても比較的大きな耐震裕度を確保できる結果が得られている。
- 研究開発において鉄筋コンクリート造ペデスタルの事故時の高温履歴やその後の冷却水注入による影響を考慮し、耐力及び剛性の低下を実験及び解析で評価しており、その場合でも、

Ss600Gal に対して耐震裕度を確保できる評価が得られている。

- S/C 脚部については、構造上耐震裕度が比較的小さく、工法による違いよりも PCV 下部補修の方法に影響されることから、それを考慮して詳細な解析モデルによる強度評価を実施中である。現状の結果として、ベント管止水や S/C 内を部分的にグラウトするストレーナ止水等の PCV 下部補修を実施した場合のケースについては耐震裕度を確保できる評価結果が得られている。

B. 気中−上アクセス工法の場合

- 原子炉建屋、RPV、PCV 等の主要部分については耐震裕度を確保できる結果が得られている。
- ペデスタルについては、冠水工法に比べて PCV 内冷却水重量が大幅に少なくペデスタルへの地震力が減少し有利な面があり、事故時の高温履歴やその後の冷却水注入による影響を考慮した場合でも、Ss600Gal に対して耐震裕度を確保できる評価が得られている。
- S/C 脚部については、裕度が比較的小さいことから、詳細な解析モデルによる強度評価を実施中である。ベント管止水やストレーナ止水の場合は S/C 脚部の耐震性を確保できる評価結果が得られている。

C. 気中−横アクセス工法の場合

- 燃料デブリ取り出し装置は主として 1 階に設置するため、上アクセス工法に比べて耐震上有利な面が考えられる、一方、PCV や原子炉建屋に設ける開口の影響を考慮する必要がある。
- これまでの研究開発では、気中-横アクセス工法の耐震性評価は未実施であるが、PCV 及びその外側の鉄筋コンクリート造生体遮へい壁に燃料デブリ取り出しのための開口を新たに設けず既存のハッチやペネトレーションを利用する場合や開口を追加設置する場合も耐力に影響を与えない程度の小開口の場合は耐震上の影響も小さいと考えられる。

以上は現時点での燃料デブリ取り出し工法の概念検討に基づく耐震性に関する概略の評価結果を示しているが、今後、調査や設計の進捗に応じ耐震評価をより詳細に実施していく必要がある。

(5) 作業時の被ばく低減の観点

高線量下での作業が中心となるため、作業員被ばくの低減を図る必要がある。このため PCV 補修時の被ばく、取り出し作業エリアの除染や既設設備の撤去等の準備作業での被ばく及び取り出し作業による汚染拡大や被ばくについての評価が必要である。

- PCV 補修時の被ばくについては、作業エリアの線量率が 3mSv/h に低減できると仮定した場合でも、原子炉建屋 1 階から 4 階までのエリアに損傷の可能性のある貫通部が多いため、冠水工法のための PCV 上部止水を行う場合には、作業員被ばく線量が過去の年間総被ばく線量の数倍になると推定されている。これに対し、気中工法のための PCV 下部止水は補修が必要な部位は限定され作業員被ばく線量は過去の年間総被ばく線量以下になると推定される。これらの状況を踏まえて、線量低減と工法について更に検討を進める必要がある。
- 燃料デブリ取り出し作業は基本的に遠隔作業となることから、工法あるいはアクセスルートによる被ばく線量の差は生じないと考えられる。なお、遮へいセルの設置については、今後、設置技術を確立する必要がある。

4.5.4.2　工法に関する技術要件

(1)　燃料デブリのアクセスルート構築の観点

燃料デブリは RPV 内部及び PCV 底部に存在すると考えられ、それぞれの場所に適したアクセスルートを構築する必要があり、3 工法の実現性について、それぞれの作業ステップを検討する形で評価が進められている。これらの評価によると、上アクセスルートに関しては、RPV 内部の燃料デブリに到達するための PCV・RPV 上部開放や炉内構造物撤去に伴う作業規模が大きい。また、PCV 底部に存在する燃料デブリにアクセスするために、オペフロから RPV 底部に開口を設けた上でペデスタル内外に広がっている可能性のある燃料デブリを回収することから、横アクセスルートに比べて技術的難度が高く、時間も掛かると考えられる。

一方、横アクセスルートでの RPV 内部の燃料デブリの取り出しが現時点では困難であると考えられることから、上アクセスルートでの対応が必要となる可能性がある。また、3 号機に横からアクセスするには PCV 内の水位を現状よりも低下させる必要がある。

上記から、RPV 内部及び PCV 底部の両方に燃料デブリが存在する可能性を踏まえれば、横/上アクセスの組合せ等、両方向からのアクセスについて検討する必要がある。

(2)　燃料デブリ取り出し機器・装置の開発の観点

各工法について、PCV 底部、RPV 内部の燃料デブリ取り出しを行う主要装置の検討や作業ステップの検討から抽出された要素技術（切削装置、視覚装置、横アクセス工法におけるセルに係る遠隔シール溶接等）の開発が進んでおり、引き続き、実用化に向けた開発を継続していく。開発に当たっては、PCV 及び RPV 内部において、高い放射線量、水分の存在、高いダスト濃度等、過酷な環境条件であり、人が直接作業することは不可能であると考えられ、ロボット等による遠隔作業が必須であることを念頭に、装置には特段の頑強性と保守性及び異常発生時の救援機能等が求められる。

また、工法検討等において抽出された課題（切削作業における α 核種の扱い、塊状の燃料デブリの切削等）についても重要課題として検討を進める必要がある。

(3)　系統設備・エリア構築の観点

燃料デブリ取り出し作業に当たっては、閉じ込め区画の負圧管理や PCV 等の水位管理及び循環水の冷却・浄化等により、安全に作業を行うための環境を構築する必要がある。安全確保の観点から必要とされる「気相、液相の閉じ込め機能」や「冷却」「臨界管理」等の機能を確保するために必要な各種システムの概念及び各システム設置に必要なスペースについて検討した。気相、液相の閉じ込め機能に係るシステムについては、燃料デブリ取り出し時及び異常時の環境への被ばく影響の概略評価を行った。

閉じ込めシステムの検討の結果、冠水工法における異常発生時の大量の漏えい水の取扱いに課題が残るものの、システムを適用した場合の環境への被ばく影響の概略評価では、過大とならない試算結果が得られており、工法としての実現可能性がある。ただし、α 核種による内部被ばくの可能性もあり、更なる飛散防止等による被ばく低減対策の検討を進めていく必要がある。また、エリアの構築については、系統設備等の設置に必要なスペースを算出しているところであるが、具体的に設置エリアを検討するにあたっては、原子炉建屋内の高線量エリアの取扱いや他作業と

の干渉も考慮し、建屋外への設置も含めて検討していく必要がある。燃料デブリ取り出し方針の決定後は、現場の状況を踏まえた適用性を検討すべきである。

燃料デブリ取り出しに当たって内部状況の監視は必須であるため、現在、システム等の検討の中で各種の計測が計画されており、計測システム（可視化、圧力、温度、放射線、臨界（希ガス濃度他）、水素濃度等）の具体化が今後の重要な課題である。

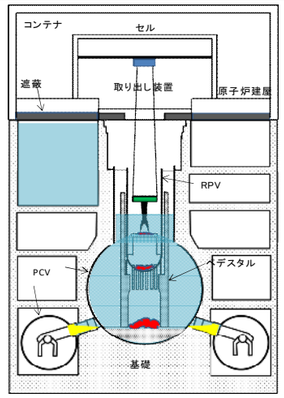
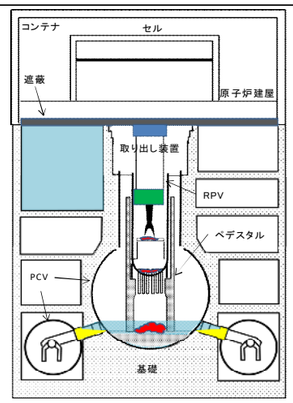
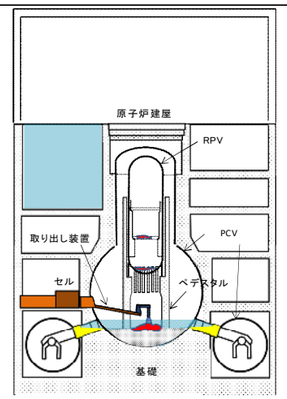
4.5.4.3　工法の実現可能性の評価まとめ

安全で確実な燃料デブリの取り出し作業を行うとの観点から、3 工法について実現可能性を評価したまとめを以下に示す。

- 冠水工法の実現には、止水するための PCV 補修が必須であるが、PCV 上部には損傷の可能性がある部位が多数存在し、それぞれの部位に適した遠隔技術を開発することは難しく、調査や補修のために総被ばく量も過大となり、閉じ込め機能構築の観点から現時点では実現性は低いと考えられる。
- 一方で、気中工法での閉じ込めは PCV 内を負圧に維持することで達成できる可能性があることから、α 核種を封じ込める負圧維持機能の技術開発を継続するべきである。
- 燃料デブリの推定分布から燃料デブリの取り出しを完遂するには、現時点では上アクセス工法と横アクセス工法の組合せが必要と考えられるが、調査や技術開発は続いており、柔軟に最適な方法を探っていくべきである。

上記は、現時点で想定される技術要件から実現可能性を評価したものであるが、作業時に過度なリスクとならない確認を行うとの観点から、燃料デブリ取り出し作業時のリスク評価手法を開発し、現在得られる情報の範囲内で TMI-2 事故やハンフォード施設の廃止措置に携わった経験者による PCV 補修等の準備作業が全て完了した環境を想定した評価を実施している。このリスク評価から得られたリスクの特徴やその対策は本検討と大きな齟齬はなく、また、手法そのものは、今後の工法具体化や準備作業時の安全確認に利用できると考えられるため、継続して検討を進めていく。（添付 4.15 参照）

表 4.5-4　燃料デブリ取り出し工法の実現可能性の評価まとめ（2017 年 3 月）

項目			①冠水ー上アクセス工法	②気中ー上アクセス工法	③気中ー横アクセス工法
【工法概念図（イメージ）】			◎オペフロからアクセスして、燃料デブリ全てを水で覆った状態で切削し、オペフロから取り出しを行う工法  ＊：赤色部分 燃料デブリ存在想定 ＊：水色部分 水張り範囲の想定 ＊：黄色部分 ベント管止水	◎オペフロからアクセスして、気中に露出している燃料デブリには水を掛けながら切削し、オペフロから取り出しを行う工法  ＊：赤色部分 燃料デブリ存在想定 ＊：水色部分 水張り範囲の想定 ＊：黄色部分 ベント管止水	◎PCV横からアクセスして、気中に露出している燃料デブリには水を掛けながら切削し、PCV横から取り出しを行う工法  ＊：赤色部分 燃料デブリ存在想定 ＊：水色部分 水張り範囲の想定 ＊：黄色部分 ベント管止水
1)	閉じ込め機能の構築	【液相部】PCV補修水位レベル	PCV下部補修：冠水時の水圧に耐える止水工法を開発中、技術難度が高い。 PCV上部補修：損傷の可能性がある貫通部の数が多く、止水のための遠隔補修技術の難度が高い。また、保有水量が多くアウトリークのリスクが高いため、異常時の漏えい防止策が必要。	PCV下部補修：冠水に比べて耐水圧が低く、技術難度がやや低くなる。 PCV上部補修：補修が必要な部位は限定される。また、事故時落水はトーラス室で回収でき、アウトリークは抑制される。	同左
		【気相部】PCV補修	上部に気相部分があり、負圧維持機能を持つ空調系統が必要。ただし、水中での作業であることからα核種の気中濃度が比較的低くなるとともに、気相範囲が小さくα核種の封じ込め設備の規模は小さくて済む可能性がある。	α核種の閉じ込めのため、負圧維持機能を持つ空調系統が必要。気相範囲が大きく、設備の規模は大きくなるが、環境への被ばく量が過大とならない評価が得られており、実現の可能性がある。更に、開口形状が大きい部位のインリーク対策技術（溶接補修、止水材塗布等）を開発している。	同左
2)	冷却機能の維持		現状の安定状態を踏まえ、要求されている冷却能力の維持は可能の見込み。今後、循環水冷却システムの検討が必要。	同左	同左
3)	臨界管理		冠水の過程で露出デブリが水没するため、特にRPV内の水張り作業時における臨界防止が課題である。このため、高濃度ホウ酸水の常時注入・内部調査を踏まえた評価見直し・水張り速度を制限して監視強化しながらの作業などが必要となる。	炉心部への冠水作業がない分、冠水工法よりも気中工法が有利である。作業に伴って再臨界となる可能性は低いが、燃料デブリに係る情報が不足していることから、慎重に作業を行いながらデータを蓄積していくことが必要である。	同左
4)	PCV・建屋の構造健全性（耐震性）		PCV内冷却水及び建屋上部に設置される燃料デブリ取出し装置類の重量増等で気中-横アクセス工法に比べて耐震上不利な面があるが、原子炉建屋、PCV等の主要部分については耐震裕度が確保されている結果が得られている。S/C内を部分的にグラウトするストレーナ止水の場合はS/C脚部の耐震性も確保できる解析結果が得られている。	建屋上部に設置される燃料デブリ取出し装置類の重量増等で気中-横アクセス工法に比べて耐震上不利な面があるが、原子炉建屋、PCV等の主要部分については耐震裕度が確保されている結果が得られている。S/C内を部分的にグラウトするストレーナ止水の場合はS/C脚部の耐震性も確保できる解析結果が得られている。	燃料デブリ取出し装置類は主として１階に設置されるため、上アクセス工法に比べて耐震上有利な面がある。気中ー横アクセス工法の評価結果は得られていないが、PCV及び生体遮へい壁に開口を新たに設けず既存のハッチやペネトレーションを利用する場合や開口を追加設置する場合も耐力に影響を与えない程度の小開口の場合は耐震上の影響も小さいと考えられ、気中ー上アクセス工法の評価結果から耐震性は確保されると推定される。
5)	作業時の被ばく低減	準備作業	作業エリアの線量率が3mSv/hに低減できると仮定した場合でも、冠水工法のための建屋1階から4階までのPCV上部止水には損傷の可能性のある貫通部が多いために、作業員被ばく線量は過去の年間総被ばく線量の数倍になると推定される。さらに、PCV補修、アクセスルート構築には高線量部での追加調査、除染・線量低減作業による被ばく増加が予想される。	PCV下部止水は補修が必要な部位は限定されることから作業員被ばく線量は過去の年間総被ばく線量以下になると推定される。アクセスルート構築には高線量部での追加調査、除染・線量低減作業による被ばく増加が予想される。なお、PCV気相部の補修による被ばくについては、気相部閉じ込めシステムの要求に応じて今後評価が必要。	同左
		取り出し作業	水遮へい効果は期待できるが、燃料デブリ取り出し作業は基本的に遠隔作業となることから、工法あるいはアクセスルートによる被ばく線量の差は生じないと考えられる。なお、遮へいセルの設置等、取出した燃料デブリ等に対する遮へい対策が必要である。	水遮へい効果はほぼ期待できないが、燃料デブリ取り出し作業は基本的に遠隔作業となることから、工法あるいはアクセスルートによる被ばく線量の差は生じないと考えられる。なお、遮へいセルの設置等、取出した燃料デブリ等に対する遮へい対策が必要である。	同左
6)	燃料デブリへのアクセスルートの構築	RPV内部	RPV内部の燃料デブリについては上アクセス工法で対応が必要となる可能性があるが、PCV・RPV上部解放や炉内構造物撤去に伴う作業規模が大きく、燃料デブリへアクセスするまでの時間が長くなる可能性がある。	同左	横アクセス工法でRPV内部に分布する燃料デブリにアクセスすることは、現時点では難度が高いと考えることから、上アクセス工法との組み合わせが必要となる可能性がある。
		PCV底部	上アクセスでPCV底部の燃料デブリにアクセスするためには、RPV内部の燃料デブリや炉内構造物を撤去した後に更にRPV底部に開口を設ける必要があり、横アクセスに比べて作業規模が大きくなる可能性がある。	同左	横アクセス工法でPCV底部の燃料デブリへアクセスすることは、上アクセス工法と比べて作業規模が小さくできる可能性がある。
7)	燃料デブリ取り出し機器・装置の開発		工法固有の技術として、燃料デブリへのアクセス装置やオペフロに設定するセル等の要素技術の開発が進んでおり、引き続き実用化に向けた開発を継続するべきである。	工法固有の技術として、燃料デブリへのアクセス装置と装置周辺のシール機構の実現性に関する要素技術開発が進んでおり、引き続き実用化に向けた開発を継続するべきである。	工法固有の技術として、R/B内に設置するセルに関わる遠隔シール等の開発が進んでおり、引き続き実用化に向けた開発を継続するべきである。
8)	系統設備、エリアの構築	負圧管理システム	負圧管理範囲がオペフロ上部に新設されるセル・コンテナであることから、気中工法に比べ設備設置・管理が容易。	PCV、原子炉建屋等の負圧管理範囲が大きくなり、設備や管理が大規模となるとともに、必要に応じて補修等も必要である。しかしながら、気相部の閉じ込め機能の確保は既存技術での実現の可能性がある。また、被ばく評価の観点からも過大な被ばく量とならない試算結果が得られており、実現の可能性がある。	同左
		循環水冷却システム	PCV内水量が多いため、設備規模が大きい。また、事故時には地下水位との逆転が起きる可能性があり、液相部の閉じ込め機能の確保のために、ＰＣＶ上部の貫通部の長期健全性を考慮した信頼性の高い補修が必要。	PCV内水量が少ないことから、設備規模は冠水工法と比較し小さくなる見込み。また、適切なPCV水位を設定することにより、事故時にも地下水位との逆転を起こさず、液相部の閉じ込め機能の確保の可能性がある。	同左
		臨界管理システム	PCV内水量が多いことから、ホウ酸必要量及びホウ酸供給・処理設備が大規模になる。	PCV内水量が少ないことから、ホウ酸必要量及びホウ酸供給・処理設備が冠水工法に比べ規模を抑えることが可能。	同左
		エリアの構築	各系統設備の設置に必要なエリアについても検討を行った。今後は、この検討に加え、廃棄物保管設備等のエリアについても、現場の状況を踏まえた適用性を確認していく。	同左	同左
工法に関する実現可能性評価			止水のための遠隔補修技術の開発が難しい、補修にかかる総作業員被ばく量が過大	α核種を閉じ込める負圧維持の技術開発を継続、燃料デブリ場所から、両方のアクセスが必要となると考えられる	
備　考			注1）本評価はH29年3月時点での現場状況及び技術開発の情報から評価したものであり調査、技術開発の進捗により見直す。 注2）後続の工法は、現場の状況把握を通じて得られる知見に基づき、その技術的難度が軽減される可能性がある。		

4.6　5 つの基本的考え方による総合評価

燃料デブリ取り出しに向けて、4.5 節において、その技術的な実現可能性を技術要件ごとに評価した。本項では、前項での技術的な実現可能性の評価を含め、福島第一原子力発電所の廃炉において継続的にリスク低減を進めるための 5 つの基本的考え方に基づき、複数の工法の総合的な評価を行う。その結果を踏まえ、4.7 節において、号機ごとの燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた提言を取りまとめる。

燃料デブリ取り出し方針とは、燃料デブリ取り出し作業の開始段階から終了段階までの全体プロセスを視野に入れた上で、各号機において燃料デブリへの本格的アクセスを開始する上での基本となる考え方であり、現時点で想定し得る燃料デブリ取り出し工法の基本概念となるものである。この基本概念には、燃料デブリ取り出しの全体工程におけるリスク低減の観点から、取り出しを行う燃料デブリの部位及びアクセスの順序や組合せ、取り出し時における PCV の水位等の取り出し工法の骨格となる要素が含まれる。

4.6.1　評価方法

(1)　5 つの基本的考え方

廃炉におけるリスク低減作業のための基本的な思想として、2.2 節において、以下の 5 つの基本的考え方を提示した。福島第一原子力発電所の廃炉のように不確実性を多く含む対応では、これら 5 つの視点がトレードオフの関係となるため、それぞれの視点における得失を理解した上で総合的な評価を行う必要がある。

- 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
- 確実　　信頼性が高く、柔軟性のある技術
- 合理的　リソース（ヒト、モノ、カネ、スペース等）の有効活用
- 迅速　　時間軸の意識
- 現場指向　徹底した三現（現場、現物、現実）主義

このうち、「安全」と「確実」については、4.5 節の技術的な実現可能性の評価の中で検討している[41]。「合理的」については、現時点では工法の規模に関する定量的な評価が困難であるため、作業員被ばくの度合いや工事に伴う後戻りのリスク等に対する見解を持って判断する。ここで提言する取り出し工法の基本概念に沿ってエンジニアリング作業を進め、その過程で最大限の合理性を探求するプロセスが必要である。「迅速」については、アクセスルート構築に要する期間の長さや比較的早い時期に燃料デブリの取り出しを開始可能かどうかの観点から評価する。「現場指向」については、周辺のスペースや建屋内の汚染の状況等を踏まえ、現時点で分かる範囲で一定の評価をしているが、後述する予備エンジニアリングにおいて更なる検討を行う必要がある。

[41]「安全」のうち、労働安全の確保については、工事のステップがより具体的になった段階で評価することとした。

4.6.2 評価結果

(1) 燃料デブリ取り出し時の水位に関する評価

燃料デブリの存在する高さまで PCV を水で満たす冠水工法は、TMI-2 の例によるまでもなく、放射性ダストの飛散防止や放射線の遮へい効果[42]の観点からのメリットは大きく、可能であれば同工法を採用することが期待される。

しかしながら、3 つの事故炉はいずれも、PCV 上部にアクセス性や構造の異なる貫通孔を多く有し、それらの貫通孔の液相漏えいを防止するため、遠隔作業による補修の研究開発を進めているものの、作業量と性能保証の両面で実際の現場へ適用するためには難度の高い課題の解決が必要と考えられる。特に、現在の原子炉建屋内除染の状況を踏まえると、補修時の作業員被ばくが甚大になると予想され、作業員被ばくを低減すべき「安全」の観点からは現状の技術を前提とした冠水工法の適用は現時点では難度が高いと考えられる。

一方、水位をコントロールすることによる水中での作業と気中かけ流しでの作業との組合せとなる気中工法においては、水中での作業では冠水工法と同等のメリットが期待されるが、気中かけ流しでの作業では、4.5.2.9 項で示したように、負圧管理システム（PCV 内の負圧を維持し気体を閉じ込め、浄化するシステム）の構築による気相部での放射性物質の閉じ込めが重要となる。

以上を踏まえ、現在の研究開発と原子炉内外の状況を前提とすれば、1～3 号機いずれの場合においても、気中工法での燃料デブリ取り出しに向けて、更に研究開発を加速するとともに現場適用性の検討を進めるべきと考えられる。

なお、建屋内の線量を下げるための取組を継続するとともに、将来、冠水工法の実現性を改めて議論することも視野に入れるべきである。そのときに備えて、これまでの研究開発で得られた知見と残る課題については適切にデータベース化して将来の利用の可能性に備えるべきである。

(2) アクセスルート

4.5.2.7 項に示したように、RPV 内部にある燃料デブリについては、現時点では横からアクセスして取り出すのは困難と考えられ、オペフロ（上方向）からのアクセスが必要となる。

また、PCV 底部にある燃料デブリについては、オペフロ（上方向）からアクセスして取り出すのは、燃料デブリに到達するまでに時間を要することや、遠隔操作の距離が長いこと等から、技術的難度が高くなることが予想される。さらに、ペデスタル外側にある燃料デブリをオペフロ(上方向)から取り出すには、ペデスタルが物理的な障壁となる。

一方、原子炉建屋 1 階においては周囲の耐震壁は全て健全であり、遮へいと気密性を有するセルを生体遮へい壁や PCV へ開口を設け接続すべく、遮へいセルの概念が検討されている。

また、これまでの PCV 底部の調査における作業の経験から、横アクセスの場合には、比較的小規模の装置、設備から開始できると考えられる。したがって、PCV 底部にある燃料デブリは、

[42] 放射線の遮へい効果は機器・装置の耐放射線性の視点からも見逃せない利点である。

PCV 側面部（原子炉建屋 1 階）からアクセスして取り出す方がより現実的であり、作業員被ばくの低減とメンテナンスの観点からも横アクセスが合理的と考えられ、更に具体的な基本設計を行い、実現性についての確証を得る必要がある。

(3) 先行して燃料デブリ取り出しを開始する部位

1～3 号機はいずれも、程度の違いはあるが、RPV 内部にも PCV 底部にも燃料デブリが存在すると考えられ、いずれの燃料デブリも取り出しを進めリスクの低減を図らねばならない。どちらの燃料デブリから着手したとしても、最終的に取り除かれる燃料デブリの量が同様であれば、リスクの低減効果には大きな差はないと思われる。

しかしながら、RPV 内部か PCV 底部かの取り出しの順番によって、取り出しに伴うリスクの増加を最小限に留めながら迅速に燃料デブリのリスクを低減するという視点からは違いが生じるため、下記の項目を考慮し、取り出し部位の順番を設定する必要がある。

第一に、現実的なエンジニアリングの実施可能性を考慮する必要がある。PCV 内部については一定の調査が進められているのに対して、RPV 内部の調査技術については現在開発中であり、実際の状況把握までには時間を要する見込みである。また、1～3 号機とも PCV 底部への横からのアクセスルートについて、それぞれの PCV 底部調査を通じて一定の知見が蓄積されてきているが、RPV 内部に向けた上からのアクセスルートの実現性はこれからの調査の進捗を踏まえることとなる。

第二に、準備作業開始後、実際に燃料デブリに到達できる期間を考慮する必要がある。長期にわたる燃料デブリ取り出しにおいて、様々な調査を進めながら取り出し作業と技術的検討を繰り返していくことを踏まえれば、できるだけ早い段階で実際の燃料デブリを採取し、具体的性状や化学的特性等を分析し、今後の技術的検討における不確実性をできる限り排除していくことが望まれる。その分析と検討の結果が、全体としての燃料デブリの取り出し作業を現実的なものとして手戻りを小さくする等、様々なプロジェクトリスクを低減することが期待される。

RPV 内部については、PCV 底部に比べて Co-60 や Cs-134、Cs-137 等により相対的に高い放射線量が想定される。また、燃料デブリに到達するまでに、ウェルシールドプラグ、PCV 上蓋、RPV 上蓋、炉内構造物等、物理的障害となる多くの大規模な構造物が認められる。すなわち、RPV 内部に上からアクセスする場合は、PCV 底部に横アクセスする場合に比べて、作業開始後、燃料デブリに到達するまでの期間が長くなると予想される。

第三に、全体としての廃炉工程の合理性を考慮する必要がある。各号機とも、プール内燃料の取り出しが燃料デブリの取り出しよりも優先されると考えられるが、PCV 底部に向けた横アクセスの準備は、上下両方の作業における安全確保等の課題はあるものの、プール内燃料の取り出し作業と並行して行い得る。これに対して、RPV 内部に向けた上アクセスの準備においては、プール内燃料の取り出し作業と干渉することが想定される。また、PCV 底部にアクセスする場合は、構造健全性の観点から関心が高いペデスタルの状況や、次のターゲットとなる底部

の損傷状況を調査し得る。さらに、RPV 内部の燃料デブリ取り出しまでに一定の時間余裕が得られることで、結果として、炉内構造物の Co-60 に起因する線量の低減を見込めることとなる。

なお、4.4 節で記載されたとおり、燃料デブリのリスクレベルは、微粒子、スラッジ、エアロゾル等の、移動性が高く、体内に取り込まれやすい形態の存在割合に大きく影響される。

PCV 底部については、不確実性の高い MCCI 生成物等の存在や、PCV バウンダリやペデスタルに影響を与えている燃料デブリの存在の可能性等が懸念される。これらの点でリスクレベルが高いと言えるが、現状では十分な情報が得られていないことから、1～3 号機ともに、PCV 底部の燃料デブリの状態や性状を確認して、そのリスクの程度を把握することには意義があると考えられる。

取り出しの対象となる燃料デブリの量については、1,3 号機は PCV 底部に RPV 内部に比べより多くの量の燃料デブリが存在すると推定される一方、2 号機は RPV 内部の方に燃料デブリが多く存在し、PCV 底部に存在する燃料デブリは少ないと推定される。最近行われた 2 号機 PCV 内部調査の結果からは、一定量の燃料デブリがペデスタル底部にあることが示唆された。

以上から、燃料デブリ取り出しを開始する部位については、様々な要素を総合的に考慮すれば、現時点においては PCV 底部への取組を先行することが合理的と判断される。

4.7　燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた提言と決定以降の取組（戦略的提案）

4.7.1　燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた提言

これまでに、「号機ごとの燃料デブリの取り出し方針の決定」に向けて、原子炉建屋内の状況について多くの不確定要素はあるものの、各号機における燃料デブリの状況が徐々に明らかになるとともに、燃料デブリ取り出しのための研究開発に一定の成果が得られてきた。現時点で燃料デブリ取り出し方針を考えるに当たり、以下のことを念頭に置く必要がある。

- 燃料デブリの潜在リスクをできる限り早期に低減することが重要であること。
- 福島第一原子力発電所の燃料デブリに関する情報、取り出しに関わる技術の開発等が未だ限定的であり、現時点で取り出しを検討するに当たっては、不確実性が大きいこと。

早期のリスク低減を図るための燃料デブリ取り出しの検討には、準備工事から取り出し工事、搬出・処理・保管及び後片付けまで、全体最適化された総合的な計画が必要である。このような検討を着実に進めていくためには、不確実性が大きいことを前提とすると、短期的な計画を緻密に立案しつつ、長期的な計画は俯瞰的な視野で不確実性に柔軟に対応できるような枠組みで進めることが重要である。

このため、燃料デブリ取り出しの検討においては、まずは、その時点で最も安全で確からしい方向（基本概念）を定め、次に、これを基に通常工事実施の最初に行われる基本設計に先立って予備的に工事実現性の見極めをつけるためのエンジニアリング作業（以下「予備エンジニアリング」という。）を進めてその実現を目指すべきである。その後、燃料デブリへのアクセスと取り出しを進めながら並行して得られる内部の調査結果を、次のアクセスと取り出しに随時反映することで、燃料デブリ取り出しの確度を上げていくべきである。すなわち、実際の燃料デブリの取り出し作業は、周辺状況や次のターゲットの調査と混然一体となったものとなり、小さくても確実な成功例を分析しつつ少しずつ規模を拡大していくステップ・バイ・ステップのアプローチにより、徐々に必要な情報量を増やし、状況に応じて柔軟に進めていくべきである。

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出しの検討を進めるに当たっては、このような考え方を共通理解としておく必要がある。

以上を踏まえ、燃料デブリ取り出し方針の決定に向けた提言を以下に示す。

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

(2) 先行して着手すべき燃料デブリ取り出し方法を設定した上で、徐々に得られる情報に基づいて、柔軟に方向性を調整するステップ・バイ・ステップのアプローチで進めること。

- 今後実施される PCV 調査や RPV 調査の結果を適時適切に燃料デブリ取り出し方法検討に反映するとともに、取り出し作業そのものも周辺状況や次のターゲットとなる燃料デブリの調査と一体化したものとする。

- 燃料デブリ取り出し作業に当たっては、小規模な取り出しから始め、一旦燃料デブリの性状や作業の経験、新たに得られた内部状況等を踏まえて取り出しの具体的方法についての確認と見直しを行い、段階的に規模を拡大しつつ大規模な取り出しに移行していく。

(3) 燃料デブリ取り出しの完遂に向けて、様々な工法の組合せが必要になることを前提とすること。

- 燃料デブリは、各号機とも、PCV 底部及び RPV 内部それぞれに存在していると推定されるが、現時点では、単一の工法によりその両方を効率的に取り出すことは困難であり、PCV 底部の燃料デブリ取り出しに有効な横アクセス工法と、RPV 内部に優位性を持つ上アクセス工法を組み合わせることが必要である。
- なお、工法の具体化においては、今後の研究開発の進展や国内外の様々なアイデアを柔軟に取り込み、最適な方法を探っていくことが重要である。

(4) 気中工法に軸足を置いて、予備エンジニアリング、研究開発等を進めていくこと。

- これまでの検討を踏まえ PCV 上部止水の技術的難度と作業時被ばくの低減を図る観点から、現時点で冠水工法は技術的難度が高い。しかしながら、そのメリットも考慮し、今後の研究開発の進展にも期待し、将来改めて議論することも視野に入れておくことが必要である。

(5) まず、PCV 底部の燃料デブリの取り出しに重点を置いて取組を進め、その過程において得られる知見や経験を踏まえて常に見直しを行うこと。

- 各プラントの燃料デブリ分布については、ミュオン測定や格納容器内部調査などの現場調査結果、プラントデータの分析結果、事故進展解析の結果などを総合的に分析・評価することで推定している。
  1 号機：PCV 底部に燃料デブリが存在するものと考えている。
  2 号機：PCV 底部にも一部燃料デブリが存在するものと考えている。
  3 号機：PCV 底部に燃料デブリが存在するものと考えている。
- これまでの燃料デブリ調査の経験、技術開発状況から、まず PCV 底部に存在する燃料デブリに対するアプローチを第一義とするのは安全の観点から合理的である。
- 先行する PCV 底部の調査や作業の中で得られる情報や知見は、RPV 内部の状況の把握に役立つとともに、燃料デブリ取り出し全体を通じた検討に効果的に寄与するものである。

(6) 最初に PCV 底部の燃料デブリにアクセスするルートとしては、PCV の横方向からのアクセス（横アクセス工法）から検討を進めていくこと。

- 横アクセス工法は、PCV 底部へのアクセス性が最も良く、より早期に燃料デブリ取り出しに移行できる可能性がある。
- ただし、横アクセス工法を適用するためには、以下のような課題をクリアする必要があることを認識しておくべき。

A. 作業現場の放射線量低減

特に、1 号機及び 3 号機は 2 号機に比べて原子炉建屋 1 階の環境放射線量が高く、作業員の過剰被ばくを避けるために、アクセスルートの調整、線量低減ないしは遠隔技術の開発適用が必須となる。

B. 水位コントロール技術の確立

燃料デブリ取り出し作業中も冷却やかけ流しのため水の注入を継続するため、水位コントロールは重要である。特に 3 号機の水位レベルは 1 号機及び 2 号機と比較して高く、まず水位を下げることが必要である。また、気中工法に適用可能な水位レベルを各号機の状況に応じて設定する必要がある。

C. セルの接続技術の確立とエリアの確保

PCV 側面に気密性を有したセルを接続しα粒子をはじめとする放射性物質の閉じ込めに万全を期す必要がある。

以上のように号機に応じた検討課題を予備エンジニアリング等を通じて早急に抽出し、必要に応じて研究開発による課題解決を図りつつその実現性を見極め、最終的な工法の決定につなげる必要がある。

4.7.2 方針決定以降の取組

燃料デブリ取り出し方針の決定に続く「初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定」、更には、実際の工事計画の立案の加速化に向けて、燃料デブリ取り出し方針の決定後においては以下の項目に重点的に取り組むべきである。

(1) 予備エンジニアリング

予備エンジニアリングにおいては、燃料デブリの取り出し方針を踏まえ、研究開発やシステム概念検討の成果の現場適用性を検討し、燃料デブリ取り出しに関わる工程を具体化する。

現場適用性の検討においては、インフラ整備、保守メンテナンス等を考慮するとともに、建屋内外における配置、動線等を、現場状況を十分に把握して検討する等、基本設計の段階で手戻りがないように工法の成立性を見通していく必要がある。また、横アクセス工法を実現するためには、線量低減を含む建屋 1 階の環境改善も予備エンジニアリングの重要なテーマとなる。

なお、予備エンジニアリングの結果を踏まえ、必要に応じて燃料デブリ取り出し方法を見直すことも考えられる。

(2) 研究開発の絞り込み・重点化による技術開発の加速と実用化

燃料デブリ取り出し方法の確定及び、その後の実工事に向けて、更なる研究開発が必要である。その中で重要と考えられる内容について、以下に示す。

- PCV 内部調査の追加実施

  現在、実施されている PCV 内部調査よりも、より拡大したアクセスルートを構築することにより、投入する測定機器の寸法制約を緩和し、より詳細な内部調査を可能とする。
- RPV 内部調査の実施

  オペフロ上部から穴を開け RPV 内部を調査する方法の開発に加え、より迅速に情報を得るために PCV 側面からの穴開けによる調査方法についても開発を進める。
- 気中工法を実現するために必要な α 核種管理システムの成立性の見極め

  α 核種を封じ込める管理システム（負圧管理システムや循環冷却システム）は、気中工法の実現のために必要であり、現存する気中飛散率データや水中移行率データに基づいて検討を開始する。一方、システムの合理化・高度化のために、ダスト挙動の詳細データを取得し、システムの成立性について確証を得ることも必要である。
- 横アクセス工法実現のために必要な研究開発の推進

  横アクセス工法を実現するために必要な研究開発として、PCV 水位制御技術や、閉じ込め機能確保のための PCV と遮へいセルの接続技術等の研究開発を継続して実施する。
- 燃料デブリ取り出しの作業効率性を規定することとなる燃料デブリの収納、移送保管に関するシステムや保管施設の準備、取り出し作業に伴って発生する廃棄物に関する研究開発等も必要である。
- 燃料デブリの性状や挙動の把握等に必要な基礎・基盤的研究も、燃料デブリ取り出しに役立つような時間軸を設定した上で鋭意推進する必要がある。
- モックアップの重要性

開発した装置や機器の現場投入前のモックアップ試験は必須となる。そのための施設や設備は大規模になることも想定され、早期に準備に取り掛かる必要がある。

(3) 燃料デブリ取り出し開始に向けた道筋

燃料デブリ取り出しを開始するためには、燃料デブリ取り出し装置の準備ばかりでなく、内部調査等による現場の確認、現場の環境整備、取り出した後の保管施設の準備、更に、それらの許認可の実施や、福島第一原子力発電所の実情に鑑みた現実的な保障措置方策の構築に向けた計画を立案しておく必要がある。

このためには、今後、燃料デブリ取り出し方針の決定を踏まえ、国内規制当局や IAEA 等の国際機関とのコミュニケーションも重要となる。

以上、燃料デブリ取り出し開始までには様々な検討事項があるが、燃料デブリ取り出しプロジェクトを進めるに当たっては、以下の点への配慮が重要である。

- プロジェクトの継続性への配慮

  燃料デブリ取り出し作業は、作業準備から取り出し作業及び収納・移送・保管まで長期にわたるプロジェクトであり、プロジェクト自体の継続性に配慮する必要がある。そのため、作業を安定的に継続できる環境を構築し（保守性の高い設備の準備等）、燃料デブリ取り出しによってより安定した管理状態を早期に達成するという目標の達成のためのマネジメント（リソース管理、人材育成、技術伝承等）を継続していくことが重要である。

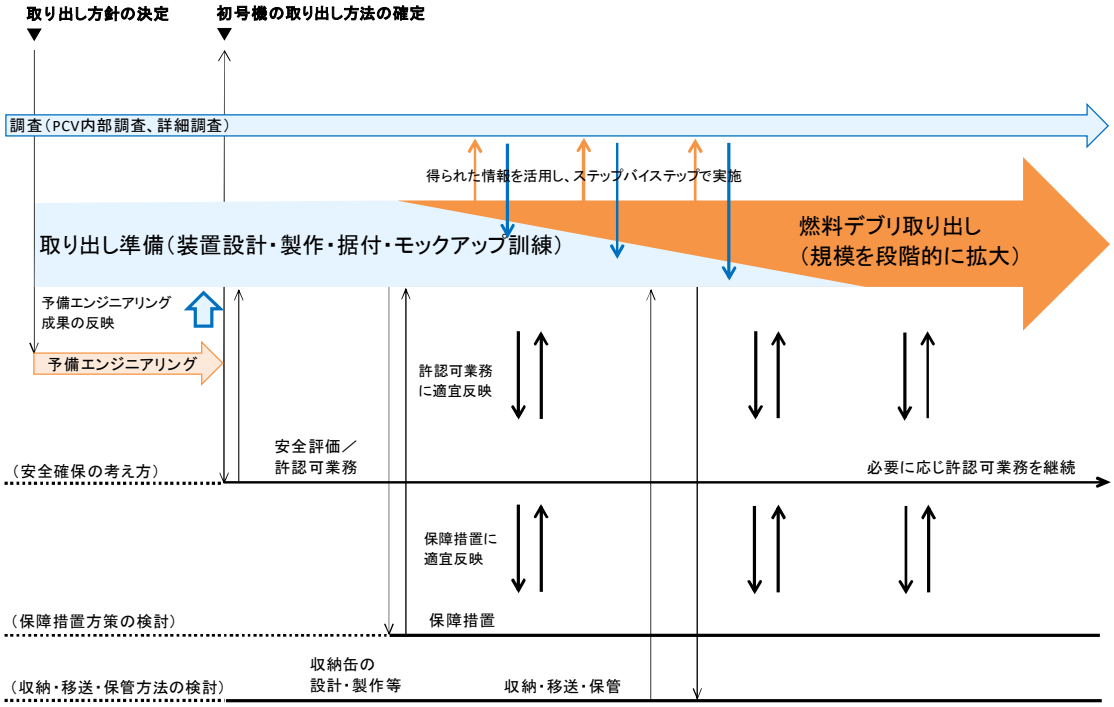
- 全体最適化

  燃料デブリ取り出しを、「安全」「確実」「合理的」「迅速」「現場指向」の観点から最適に実行するためには、号機単位の最適化（PCV 底部の燃料デブリ取り出しと RPV 内部の燃料デブリ取り出しの間の技術や機器設備の共有等）だけでなく、号機間の設備の統合等、福島第一原子力発電所サイト全体で行われる廃炉に向けた作業の最適化も考えていく必要がある。

  また、初号機の取り出し作業に続いて、次にどの号機のどの部位の燃料デブリを対象にするのが合理的か、作業の合理性、経験の活用等の視点を踏まえ、全体としてプロジェクトの最適化を目指す必要がある。

- 地元や社会との緊密なコミュニケーション

  燃料デブリ取り出し作業計画の策定及びその実施に当たっては、安全確保を最重点として考えるとともに安心の観点からの地元や社会の理解を十分に踏まえることが肝要である。



燃料デブリ取り出し準備
・燃料デブリ取り出し装置の設計・製作
・作業セルの設計・製作
・系統設備の設計・製作
・系統設備用補助建屋の建設
・燃料デブリ取り出し装置、系統設備の据付・試運転・モックアップ訓練

燃料デブリ取り出し環境整備
・R／B線量低減・干渉物撤去
・PCV損傷部の補修・補強作業
・PCV内水位制御
・R／Bカバー又はコンテナ設置

※　燃料デブリ取り出し環境整備・関連工事については、
燃料デブリ取り出し準備と並行して進める。

燃料デブリ取り出し関連工事
・R／B周辺整備
・保管施設整備
・系統設備の設置エリアの線量低減

※　なお、燃料デブリ取り出し計画の検討に当たっては、プール内燃料取り出しや汚染水対策工事を
はじめとする現場における他の工事等との調整も含め、全体最適化を目指したものとする必要がある。

図 4.7-1　燃料デブリ取り出し開始に向けた道筋（イメージ図）

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

廃棄物対策分野における取組は、中長期ロードマップにおいて、2017 年度内に「固体廃棄物の処理・処分に関する基本的な考え方」を取りまとめるとともに、2021 年度頃までを目処に固体廃棄物の処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通しを得るとされている。廃棄物の処理・処分の取組は、取組の各段階でリスクの低減を達成しつつ、最終的な処分の実施の見通しを得る必要があるという特徴を持つ等、長期にわたる取組である。

福島第一原子力発電所事故に由来する固体廃棄物[43]は、通常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と考えられるため、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・処分に向けた検討が行われているとともに、リスク低減の考え方に則って固体廃棄物の保管対策が実施されているところである。

このため現状では、固体廃棄物の性状に関する情報を蓄積しつつ、放射性廃棄物対策における安全確保の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。

こうした観点から、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する。

(1) 国際的に取りまとめられている放射性廃棄物に対する安全確保の考え方を整理し、それに関連して福島第一原子力発電所事故に由来する固体廃棄物の対策に際し、留意すべき事項を整理する。

(2) 中長期ロードマップに基づく固体廃棄物対策に関する取組の現状を示す。これを踏まえて、今後の取組に影響を与え得る課題を抽出する。

(3) 上記(1) の国際的な考え方、上記(2) で抽出された課題等を踏まえ、固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方の取りまとめに資する提言を行う。

この手順に沿って、本章は以下の構成とする。

5.2 節において、固体廃棄物の対策を検討する上で参考となる放射性廃棄物の国際的な安全確保の考え方を整理する。

5.3 節において、中長期ロードマップに基づく固体廃棄物対策に関する取組の現状をまとめる。

5.4 節において、5.3 節の取組の現状から推定される固体廃棄物の特徴を整理する。その特徴を前提とし、5.2 節で整理した安全確保の考え方を踏まえ、固体廃棄物の管理の方針及び方針に沿って取り組むべき具体的な方策を提案する。

なお、今後の取組の進展に応じて、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。

---

[43] 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。本戦略プランの「固体廃棄物」は、中長期ロードマップの「固体廃棄物」に、対策の方針が同様である水処理二次廃棄物を追加する。なお、燃料デブリは含めない。

5.2 国際的な放射性廃棄物対策における安全確保の考え方

放射性廃棄物管理[44]等における高い安全性の達成や維持を目的とする国際的な条約[45]では、放射性廃棄物管理のすべての段階において適切な手段を講じ、個人や社会及び環境が放射性物質及び非放射性の含有物質の害から適切に防護されることを確保することが求められている。この基となる国際的な安全確保の考え方は、福島第一原子力発電所の事故以前に発生した事故に伴う放射性廃棄物対策の取組の経験も踏まえて構築されており、管理すべき放射性廃棄物には、事故に由来する廃棄物も含まれる[46]。

このため、福島第一原子力発電所事故のような大きな事故に対する取組の経験のない我が国にとっては、放射性廃棄物管理及び放射線防護の国際的な考え方は、固体廃棄物の管理を検討する上で参考となる。

以下に、IAEA や ICRP において国際的に取りまとめられている放射性廃棄物管理における安全確保の考え方についてまとめる。

5.2.1 放射性廃棄物の安全確保の基本的考え方

人と放射性物質が近接しない限り、人に対する被ばくは生じない。このことから、IAEA の安全要件[47]SSR-5「放射性廃棄物の処分」[48]では、放射性廃棄物の安全確保について、以下の基本的考え方を述べている。

- 全ての放射性廃棄物の管理のための好ましい戦略は、放射性廃棄物を閉じ込め、接近可能な生物圏から隔離することである。この戦略は、放射性廃棄物の管理活動から生じる、残留量の放射性核種を含む排出物の放出、あるいは関連する規準を満たす物質のクリアランス[49]を排除しない。

---

[44] IAEA では、放射性廃棄物管理とは、運営及び操作の観点から放射性廃棄物の収集、分別、前処理、処理、廃棄体化、輸送、保管及び処分に係るすべての活動としている。
International Atomic Energy Agency, Radioactive Waste Management Glossary, IAEA, Vienna（2003 Edition）p50

[45] Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. (1997)（使用済燃料管理及び放射性廃棄物管理の安全に関する条約、我が国は 2003 年 11 月に加入。）

[46] International Atomic Energy Agency, Predisposal Management of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards, No. GSR-Part5, IAEA, Vienna（2011）

[47] IAEA の安全基準文書は安全原則(Safety Fundamentals)、安全要件(Safety Requirements)及び安全指針(Safety Guides)の三つのカテゴリーの分類されている。安全原則は基本的な安全目的及び防護と安全に関する 10 件の原則を提示し、安全要件の基礎となるものである。安全要件は現在及び将来にわたって、公衆及び環境の防護を保証するために満たさなければならない要件を定めたものである。安全指針は安全要件に従う方法に関する勧告及びガイダンスを提供し、勧告された措置を講じることが必要であるという国際的なコンセンサスを示すものである。

[48] International Atomic Energy Agency, Disposal of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards, No. SSR-5, IAEA, Vienna（2011）

[49] 「クリアランス」とは、ある物質に含まれる微量の放射性物質が持つ放射能に起因する線量が、自然界の放射線レベルに比較して十分小さく、また、人の健康に対するリスクが無視できるものであるならば、当該物質を放射性物質として扱う必要がないとして、放射線防護に係る規制の枠組みから外すという考え方（以下の文献を参照）。
原子力安全委員会、「主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて」、1999 年 3 月

- 放射性廃棄物は、当初、さまざまな形態で発生するかもしれない。放射性廃棄物の管理活動において、放射性廃棄物は一般に安定した固体の形態にするために処理され、それらの保管、輸送および処分を容易にするため可能な限り減容され、固定される。

5.2.2　放射性廃棄物の処分前管理に対する安全確保の考え方

IAEA の安全要件 GSR-Part5「放射性廃棄物の処分前管理」[46] では、放射性廃棄物の処分前管理（predisposal management）を、処理、保管及び輸送を含む、処分に先立って実施される放射性廃棄物管理のあらゆる段階を包含するものとして位置付けている。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。

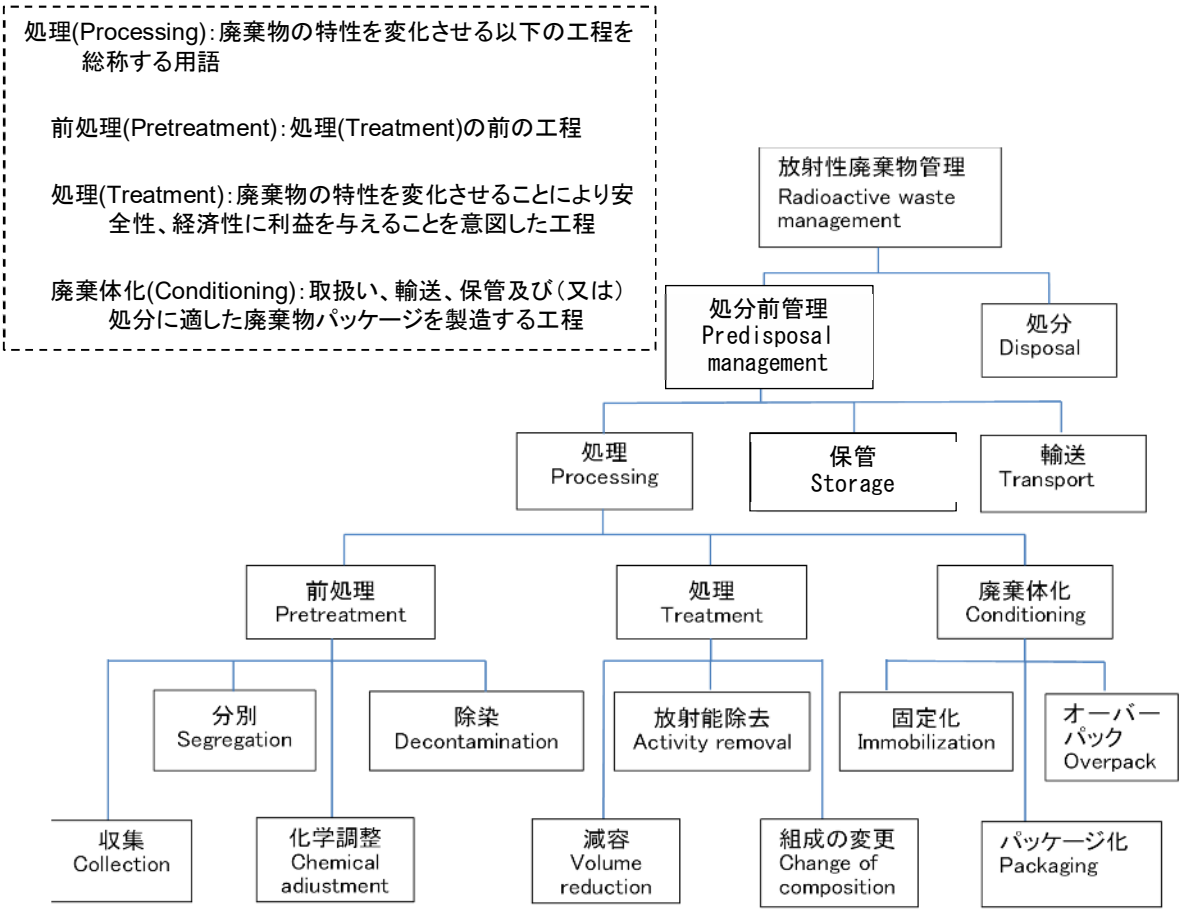


図 5.2-1　放射性廃棄物管理に係る用語（IAEA）[50]とその和訳例

（和訳例については日本原子力学会の資料[51, 52]を参考にした）

[50] IAEA Safety Glossary, Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection 2007 Edition、p216

[51] 日本原子力学会特別専門委員会、「福島第一原子力発電所事故により発生する放射性廃棄物の処理・処分」平成 25 年度(2013 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～ 2013 年 3 月、p7

[52] 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

また、GSR-Part5 に示される安全要件を満たすための具体的な方策について、IAEA の安全指針 SSG-40「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」[53]では、原子力発電所等で生じる放射性廃棄物の処分前管理に関する方策が示されている。放射性廃棄物の処分前管理に対するこれらの国際的な安全確保の考え方をまとめると、以下のとおりである。

- 放射性廃棄物の処分前管理においては、処理（前処理、処理、廃棄体化）、保管及び輸送を含む発生から処分の実施前までのあらゆる管理段階で、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。
- 放射性廃棄物の処理の主な目的は、安全な処理、保管、輸送及び処分のための基準を満たすような廃棄物形態とすることにより安全性を高め、最終的に廃棄物処分の安全性を確保することである。
- 処理は、廃棄物の特性及び管理段階（前処理、処理、廃棄体化、保管、輸送及び処分）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。
- 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、保管容量、及び処分の受け入れ可能性が考慮されるべきである。
- 保管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保管が実施可能であるべきである。保管は、様々な管理段階において時間的調整を可能とし、管理の方法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の方法が未決定の廃棄物を保持するため等に利用される。
- 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保管されなければならない。予期される保管期間に十分な考慮が払われなければならず、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。特に長期間の保管では、廃棄物の閉じ込め性能の劣化を防止するための対策が採られなければならない。

以上から、放射性廃棄物の処分前管理においては、あらゆる管理の段階で、放射性廃棄物の性状を把握し、分類することが必要である。その中でも、保管は、管理の方法に柔軟性を付与する手段として重要であり、検査やモニタリングが可能な方法で行わなければならない。また、処理は、その対象となる放射性廃棄物の量や特性、処分の要件等を考慮した上で決定すべきである。処理の決定を行う際には、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。

[53] International Atomic Energy Agency, Predisposal Management of Radioactive Waste from Nuclear Power Plants and Research Reactors, Specific Safety Guide, SSG-40, IAEA, Vienna (2016).

5.2.3 放射性廃棄物の処分に対する安全確保の考え方

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)[54]、Publ.77 (1998)[55]及び Publ. 81 (1998)[56]に体系的に示している。Publ.81 の序論においては、放射性廃棄物全般に対して「放射性廃棄物処分の戦略は、「希釈と分散」[57]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、この二つのアプローチは互いに相容れないものではなく、また、どちらがより適切であるというものではないとされている。なお、Publ.81 本体は「濃縮と保持」を用いる長寿命放射性固体廃棄物の処分後の公衆の放射線防護を扱っている。

一方、IAEA では、安全要件 SSR-5[48]において、放射性固体廃棄物の処分の目的について下記のように述べられている。

- 廃棄物を閉じ込める。
- 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。
- 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。
- 放射性物質が移行し生活環境中へ到達する濃度が、有意な健康影響を与えないほど低いことを確保する。

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対策を講じることができる。より具体的には、SSR-5において以下のような趣旨の記載がある。

- 必要な程度に廃棄物を閉じ込め、接近可能な生物圏からそれを隔離する。生物圏とは、生物が通常生活する環境の一要素であり、「接近可能な生物圏」とは、人により利用され、あるいは人への到達が可能な地下水、地表水及び海洋資源を含むこれらの環境の要素を一般的に含むものとされている。
- 放射性廃棄物の処分施設の設計は、処分される廃棄物の種類並びに、母岩となる地層や地表環境によって、大きく異なる可能性がある。

---

[54] ICRP, 1985. 放射性固体廃棄物処分に関する放射線防護の諸原則、ICRP Publication 46、日本アイソトープ協会

[55] ICRP, 1997. Radiological Protection Policy for the Disposal of Radioactive Waste. ICRP Publication 77. Ann. ICRP 27 (S).

[56] ICRP, 1998. Radiation protection recommendations as applied to the disposal of long-lived solid radioactive waste. ICRP Publication 81. Ann. ICRP 28 (4).（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 国際放射線防護委員会の 2007 年勧告及びそれを地層処分に適用した Publ.122 Radiological protection in geological disposal of long-lived solid radioactive waste (2013)を発行しているものの、それぞれの文書において Publ.81 は依然として有効とされている。）

[57] 放射性気体・液体廃棄物に関する ICRP の「希釈と分散」に相当する行為として、IAEA では、「『希釈と分散』とは、放出された物質の放射線影響が環境において許容できるようなレベルまで放射性核種の濃度を確実に低減させる環境条件とプロセスで環境に流出物を放出することを意味する。」とされている（IAEA の安全要件 GSR-Part5 (4.1)項）

また、安全指針 SSG-14「放射性廃棄物の地層処分施設」[58]及び安全指針 SSG-29「放射性廃棄物の浅地中処分施設」[59]においては、

- 処分施設の設計及びセーフティケース[60]の構築において、処分事業者は処分対象となる廃棄物の性状（特性）及び物量、存在する地質環境、利用可能な工業及び鉱業的技術、国の法体系及び規制要求が考慮されなければならない。
- 安全な浅地中処分施設を設計する過程において、施設がすべての安全要求に従うことを明確に示す安全戦略を策定すべきである。この安全戦略では、安全原則がいかに適用されるのかが示され、処分対象となる廃棄物の性状（特性）及び物量、利用可能なサイトの特性、利用可能な工学技術、国の法体系及び規制要求が考慮されるべきである。

と記載されている。

以上から、処分においては閉じ込めと隔離を基本とするとともに放射性廃棄物の特徴を踏まえた処分概念を検討することが重要である。このため、処分施設の設計においては放射性廃棄物の性状と物量等を考慮することが必要である。

5.3 固体廃棄物に関する取組の現状

中長期ロードマップに基づく保管・管理、性状把握及び処理・処分に関する取組の現状を以下に示す。

5.3.1 保管・管理

(1) 固体廃棄物の保管・管理の現状

現在までに発生している固体廃棄物は、ガレキ等と水処理二次廃棄物に大別される。ガレキ等は炉心燃料を起源とした核種の気中への飛散・拡散等により生じたものである。水処理二次廃棄物は、主に燃料デブリを起源とする核種のうち水中へ溶解した核種の吸着処理等により生じたものである。燃料デブリ取り出しにより発生する廃棄物等は今後発生する（図 5.3-1）。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。ガレキ等については、表面線量率に応じて一時保管エリアに約 35 万 m^3 が一時保管されている。一方、水処理二次廃棄物のうち、吸着塔類については、種類に応じて追加遮へいや水密化等の措置を施した使用済吸着塔保管施設に約 3600 本が一時保管されている。固体廃棄物の保管・管理状況を表 5.3-1 に示す。

ガレキ等のうち、使用済保護衣等については、雑固体廃棄物焼却設備が設置され、2016 年 3 月から焼却による減容処理が開始されている。減容後の焼却灰はドラム缶に収納し固体廃棄物貯蔵庫での保管が進められている。

---

[58] International Atomic Energy Agency, Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste, Specific Safety Guide, SSG-14, IAEA, Vienna (2011).

[59] International Atomic Energy Agency, Near Surface Disposal Facilities for Radioactive Waste, Specific Safety Guide, SSG-29, IAEA, Vienna (2014).

[60] 「セーフティケース」とは、処分施設の安全を裏付ける科学、技術、管理等の論拠及び証拠を収集したものをいう。セーフティケースは施設の開発とともに構築され、施設の開発、操業及び閉鎖に関係する決定の根拠を与えるものとされる。

水処理二次廃棄物のうち、セシウム吸着装置使用済吸着塔は、ボックスカルバートに収納保管され、第二セシウム吸着装置吸着塔及び高性能多核種除去設備使用済吸着塔は床版に固定されたラック（鋼製架台）に保管されている。多核種除去設備前処理設備から発生するスラリーは、高性能容器（HIC）に収納され、これを収納するボックスカルバートは水密化されている。スラリーの HIC への充填量が制限され、スラリー膨張による上澄み水の溢れ出しが防止されている。また、廃スラッジについては、廃スラッジ貯蔵施設（プロセス主建屋地下）に約 600 m^3 が一時保管（2017 年 3 月末）されている。本施設には、崩壊熱集中防止のための撹拌機能、除熱機能、水素滞留防止のための排気設備が設置されている。さらに、津波に対する防護策も検討中である。

これらの一時保管エリアは、現状、福島第一原子力発電所の構内広範囲に点在している状況である。（図 5.3-2(a)）

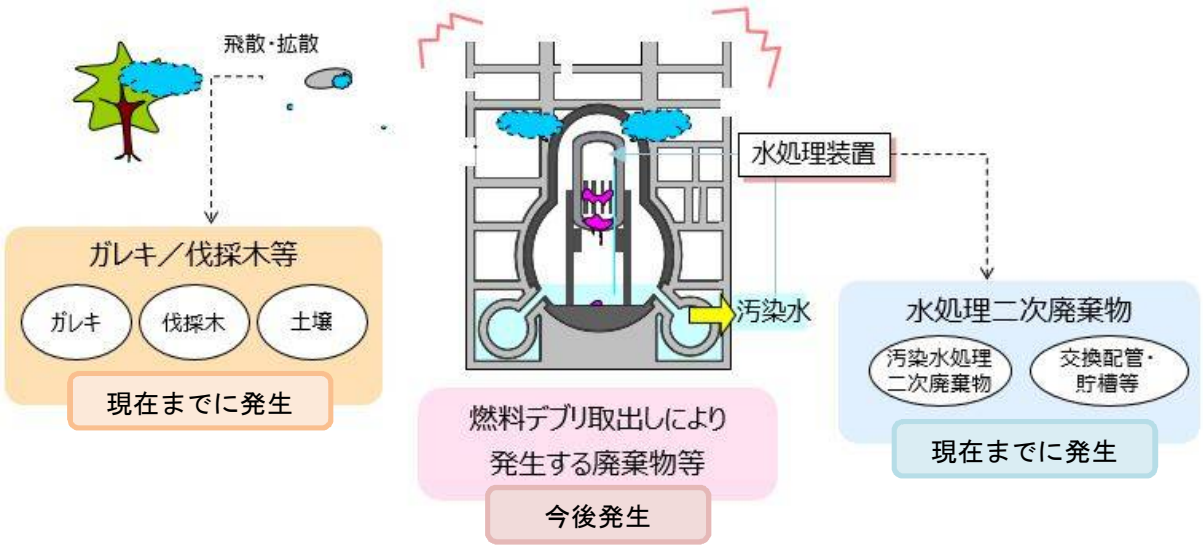


図 5.3-1　固体廃棄物の汚染源と核種の移行経路の概要[61]

[61] 技術研究組合　国際廃炉研究開発機構（IRID）、平成 26 年度(2014 年度)補正予算「廃炉・汚染水対策事業補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」最終報告、2017 年 8 月

表 5.3-1　固体廃棄物の保管・管理状況[62]

(a) ガレキ類・伐採木・使用済保護衣等の管理状況（2017.4.30 時点）

ガレキ類

表面線量率（mSv/h）	保管方法	保管量（m^3）/ 保管容量（m^3）（割合）
≦0.1	屋外集積	147,900 / 214,300（69%）
≦1	シート養生	30,900 / 71,000（44%）
1～30	覆土式一時保管施設、仮設保管設備、容器	20,800 / 27,700（75%）
＞30	容器（固体廃棄物貯蔵庫内）	8,300 / 12,000（69%）
合計	----	207,900 / 325,000 (64%)

伐採木

分類	保管方法	保管量（m^3）/ 保管容量（m^3）（割合）
幹根	屋外集積	79,500 / 144,500 (55%)
枝葉	伐採木一時保管槽	19,600 / 24,900 (79%)
合計	----	99,100 / 169,400 (59%)

使用済保護衣等

保管方法	保管量（m^3）/ 保管容量（m^3）（割合）
容器	67,500 / 71,200 (95%)

(b) 水処理二次廃棄物の管理状況（2017.5.18 時点）

吸着塔類

保管場所			保管量		保管量/保管容量（割合）
使用済吸着塔保管施設	セシウム吸着装置使用済吸着塔		758	本	3,628 / 6,239 (58%)
	第二セシウム吸着装置吸着塔		188	本	
	多核種除去設備等保管容器	既設	1,365	基	
		増設	1,044	基	
	高性能多核種除去設備使用済吸着塔	高性能	73	本	
	多核種除去設備処理カラム	既設	9	塔	
	モバイル式処理装置等使用済吸着塔及びフィルタ		191	本	

廃スラッジ

廃スラッジ貯蔵施設	597	m^3	597 / 700 (85%)

濃縮廃液

濃縮廃液タンク	9,379	m^3	9,379 / 10,700 (88%)

[62] 廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議（第 42 回）、資料 3-4、放射性廃棄物処理・処分

(2) 保管管理計画と更新

東京電力は、2016年3月に保管管理計画[63]を公表し、今後10年程度の固体廃棄物発生量の予測とそれに伴い必要となる廃棄物関連施設の設置等の方針を示している。本保管管理計画は、「ガレキ等」における最新の保管実績、最新の工事計画等を踏まえた発生量予測の見直しを行い、2017年6月に更新[64]された。

本保管管理計画では当面10年程度に発生する固体廃棄物の物量予測を念頭に、固体廃棄物の保管・管理におけるより一層のリスク低減を目指し、可能な限り減容を行った上で、建屋内保管へと集約していくための計画が示されている。

ガレキ等については、汚染土と再利用の可能性があるもの（表面線量率0.005mSv/h未満）を除き、可能な限り減容した上で、2028年度を目途に固体廃棄物貯蔵庫への保管に移行する計画とされている。また、水処理二次廃棄物についても、吸着塔類等の大型で重量の大きい廃棄物を保管可能な大型廃棄物保管庫を設置し、建屋内への保管を進める計画とされている。

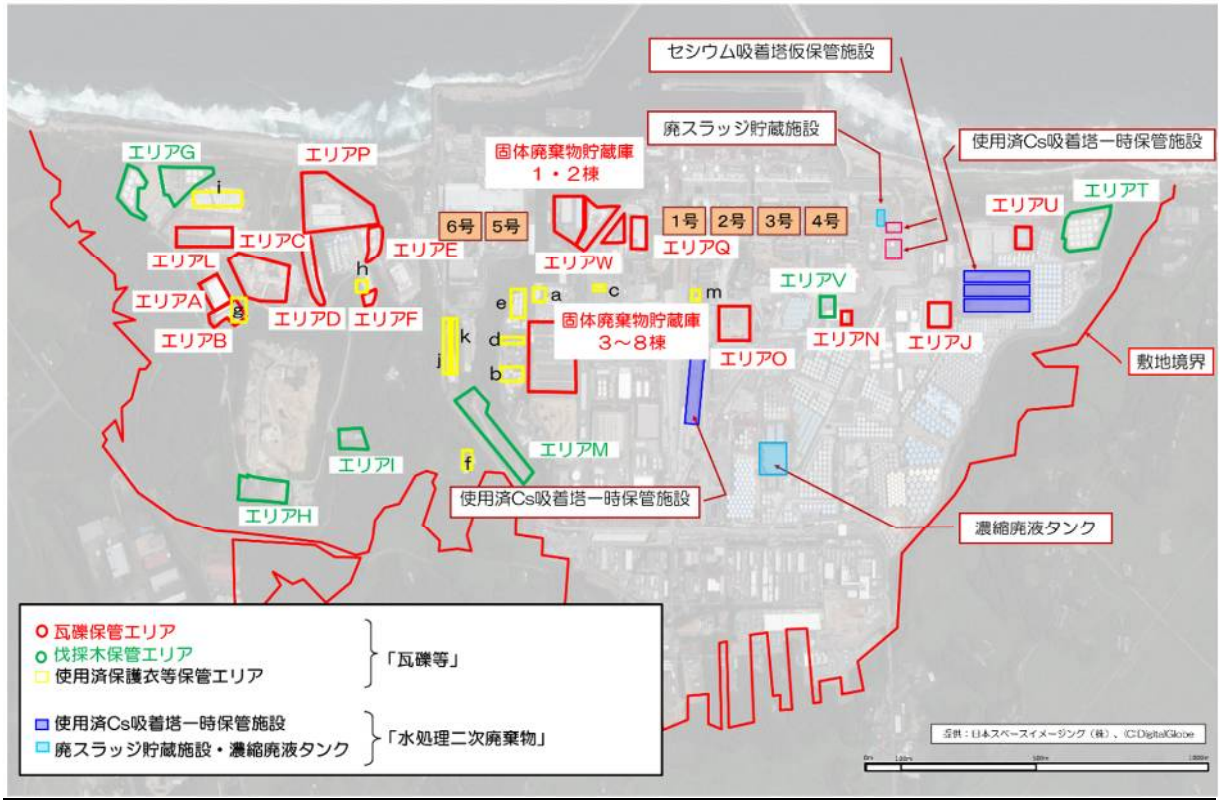
これにより、点在していた一時保管エリアの多くが解消され、図5.3-2(b)に示すように廃棄物の保管場所が集約された状態になる予定である。

ただし、本保管管理計画において将来の発生量予測が現時点で未計上となっている項目については、計画が具体化され至近10年に撤去等の可能性ができた段階で、発生量予測へ反映していくこととしている。

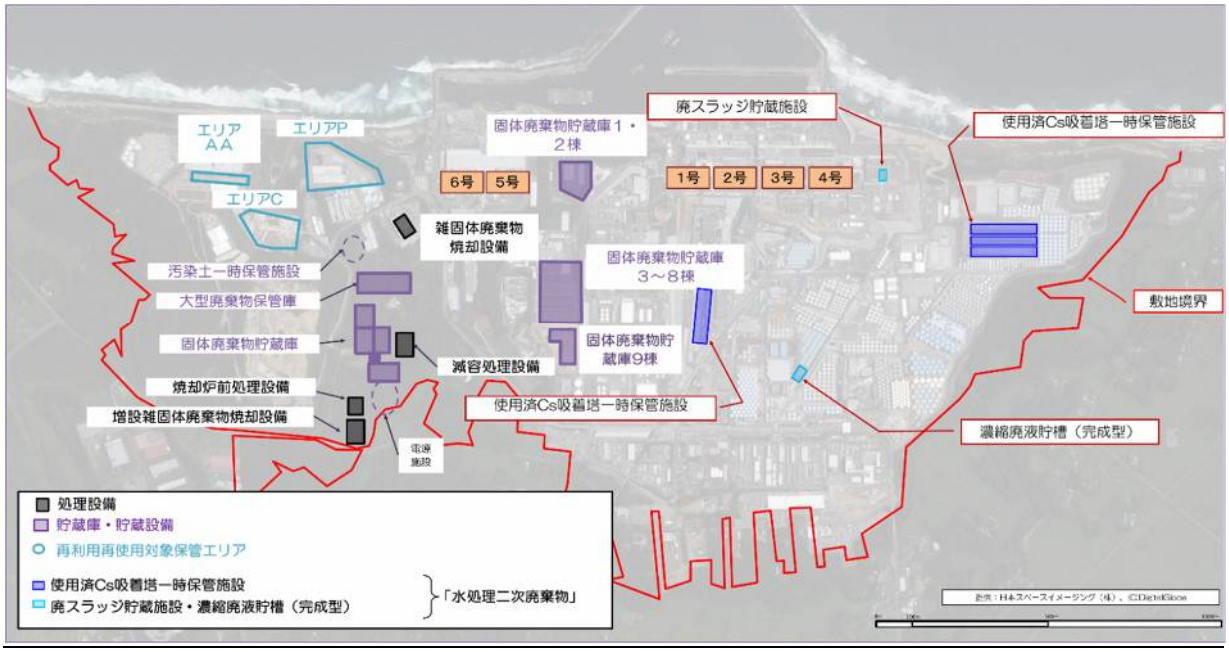
廃棄物の発生量予測は今後の廃炉作業の進捗状況や計画等により変動するものであることから、東京電力が示しているように、1年に1回発生量予測の見直しを行い、適宜保管管理計画を更新していくことが必要である。

[63] 東京電力株式会社、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、2016 年 3 月 31 日

[64] 東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の固体廃棄物の保管管理計画 2017 年 6 月版、2017 年 6 月 29 日



(a) 保管の現状



(b) 2028年度頃の保管状況

図 5.3-2　福島第一原子力発電所構内における「ガレキ等」及び「水処理二次廃棄物」の保管の現状及び 2028 年度頃の保管状況 [64]

5.3.2 性状把握

福島第一原子力発電所事故に由来する固体廃棄物は、図 5.3-1 に示す汚染源や核種の移行経路を踏まえると、通常の原子力発電所で発生していた廃棄物とは性状が異なると考えられる。5.2.2 項で述べたように、固体廃棄物の処分前管理の各管理段階において必要となる固体廃棄物の核種組成、放射能濃度等の性状が把握されていることが必要である。

このため、事故以降に発生したガレキ等、及び水処理二次廃棄物を主な対象に試料採取が行われるとともに、既存の分析施設にて分析が実施され、結果が蓄積されてきている。これまで 6 年間で得られた約 300 試料の分析実績を表 5.3-2 に、試料の採取場所の例を図 5.3-3 に示す。

現時点までの分析データの傾向から、次のように一部の性状が推定できつつある[65]。推定に利用できる分析数は未だ限られており、推定の精度を高めていくために、更に試料採取・分析が必要である。なお、福島第一原子力発電所においては、上記の固体廃棄物の性状把握を目的とした分析の他に、環境試料の測定や定常的な放射線作業の管理を目的とした簡易な分析も行われている。

- 原子炉建屋内のガレキ試料の分析データ
  - 1 号機及び 2 号機の 1 階と 5 階、3 号機 1 階の試料からは、H-3、Sr-90、I-129 、Cs-137 等の FP、Pu-238 等の α 核種、C-14、Co-60 等の放射化生成物が検出された。
- PCV・使用済燃料プール内試料の分析データ
  - 上流（2 号機及び 3 号機 PCV 内）の滞留水では、下流（集中廃棄物処理建屋のプロセス主建屋と高温焼却炉建屋）の滞留水に比べて、Co-60 や α 核種の Cs-137 に対する放射能濃度比が高い傾向にある。
  - 4 号機燃料プールでは、放射化生成物である Co-60 の Cs-137 に対する放射能濃度比が原子炉建屋内の他の試料と比べて大きい傾向にある。
- タービン建屋地下スラッジ試料の分析データ
  - タービン建屋地下のスラッジは、原子炉建屋内のガレキに比べて Sr-90 の Cs-137 に対する放射能濃度比が高い傾向にある。
  - タービン建屋の地下滞留水から沈降したスラッジは、Cs-137、Sr-90 や α 核種を含む傾向にある。U は、その核種の比から天然 U の影響が大きい。
- 原子炉建屋周辺ガレキ試料の分析データ
  - 1 号機及び 3 号機周辺ガレキ中の H-3、C-14、Co-60、Sr-90 の放射能濃度は、Cs-137 の放射能濃度に対して相関する傾向がある。

[65] 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、福島第一原子力発電所の固体廃棄物試料分析（現状までの成果報告）、2017 年 5 月 25 日、p4、p5

現在、性状把握を推進するため、移行モデル[66]に基づいて評価したデータと固体廃棄物の分析データを相補的に組み合わせて固体廃棄物の性状を把握する方法の構築も進められている。

移行モデルに基づく評価データは、検討当初、必ずしも福島第一原子力発電所事故と同一の汚染移行過程とは限らない条件下で求められている文献値を使用していたことから不確実性が大きかったが、分析データを用いた校正を加えることによって精度の向上が図られつつある。

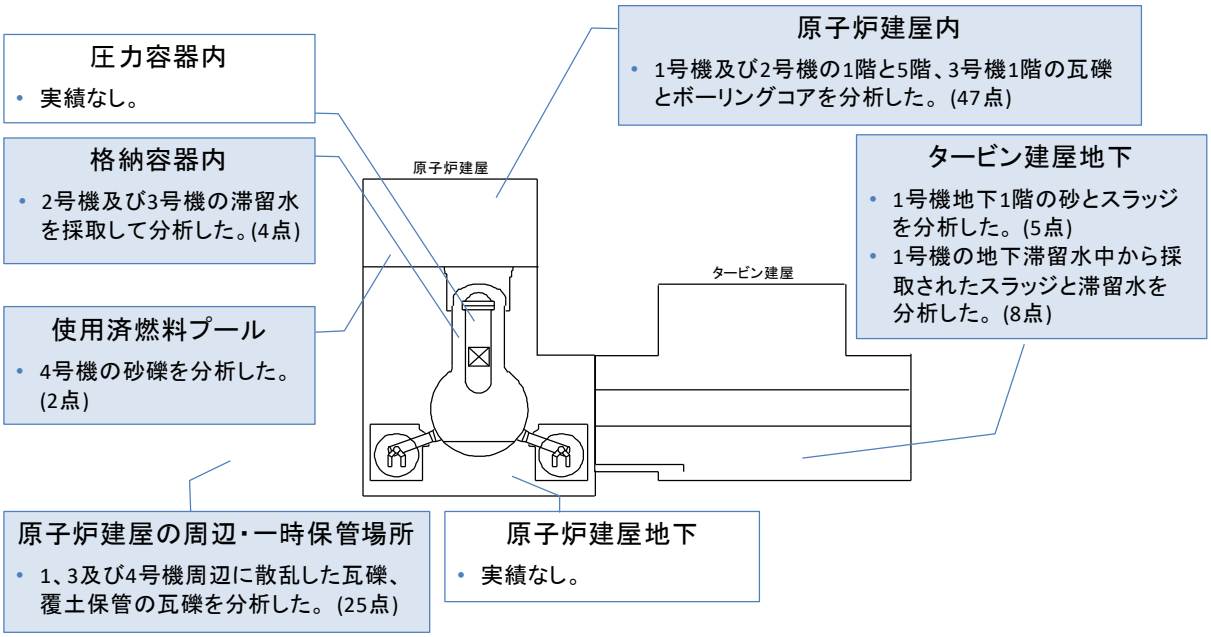


図 5.3-3　試料の採取場所の例 [65]

[66] 固体廃棄物中の核種毎の放射能を算出するため、事故後に破損燃料から放出された核種による原子炉建屋内や滞留水などの汚染の過程をモデル化したもの。本モデルは、炉内の核種毎の放射能を求める燃焼計算、炉内気中に放出される核種の割合、滞留水に移行する核種の割合、原子炉建屋外に放出される核種の割合などを考慮して構築されている。蓄積されつつある分析データを用いて校正を加えることにより、放出割合などの核種の移行パラメータの不確実性を低減することで、廃棄物中の核種組成や放射能に係る推算の精度は継続的に高められる。移行モデルに基づく評価とは、移行モデルを用いて廃棄物中の核種組成や放射能を机上検討で推算した評価のこと。

表 5.3-2　固体廃棄物性状把握のための分析試料[67]（2017 年 3 月 31 日時点）

分類	試料			試料点数
ガレキ類	原子炉建屋内	1 号機　1・5 階	ガレキ等	29
		2 号機　1・5 階	ガレキ等	7
		3 号機　1 階	ガレキ等	11
		4 号機使用済燃料プール	ガレキ	2
	タービン建屋内	1 号機	スラッジ・砂	7
	原子炉建屋周辺	1・3・4 号機周辺	ガレキ	15
	覆土式一時保管施設	第 1・2 槽	ガレキ	10
汚染水	原子炉建屋内	2・3 号機 PCV 内	滞留水	4
	タービン建屋内	1 号機	スラッジ・滞留水	6
	集中廃棄物処理建屋内	地下	滞留水	12
	処理装置	セシウム吸着装置（第二含む）	処理水	27
		除染装置	処理水	3
		淡水化装置 (RO)	処理水	2
		蒸発濃縮装置	処理水	3
		多核種除去設備（増設含む）	処理水	18
汚染水処理二次廃棄物	多核種除去設備（増設含む）		スラリー	6
可燃物	保護衣等焼却灰			5
土壌	土壌			6
植物	伐採木	枝葉		5
	立木	枝葉、落葉、表土		123
			合計	301

5.3.3　処理・処分

固体廃棄物のうち、水処理二次廃棄物は流動性が高いものもあること、わが国で処理・処分を行った実績のない材料や成分が含まれていること及び比較的高線量であることから、安定化、固定化のための処理技術の開発が優先的に行われている。

放射性廃棄物に対し実規模で処理した実績がある技術が選定され、非放射性物質による模擬廃棄物を用いた固化基礎試験が行われた。この基礎試験では、一軸圧縮強度と配合比（固化体重量に対する廃棄物の重量割合）を固化可否の判断基準とし、核種浸出率、放射線分解に起因する水素ガス発生量を固定化処理技術の優劣を評価する判断基準として各固定化処理技術の適用可能性が評価された[61]。

それらの技術が適用可能と判断するためには、線量影響評価、発熱影響評価等、実廃棄物で想定される環境条件でのデータ採取が不足していることから、今後、これらに係る試験・評価が必要な状況にある。

[67] 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、福島第一原子力発電所の固体廃棄物試料分析（現状までの成果報告）、2017 年 5 月 25 日、p3

HICスラリーについては、安定化処理プロセスのうち、安定化処理（乾燥・ろ過）、抜出・移送、HIC洗浄の試験が実施された[61]。安定化処理プラントとしての技術的成立性や、安定化処理後のスラリー脱水物の保管・管理方法の検討が必要な状況にある。

また、廃スラッジについては、国内外の適用可能と考えられる技術を調査し、候補となる技術の抽出作業が進められている[68]。

固体廃棄物の処分の検討のためには、性状把握により得られたデータに基づき固体廃棄物の核種組成や放射能濃度を設定する必要がある。これまで、暫定的な核種組成や放射能濃度に基づき、処分の観点から固体廃棄物の分類評価を試行的に検討している[61]。

上記検討においては、IAEA の安全指針 GSG-1「放射性廃棄物の分類」[69]を参考に、管理期間終了後における安全確保の観点から固体廃棄物の分類が可能か試行された。分類の目安の幅と固体廃棄物の核種組成や放射能濃度の不確実性を考慮しつつ、対象とする処分概念に関して試行され、優先的にデータを取得すべき固体廃棄物や重要な核種等、効率的な性状把握に有効な情報が得られる可能性があることが示された。なお、現状においては、固体廃棄物の特徴を踏まえた処分概念の検討には至っていないため、上記試行は既往の処分概念を対象に実施した。

5.4 固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方の取りまとめに向けた提言（戦略的提案）

5.4.1 項においては、福島第一原子力発電所事故の状況、事故以降の廃炉に向けた取組や今までの性状把握の結果から推定される固体廃棄物の特徴を示す。5.4.2 項においては、この推定される特徴を前提とした固体廃棄物の管理の方針を提案する。固体廃棄物の管理の目的は、固体廃棄物の物量を抑えた上で、安全に処理・処分することである。処分の見通しを得るまでの間は、処分前管理のうち性状把握、保管・管理、先行的処理等に重点を置くこととなる。本方針に沿って取り組むべき具体的な方策は 5.4.3 項に記載する。

5.4.1 固体廃棄物の特徴

事故の状況、事故以降の廃炉に向けた取組や今までの性状把握の結果から推定される固体廃棄物の特徴を以下に示す。

- 固体廃棄物は、通常の原子炉施設の運転時に発生する放射性固体廃棄物と比べて、発生量が大量であるとともに、その中で比較的高線量の固体廃棄物が占める割合も多いと推定される。例えば、燃料デブリ取り出し作業が開始されると、これに伴って燃料デブリ周辺の撤去物、機器等が高線量の固体廃棄物として発生することが予想される。

  これらの固体廃棄物の主要な汚染源が燃料デブリであることから、固体廃棄物中の α 核種と β・γ 核種の放射能濃度は、使用済燃料の放射能濃度を超えることはない。したがって、これまでに国内外で蓄積された放射性廃棄物の処理・処分に係る経験や知見を活用しつつ、固体廃棄物の処理・処分の研究開発や検討を進めることが可能である。

---

[68] 東京電力ホールディングス株式会社、水処理二次廃棄物の処理に向けた検討状況、特定原子力施設放射性廃棄物規制検討会（第 5 回）資料 2、2017 年 2 月 10 日

[69] International Atomic Energy Agency, Classification of Radioactive Waste, General Safety Guide, No.GSG-1, IAEA, Vienna. 2009

- これまでの性状把握の結果から、固体廃棄物の核種組成及び放射能濃度は、通常の原子炉施設の運転時に発生する放射性固体廃棄物と比べて多様であると推定される。この検証のため、固体廃棄物の性状把握を更に進める必要がある。
- 水処理二次廃棄物には流動性が高いものもあり、あるいは水素を発生させる高線量のものが多く含まれており、また、我が国で処理・処分を行った実績がない材料も多く含んでいる。
- 事故直後に発生した固体廃棄物には、津波により原子炉建屋等へ流入した海水の成分、再臨界防止のために注入したホウ酸水中のホウ素、又は事故からの復旧作業に使用した飛散防止剤等の化学物質が混入しているものがあると推定される。

  これらの物質の中には、処分前管理の期間中における容器の閉じ込め性能の低下、あるいは処分の管理期間中における処分施設の閉じ込め性能の低下等、安全性に影響を与える可能性が懸念される物質の存在が推定される。また、化学的有害性が環境に影響を与える可能性が懸念される物質の存在が推定される。
- 処分の検討に不可欠な固体廃棄物の全体像（発生物量及び性状）は、今後の燃料デブリの取り出し作業、汚染水対策、その他の廃炉作業の進捗状況及び計画の明確化に伴って順次明らかになっていく。今後も新たな作業が予定されており、こうした作業を通して新たな特徴が順次明らかになっていくと思われる。

5.4.2 固体廃棄物の管理の方針

放射性廃棄物管理及び放射線防護の国際的な考え方と、事故以降の廃炉に向けた取組や今までの性状把握の結果等から推定される固体廃棄物の特徴を踏まえて、以下の固体廃棄物の管理の方針を提案する。

(1) 閉じ込めと隔離の徹底

5.2.1 項の安全確保の基本的考え方に基づいて、固体廃棄物の管理においては、放射性物質の接近（漏えい）を防止するための閉じ込めと人の接近を防止するための隔離を徹底することにより、固体廃棄物に起因して人が有意な被ばくを受けないようにする。

(2) 固体廃棄物量の低減

固体廃棄物の管理の負荷を軽減するため、廃炉に係る作業に伴って発生する固体廃棄物について、可能な範囲で固体廃棄物量を低減していく。

(3) 性状把握の推進

処理・処分の検討を進めていくためには、性状把握により固体廃棄物の核種組成、放射能濃度等を明らかにすることが必要である。

固体廃棄物は、物量が多いことに加えて、事故の影響により核種組成及び放射能濃度が多様化している。今後、廃炉工程の進捗に伴い分析試料数が増加していくが、このため、試料採取、放射化学分析、測定等によるデータの蓄積だけでは、固体廃棄物の性状把握に長期間を要する。

分析試料数の増加に対応するためには、分析施設・設備の整備や分析要員の確保・育成による分析能力の向上について、中長期的視点から計画的に進める。

また、分析データと移行モデルに基づく評価データを相補的に組み合わせて固体廃棄物の性状を把握する方法を構築するとともに、分析試料数の最適化や分析方法の簡易・迅速化等の研究開発により、性状把握の効率化を進める。

(4) 保管・管理の徹底

保管管理計画に基づいて、固体廃棄物の保管・管理における更なる安全性の向上を図っていく。

固体廃棄物を処分するためには、処分対象とする固体廃棄物の全体像（廃棄物量及び性状）を把握した上で、処分施設の仕様とそれに適した廃棄体の技術的要件を明確にすることが必須である。しかしながら、固体廃棄物の全体像は、今後の燃料デブリの取り出し作業、汚染水対策、その他の廃炉作業の進捗状況や計画の明確化等に伴って順次明らかになる。したがって、今後順次発生する固体廃棄物に対しては、固体廃棄物の性状を踏まえつつ前述の 5.4.2 項(1)の方針に基づいて、まずは安全かつ合理的な保管・管理を行うとともに、福島第一原子力発電所の敷地内で確実に保管・管理ができるよう、保管容量を確保する。

今後、燃料デブリ取り出しが本格化することを見据え、燃料デブリ取り出しに伴って発生する固体廃棄物についても、燃料デブリ取り出し方法の検討と合わせて保管・管理方法等の検討を進める。

(5) 処分を念頭に置いた先行的処理方法の選定手法の構築

処理を行う場合は、処分の技術的要件が決まった後で、その要求事項に基づき行うことが望ましい。しかし、固体廃棄物のより安全かつ合理的な保管・管理を行うためには、処分の技術的要件が決まる前に安定化、固定化のための処理（先行的処理）を施すことが必要となる場合が考えられる。

その場合には、先行的処理が施された固体廃棄物の仕様が、処分の技術的要件が定まった際にそれに適合しないことも念頭に、再度の処理の可能性にも配慮する必要がある。

これを踏まえて、処分の技術的要件に適合しない可能性をできる限り低く抑えるため、先行的処理が施された場合の固体廃棄物の仕様ごとに、設定した複数の処分方法に対する安全性を評価し、その結果に基づいて処理方法を選定する手法を構築する。

これにより、処分を念頭に置いた固体廃棄物の安定化、固定化に係る先行的処理を、処分の技術的要件に適合しない可能性等を低く抑えつつ保管・管理期間中においても進めることを可能にする。なお、こうした手法は英国や仏国においても事例があることから参考とする。

本手法の構築と並行して、本手法で評価する固体廃棄物のうち、安定化、固定化の必要性が高いものの、まだその処理方法の候補が特定されていない固体廃棄物については、必要な技術開発を進める。

5.4.3 固体廃棄物の管理の方針に沿った当面の取組と研究開発

前述の 5.4.2 項の固体廃棄物の管理の方針に沿って取り組むべき具体的な方策を以下に示す。

(1)　閉じ込めと隔離の徹底

安全確保の観点から、前述の 5.4.2 項(1)の方針に基づき、固体廃棄物の管理においては、以下の方法により安全を確保すべきである。

- 固体廃棄物を必要に応じて、容器に収納したり、固定化したりすること等により、飛散・漏えいしないように閉じ込める。
- 保管場所を適切に設定し、保管場所に固体廃棄物を保管することにより隔離した上で、モニタリング等の適切な管理を行う。

(2)　固体廃棄物量の低減（物量低減、減容処理）

福島第一原子力発電所においては、前述の 5.4.2 項(2)の方針に基づき固体廃棄物量を低減するため、搬入の抑制、再利用・再使用及び減容等の取組を継続していく必要がある。

梱包材等の搬入の抑制は、現在まで一定の成果を上げていることから継続していく。また、今後の廃炉に係る工事等において、可能な範囲で、固体廃棄物の発生量が少ない解体方法、除染方法等を採用することにより発生量を低減していく。

発生した固体廃棄物は、それ以降の管理段階における操作の負荷を軽減する観点から、分別を行うとともに、汚染レベルの極めて低いものについては再利用・再使用することにより、固体廃棄物の管理の対象とする物量を低減していく。また、再利用・再使用ができない固体廃棄物については、保管容量確保の観点から、必要に応じて、減容可能な固体廃棄物については減容処理を行う。

(3)　性状把握の推進

前述の 5.4.2 項(3)の方針に基づき、分析能力の向上と性状把握の効率化を進めていく。

分析能力の向上のため、分析施設・設備の整備や既存分析施設・設備の活用を中長期観点から計画的に進める。現状では、必要な能力を有する分析要員の数は十分でない。新たな要員を確保し、育成するには時間を要するため、早期に人材育成及び技術伝承に係る体制を構築すべきである。

性状把握の効率化に係る研究開発については、分析データと移行モデルに基づく評価データを相補的に組み合わせて固体廃棄物の性状を把握する方法を構築するとともに、分析試料数の最適化や分析方法の簡易・迅速化等を進めていく。

分析データと移行モデルに基づく評価データを相補的に組み合わせて固体廃棄物の性状を把握する方法の構築については、分析計画に基づいた分析データの蓄積・管理を行い、分析データにより推定される汚染のばらつきや汚染メカニズムを移行モデルに取り入れて、評価データの精度向上を図る。評価データで補完することにより、分析データのみに基づく性状把握に比べ、必要な分析データ数を減らすことが期待される。

分析試料数の最適化については、分析データの代表性に係る評価手法の開発を進める。また、性状把握に関する分析データの評価及び汚染メカニズムの把握を進めることにより分析対象核種の見直しを行い、見直された核種を対象として分析方法の簡易・迅速化等の研究開発を行う。

今後、固体廃棄物の管理の進捗状況を踏まえて、性状把握の内容（汚染分布の把握、核種組成の把握等）を見直した上で、その内容にしたがって分析対象核種、測定精度等を適宜見直し、分析計画に反映させていく。

なお、今後の廃炉作業に伴って発生する固体廃棄物については、固体廃棄物の性状把握、保管・管理、安定化、固定化において、発生場所、位置情報のデータを活用できるようにするため、データの管理を行う。

性状把握には、高線量試料の採取、高線量固体廃棄物の取扱い等を伴う。これらに伴う被ばく低減を図るため、遠隔による試料採取方法の導入等を図る。

また、性状把握においては、放射性物質を中心に分析がなされている。今後は、処理・処分の安全性等に影響を及ぼす可能性がある非放射性の物質に関する検討も行っていく。

(4)　保管・管理の徹底

保管管理計画に基づいて、固体廃棄物貯蔵庫外で一時保管してきた固体廃棄物等を、可能な限り減容して、建屋内保管へ集約することにより、固体廃棄物の保管・管理における更なる安全性の向上を図る。保管管理計画の 1 年に 1 回の見直しにおいて、廃炉工程の進捗等の状況の変化を反映していく。

前述の 5.4.2 項(4)の方針に基づき、今後順次発生する固体廃棄物の性状を踏まえ、保管・管理期間中に水処理二次廃棄物等から発生する水素ガス量の評価方法の検討等を進め、安全確保の観点から更なる対策が必要となる時期、内容について検討を行う。保管容器については、腐食等の対策等の保管・管理に係る更なる安全性向上のための検討・評価を進める。

今後、燃料デブリ取り出し作業が開始されると、これに伴って燃料デブリ周辺の撤去物、機器等が固体廃棄物として発生し、表 4.5-4 にあるように、これら固体廃棄物には高線量で放射能濃度の高い廃棄物も含まれることが予想される。

燃料デブリ取り出しに伴って発生する固体廃棄物について、保管・管理方法等の検討を、燃料デブリの取り出し方法及び保管方法の検討と合わせて進める。

(5)　処分を念頭に置いた先行的処理方法の選定手法の構築

前述の 5.4.2 項(5)の方針に基づき、処分を念頭においた処理方法を選定する手法を構築する。

まず、固体廃棄物の性状把握の評価結果を踏まえ、諸外国の処分に関する検討事例も参考にし、施設の設置場所、施設の規模等を特定しない廃棄物の特徴に適した合理的で実現可能性のある複数の処分方法を設定する。次に、設定した複数の処分方法に対応した安全性を評価する手法（安全評価に係るシナリオ、モデル、データ等）を開発する。また、先行的処理に係る検討に必要なデータの充足性や処分等の安全性に影響を与える物質に関する検討を行い、必要に応じて情報を取得する。

並行して、本手法で評価する固体廃棄物の処理方法を絞り込み、性状把握の評価結果の不確実性を踏まえて、先行的処理が施された場合の固体廃棄物の仕様を設定する。本手法の対象とする固体廃棄物は、流動性の高い水処理二次廃棄物（多核種除去設備等で発生したスラリーや除染装置から発生した廃スラッジ）等の一定程度性状把握が進んだ固体廃棄物とする。

設定した複数の処分方法に対して、絞り込んだ処理方法に基づく先行的処理後の固体廃棄物の仕様ごとに安全性を評価し、その結果に基づいて、処理方法の選定を行う。安全性の評価の結果によっては、必要に応じて、設定した処分方法や処理方法の見直しを行う。処理方法の選定結果に基づいて、安定化、固定化のための先行的な処理を進めていく。

本手法で評価する固体廃棄物のうちで、まだ安定化、固定化の処理方法の候補が定まっていない固体廃棄物については、安定化、固定化に係る技術開発を進める。その際、水処理二次廃棄物の技術開発を優先する。技術開発においては、国内外の技術を広く深く調査して、実規模の処理施設・設備としてどの程度の効率性があるか、福島第一原子力発電所の状況に対してどの程度の実現性があるか、処分への適用性はどうか、どの程度実証されているか等の観点からも評価すべきである。

(6) 固体廃棄物の管理全体を俯瞰した効率的な研究開発の推進

安全な処分を目指して、固体廃棄物の管理に係る研究開発を効率的に進めていくため、性状把握、処理・処分等の研究開発の各分野の連携を密にする。各分野の検討状況や課題を共有し、固体廃棄物の管理全体を俯瞰した上で、必要な研究開発課題を確認しながら研究開発を進めていく。

(7) 継続的な運用体制の構築

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

(8) 作業員の被ばく低減対策等

固体廃棄物の管理を着実に進めていくに当たり、作業に従事する者の安全と健康を確保することが重要である。そのため、関連する法令等に基づいて、被ばく管理、安全管理、健康管理等をより徹底していく。

本節に基づく当面の取組と研究開発の計画を図 5.4-1 に示す。

上記に示した取組や研究開発は、燃料デブリの取り出しをはじめとする廃炉工程と密に連携して進めるべきである。

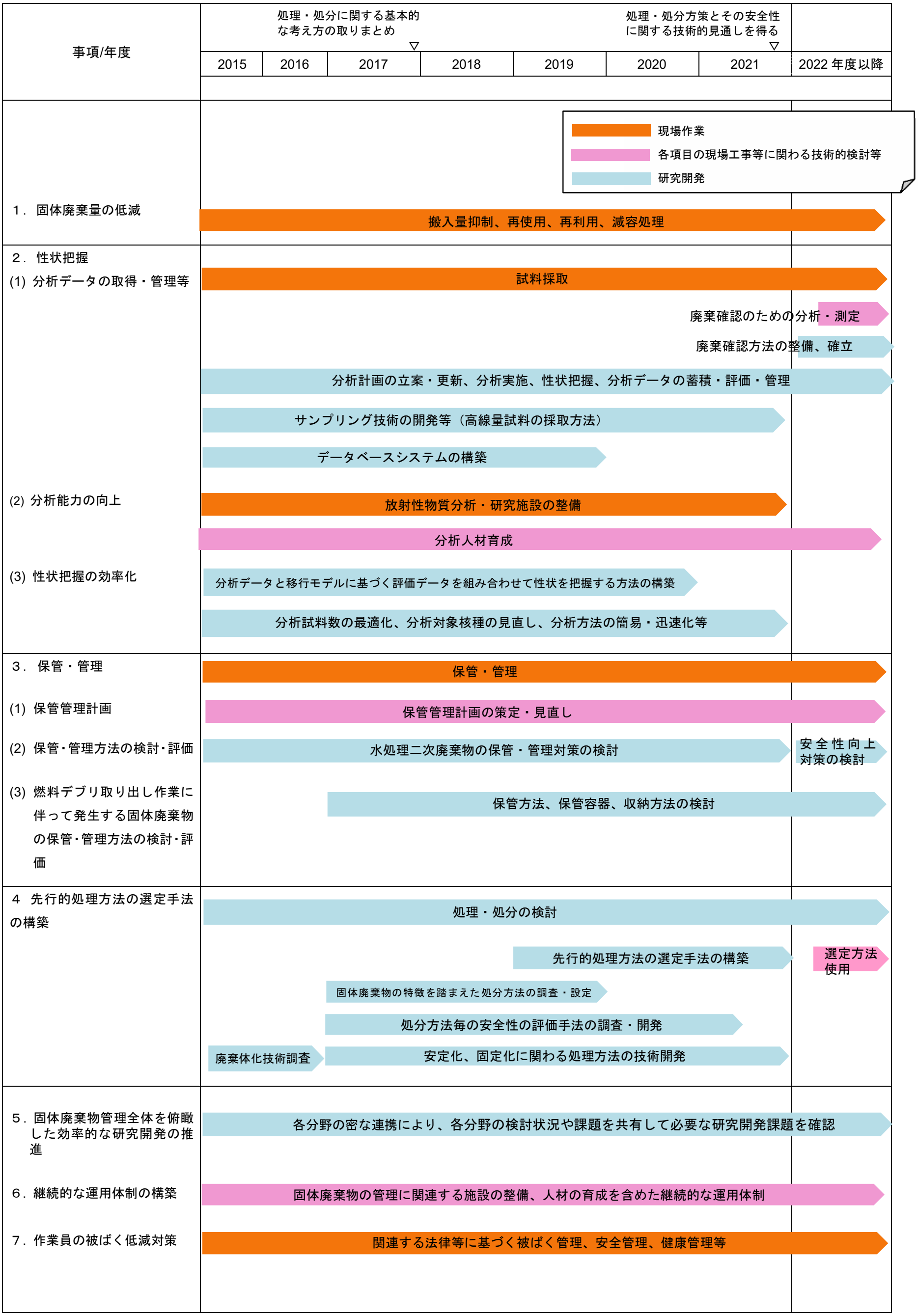


図 5.4-1　廃棄物対策分野における当面の取組と研究開発の計画

6. 研究開発への取組

6.1 研究開発の基本的な方針等

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

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

今後は、号機ごとの燃料デブリ取り出し方針が決定されることにより、こうした研究開発の進め方も新たな段階に入ることとなる。また、廃炉の実施に向けた具体的な工程が明らかになることにより、各主体が担うべき役割もより明確化されていくと考えられる。この際、研究開発成果の現場への適用に向けては、国と事業者が適切に役割分担し、着実に進めることが必要であり、また、国及び関連する研究機関の役割としては、中長期にわたる廃炉の着実な実施をバックアップするべく、基礎研究拠点・研究基盤の構築が更に期待されることになると考えられる。各研究機関は、廃炉の状況や廃炉に関する理工学的な諸課題（ニーズ）を検討した上で取り組む基盤的な研究開発により、廃炉に必要な技術を補完・補強していくことが期待される。

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

6.1.2 研究開発の全体像

福島第一原子力発電所の廃炉に係る研究開発は、基礎・基盤研究から応用研究、開発・実用化に至るまで多様な実施主体により行われている。（図 6-1, 6-2）NDF は、これら各機関における研究開発活動を実効的かつ効率的に推進するため全体の最適化に取り組んでいる。

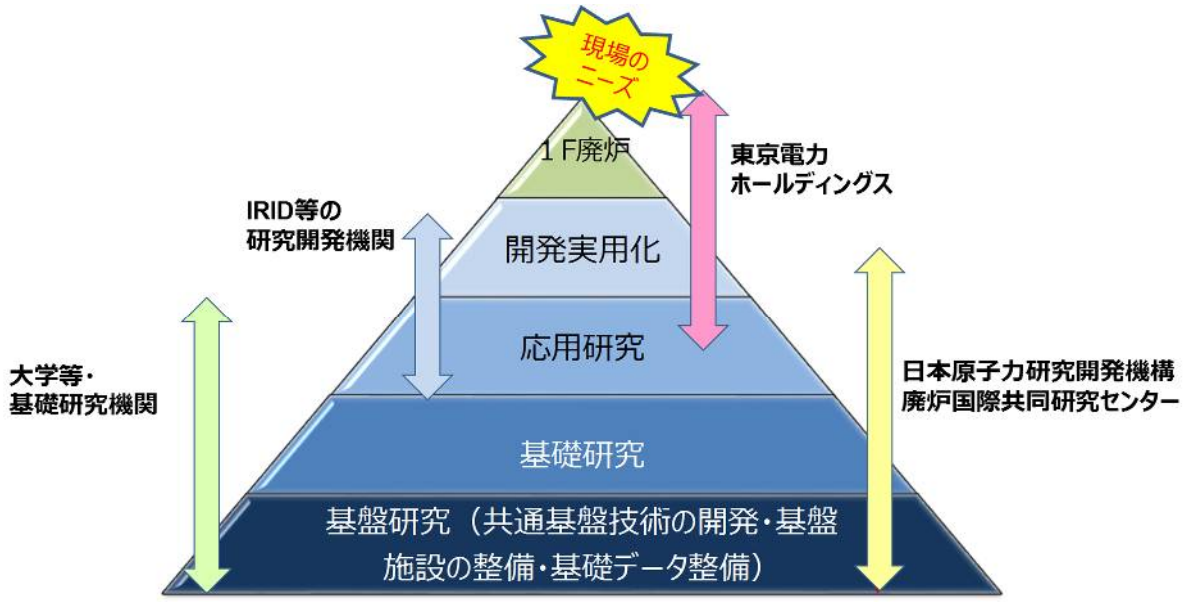
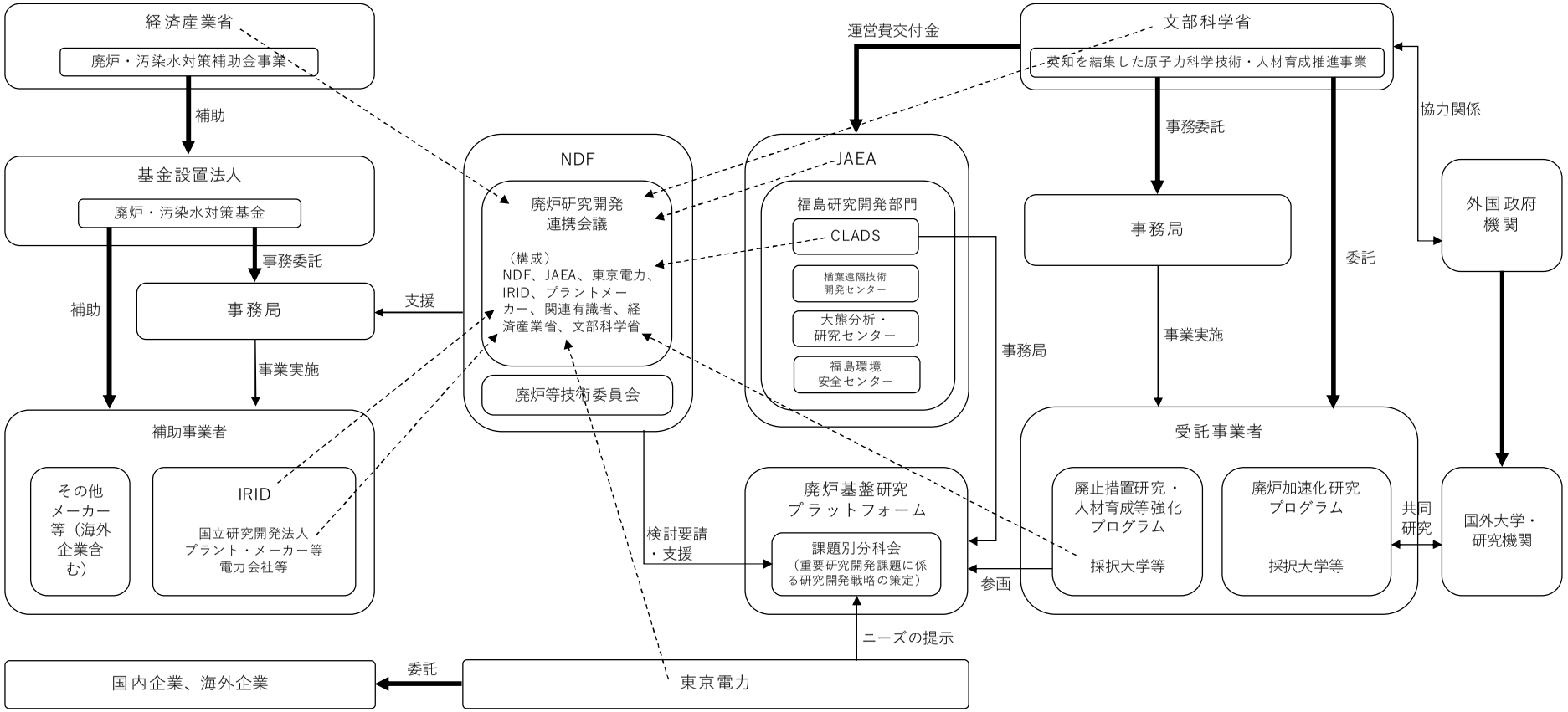


図 6-1　福島第一原子力発電所の廃炉に関連する主な研究開発機関の役割分担イメージ

さらに、国内のみならず海外の叡智をも結集するという観点からは、経済産業省の「廃炉・汚染水対策事業」では国際公募が行われ、複数の海外企業も補助事業者として採択されプロジェクトに参加している。また、炉内状況把握について OECD/NEA において事故進展解析の国際共同研究 BSAF プロジェクト等が進められている（4.3.2 項参照）。文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の「廃炉加速化研究プログラム」では英国や米国等の海外機関との国際共同研究も行われている。



※1　廃炉研究開発連携会議は、廃炉・汚染水対策チーム会合決定によりNDFに設置。
※2　太い実線矢印は研究費・運営費等の支出（施設費除く）、細い実線矢印は協力関係等、点線矢印は廃炉研究開発連携会議への参加を示す。
※3　JAEA等、一部機関は複数個所に存在している。
※4　各機関はそれぞれMOU等に基づき外国機関との協力関係を有する。
※5　電力中央研究所等が独自に実施する研究開発は本図では省略した。

図 6-2　福島第一原子力発電所の廃炉に係る研究開発実施体制の概略（平成 29 年度）

6.2　廃炉作業への適用に向けた研究開発の推進

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

6.2.1　東京電力が実施する研究開発

東京電力は、福島第一原子力発電所の廃炉の実施主体として研究開発を実施するとともに、経済合理性を有しつつ優れた国内外の技術について、現場の状況に応じて、必要な技術導入・実証を進めることが重要である。

東京電力がこれまでに実施した研究開発としては、例えば、スマートフォンをベースに開発したロボットを用いた原子炉建屋内設備の調査や、汚染水浄化設備の運転・保全に資する研究開発などがある。東京電力は、廃炉に必要な実現性の高い研究開発を今後も積極的に実施するとともに、廃炉・汚染水対策事業によって開発された技術要素を現場に適用するためのエンジニアリングを推進していくことが期待される。特に、燃料デブリ取り出し等に必要なエンジニアリングの進展に併せて、今後は、自らが実用装置の開発等を進めることが期待される。

6.2.2　廃炉・汚染水対策事業

「廃炉・汚染水対策事業」はこれまでに一定の成果を上げてきているが、こうした研究開発は、廃炉作業におけるニーズを的確に把握した上で、最新の炉内状況や廃炉作業の工程、個々の研究開発プロジェクトの実際の進捗状況に合わせて、その全体が現実的かつ実効的なものとなるよう機動的に見直していくことが重要である。このため NDF は、廃炉・汚染水対策事業の実施状況を随時フォローするとともに、プロジェクトごとの中間報告会や最終報告会、開発現場における性能試験など様々な機会を通じて技術的支援を行っている。また、経済産業省とともに毎年度、廃炉作業の時間軸を意識した研究開発計画を策定し、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会合に報告している。（表 6-2、図 6-4～図 6-17）

今後、号機ごとの燃料デブリ取り出し方針が決定され、実機適用のための設計等のエンジニアリング作業が開始されることとなる。これらの工程の進捗に伴い、研究開発プロジェクトもエンジニアリングとの連携をより一層図るべく、国と事業者の役割分担が適切なものとなるよう、不断に見直しを行うことが必要である。

具体的には、燃料デブリ取り出し方針の決定を踏まえて研究開発の重点化を図り、より現場適用を目指した研究開発を加速化するとともに、廃炉・汚染水対策事業における研究開発を終えた技術について、エンジニアリング作業への円滑な移行を進めるべきである。また、予備エンジニアリングを経て抽出された必要な研究開発をはじめ、4.7 で述べたような、今後の廃炉作業においてクリティカル・パスとなりうる技術的要素に係る研究開発について重点的かつ着実に進めていく必要がある。

6.3　研究開発の連携強化

福島第一原子力発電所の廃炉には、困難な研究開発要素を内在する様々な課題が存在しており、図 6-2 に示したように、産学官から多数の機関がその研究開発に携わっている。これらの活動を有機的に結び付け、現場の課題を研究開発によって効率的に解決していくためには、関係機関における研究開発の取組内容に関する理解と共有、廃炉現場と研究現場との協力及び連携が重要である。このため NDF では、廃炉・汚染水対策チーム会合決定に基づき、NDF、JAEA、東京電力、IRID、プラントメーカー、関連有識者、関連省庁をメンバーとして

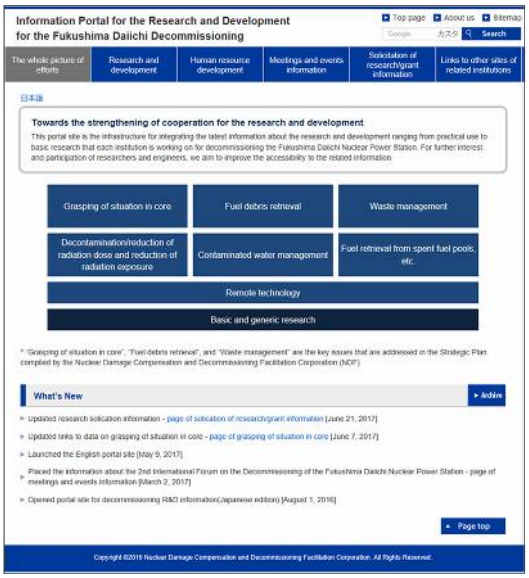
- 各機関における研究開発ニーズについての情報共有
- 有望な研究開発シーズについての情報共有
- 廃炉作業のニーズを踏まえた研究開発の調整
- 各機関間の研究開発の協力促進
- 各機関の人材育成に係る協力促進

などの諸課題について、関係機関が連携し、国際的な叡智を結集しつつ、総合的かつ計画的に取り組むことを主な任務とする「廃炉研究開発連携会議」を定期的に開催している。

また、廃炉研究開発連携会議での議論に基づき、研究開発ニーズ・シーズや現行の取組などに関する一元的な情報プラットフォームを提供すること等により、双方向連携の場の強化と更なる国内外の研究者の参画を促すため、NDF は 2016 年 8 月に「廃炉研究開発情報ポータルサイト」を開設している（英語版は 2017 年 5 月から公開）。同ポータルサイトでは、研究者による情報へのアクセス性・利便性を高めるため、現場の課題と研究開発の取組、研究開発の成果、関連する研究開発の取組、関連する現場のデータ・環境条件といったコンテンツを発信・共有している。



日本語版



英語版

図 6-3　廃炉研究開発情報ポータルサイト(http://www.drd-portal.jp/)　トップページ

さらに、2016 年 2 月に JAEA/CLADS と大学等の研究機関からなる基礎・基盤研究の推進協議体である「廃炉基盤研究プラットフォーム」が設立され、2016 年 5 月には福島第一原子力発電所事故に関連する活動について、相互に情報交換を行い連携協力することにより、福島復興と廃炉推進に貢献する活動の一層の効果的・効率的な実施・推進を図る「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会」[70]が 32 の学協会によって設立されるなど、アカデミアにおける横の連携が進んでいる。

今後は、これまで事故発生後間もない頃の危機意識の下に自主的に福島第一原子力発電所の廃炉に係る研究開発に協力してきた各種研究開発主体が、今後もモチベーションを維持しつつ同研究開発に継続的に携わっていけるよう、廃炉が研究課題としても魅力的なものであることを提示する[71]など、インセンティブの確保が課題である。

6.3.1 ニーズから導き出された重要研究開発課題とその戦略的推進

廃炉研究開発連携会議では、東京電力等の現場のニーズと大学等の研究機関のシーズをマッチングさせる観点から、ニーズ提示の重要性や、有望なシーズを応用・実用段階の研究開発や現場適用につなげることの重要性が指摘された。特に、事象の解明等を含む目的達成のためのニーズ志向に基づく基礎研究は重要であり、今後 30～40 年程度の長期にわたる福島第一原子力発電所の廃炉事業を安全着実かつ効率的に推進するに当たっては、原理の理解や理論に基づいた理工学的検討も含め、中長期をにらんだ研究開発戦略を立案することが必要である。このため NDF では、廃炉研究開発連携会議における議論に基づき、「研究連携タスクフォース」を設置して議論を行い、2016 年 11 月の中間報告において、戦略的かつ優先的に取り組むべき更なる研究開発課題・ニーズとして、6 つの重要研究開発課題を抽出した。（表 6-1、添付 6.1）研究連携タスクフォースでは、現在も更なる重要研究開発課題の抽出作業を継続している。

さらにこの重要研究開発課題の抽出を受け、2017 年 2 月には廃炉基盤研究プラットフォームに 6 つの課題別分科会が設置され、これら重要研究開発課題に関して、今後の研究アプローチ等を定める研究開発戦略の策定作業が進められている。

これら重要研究開発課題は、廃炉の状況や廃炉に関する理工学的な諸課題（ニーズ）を検討した上で、それに対応する、研究機関等が有する要素技術等シーズの研究開発を重点的に実施するという、東京電力等のニーズ側と大学等の研究機関のシーズ側の相互理解と密接な連携の下に進められる基盤的な研究開発である。その実施に当たっては、長期的に事業に携わっていくことのできる体制を前提とし、コア人材ないしコア研究を中心とする拠点が形成されるような仕組みとすべきである。このため、国等は、重要研究開発課題ごとの研究開発戦略の策定状況も踏まえながら、これら課題に係る研究開発の実施及び支援に着手するとともに、この研究開発をより効果的に実施するために必要な制度についても検討することが期待される。

---

[70] http://www.anfurd.jp/

[71] この一環として NDF では 2016 年より廃炉国際フォーラムを開催しており（第 7 章参照）、また JAEA/CLADS は廃炉関連の基盤研究における最高ステイタスの会議を分野ごとに年間を通して開催する福島研究カンファレンス(FRC; Fukushima Research Conferences)を 2016 年より実施している（2016 年に 4 回開催）。

表 6-1　戦略的かつ優先的に原理の解明等に取り組むべき 6 つの重要研究開発課題

重要研究開発課題	問題意識
燃料デブリの経年変化プロセス等の解明	燃料デブリの取出し時期は，平成 33 年以降と想定されており，燃料デブリ生成後 10 年経過後となる。さらに，その後の燃料デブリ取り出しはある程度の長期間を要すると予想され，燃料デブリは炉内環境中で十年以上留まることとなる。さらに，取出した燃料デブリを安全に保管しなければならない。燃料デブリ取り出し方法の検討及び移送・保管方法を検討する上では，燃料デブリの経年変化予測が必須である。
特殊環境下の腐食現象の解明	高放射線環境や非定常な経路での冷却水などの 1F 廃炉の特殊環境を勘案した幅広い環境条件下での腐食データを取得し，廃炉において発生する可能性のある腐食現象の解明を行う。
画期的なアプローチによる放射線計測技術	福島第一の炉内及び建屋内は事故の影響で非常に高い放射線環境となっている。炉内状況や建屋内状況を調査する上で，現行の放射線測定装置では性能・機能上限界がある。そのため，福島第一でのニーズを踏まえた上で，新たな発想，原理を用いた画期的な放射線計測装置の開発を行う必要がある。
廃炉工程で発生する放射性飛散微粒子挙動の解明（αダスト対策を含む）	燃料デブリを機械的又はレーザー等により高温で切削する場合，多量のαダストが発生すると予測され，安全上の対策，閉じ込め管理が必要となる。そのために，αダストの物理的化学的性質等の性状把握，切削方法毎のダストの発生量予測とそれらを踏まえた閉じ込め対策の検討を行い，デブリ取り出し時の安全確保を図る。
放射性物質による汚染機構の原理的解明	建屋内の線量率を低減するためには，汚染源に対して汚染機構を踏まえた効果的な除染を行うとともに，同時にできるだけ無駄な廃棄物を出さないことが重要である。これに向けて効果的な除染のための汚染機構の原理的解明を目指す。
廃炉工程で発生する放射性物質の環境中動態評価	放射性物質の環境影響について問題のないことを確認するため，放射性物質の浅地下環境中での吸着，拡散，地下水に伴っての移動等の挙動を解明し環境影響評価につなげる必要がある。

6.3.2　中長期を見通した研究開発基盤の構築

長期にわたる福島第一原子力発電所廃炉事業を、技術面においてより着実なものとしていくためには、前項で述べた重要研究開発課題の実施をはじめ、基盤技術や基礎データの整備、研究拠点や研究施設・設備の構築、人材の育成等、研究開発基盤の整備や技術知識の蓄積が必要不可欠である。

2017 年 4 月には、国内外の大学、研究機関、産業界等がネットワークを形成し研究開発と人材育成を一体的に推進する場として、JAEA/CLADS の国際共同研究棟が福島県富岡町に開所したところである。ここでは、東京電力が入居して研究を実施する予定であり、今後、大学、研究機関、産業界等の国内外の多様な人材が交流するネットワークが形成され、JAEA/CLADS はこうした活動のハブとなる中心的な組織となることが期待される。国をはじめとする関係機関は、JAEA/CLADS を更に活用するための方策を講じるべきである。

また、ハードウェアとしての研究基盤の構築も重要である。2016 年 4 月に本格運用開始した JAEA の楢葉遠隔技術開発センター（福島県楢葉町）は、遠隔操作機器・装置の開発・実証のための各種設備を有する施設である。特に、人間がアクセスできない過酷環境への機器投入に先立って、実スケールのモックアップ試験を行うことは、性能検証のみならず訓練や操作手順の確立等のため必要不可欠であり、事業者等によるその積極的な活用が望まれる。

さらに、2016 年 7 月には、福島県、JAEA と国立環境研究所が入居する「環境創造センター」が福島県三春町にグランドオープンし、3 機関が連携した総合的な拠点となっている。ま

た、福島県大熊町においては JAEA 大熊分析・研究センター（放射性物質分析・研究施設）の建設が進んでいる。

このように、福島県内を中心に、廃炉・汚染水対策及び環境除染対策に関連する研究施設が立地し、廃炉研究開発における世界的な拠点が形成され、中長期を見通した研究開発基盤が構築されつつある。

6.3.3 人材の育成・確保

研究開発活動を長期間、持続的に実施するためには、研究者・エンジニアなどの育成・確保等の人材に関する取組を原子力に関わる産学官全体として着実に進めることが重要である。

学生に対して、原子力産業に関する理解活動や魅力を伝える活動を産業界と教育機関が連携して継続的に実施していくということに加えて、福島第一原子力発電所の廃炉が世界にも例のない極めて高度な技術的挑戦であるという「魅力」を発信すること、研究者・技術者が活躍するための多様な「キャリアパス」を構築し具体的に示すことなど、福島第一原子力発電所の廃炉における活躍の道筋を示していくべきである。このため、文部科学省の「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の「廃止措置研究・人材育成等強化プログラム」では、大学等を中心に研究活動を通じた積極的な人材育成の取組が行われている。（コラム：次世代イニシアティブ廃炉技術カンファレンス（NDEC）、コラム：廃炉創造ロボコン） また、原子力業界全体の人材維持・拡大のために、国内 16 大学が連携協力して国内外の原子力教育を実施する「原子力道場」、大学・高専生等を対象とした「未来を担う原子力施設見学会」等の各種取組も実施されている。

さらに、福島第一原子力発電所の廃炉事業のような長期かつ大規模のプロジェクトでは、学術的見地から理工学的検討を行うことのできる分野別の研究開発のコア人材や、俯瞰的な視野を備え、個々の技術シーズを統合して実用的な機能を有するシステムとして完成させることのできる人材（システムインテグレータ人材）の育成が重要であり、前述の重要研究開発課題の実施を通してその取組を進めているところである。

一方、大学等の学生や研究者のみならず、企業等に所属して現場で働く技術者の育成・能力向上も重要である。福島第一原子力発電所の廃炉のような多くの要素が関連する複合的な大規模プロジェクトに携わる上では、自らの担当分野において専門性を発揮することができるだけなく、廃炉工程全体を俯瞰した上で、他のプロジェクトとの関係性を含む総合的な観点からプロジェクトを管理する能力を有する専門技術者が求められている。

文部科学省科学技術・学術審議会技術士分科会報告書「今後の技術士制度の在り方について」（2016 年 12 月 22 日）では、技術士に求められる資質能力（コンピテンシー）を踏まえ、複合的なエンジニアリング問題を技術的に解決できる能力を念頭に置いて、技術士試験の見直しの方向性が提言され、原子力・放射線分野の技術士試験（第二次試験）には、選択科目「原子炉システム・施設」の内容に「原子炉の廃止措置（過酷事故後の措置を含む）」が、選択科目「核燃料サイクル及び放射性廃棄物の処理・処分」の内容に「廃止措置並びに原子炉の過酷事故後の燃料・放射性廃棄物の処理及び処分」を加えることとされたところである。（添付 6.2） これを受けて、「廃炉・汚染水対策事業」では、2017 年 3 月に実施された公募から、主要な担当者については技術士等の関連する資格の保有状況を問うこととしている。今後も、原子炉主任技術者、核

燃料取扱主任者、放射線取扱主任者など関連資格試験も含めその取得を奨励する等、企業等は従業員の能力向上に努めることが期待される。

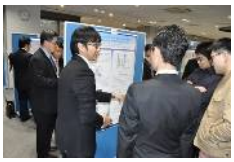
コラム：次世代イニシアティブ廃炉技術カンファレンス（NDEC）

文部科学省の「廃止措置研究・人材育成等強化プログラム」においては現在、東北大学、東京大学、東京工業大学、福井大学、福島工業高等専門学校、福島大学、地盤工学会の７機関が、廃炉に関係する研究開発を実施するとともに、今後の原子力廃止措置を担う若い研究者や技術者の育成に取り組んでいる。同プログラムの採択７機関の発意により、学生のための研究発表会として「次世代イニシアティブ廃炉技術カンファレンス」（NDEC; Conference for R&D Initiative on Nuclear Decommissioning Technology by the Next Generation）が平成 27 年度から実施されている。NDEC では、廃止措置に関係する若者が互いに成果を発表し切磋琢磨するとともに、実際に現場で苦労している企業の方々と意見交換をすることでモチベーションを高め、キャリアパスを描くための一助となっている。

第１回カンファレンスは 2016 年 3 月 16 日に東北大学青葉山キャンパスで、第２回カンファレンスは 2017 年 3 月 7 日に東京工業大学大岡山キャンパスで開催され、口頭発表及びポスターセッションで優秀な発表をした学生に賞が授与された。



口頭発表



ポスター発表



表彰式

（写真提供）東京工業大学

コラム：廃炉創造ロボコン

文部科学省の「廃止措置研究・人材育成等強化プログラム」採択機関である福島工業高等専門学校によって設立された廃止措置人材育成高専等連携協議会が全国の高等専門学校に呼びかけ、学生による廃炉技術を競うロボコン（ロボット・コンテスト）が 2016 年 12 月 3 日に JAEA 楢葉遠隔技術開発センターで開催された。ロボット製作を通じて学生に廃炉に関する興味を持たせると同時に、学生の創造性の涵養に貢献し、課題解決能力、課題発見能力を養うことを目的としている。

参加した全国の高等専門学校 13 校 15 チームの高専生たちは、開催三か月前に、福島第一原子力発電所と、会場となる JAEA の楢葉遠隔技術開発センターを視察し（楢葉サマースクール）、廃炉の現状、廃炉作業における技術的課題について理解を深めるとともに、取組への意欲を高めることとなった。

ロボコンでは、人間のアクセスが困難で半導体の作動時間も限られる強い放射線下を想定し、ロボットに搭載されたカメラからの視野の限られた映像のみで操縦し、ロボットに遮蔽効果を持たせた場合には競技時間を延長する等といった、廃炉に特有のルールが設定された。競技の結果、大阪府立大学工業高等専門学校のチームが最優秀賞（文部科学大臣賞）を受賞した。

ロボコンの様子は、NHK テレビでも特別番組として放映される等、各種メディアに取り上げられた。廃止措置人材育成高専等連携協議会では、2017 年度も同様の課題設定で第 2 回廃炉創造ロボコンを実施することとしている。



楢葉サマースクール



参加者集合写真



標準テストフィールド

（写真提供）福島工業高等専門学校、日本放送協会、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

表 6-2　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
内部調査に関する研究開発	
総合的な炉内状況把握の高度化（図 6-4）	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ため、炉内の燃料デブリや核分裂生成物（FP）の状況をより的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 6-5）	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ため、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・測定に必要となる技術を開発する。
原子炉格納容器内部調査技術の開発（図 6-6）	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（PCV）内のペデスタル内の状況を調査・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に向けて、更なる詳細な実機調査を行うために必要な技術の開発計画を立案し、要素試験を行う。
原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発（図 6-7）	燃料デブリ取り出し方法の確定等に資することを目的として､原子炉格納容器（PCV）内の燃料デブリの分布、ペデスタル内外の状況を従来よりも広範囲に精度良く調査するために､装置やより高度な調査技術の開発を行い､実証する。
原子炉圧力容器内部調査技術の開発（図 6-8）	燃料デブリ取り出し方法の確定に資するため、原子炉圧力容器（RPV）内部の燃料デブリ等の状況を把握するための調査技術を開発する。
燃料デブリ取り出し（取出し工法の開発）に関する研究開発	
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 6-9）	燃料デブリや炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化に向けた技術のうち、安全確保に係る概念検討の成果より抽出された課題の解決に必要な技術を開発し、必要に応じて要素試験を実施する。
燃料デブリ･炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化（図 6-10）	燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法、装置等について、これまでに得られた成果に基づき、必要となる要素技術開発及び試験を実施する。
燃料デブリ取り出し（作業環境の向上）に関する研究開発	
燃料デブリ･炉内構造物の取り出しに向けたサンプリング技術の開発（図 6-11）	燃料デブリ取り出し工事に関る臨界管理や装置設計､工事要領の合理化に資することを目的に、実燃料デブリのサンプリングのシナリオを策定し、サンプリング装置の検討及び開発を実施する。
圧力容器／格納容器の耐震性･影響評価手法の開発（図 6-9）	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､大規模地震時の原子炉圧力容器（RPV）／原子炉格納容器（PCV）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 6-13）	燃料デブリ取り出し方法の確定に資するため､臨界評価手法を確立するとともに臨界近接監視手法、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の補修技術の開発（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ため、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原子炉格納容器（PCV）内で閉じ込め機能を構築し､その状態を安定的に維持するための漏えい箇所の補修技術を開発し、実機適用性を見極める。
原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の実規模試験（図 6-15）	燃料デブリ取り出し方針の検討､方法の確定に資するためや原子炉格納容器漏えい個所補修技術開発 PJ で開発する PCV 下部補修技術を確認するための実規模試験を行う。
燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発（図 6-16）	燃料デブリ取り出し方針の決定を含め、燃料デブリ取り出しに係るシナリオ・選択肢の検討に資するため、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。
廃棄物処理等に関する研究開発	
固体廃棄物の処理･処分に関する研究開発（図 6-17）	2021 年度頃までを目処に、処理・処分方策とその安全性に関する技術的見通しを得ることを目標として、事故廃棄物の特徴を考慮し、固体廃棄物の性状把握を効率的に行うとともに、それらを踏まえた処理技術、処分概念及びその安全評価手法の提示に向けた調査・検討を行う。また、固体廃棄物の保管管理のリスク低減に必要な技術開発を実施する。

※廃炉汚染水対策チーム会合/事務局会議（第 39 回）、平成 29 年 2 月 23 日

資料 4-2「研究開発プロジェクトの進捗状況及び次期計画の方向性」を基に作成

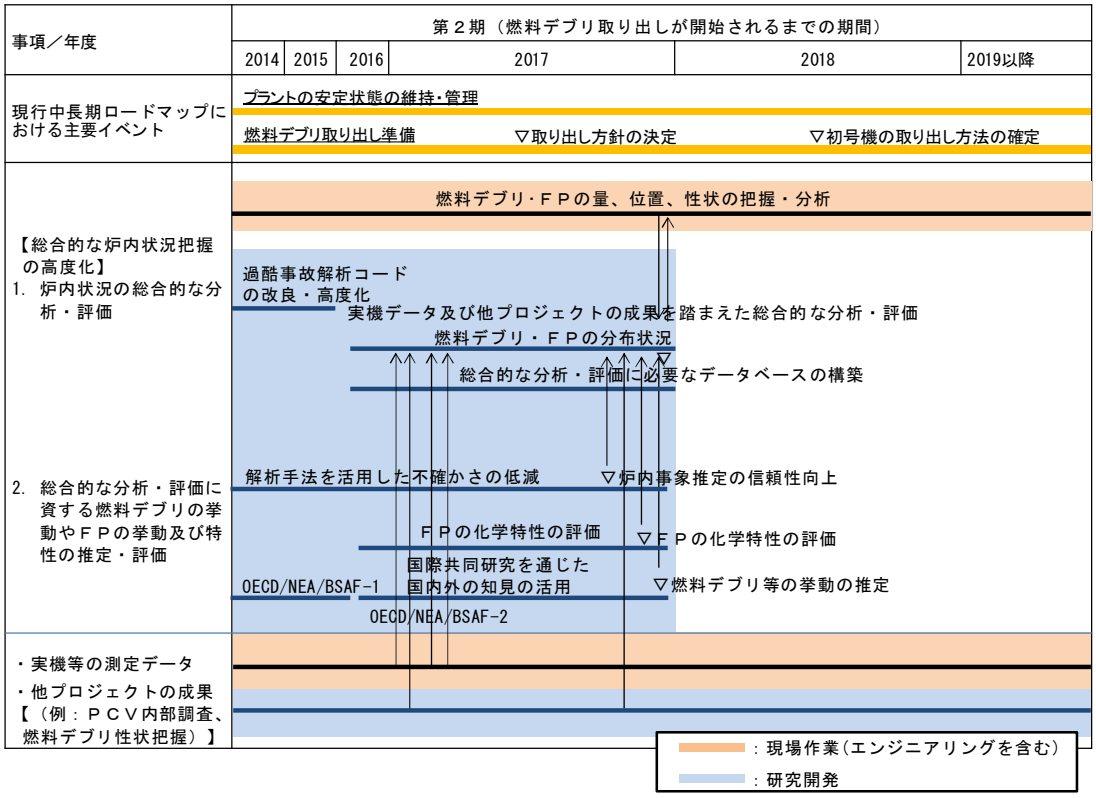


図 6-4　「総合的な炉内状況把握の高度化」工程表

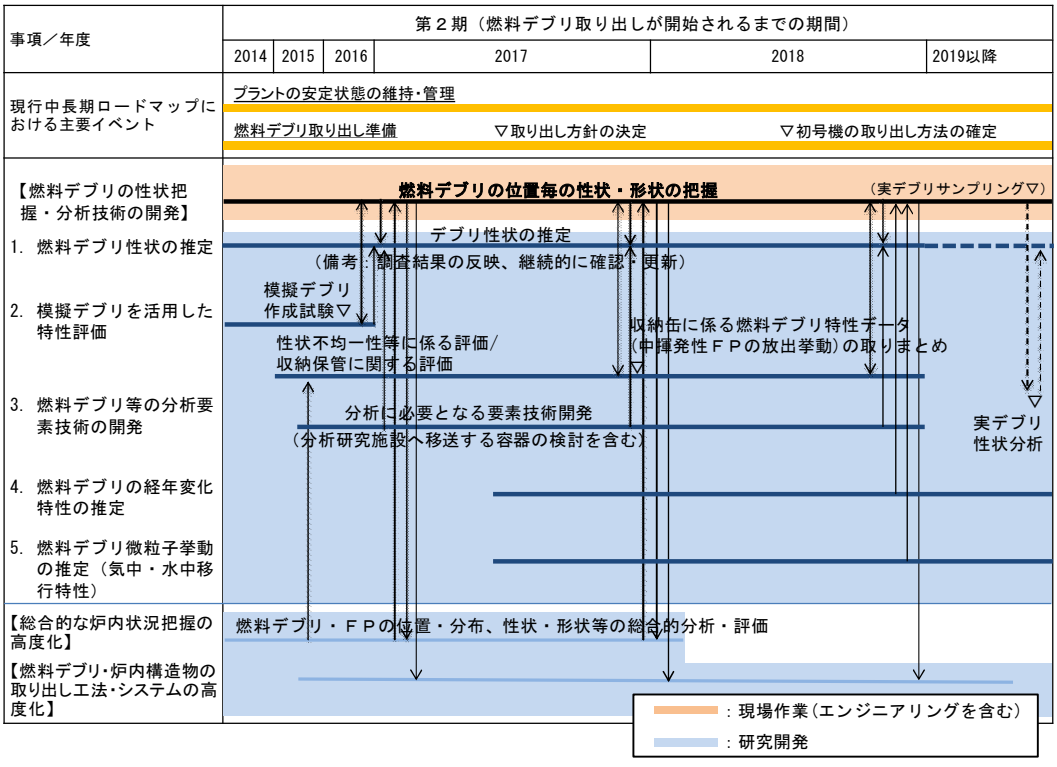


図 6-5　「燃料デブリの性状把握・分析技術の開発」工程表

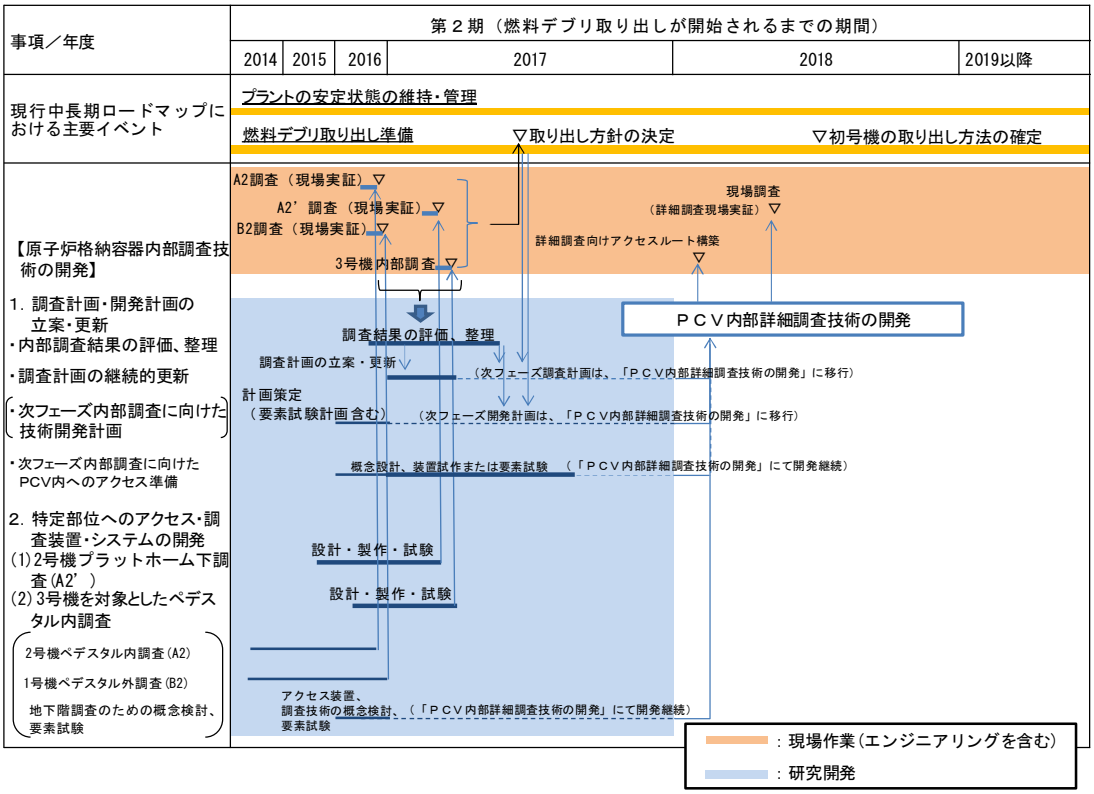


図 6-6　「原子炉格納容器内部調査技術の開発」工程表

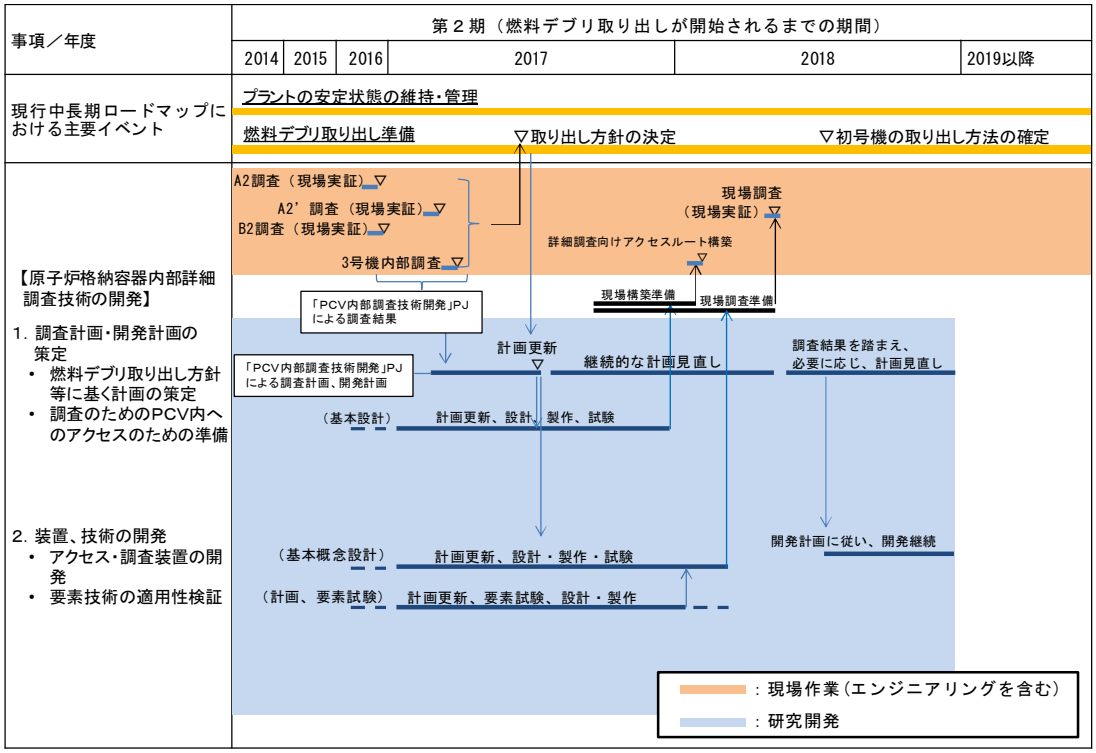


図 6-7　「原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発」工程表

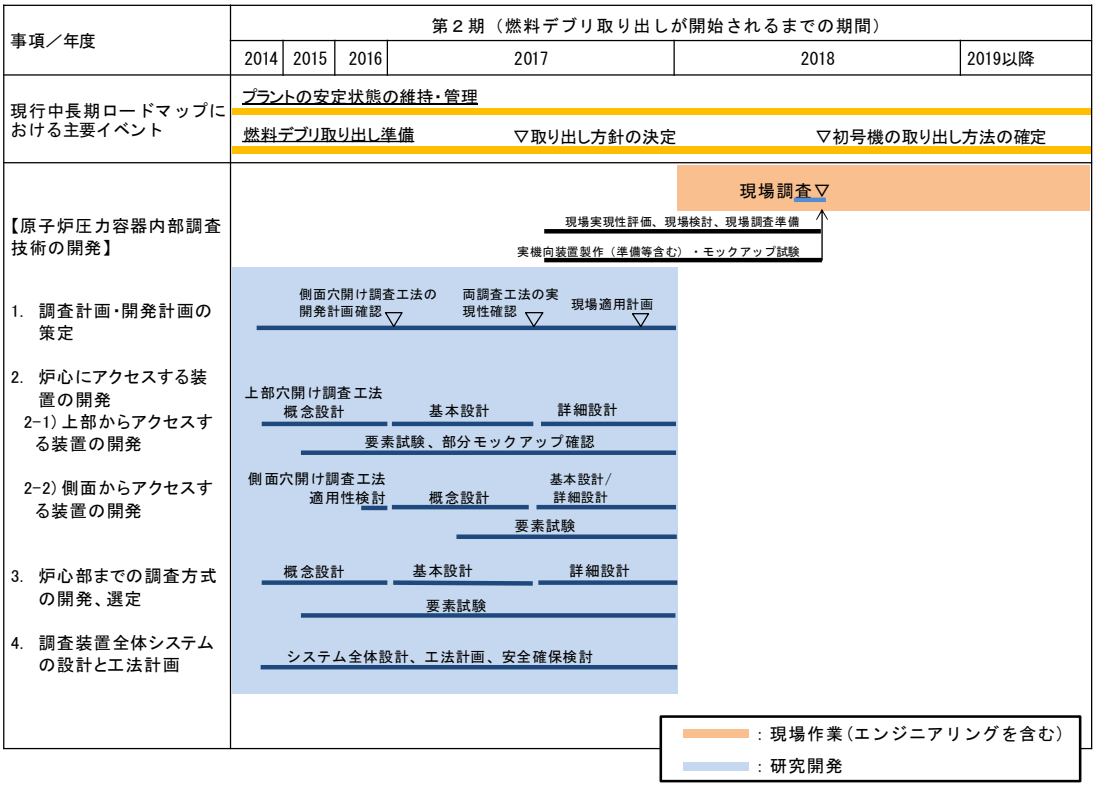


図 6-8　「原子炉圧力容器内部調査技術の開発」工程表

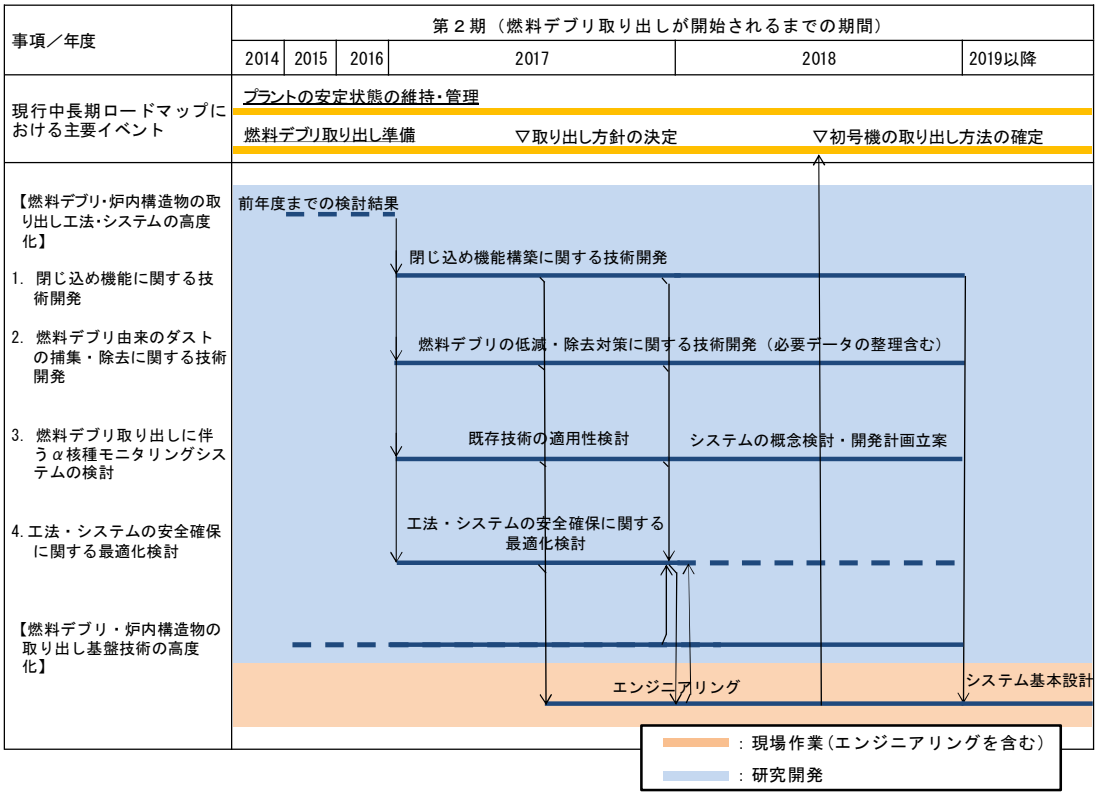


図 6-9　「燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化」工程表

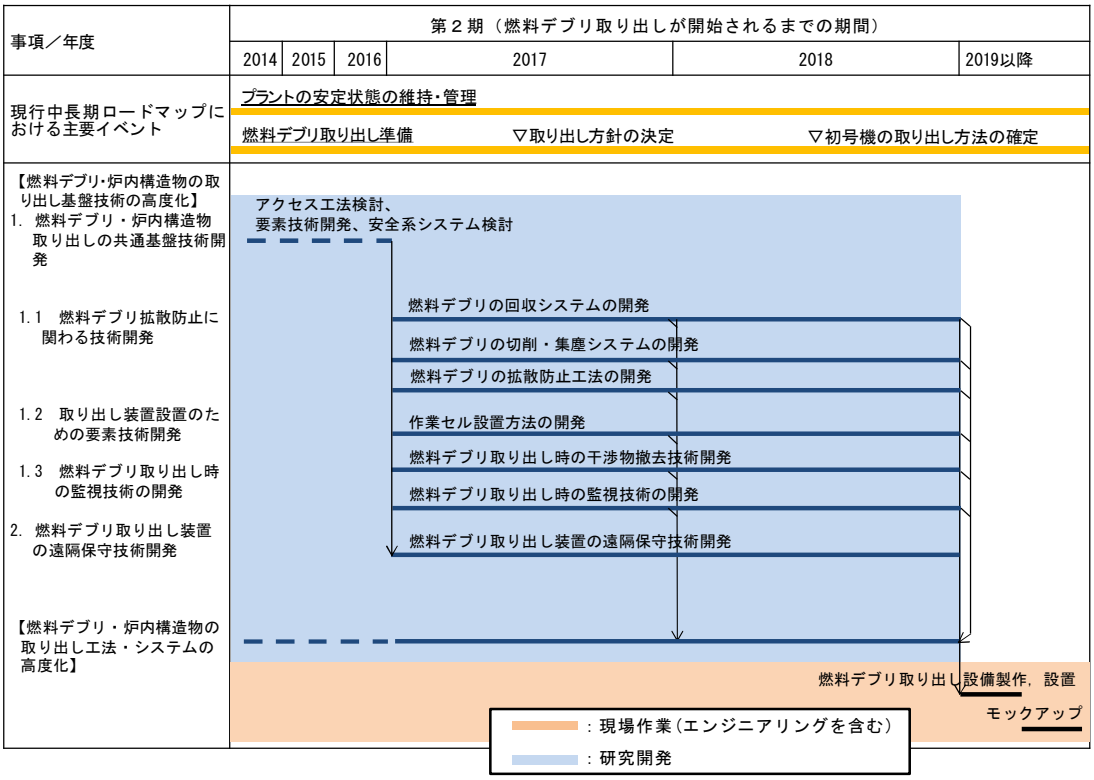


図 6-10　「燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化」工程表

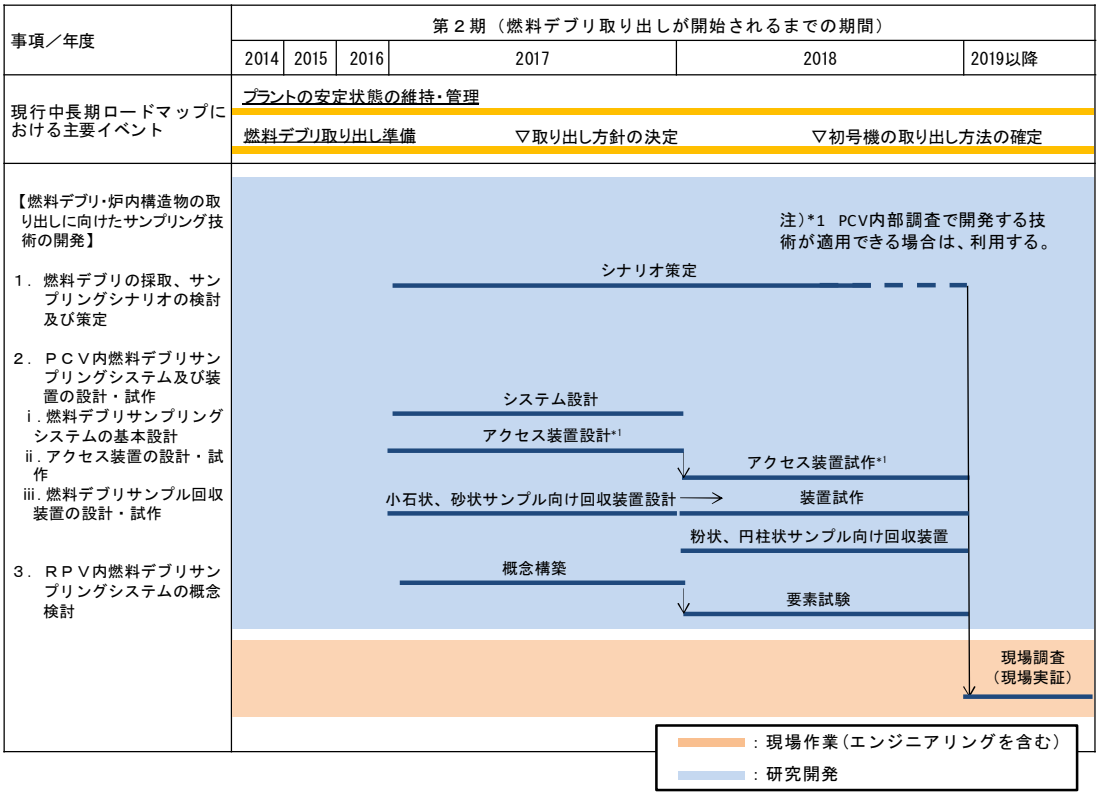


図 6-11　「燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けたサンプリング技術の開発」工程表

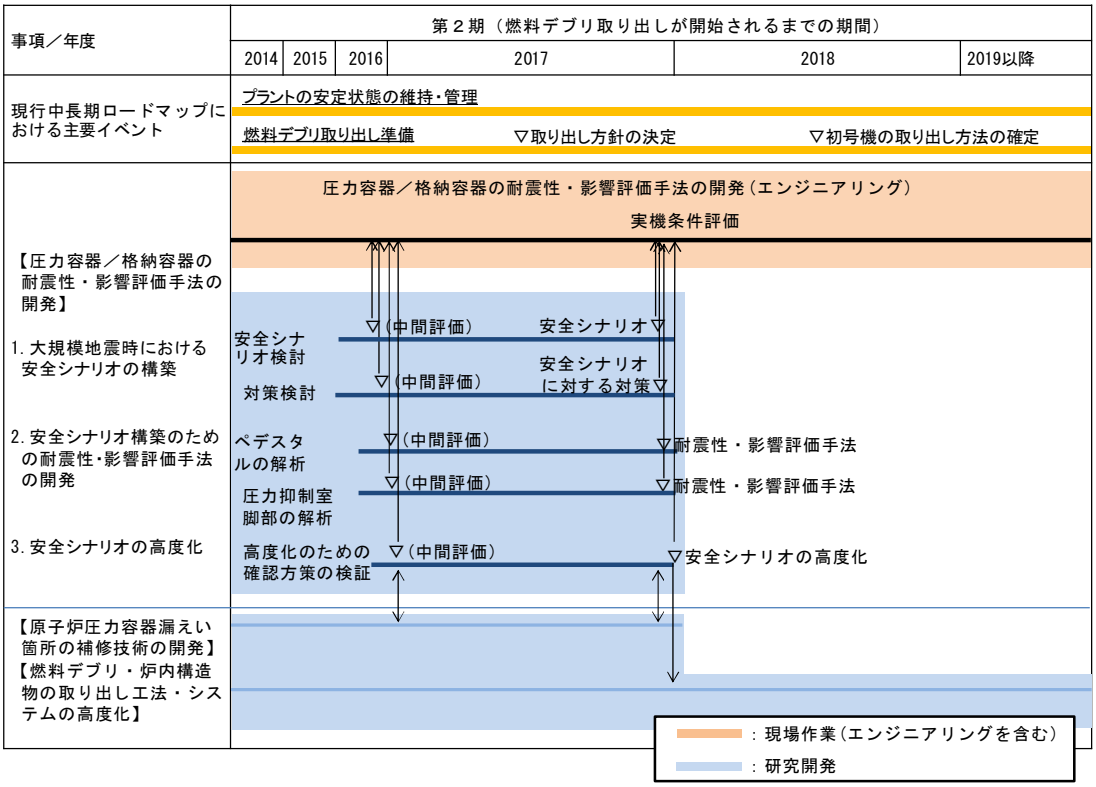


図 6-12　「圧力容器／格納容器の耐震性・影響評価手法の開発」工程表

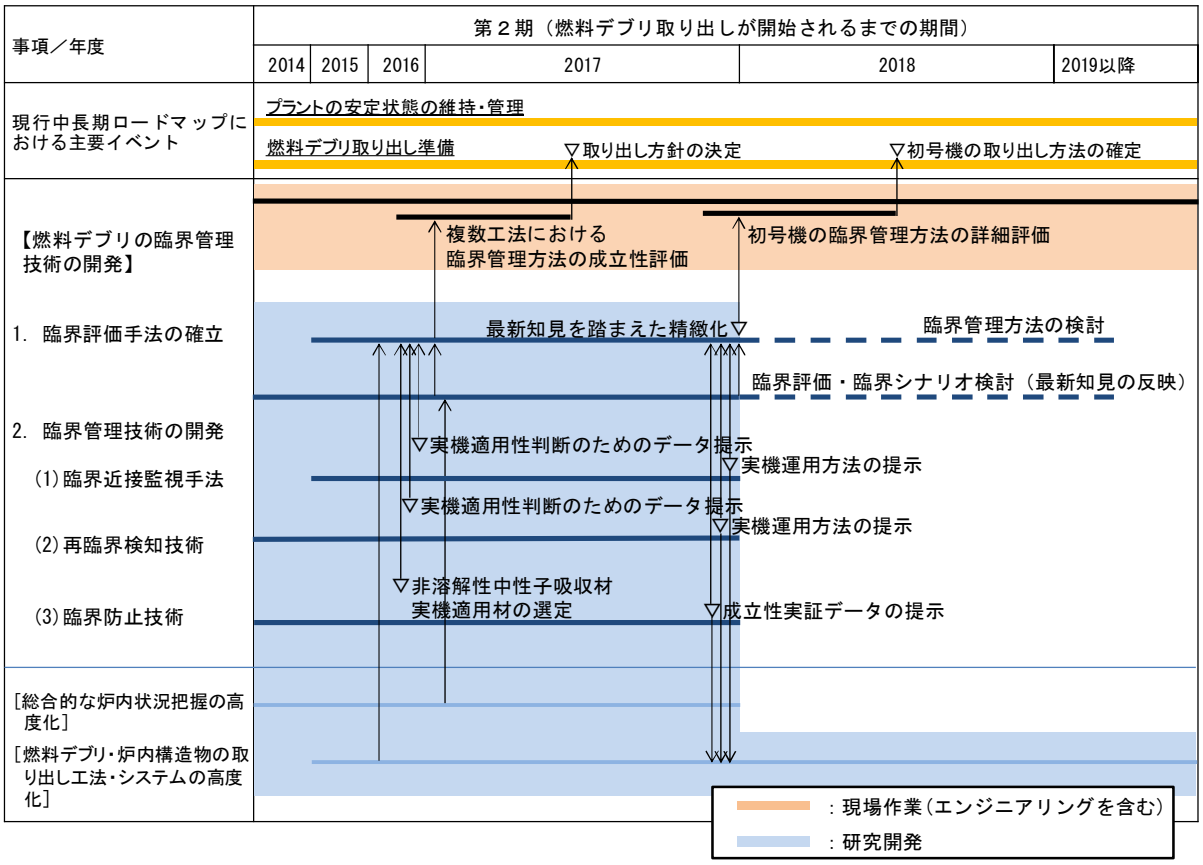


図 6-13　「燃料デブリ臨界管理技術の開発」工程表

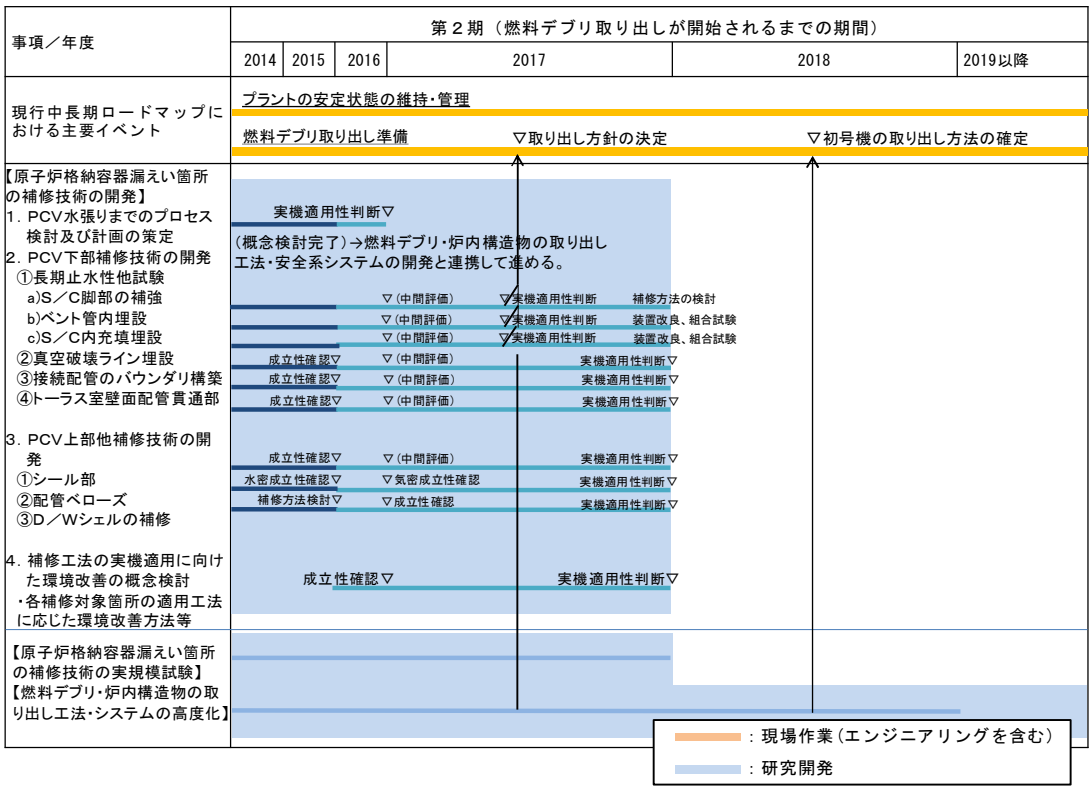


図 6-14　「原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の開発」工程表

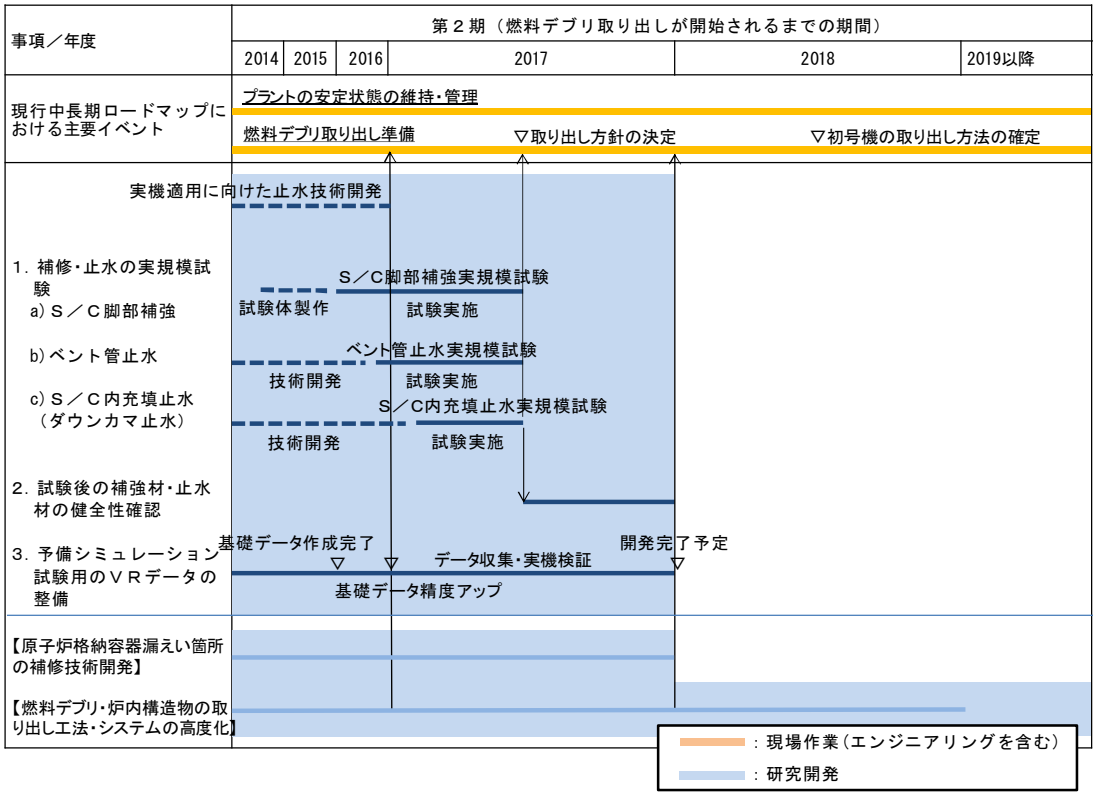


図 6-15　「原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の実規模試験」工程表

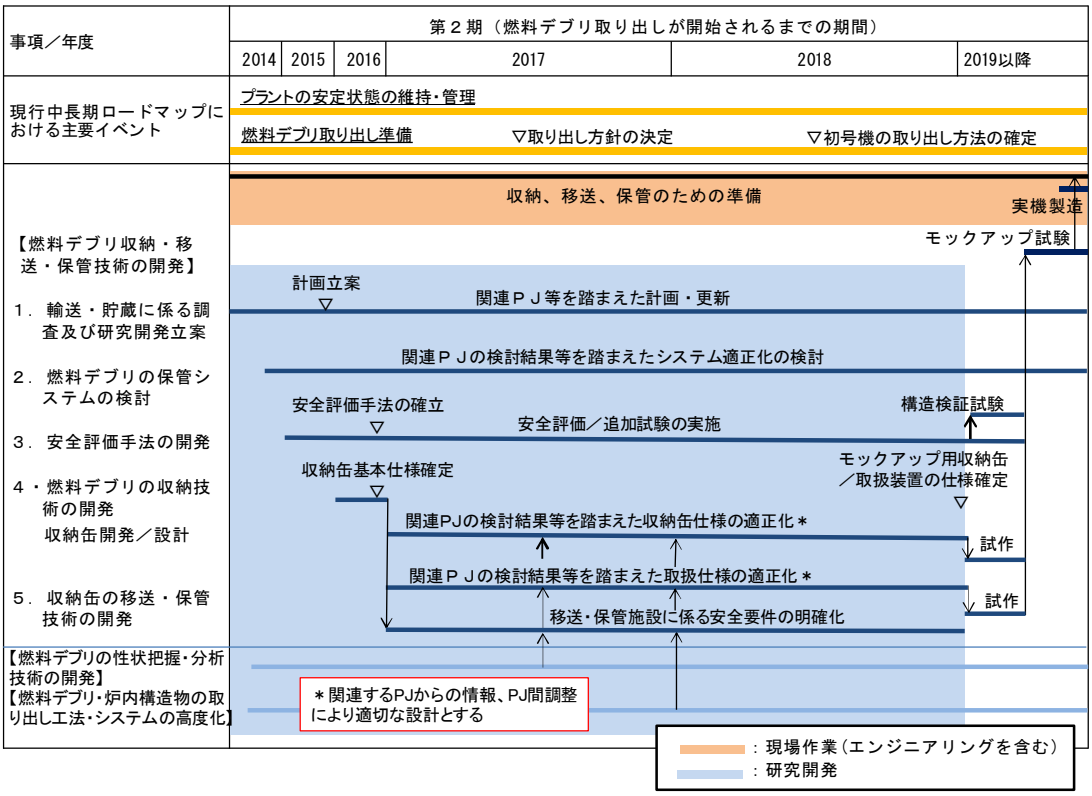


図 6-16　「燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発」工程表

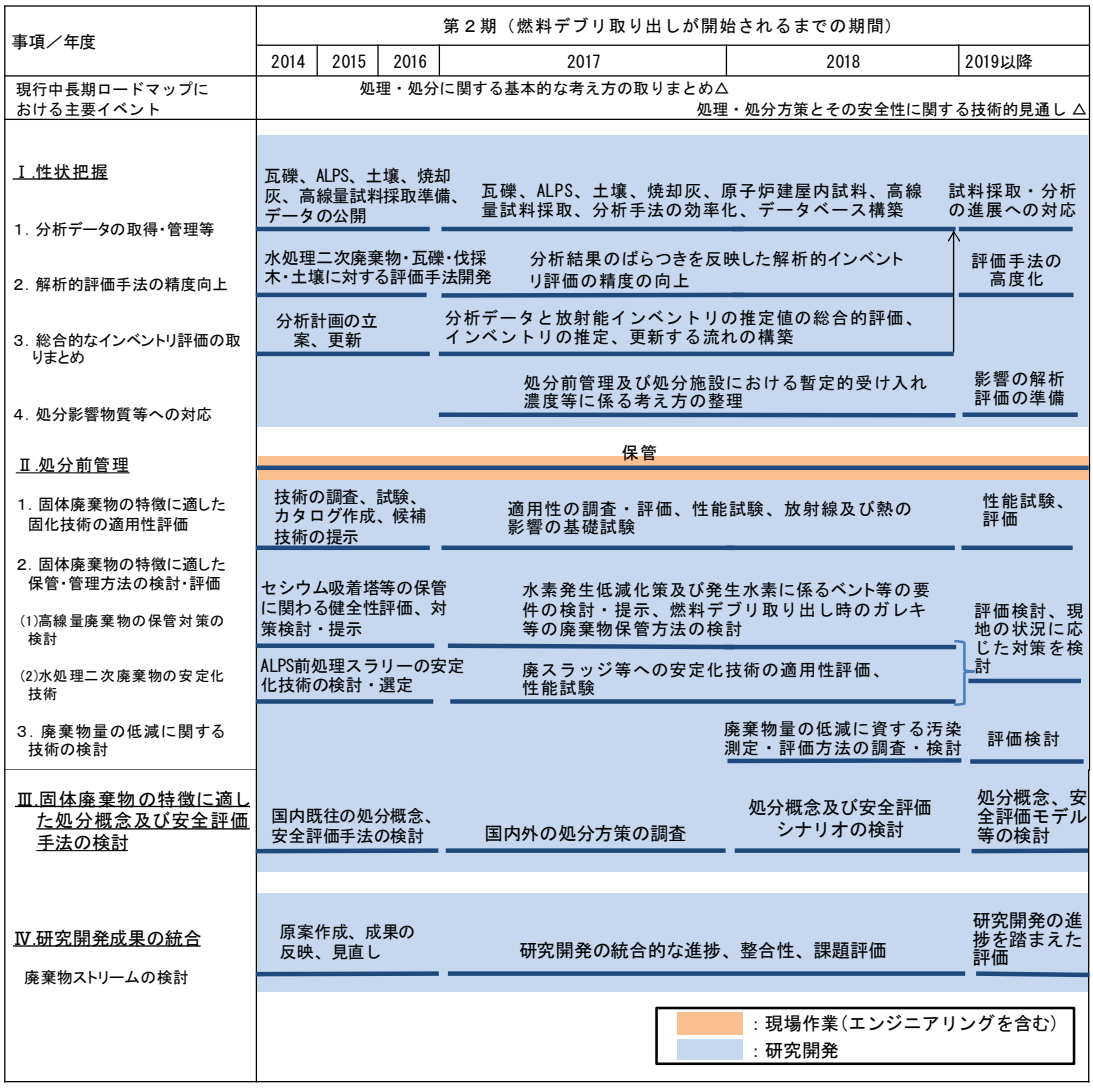


図 6-17　「固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発」工程表

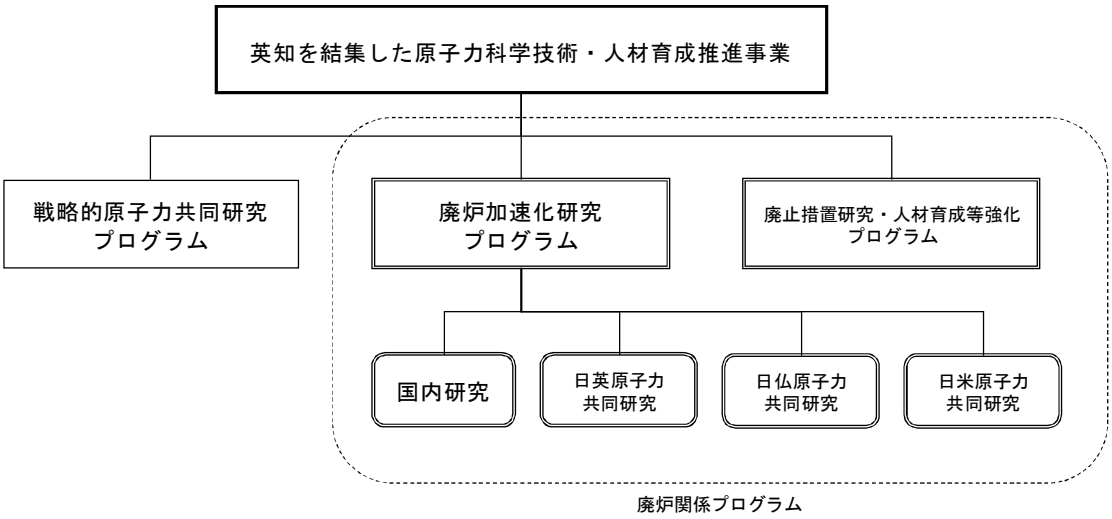


図 6-18　文部科学省　英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業　プログラム構成

表 6-3　文部科学省　英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業
廃炉加速化研究プログラム（国内研究）採択課題一覧

中核機関	事業代表者	課題名
平成２８年度		
【テーマ１】燃料デブリ取出しに関する研究		
静岡大学	渡邊　実	廃炉作業ロボット向け耐放射線組み込みシステムの開発
【テーマ２】廃棄物を含めた環境対策に関する研究		
北海道大学	小崎　完	汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討
長岡技術科学大学	高瀬　和之	廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発
日本原子力研究開発機構	大澤　崇人	ロボット制御技術を用いた廃棄物中放射性核種分析の自動前処理システムの開発
平成２７年度		
【テーマ１】燃料デブリ取出しに関する研究		
北海道大学	奈良林　直	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
東京工業大学	小林　能直	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
日本原子力研究開発機構	若井田育夫	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	浅尾　直樹	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
日本原子力研究開発機構	飯島　和毅	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 6-4　文部科学省　英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業
廃炉加速化研究プログラム（日英原子力共同研究）採択課題一覧

中核機関	事業代表者	英国側代表機関	課題名
平成２８年度			
【テーマ１】燃料デブリ取出しに関する研究			
東京大学	山口　彰	ロンドン王立大学	燃料デブリ取り出し戦略の構築：リスク管理と物理シミュレーションの融合
【テーマ２】廃棄物を含めた環境対策に関する研究			
北海道大学	佐藤　努	シェフィールド大学	汚染水処理で発生する合成ゼオライトとチタン酸塩のセメント固化体の核種封じ込め性能の理解とモデル化およびその処分システムの提案
平成２７年度			
【テーマ１】燃料デブリ取出しに関する研究			
東京工業大学	木倉　宏成	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
長岡技術科学大学	片倉　純一	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
【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	稲垣八穂広	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
日本原子力研究開発機構	目黒　義弘	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 6-5　文部科学省　英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業
廃炉加速化研究プログラム（日米原子力共同研究）採択課題一覧

中核機関	事業代表者	米国側代表機関	課題名
平成２８年度			
【テーマ１】燃料デブリ取出しに関する研究			
日本原子力研究開発機構	大貫　敏彦	テキサス A&M 大学	ヨウ素の化学状態に基づく廃炉及び DOE サイトの修復に向けた廃棄物安定化処理法の開発

表 6-6　文部科学省　英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業
廃止措置研究・人材育成等強化プログラム　採択課題一覧

中核機関	事業代表者	課題名
平成２７年度採択課題		
福井大学	安濃田良成	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
福島大学	高貝　慶隆	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
福島工業高等専門学校	青柳　克弘	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－
公益社団法人地盤工学会	東畑　郁生	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
平成２６年度採択課題		
東北大学	原　信義	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及び中核人材育成プログラム
東京大学	岡本　孝司	遠隔操作技術及び核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	小原　徹	廃止措置工学高度人材育成と基盤研究の深化

7. 国際連携の強化

炉心溶融、水素爆発を経験した福島第一原子力発電所は、緊急時対応により冷温停止状態に至ったものの、今なお大量の放射性物質を内包しており、その廃炉は、我が国が経験したことのない極めて複雑かつ困難な事業である。他方、海外においては、原子力事故施設、放射能汚染サイトのクリーンアップや廃止措置に関する多くの経験、知見が存在する。それらを積極的に学び活用することは、福島第一原子力発電所の安全確保と廃炉の加速に有益であることから、国内関係機関は国際連携の強化を積極的に進める必要がある。

7.1 叡智の結集と活用

(1) 目的

福島第一原子力発電所の廃炉においては、海外の知見・経験を結集し活用するため、情報交換、技術導入、研究開発連携、海外有識者による評価・助言等を推進することが必要である。

(2) 現状の取組

NDF は、戦略策定組織として、燃料デブリ取り出し、廃棄物対策や廃炉の実施管理といった分野で海外の知見・経験を活かすべく、国内関係機関と連携しながら、様々な取組を実施している。具体的には、OECD/NEA や IAEA といった国際機関の活動への参加、英国 NDA やフランス CEA との情報交換等に関する覚書の締結、表 7-1 に記載した英国、フランス、米国、ロシアと日本との政府間の枠組みの下での議論への参画を行ってきている。さらに、NDF では英国、米国、フランス、スペインの著名な専門家を海外特別委員として招へいして助言を得る等といった国際連携活動を、東京電力、IRID においても各機関の役割に応じて、それぞれ海外の専門家から助言を得る取組を実施している（コラム：海外特別委員・国際エキスパートグループ・国際顧問）。

また、NDF は、廃炉研究開発連携会議の主催等により、各機関における研究開発活動を実効的かつ効率的に推進するための全体最適化に取り組んでいる。国内関係機関によるこれまでの国際的な研究及び知見共有活動の代表的な例を表 7-2 に紹介する。さらに、2016 年 10 月に国内関係機関と共同でアイダホ国立研究所にて実施された TMI-2 ワークショップに参加し、当時の燃料デブリ取り出しに関わった米国エネルギー省（以下「DOE」という。）、米国原子力規制委員会（以下「NRC」という。）、General Public Utilities Nuclear 社（以下「GPUN」という。）等の関係者との交流を行うとともに、TMI-2 の燃料デブリ取り出し時の状況から、作業に関する計画の実施に当たっての柔軟な対応の重要性等の教訓を得ているところである。

(3) 今後の取り組み

技術的難度の高い取組が本格化しつつあり、また中長期にわたる廃炉の確実な実施のための適切なプロジェクト管理が求められる中で、国際連携を強化し、海外の知見、経験に学ぶことの重要性はますます高まっている。

英国では、2005 年に原子力施設の廃止措置及び廃棄物を管理する政府外公共機関として NDA が設立され、現在は英国セラフィールドサイトにおける第一世代マグノックス貯蔵ポンドへの取

組[72]等が行われている。また、米国では、1979 年に炉心溶融を経験した米国 TMI-2 事故炉における燃料デブリの取り出し（添付 7 参照）の他、60 年以上にわたって 100 を超える核兵器製造装置等に伴うレガシーのクリーンアップ活動等が行われている。フランスでは、CEA のマルクールサイトにおける再処理施設 UP-1 の廃止措置[73]等の活動といった長期にわたる廃止措置活動が行われており、ロシアにおいても原子炉や再処理施設における事故等に対する経験等を有している。

今後、PCV 内の十分な状況把握が困難な中で、燃料デブリの取り出しをはじめとした、放射性廃棄物対策、不確定要素のある廃炉への実効的かつ柔軟な取組、リスクに基づく廃炉作業の優先順位付け、廃炉事業の適正化、地域の皆様の廃炉に関する正確な理解の促進等、多様な課題に取り組んでいくことが重要である。これらを円滑に進める観点から、廃止措置等の経験を有する上記のような国及び関係機関から成功／失敗事例を含めた知見・経験を学ぶことが必要であり、また、それぞれの取組を進展させるという観点から、互いの最新の知見を共有し、研究開発への貢献及び適用可能な技術を模索することが重要である。

海外機関との連携活動の中で、英国からは、早期にリスク低減を実現するため、関係機関（セラフィールド社、NDA、ONR 等）が共通の目的にかなった解決策を共に認識する G6 の枠組みや実効的な規制（enabling regulation）[74]の概念等の有効性について、また、米国からは、TMI-2 事故対応時に各機関が GEND（GPUN、米国電力研究所（EPRI）、NRC、DOE）という一つのチームを組み、必要な対策を進めたことが有効であったことがそれぞれ紹介された。国内関係機関の適切な関係は重要であり、今後も海外の取組を学んでいく必要がある。また、OECD/NEA が開催した原子力分野の意思決定におけるステークホルダー・インボルブメントに関するワークショップにおいては、地域の皆様を含む対話の重要性が再確認された。我が国においてもこのような海外の取組を踏まえ、福島第一廃炉国際フォーラム等を通じた取組を強化していくことが必要である。

上記のように海外関係機関との間で政府、NDF、IRID、JAEA、東京電力といった国内関係機関は、第 1 章で述べたそれぞれの役割に応じて、海外の関係機関との協力関係の構築や、海外有識者から助言を得る等の国際連携を実施している。引き続き、海外の廃止措置等に関する知見・経験の収集・活用を積極的に行い、国際的な評価を受ける等、国内外の叡智の結集と活用により、福島第一原子力発電所の廃炉を適切かつ着実に進めていくことが必要である。

---

[72] セラフィールドサイトにおける第一世代マグノックス貯蔵ポンドでは、数十年にわたるマグノックス燃料の浸食により、約 1500 立米のスラッジが堆積。2015 年に放射性スラッジの最初の回収が実施された。

[73] 再処理施設 UP-1 は 1998 年に最終停止、2035 年頃までに主要プラント構成要素を解体、残った廃棄物の取り出しを 2040 年頃までに完了予定。

[74] 英国の原子力規制当局が、自らの規制アプローチを表現している用語。規制当局が被規制者や関連するステークホルダーとのオープンで建設的な対話を行うことで、優先されるべき明確な安全目標を効果的に達成していくことを目指している。目的にかなった解決策を実行したり、バランスが取れた規制を行ったりすることで、安全確保に遅延が生じることを低減し、また最適なリソースの活用を可能とするアプローチ。

表 7-1　海外と日本との政府間枠組

枠組	内容	日本側関係機関	相手国関係機関
日英原子力年次対話	・2012 年 4 月の日英首脳会談における共同声明の付属文書として発出された「日英民生用原子力協力の枠組み」に基づき開催（第 1 回：2012 年 2 月）。	外務省 経済産業省 文部科学省 環境省 原子力規制庁 NDF 東京電力	FCO BEIS EPSRC DEFRA ONR NDA NNL Sellafield Ltd
原子力エネルギーに関する日仏委員会	・2012 年 10 月の日仏首脳会談の際に発表された共同宣言に基づき設立（第 1 回：2012 年 2 月）。	外務省 経済産業省 文部科学省 環境省 原子力規制庁 NDF	DGEC CEA ASN IRSN ANDRA
日米廃炉及び環境管理ワーキンググループ	・2011 年 3 月の原子力事故後の緊密な日米協力関係に基づき、二国間協力を一層強化するため、2012 年 4 月に設立が決定。同委員会の下に「廃炉及び環境管理ワーキンググループ（DEMWG）」を設置（第 1 回：2012 年 12 月）。	経済産業省 文部科学省 環境省 NDF JAEA 東京電力	DOE DOC EPA SRNL
日露原子力ワーキンググループ	・2016 年 9 月の日露首脳会談で承認された 8 項目の協力プランの一つとしてエネルギー分野が掲げられたことに基づき、原子力ワーキンググループを設置（第 1 回：2016 年 9 月）。	外務省 経済産業省 文部科学省 NDF JAEA 東京電力	ROSATOM TENEX FCNRS PDC UGR RosRAO MES Kurchatov Institute Physics and Energetics Institute

表 7-2　国内関係機関による国際的な研究及び知見共有活動の例

取組	内容	関係機関
OECD/NEA BSAF	・11 か国の研究機関や政府機関が参加し、各国参加機関において過酷事故解析コードを用いた福島第一原子力発電所事故の進展､炉内の燃料デブリと FP の分布等に関するベンチマークを実施中。各国参加機関による現象論のモデル化に関する知見等を活用 ・事故時の測定データや事故後の放射線量に関する情報データベースを共有	エネルギー総合工学研究所 原子力規制庁 JAEA 電力中央研究所 NDF 東京電力
OECD/NEA WGAMA- LTMNPP	・過酷事故後に燃料が残存する原子力発電所において、安全・安定な状態をいかに確保するか、各国の規制・基準や事業者の取組を共有・整理	原子力規制庁 NDF 東京電力
OECD/NEA PreADES	・燃料デブリの特徴を理解するのに役立つ知見を共有するとともに、燃料デブリのサンプリング及び取り出しの際の安全性評価の方法論を整理	JAEA NDF 東京電力
OECD/NEA ARC-F	・原子炉建屋内や PCV 内から得られる情報や水サンプルによる情報を分析し、過酷事故の進展状況や原子炉建屋/PCV の状況をより深く理解するために役立つ知見の共有がなされる予定であり、現在、詳細を調整中	JAEA 原子力規制庁 NDF 東京電力
OECD/NEA TCOFF	・福島第一原子力発電所の廃炉に向けた基礎的・基盤的研究を進める観点から、溶融燃料や FP の移行挙動、燃料デブリ特性把握等のための材料科学的な解析に適した熱力学データベースを高度化・拡充	JAEA
OECD/NEA EGFWMD	・福島第一原子力発電所の廃棄物管理、廃炉における知見を拡充 ・福島第一原子力発電所の廃棄物に関して日本が実施している研究開発に対する助言	原子力規制庁 JAEA 東京電力 経済産業省 NDF IRID
IAEA DaRoD	・損傷原子力施設の廃止措置・修復に関する課題への取組で得られた知識や経験（規制、技術、制度・戦略）を各国で共有	原子力規制庁 NDF
二国間の政府ベースのプログラム	・日英原子力共同研究【2015 年度採択、2016 年度採択】 テーマ: 燃料デブリ取り出しに関する研究､廃棄物を含めた環境対策に関する研究 ・日米原子力共同研究【2016 年度採択】 テーマ：放射性廃棄物を含めた環境対策に関する研究	文部科学省
IRID による実用化研究段階における海外機関との協力	・事故解析コードの高度化（米） ・止水関連技術開発（フランス、米） ・遠隔除染関連技術開発（英、米） ・内部調査技術の開発（英、カナダ、米、フランス、ドイツ、ロシア） ・内燃料デブリ検知・性状把握（米、フランス、カザフスタン） ・燃料デブリ､構造物取り出し技術開発（米､英､フランス､ドイツ） ・臨界管理技術の開発（ハンガリー、ロシア、フランス） ・燃料デブリ収納・移送・保管技術開発（フランス、米） ・固体廃棄物処理処分技術開発（米）	IRID
東京電力による海外機関との技術開発	・地理情報システム：GIS（英） ・3 号プール燃料取り出しのための燃料取り扱い設備（米）	東京電力

コラム：海外特別委員・国際エキスパートグループ・国際顧問

過酷事故を起こした複数の原子炉の廃炉という極めて複雑かつ困難な事業を、円滑かつ迅速に進めるためには、幅広い叡智を結集し活用する必要がある。そのため、NDF は、戦略検討、研究開発、プログラム・プロジェクト管理や安全規制の各分野の専門家（マイク・ウェイトマン元ＯＮＲ長官、ポール・ディックマン米国アルゴンヌ国立研究所シニア・ポリシー・フェロー、フランソワ・ゴーシェ　フランスＣＥＡ原子力開発局長、ファン・ホセ・ザバラ　スペイン放射性廃棄物管理公社総裁）を海外特別委員として招へいしている。

東京電力は、福島第一原子力発電所の安全かつ効率的な廃炉及びその研究開発に資する助言を得るため、多様な国際的な専門知識と経験を有する専門家（サム・アルミーホ米国原子力規制委員会原子炉安全諮問委員会前議長、ロザ・ヤング米国電力研究所フェロー、エイドリアン・シンパー英国 NDA 理事、ジョエル・ピッセルマン　フランス ETC（濃縮技術会社）会長、ニコライ・シュタインベルグ　ウクライナ独立コンサルタント）を国際エキスパートグループとして招へいしている。

IRID においても、取り組んでいる研究開発のデザインレビューの実施状況、情報発信・コミュニケーションの強化についての評価を得るとともに失敗経験を含めた知識を得るため、海外の著名な専門家である、ルイス・エチャバリ OECD/NEA 前事務局長、メラニー・ブラウンリッジ NDA 技術統括本部長、レイク・バレット元 NRC-TMI 現地対応責任者を国際顧問として招へいしている。



海外特別委員



国際エキスパートグループ

7.2 国際社会への積極的な情報発信

(1) 目的

国際社会に対する責任を果たすとともに、世界の叡智の結集及び活用により、廃炉に向けた取組を進めるため、国内関係機関は、積極的な情報発信を行っていくことが重要である。

(2) 現状の取組

NDF は政府と密接な連携をとりながら、IAEA 総会におけるサイドイベントの開催、WM シンポジウム（Waste Management Symposia）への登壇等を通じて、福島第一原子力発電所廃炉の取組を紹介するとともに、表 7-2 に記載した OECD/NEA での活動等を通じて、福島第一原子力発電所に関する情報を提供している。また、地域の皆様との信頼関係構築や世界に向けて福島第一原子力発電所の廃炉に関する最新の情報を発信する場として、福島第一廃炉国際フォーラムを継続的に開催していくこととし、政府をはじめ関係機関の協力を得て第 1 回を 2016 年 4 月に、第 2 回を 2017 年 7 月に開催している（http://www.ndf-forum.com）（コラム：福島第一廃炉国際フォーラム）。また、戦略プランや廃炉研究開発情報ポータルサイト（http://www.drd-portal.jp/ ）を日英両版で作成・公開している。

(3) 今後の取り組み

情報発信に当たっては、事故を起こした我が国の責任を果たすため、廃炉・汚染水対策で得られたデータや現場の状況を迅速・的確かつ、分かりやすくお知らせする等、国際社会に開かれた形で廃炉を進めていくことが重要である。これに加え、IAEA 総会サイドイベントや OECD/NEA のプログラム、国際シンポジウムの場等を通じて、廃炉の進捗、成果の情報を積極的に提供し、助言、評価を受けつつ、廃炉を進めていくことが重要である。また、同時に廃炉をけん引し得る企業及び、教育研究機関等の関心をひき付けることが必要となってくるため、TEPCO CUUSOO（https://tepco.cuusoo.com）のように廃炉を実施する上での課題について、国内外に向けて発信し、世界の叡智を結集し活用するための仕組みを強化していくことも重要である。

また、情報の発信については、国際社会の正確な理解が形成されるように努め、風評被害を防ぐことも必要である。7.1 節で記載したステークホルダー・インボルブメントの観点を踏まえ、NDF では複雑な福島の状況について、地域の皆様にも分かりやすく伝えるため、コミュニケーションの専門家の協力を得て福島第一廃炉国際フォーラムを実施する等といった取組を進めており、国内関係機関はこのように分かりやすい情報の発信をより一層、強化していくべきである。

7.3 関係機関の密接な連携

廃炉の推進にあたり、政府、NDF、IRID、JAEA、東京電力といった国内関係機関は第 1 章で述べたそれぞれの役割に応じて国際連携活動を実施しているところであるが、情報の効果的な入手及び利用を促進するため、国内関係機関の間における密接な連携についても一層強化していかねばならない。そのためにも各機関が必要とする情報を適宜、掲示し、共有する努力をしていくことが重要となる。

コラム：福島第一廃炉国際フォーラム

2016 年 4 月に、廃炉に係る技術的知見の交換の場として、また、国内外の様々な関係者を通じた共通理解の場として、NDF は、福島県いわき市において第 1 回福島第一廃炉国際フォーラムを経済産業省資源エネルギー庁と共催で開催した。日本を含め 15 か国 641 名の参加を得て、廃炉について「地元とのコミュニケーション」「トップレベルの廃炉に関する技術的検討」を主なテーマに議論を実施した。

福島第一原子力発電所の廃炉に関する、燃料デブリ取り出しや廃棄物対策といった取組は、技術的側面のみならず、地域社会とのコミュニケーションという社会的側面についても、世界の叡智を結集し、我が国が乗り越えていくべき重要なテーマであることが明らかになった。廃炉事業は世代間を超えた取組であり、これを推進するためには、廃炉の内容について、情報を発信するだけでなく、地域社会において、地域の皆様自らが情報を知るための機会を設けるとともに、発信された情報を咀嚼して分かりやすく伝える取組も併せて進める等、双方向のコミュニケーションによって理解を広く共有していくことが重要である。参加した機関・国との建設的な関係を継続し、福島第一原発の廃炉を一歩でも前に進めるため、本フォーラムを継続的に実施していくこととした。

また、2017 年 7 月には、NDF 主催による第 2 回福島第一廃炉国際フォーラムを開催した。地元住民の方々を主な対象としたセッションを広野町で開催し、地元の方々の疑問や不安に誠実に向き合う対話が行われた。原子力災害被災市町村で開催される初めての廃炉国際フォーラムであった。



地元住民代表



専門家代表

8. 今後の廃炉プロジェクトの進め方

戦略プラン 2017 において、2 つの戦略的提案を提示した。今後、それらを踏まえて福島第一原子力発電所における廃炉の取組は更に一歩進んだフェーズへと移行していくこととなる。これまでも、廃炉プロジェクトの着実な推進という観点では、プロジェクトマネジメント機能の強化に向けた重要性について関係機関において共通認識を得ているところであり、東京電力においても、その取組がなされてきたところである。今後、燃料デブリ取り出し等技術的難度の高い取組が本格化していく中で、プロジェクトマネジメントの重要性は増大していくこととなる。

NDF においても、1 章で述べたように、NDF 法の改正を踏まえて、今後、廃炉の実施の管理・監督の主体として、①廃炉に係る資金についての適切な管理、②適切な廃炉の実施体制の管理、③積立金制度に基づく着実な作業管理等を行うに当たり、プロジェクトマネジメントへの関与を強めていくこととなる。

また、プロジェクトの着実な推進のためには地域住民の皆様から信頼を得ていくことも重要である。政府、NDF、東京電力及びその他の関係者が、適切に役割分担しながら誠実かつ丁寧なコミュニケーションを継続することで、地域住民の皆様の不安を解消し、信頼回復に努めていく必要がある。

8.1 プロジェクトマネジメント機能の強化

福島第一原子力発電所の廃炉においては、汚染水対策や使用済燃料プールからの燃料取り出し等多岐にわたるプロジェクトが同時並行的に、かつ、相互に関連を持ちながら進められている。今後、さらに燃料デブリ取り出しという、技術的難度が高く、かつ、これまでの取組との関連性や連続性を見極めながら実現を図る必要のある取組が本格化していく。この複雑かつ重層的な大規模プロジェクトを、適切な規模の管理単位で個別プロジェクトとして管理する一方で、プロジェクト間の相関関係を踏まえて、廃炉プロジェクト全体として統合的に進めていくことが必要となる。

また、敷地内で行う作業のみならず、研究開発、人材育成、サプライチェーン、規制との関係、地域社会との信頼関係の構築等もプロジェクト遂行に不可欠な要素として、統合的に取り組んでいく必要がある。

この廃炉プロジェクトは、世界に類を見ない技術的困難に挑戦する取組であり、また、社会的にも地域の復興の前提となるものであることから、この廃炉プロジェクトを推進する意義は極めて大きい。そして、その遂行の困難さ、複雑さを踏まえれば、プロジェクトマネジメントをいかに効果的かつ統合的に行うかが、廃炉プロジェクトの成否の鍵を握ることとなる。

特に、不確実性の大きい福島第一原子力発電所の廃炉において、廃炉プロジェクトの着実な推進のためには、その遂行に影響を及ぼすプロジェクトリスクを特定し、それらの重要度を分析し、必要な対策を講じていくというプロジェクトリスク管理が重要となる。

福島第一原子力発電所の廃炉においては、様々な取組が同時並行的に、かつ、相互に関連を持ちながら進められている。また、一つの取組も多様かつ多数の現場作業の組合せで成り立っているが、不確実性の大きい環境下で現場の作業を進めるに当たっては、事前の計画立案の情報や想

定に加え、現場進捗に合わせて得られる情報を考慮しながら現場作業を進めることになる。しかしながら、計画立案時の情報や想定と作業進捗に伴って得られた情報の相違が大きい場合には、予定通りの作業が困難となる可能性があり、このようなプロジェクトリスクと常に向き合いながら進めていかなければならない。そして、プロジェクトリスクの顕在化により生じた遅れは、次の取組へ影響を及ぼすこととなり、さらには全体のプロジェクト進捗へ影響を及ぼす可能性も出てくることとなる。

さらに、様々な取組が同時並行的に行われる福島第一原子力発電所の廃炉においては、それら作業間の整合性をいかにとるかが大きな課題となる。このような廃炉プロジェクト全体の安定的な継続に関わるプロジェクトリスクについては、より適切な対応を図っていく必要がある。

米国や英国等の廃止措置においては、プロジェクトの遂行に関わる様々なリスクに対し、対応策の検討・実施を行うことと併せて、様々なリスクの顕在化の可能性を考慮に入れた上で、プロジェクト全体のスケジュールやコストへの影響度を評価する取組も行われている。プロジェクトを進める上で不確実性の大きい福島第一原子力発電所においては、作業の進捗管理、資金管理の適切な実施の観点から、先行事例にも学びつつ、プロジェクトリスクへの対応を図っていくことが重要である。

また、廃炉プロジェクトの遂行には、国民の信頼確保が極めて重要な基盤となる。国民からの信頼を継続的に得ながら、廃炉等積立金制度の適切な運用を図るため、廃炉の実施主体である東京電力と廃炉実施の管理・監督の主体である NDF は、それぞれの役割分担やアカウンタビリティを明確化し、プロジェクト全体へのガバナンスを強化することで、廃炉作業や資金管理の透明性を確保しつつ、プロジェクトの着実な推進を図っていく必要がある。

8.2 社会との関係

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、国内外の有識者及び廃炉を経験した機関から指摘されている。政府、NDF、東京電力及びその他の関係者がそれぞれの役割に関する共通理解を醸成し、海外での様々な経験も参考にしつつ、適切に役割分担をしながら取組を進めていくことが重要である。特に、福島第一原子力発電所の廃炉においては、例え軽微であっても安全に関わるようなトラブル等が発生すると、地元住民の皆様の不安を招き、復興や帰還に向けた意欲が大きく削がれるとともに、風評被害にもつながる等、地域に影響を与える可能性がある。このため、まず、十分な注意を持ってトラブル発生の防止に取り組むことは論を待たないが、万一発生させた場合においても、誠実かつ丁寧な説明を尽くすことが重要である。その第一歩は正確で分かりやすい情報発信であり、トラブルの発生時はいうに及ばず、その後の安全対策の実施状況及び現場における安全管理の改善状況についても積極的に発信すべきである。また、本年 1 月から 2 月にかけて実施された 2 号機内部調査において、高い線量測定値が観測された際に丁寧さを欠いた情報発信により風評を招いた事例を踏まえつつ、情報発信について改善に努めていくことが重要である。

その上で、廃炉工程の各段階において、地域住民の皆様に対して、リスク低減の基本方針に対する共通理解を得ていく必要がある。また、可及的速やかに除去すべきリスクと慎重に取り組む

べきリスクに分ける必要があることについても、地域住民の皆様との共通理解とすることが重要である。

このようなコミュニケーションは、発信側と受信側とで情報を共有するだけでは不十分であり、適切な対話を重ね、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、こうした過程を積み重ねていくことが重要である。政府においては、地元関係者への情報提供・コミュニケーション強化、広報活動の在り方を議論する場として、「廃炉・汚染水対策福島評議会」を開催しているほか、正確な情報を分かりやすく伝えるための取組として、動画解説やパンフレット「廃炉の大切な話」を作成し、周知・配布を行っている。NDF における当面の具体的取組としては、①地域住民の皆様の声を伺うとともに、福島第一廃炉に関する情報を分かりやすく提供し、併せて国内外の専門家が廃炉の最新の進捗、技術的成果を広く共有する観点から、「福島第一廃炉国際フォーラム」の継続的開催、②地域住民の皆様への直接的な形での説明・対話、③地域住民の皆様と接する機会の多い関係自治体の職員への説明等に着手したところであり、この他にも、関係する様々な方々との積極的なコミュニケーションの具体化について検討を行っているところである。東京電力においては、福島県主催の「福島原子力発電所の廃炉に関する安全確保県民会議」等での経営層やリスクコミュニケータによる地域住民の皆様への説明・対話や、「中長期ロードマップ」の進捗状況についての仮設住宅の自治会長等への説明・対話等の取組を継続的に行っているところであり、また、避難されている方々も含め福島第一原子力発電所への視察者の受け入れを進めてきている。

風評被害は、リスクが顕在化しなくとも、不安があるというだけで被害がもたらされる場合もあり得る。また、事故後６年を経過してもなお、事故直後のイメージが払拭されずに定着していることによる影響も指摘されている。

既に発生している風評被害への対応や放射性物質に起因するリスクの低減等を実施するに当たっての対応の遅れ、作業員の被ばく量やコストの増加等の発生により、廃炉の取組に対する社会の評価を低下させ、これらが更に対策の実施を遅らせるという悪循環にも繋がりかねない。
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、報道関係者、市場関係者及び流通業者はもちろん、海外を含む消費者に対して、正確性と透明性を大前提としつつ、適時適切な情報発信に努めるとともに、丁寧なコミュニケーションを継続していくことが重要である。

8.3　廃炉プロジェクトの継続性への配慮

福島第一原子力発電所の廃炉では、長期にわたる事業の継続性の確保が生命線となり、技術的知識や情報の継承と人的能力や意欲の継続が重要となる。このため、プロジェクトマネジメント、研究開発、エンジニアリング、現場管理等が継続的に実施できる仕組みと、これを担う多種多様な人材の確保が必要である。具体的には、知識や経験の管理、データベース化、アーカイブ化と、それを活用・継承する仕組みを構築するとともに、実際に係わる人が、誇りと意欲を持ち、安心して、キャリアを形成できる環境整備が望まれる。

こうした仕組みや環境整備のもと、廃炉プロジェクトを遂行する中で新たな価値が創造され、多様な産業界、学術界、地域社会、さらには国際社会への幅広い波及的効果が生まれるとともに、個人レベルでは、廃炉プロジェクトで培った経験や誇りを核にして、他分野を含めた社会貢献や課題解決／変革のリーダーとなる人材が輩出されることを期待したい。このような波及効果をきっかけとして、更に多様な領域の多様な知見が廃炉プロジェクトに取り込まれ、他分野の人材が廃炉プロジェクトへの関心を高め、廃炉がより多様な人材に支えられるという好循環が生まれる中で、更なる価値創造を生みながら、廃炉を安定的かつ継続的に進めていくことが望まれる。

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　SED 指標の概要
添付 4.1　プラントデータの定期的な計測
添付 4.2　PCV 内部調査の結果
添付 4.3　S/C 内部・トーラス室の調査結果
添付 4.4　ミュオン測定の結果
添付 4.5　BSAF プロジェクトの概要及びこれまでの成果
添付 4.6　MAAP コードと SAMPSON コードの特徴と解析結果
添付 4.7　熱バランス法の概要及び推定結果
添付 4.8　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 4.9　燃料デブリ特性リスト
添付 4.10　各号機の炉内状況の総合的な分析・評価の状況
添付 4.11　閉じ込め機能について
添付 4.12　燃料デブリ取り出し時の PCV 底部の水位レベルの考察
添付 4.13　RPV、PCV の耐震性に関する概略評価結果
添付 4.14　燃料デブリ取り出し機器・装置の開発
添付 4.15　燃料デブリ取り出し作業時のリスクについて
添付 5　固体廃棄物の管理状況と保管管理計画
添付 6.1　研究連携タスクフォース中間報告
添付 6.2　技術士（原子力・放射線部門）二次試験における選択科目の内容変更
添付 7　TMI-2 及びチェルノブイリ 4 号機の状況

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。

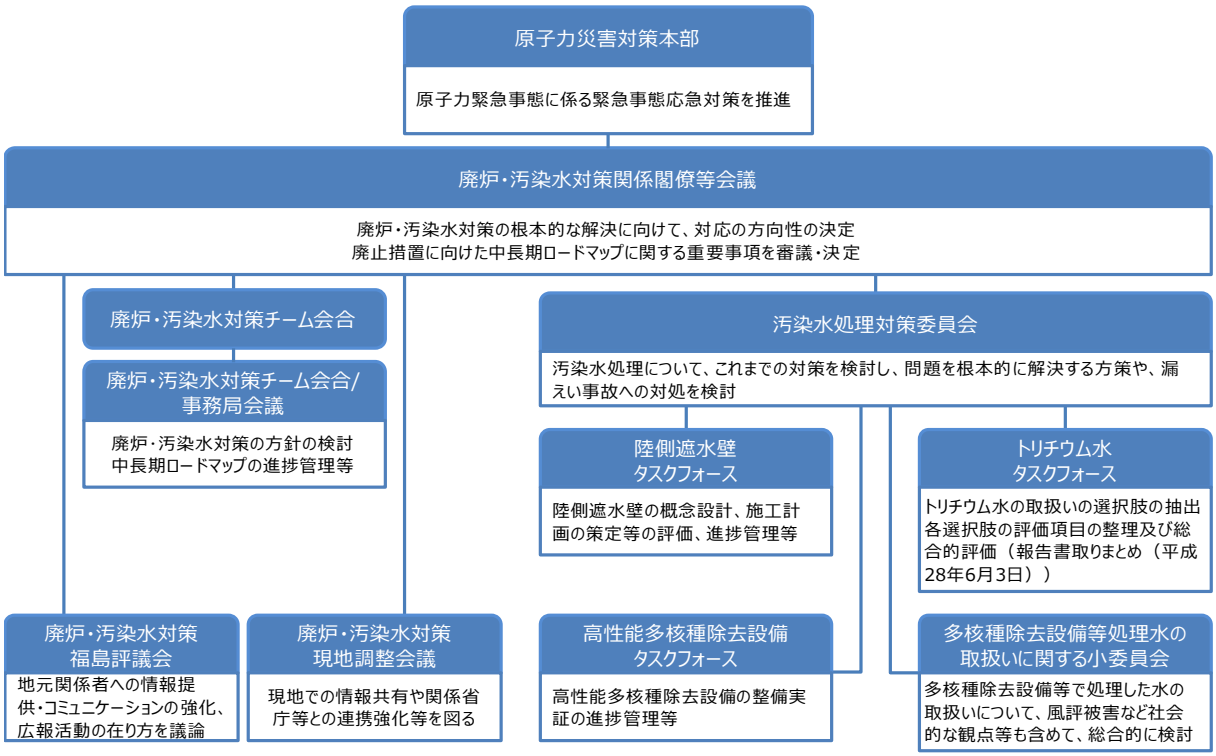


図 A1-1　福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた日本政府の体制

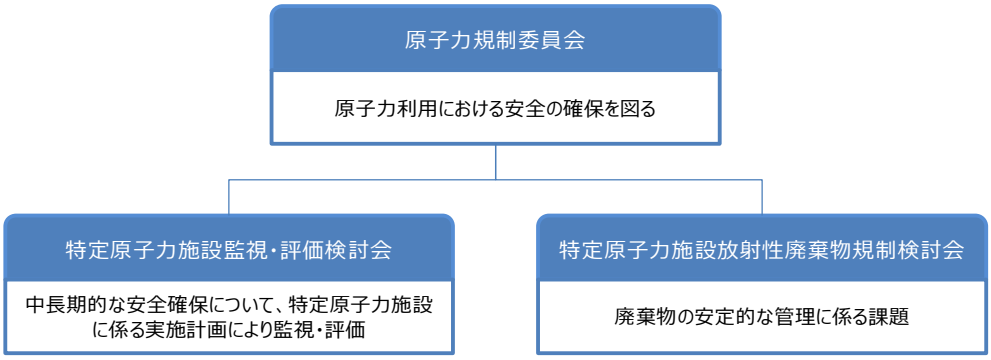


図 A1-2　福島第一原子力発電所に関する規制の体制

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

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㈱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㈱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下に設置された政府・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（表 A2-1）。

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

2011 年 12 月 7 日付 原子力委員会中長期 措置検討専門部会報告書	原子力委員会に設置された東京電力㈱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。
2011 年 12 月 21 日付 中長期ロードマップ （初版）	政府・東京電力中長期対策会議は、「東京電力㈱福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋　当面の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。
2012 年 7 月 30 日付 中長期ロードマップ （改訂第 1 版）	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（改定第 1 版）が策定された。
2013 年 6 月 27 日付 中長期ロードマップ （改訂第 2 版）	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。
2015 年 6 月 12 日付 中長期ロードマップ （改訂第 3 版）	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。

(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

(3) 戦略プランのこれまでの検討

2015 年 4 月に公表した戦略プラン 2015 において、「福島第一原子力発電所における放射性物質に起因するリスクを継続的、かつ、速やかに下げる」ことを基本方針とした。また、基本方針を達成する上で重要となる 5 つの基本的考え方（安全、確実、合理的、迅速、現場指向）を示した。

リスク低減を着実に進めるため、様々な放射性物質（リスク源）を特定し、英国原子力廃止措置機関（NDA）が開発した SED 指標を参考にリスク評価を行い、3 つに分類し、優先順位を付けた。そのうち、可及的速やかに対処すべきリスク源である汚染水等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リスク源である燃料デブリ取り出し及び長期的な措置すべきリスク源である廃棄物対策の検討を実施することとした。

燃料デブリ取り出し分野においては、PCV 内部の状況把握、燃料デブリ取り出し作業時の安全確保、燃料デブリ取り出し方法とその検討内容が多岐に及ぶことから、全体像を捉えるべく、必要な要件の構成を「ロジック・ツリー」としてまとめた。

複数の燃料デブリ取り出し工法の中から優先的に検討する工法を選んだ上で、ロジック・ツリーから整理した冠水・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検討を行ってきた。また、PCV 内部調査による結果や解析結果、実機のパラメータを基に炉内状況の把握を進めた。また、燃料デブリ取り出しに必要な技術要件の実現性について検討をすすめるとともに、燃料デブリ取り出し方針に向けての検討を進めてきた。

廃棄物対策分野においては、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について整理を行っている。また、現行の中長期ロードマップに基づいた取組の現状と課題について整理を行い、中長期観点から対応方針と今後の対応について検討を進めてきた。

上記２つ分野に必要な研究開発を推進するために、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んできた。また、廃炉研究開発連携会議を通じて人材育成、基礎・基盤研究等を行う大学や研究機関と、実用開発等を行う 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ている。

添付 3　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[75]。

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」、第二項は「管理重要度」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）で表される[76]。

$$Inventory(m^3) = Radioactivity(TBq) \times Specific\ Toxic\ Potential(m^3/TBq)$$

潜在的比毒性（STP）は、下式のように、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る。

$$潜在的比毒性(m^3/TBq) = \frac{成人の年間摂取水量(m^3/年) \times 線量係数(Sv/TBq)}{年間被ばく上限値(0.001\ \ Sv/年)}$$

したがって、Inventory は、放射性物質が人体に及ぼす影響の程度を表す基本的な量である。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。

FF：Form Factor（形態係数）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 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。

CF：Control Factor（制御係数）は、リスク源の固有の反応性として、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

[75] NDA Prioritization – Calculation of Safety and Environmental Detriment score, EPGR02 Rev.6, Appril 2011.

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

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、あるいは、リスクが顕在化するまでの時間余裕を示す因子であり、表 A3-2 に与えられている。

FD：Facility Descriptor（施設記述子）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 A3-3 に示すとおり、施設の状態を 10 分類し、各分類にスコアを設定している。

WD：Waste Uncertainty Descriptor（不安定性記述子）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 A3-4 に示すとおり、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　FF（形態係数）

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 A3-2　CF（制御係数）

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 A3-3　FD（施設記述子）

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 A3-4　WUD（不安定性記述子）

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。

管理重要度を評価する際に用いた、各リスク源の閉じ込め機能、安全設備、管理・監視状態等の概要を表 A3-5 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 A3-5　管理重要度に係る各リスク源の特徴

リスク源	特徴
燃料デブリ	PCV に重大な損傷は認められておらず、臨界管理、冷却、水素爆発防止が多重化されている。また、Xe 濃度、温度、水素濃度等の重要なパラメータの監視が行われている。
使用済燃料	各号機使用済燃料プールは、未臨界が維持される設計となっており、冷却設備も多重化されている。 一部の号機では、ガレキや重量物の落下、建屋天井の欠損、海水注入の経験等がある。 共用プール及び乾式キャスクは、建屋ともども、地震及び津波による損傷はない。
汚染水	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収容され、さらに SUS 製補強体に収納されており、ボックスカルバート内に保管している。水分を含むため、ベ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。
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。

添付 4.1　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放射線量率、温度、水素濃度、PCV 圧力、放射性物質濃度等の PCV 内のプラントデータから 1～3 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) 放射線量率

図 A4.1-1 に東京電力が公表している情報を基にまとめた放射線量率の変化を示す。事故後、放射性物質の崩壊、あるいは汚染水への溶出により、放射線量率は、時間の経過とともに徐々に低下しているが、D/W 内では数百 mSv/h 以上あり、作業を行うには高い状態である。トーラス室では、D/W よりも低いものの、数十 mSv/h のレベルがあり、長時間の作業を行うには適していない状態である。今後は時間の経過とともに、更に放射線量率は低下すると推定できる。

3 号機 S/C の 格納容器雰囲気モニタリングシステム（以下「CAMS」という。）（A 系）においては、2015 年 10 月より、放射線量率の低下の傾向に変化が生じている。この時期に各号機への汚染水の送水ポンプの台数を増加させたことに起因していると考えられる。トーラス室に設置されている CAMS は、トーラス室の滞留水と S/C 内部の滞留水からの放射線、壁面・機器に付着した放射性物質からの放射線に曝されている。送水状態の変化に対応して、放射線量率の低下の傾向に変化が生じたことから、トーラス室の滞留水の影響が低下したと考えられる。それに対し、2 号機では、同様に同時期に汚染水の送水ポンプの台数を増加させたにもかかわらず、CAMS の値に変化がないことから、トーラス室の汚染水よりも S/C 内の汚染水と壁面・機器に付着した放射性物質からの影響が大きいとみられる。

(2) 温度

図 A4.1-2 に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。図 A4.1-3 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、半減期の短い核種からの崩壊が多いが、崩壊を繰り返して安定核種へ移行するため、事故から 5 年を経過すると、事故時の 1000 分の 1 まで発熱量が低下している。PCV 内には、半減期の長い核種が残存することになり、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、更に温度は低下すると推定できる。

(3) 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おり、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 A4.1-4 及び図 A4.1-5 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、窒素封入による希釈が有効に作用している。FP の閉じ込めの観点からは、PCV から水素を吸引・排気することも考えられるが、建屋周囲の大気圧よ

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、PCV圧力はわずかに大気圧より高い圧力(微正圧)を維持している。

(4) 放射性物質濃度

図A4.1-6及び図A4.1-7に、それぞれPCV内のXe-135濃度、及びCs-137及びCs-134濃度の変化を示す。各号機でPCVガス管理システムにおいて、Xe-135が検出されているが、いずれも微量かつ散発的であり、主にCm-242、Cm-244 等の自発核分裂により生じたものとみられている。Cs-137及びCs-134濃度については、時間とともに低下する傾向である。また、Cs-137及びCs-134の半減期は、それぞれ約30年及び約2年であり時間の経過とともに、半減期の短いCs-134の検出頻度がCs-137よりも少なくなっている。濃度及び検出頻度は、今後更に低下することが推定される。

(5) 注水量低減と各部位の温度

2016年12月から2017年3月にかけて、各号機の注水量を4.5m^3/hから3.0m^3/hへ低減する操作が実施された。そのときの各号機の代表的な部位の温度と注水量を図A4.1-8に示す。各号機とも3回に分けて注水量を低減したが、顕著な温度上昇は認められなかった。なお、各部位の温度の大まかな変化は注水温度に依存する傾向がみられている。

これらのことから、1～3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。

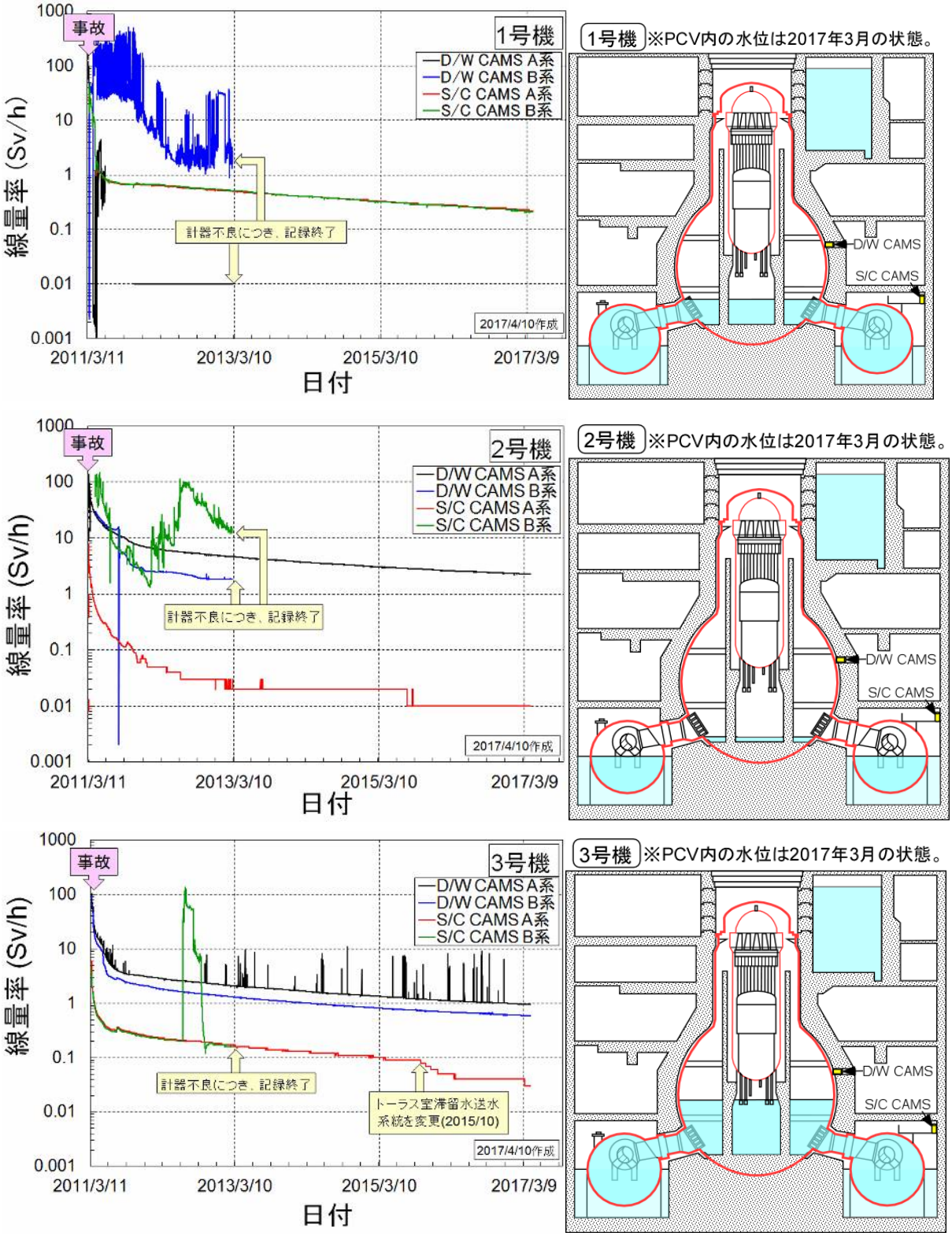


図 A4.1-1　福島第一原子力発電所の原子炉周辺放射線量率の履歴

（東京電力公表データを基に作成）

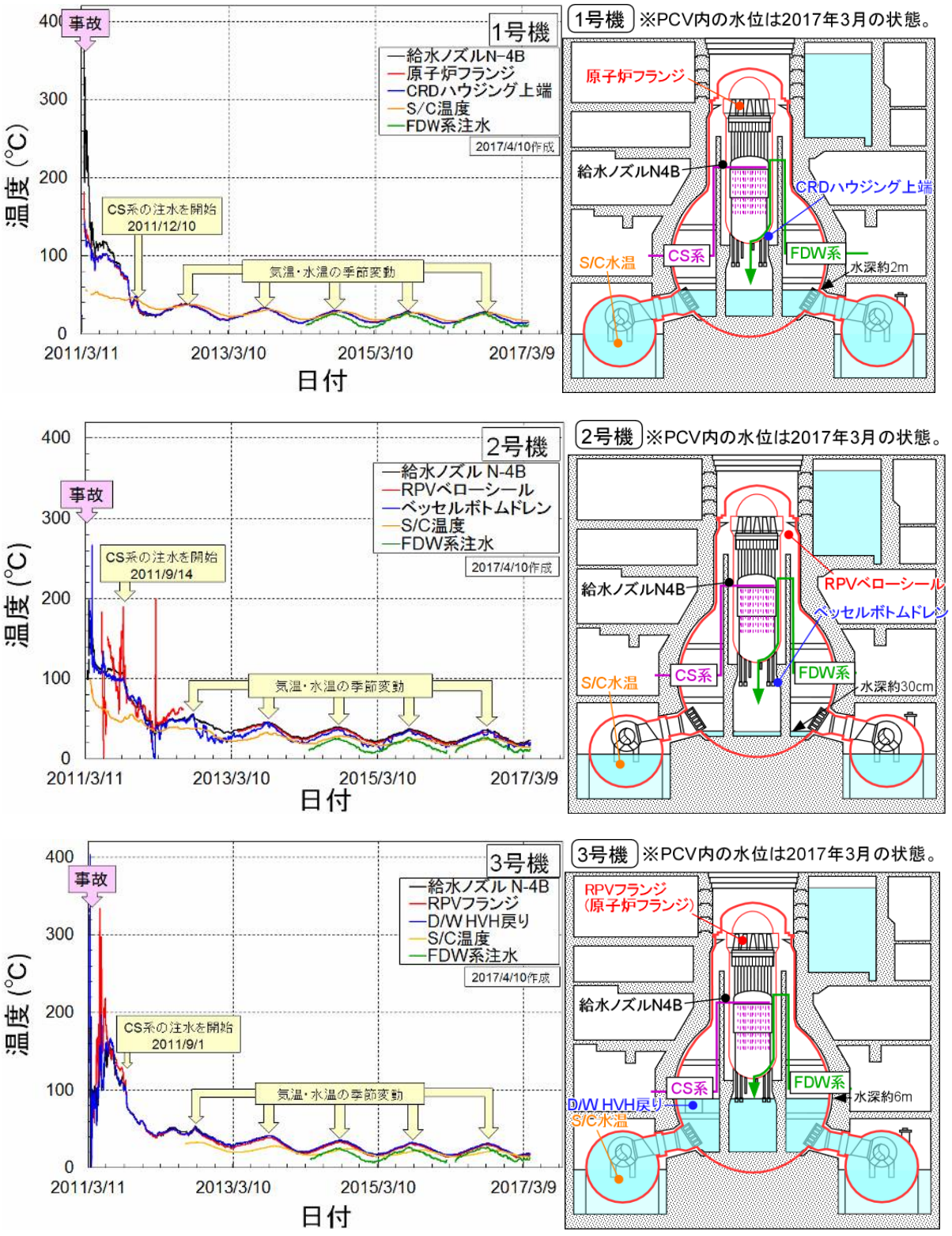


図 A4.1-2　福島第一原子力発電所の原子炉周辺温度の履歴

（東京電力公表データを基に作成）

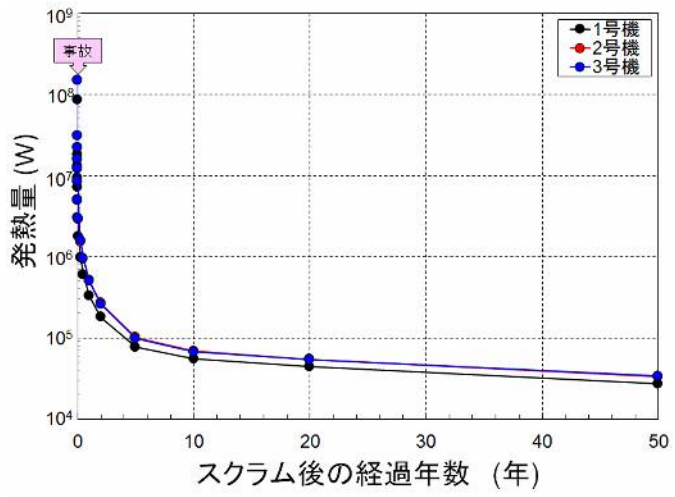


図 A4.1-3　炉内の燃料、FP、放射化物からの発熱量

（JAEA-Data/code 2012-018 の公表データを基に作成）

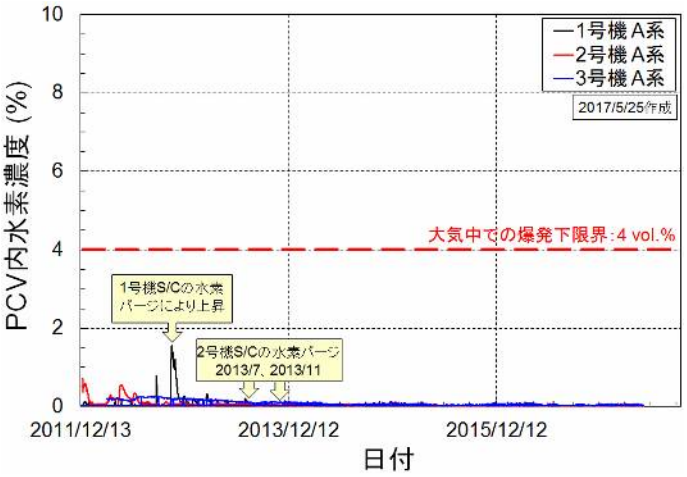


図 A4.1-4　PCV 内水素濃度の変化

（東京電力公表データを基に作成）

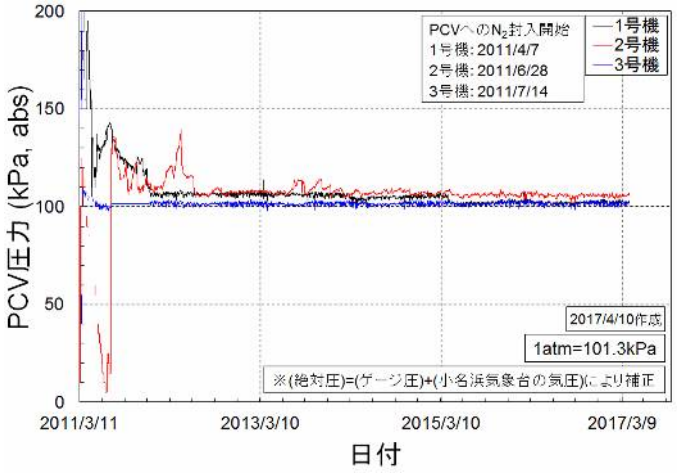


図 A4.1-5　PCV 圧力の変化

（気象庁及び東京電力公表データを基に作成）

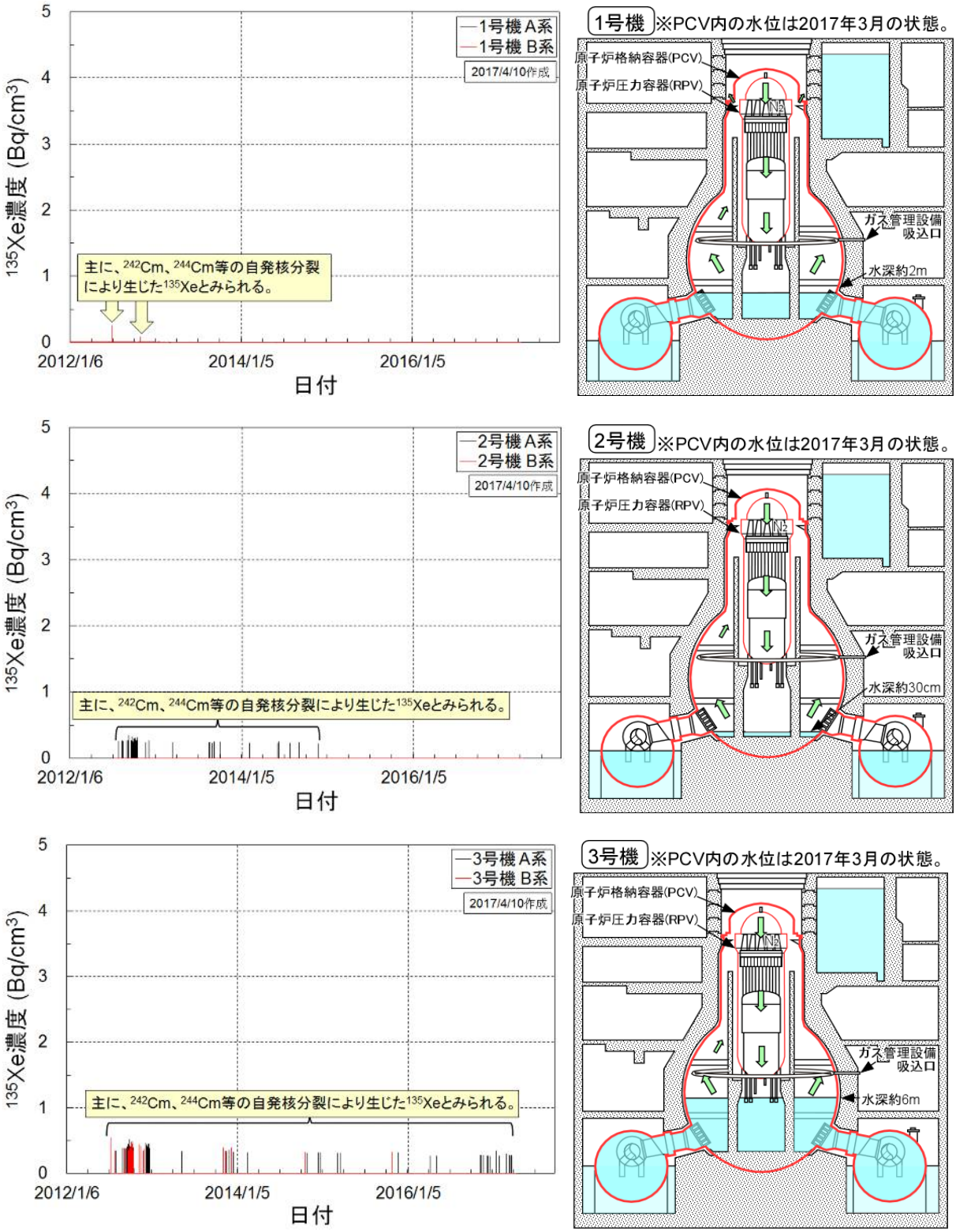


図 A4.1-6　PCV 内の Xe-135 濃度の変化

（東京電力公表データを基に作成）

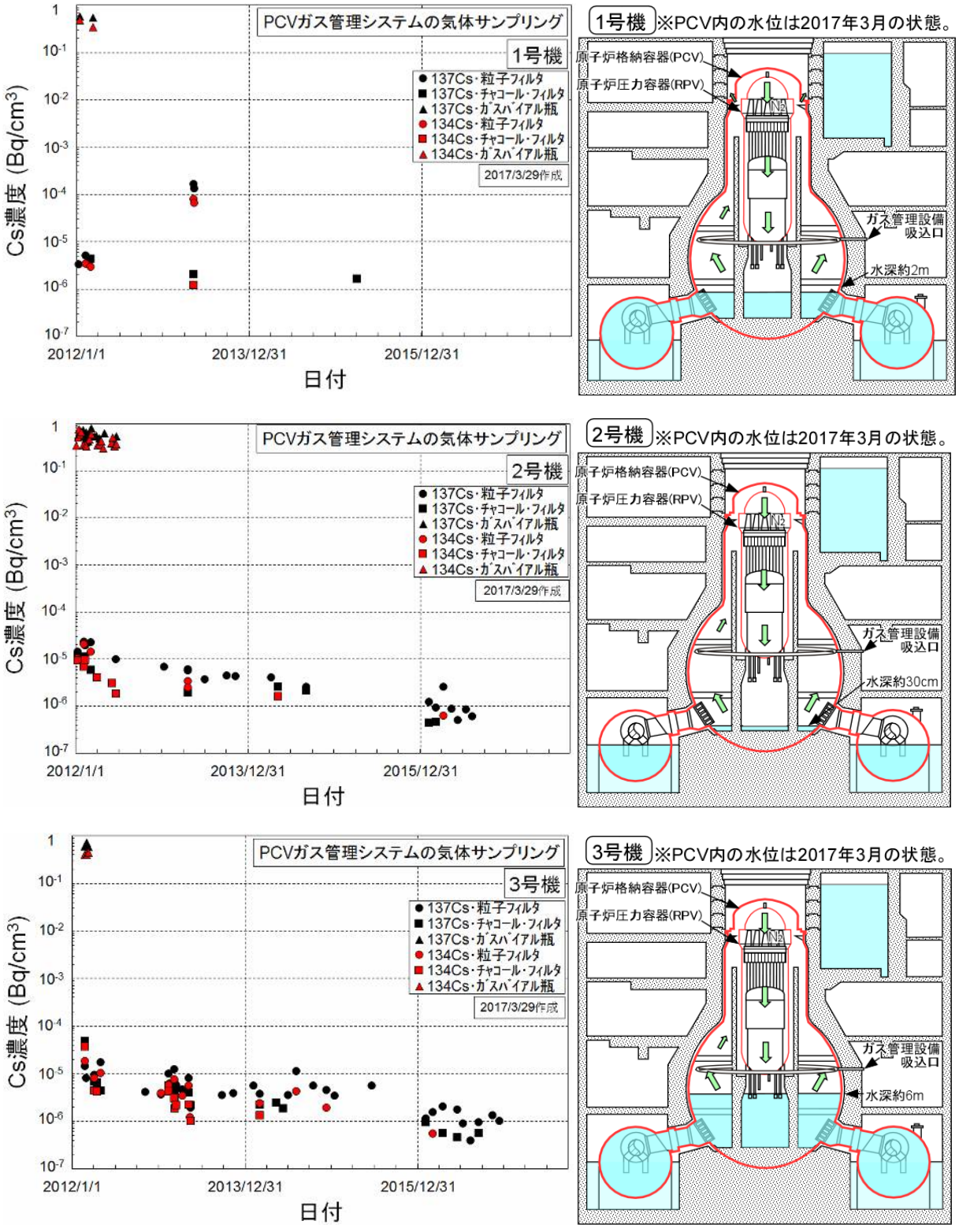


図 A4.1-7　PCV 内の Cs-137 及び Cs-134 濃度の変化

（東京電力公表データを基に作成）

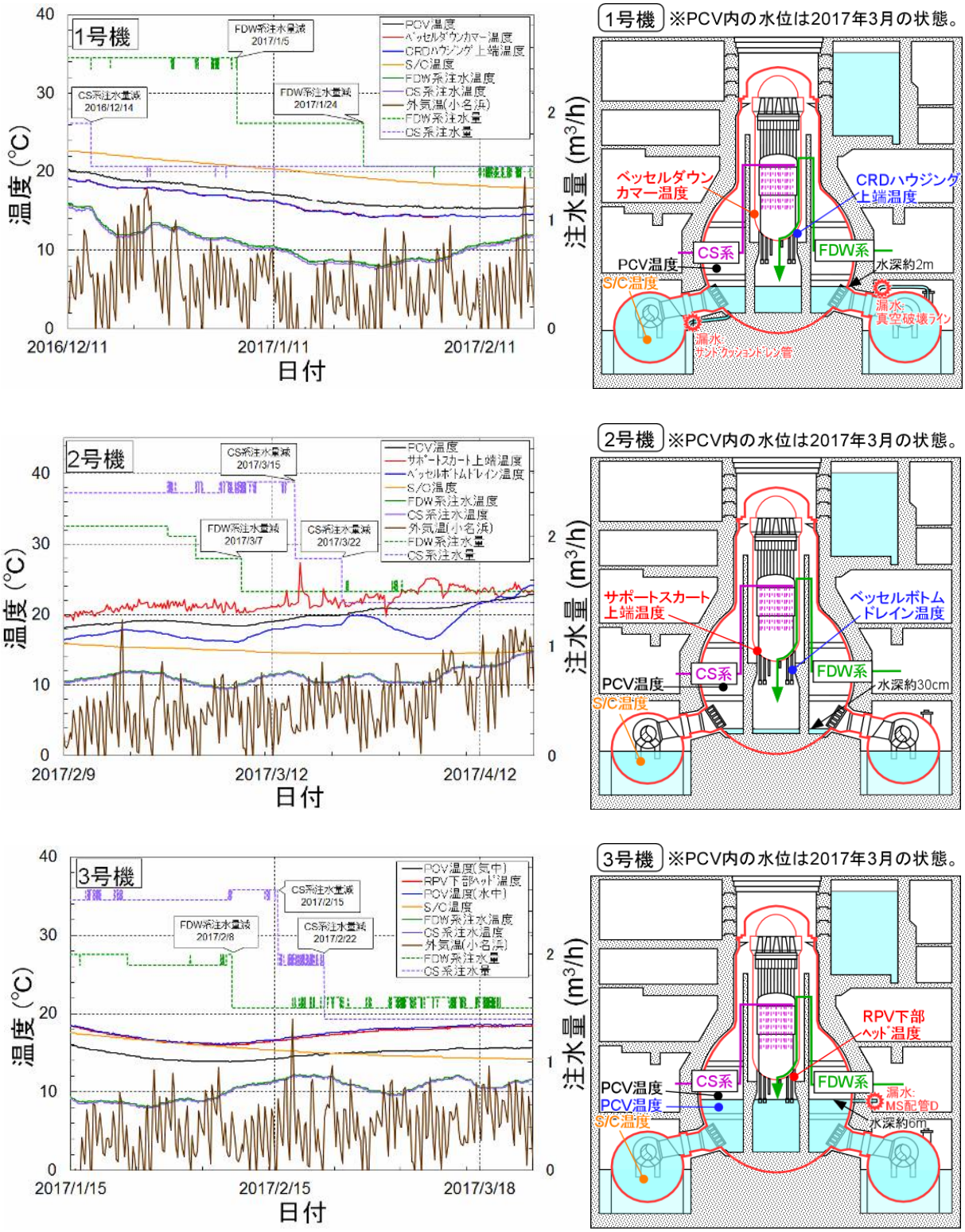


図 A4.1-8 注水量を低減させた場合の温度変化

（東京電力公表データを基に作成）

添付 4.2　PCV 内部調査の結果

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.　2012 年 10 月及び 2015 年 4 月実施

1) 目的：「PCV 内の 1 階グレーチング上」の情報を取得する。

2) 方法：PCV 貫通部（X-100B ペネ）より調査装置を投入し、2012 年 10 月には CCD カメラによる PCV 内部調査と滞留水採取を、2015 年 4 月には形状変形ロボットを用いたペデスタル外側調査（B1 調査）を行う。

3) 得られた情報：

a. 既設設備（PLR ポンプ、 PCV 内壁面、HVH 等）の大きな損傷は確認されなかった。

b. 線量率はグレーチング上で約 5～10Sv/h であった。

c. PLR 配管遮へい体（鉛毛マット）が落下していることを確認した。このことから、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される。

d. 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。今回の調査では燃料デブリは見られなかった。

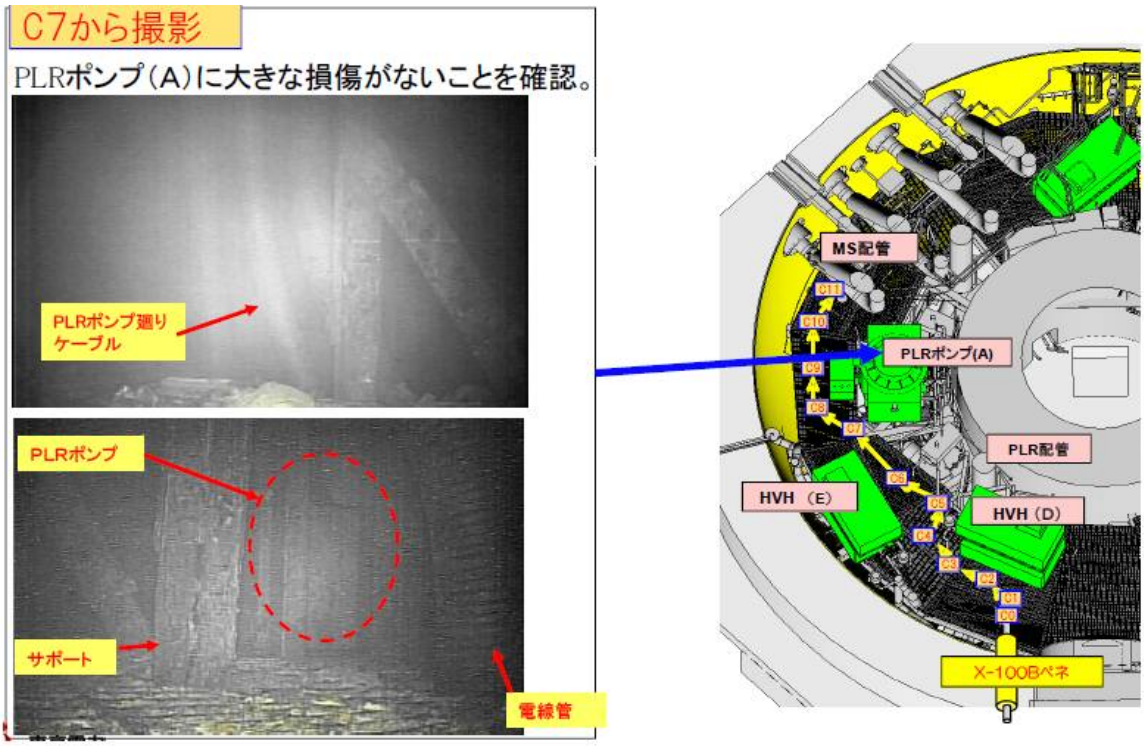


図 A4.2-1　PCV 内部調査（B1 調査）の結果（1 号機）

［出典：東京電力「原子炉格納容器内部調査技術の開発」ペデスタル_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］

B.　2017 年 3 月実施

1) 目的：解析によって示されたペデスタル外側の PCV 底部への燃料デブリの広がり状況及び PCV シェルへの燃料デブリの到達の有無を確認する。

2) 方法：2017 年 3 月に PCV 貫通部（X-100B ペネ）より自走式調査装置を投入し、ペデスタル外の 1 階グレーチングから CCD カメラ及び線量計を吊り下ろして画像や線量データを取得する調査（B2 調査）を実施する。

3) 得られた情報：

a. PCV 底部、配管等に堆積物が確認された。

b. 堆積物に近接して撮影を行ったが、堆積物の舞い上がりが確認されなかったことから、堆積物はある程度の重さを持ったものと推定される。

c. 水中に入ると線量は低くなるが、PCV 底部に近づくと線量が上昇した。

d. 線量の上昇が始まる PCV 底部からの高さは測定ポイントにより異なる。

e. グレーチング上の線量率は約 4～12Sv/h で前回調査時（2015 年 4 月）と大きく変わらず、既設構造物についても大きな損傷は確認されなかった。

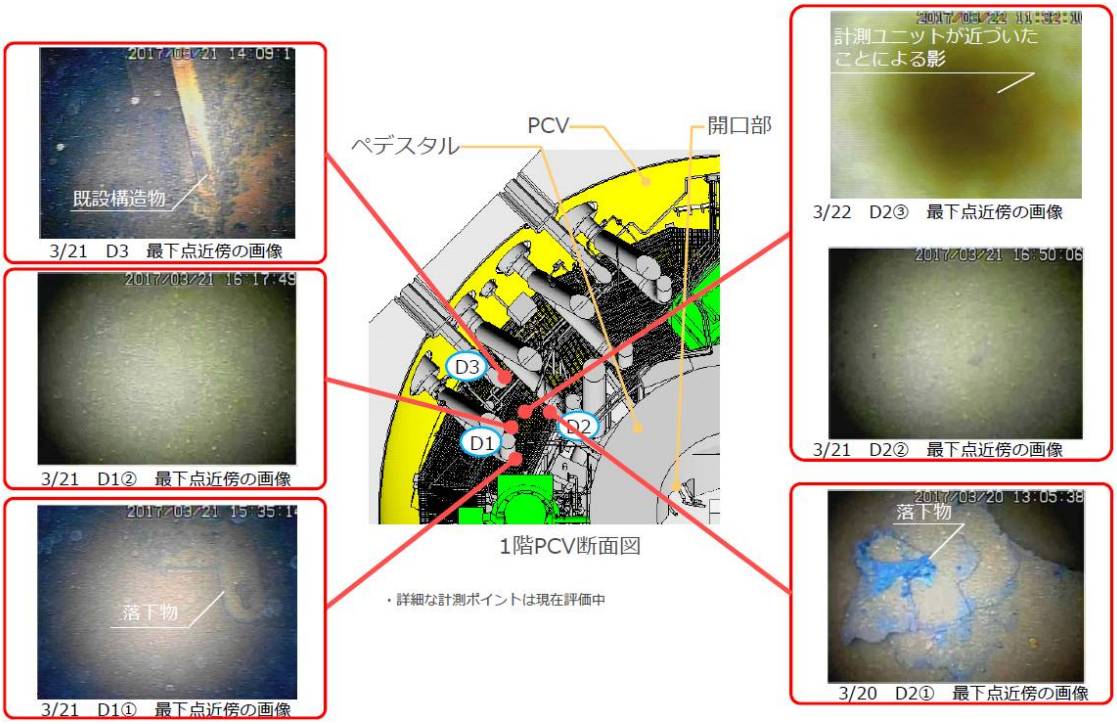


図 A4.2-2　PCV 内部調査（B2 調査）の結果（1 号機）
［出典：東京電力「1 号機 PCV 内部調査について」］

(2) 2 号機 PCV 内部調査

A. 2012 年 3 月及び 2013 年 8 月実施

1) 目的：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。

2) 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、滞留水採取を行う。

3) 得られた情報：

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。

B. 2017 年 1, 2 月実施

1) 目的 : PCV 貫通部（X-6 ペネ）より調査装置を投入し、ペデスタル内プラットフォームの状況（変形の有無等）、プラットフォーム上及び CRD ハウジングへの燃料デブリの落下状況、ペデスタル内構造物の状況を確認する。

2) 方法 : 2017 年 1～2 月に X-6 ペネから CCD カメラを付けたガイドパイプを挿入することによる調査及び X-6 ペネより自走式調査装置を投入し、自走式調査装置に取り付けた CCD カメラ、温度計、線量計により、画像や温度、線量データを取得する調査（A2 調査）を実施する。

3) 得られた情報 :

自走式調査装置は CRD 交換用レール上の堆積物のためにプラットフォームに到達できなかったが、CRD 交換用レールからの画像や線量、温度のデータが得られた。また、自走式調査装置の投入に先立って実施したガイドパイプによる事前調査では、ペデスタル内側の画像等のデータが得られた。今回の調査で得られた主な情報は以下のとおりである。

a. ペデスタル内のグレーチングは、外れて脱落しているものや、マス目が不規則に見えるほど変形しているものが確認され、堆積物も多く見られた。
b. ペデスタル入口近傍の CRD ハウジングサポートには大規模な損傷は見られない。
c. CRD 交換機や周辺の移動式炉心内計装（TIP）案内管サポートに付着物らしきものを確認した。
d. ペデスタルプラットホーム部のペデスタル内壁面に、ひび割れ等の異常は確認されなかった。
e. グレーチング下部から水蒸気が上がっていることを確認した。
f. CRD 交換用レールの線量率は約 70Sv/h であった。

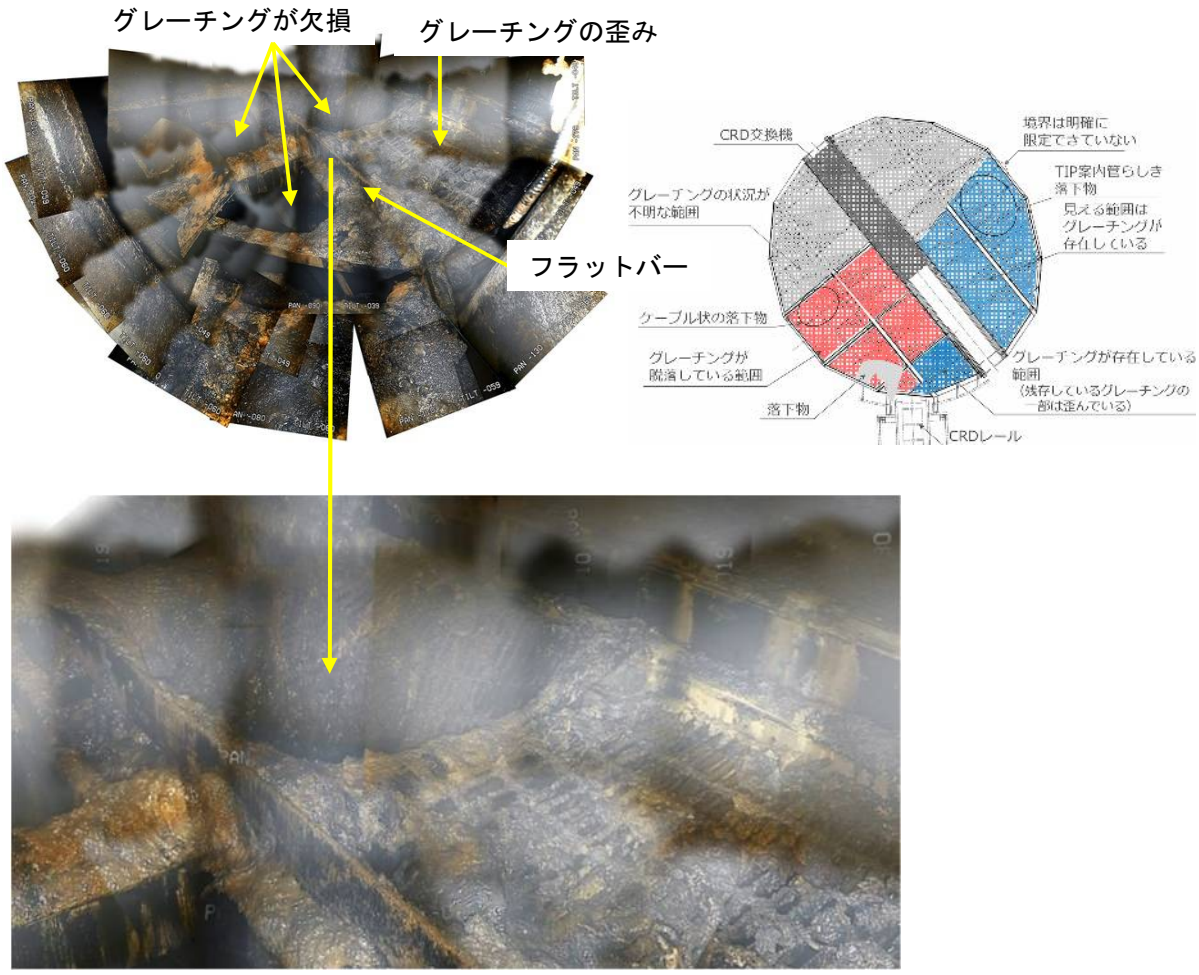


図 A4.2-3　PCV 内部調査（A2 調査）の結果（2 号機）
［出典：東京電力「2 号機原子炉格納容器内部調査について～画像解析による追加調査～」］

(3) 3 号機 PCV 内部調査

A. 2015 年 10 月実施

1) 目的：PCV 内の冷却状態の確認を主体とした調査を行うとともに、今後の調査方法の検討に資する情報を取得する。

2) 方法：2015 年 10 月に、PCV 貫通部（X-53 ペネ）よりカメラ、温度計、線量計を挿入し、温度及び線量率測定､PCV 内部構造物及び PCV 底部の調査､滞留水採取を実施する。

3) 得られた情報：

a. 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。

b. 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。

c. 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。)

d. 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。

e. PCV 内部の温度は気相部で約 26～27℃、水中で約 33～35℃であった。

f. PCV 気相部の線量率は、約 0.8～1Sv/h であった。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。

g. 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 内ペデスタル内側調査として、X-53 ペネから水中 ROV 等を投入して内部調査を行うことを検討している。

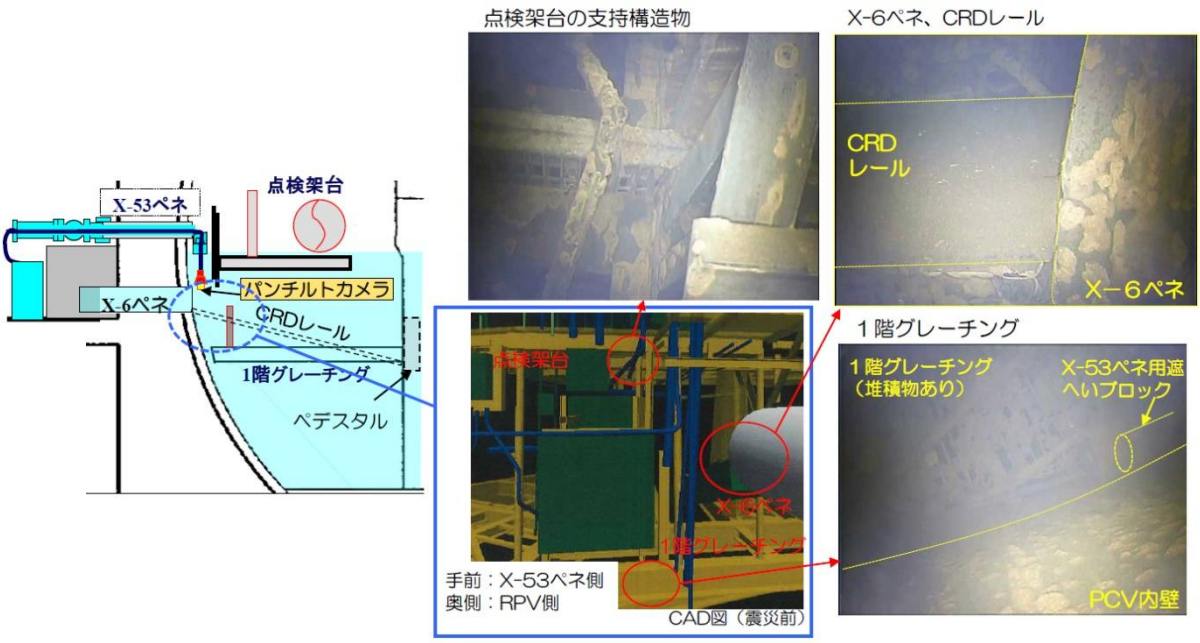


図 A4.2-4　PCV 内部調査の結果（3 号機）

［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（PCV）内部調査の実施結果について］

B. 2017 年 7 月実施

1) 目的：PCV 貫通部（X-53 ペネ）より調査装置を投入し、ペデスタル地下階の状況等を確認する。

2) 方法：2017 年 7 月に X-53 ペネから水中 ROV を投入し、画像を取得する調査を実施する。

3) 得られた情報：

水中 ROV はペデスタル内側に到達し、ペデスタル内側の状況を初めて撮影することができた。今回の調査で得られた主な情報は以下のとおりである。

a. ペデスタル内において、溶融物が固化したと思われるものを確認した。

b. ペデスタル開口部を経てペデスタル内側へアクセスすることが可能である。

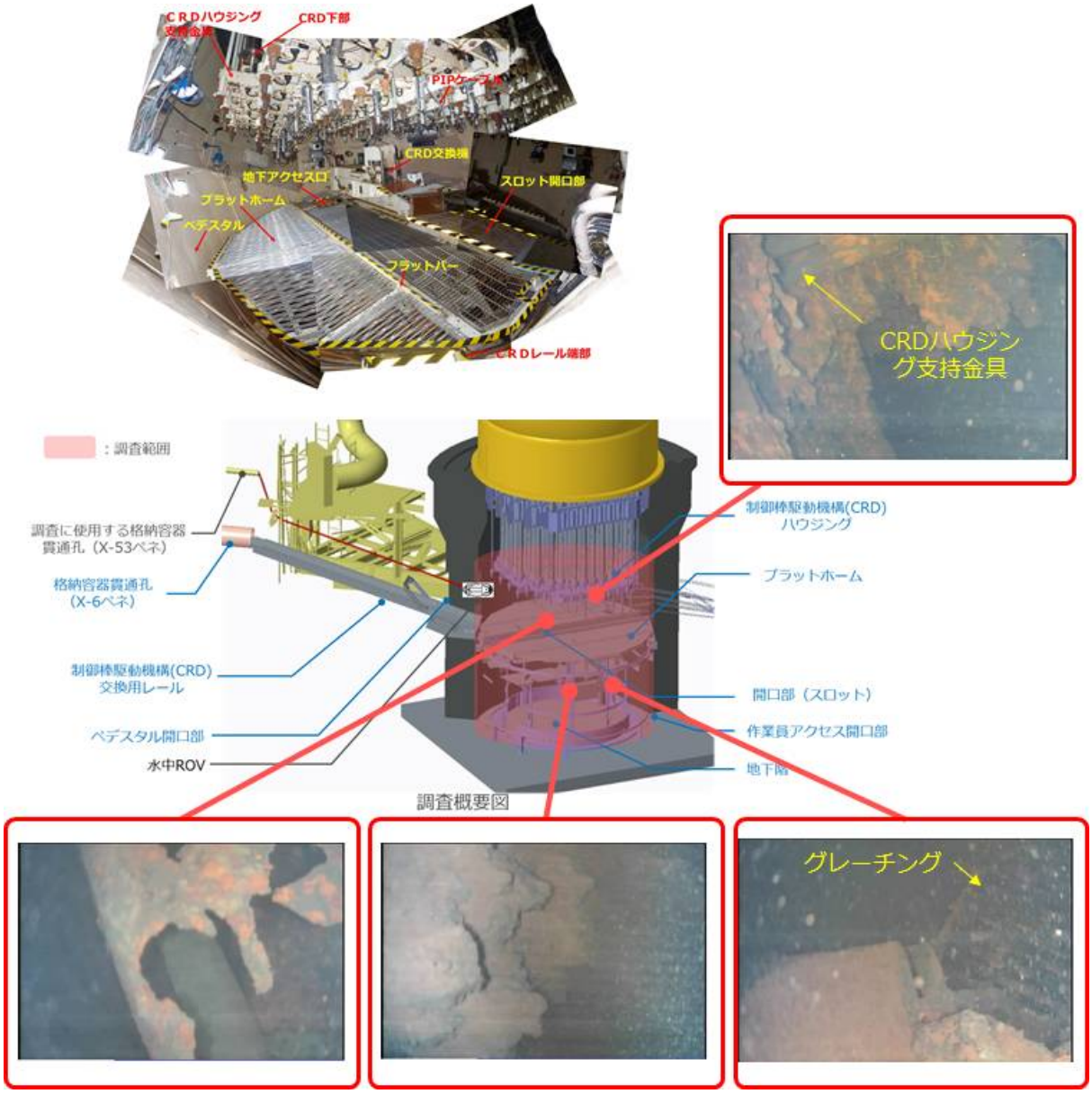


図 A4.2-5　PCV 内部調査の結果（3 号機）

［出典：東京電力、IRID　3 号機原子炉格納容器内部調査について（速報まとめ）］

(4) 滞留水サンプル採取結果

図 A4.2-6 に PCV 内部調査及び S/C 内部・トーラス室の主な調査において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.4.2-7 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、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。

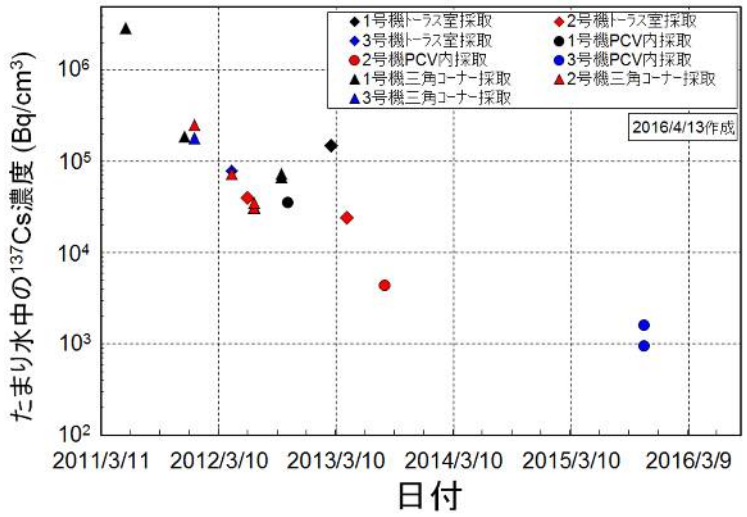


図 A4.2-6　採取したサンプル水中の Cs-137 濃度

（東京電力の公表データを基に作成）

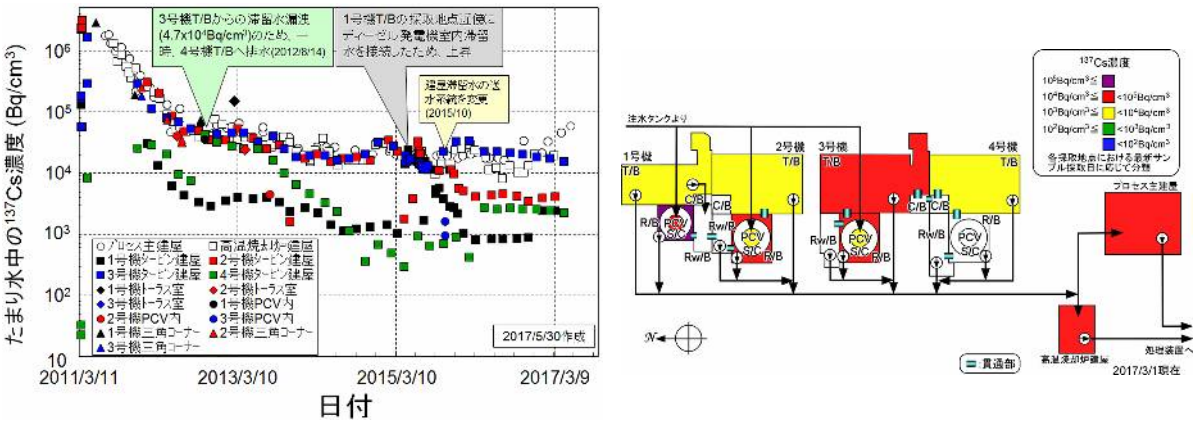


図 A4.2-7　タービン建屋内から採取したサンプル水中の Cs-137 濃度及び注水系統図

（東京電力の公表データを基に作成）

添付 4.3　S/C 内部・トーラス室の調査結果

これまでに実施した S/C 内部及びトーラス室の調査のうち、主な調査状況を以下にまとめる。

(1) 1 号機ベント管下部周辺調査

A. 実施時期：2013 年 11 月

B. 目的: ベント管スリーブ端部からの水流の有無及びサンドクッションドレン管の状況（外観）等を確認する。併せてベント管下部の線量を測定する。

C. 方法：カメラ及び線量計を搭載した水上ボートによる調査

D. 得られた情報：以下に示す情報を得た。

1) ベント管 X-5E 周辺で S/C 上部方向から、水が S/C 表面を流れ落ちていることを確認した。
2) ベント管 X-5B 周辺でサンドクッションドレン管が外れており、水が流出していることを確認した。
3) 線量率は約 0.9～2Sv/h であった。

(2) 1 号機 S/C 上部及びトーラス室壁面調査

A. 実施時期：2014 年 5 月～6 月

B. 目的：2013 年 11 月の調査で流水を確認されたベント管 X-5E 周辺の S/C 上部からの漏えいの有無、トーラス室東壁面建屋貫通部の漏えいの有無を確認する。トーラス室内の線量を測定する。

C. 方法：カメラ、ソナー（超音波センサー）及び線量計を搭載したクローラを備えた調査装置による調査

D. 得られた情報：以下に示す情報を得た。

1) S/C 上部のベント管 X-5E に接続する真空破壊ラインの伸縮継手保護カバーからの漏えいを確認した。
2) トーラス室東壁面建屋貫通部に漏えいは確認されなかった。なお、ソナー調査は調査対象箇所が狭隘であること等の理由から実施を再検討することとなった。
3) 線量率は最大で約 2.4Sv/h であった。

(3) 2 号機トーラス室内調査

A. 実施時期：2012 年 4 月

B. 目的：トーラス室の目視確認（画像取得）、線量測定及びトータス室内の音響の採取を行う。

C. 方法：カメラ、線量計、音響装置を搭載した遠隔操作ロボットによる調査

D. 得られた情報：以下に示す情報を得た。なお、音響装置は遠隔操作ロボットの通信が調査中に遮断したため、回収できなかった。

1) グレーチング上から画像を取得した。
2) 線量は、最大で約 118mSv/h であった。

(4) 2 号機トーラス室調査

A. 実施時期：2013 年 4 月

B. 目的：トーラス室の線量測定、温度測定、及び画像取得を行う。

C. 方法：原子炉建屋 1 階南側 RHR 熱交(B)室床面に開けた孔より、温度計・線量計・カメラを挿入することによる調査

D. 得られた情報：以下に示す情報を得た。

1) 高さ方向約 1ｍごとに線量測定を行い、最大線量率は水面付近の約 134mSv/h であった。
2) 水位は約 OP. 3260（深さ約 5.3m）であった。
3) 高さ方向約 1m ごとに温度を測定し、気中温度は約 20℃、水中温度は約 25℃であった。
4) 滞留水の透明度は、約 100 ㎝以上の透明度であることを確認した。
5) トーラス室内構造物は、確認できる範囲では、さび等は確認されたものの、大きな損傷は確認されなかった。なお、水面下約 1.5m でトーラス室階段と干渉したため、底部の撮影はできなかった。

(5) 3 号機トーラス室内調査

A. 実施時期：2012 年 7 月

B. 目的：トーラス室の目視確認（画像取得）、線量測定及びトータス室内の音響の採取を行う。

C. 方法： カメラ、線量計、音響装置を搭載した遠隔操作ロボットによる調査

D. 得られた情報：以下に示す情報を得た。なお、音響装置は遠隔操作ロボットの通信が調査中に遮断したため、回収できなかった。

1) グレーチング上から画像を取得した。
2) 線量率は、最大で約 360mSv/h であった。

添付 4.4　ミュオン測定の結果

ミュオン検知技術を活用した燃料デブリ分布の測定は、2015 年に 1 号機において、2016 年に 2 号機において透過法による測定が実施された。測定結果を以下にまとめる。

なお、3 号機については、2017 年 5 月より測定を開始されている。

(1) 1 号機

1 号機では、透過法のミュオン測定による燃料デブリ分布測定が 2015 年 2 月から 5 月までと 5 月から 9 月までの 2 回実施された。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測定の識別能力である 1 m を超える大きさの燃料も水もないと考えられるとの結果が得られている。

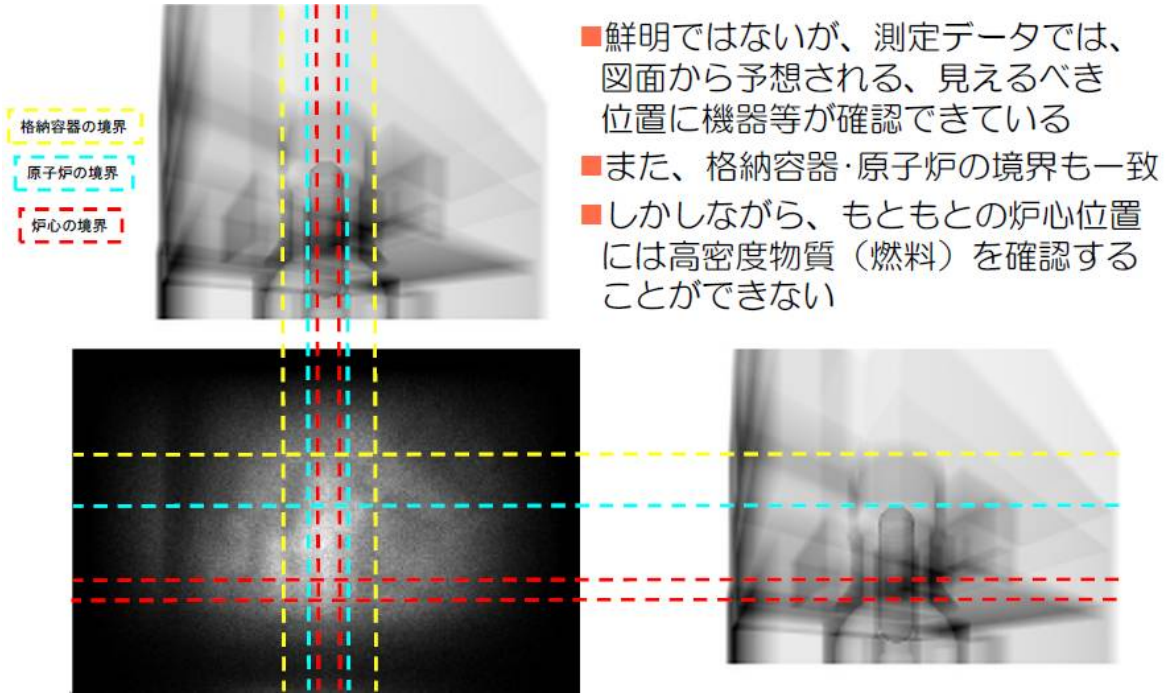


図 A4.4-1　1 号機　透過法のミュオン測定による燃料デブリ分布測定結果

［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］

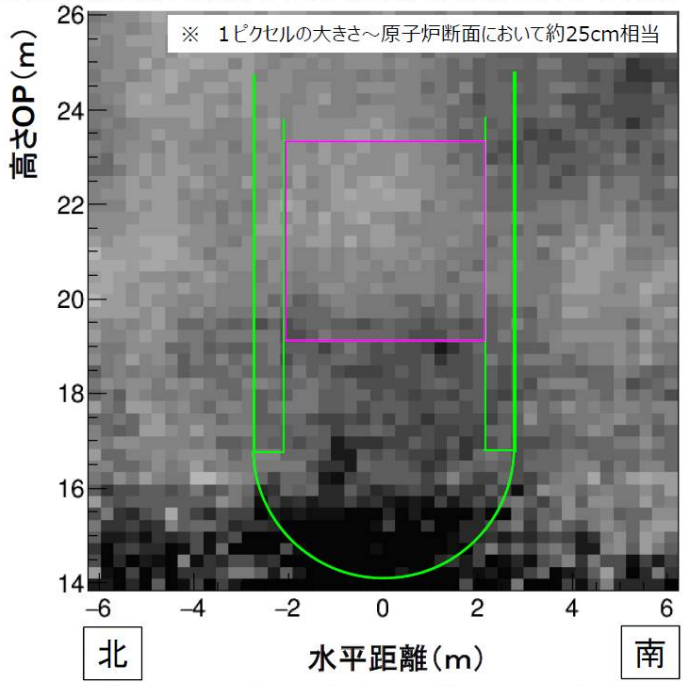
(2) 2 号機

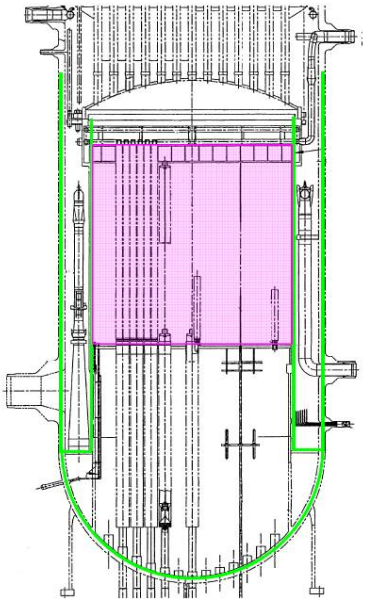
2 号機では、透過法のミュオン測定による燃料デブリ分布測定が 2016 年 3 月から 8 月まで行われた。この測定結果から、以下のことが確認された。

- RPV 底部に燃料デブリと考えられる高密度の物質が存在していることを確認した。
- シミュレーションとの比較による評価からは、燃料デブリの大部分が RPV 底部に存在していると推定された。また、炉心下部及び炉心外周部にも燃料と思われる高密度の物質が若干存在している可能性が示された。ただし、評価には原子炉建屋の構造体の影響等による不確かさが残る。

■ 圧力容器底部に燃料デブリと思われる高密度物質の影を確認。

（測定結果　H28.7.22 時点）

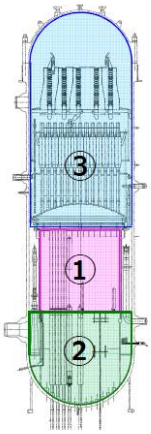




圧力容器下部の構造

■ ミュオン測定結果から圧力容器内の物質量を定量評価

➢ 2 次元的な測定情報から，原子炉建屋の構造の影響などを考慮し，圧力容器内に存在する物質量を評価



＜定量評価結果＞

（測定結果　H28.7.22 時点）

	評価結果 [ton]		（参考）事故前の物質量※ [ton]
① 炉心域（シュラウド内）	約20～50	評価結果の不確かさ～数十トン程度	約160（燃料集合体） 約15（制御棒）
② 圧力容器底部	約160		約35（構造物） 水の影響は非考慮
合計（①＋②）	約180～210		約210
(参考) ③ 圧力容器上部	約70～100		約80（構造物）

※　設計上の重量。簡便のため，一部考慮していない構造物あり。
また，ミュオン測定は実際には斜めに見上げる方向に測定しているため，正確に一致するものではない。

図 A4.4-2　2 号機　透過法のミュオン測定による燃料デブリ分布測定結果

［出典：東京電力　福島第一原子力発電所 2 号機　ミュオン測定による炉内燃料デブリ位置把握について］

また、原子核乾板を用いたミュオン・ラジオグラフィについても 2015 年に東芝と名古屋大学の共同研究により行われ、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（9～36）±51%との評価結果を得ている。

(3) 3 号機

2017 年 5 月より数ヵ月程度のミュオン測定を実施中である。現時点での評価として、RPV 内部には、炉心域及び RPV 底部ともに、一部の燃料デブリが残っている可能性はあるものの、大きな高密度物質の存在は確認できていない。

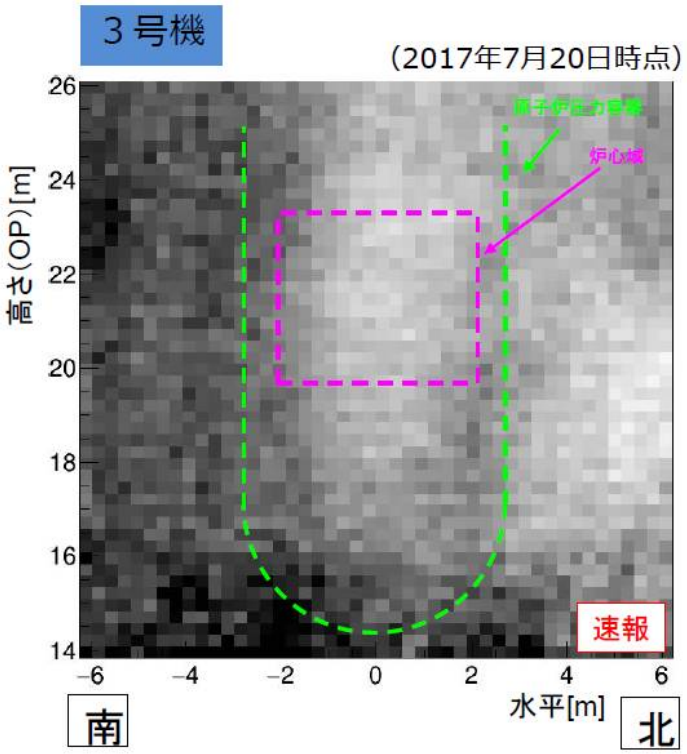


図 A4.4-3　3 号機　透過法のミュオン測定による燃料デブリ分布測定結果

［出典：東京電力　福島第一原子力発電所 3 号機　ミュオン測定による炉内燃料デブリ位置把握について測定状況（中間報告）］

添付 4.5　BSAF プロジェクトの概要及びこれまでの成果

(1) BSAF プロジェクトの概要

OECD/NEA の BSAF プロジェクトは、事故進展解析コードを改良し、福島第一原子力発電所の 1～3 号機の事故進展と現在の状況を分析し、廃炉に役立つ情報を提供することを目的としている。フェーズ 1 は 2012 年 4 月から 3 年間 8 か国（フランス、ドイツ、韓国、ロシア、スペイン、スイス、米国、日本）が参加して実施された。

フェーズ 2 は、フェーズ 1 に引き続いて 2015 年 4 月から 3 年間、11 か国（カナダ、中国、フィンランド、フランス、ドイツ、韓国、ロシア、スペイン、スイス、米国、日本）が参加して実施されている。2018 年 3 月には最終報告がまとめられる計画である。

(2) フェーズ 1 の成果

OECD/NEA の BSAF プロジェクトのフェーズ 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 A4.5-1 に示す。

表 A4.5-1　BSAF フェーズ 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）

2 号機及び 3 号機の解析結果は、燃料デブリが RPV に留まる結果と PCV に落下する結果に分かれている。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。

(3) フェーズ 2 の状況

フェーズ 2 では、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い、解析の高度化を図っている。また、FP の炉内構造物への付着状態や MCCI 等に関するワークショップ等を通してシビアアクシデント解析に関する知見を共有している。年 2 回、進捗（PRG）会合やワークショップを開催し、2018 年 3 月には最終報告を取りまとめる予定である。

添付 4.6　MAAP コードと SAMPSON コードの特徴と解析結果

事故進展解析コードである MAAP コードと SAMPSON コードの特徴を表 A4.6-1 に、両コードによる解析結果及び解析結果に係る特記すべき事項を表 A4.6-2 に示す。

表 A4.6-1　MAAP コードと SAMPSON コードの特徴

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	・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。 ・解析結果はユーザーによって異なる場合が多い。	・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。
個々のモデル、コードの検証等	・ユーザーグループによるコード改良の継続。	・OECD/NEA の国際ベンチマーク問題（ISP:International Standard Problem）に参加し、高評価。 ・その他、多くの実験解析により検証済み。

［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］

表 A4.6-2　事故進展解析コードによる解析結果（2015 年度実施）［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
ペデスタル内側	109(78)	79(130)	92(37)	76(14)	103(51)	53(20)
ペデスタル外側	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）ペデスタルの内側、外側の重量は、燃料/構造材重量（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。

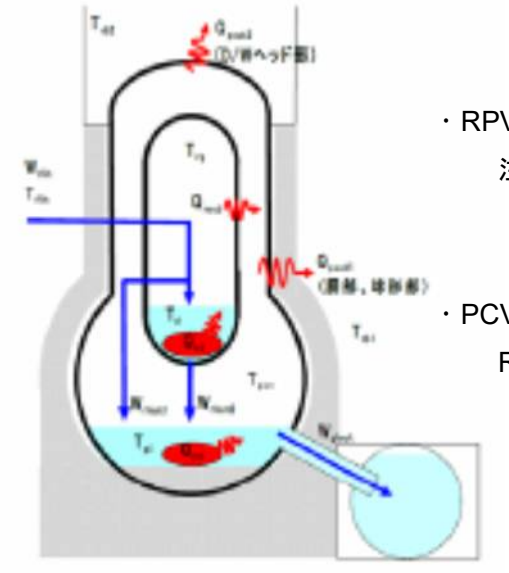
- 1 号機は、RPV 破損は注水開始よりも早く、MAAP コード、SAMPSON コード共に大部分の燃料デブリがペデスタルに落下する傾向である。
- 2 号機及び 3 号機は、SAMPSON コードでは粒子状の燃料デブリが注水により冷却され RPV 内に留まる結果となり、MAAP コードより炉心部及び RPV 底部の燃料デブリ量が多い傾向になっている。
- SAMPSON コードでは粒子状デブリは 1 つのかたまりとしてモデル化しており、水が存在すると冷却される結果となる。実現象では冷却水が偏在し、冷却水に接しない粒子状の燃料デブリは再溶融し下部に落下することも考えられる。
- SAMPSON 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］

添付 4.7　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いくに従って、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）となるような吊り合い状態を維持（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 A4.7-1 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。



・RPV 定常熱バランス式

注水の熱量＋RPV 内崩壊熱量＝

RPV 漏えい水熱量＋むだ水熱量＋RPV 放熱量

・PCV 定常熱バランス式

RPV 漏えい水熱量＋むだ水熱量＋RPV 放熱量

＋PCV 内崩壊熱＝PCV 漏えい水熱量+PCV 放熱量

図 A4.7-1　熱バランス法による評価の概念図

［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］

(1) 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。

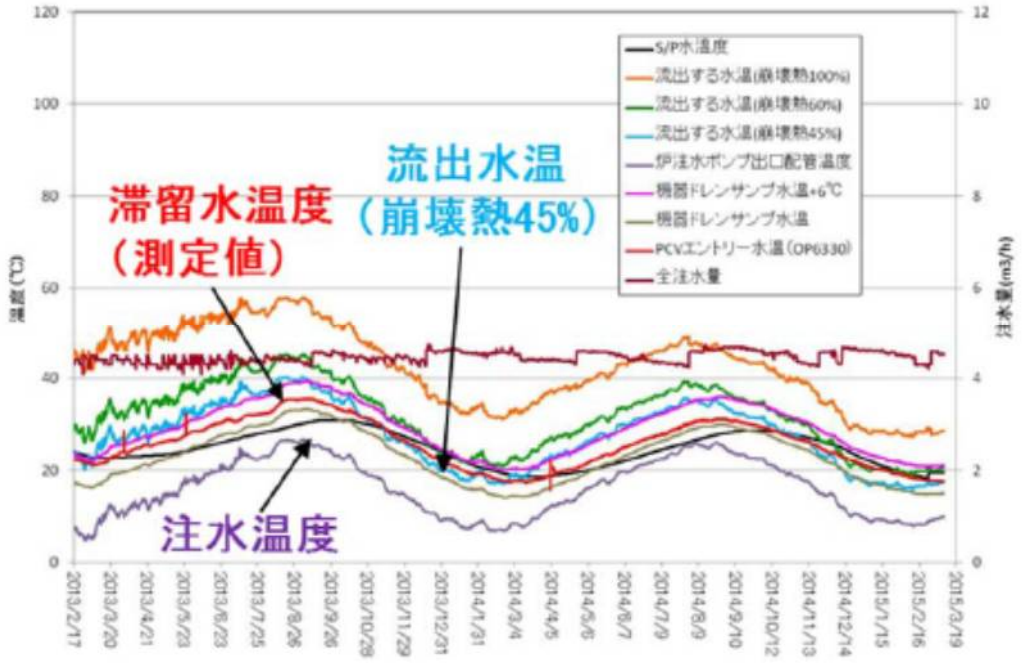


図 A4.7-2　1 号機熱バランス法による評価例

（IRID 提供）

(2)　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、注水や漏えい水の熱量を各水温の実測値から算定して評価した。

図 A4.7-3 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。

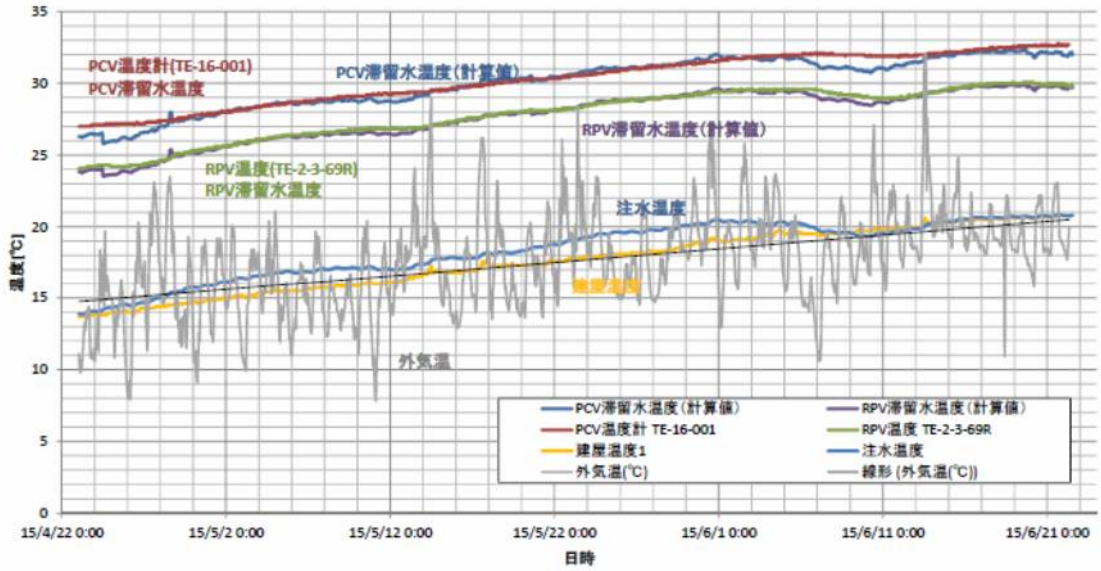


図 A4.7-3　2 号機熱バランス法による評価例（RPV 内の熱源割合：6 割）

（IRID 提供）

(3) 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 A4.7-4 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更に少ない可能性もあることが示された。

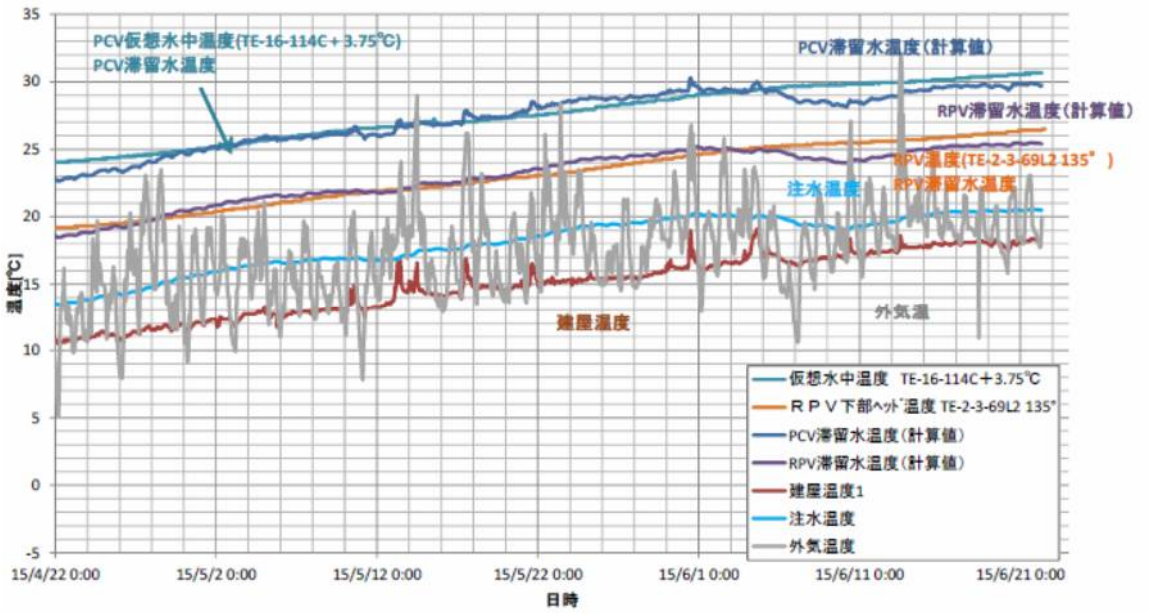


図 A4.7-4　3 号機熱バランス法による評価例（RPV 内の熱源割合：4 割）

（IRID 提供）

(4) 1～3 号機の評価結果のまとめ

表 A4.7-1　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燃料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）

添付 4.8　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、FDW 系及び CS 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 A4.8-1 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、損傷箇所からペデスタル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。

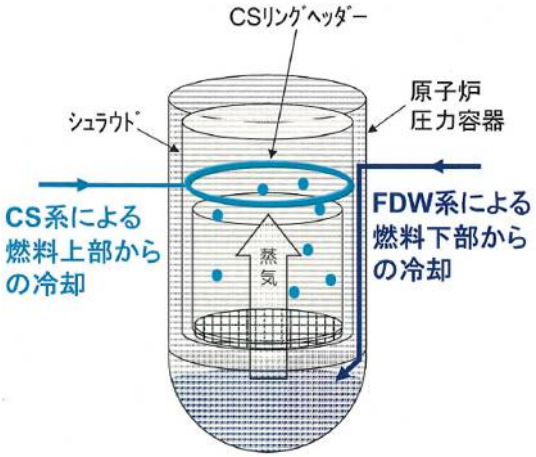


図 A4.8-1　FDW 系と CS 系の流路

［東京電力の公表データから引用］

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。

(1)　1 号機の評価結果

図 A4.8-2 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℃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℃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。

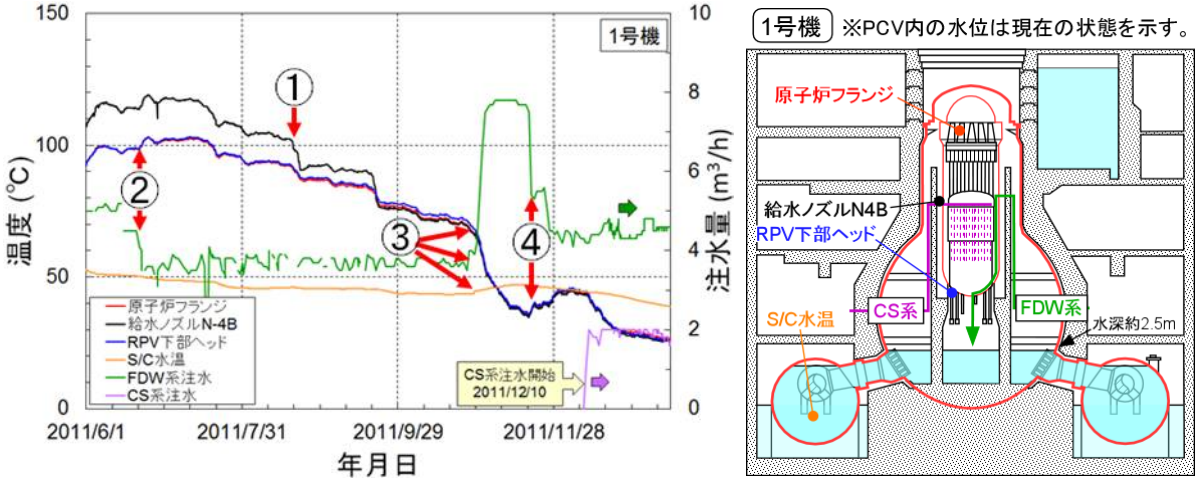


図 A4.8-2　1 号機プラントパラメータの推移及び測定位置

(2)　2 号機の評価結果

添付図 4.8-3 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℃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。このときの上昇幅が大きいのは RPV 下部ヘッドであった。

①　CS 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。

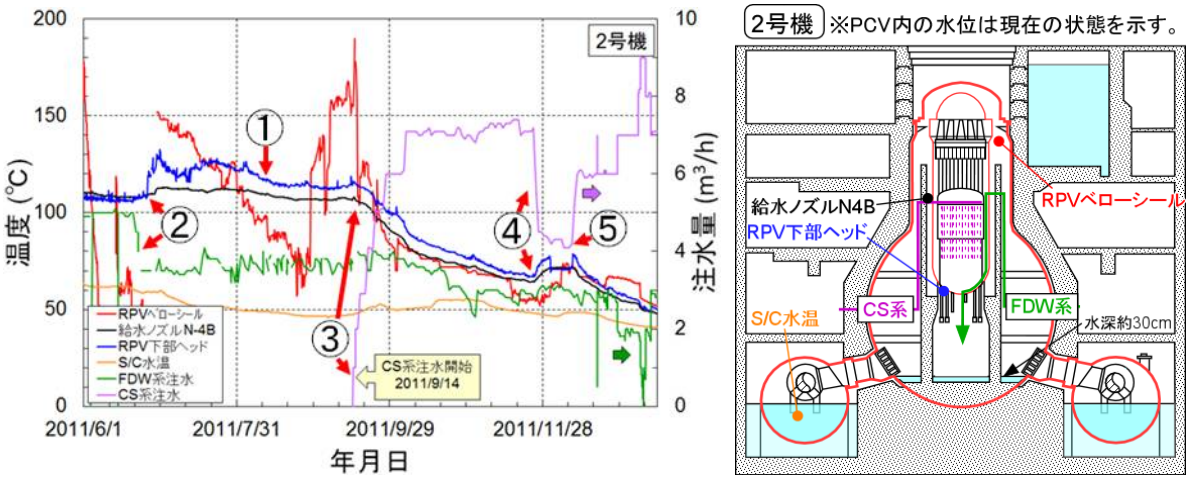


図 A4.8-3　2 号機プラントパラメータの推移及び測定位置

(3) 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℃以上あったこと等から、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℃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のあることが推定される。

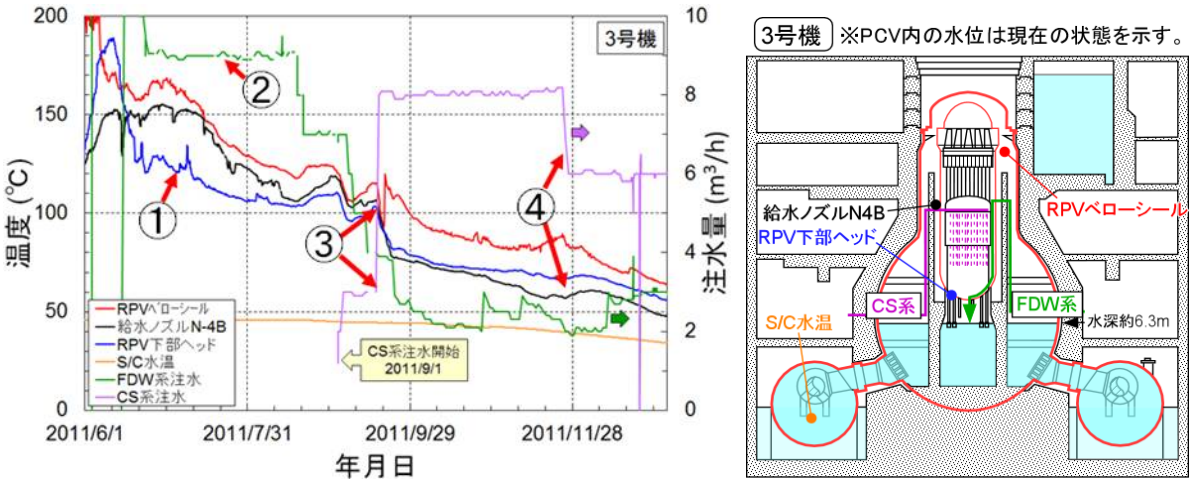


図 A4.8-4　3 号機プラントパラメータの推移及び測定位置

(4) 1～3 号機の評価結果のまとめ

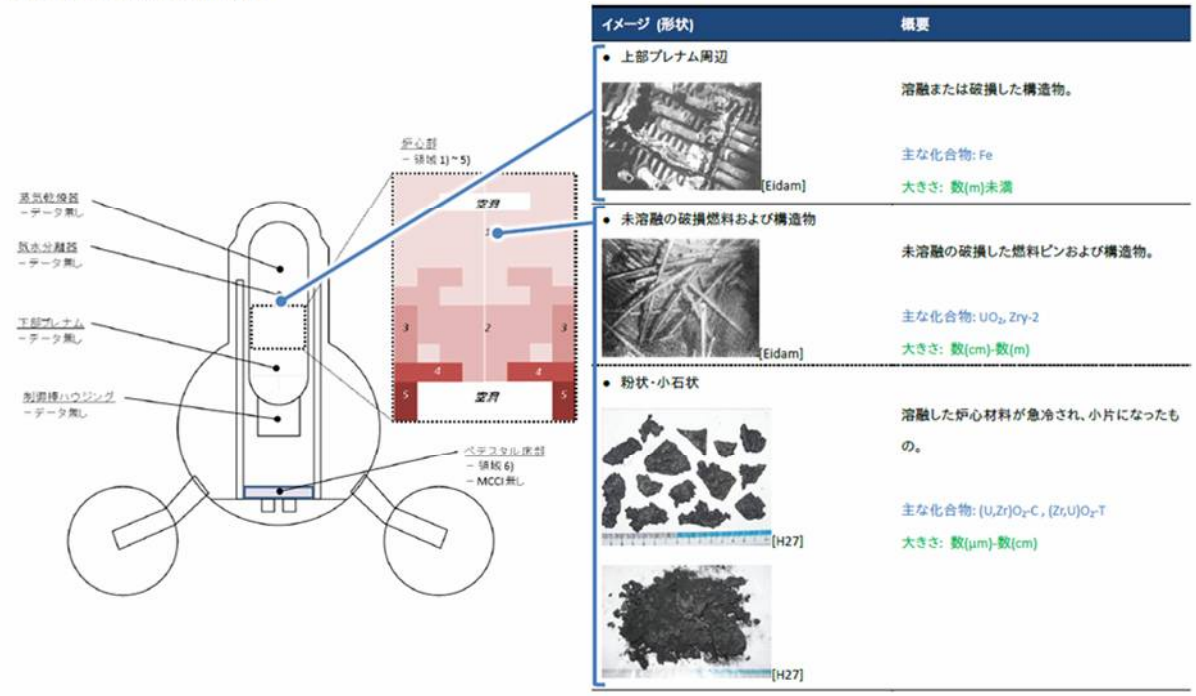
表 A4.8-1 プラントパラメータのトレンドからの燃料デブリ位置の推定結果

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。

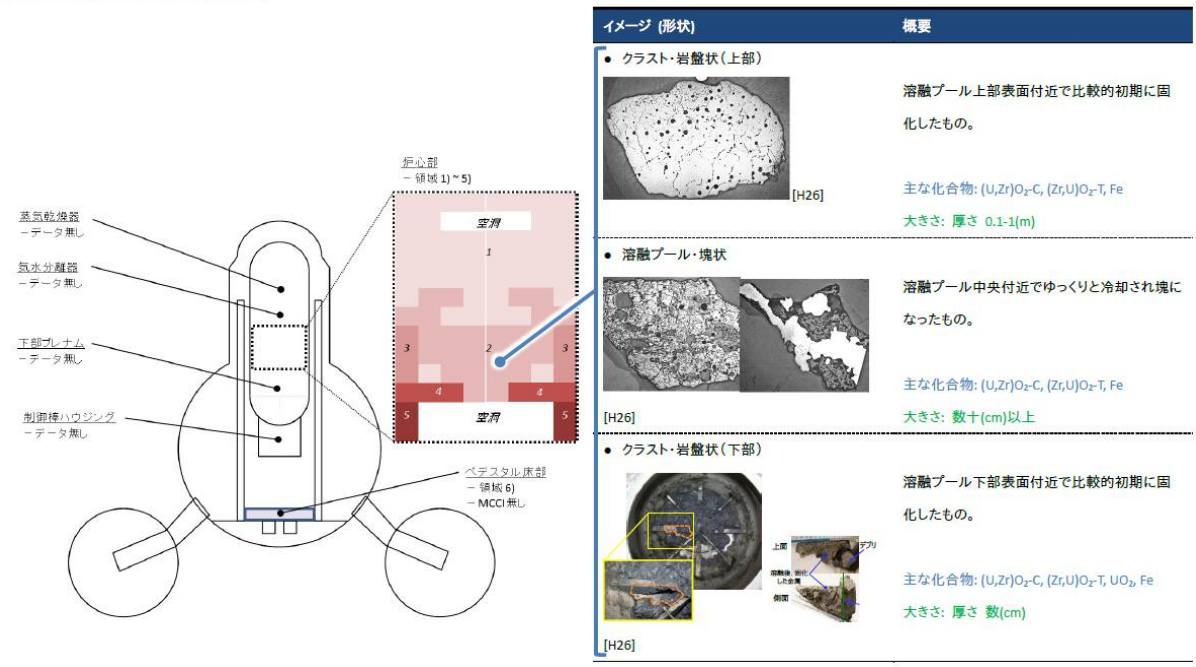
添付 4.9　燃料デブリ特性リスト

燃料デブリ特性リストの例として、燃料デブリの形状の推定結果を以下に示す。

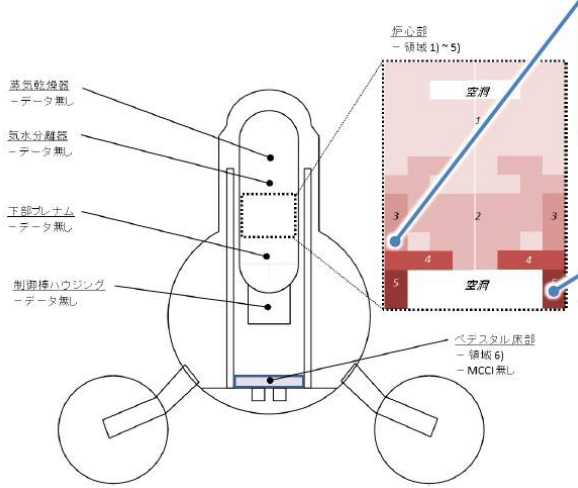
特性リスト(デブリ形状の仮定)#1

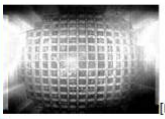


特性リスト(デブリ形状の仮定)#2

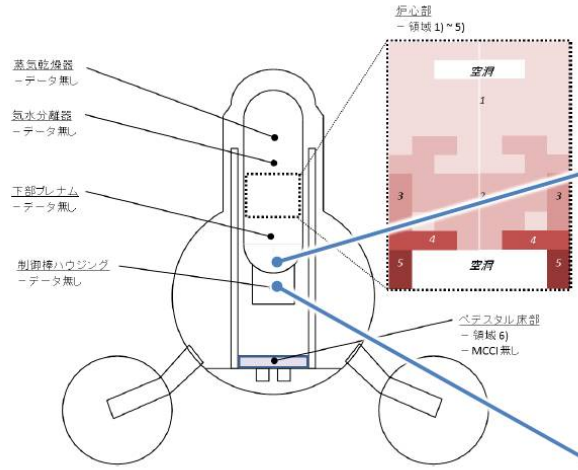


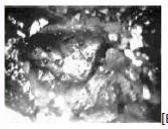
特性リスト（デブリ形状の仮定）#3



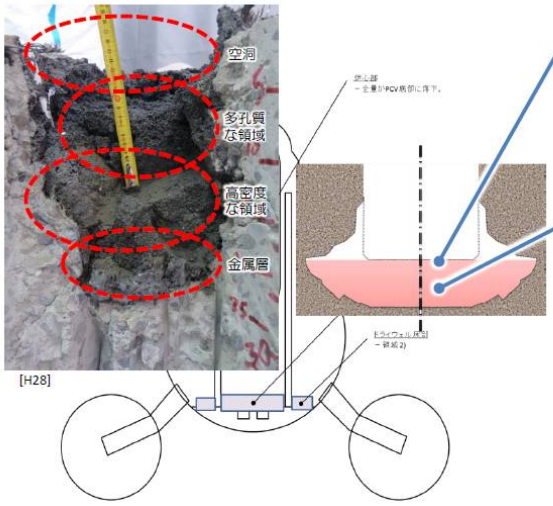
イメージ（形状）	概要
• 切株状  [Eidam] Note: Actually, this photo shows upper plenum part.	燃料集合体の一部が溶融せずに残ったもの 主な化合物: UO_2, Zry-2, $(U,Zr)O_2$-C, $(Zr,U)O_2$-T, Zr(O), Fe 大きさ: 集合体の一部（集合体未満）
• 炉心支持板  [EPRI]	溶融デブリが付着し、破損した炉心支持板 主な化合物: Fe 大きさ: 炉心支持板と同様

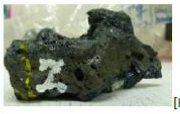
特性リスト（デブリ形状の仮定）#4



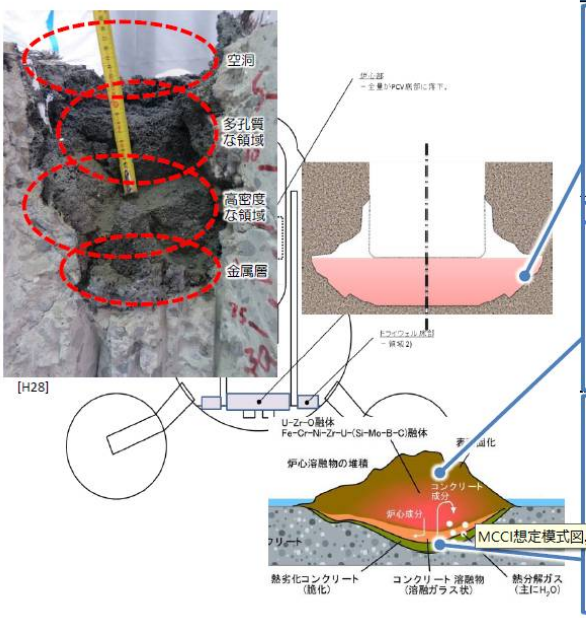
イメージ（形状）	概要
• 下部ヘッドデブリ  [EPRI]	下部ヘッドで固化した溶融デブリ 主な化合物: $(U,Zr)O_2$-C, $(Zr,U)O_2$-T, Zr(O), Fe_2Zr 大きさ: 数(cm)–数(m)
• 粉状・小石状   [H27]	溶融した炉心材料が急冷され、小片になったもの。 主な化合物: $(U,Zr)O_2$-C , $(Zr,U)O_2$-T 大きさ: 数(μm)-数(cm)
• CRD/CRD ハウジング （写真なし）	破損した CRD/CRD ハウジング 主な化合物: B_4C, Fe 大きさ: CRD/CRD ハウジングの一部（CRD/CRD ハウジング未満）

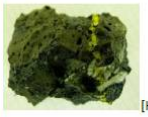
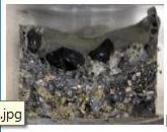
特性リスト（デブリ形状の仮定）#5



イメージ（形状）	概要
• クラスト（MCCI 生成物）  [H26]	MCCI 時に溶融プール上部表面で比較的初期に冷却固化したもの 主な化合物: $(U,Zr)O_2$-C, $(Zr,U)O_2$-T 大きさ: 厚さ 0.1-1(m)
• 溶融コリウムプール・塊状（MCCI 生成物）  [H26]	MCCI 時に溶融コリウムがゆっくりと冷却され塊になったもの 主な化合物: $(U,Zr)O_2$-C, $(Zr,U)O_2$-T 大きさ: 数(cm)-(m)
• 金属部（MCCI 生成物）  [H26]	MCCI 各部位に析出した金属部 主な化合物: Fe 大きさ: 数(cm)

特性リスト（デブリ形状の仮定）#6



イメージ（形状）	概要
• コリウム/コンクリート境界部  [H26]	溶融コリウムプールとコンクリートの境界部 主な化合物: $(U,Zr)O_2$-C, $(Zr,U)O_2$-T, SiO_2, $(Zr,U)SiO_4$ 大きさ: 数(cm)-数(m)
• MCCI 概観（実験室規模試験）  [H26]	(写真のみ)
• MCCI 生成物の下部境界  [H26]	到達温度の違いにより階層構造を形成 主な化合物: SiO_2, Al-Ca-Si-O(glass), $(U,Zr)O_2$ 大きさ: 厚さ 数(mm)

参考文献リスト（デブリ形状の仮定）

Eidam: G.R. Eidam, “Core Damage”, The Three Mile Island Accident, Chapter 5, 1986, pp 87-106, ACS Symposium Series, Volume 293

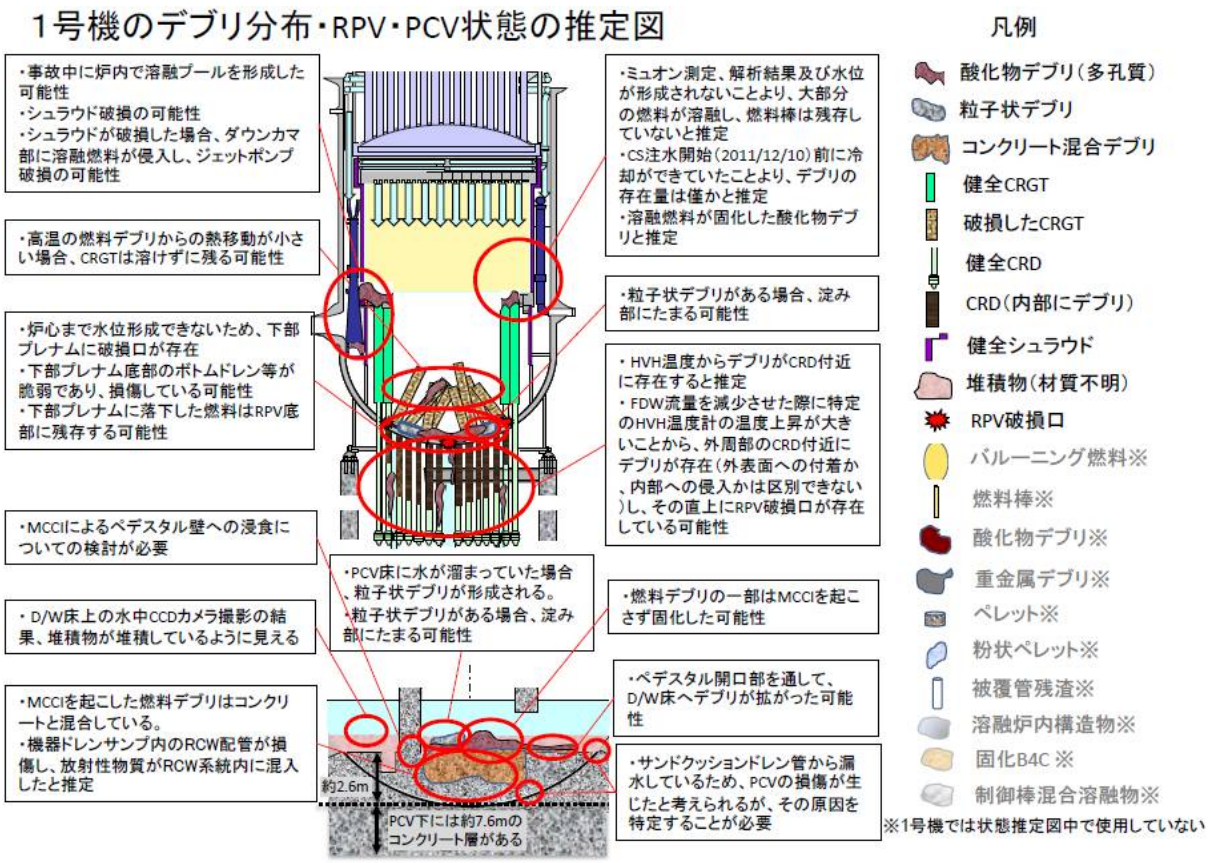
EPRI: W. C. Holton, C. A. Negin and S. L. Owrutsky, “The Cleanup of Three Mile Island Unit 2 A Technical History: 1979 to 1990”, EPRI NP-6931(1990)

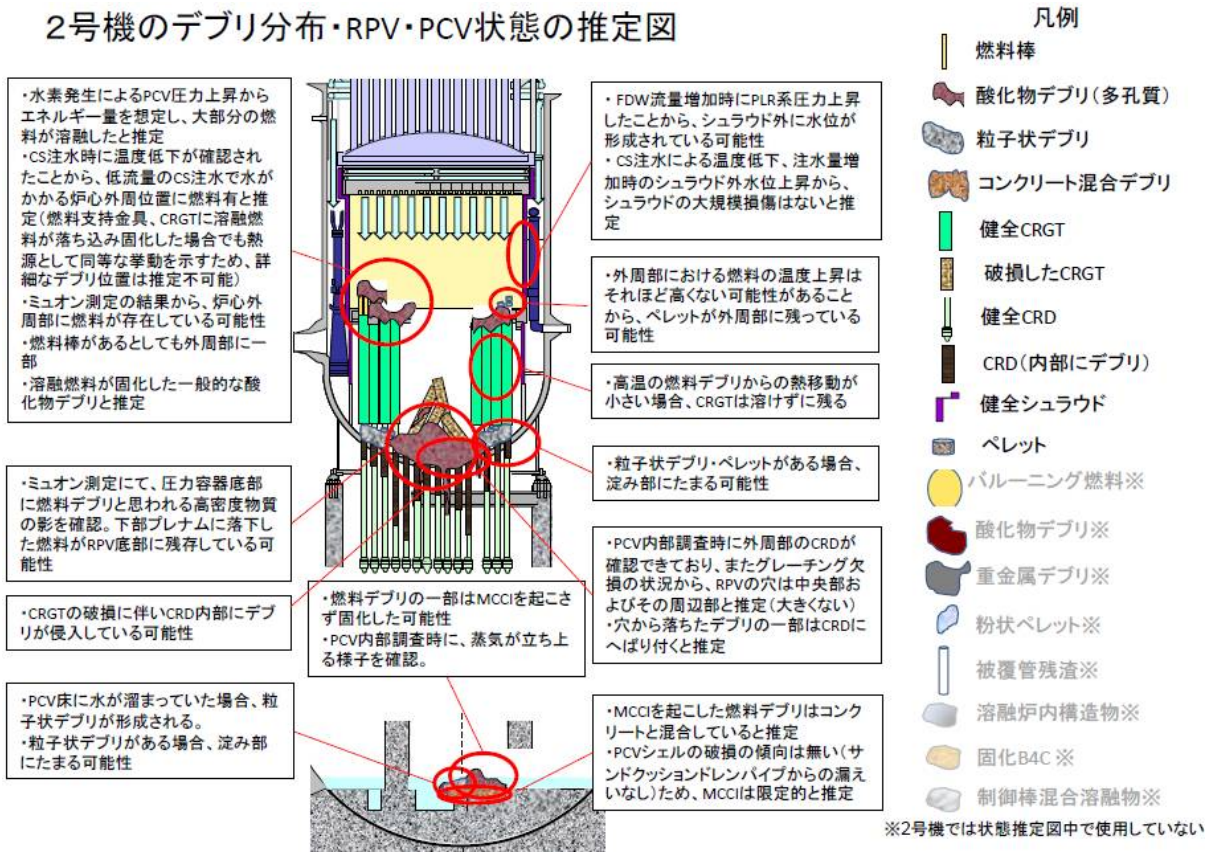
H26: 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 他、「平成25年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金 燃料デブリ性状把握・処置技術の開発 研究報告書」(2015)

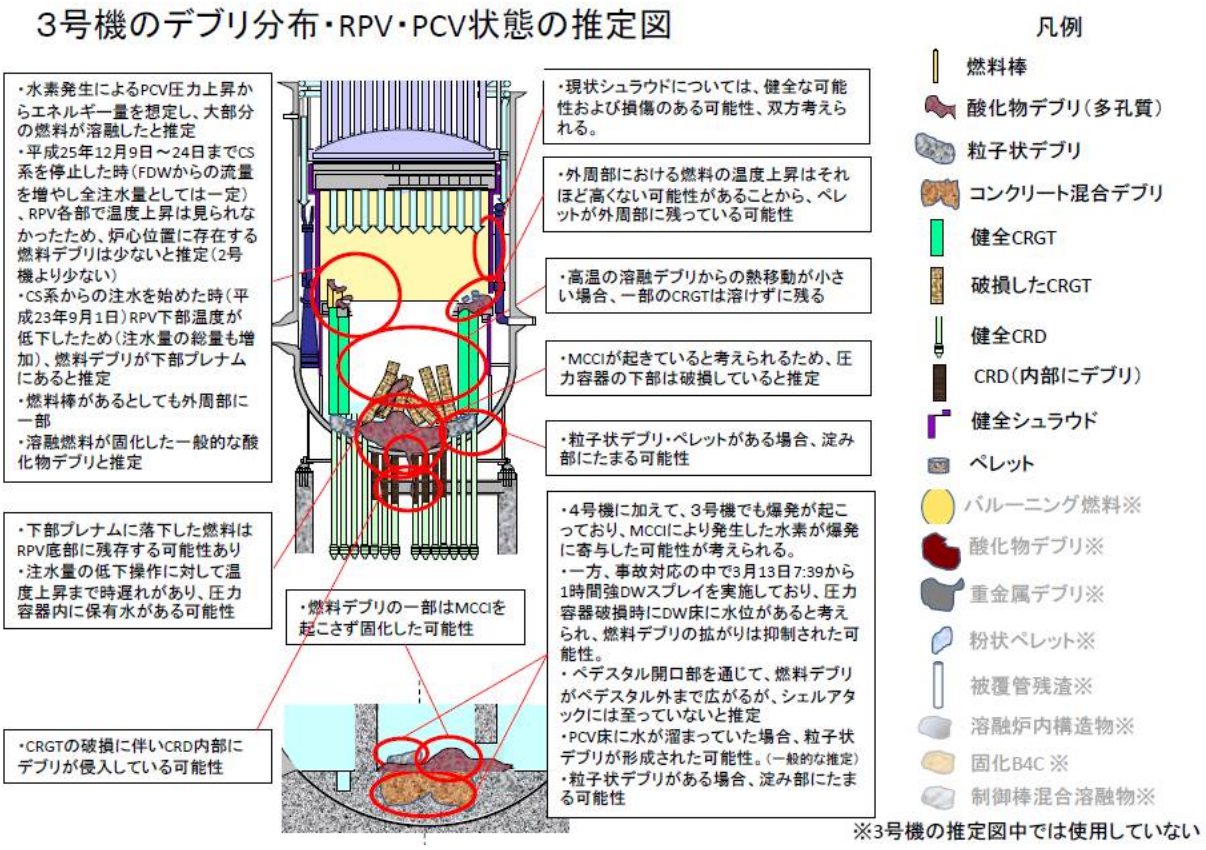
H27: 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 他、「平成26年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金 燃料デブリの性状把握 研究報告書（中間報告）」(2016)

（IRID 提供）

添付 4.10　各号機の炉内状況の総合的な分析・評価の状況







［出典：第２回 福島第一廃炉国際フォーラム　福島第一原子力発電所における炉心・格納容器内の状況推定について　東京電力］

添付 4.11　閉じ込め機能について

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 閉じ込め境界、PCV 閉じ込め境界、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。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、不完全な閉じ込め機能の下で、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以下に整理して示す。

(1) 原子力発電所の通常状態における閉じ込め機能

閉じ込めを検討する上で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。FP としては、気体状で漏えいしやすい希ガスやヨウ素が特に注目されるが、漏えいが検知されれば冷却水が FP で汚染されることを防ぐため原子炉は停止され、損傷した燃料集合体を取り替える措置が取られている。

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、Co-60 や Mn-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、作業者への被ばくへの寄与が大きいため、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個別空調等で対処し、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

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原子炉冷却材圧力閉じ込め境界（RPV 閉じ込め境界）、④原子炉格納容器（PCV 閉じ込め境界）、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のうち、RPV 閉じ込め境界は液相部の閉じ込め境界であり、PCV 閉じ込め境界及び原子炉建屋は気相部の閉じ込め境界である。

BWR プラントでは事故時に水素爆発を防止するため、運転中 PCV 内には窒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 閉じ込め境界で抑えられる場合、PCV 閉じ込め境界で抑えられる場合がある。

BWR プラントの各種事故では、RPV 閉じ込め境界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評価結果となっている。この際には、PCV 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閉じ込め境界としている。PCV 気相部については、閉じ込めは維持するが、許容値以下のわずかに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。これに対して、各種事故の敷地境界での線量基準は、5mSv/事故と定められている。

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。さらに溶融した炉心が RPV を損傷し、③RPV 閉じ込め境界を喪失した。さらに、PCV 内が高温・高圧になったことにより、④PCV 閉じ込め境界も損傷し、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。

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。炉心溶融は防げなかったが、消防車等の機動的対応により炉心冷却が可能となった。このあたりは、チェルノブイリとは大きく異なるところである。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。その他の核種は更に少ない。

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、この問題を更に複雑化している。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、建屋を閉じ込め境界とし、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、建屋の閉じ込め境界では、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、PCV 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

福島第一原子力発電所における現在の閉じ込め機能の状況は、以下のようになっている。

液相部の閉じ込め機能については、原子炉に注水した冷却水は PCV を一次閉じ込め境界として一旦受け、PCV からの漏えい水は建屋を二次閉じ込め境界とし、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、建屋の閉じ込め境界では、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分が余剰水となり、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、陸側遮水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。

気相部の閉じ込め境界については、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 0.00024mSv/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、α 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、閉じ込め機能に対する要求も変化する可能性がある。

α 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閉じ込め境界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、α 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 α 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は上昇する。このときの液相部閉じ込め機能については、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については、燃料デブリ取り出し時の α 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 α 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（一次閉じ込め境界）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（二次閉じ込め境界）を設置する等のシステム構築が課題である。

また、これらの閉じ込め機能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。

添付 4.12　燃料デブリ取り出し時の PCV 底部の水位レベルの考察

水中ポンプの設置等により水位制御が可能なことを前提として、PCV 底部の燃料デブリ取り出し時の水位レベルをベント管止水達成と未達*1の二つのケースに分けて図解する（図 A4.12-1）。図の上段は現状の水位レベル、中段はベント管補修により下部止水が達成できた場合の想定図、下段はベント管止水が達成できなかった場合の想定図である。ベント管補修の成否によって、水位の設定・制御を行う必要がある。

＊1：ベント管止水の未達には、止水技術の現場適用に当たり、現場の放射線量が高く、工事が不可の場合を含む。

【1 号機の PCV 底部水位レベル】

ベント管止水が成立した場合　ベント管止水が成立した場合の想定水位レベルは図の中段に示す。PCV 内水位は、現状程度（PCV 底部より約 2m）に維持でき、燃料デブリ取り出しを水中で実施できることになる。燃料デブリ取り出し時の S/C の耐震性裕度を向上するためには、S/C 内をドライアップすることが望ましい（最初にドライアップすればその状態が維持されると考えられる）。PCV 内水位を下げれば掛け流しの気中状態で実施することも可能となる。

ベント管止水が成立しなかった場合　ダウンカマー止水は耐震裕度に乏しいため、ストレーナ止水を行う。S/C の耐震性の観点から S/C 内を連続的にドライアップし続けることが望ましい。図の下段に示すように、PCV 底部の水位は維持できず、例えば、2 号機のように（PCV 底部より約 0.3m）、PCV 底部水位レベルは低いレベルとなる。したがって、燃料デブリ取り出しは掛け流しの気中状態で実施することになる。

【2 号機の PCV 底部水位レベル】

ベント管止水が成立した場合　PCV 底部の水位レベルを上昇させることが可能となり、例えば、現状の 1 号機のようなレベル（PCV 底部より約 2m）に設定すれば、燃料デブリ取り出しは水中で実施できることになる。また、PCV 内水位を現状のままに留めて掛け流しの気中状態で実施することも可能となる。

ベント管止水が成立しなかった場合　S/C 内に高流動コンクリートを充填してダウンカマー先端を埋設して、D/W と S/C 内を分離するダウンカマー止水を行うことが止水工法の 1 つと考えられる。ダウンカマー止水の性能は試験で確認されているが、耐震性は見通しがあるものの今後の詳細評価で確認される必要がある。また、2 号機は、S/C からの漏えいが想定されているが、本止水工法等により漏えい防止を図る。燃料デブリ取り出し作業は、水中又は掛け流しの気中で行う。図の下段は水中での作業を示す。

【3 号機の PCV 底部水位レベル】

ベント管止水が成立した場合　横アクセス工法を採用する場合には、現状の水位（PCV 底部より約 6m）を、例えば、現状の 1 号機のようなレベル（PCV 底部より約 2m）に半減する必要がある（図の中段）。この場合、燃料デブリ取り出しは水中で実施できることになる。ただし、

取り出し作業の期間中、安定的にこの水位を達成するための技術的な裏付けを得ることが必要である。また、更に水位を下げて掛け流しの気中状態で実施することも可能となる。

ベント管止水が成立しなかった場合　2 号機と同様に D/W と S/C 内を分離するダウンカマー止水を行うことが止水工法の一つとして考えられる。燃料デブリ取り出し作業は、水中又は掛け流しの気中で行う。図の下段は水中での作業を示す。

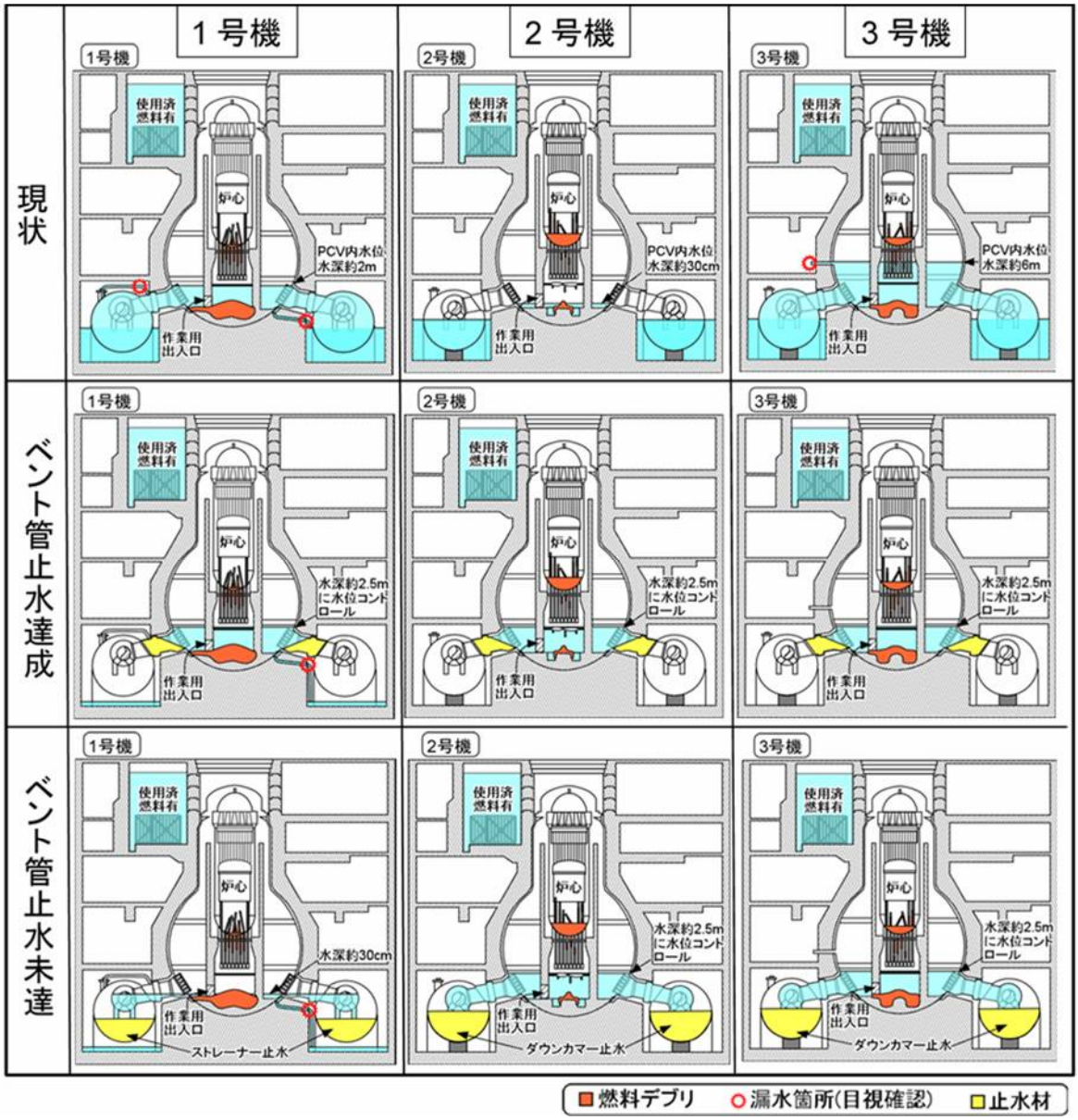


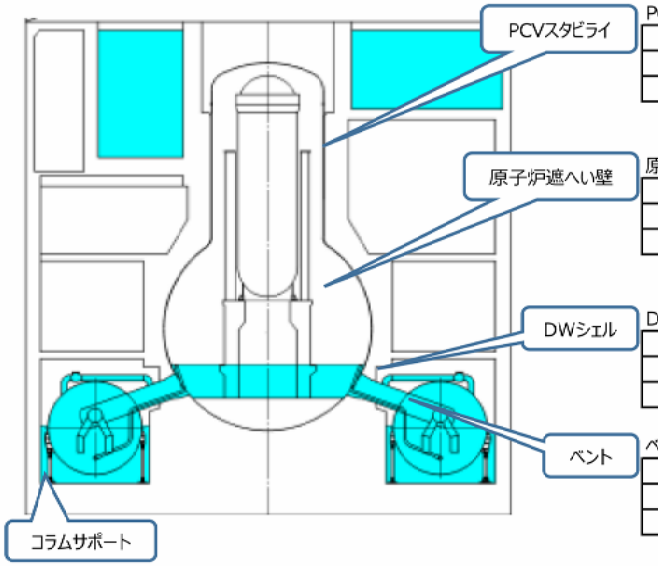
図 A4.12-1　PCV 底部の水位レベルとベント管止水について（想定図）

・現状の PCV 内水位は、1 号機：水深約 2m、2 号機：水深約 0.3m、3 号機：水深約 6m。
・ベント管止水達成時には、各号機とも水中状態での燃料デブリ取り出しが可能。
D/W からの回収システムを稼働させ、2 号機は水位を上げる、3 号機は水位を下げる等の PCV 内の水位コントロールを行う。水位を下げた場合は、掛け流し気中の状態での取り出しも可能。
・ベント管止水未達時には、1 号機はストレーナ止水を行い、S/C 耐震性の観点から S/C 内水を回収する。2/3 号機は、ダウンカマー止水を行い D/W と S/C 分離する。D/W、S/C からの回収システムを稼働させ水位制御を行い、燃料デブリ取り出しは水中状態又は掛け流しの気中状態で行う。

PCVの耐震性に関する概略評価 （1号機、気中（現状水位）のケース）

評価条件：
- 建屋損傷：考慮
- オペフロ階設備追加：6100ton
- D/W内水位：現状水位
  （PCV底部より約2.9m）
- S/C内水位：現状水位（満水）
- ベント管内水位：現状水位（満水）
- トーラス室水位：現状水位（OP3680）

地震波：Ss（600gal）
評価温度：50℃
供用状態：Ds



PCVスタビライザ-（シアラグ）：1次応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	（Mpa）	設計用	R/G
－	118	423	－	3.58

原子炉遮へい壁（基部）：1次応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	（Mpa）	設計用	R/G
－	168	235	－	1.39

D/Wシェル（サンドクッション部）：1次応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	（Mpa）	設計用	R/G
－	167	423	－	2.53

ベント管（D/W胴との接合部）：1次応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	（Mpa）	設計用	R/G
－	171	423	－	2.47

推定腐食減肉量（片面）　（mm）

部位	減肉量	経過年数
D/W	3.4	40
S/C	2.3	

S/C内の水を排水してクエンチャ止水を行った場合についての詳細モデルによる評価結果

地震荷重	崩壊荷重	許容荷重	裕度
水平震度　（G）			
1.7	2.17	1.95	1.15

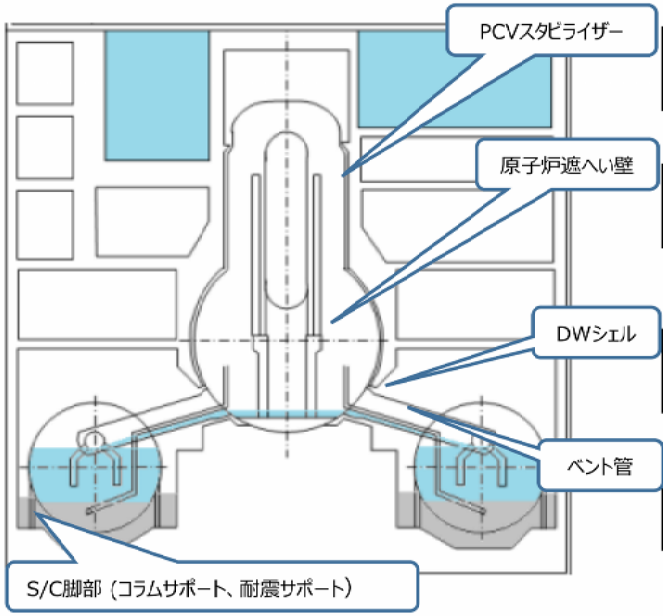
設計用：建設時の設計で使用された以下の減衰定数を用いた解析結果
コンクリート：5%、　鋼材：1%
RG：Regulatory Guideに示されている以下の減衰定数を用いた解析結果
コンクリート：7%、　鋼材：4%

（IRID提供資料に基づき作成）

PCVの耐震性に関添付資料する概略評価 （２号機*1、気中（現状水位）のケース）

評価条件：
- 建屋損傷：考慮
- オペフロ階設備追加：4710ton
- D/W内水位：現状水位
  （PCV底部より約0.6m）
- S/C内：コンクリート（OP-1050；クエンチャ/ストレーナ止水）
  ＋水位（OP3100）
- ベント管内水位：下部流水状態
- トーラス室：コンクリート（OP-100）
  （S/C脚部補強あり）

地震波：Ss（600gal）
評価温度：50℃
供用状態：Ds



PCVスタビライザー（シアラグ）：1次応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	（Mpa）	設計用	R/G
117	116	282	2.41	2.43

原子炉遮へい壁（基部）：1次応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	（Mpa）	設計用	R/G
125	122	235	1.88	1.92

D/Wシェル（サンドクッション部）：1次応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	（Mpa）	設計用	R/G
78	79	424	5.43	5.36

ベント管（D/W胴との接合部）：1次応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	（Mpa）	設計用	R/G
153	145	424	2.77	2.92

推定腐食減肉量（片面）　（㎜）

部位	減肉量	経過年数
D/W	2.61	40
S/C	2.45	

S/C脚部補強を行わなわなず、S/C内をクエンチャ/ストレーナ止水した場合についての詳細モデルによる評価結果

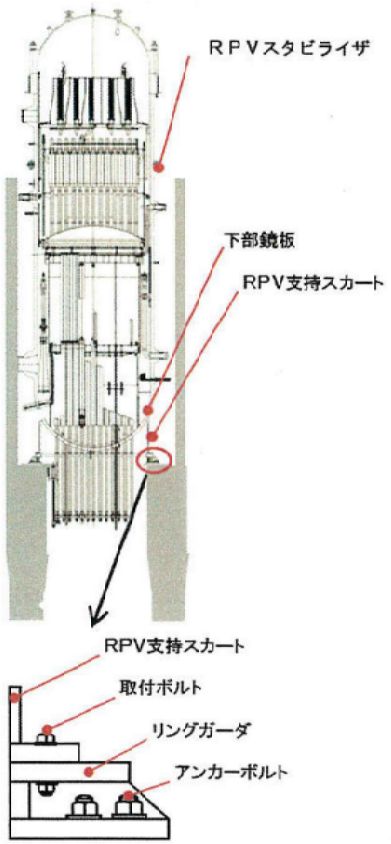
地震荷	崩壊荷重	許容荷重	裕度
水平震度（G）			
1.61	3.26	2.93	1.82

設計用：建設時の設計で使用された以下の減衰定数を用いた解析結果
コンクリート：5%、　鋼材：1%
RG：Regulatory Guideに示されている以下の減衰定数を用いた解析結果
コンクリート：7%、　鋼材：4%

＊1：2号機及び3号機の耐震性は同等であり、気中のケースは2号機の結果で代表させている。

（IRID提供資料に基づき作成）

RPVの耐震性に関する概略評価 （1号機、気中（現状水位）のケース）



RPVスタビライザー引張棒：引張応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	(Mpa)	設計用	R/G
—	172	520	—	3.02

下部鏡板：1次応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	(Mpa)	設計用	R/G
—	229	540	—	2.35

RPV支持スカート：圧縮

座屈評価値		許容値	裕度	
設計用	RG		設計用	R/G
—	0.199	1	—	5.02

座屈評価：JEAC4601-2008による

取付ボルト：引張応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	(Mpa)	設計用	R/G
—	40	416	—	10.4

アンカーボルト：引張応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	(Mpa)	設計用	R/G
—	30	225	—	7.5

設計用：建設時の設計で使用された以下の減衰定数を用いた解析結果
コンクリート：5%、　鋼材：1%
RG：Regulatory Guideに示されている以下の減衰定数を用いた解析結果
コンクリート：7%、　鋼材：4%

評価条件：
- 建屋損傷：考慮
- オペフロ階設備追加：6100ton
- D/W内水位：現状水位（底部より約2.9m）
- S/C内水位：現状水位（満水）
- ベント管内水位：現状水位（満水）
- トーラス室水位：現状水位（OP3680）

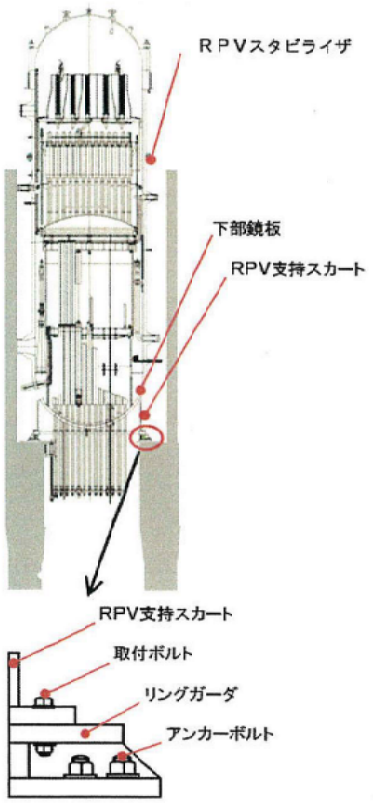
地震波：Ss（600gal）
評価温度：50℃
供用状態：Ds

推定腐食減肉量（片面）　（mm）

部位	減肉量	経過年数
炭素鋼	3.40	40
低合金鋼	2.86	

（IRID提供資料に基づき作成）

RPVの耐震性に関する概略評価 （２号機*1、気中（現状水位）のケース）



RPVスタビライザー引張棒：引張応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	(Mpa)	設計用	R/G
170	165	348	2.04	2.1

下部鏡板：1次応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	(Mpa)	設計用	R/G
129	124	540	4.18	4.35

RPV支持スカート：圧縮

座屈評価値		許容値	裕度	
設計用	RG		設計用	R/G
0.152	0.153	1	6.57	6.53

座屈評価：JEAC4601-2008による

取付ボルト：引張応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	(Mpa)	設計用	R/G
31	32	505	16.29	15.78

アンカーボルト：引張応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	(Mpa)	設計用	R/G
13	14	225	17.3	16.07

設計用：建設時の設計で使用された以下の減衰定数を用いた解析結果
コンクリート：5%、　鋼材：1%
RG：Regulatory Guideに示されている以下の減衰定数を用いた解析結果
コンクリート：7%、　鋼材：4%

評価条件：
- 建屋損傷：考慮
- オペフロ階設備追加：4710ton
- D/W内水位：現状水位
  （PCV底部より約0.6m）
- S/C内：コンクリート（OP-1050；クエンチャ/ストレーナ止水）
  ＋水位（OP3100）
- ベント管内水位：下部流水状態
- トーラス室：コンクリート（OP-100）
  （S/C脚部補強あり）

地震波：Ss（600gal）
評価温度：50℃
供用状態：Ds

推定腐食減肉量（片面）　（mm）

部位	減肉量	経過年数
炭素鋼	2.61	40
低合金鋼	2.9	

＊1：2号機及び3号機の耐震性は同等であり、気中のケースは2号機の結果で代表させている。

（IRID提供資料に基づき作成）

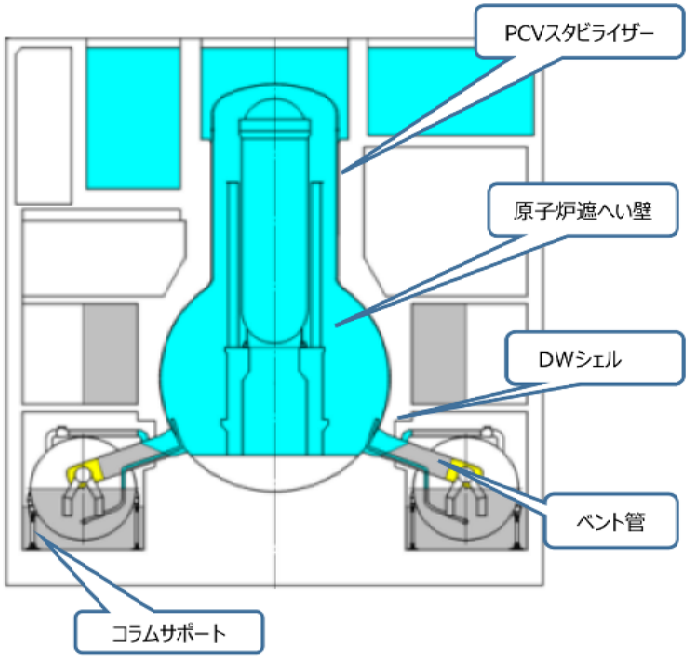
PCV構造物の健全性評価結果例（1号機、完全冠水のケース）

評価条件：
- 建屋損傷：考慮
- オペフロ階設備追加：6100ton
- D/W内水位：ウエル満水
- S/C内：コンクリート充填（OP 3570）
- ベント管内：止水施工
- トーラス室：コンクリート充填（OP2140）
（S/C脚部補強あり）

地震波：Ss（600gal）
評価温度：50℃
供用状態：Ds

推定腐食減肉量（片面）　(mm)

部位	減肉量	経過年数
D/W	3.4	40
S/C	2.3	



トーラス室へのコンクリート充填によりS/C脚部（コラムサポート）が補強されるケース想定であり、評価対象外。

PCVスタビライザー（シアラグ）：1次応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	（Mpa）	設計用	R/G
184＊	165*	423	2.29	2.56

＊3次元FEM解析による評価結果

原子炉遮へい壁（基部）：1次応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	（Mpa）	設計用	R/G
282	243	394*	1.39	1.62

*許容値としてSuを用いた

D/Wシェル（サンドクッション部）：1次応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	（Mpa）	設計用	R/G
343	325	423	1.23	1.3

ベント管（D/W胴との接合部）：1次応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	（Mpa）	設計用	R/G
395	375	423	1.07	1.12

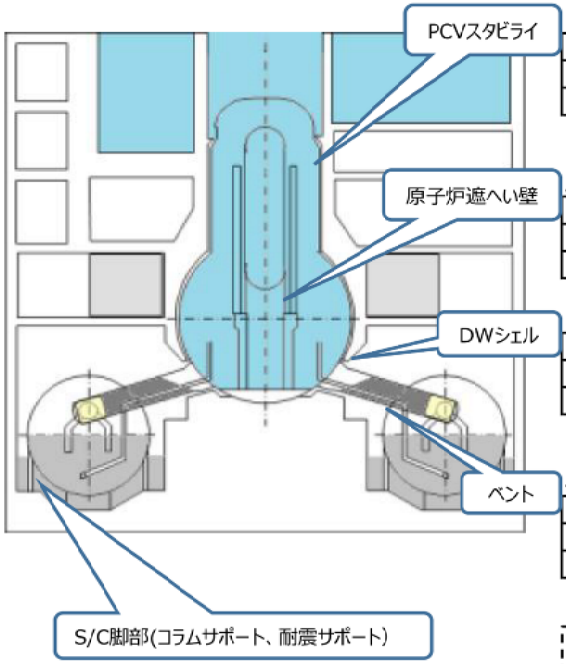
設計用：建設時の設計で使用された以下の減衰定数を用いた解析結果
コンクリート：5%、　鋼材：1%
RG：Regulatory Guideに示されている以下の減衰定数を用いた解析結果
コンクリート：7%、　鋼材：4%

（IRID提供資料に基づき作成）

PCVの耐震性に関する概略評価 （３号機*2、完全冠水のケース）

評価条件：
- 建屋損傷：考慮
- オペフロ階設備追加：4710ton
- D/W内水位：ウエル満水
- S/C内：コンクリート充填 (OP1900)
- ベント管：止水施工
- トーラス室：コンクリート充填 (OP-100)
  （S/C脚部補強あり）

地震波：Ss（600gal）
評価温度：50℃
供用状態：Ds



PCVスタビライザ-（シアラグ）：1次応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	（Mpa）	設計用	R/G
61	60	146	2.39	2.43

原子炉遮へい壁（基部）：1次応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	（Mpa）	設計用	R/G
168	158	235	1.39	1.48

D/Wシェル（サンドクッション部）：1次応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	（Mpa）	設計用	R/G
192*	196	424	2.20	2.16

*球形部

ベント管（D/W胴との接合部）：1次応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	（Mpa）	設計用	R/G
268	265	424	1.58	1.6

推定腐食減肉量（片面）　（㎜）

部位	減肉量	経過年数
D/W	2.57	40
S/C	2.22	

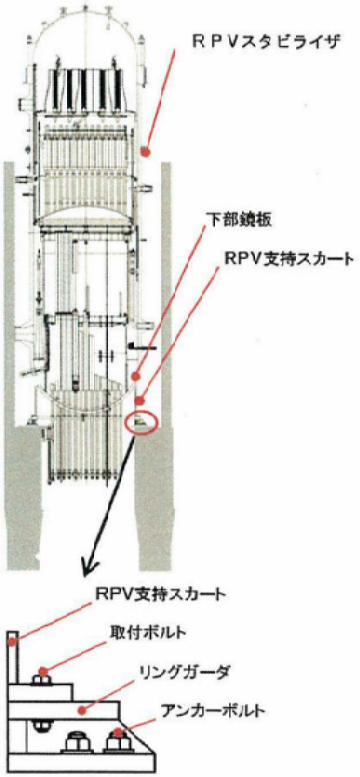
トーラス室へのコンクリート充填によりS/C脚部が補強されるケース想定であり、評価対象外。

設計用：建設時の設計で使用された以下の減衰定数を用いた解析結果
コンクリート：5%、　鋼材：1%
RG：Regulatory Guideに示されている以下の減衰定数を用いた解析結果
コンクリート：7%、　鋼材：4%

＊2：2号機及び3号機の耐震性は同等であり、完全冠水のケースは3号機の結果で代表させている。

（IRID提供資料に基づき作成）

RPVの耐震性に関する概略評価 （1号機、完全冠水のケース）



RPVスタビライザー引張棒：引張応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	(Mpa)	設計用	R/G
465	378	520	1.11	1.37

下部鏡板：1次応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	(Mpa)	設計用	R/G
240	229	540	2.25	2.35

RPV支持スカート：圧縮

座屈評価値		許容値	裕度	
設計用	RG		設計用	R/G
0.465	0.385	1	2.15	2.59

座屈評価：JEAC4601-2008による

取付ボルト：引張応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	(Mpa)	設計用	R/G
186	141	416	2.23	2.95

アンカーボルト：引張応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	(Mpa)	設計用	R/G
128	98	225	1.75	2.29

設計用：建設時の設計で使用された以下の減衰定数を用いた解析結果
コンクリート：5%、　鋼材：1%
RG：Regulatory Guideに示されている以下の減衰定数を用いた解析結果
コンクリート：7%、　鋼材：4%

評価条件：
- 建屋損傷：考慮
- オペフロ階設備追加：6100ton
- D/W内水位：ウエル満水
- S/C内：コンクリート充填 （OP 3570）
- ベント管内：止水施工
- トーラス室：コンクリート充填 （OP2140）

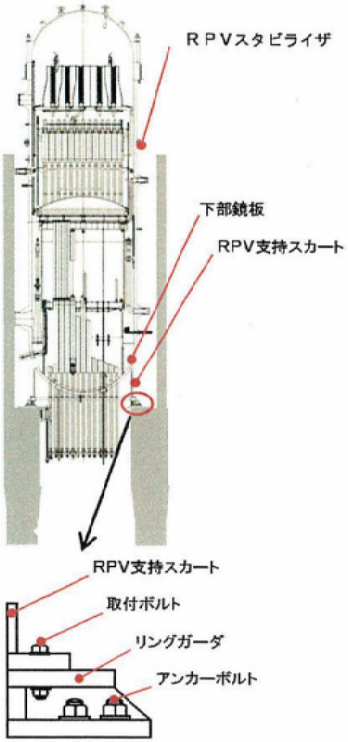
地震波：Ss（600gal）
評価温度：50℃
供用状態：Ds

推定腐食減肉量（片面）　（mm）

部位	減肉量	経過年数
炭素鋼	3.40	40
低合金鋼	2.86	

（IRID提供資料に基づき作成）

RPVの耐震性に関する概略評価 （３号機*2、完全冠水のケース）



RPVスタビライザー引張棒：引張応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	(Mpa)	設計用	R/G
232	228	634	2.73	2.78

下部鏡板：1次応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	(Mpa)	設計用	R/G
154	147	540	3.5	3.67

RPV支持スカート：圧縮

座屈評価値		許容値	裕度	
設計用	RG		設計用	R/G
0.168	0.17	1	5.95	5.88

座屈評価：JEAC4601-2008による

取付ボルト：引張応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	(Mpa)	設計用	R/G
78	79	505	6.47	6.39

アンカーボルト：引張応力

応力強さ（Mpa）		許容値	裕度	
設計用	RG	(Mpa)	設計用	R/G
34	35	225	6.61	6.42

設計用：建設時の設計で使用された以下の減衰定数を用いた解析結果
コンクリート：5%、　鋼材：1%
RG：Regulatory Guideに示されている以下の減衰定数を用いた解析結果
コンクリート：7%、　鋼材：4%

評価条件：
- 建屋損傷：考慮
- オペフロ階設備追加：4710ton
- D/W内水位：ウエル満水
- S/C内：コンクリート充填（OP1900）
- ベント管：止水施工
- トーラス室：コンクリート充填　(OP-100)
（S/C脚部補強あり）

地震波：Ss（600gal）
評価温度：50℃
供用状態：Ds

推定腐食減肉量（片面）　（㎜）

部位	減肉量	経過年数
炭素鋼	2.57	40
低合金鋼	2.97	

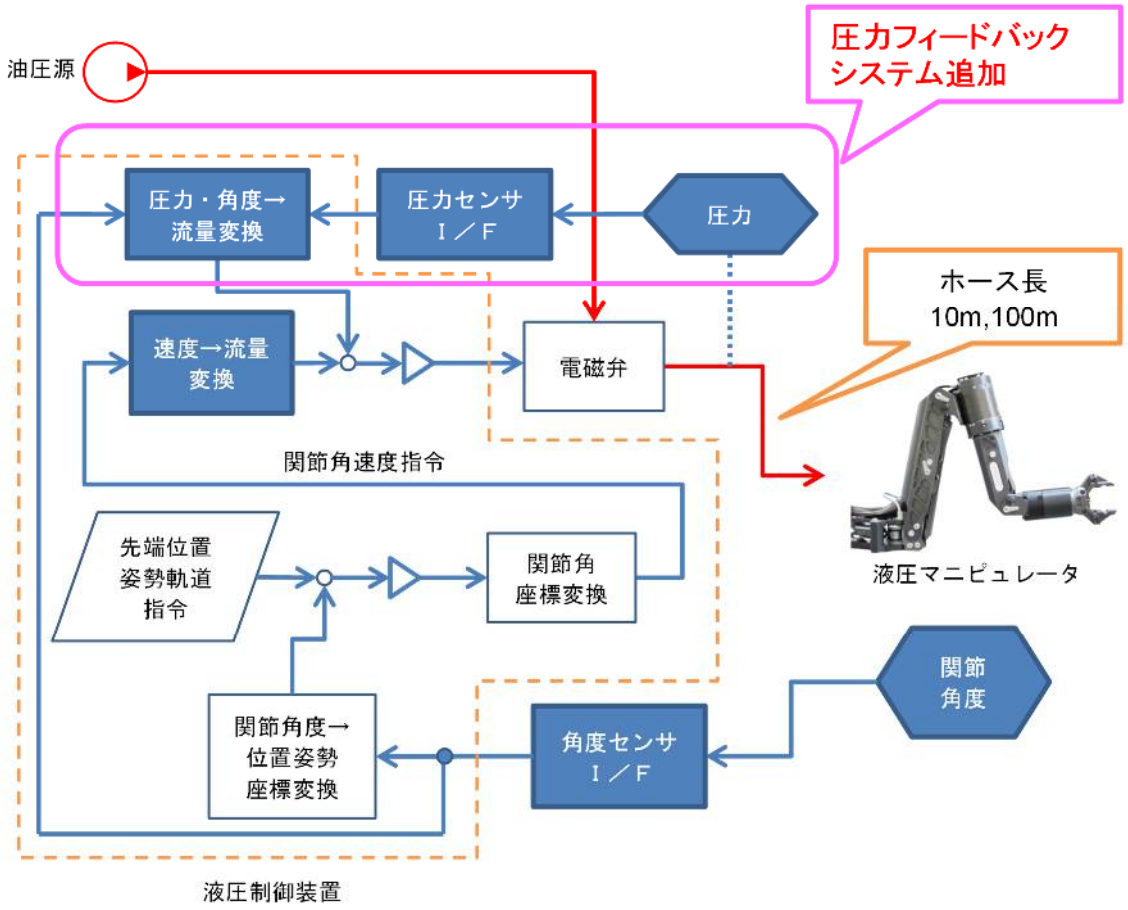
＊2：2号機及び3号機の耐震性は同等であり、完全冠水のケースは3号機の結果で代表させている。

（IRID提供資料に基づき作成）

添付 4.14　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	・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。 ・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 ・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。
現状	28 年度までの試験終了。燃料デブリ取り出し用マニピュレータとしての基本的な特性について確認することが出来た。
評価と課題	実機適用に向け、先端ツールとの組合せ等を加味した制御性の確認の必要がある。

概要図



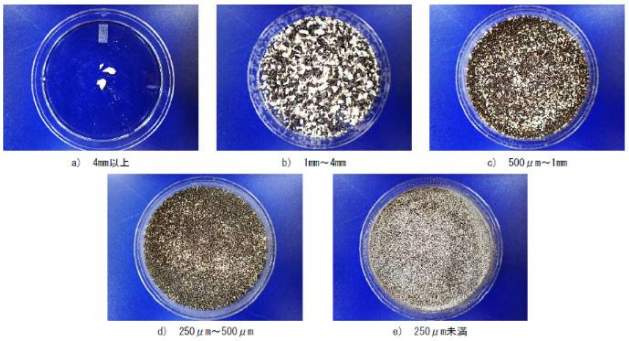
液圧マニピュレータの系統構成図　　（写真及び図は IRID 提供）

名称	②切削・集塵、視覚・計測技術の開発
目的	・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 ・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
試験内容	・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、模擬デブリの加工性を確認する。 ・ノンコアビット：模擬デブリの加工性を確認する。 ・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解析評価 ガス中のヒューム除去効果の確認をする。 ・カメラ：撮像管と耐放射線カメラの照射試験
現状	28 年度までの試験終了。切削技術として、レーザー、ボーリングに関する切削性能について確認ができた。視覚機器として、撮像管と耐放射線カメラの照射試験を実施し、耐放射線性能について確認ができた。
評価と課題	現場適用のための具体的な装置設計（アーム等との組合せも含む）を実施する必要がある。効率的な集塵技術については、引き続き検討の必要がある。

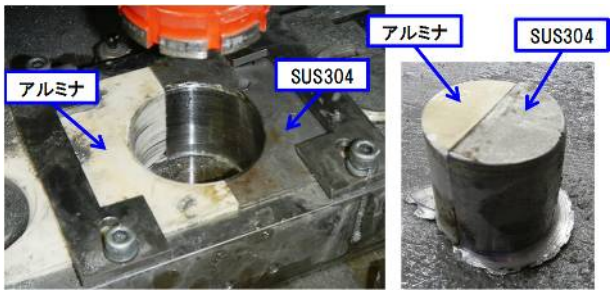
概要図



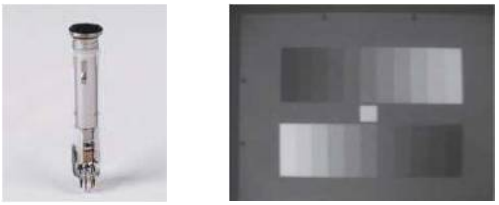
レーザー切削状況



レーザー切削後の切削粉回収状況



ボーリング切削（加工結果及び回収コア）



視覚装置の開発（試作視覚装置及びガンマ線照射後の画像）

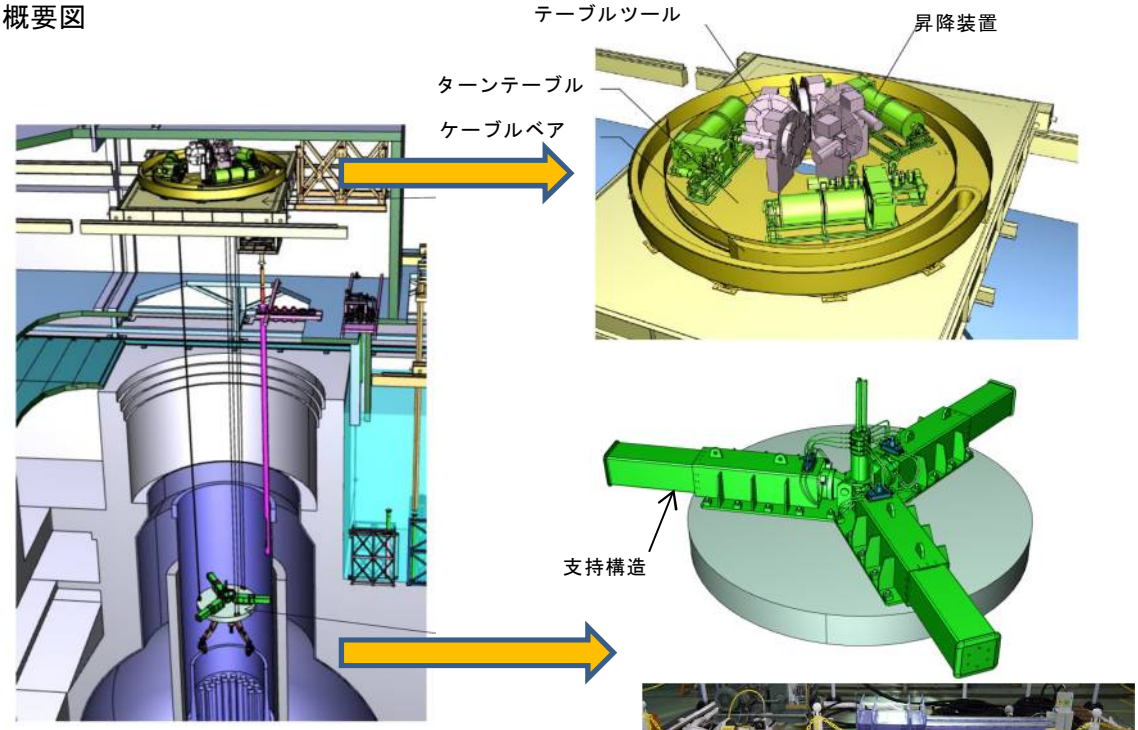


ビットのイメージ

（切削技術関連の写真及び図は IRID 提供
視覚装置の写真は浜松ホトニクス株式会社提供）

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	・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 ・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 ・適切な支持方法の確認（接触支持/押付け支持） ・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
現状	28 年度までの試験終了。RPV 内アクセス装置の試験体を製作し、コンセプトの基本的な成立性を確認できた。
評価と課題	具体的な作業を想定した作業性の検証（モックアップ試験等）の必要がある。

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



油圧駆動機構試験装置



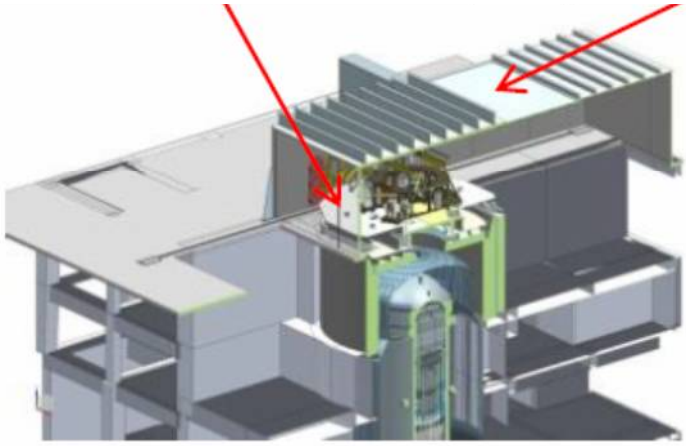
電動駆動機構試験装置

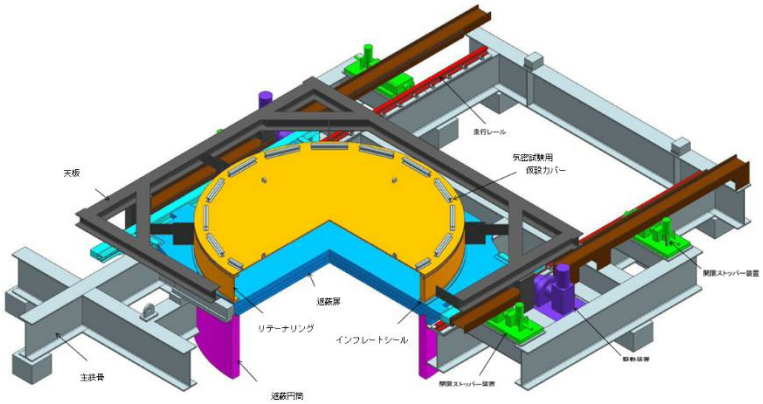
反力保持機構　要素試験体

（図・写真は 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	・遮へいポートの 1/1 スケール要素試作 ・開閉扉の動作確認 ・シール部の気密確認
現状	28 年度までの試験終了。プラットフォーム／セルの実機スケールの試作を行い、セル内の閉止扉や遮蔽扉の動作確認及び気密性の確認ができた。
評価と課題	実機適用に向けた据付性の検討、遠隔保守性の検討等が必要である。

概要図





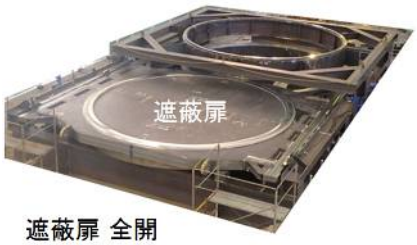
遮へいポート



遮蔽扉 全閉



気密試験実施状況

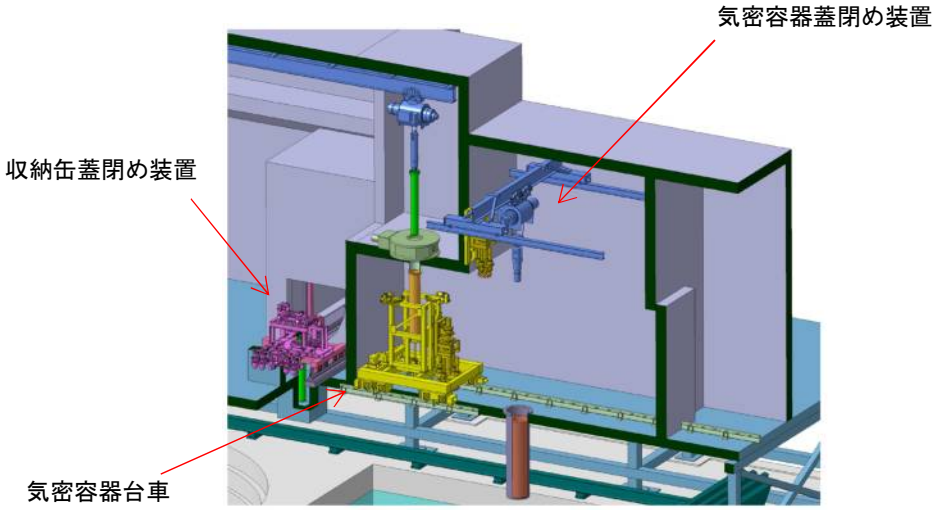


遮蔽扉 全開

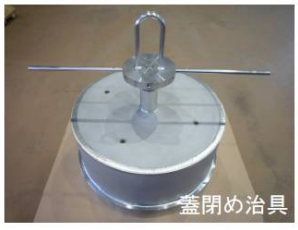
（図・写真は IRID 提供）

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	・収納缶蓋閉め装置の 1/1 スケール要素試作 ・ボルト締め機構の基本動作確認 ・適切な締め付け方法、手順の確認 ・遠隔装置メンテナンスのための分離・搬出性の確認
現状	28 年度までの試験終了。収納缶･密封容器の閉止機構･閉止治具の試験体により、密封性、遠隔操作性についての確認ができた。
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





模擬密封容器例

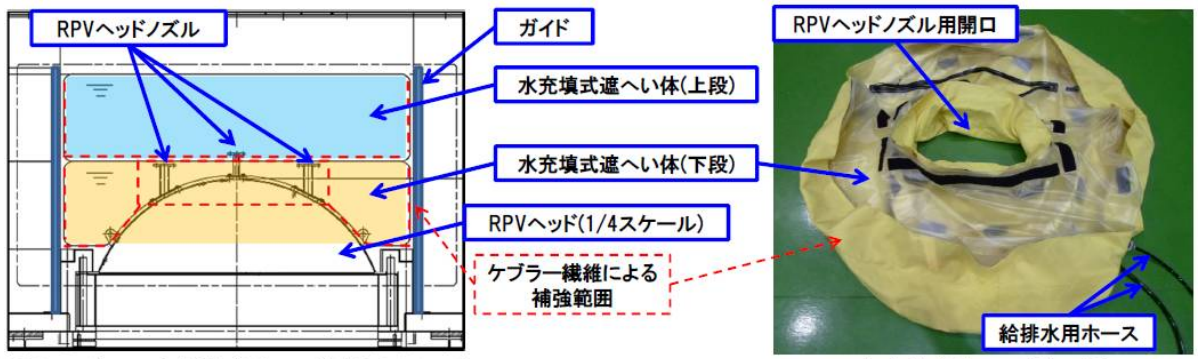


収納缶蓋閉め遠隔操作性確認試験状況

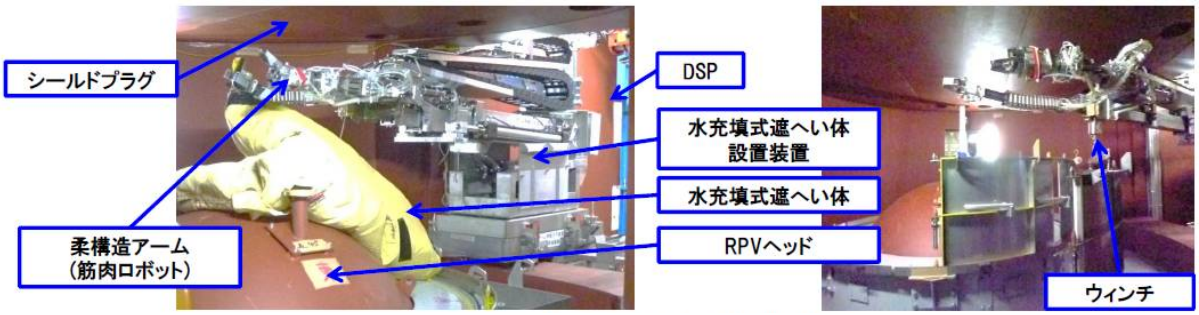
（写真及び図は IRID 提供）

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	・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 ・水充填式遮へい体設置後の回収方法の検討 ・排水ノズル形状及び排水圧力条件の検討
現状	28 年度までの試験終了。1/4 スケールモデルによる遠隔作業による設置、撤去の確認及び基本的な成立性について確認できた。
評価と課題	現場適用に当たって、具体的な作業確認方法等を確立する必要がある。

概要図

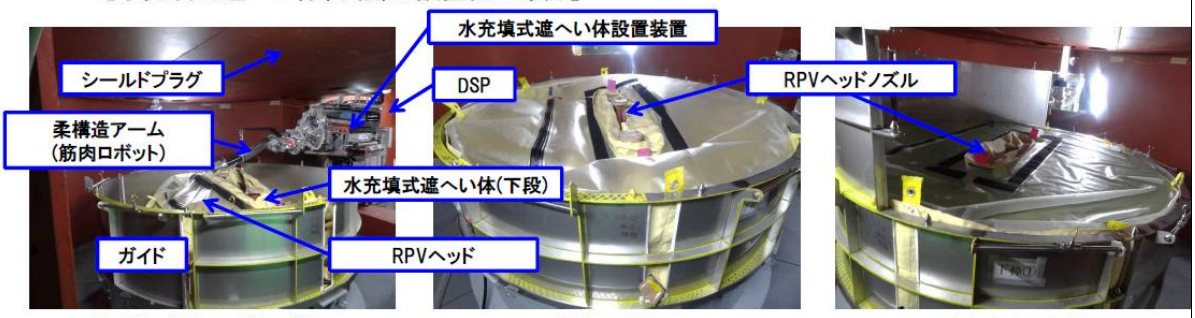


RPVヘッドへの水充填式遮へい体設置イメージ　　水充填式遮へい体(下段)



水充填式遮へい体設置装置

【水充填式遮へい体(下段)の設置性の確認】



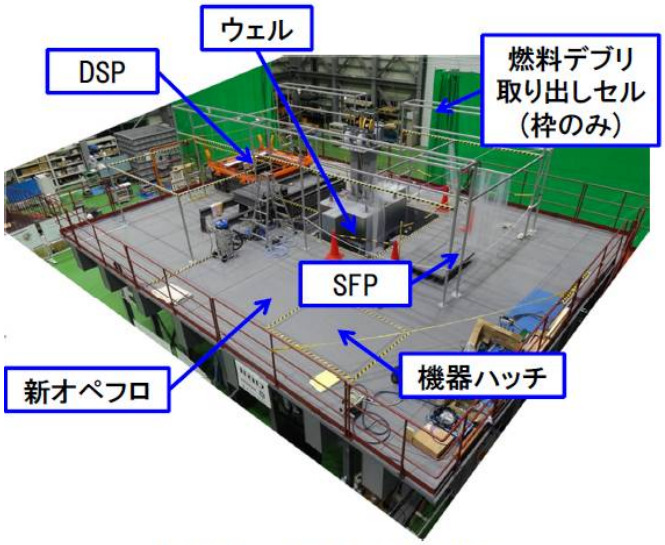
ガイドと水遮へい体の設置　　空気の封入　　空気と水の置換

水充填式遮へい体設置性確認試験状況

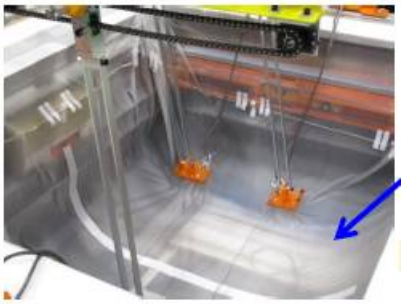
（写真及び図は IRID 提供）

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	大型構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	・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 ・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 ・汚染機器の養生時における溶着性、気密性の確認
現状	28 年度までの試験終了。1/4 スケールモデルを使用した作業要領の確認及びフィルム、シートの特性試験により性能の確認ができた。
評価と課題	現場適用に向け、現場に適合した設置方法を確立する必要がある。

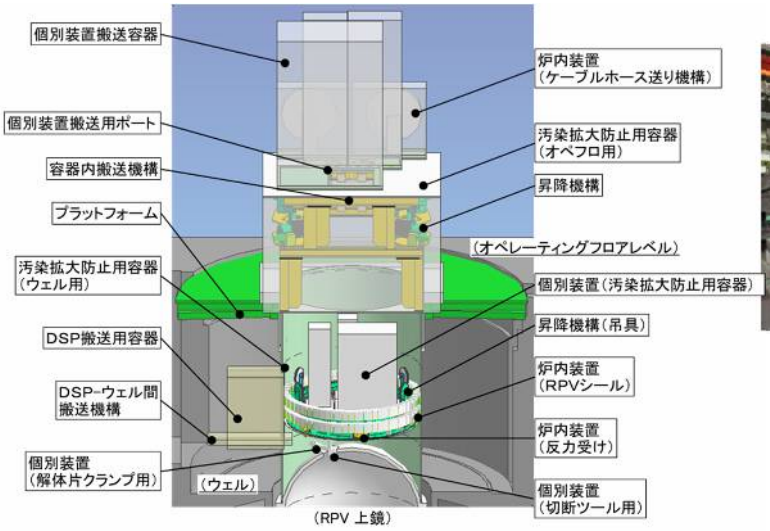
概要図



1/4スケールモデル試験設備



汚染拡大防止用シートの
適用性確認試験（DSP 内）



炉内装置全体構成図（案）

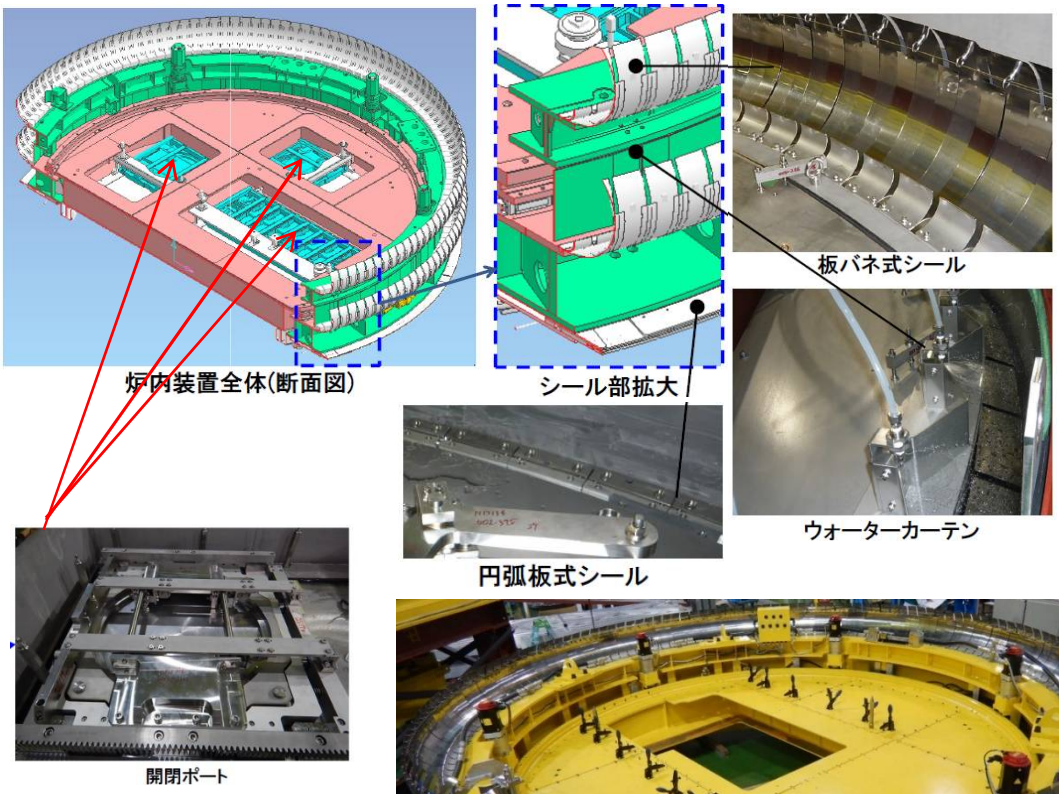


汚染拡大防止用シートによる
搬出性確認試験

（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行う装置の開発
試験内容	・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 ・RPV 内面シール機構の確認 ・装置下部シール機構の確認
現状	28 年度までの試験終了。基本的なダスト飛散防止の成立性及び一定のシール性能について確認できた。
評価と課題	現場で適用するための遠隔作業手順や保守方法、炉内作業用装置とを組み合わせた場合の性能への影響を確認する必要がある。

概要図



RPV 内面シール
フルスケールによる
模擬試験装置

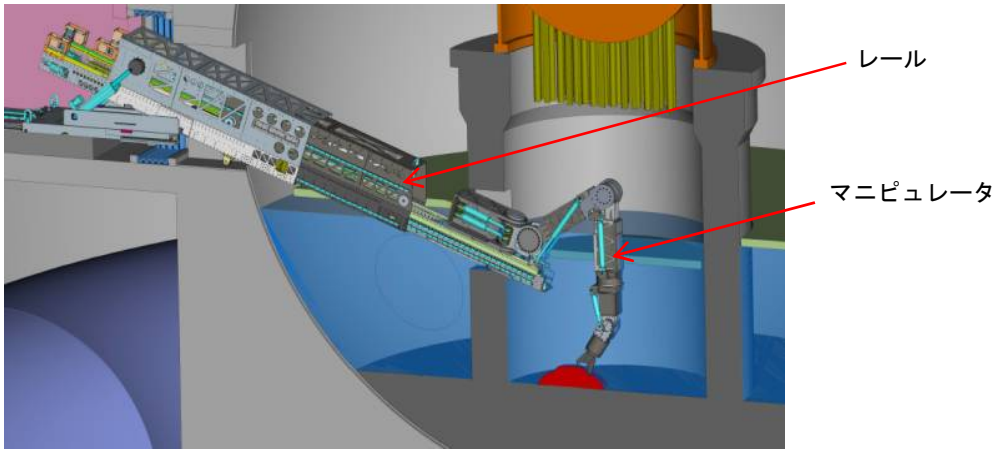


実機大炉内装置

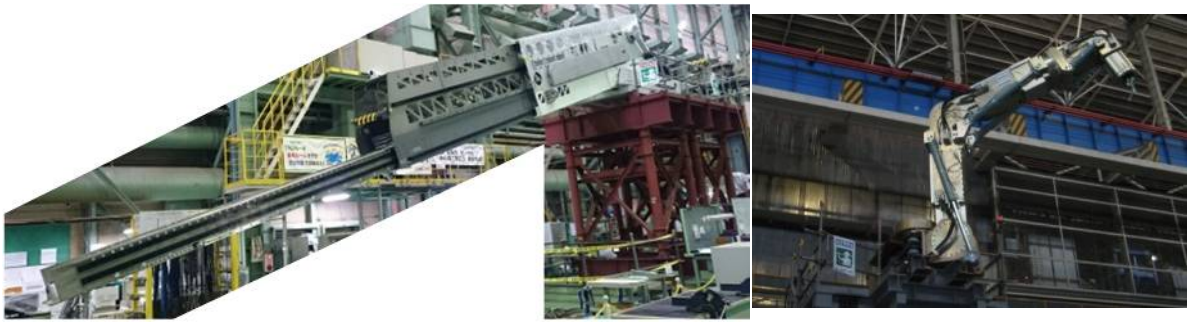
（写真及び図は IRID 提供）

名称	⑨ペデスタル内アクセス装置の開発
目的	横アクセス工法におけるペデスタル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	・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） ・レールの遠隔敷設性確認 ・ペデスタル内へのアクセス性確認 ・ペデスタル内での掘削動作確認
現状	28 年度までの試験終了。実機ベースのプロト機の設計に資するペデスタル内アクセス装置に関する基本的な性能について確認できた。
評価と課題	先端ツールとの組合せによる制御性の確認、ロボットアームの現場への設置方法及び保守方法に関して確認を進める必要がある。

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



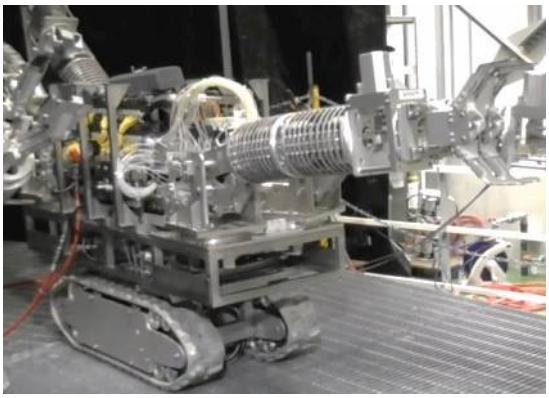
レール　　マニピュレータ

アクセス装置要素試験用装置

（図・写真は 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	・ペデスタル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 ・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
現状	28 年度までの試験終了。試作機を用いた遠隔作業の操作性およびハンドリング等の作業性について確認できた。
評価と課題	現場状況に合わせた作業方法、保守技術の検討、PCV 内干渉物撤去計画への適応性の確認が必要である。

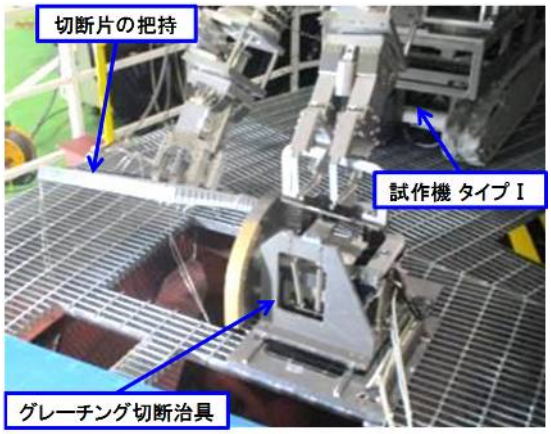
概要図



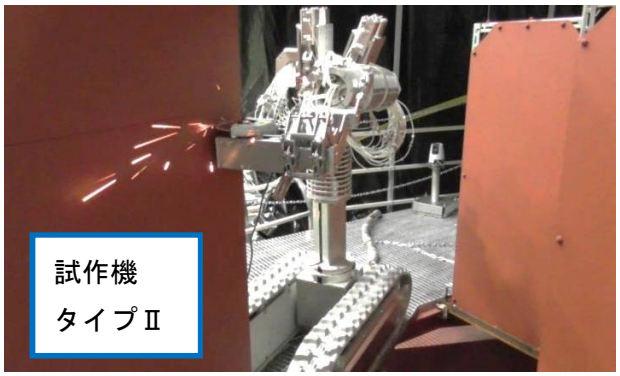
試作機タイプⅠ（クローラ）



試作機タイプⅡ（双腕型）



グレーチング切断状況



水平方向切断状況



クレーン部品運搬状況(支柱)



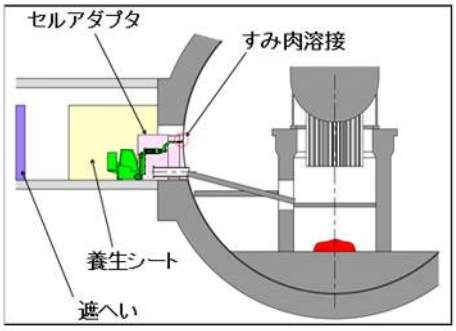
クレーン部品(支柱)設置状況

遠隔作業用柔構造アーム
作業性確認試験状況

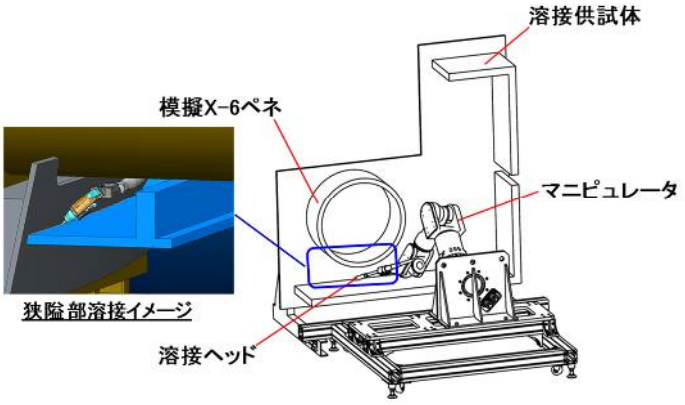
（写真は IRID 提供）

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	・実機狭隘部を模擬した溶接作業の実現性確認 ・溶接部断面の品質確認 ・溶接部サンプルの引張強度確認 ・溶接部性能 30m 水頭圧（0.3MPa）
現状	28 年度までの試験終了。PCV とセルのバウンダリ構築に必要な基本的な設計成立性について確認できた。
評価と課題	現地へ適用するため、具体的な作業手順や溶接品質の確保等に関する検討を行う必要がある。

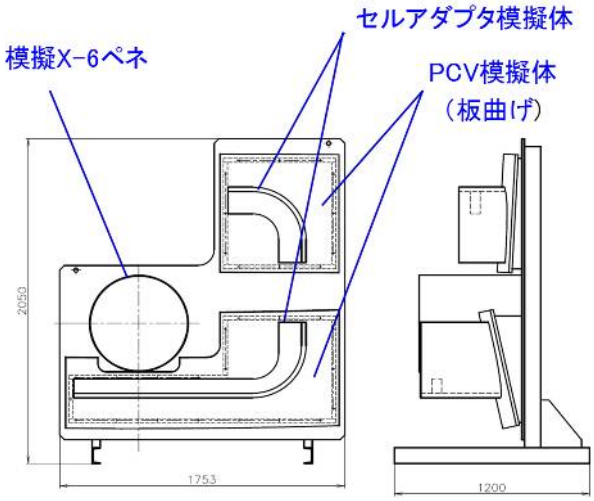
概要図



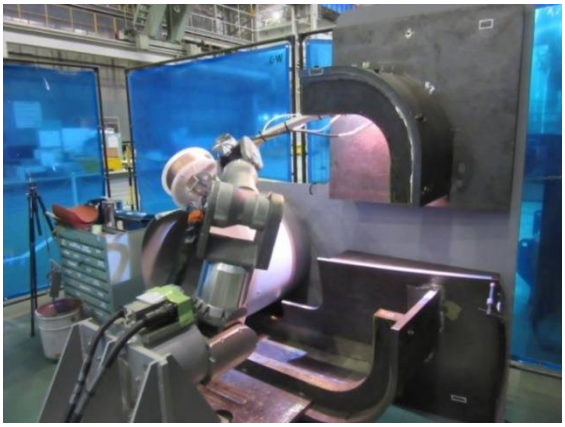
PCV とセルの溶接



溶接試験装置イメージ



実機模擬供試体



溶接試験状況

（図及び写真は IRID 提供）

添付 4.15　燃料デブリ取り出し作業時のリスクについて

燃料デブリ取り出しに際しては、作業に伴う異常な放射性物質漏えい等の事象のリスクが存在するが、作業を安全に遂行するためには、事前にリスクの分析を行って改善すべき点を明確にし、今後の工法検討に反映することが重要である。なお、ここではリスクとして、取り出し中に想定し得る事象に伴い放出された放射性物質による被ばくの影響とその起こりやすさを指す。

(1) リスク評価方法

燃料デブリ取り出しの設備や手順はまだ定まっていないため、TMI-2 事故やハンフォード施設の廃止措置に携わった経験を持つ専門家が工学的判断に基づき以下の手順でリスクを評価した。

A. 設備や手順の概要を想定

B. 想定し得る事象の種類を定め（(2) 参照）、起こりやすさを 5 段階で工学的に判断
（歴史的に発生が稀～防止策が採られなくとも起きるとは予想されない～防止策が採られなければ一度は発生）

C. 燃料デブリの分布や性状、燃料デブリの置かれた環境条件（気中、水中）、事象により想定される放出ルート等を考慮し、放出量から公衆が吸入及び海産物摂取により受ける線量並びに作業員が吸入及び直接線により受ける線量をそれぞれ評価し、5 段階で判断
（定量化が困難な場合は専門家による工学的判断)
：無視できる～無視できないが通常時線量基準以下～通常時線量基準程度

D. 起こりやすさと影響からリスクを 5 段階で評価

(2) 想定し得る事象（表 A4.15-1 参照）

燃料デブリ取り出し作業時に放射性物質の放出が想定し得る事象として、まず内包する汚染気体及び汚染液体が流出することが考えられる。また、前者と類似の事象として、重量物が落下した際に発生する放射性ダストの流出も考えられる。

これら以外に、臨界や水素爆発による放出も考えられる。

(3) 評価結果及びリスク低減

(2)の事象に(1)の手法を適用した結果を表 A4.15-2 に示す。

気中工法では、冠水によるダスト飛散抑制効果が小さいため、気中濃度が高くなり、汚染気体流出時の影響が大きくなるためリスクが大きくなる。

冠水工法では、準備として PCV 水位を上げると燃料デブリが冠水して臨界になる可能性が生じること、また多くの燃料デブリが水に接し、放射線分解による水素を発生させるとともに、気相部体積が小さいため水素濃度が増加し、水素爆発が起こりやすいことのためリスクが大きくなる。

リスクを低減するには影響の低減と起こりやすさの低減という 2 種類の方法があり、効果的にリスクを低減するには大きなリスクの原因となっている高い影響又は起こりやすさを低減する方

が良い。影響緩和策の例として汚染気体流出時に気中濃度を低減するための切削粉回収系設置、負圧管理系へのフィルタ設置が、臨界発生防止策の例として未臨界状態監視と中性子吸収材注入が、水素爆発発生防止策の例として不活性ガスによる掃気と水素濃度監視が考えられる。

なお、リスクを被ばくではなく環境汚染という観点から考えた場合、放射性物質の放出量、特に気体より拡散しにくい液体での放出量が大きい事象のリスクが高い。液体状放射性物質が大量に環境へ放出される事象としては、PCV 破損のような破局的破損による流出が考えられ、特に冠水工法の場合、PCV 内に保有する水量が気中工法より大きいため、リスクが高くなる。

これらのリスクの特徴やその対策は本文 4.5 節「燃料デブリ取り出し工法の実現性検討」とおおむね合致しており、手法そのものは、今後の工法具体化や準備作業時の安全確認に利用できると考えられるため、継続して検討していく。

表 A4.15-1　具体的事象の例

事象種別	具体的事象の例
汚染気体流出	排気設備の誤接続、誤操作による閉じ込め機能喪失、排気設備故障による流出、排気バランスの乱れに寄る流出、PCV 開口部設置に伴う流出（横取り出しのみ）、HEPA フィルタ損傷
重量物落下	PCV シールドプラグ落下、PCV ヘッド落下、RPV ヘッド落下、ドライヤー・セパレータ落下、オペフロに RPV 内部構造物落下、炉内燃料デブリ切削で CRD ハウジングに燃料デブリ落下、炉内燃料デブリ切削でペデスタルに燃料デブリ落下、CRD ハウジングの燃料デブリ切削でペデスタルに燃料デブリ落下、上からペデスタルの燃料デブリを取り出すため RPV 下部ヘッドを切断中に落下
汚染液体流出	小配管損傷による流出、大配管損傷による流出、PCV 破損のような破局的破損による流出、津波による流出（横取り出しのみ）
臨界	切削燃料デブリが水中で臨界形状に再集結し臨界、切削粉が移動して再集結し臨界、水位上昇による臨界（冠水工法のみ）、 誤って水位を上昇させて臨界（気中工法のみ）、燃料片が集結して臨界
水素爆発	換気気流の閉塞による水素蓄積で爆発、燃料デブリからの水素放出による爆発、配管内水素蓄積で爆発

表 A4.15-2　リスクの主な原因とリスク低減対策例

事象種別	リスクの主な原因とリスク低減対策例
汚染気体流出（重量物落下によるダストを含む）	気中工法では、冠水によるダスト飛散抑制効果が小さいため、気中濃度が高くなり、流出時の影響が大きくなることが考えられる。このため、気中濃度を低減するための影響緩和策として、切削粉回収系設置、負圧管理系へのフィルタ設置が考えられる。
汚染液体流出	建屋内又は放射性物質を内包する配管に存在する汚染液体が敷地内で流出しても、海側遮水壁の設置等の措置が講じられており、海洋流出の可能性は低い。なお、仮に直接海洋流出を仮定して評価しても海洋での拡散効果により公衆への影響は極めて小さい。
臨界	冠水工法の準備として PCV 水位を上げると燃料デブリが冠水して臨界になる可能性が生じる。このため、発生防止策として、未臨界状態監視と中性子吸収材注入が考えられる。
水素爆発	冠水工法では多くの燃料デブリが水に接し、放射線分解による水素を発生させるとともに、気相部体積が小さいため水素濃度が増加し、気中工法に比べて水素爆発が起こりやすいと考えられる。このため、発生防止策として、不活性ガスによる掃気と水素濃度監視が考えられる。



図 A5-1　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（2017.4.30 時点）」、廃炉・汚染水対策チーム会合（第 42 回）、平成 29(2017)年 5 月 25 日

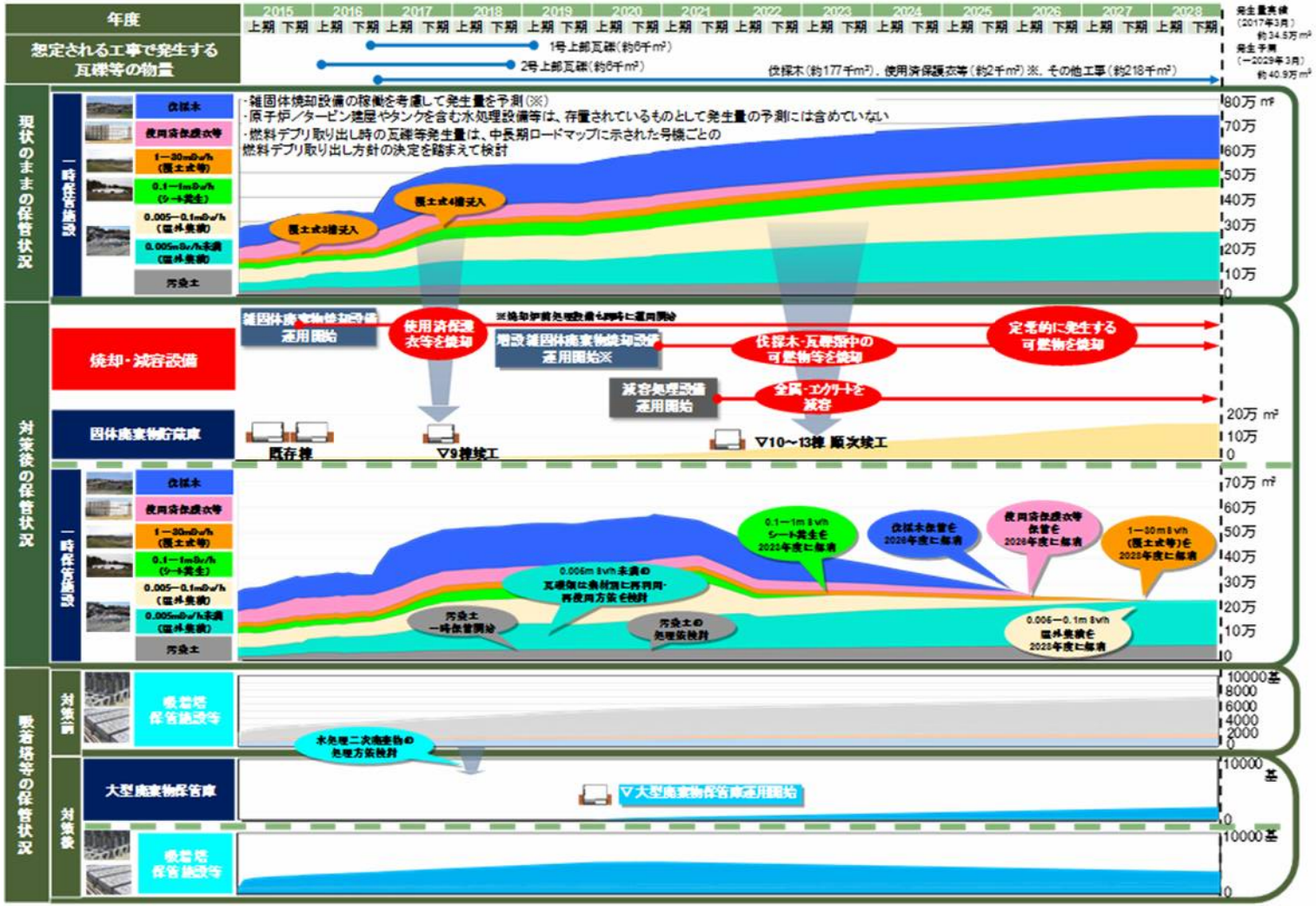


図 A5-2　福島第一原子力発電所の固体廃棄物の保管管理計画の全体イメージ

出典：東京電力ホールディングス(株)、資料 3-4　「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の固体廃棄物の保管管理計画 2017 年 6 月版」（本文）、p22、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 43 回）、平成 29 年 6 月 29 日

添付 6.1　研究連携タスクフォース中間報告

平成 28 年 11 月 28 日
研究連携タスクフォース

1. 背景

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 2016（技術戦略プラン）においては，戦略的視点に立った技術開発課題にも視野を広げて，将来的に必要になると考えられる基礎・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の重要性が指摘されている。

現在，福島第一原子力発電所（1F）廃炉事業推進のための研究開発に係る国の予算措置としては主に，経済産業省の「廃炉・汚染水等対策事業」（国プロ）と，文部科学省の「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」（英知事業）が存在し，技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID），国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（JAEA），大学等の研究機関等が，それぞれ必要と考えられる研究開発等を実施しているほか，東京電力ホールディングス株式会社（東京電力）自身も必要な研究開発を行っている。一方，今後 30～40 年程度の長期にわたる 1F 廃炉事業においては，現時点では技術的な不確実性・不透明性が高い部分も多いことから，時間軸も踏まえた研究開発ニーズの全体像は必ずしも明確になっていない。したがって，体系的なシーズ探索活動は容易ではなく，未だ実施されていない潜在的なシーズ研究が多数存在しているものと考えられる。

このため，1F 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課題・ニーズを見出し，評価・優先順位付け等を行うため，少数の専門家からなる「研究連携タスクフォース」を原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）に設置して議論を行った。

2. 考え方

2－1. 原理の理解や理論に基づいた検討の必要性

技術的に困難な課題には，時間とコストさえかければ既存技術の適用で解決できる課題と，現象の背景にある普遍的原理の理解や理論に基づいた検討によって解決できる課題が存在する。今後の機器開発等では，スペック目標の達成等に当たってこうした理工学的検討に基づき，クリティカルな問題や大きな遅延が発生することのない着実な開発を進めていくべきである。すなわち，今後 30～40 年程度の長期にわたる 1F 廃炉事業を着実かつ効率的に推進するに当たっては，こうした原理の理解や理論に基づいた理工学的検討も含め，中長期をにらんだ研究開発戦略を立案することが必要である。

また一方，1F 廃炉事業に係る基礎研究では，課題選定や中間評価において NDF を参加させる等，ニーズを意識した事業構成としているところであり，採択課題もシーズ側（採択機関）の従来の研究テーマの延長線上のみで構成されることのないよう，より一層 1F 廃炉現場への適用性を意識した成果を出していくことが期待される。

2－2. ニーズの明確化とシーズの探索

1F 廃炉事業は，技術の適用対象が 1F という現場に限定されている一方で，核物理，化学，機械，建築，物性，計測をはじめ，幅広い理工学上の技術・知識を源泉とする総合工学である。潜在的なシーズの可能性は無限に開かれており，その中から有望なシーズを発掘する作業は，広い知識ときわめて高度な判断力，かつ膨大な労力を要する。

このため，まずはニーズの元となる 1F 廃炉事業の現場の事情及び事故炉への対応に通ずる目利き人材が，中長期的な観点から，1F 廃炉事業で将来クリティカルになりうる理工学上の諸課題（隠れニーズ）を抽出し，それに基づいてシーズの探索を進めることが，最も確実かつ効率的な方法であると考えられる。

3. 推進方法

基礎・基盤研究の中心的役割を担う協議体である廃炉基盤研究プラットフォーム（事務局：JAEA 廃炉国際共同研究センター(CLADS)）では，ニーズのブレイクダウン・体系的整理をするとともに，シーズとの関係を明確化する研究開発マップの作成作業を続けている。これは上記の考え方に合致するものであり，引き続き，廃炉基盤研究プラットフォームを母体として活動を進めていくことが適当であると考えられる。

廃炉基盤研究プラットフォームは，将来の廃炉事業推進においてクリティカルとなり得るものとして抽出された重要研究開発課題ごとに，東京電力を含むニーズ側と大学等のシーズ側双方の専門家を招集した課題別分科会（仮称）を設置し，両者のコミュニケーションのハブとなり技術シーズを実用段階まで統合し完成することのできる俯瞰的なシステムインテグレータ人材もしくはその候補者を中心に研究開発戦略の検討を進めるべきである。

この研究開発戦略は，長期にわたる 1F 廃炉事業を支えるべく，コア人材ないしコア研究を中心とする拠点が形成され，長期的に事業に携わっていくことのできる体制を前提とするべきである。その内容としては，1F 廃炉事業への適用を念頭に置いた具体的な中核的研究テーマの構成（研究のスコープ）やアプローチ方法，すなわち，拠点型の研究実施体制，研究施設・設備，コア人材の設定及び研究を通じた若手人材育成，中長期ロードマップ及び技術戦略プランとニーズから逆算される実施時期と達成目標，研究評価の在り方，必要予算等までを含む国際的動向も踏まえた総合的な研究開発戦略とすることが期待される。この際，これらは一般に研究者が行う研究開発の企画に相当することから，課題別分科会の運営は，当該課題分野において専門的知見を有する研究機関等が担うことが望ましく，NDF・研究連携タスクフォースとも協同し，ニーズを十分に汲み取りながら進めるべきである。

東京電力においては，1F 廃炉事業の現場に通じ，各分野のシーズ側専門家とも十分なコミュニケーションが可能な者を上記のニーズ側専門家として参画させるとともに，こうした人材がニーズ側のコア人材として長期的にその役割を果たしていけるよう配慮することが期待される。

4. 重要研究開発課題

以上の論点を踏まえ，研究連携タスクフォースでは，技術戦略プランのロジックツリー等を柱にしつつ，戦略的かつ優先的に原理の解明等に取り組むべき重要研究開発課題について議論を行い，表の通り，まずは 6 件の課題を抽出するとともに，関連する技術シーズを同定した。なお，遠隔技術，燃料デブリの保管・処分等をはじめ，重要性が高いと考えられる課題は残されており，今後も重要研究開発課題の抽出作業を継続していくこととする。

これら重要研究開発課題については，現時点での研究のスコープの具体性，緊急性，現場適用の時期と研究に必要な期間等もそれぞれ異なることから，これらも考慮した上で，上記の課題別分科会において，研究開発戦略の検討を柔軟かつ機動的に進めるべきである。この際，必要であれば NDF は本年度（平成 28 年度）中から初期的な研究開発等を実施すべきである。また，本中間報告の趣旨も踏まえ，国等は研究開発の実施及び支援に着手するとともに，この研究開発戦略をより効果的に実施するために必要な制度についても検討することが期待される。

戦略的かつ優先的に原理の解明等に取り組むべき 6 つの重要研究開発課題

重要研究開発課題	問題意識
燃料デブリの経年変化プロセス等の解明	燃料デブリの取り出し時期は，平成 33 年以降と想定されており，燃料デブリ生成後 10 年経過後となる。さらに，その後の燃料デブリ取り出しはある程度の長期間を要すると予想され，燃料デブリは炉内環境中で十年以上留まることとなる。さらに，取り出した燃料デブリを安全に保管しなければならない。燃料デブリ取り出し方法の検討及び移送・保管方法を検討する上では，燃料デブリの経年変化予測が必須である。
特殊環境下の腐食現象の解明	高放射線環境や非定常な経路での冷却水等の 1F 廃炉の特殊環境を勘案した幅広い環境条件下での腐食データを取得し，廃炉において発生する可能性のある腐食現象の解明を行う。
画期的なアプローチによる放射線計測技術	福島第一の炉内及び建屋内は事故の影響で非常に高い放射線環境となっている。炉内状況や建屋内状況を調査する上で，現行の放射線測定装置では性能・機能上限界がある。そのため，福島第一でのニーズを踏まえた上で，新たな発想，原理を用いた画期的な放射線計測装置の開発を行う必要がある。
廃炉工程で発生する放射性飛散微粒子挙動の解明（α ダスト対策を含む）	燃料デブリを機械的又はレーザー等により高温で切削する場合，多量の α ダストが発生すると予測され，安全上の対策，閉じ込め管理が必要となる。そのために，α ダストの物理的化学的性質等の性状把握，切削方法毎のダストの発生量予測とそれらを踏まえた閉じ込め対策の検討を行い，燃料デブリ取り出し時の安全確保を図る。
放射性物質による汚染機構の原理的解明	建屋内の線量率を低減するためには，汚染源に対して汚染機構を踏まえた効果的な除染を行うとともに，同時にできるだけ無駄な廃棄物を出さないことが重要である。これに向けて効果的な除染のための汚染機構の原理的解明を目指す。
廃炉工程で発生する放射性物質の環境中動態評価	放射性物質の環境影響について問題のないことを確認するため，放射性物質の浅地下環境中での吸着，拡散，地下水に伴っての移動等の挙動を解明し環境影響評価につなげる必要がある。

（注）「問題意識」欄には現時点で研究連携タスクフォースが想定する課題内容まで触れているが，研究テーマの構成（研究のスコープ）やアプローチ方法については，課題別分科会が検討する研究開発戦略においてより具体的に策定されるべきである。

（参考 1）研究連携タスクフォース　構成員

岡本孝司 東京大学大学院工学系研究科教授
小川 徹　国立研究開発法人日本原子力研究開発機構(JAEA)廃炉国際共同研究センター(CLADS)長
松本 純　東京電力ホールディングス株式会社　福島第一廃炉推進カンパニー・バイスプレジデント
山名 元　原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）理事長

（50 音順）

（参考 2）研究連携タスクフォース　開催実績

〇第 1 回　平成 28 年 9 月 26 日（月）
議題　・廃炉研究開発連携に係る懸念事項をめぐるフリーディスカッション
　　・その他
〇第 2 回　平成 28 年 10 月 31 日（月）
議題　・事務局によるヒアリング調査結果の報告
　　・重要課題に関する専門家ヒアリング
　　・フリーディスカッション
　　・その他
〇第 3 回　平成 28 年 11 月 28 日（月）
議題　・中間報告案について
　　・今後追加すべき重要課題候補について
　　・その他

添付 6.2　技術士（原子力・放射線部門）二次試験における選択科目の内容変更

［原子力・放射線　部門］

技術部門	（新）選択科目	選択科目の内容
20　原子力・放射線部門	原子炉システム・施設	原子炉物理、原子炉及び原子力発電プラントの設計、製造、建設、運転管理及び保守検査並びに品質保証、安全性の確保・向上、高経年化対策、過酷事故対策、原子力防災、核セキュリティ、原子炉の廃止措置（過酷事故後の措置を含む）、核融合炉その他の原子炉システム・施設に関する事項
	核燃料サイクル及び放射性廃棄物の処理・処分	核燃料の濃縮及び加工、使用済燃料の再処理、輸送及び貯蔵、放射性廃棄物の処理及び処分、保障措置、核セキュリティ、核燃料サイクルシステムの安全性の確保・向上、過酷事故対策及び廃止措置並びに原子炉の過酷事故後の燃料・放射性廃棄物の処理及び処分その他の核燃料サイクル及び放射性廃棄物の処理・処分に関する事項
	放射線防護及び利用	放射線の物理、化学及び生物影響、計測に関する事項 遮蔽、線量評価、放射性物質の取扱い、放射線の健康障害防止及び被曝低減その他の放射線防護に関する事項 工業利用、農業利用、医療利用、加速器その他の放射線利用に関する事項 （注）各選択科目の内容には関連する法令・許認可に係る事項を含む。

技術部門	（旧）選択科目	選択科目の内容
20　原子力・放射線部門	原子炉システムの設計及び建設	原子炉の理論、原子炉及び原子力発電プラントの設計、製造、建設及び品質保証、安全性の確保、核融合炉その他の原子炉システムの設計及び建設に関する事項
	原子炉システムの運転及び保守	原子炉の理論、原子炉及び原子力発電プラントの運転管理及び保守検査、安全性の確保、原子力防災、廃止措置その他の原子炉システムの運転及び保守に関する事項
	核燃料サイクルの技術	核燃料の濃縮及び加工、使用済燃料の再処理、輸送及び貯蔵、放射性廃棄物の処理及び処分、安全性の確保、保障措置その他の核燃料サイクルの技術に関する事項
	放射線利用	放射線の物理、化学及び生物影響、工業利用、農業利用、医療利用、加速器その他の放射線利用に関する事項
	放射線防護	放射線の物理、化学及び生物影響、計測、遮へい、線量評価、放射性物質の取扱い、放射線の健康障害防止その他の放射線防護に関する事項

（出典）2016 年 12 月 22 日科学技術・学術審議会技術士分科会「今後の技術士制度の在り方について」

添付 7　TMI-2 及びチェルノブイリ 4 号機の状況

これまで世界で発生した商業用発電炉の過酷事故としては、福島第一原子力発電所の他に、TMI-2 とチェルノブイリ原子力発電所がある。これらの発電所と福島第一原子力発電所との相違点を表 A7-1 にまとめた。

いずれも福島第一原子力発電所とは炉型、出力、燃料の装荷量、事故の様相等が異なるものの、TMI-2 では、燃料デブリの取り出しが既に完了しており、福島第一原子力発電所での燃料デブリ取り出しのプロセス・体制、安全対策等を考える上で学ぶべきところが多い。一方、チェルノブイリ原子力発電所では、世界初の溶融炉心とコンクリートの反応（MCCI）が生じており、時間経過とともに燃料デブリの崩壊が進行し、ダスト化することが報告されている[77,78]。このような燃料デブリの経年変化事象についても、燃料デブリの特性、安全対策等を検討する上で参考となる。両方の発電所の事故発生から 30 年以上が経過した現在までの概略を以下に整理する。

TMI-2 は、米国ペンシルベニア州サスケハナ川の中州に位置し、1979 年 3 月 28 日に 2 号機で事故が発生した[79,80]。機器の不具合と人為的ミスによって RPV より一次冷却水が蒸気となって放出し、炉心の約 2/3 が露出した[81]。炉心の約 45%が溶融し、中央部に溶融プールを形成し、燃料デブリを発生した。燃料デブリ取り出し戦略を採用した上で、1979 年から 1984 年までの間、発生した汚染水の処理及び炉内状況調査を行い、水を張った RPV 上に作業用プラットフォームを構築して燃料デブリ取り出しを行う方法に決定した。1985 年から 1990 年まで取り出し作業を行い、取り出した燃料デブリはアイダホ国立研究所（INL）へ、低レベル放射性廃棄物はバーンウェルの商用処分場へ、汚染水処理二次廃棄物はハンフォードへ輸送した。汚染除去後のトリチウム水については、サスケハナ川下流のランカスター市より河川放出禁止の訴訟を受けたため、約 9,000 トンを蒸発処理した。INL へ輸送された燃料デブリは湿式貯蔵後、高温真空乾燥し、現在は INL 内の敷地で乾式貯蔵されている。現在の TMI-2 号機は、燃料取り出し後監視下貯蔵（PDMS）の状態であり、TMI-1 の廃炉に合わせて 2040 年頃から解体準備開始、2053 年までに廃炉を終了する予定[82]となっている。しかしながら、2017 年 5 月に TMI-1 の廃炉を前倒しで実施することが公表されたことから、TMI-2 の廃炉計画への影響が注目される。

チェルノブイリ原子力発電所は、ウクライナ共和国（当時ソビエト連邦）の北方に位置し、1986 年 4 月 26 日に 4 号機で事故が発生した[83]。原子炉出力が急上昇し、水蒸気爆発、水素爆発及び火

---

77 “Twenty-five Years after Chornobyl Accident: Safety for the Future” National Report of Ukraine, Ministry of Ukraine of Emergencies (2011)

78 Boris Burakov, “Study of Chernobyl “lava”, corium and hot particles: experience of V.G. Khlopin Radium Institute(KRI)”, 第 2 回福島第一廃炉国際フォーラム配布資料, (2017)

79 “The Cleanup of Three Mile Island Unit 2 A Technical History: 1979 to 1990”, EPRI NP-6931, (1990)

80 “Three Mile Island Accident of 1979 Knowledge Management Digest Recovery and Cleanup”, U.S.NRC, NUREG/KM-0001, Supplement 1, (2016)

81 水越清治, 山中武, “事故により損傷した原子炉施設の廃止措置に係る考察”, JNES-RE-2013-2015, 独立行政法人原子力安全基盤機構, (2013)

82 “Three Mile Island Nuclear Power Station, Unit 2 Post-Shutdown Decommissioning Activities Report Revision 2”, GPU Nuclear, Docket No.50-320, TMI-15-093, p.12 (2015)

83 “Environmental Consequences of the Chernobyl Accident and their Remediation: Twenty Years of Experience”, Report of the Chernobyl Forum Expert Group ‘Environment’, Radiological Assessment Reports Series, IAEA (2006), ISBN 92-0-114705-8

災を発生した。炉心の大部分が熔融し、原子炉建屋の下層階に流れ落ち、溶融炉心とコンクリートが反応（MCCI）して燃料デブリを発生した。この原子炉全体を包む格納容器が設置されておらず[81]、大量の放射性物質を環境中に放出した。環境への放射性物質の放出を防止するために、閉じ込め構造物としてシェルターが建設されたが、腐食等の劣化によるシェルターの開口部から雨水等が侵入する状態となっていた。1991 年のウクライナ共和国の独立後、欧州復興開発銀行の支援を受けることとなった。その後、シェルターの不安定性対策の一つとして、2007 年からアーチ型の新安全閉じ込め構造物[84,85]（以下「NSC」という。）の建設を開始した。耐久性 100 年程度[77,85]とされる NSC を 2016 年 11 月に 4 号機上にスライドさせ、2017 年 11 月からの運用開始を予定している。運用開始後は、NSC 内の遠隔操作型クレーンで崩落しそうな部位を取り除く安定化措置を 2023 年[86]まで行い、その後、燃料デブリを取り出すこととされている[77,86]が、詳細は未定である。

表 A7-1　福島第一原子力発電所、TMI 及びチェルノブイリ原子力発電所事故の相違点

	福島第一原子力発電所			TMI	チェルノブイリ原子力発電所
	1 号機	2 号機	3 号機	2 号機	4 号機
炉型	BWR	BWR	BWR	PWR	RBMK-1000
電気出力	46.0 万 kW	78.4 万 kW	78.4 万 kW	95.9 万 kW	100 万 kW
運転開始	1971/3/26	1974/7/18	1976/3/27	1978/12/30	1984/3
運転開始から事故までの期間	40 年	36 年 8 カ月	35 年	3 カ月	2 年
平均燃焼度	26GWd/t	23GWd/t	22GWd/t	3-3.7GWd/t	10.3GWd/t
使用済燃料	392 体	615 体	566 体	0 体	20ton(別建屋)
水素爆発	大規模	無	大規模	小規模	大規模
火災発生	無	無	無	無	有
RPV/PCV 損傷	有	有	有	無	RPV の損傷有 PCV は設置無
溶融炉心－コンクリート反応(MCCI)	有	有	有	無	有
海水注入	有	有	有	無	無
UO_2 量	77t	107t	107t	94t	190t

[84] “TRANSFORMING CHERNOBYL”, European Bank for Reconstruction and Development, (2015)
[85] “Chernobyl New Safe Confinement: a one-of-a-kind project”(2016 年 11 月 29 日プレス資料), EBRD, VINCI, NOVARKA, BOUYGUES and SSEChNPP (2016)
[86] “NSC: DEVELOPMENT, STRUCTURAL AND TECHNOLOGICAL FEATURES”, International research and practical seminar “FROM DESTROYED ChNPP UNIT 4 TO THE NEW SAFE CONFINEMENT”, (2017 年 5 月 16-18 日，配布資料)