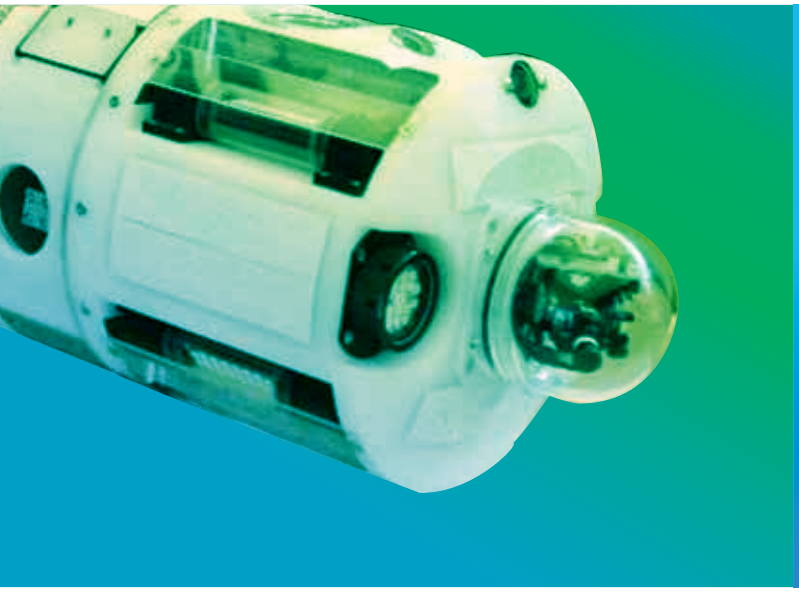
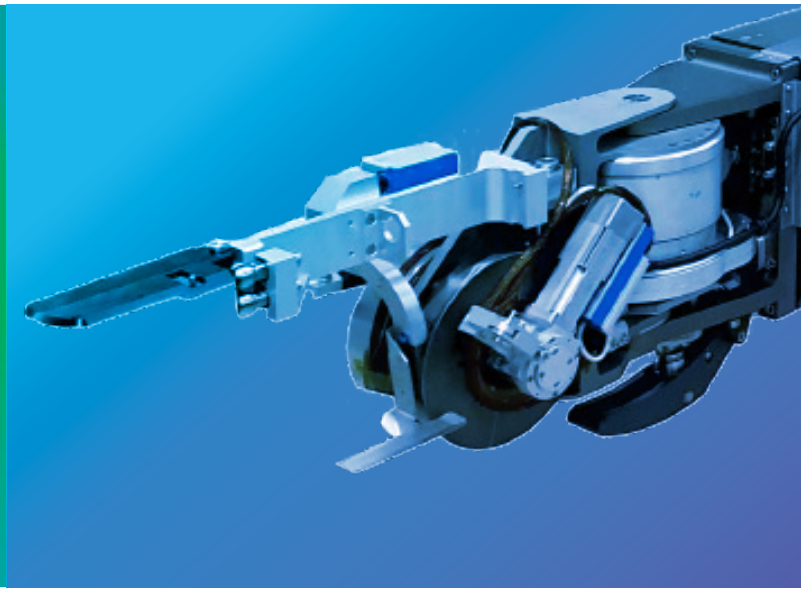
叡智（えいち）を結集した未知の領域への挑戦

廃炉研究開発の推移

IRID2021パンフレット





国内外の叡智を結集し、廃炉のための研究開発に、ワンチームで取り組んでいます。

世界的にも前例のない極めて困難な廃炉作業。私たちIRIDは、乗り越えるべき技術的な課題を見据えながら、世界の叡智を結集して技術開発を行っています。

Greeting
ご挨拶

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構（IRID）は、2013年8月、原子力発電所の廃炉に関する試験研究、その他組合員の技術水準の向上および実用化をはかることを目的に、技術研究組合法に基づく非営利共益法人として設立されました。

以来、福島第一原子力発電所の廃炉作業に必要な技術の研究開発について、政府「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」および原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）の「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」に基づくとともに、現場作業を担う東京電力ホールディングス（株）のニーズを踏まえながら取り組んでおります。

これまでに、原子炉格納容器の内部調査技術や、宇宙線で燃料デブリの位置を把握する技術を通して、原子炉内の状況を明らかにするなど福島第一原子力発電所の廃炉作業に当機構の開発成果が活用されております。

しかし、事故で損傷した福島第一原子力発電所原子炉近傍は、人が近づけない過酷な環境下です。この環境下で廃炉作業を進めるために、私たち技術者の使命は、このような世界的にも前例のない廃炉作業に必要となる技術開発に対して、勇気と叡智を持ってチャレンジしていくことだと認識しています。現在も、海外の技術も取り入れながら、原子炉内部の更なる詳細調査や燃料デブリ取り出しに必要な技術等の研究開発を着実に進めているところであります。

私たちの研究開発が着実な成果を上げていくことで、福島の復興とともに技術立国日本の未来にも貢献していきたいと考えています。また、私たちの研究開発や国内外の研究機関等との連携を通して、廃炉技術にかかわる次世代の育成にも貢献したいとも考えています。

技術研究組合
国際廃炉研究開発機構

理事長　山内（やまうち）　豊明（とよあき）

私たち IRID が目指すこと

目　的

原子力発電所の廃炉に関する試験研究、その他組合員の技術水準の向上および実用化を図るための事業を行うこと。

基本理念

廃炉技術の基盤強化を視野に、当面の緊急課題である福島第一原子力発電所の廃炉に向けた技術の研究開発に全力を尽くします。

行動理念

1. 極めて難しい多くの技術課題に直面している中、早期に現場に適用できる最良の技術・システムを開発・提案するための統合的なマネジメントを進めながら、効果的・効率的に研究開発に取り組みます。
2. 組合員はもとより関係機関との協働を進め、国内外の叡智を結集することにより、最善の研究開発体制を構築します。
3. 大学・研究機関との連携等を含め、廃炉や関連技術の分野で次世代を担う人材の育成・確保を図るための取り組みを積極的に推進します。
4. 福島をはじめとする国民の皆さまや国際社会からの理解・安心を得るために、研究開発活動・成果に関する情報の発信・公開に努めます。
5. これらの研究開発活動を通して、国際的な研究拠点(センター・オブ・エクセレンス)を形成し、廃炉、福島復興の加速化、国際社会における技術力の向上に貢献していきます。

Contents

IRIDについて …… 03
　組織概要
　組織体制
IRIDの役割 …… 05
　IRIDの活動
　福島第一原子力発電所の廃炉に関する役割分担
　中長期ロードマップの概要
　IRIDの研究開発スコープ
IRIDの研究開発 …… 07
　廃炉に関する3つの研究開発
IRID　研究開発　10年間の推移 …… 09
廃炉に関する研究開発 …… 11
　Ⅰ.炉内調査・解析
　Ⅱ.燃料デブリ取り出し
　Ⅲ.固体廃棄物処理・処分
海外機関との研究開発の取り組み …… 67
研究開発を通じた人材育成 …… 69

組織概要

1. 名称

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構
略称：IRID「アイリッド」(International Research Institute for Nuclear Decommissioning)

2. 組合本部所在地

〒105-0003
東京都港区西新橋2-23-1　3東洋海事ビル5階
電話番号：03-6435-8601(代表)

3. 設立年月日

2013年8月1日
技術研究組合法に基づき、経済産業大臣により設立認可

4. 事業内容

- 廃止措置に関する研究開発
- 廃止措置に関する国際、国内関係機関との協力の推進
- 研究開発に関する人材育成

5. 組合員(18法人)

国立研究開発法人：
日本原子力研究開発機構、産業技術総合研究所

プラント・メーカー等：
東芝エネルギーシステムズ(株)、
日立GEニュークリア・エナジー(株)、
三菱重工業(株)、(株)アトックス

電力会社等：
北海道電力(株)、東北電力(株)、
東京電力ホールディングス(株)、中部電力(株)、
北陸電力(株)、関西電力(株)、中国電力(株)、
四国電力(株)、九州電力(株)、日本原子力発電(株)、
電源開発(株)、日本原燃(株)

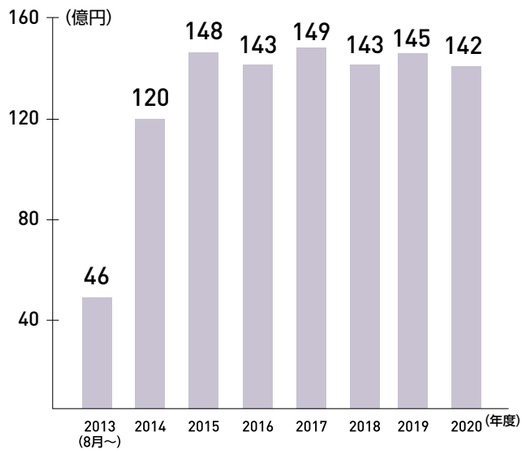
6. 役員

理 事 長：山内 豊明
副理事長：新井 民夫
専務理事：平家 明久
理　　事：山本 俊二、有馬 博、上田 論、関口 智嗣、竹内 努、谷口 優、舟木 健太郎、松本 純一
監　　事：中西 昌夫

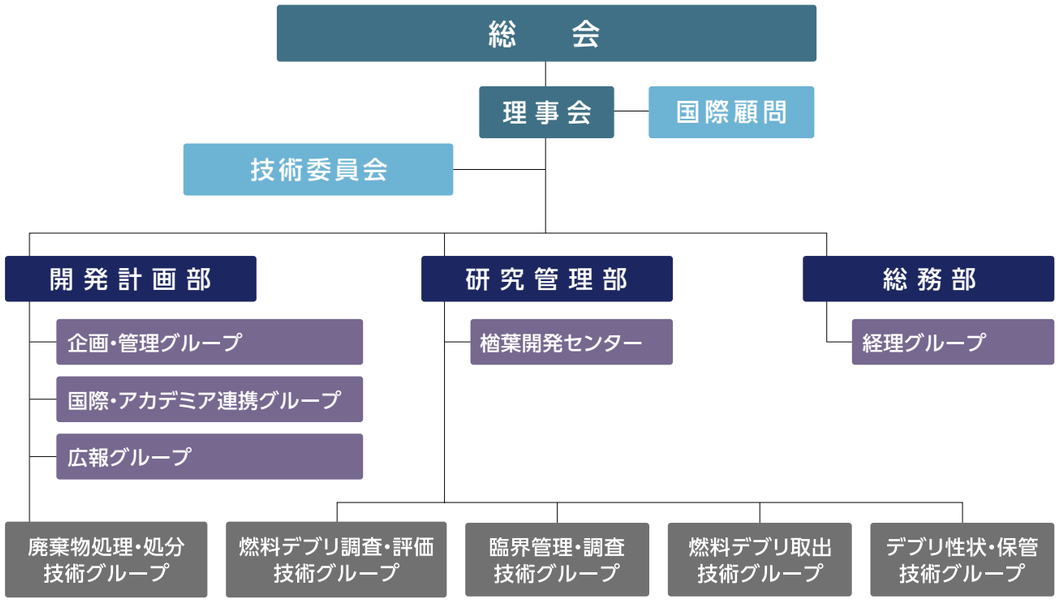
7. 職員数

613名※(役員を除く)
※組合員法人において当組合の研究に従事する者を含む
(2021年7月1日現在)

〈事業費の推移〉



組織体制



(2021年4月現在)

参考：技術研究組合とは

技術研究組合は、産業活動において利用される技術について、組合員自らのために共同研究を行う相互扶助組織(非営利共益法人)です。IRIDは組織化の検討にあたって、「技術研究組合」を選択しました。これは迅速に組織化できることに加え、組織運営の透明性・柔軟性といったメリットを勘案したものです。

技術研究組合制度の概要

技術研究組合の特徴

- 各組合員は、研究者、研究費、設備等を出しあって共同研究を行い、その成果を共同で管理し、組合員相互で活用します。
- 組合員から独立した法人格を有する共同研究組織です。
- 主務大臣への設立認可申請や届出、組合員総会・理事会の開催等を通じて、組織運営の透明性と信頼性が高まります。
- 共同研究の成果を直接または間接に利用する者(法人・個人、外国企業・外国人を含む)が組合員になることができます。
- 大学や試験研究独立行政法人、高専、地方公共団体、試験研究を主たる目的とする財団等が組合員として参加できるため、産学官連携の器として活用できます。

※経済産業省ホームページ「技術研究組合とは」を参考に作成

IRIDの役割

IRIDは、政府の大方針のもと、福島第一原子力発電所の廃炉に係わる関係機関と緊密に連携しながら、廃炉の研究開発に取り組んでいます。

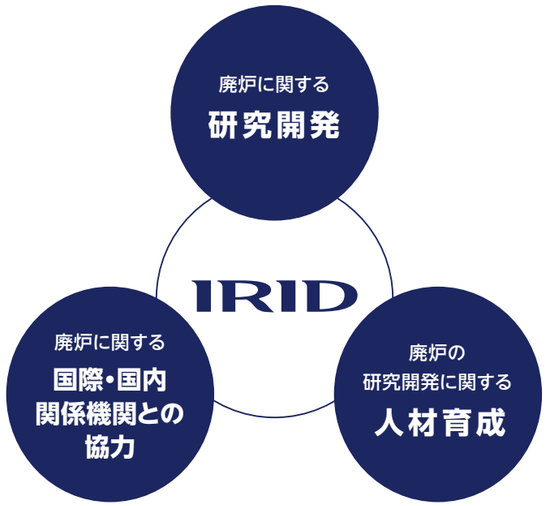
IRIDの活動

研究開発、国際・国内関係機関との協力、人材育成を3本の柱として活動しています。

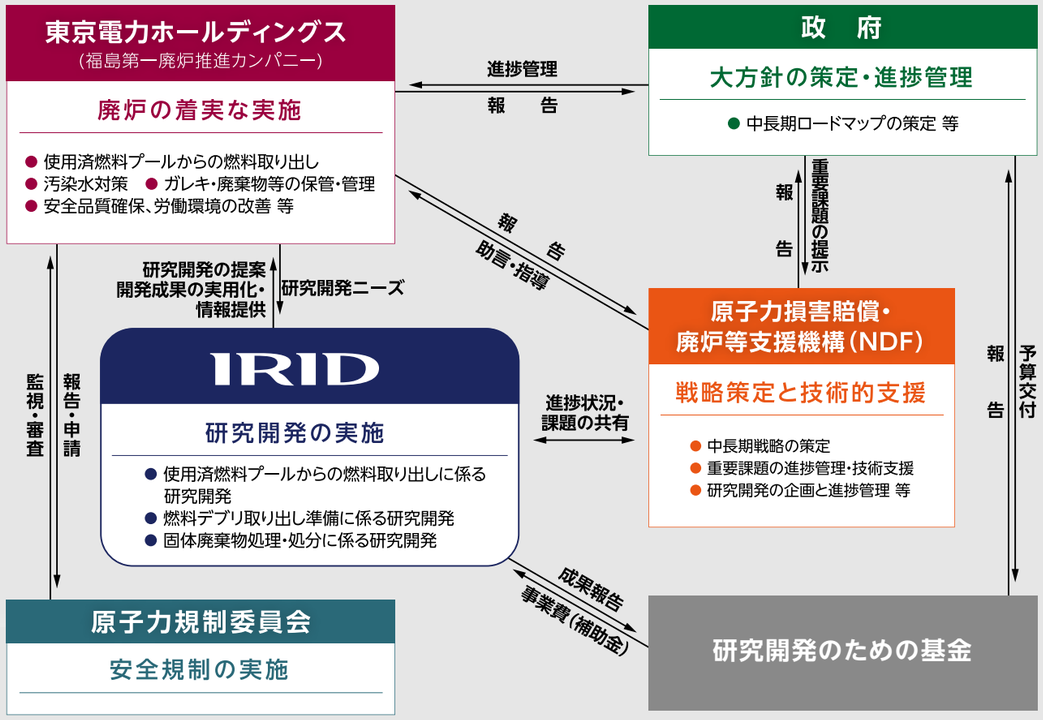
IRIDは、福島第一原子力発電所の廃炉の研究開発に中心的に関わる18法人で結成した組織体です。

将来的には、わが国全体の廃炉に必要となる技術の涵養・蓄積と高度化を目指していきますが、当面は福島第一原子力発電所の廃炉を喫緊の課題として、国の中長期ロードマップに基づく研究開発に取り組んでいます。

また、世界的に前例のない極めて困難な福島第一原子力発電所の廃炉の推進には国内外の叡智の結集が必要で、そのためIRIDは、国際・国内の関係機関との協力も進めています。さらに、長期間にわたる福島第一原子力発電所の廃炉作業の継続に必要な人材育成につながる活動にも取り組んでいます。



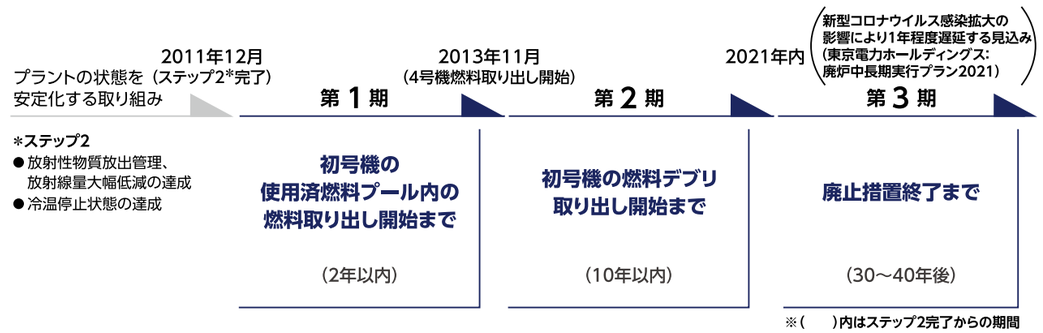
【福島第一原子力発電所の廃炉に関する役割分担】



中長期ロードマップの概要 (2019年12月27日改訂)

福島第一原子力発電所の廃炉は、政府が決定する「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」(以降、中長期ロードマップ)に基づいて進められています。

【中長期ロードマップにおける期間区分】



これまでにIRIDは、中長期ロードマップの下、さまざまな研究開発に取り組んできています。その成果として、遠隔操作ロボットでの原子炉格納容器内部の調査や、宇宙線ミュオンを活用した原子炉内の透視などにより、原子炉内部の状況を視覚的に確認することに成功した一方、乗り越えるべき技術的課題も明らかになってきています。

IRIDは、今後もこの課題に挑戦し続け、初号機燃料デブリ取り出し開始に必要な技術の研究開発に全力を尽くします。

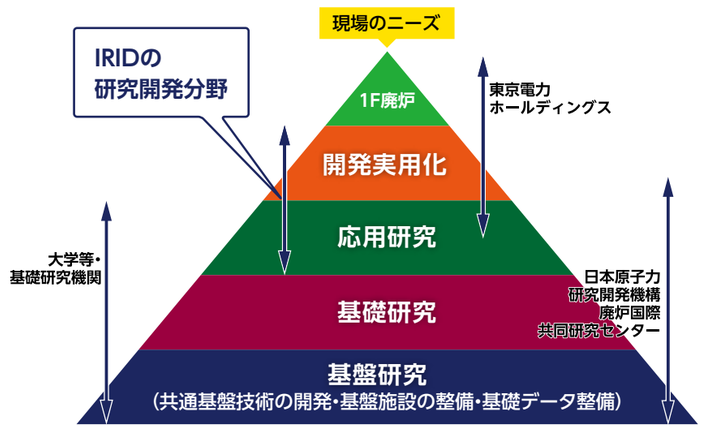
❖IRIDの研究開発スコープ

【廃炉事業】

- 原子炉の冷温停止状態の継続
- 滞留水処理(汚染水対策)
- 発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止
- 使用済燃料プールからの燃料取り出し
- 燃料デブリ取り出し
- 固体廃棄物の保管・管理と処理・処分に向けた計画
- 原子炉施設の廃止措置計画

IRIDのR&D担当分野

【研究開発の全体像】



NDF技術戦略プラン2020を参考に一部修正

IRIDの研究開発

**廃炉戦略をより高度化していくために、
エンドステート(最終の最適な姿)を見据えながら、
最適な他の方法やリスクを下げる方法などを検討しています。**

廃炉に関する3つの研究開発

IRIDの主要な研究開発は、「使用済燃料プールからの燃料取り出しに係る研究開発」、「燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発」、「固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発」の3つです。2017年に「燃料デブリ取り出し方針」が公表され、それを基にさらなる研究開発を進めます。

IRID

研究開発 1	研究開発 2	研究開発 3
使用済燃料プールからの燃料取り出しに係る研究開発	燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発	固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発

燃料デブリ取り出し方針と当面の取り組み

「燃料デブリ取り出し方針」については、原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)が戦略プランの中で検討した工法の実現性評価およびそれらに基づく提言を踏まえ、以下の方針に基づいて、今後の取り組みを進めます。

1 ステップ・バイ・ステップのアプローチ

取り出しは小規模なものから始め、作業を柔軟に見直しつつ、段階的に取り出し規模を拡大

2 廃炉作業全体の最適化

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、全体最適化を目指した総合的な計画として検討

3 複数の工法の組み合わせ

格納容器底部には横からアクセス、圧力容器内部には上からアクセスすることを前提に検討

4 気中工法に重点を置いた取り組み

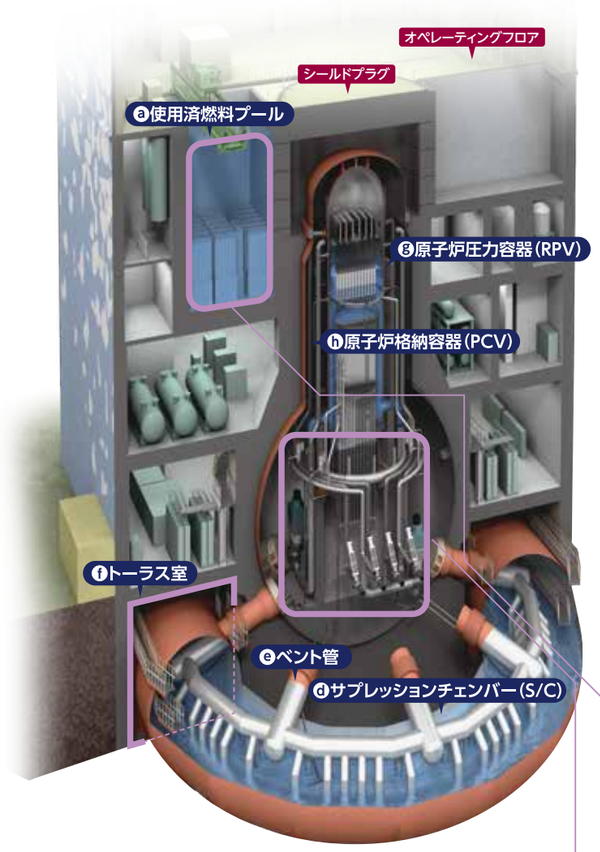
止水の難易度と作業時の被ばく量を踏まえ、現時点では冠水工法が難しく、気中工法に軸足

※冠水工法については、遮へい効果等の利点を考慮し、将来改めて検討の対象とすることも視野。

5 原子炉格納容器底部に横からアクセスする燃料デブリ取り出しの先行

各号機ともに、格納容器底部及び圧力容器内部の両方に燃料デブリは存在
取り出しに伴うリスク増加を最小限とし、迅速にリスクを低減するため、以下を考慮し、格納容器底部・横取り出しを先行
①格納容器底部へのアクセス性が最もよく、内部調査で知見が蓄積
②より早期に開始出来る可能性
③使用済燃料の取り出し作業と並行し得ること

原子炉建屋の概要



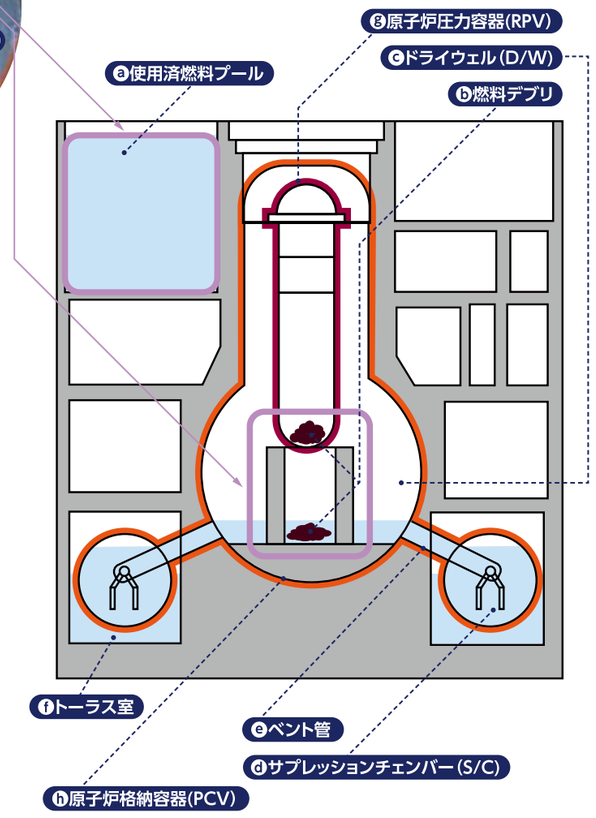
廃炉に関する用語の解説

ⓐ使用済燃料プール
原子炉で使用した燃料(使用済燃料)を核分裂生成物の崩壊による発熱が弱まるまでラックに挿入して水中貯蔵・保管するための水槽で、原子炉建屋の最上階に設置されている。

ⓑ燃料デブリ
高温となった燃料が、制御棒や原子炉圧力容器内の構造物等とともに溶け、冷えて再び固まった物質。

ⓒドライウェル(D/W)
原子炉格納容器のうち、原子炉圧力容器等を格納するフラスコ型の容器で、事故時に放射性物質を閉じ込める安全設備。

ⓓサプレッションチェンバー(S/C)
圧力抑制室。原子炉建屋の地下階にあるドーナツ型の容器で水を貯蔵した設備。原子炉配管破断事故時に発生した蒸気を凝縮し、過大圧力を抑制する設備。また、炉心冷却水喪失事故時に緊急炉心冷却装置(ECCS)の水源の一部になる重要な部分。



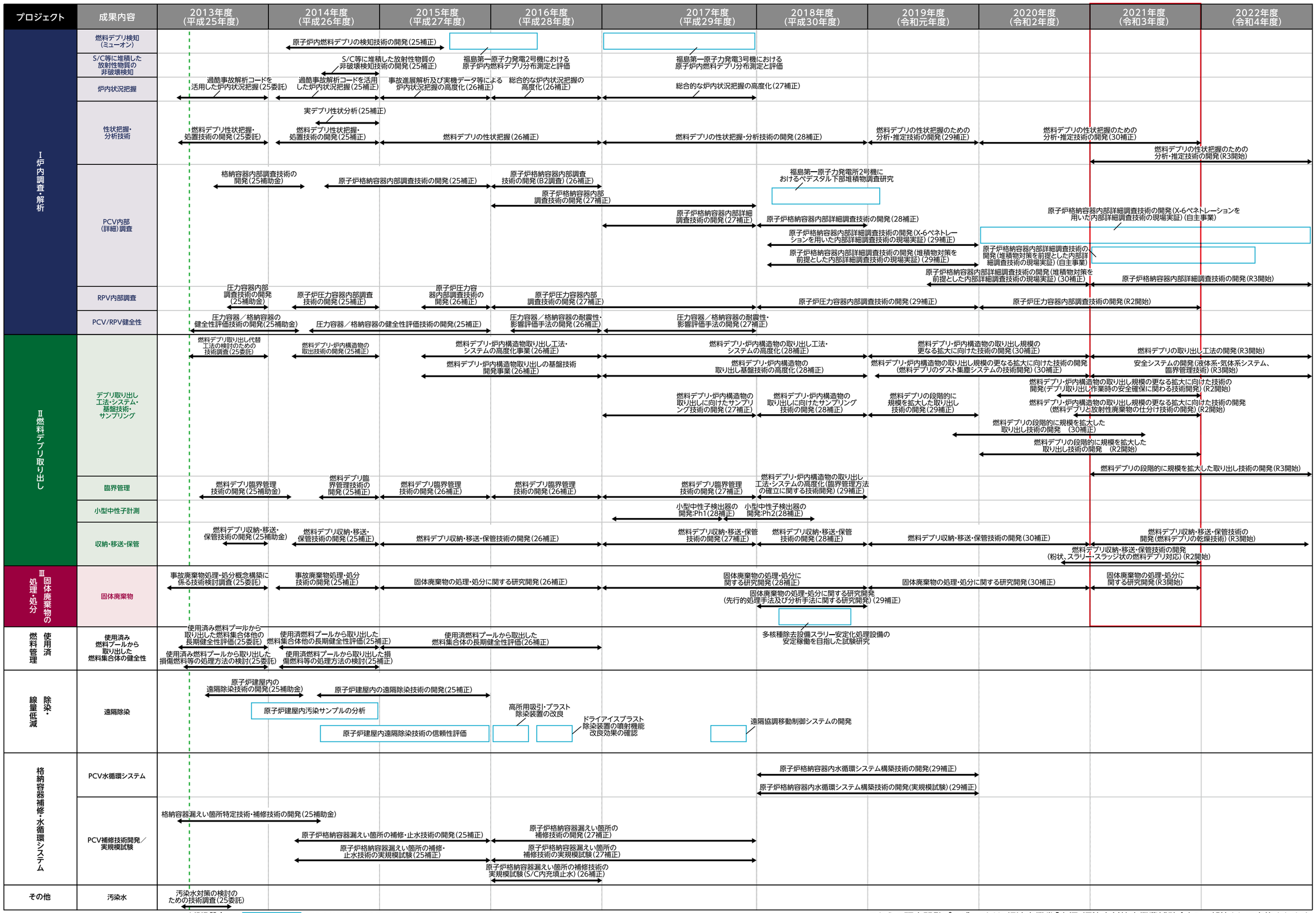
ⓔベント管
原子炉配管破断事故時に発生した蒸気をドライウェルからサプレッションチェンバーへ導くための接続配管であり、福島第一原子力発電所1～3号機の原子炉格納容器には各8本ずつ設置されている。

ⓕトーラス室
原子炉建屋の地下階に、トーラス形状(ドーナツ状)の圧力抑制室(サプレッションチェンバー)が配置されている部屋のこと。

ⓖ原子炉圧力容器(RPV)
燃料集合体を収める鋼鉄製の円筒形容器。原子炉圧力容器の中では核分裂エネルギーによって高温・高圧の水や水蒸気が生じるため、それに耐えることができる容器で、冷却系統設備などとともに原子炉格納容器内に収納されている。

ⓗ原子炉格納容器(PCV)
原子炉圧力容器や冷却系統設備など重要な機器を覆う鋼鉄製の容器。原子炉の事故、原子炉冷却系の破損などの異常時の際、放射性物質が外部に放出されるのを防ぐ役目をする。なお、福島第一原子力発電所1～3号機の原子炉格納容器は、フラスコ型のドライウェル、ドーナツ型のサプレッションチェンバー、それらを接続するベント管で構成される。

IRID 研究開発 10年間の推移



これらの研究開発プロジェクトは、経済産業省「廃炉・汚染水対策事業費補助金」の一部等として実施されます。

IRID

ー 廃炉に関する研究開発 ー

Contents

【事業内容1】

Ⅰ.炉内調査・解析

●原子炉内燃料デブリ検知技術の開発 ……13
●総合的な炉内状況把握の高度化 ……15
●燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発 ……19
●原子炉格納容器（PCV）内部詳細調査技術の開発 ……23
●原子炉圧力容器（RPV）内部調査技術の開発 ……31

Ⅱ.燃料デブリ取り出し

●試験的取り出し・段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発 ……37
●燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けた技術の開発 ……41
●燃料デブリの臨界管理技術の開発 ……49
●燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発 ……53

【アプリのご紹介】
動画で見る燃料デブリ取り出しに向けたロボット ……59

Ⅲ.固体廃棄物処理・処分

●固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発 ……61

【事業内容2】
海外機関との研究開発の取り組み ……67
【事業内容3】
研究開発を通じた人材育成 ……69

廃炉に関する研究開発

Ⅰ.炉内調査・解析

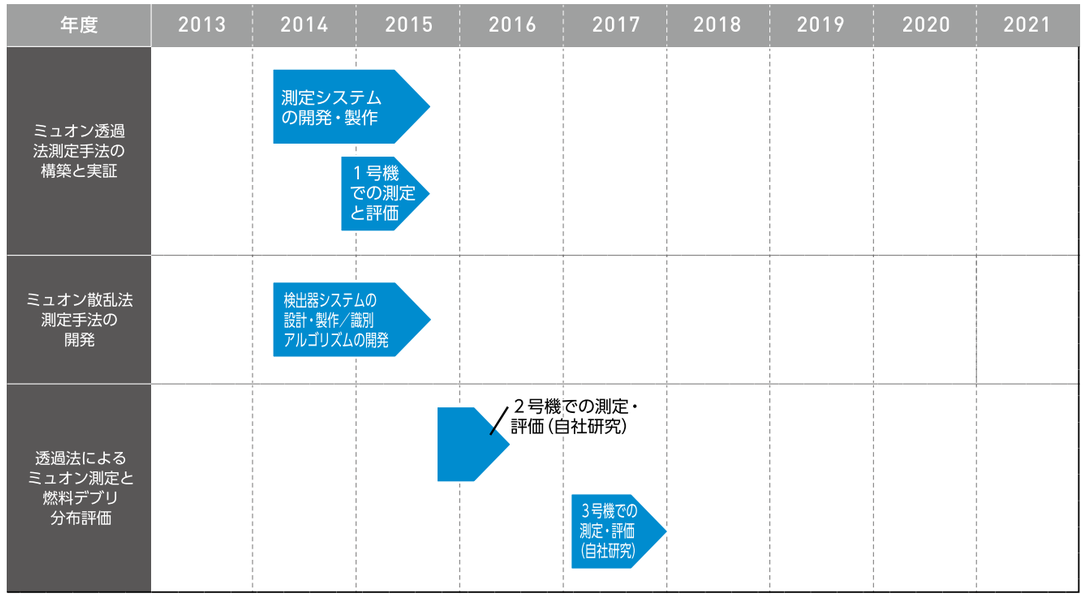
燃料デブリの取り出し等に向け、原子炉格納容器内の燃料デブリの分布や構造物の状況等を把握するための調査技術の開発を進めてきました。また、燃料デブリの取り出し、収納・移送・保管の技術開発、燃料デブリの処理・処分方法の検討を進める上で、燃料デブリの性状を把握することは重要であり、そのための燃料デブリの分析・推定技術の開発を進めてきました。

原子炉内燃料デブリ検知技術の開発

ミュオン測定により早期に原子炉内の燃料デブリ分布を推定する

- ミュオン透過法をベースに高放射線下での測定システムを構築する
- 高い識別能力を有するミュオン散乱法の検出システムの製作と識別アルゴリズムを構築する
- 透過法により福島第一原子力発電所1号機でミュオン測定を実施し、透視法による内部透視技術を実証する
- 実証された透過法を用いて2号機、3号機での原子炉内燃料デブリ分布測定を実施する

研究開発の推移



背　景

本事業は福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた取り組みを着実に行うため、原子炉内の燃料デブリの位置、量（分布）を把握し、効率的な燃料デブリ取り出し方法の選定に資することを目的としています。

事故直後は、原子炉内部は勿論のこと、福島第一敷地内も放射線量が高く、原子炉内を調査することは困難でした。現在は格納容器内にカメラ等が入り徐々に内部の状況が見られるようになってきましたが、未だに原子炉圧力容器内部は見られておりません。当時、早期に原子炉圧力容器内部を調査できる方法として、ミュオン測定に着目し、国内外の研究機関※と連携し原子炉内部の透視に挑戦しました。

※高エネルギー加速器研究機構、ロスアラモス国立研究所

目　的

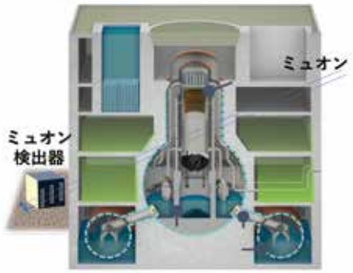
ミュオンによる内部調査法には透過法と散乱法があります。

透過法は、原子炉を透過してくるミュオン量を原子炉鉛直断面位置ごとに測定することにより、通過軌跡上の物質量の多寡を推定する技術です。福島第一原子力発電所特有の高放射線環境下での測定技術を確立し、実際に1号機で測定を行い燃料デブリ分布評価が可能であることを実証します。その技術を2、3号機での測定に展開します。

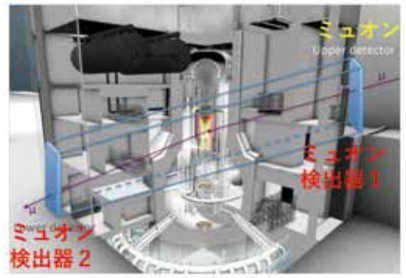
散乱法は、原子炉を通過する前後のミュオンの散乱角度を測定することにより、原子炉内の3次元空間の物質量分布を推定する技術です。透過法に比べ識別能力が高く、検出器システムの設計・製作と物質を識別するアルゴリズムの開発を行います。

❶ ミュオンによる原子炉内部の調査

地上には掌の大きさに毎秒1個のミュオンが降り注ぎます。ミュオンは物質を透過しますが、透過性の違いや物質による散乱角度の違いから、構造物内部の透視が可能です。透過法（図1）は1台の検出器で、短期間に内部情報が得られます。散乱法（図2）は2台の検出器を用いて識別能力が高い測定が可能です。福島の測定では、現場状況の制約等から透過法のみが行われました。



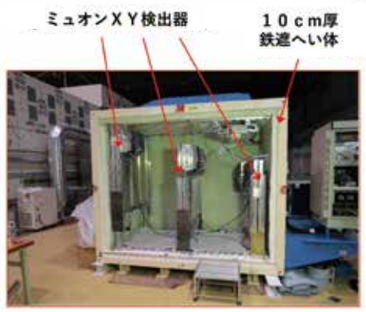
▲透過法（図1）



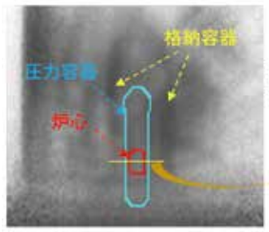
▲散乱法（図2）

❷ 1号機での透過法の実証試験

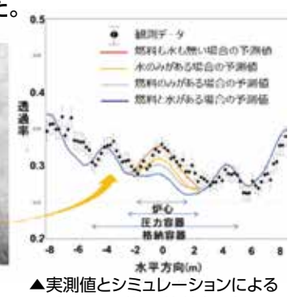
測定装置（写真1）は、高放射線環境下でもミュオン測定ができるよう鉄遮へい体で囲みました。また、ミュオン数えミスを除去するため3層のユニット構成としました。本装置を1号機の原子炉建屋外に設置し約3か月間測定を行い、得られた透過率分布（図3）とシミュレーションによる予測値との比較（図4）から、炉心位置には燃料はほとんど無いと考えることが妥当との判断が得られました。



▲透過法ミュオン測定装置（写真1）
（大きさ：約2.5m×2.0m×高さ2.1m）



▲ミュオン透過率分布（図3）
（1号機、2015年2～5月測定）



▲実測値とシミュレーションによる透過率予測値の比較（図4）

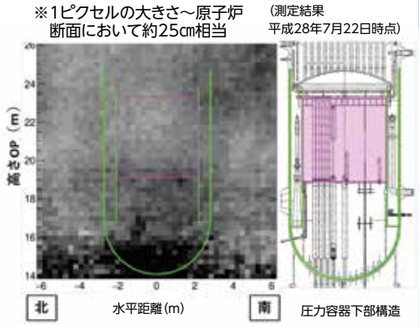
❸ 2号機、3号機における原子炉内燃料デブリ分布測定と評価（自社研究）

1号機での実証試験を踏まえ、現場での取り扱い性を向上した小型の透過法装置（写真2）を製作し、2号機と3号機で測定を行い以下の結果を得ました。

〈2号機：2016.3～7月測定（図5）〉
- 圧力容器底部に燃料デブリとみられる高密度物質の確認
- 炉心下部、炉心外周域にも若干の高密度の物質の存在

〈3号機：2017年5月～7月測定〉
- 元々の炉心域には大きな高密度物質の塊は存在していない
- 圧力容器底部に一部の燃料デブリが残っている可能性

▲小型のミュオン透過法測定装置（写真2）
（大きさ：約1m×1m×高さ1.3m）



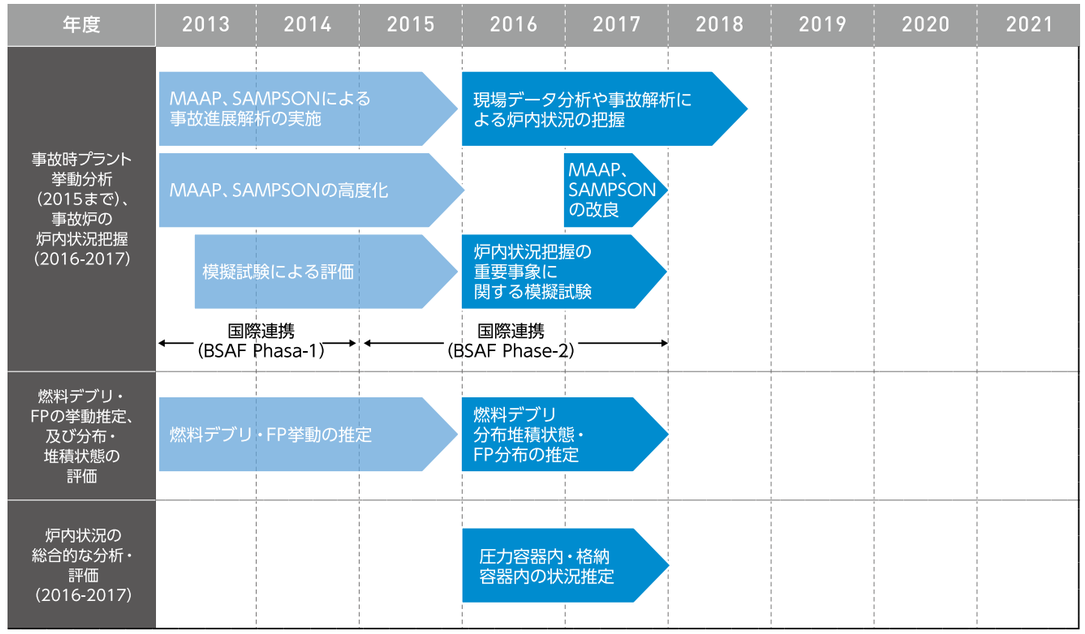
▲圧力容器底部における物質量分布（2号機）（図5）

総合的な炉内状況把握の高度化

燃料デブリ取り出し技術の検討に必要な原子炉圧力容器、格納容器の内部状況を推定する

- 実機データ、事故進展解析結果及び他プロジェクトの成果を踏まえ、様々な情報を網羅的に集約し、圧力容器・格納容器内の状態を総合的に分析・評価した
- 総合的な分析・評価に資する燃料デブリの挙動や予想される分布・堆積状態、並びにFP（核分裂生成物）の挙動及び分布特性を推定・評価した
- OECD/NEAでの国際共同研究を通じて国内外の知見を活用した
- 2017年度に本事業が終了した後、東京電力ホールディングス（株）にて、総合的な分析・評価を継続している

研究開発の推移



背　景

今後開始となる燃料デブリの取り出しについて、その方法の検討や安全対策の策定には、圧力容器内・格納容器内の状態を予め可能な限り正確に推測することが不可欠です。しかし、福島第一原子力発電所1～3号機の炉内は放射線量が極めて高いため、直接調査や観察をすることが困難であり、これまで遠隔装置による調査を部分的に実施してきましたが、炉内の状態を十分把握することは極めて難しい状況です。

目　的

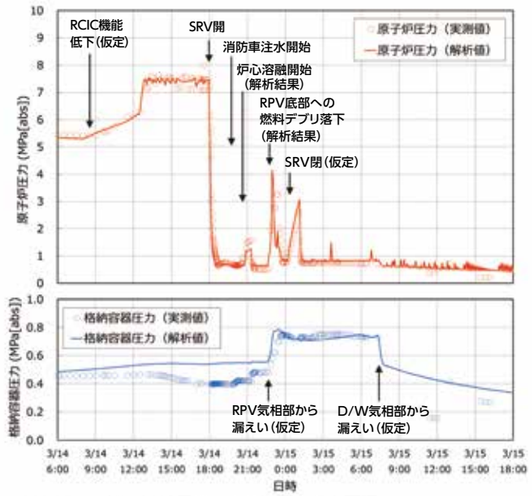
本プロジェクトでは、福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた取り組みを着実に行うため、現場データ（内部観察結果、建屋周辺での廃炉作業で得られる知見）、事故時のプラントデータ（水位、温度、圧力、線量など）、事故進展解析（MAAP、SAMPSONを本事業で改良して実施した解析を含む）、TMI-2事故や過酷事故模擬試験などの従来知見、福島第一原子力発電所事故以降に主に国内で実施された模擬試験及び本プロジェクト内で実施した模擬試験の知見、などを総合的に分析・評価することで、圧力容器内・格納容器内の状態の推定を進めました。なお、本プロジェクトは一般財団法人エネルギー総合工学研究所との共同提案により実施しました。

❶ 事故時に何が起こったかを評価

専門家グループによる総合評価に基づいてMAAPやSAMPSONの要素モデルを改良し、事故時プラントデータを合理的に説明できる事故シナリオを評価・検討し、圧力容器内部でのデブリ崩落、圧力容器のバウンダリ破損、ペデスタルへのデブリ移行について、事業実施時点での最確シナリオをとりまとめました。

●MAAPとは…
(Modular Accident Analysis Program)米国電力研究所(EPRI)が所有する過酷事故解析コードであり、原子力発電所の安全性を確認する ために、国内外で広範囲に使用されている。

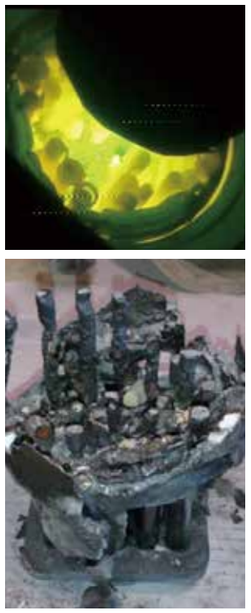
● SAMPSONとは…
(Severe Accident analysis code with Mechanistic, Parallelized Simulations Oriented towards Nuclear fields)物理現象を詳細に表現した多次元の数式・理論式で構築したモデルで、燃料デブリの分配配置やその形状を解析するのに適したコード。



▲MAAPコードにより2号機の事故進展事象を再現

❷ 解析手法の不確かさ低減のための検討

福島第一原子力発電所事故の解析で抽出された、従来知見の少ない福島第一原子力発電所固有の事故過程（炉心部での事故進展時の水蒸気透過性、RPV下部の制御棒駆動機構内部へのデブリ侵入、RPV下部での金属デブリと酸化物デブリの混合性等）について、大型模擬試験により検証データを取得し、MAAPやSAMPSONの要素モデルの高度化や専門家グループによる総合評価に活用しました。

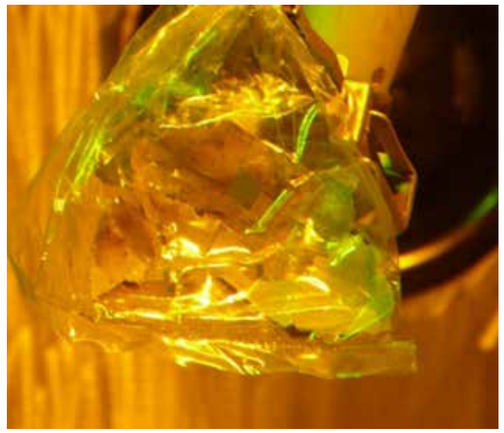


▲模擬燃料集合体プラズマ加熱試験（加熱状況・試験後の試験体）

▲試験装置

❸ FP（核分裂生成物）の化学特性を評価

内部調査にともなって、燃料デブリ周辺堆積物から採集されたサンプルの分析を行い、事故進展過程や燃料デブリ堆積状態の評価に活用できる知見をとりまとめました。図の例では、2号機オペフロ養生シートから採集したサンプル中にウランを含有する多くの小粒子を検出しました。その分析結果の詳細評価は現在も継続しており、ウラン粒子には、気体移行・凝縮で形成されたと推定される粒子と液体移行・凝固で形成されたと推定される粒子があることを明らかにしました。後者は燃料デブリ本体の組成情報を保存している可能性があります。また、このような知見が事故時の圧力容器からオペフロへのウラン粒子の移行経路の推定に活用できないか等の検討が進められています。



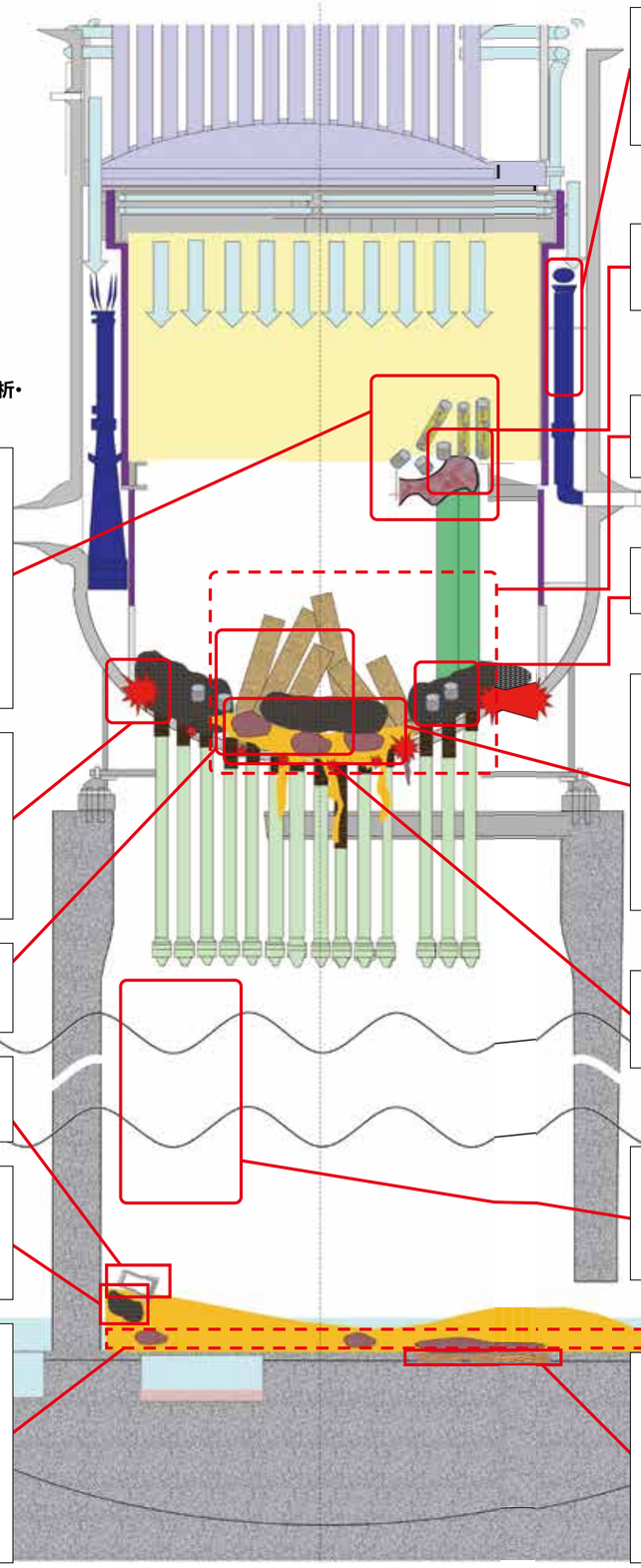
▲2号機原子炉建屋5階で採取した分析対象の養生シート

❹ 圧力容器・格納容器内の状態を総合的に分析・評価

専門家グループによる総合評価に基づいて、号機ごとのデブリ堆積・分布状態、RPVやPCVの破損状態を炉内状況推定図としてとりまとめました。評価にあたっては、デブリや破損物質を、特徴の異なるいくつかのカテゴリーに分類し、かつ、それらの判断根拠を併せて提示しました。これは、デブリ取り出し方法の選定やデブリ取り出し工法の確定において、基盤知見として活用されました。

【２号機のデブリ分布・RPV・PCV状態の推定図】

（2017年度に本プロジェクトが終了した後も東京電力ホールディングスにより分析・評価を継続した成果、Rev.15（2019.3.29））



・水素発生によるPCV圧力上昇からエネルギー量を想定し，大部分の燃料が損傷・崩落したと推定。（実測・解析）
・炉心スプレイ系注水時に温度低下が確認されたことから，低流量の炉心スプレイ系注水で水がかかる炉心外周位置に燃料有と推定（燃料支持金具，制御棒案内管に溶融燃料が落ち込み固化した場合でも熱源として同等な挙動を示すため，詳細なデブリ位置は推定不可能）。（実測）
・ミュオン測定の結果から，炉心外周部に燃料が存在している可能性。（実測）
・燃料棒があるとしても外周部に一部。（一般的な推定）
・溶融燃料が固化した一般的な酸化物デブリと推定。（一般的な推定）

・上部タイプレートがペデスタル外周部に落下していることを踏まえ外周部に圧力容器の破損口がある可能性。（実測に基づく推定）
・少なくとも，上部タイプレートが落下する程度の大きさの穴が開いたものと推定。（実測）
・外周部の制御棒案内管及び制御棒駆動機構の一部は圧力容器底部に堆積した燃料デブリにより溶融・倒壊している可能性。（実測に基づく推定）

・ミュオン測定にて，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。下部プレナムに落下した燃料がRPV底部に残存している可能性。（実測）

・上部タイプレート等がペデスタル床に落下しており，同じRPVの穴を通って落下したと考えられるその周辺にある堆積物は燃料デブリと推定。（実測）

・ペデスタル床には小石状や岩状の堆積物などが確認されたが、岩状の堆積物まわりには水が溜まっている様子が確認できることから、岩状の堆積物は透水性がない可能性。また、小石状の堆積物の周囲にもところどころ水の溜まっている箇所が確認されており、小石状の堆積物の下には岩状の堆積物が拡がっている可能性。（実測）

・プラットフォームからペデスタル底部にかけて計測された線量と温度について，線量は底部に近づくとやや高くなる傾向であり，一方，温度は単調変化ではないものの若干の低下傾向が確認されているが、総じて大きな変化ではない。加えて，ペデスタル下部構造物に目立った損傷が見られないことから，ペデスタル床上の燃料デブリは線量や崩壊熱が比較的小さいと考えられ，金属を多く含む可能性。（実測に基づく推定）
・ペデスタル底部全体に燃料デブリを含む堆積物が広がっているものと推定。（実測）
・PCV床に水が溜まっていた場合，粒子状デブリが形成される。（一般的な推定）
・粒子状デブリがある場合，淀み部にたまる可能性。（一般的な推定）

・原子炉給水系流量増加時に原子炉再循環系圧力上昇したことから，シュラウド外に水位が形成されている可能性。（実測）
・炉心スプレイ系注水による温度低下，注水量増加時のシュラウド外水位上昇から，シュラウドの大規模損傷はないと推定。（実測）

・外周部における燃料の温度上昇はそれほど高くない可能性があることから，燃料棒残骸およびペレットが外周部に残っている可能性。（一般的な推定・試験・解析）

・高温の燃料デブリからの熱移動が小さい場合，制御棒案内管は溶けずに残る。（一般的な推定）

・粒子状デブリ・ペレットがある場合，淀み部にたまる可能性。（一般的な推定）

・PCV内部調査時に外周部の制御棒駆動機構が確認できており，またグレーチング欠損の状況から，RPVの穴は中央部およびその周辺部と推定（大きくない）。（実測に基づく推定）
・場所によって強弱はあるもののペデスタル床一面に水滴が落下している様子が観測できていることから，圧力容器底部の制御棒駆動機構ハウジング付近には小さい破損口が複数ある可能性。（実測に基づく推定）
・穴から落ちたデブリの一部は制御棒駆動機構ハウジングなどにへばり付くと推定。（一般的な推定）

・制御棒案内管や制御棒駆動機構ハウジングの破損に伴い制御棒駆動機構ハウジング内部に燃料デブリや溶融した金属が若干侵入している可能性。（一般的な推定・試験）

・鮮明化した映像から、CRD交換レールからみてプラットフォームの左側で水滴が多く落下する様子が確認されており、その辺りではPIPケーブル等の位置が特定できず、またプラットフォームのグレーチングが欠損している。したがって、直上にはRPV破損口があり、破損口から原子炉へ注水した水が滴下している様子をとらえた可能性。（実測）

・PCVシェルの破損の傾向は無い（サンドクッションドレンパイプからの漏えいなし）ため，MCCI（溶融炉心・コンクリート反応）は限定的と推定。（実測）
・ペデスタル壁，ケーブルトレイ，制御棒駆動機構交換機の柱など溶融することなく存在しており，MCCIは限定的であった可能性。（実測・一般的な推定）
・燃料デブリはほとんどMCCIを起こさず固化した可能性。（実測に基づく推定・解析）
・MCCIを起こした燃料デブリはコンクリートと混合していると推定。（一般的な推定）

	残留燃料棒及びその残骸
	酸化物デブリ（多孔質）
	粒子状デブリ
	燃料デブリ（金属を多く含む）
	コンクリート混合デブリ
	制御棒案内管
	破損した制御棒案内管
	制御棒駆動機構
	制御棒駆動機構（内部にデブリ）
	シュラウド
	ペレット
	RPV破損口
	上部タイプレート
	堆積物（材質不明）

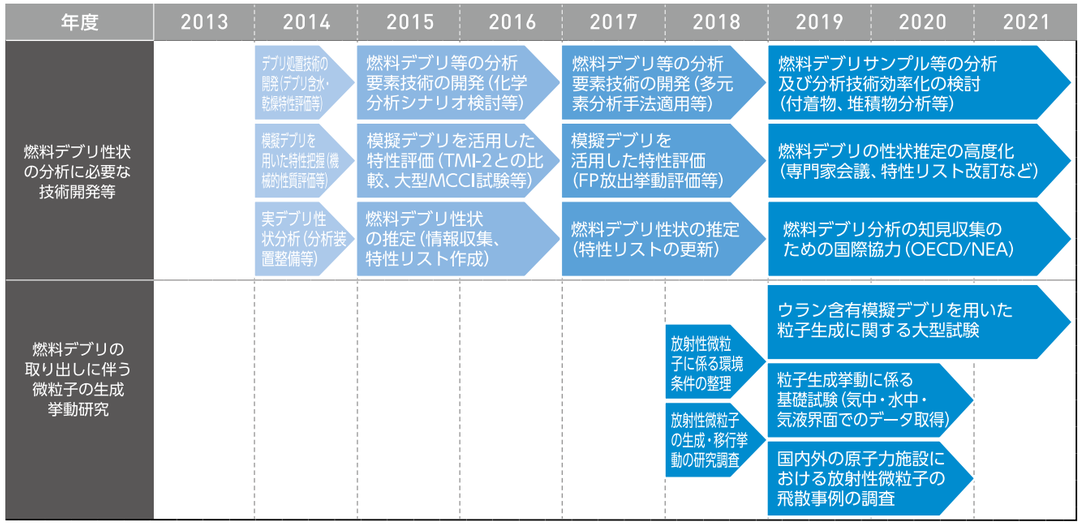
提供：東京電力ホールディングス

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発

燃料デブリ取り出し技術の検討に必要な燃料デブリ性状を把握する

- 燃料デブリの性状把握に必要な技術開発等として、炉内調査に用いた調査装置の付着物などの分析を進め、その性状を評価した
- 燃料デブリの取り出しに伴う放射性微粒子の生成挙動研究として、微粒子の生成挙動を把握し、推定する技術の開発を行った
- 国際共同研究を通じて国内外の知見を活用した

研究開発の推移



背　景

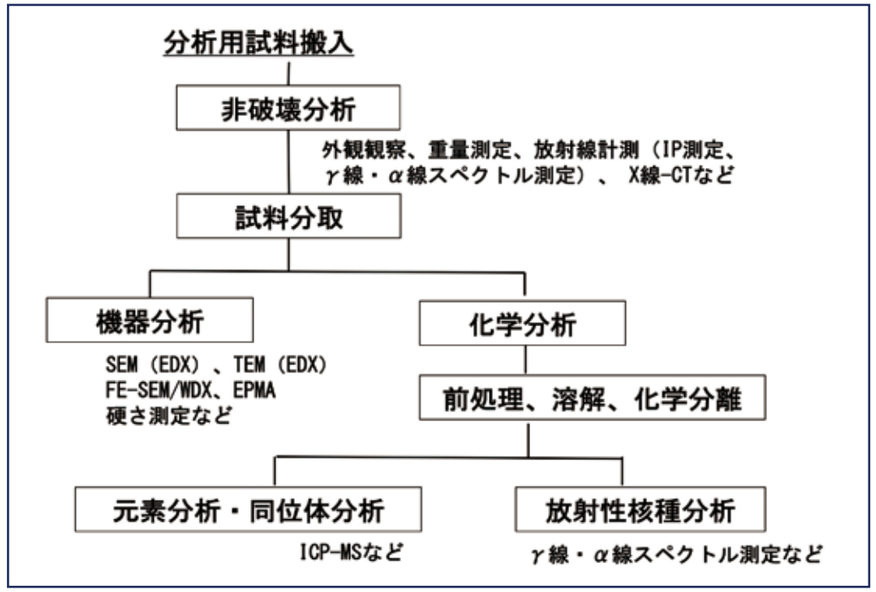
燃料デブリの取り出し方法の立案や安全対策の策定には、炉内に存在する燃料デブリの性状把握が必要です。しかし、現在は燃料デブリの取り出し準備を進めている段階で、燃料デブリを直接取り扱って観察、分析をすることができません。このため、燃料デブリの性状を、国内外の類似した研究例や福島第一原子力発電所で採取された汚染試料の分析結果から推定することが求められます。一方、燃料デブリ取り出しのための掘削、切断に際しては、作業員や周辺環境への影響評価の観点から放射性微粒子の発生に留意する必要があり、微粒子の生成や移行に係る基礎データの取得が求められています。

目　的

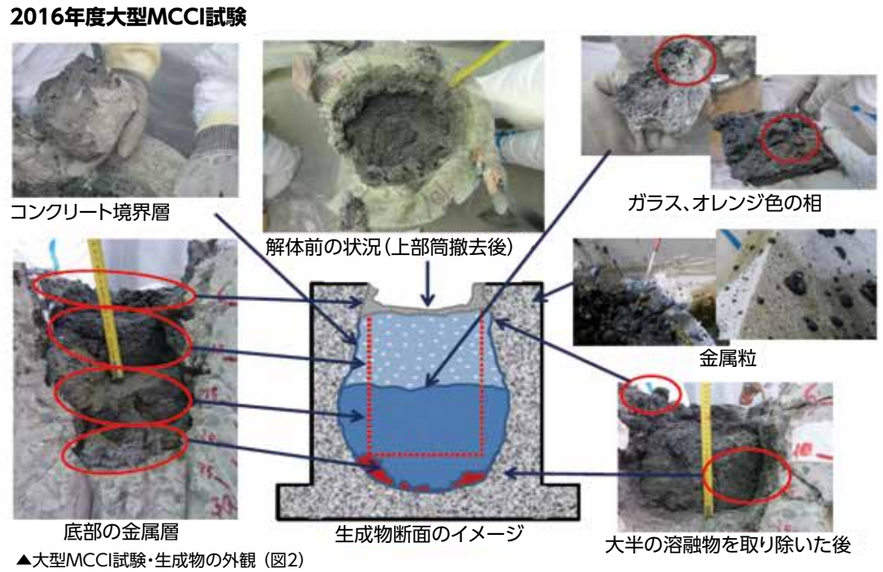
燃料デブリ性状の分析に必要な技術開発等に係る分析効率化については、燃料デブリの取り出し方法や分析装置の最新情報などを考慮した分析フローの提示を行います。また、福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内調査において取得された、付着物などの分析結果と事故進展に係る解析結果を総合的に評価することにより燃料デブリの性状推定を行います。対象試料については、サンプリング対象範囲の拡大やデータ拡充の観点から、関係プロジェクトや機関と協議の上、推定に適したものを選定し、とりまとめにあたっては、ユーザーの使い勝手の良いデータベースとして提示します。燃料デブリの取り出しに伴う微粒子の挙動評価研究としては、仏国において、ウラン含有模擬燃料デブリ等の機械的切断及び加熱試験を実施し、微粒子の生成挙動データを取得します。

❶ 燃料デブリ性状の分析に必要な技術開発等

福島第一原子力発電所（1Fと略す。）から取り出される最初の燃料デブリの分析に向けて、他のプロジェクトで開発された燃料デブリの取り出し手法を想定した燃料デブリサンプルの回収方法の検討や、分析装置の最新情報などの考慮を含む分析フローのケーススタディを実施しました（図1）。また、1Fの廃止措置に向けた取り組みを着実に進めるため、1Fの事故条件を模擬したMCCI（溶融炉心-コンクリート相互作用）の炉外模擬試験を実施した結果（図2）や、1Fの原子炉建屋内において採取した付着物や堆積物の分析結果を活用し、これらの情報を総合的に分析・評価することで、1号機から3号機のそれぞれの炉内における燃料デブリの性状の推定を進めました。

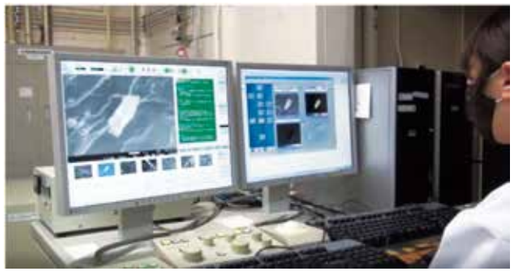


▲分析の手順（図1）

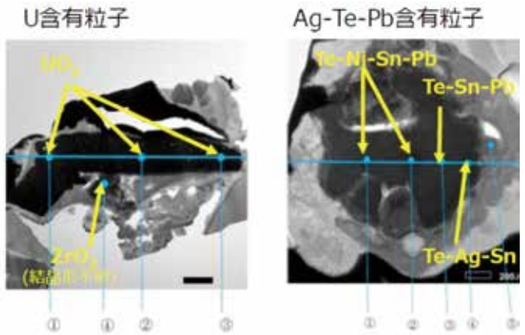


▲大型MCCI試験・生成物の外観（図2）

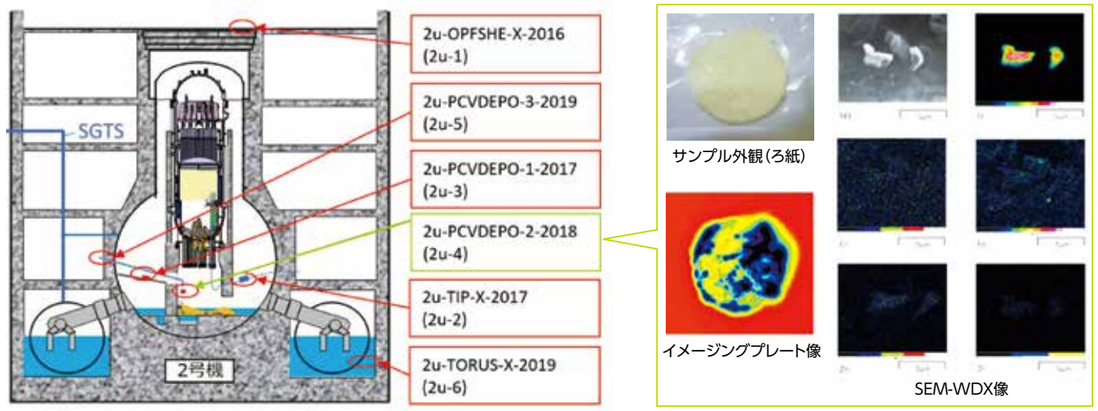
例えば、原子炉格納容器内調査において取得された付着物や堆積物を分析し（図3）、これらのサンプル中にUを含有する微粒子が存在することを確認し、その発生源と推定される燃料デブリの特性を評価しました。U含有微粒子の分析例を図4に示します。また、2号機の試料の採取位置と分析例を図5に示します。主な分析結果として、2号機では、原子炉内オペレーティングフロアの採取試料（2u-1）、堆積物のスミア試料（2u-5）に燃料起源と推定されるUが検出されました。その他、燃料被覆管などが起源と推定されるZr、塗料起源と推定されるZn、遮蔽材起源と推定されるPbなどが検出され、各場所の元素存在状況から原子炉内の状況の推定を行いました。得られた分析データについては、東京電力ホールディングス（株）による1F内部調査や事故進展解析結果等と関連させつつ、1～3各号機の領域ごとの燃料デブリ特性としてとりまとめを実施中です。とりまとめにあたっては、本事業で得られたデータや知見をwiki方式のコンテンツ管理システムを用いてリンクさせ、ユーザーの使い勝手が良いデータベースとしての整備を進めています。



▲炉内で採取された付着物試料のSEM分析の様子(図3)
JAEA大洗研究所にて
※SEM‥走査型電子顕微鏡



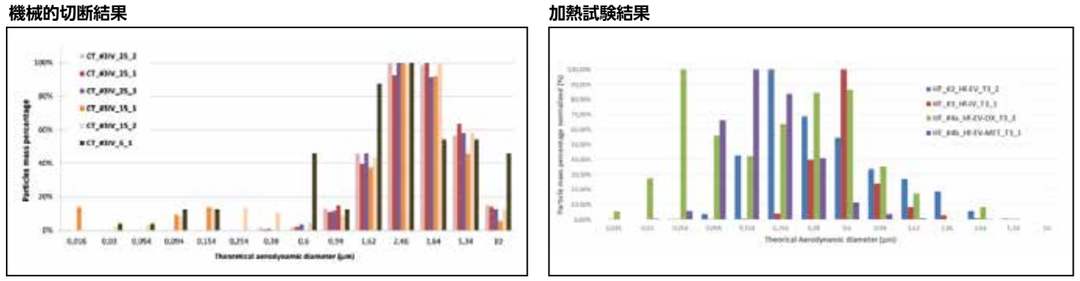
▲1/2号機SGTS配管内部で採取された粉末試料のTEM分析結果（ウランの含有微粒子を確認）（図4）
※TEM‥透過型電子顕微鏡



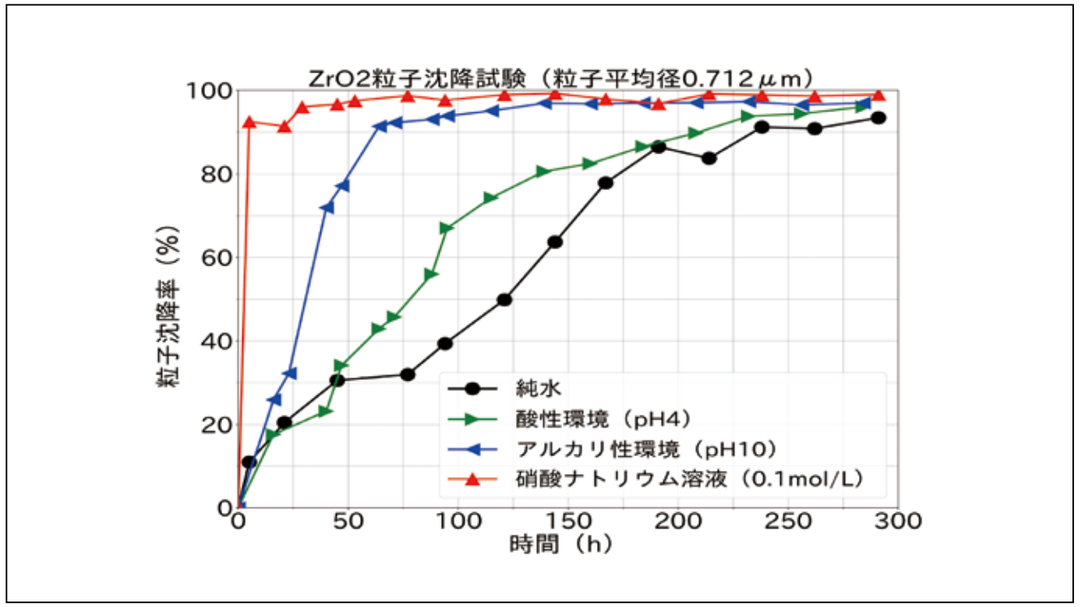
▲2号機の試料の採取位置と分析例（図5）

❷ 燃料デブリの取り出しに伴い生成する放射性微粒子の生成・移行挙動研究

放射性微粒子の生成試験は、福島第一原子力発電所の事故条件を模擬する観点から、過去に仏国で実施したMCCI試験で得られたウラン含有模擬燃料デブリ試料等を用い、機械的切断試験及び加熱試験を実施し、生成挙動を評価しました。一例として測定した粒径分布を図6に示しますが、機械的切断に比べて加熱試験で生じた微粒子の平均粒径が小さいことが確認できました。
また、放射性微粒子の生成時におけるプルトニウムとウランの挙動の違いに関する研究として、JAEAにおいてプルトニウムとウランを含む模擬燃料デブリを調製し、微粒子生成試験を実施しました。X線回折試験の結果、機械的切断により生成した微粒子の組成が、試験前と変わっていないことを確認しました。一方、加熱試験で生成した微粒子は、雰囲気中の酸素の影響を受ける可能性が示唆されました。
放射性微粒子の移行挙動については、模擬物質を用いた微粒子の移行挙動試験を実施してデータの拡充を図るとともに（図7）数値流体力学（CFD）シミュレーションを用いた評価モデルの構築を進めました。



▲仏国で実施したウラン含有模擬燃料デブリを用いた微粒子の生成挙動試験結果（図6）



▲液性の違いによるZrO2微粒子沈降率の経時変化（図7）

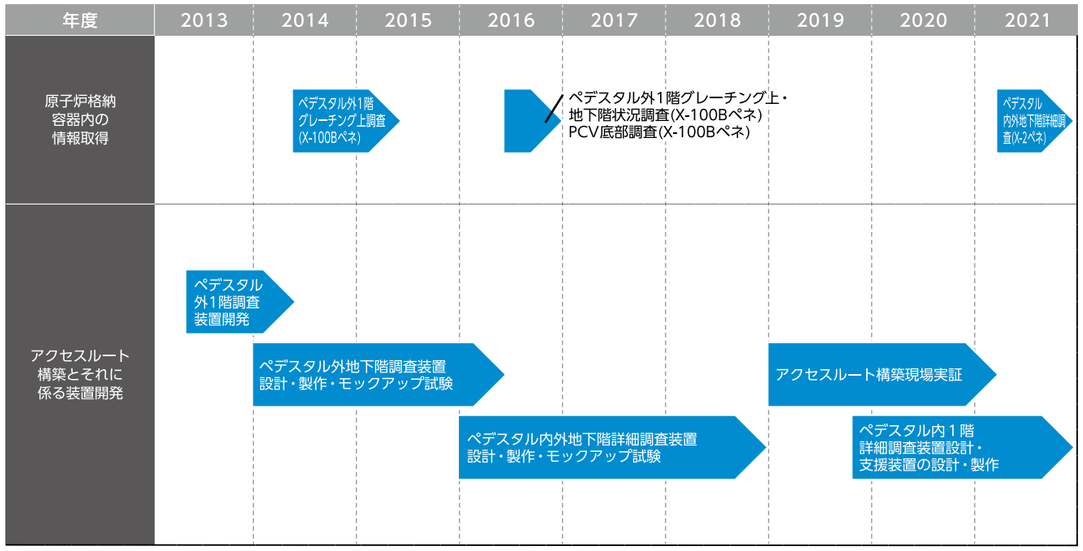
原子炉格納容器（PCV）内部詳細調査技術の開発

PCV内部詳細情報取得のため燃料デブリ取り出しに向けてPCV内部を調査する

- 今後の燃料デブリ取り出しに向け、PCV内部の詳細情報取得が必要である
- PCV内部の詳細調査と試験的燃料デブリ取り出しのための装置開発を行っている
- PCV内部へのアクセスルートを構築するための装置開発を行っている

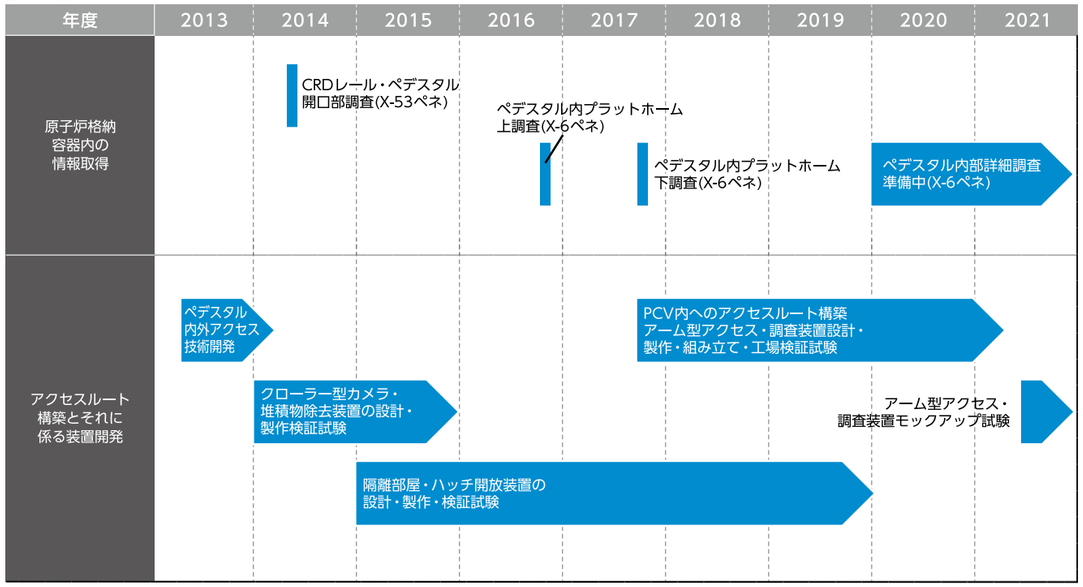
研究開発の推移

【1号機】



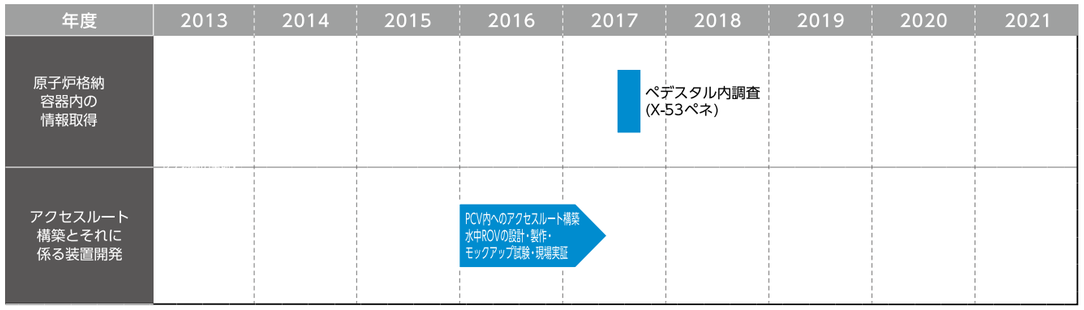
*1) X100Bペネ… X100Bペネトレーション
*2) X2ペネ… X2ペネトレーション

【2号機】

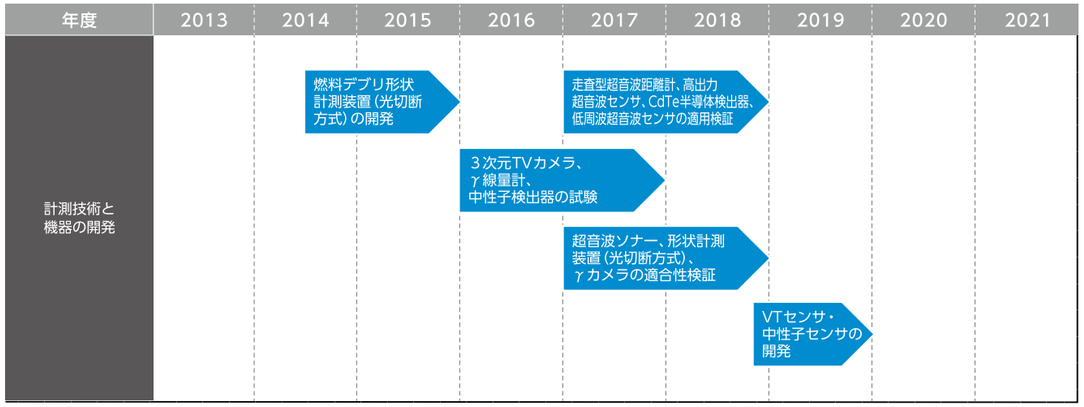


*3) X6ペネ… X6ペネトレーション

【3号機】



【1～3号機】



背　景

燃料デブリの取り出し方法確定に向け、PCV内の燃料デブリの分布・性状、構造物の状況等を把握する必要があります。PCV内部調査は、1号機、2号機及び3号機調査がこれまで実施されました。

これらの調査で、貴重な情報が得られている反面、調査内容が既設貫通口の大きさや放射線環境等の制約を受けています。このため、調査計画及び開発計画の更新・具体化と共に、アクセスルートの構築とアクセス、調査装置の詳細設計・検証が重要課題となっています。

目　的

1号機の場合、溶融した燃料のほぼ全量がペデスタル内へ落下し、その一部は地下開口部からペデスタル外へ広がっていると推定されています。この燃料デブリを調査する準備として、ペデスタル外1階部分の環境調査と地下階の概況を調査しました。それらの結果を踏まえ、ペデスタル内外の燃料デブリや堆積物の状況を詳細に把握するための調査を計画しました。この調査では、ペデスタル内外の堆積物の広がり、深さ、燃料デブリの有無、性状等を詳細に調査します。また、ペデスタル内の状況調査をするための装置開発も併せて進めています。

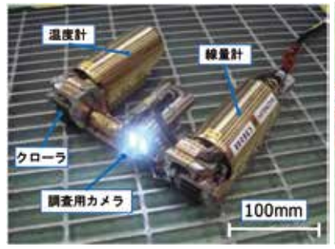
2号機の場合、ペデスタル内の底部全体に、小石状、粘土状に見える堆積物が確認されています。燃料デブリ・堆積物の状況、付属構造物及びペデスタル等に関する形状・寸法等を確度高く把握するため、X-6ペネトレーション（以下、X-6ペネ）に、より大きな直径(550mm程度)の開口部を設けて、PCV内部へのアクセス・調査装置と調査技術とを適切に組み合わせて、ペデスタル内外の詳細調査を実施します。また、試験的デブリ取り出し装置による燃料デブリの回収も目標とします。

3号機ではPCV内部水位が高いことが確認されており、また様々な障害物がペデスタル内にあることが推定されました。そこで、ペデスタル内の狭隘部にアクセス可能でかつ障害物を避けながら遊泳可能な小型の水中遊泳ロボット（水中ROV）を開発し、モックアップ試験を経てペデスタル内の調査を実施しました。ほぼ全域に構造材の損傷や落下物、溶融凝固物と思われる堆積物が分布することが確認され、燃料デブリ取り出し方針検討のための3Dマップへと展開しています。

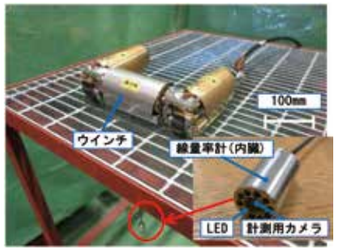
【1号機】

❶ ペデスタル外1階調査・地下階調査

内径100mmの配管からPCV内に進行し、形状を変えてグレーチング上を安定走行、調査を実施する装置【PMORPH1(ピーモルフ1)】を開発しました(図1-1)。1号機PCV内の1階グレーチング上の調査を実施、機器損傷状況、線量率分布等を明らかにしました。上記装置をベースとし、グレーチングの隙間から、約3m下方までセンサ(カメラ、線量率計)を降下させる構造の装置【PMORPH2(ピーモルフ2)】を開発しました(図1-2)。1号機PCV内の地下階の調査を実施し、滞留水の水位の他、堆積物が最大約1m存在することを明らかにしました。



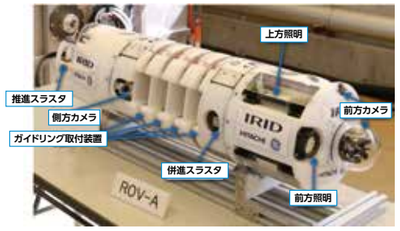
▲ペデスタル外1階グレーチング上調査装置(PMORPH1)(図1-1)



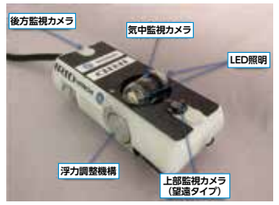
▲ペデスタル外地下階調査装置(PMORPH2)(図1-2)

❷ ペデスタル内外地下階詳細調査

PCVの下部や原子炉建屋の地下階には滞留水が存在しており、調査に当たっては、水中ロボットが必要となります。IRIDでは、ペデスタル内外地下階を調査するため、潜水機能付ボートを開発しました。開発したのは、潜水機能付ボート(図2-1)5種類と小型ボート(図2-2)1種類の合計6種類で、前者のうちの1種類はケーブルが絡まることを防ぐために、ガイドリングを地下構造物に磁力で取り付ける機能を有します。他の4種類は、堆積物3Dマッピング、堆積物厚さ測定、中性子センサ等による燃料デブリ測定、堆積物サンプリングの各機能に合わせた構成を有します。小型ボートは、潜水してペデスタル内に進入し内部の状況を調査します。これらは、2021年度から、実際の調査に活用する予定です。



▲PCV内詳細調査用の潜水機能付ボート(図2-1)



▲小型潜水機能付ボート(図2-2)

❸ ペデスタル内1階詳細調査

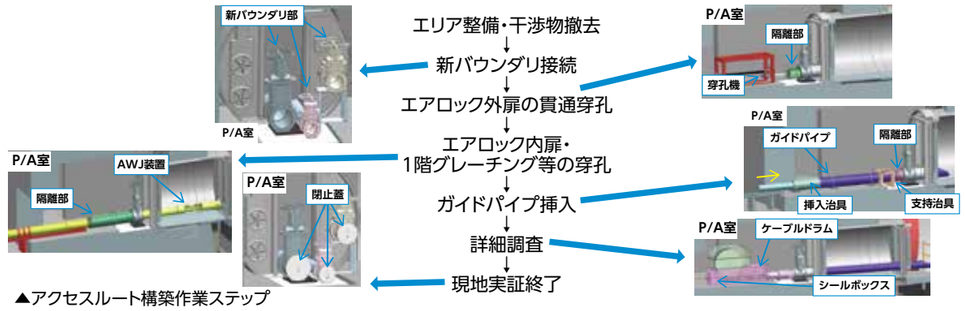
1号機のPCVペデスタル内部を調査するため、既設開口部から進入後、グレーチング上を移動し、CRD開口部からペデスタル内にアクセスして、映像、線量情報等を調査する装置を開発中です(図3-1、図3-2)。調査は、一次調査(CRD開口部手前までのペデスタル外の状況)、二次調査(ペデスタル内の気中部)と段階的に実施。一次調査はクローラ型の調査装置に約70cmに収納した伸長ロッドを搭載して走行しながら計測、二次調査では伸長ロッドを約5m延伸し先端のカメラ・線量計でペデスタル内を計測。また支援装置として、調査装置のケーブルを把持・移動・送りの動作をするとともに調査装置の状況を後方から監視するケーブル送り装置等を開発中です。

▲調査装置の外観(ロッド伸長)(図3-1)

▲調査装置の外観(ロッド収納)(図3-2)

❹ ペデスタル内外地下階詳細調査(アクセスルート構築)

PCV内部詳細調査を実施するため、1号機ではX-2ペネ(エアロック)から調査装置をエントリさせました。そのアクセスルートを構築するため、穿孔技術、バウンダリ構築技術、遠隔監視技術の開発を行いました。穿孔技術として、エアロック外扉はダイヤモンドカッターによるコア穿孔、エアロック内扉はアブレイシブウォータージェット(AWJ)による穿孔技術を確立しました。なお、いずれの作業も遠隔監視およびPCVバウンダリ保持状態で実施しました。これらは、2021年度に実機実証予定です。



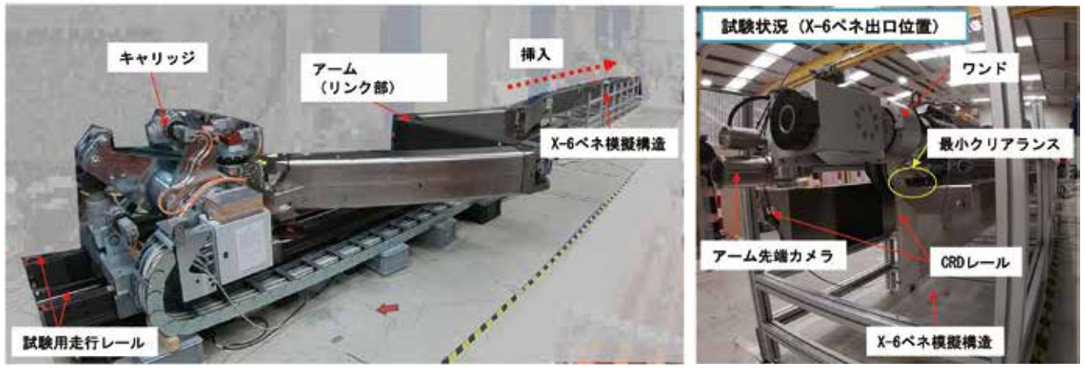
▲アクセスルート構築作業ステップ

【2号機】

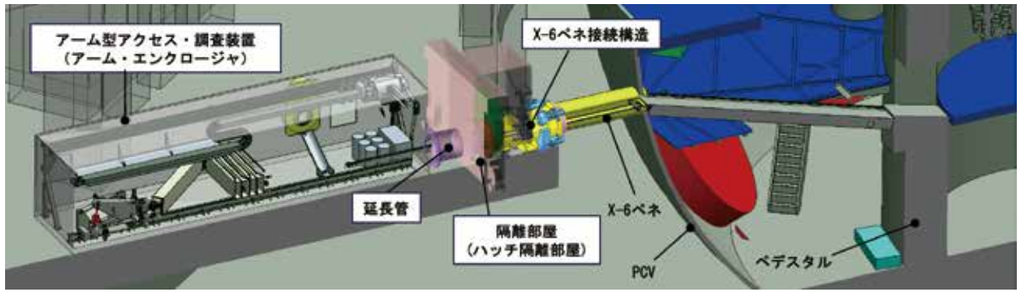
❶ アーム型アクセス・調査装置の開発

アーム型アクセス・調査装置(図1-1)は、多関節を有するアームがエンクロージャ(鋼製矩形容器)内に格納され、試験的燃料デブリ取り出し及び内部調査時にはアームが伸展してPCV内にアクセスする構造となっており、アクセスルート構築機器(X-6ペネ接続構造等)を介して、PCVに接続されます(図1-2)。

アーム型アクセス・調査装置は性能確認試験を実施中であり、X-6ペネ内通過時の狭隘部とX-6ペネの通過性を試験で確認しました(図1-1)。今後、モックアップ試験を実施し、装置の操作トレーニングを経て現場実証を行う予定です。



▲アーム単体試験(X-6ペネ通過試験)(図1-1)



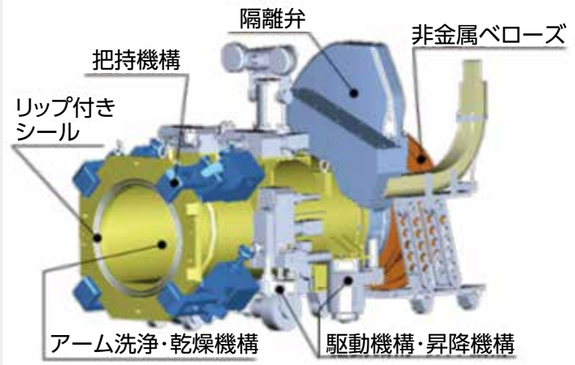
▲アーム型アクセス・調査装置の現場配置(図1-2)

【2号機】

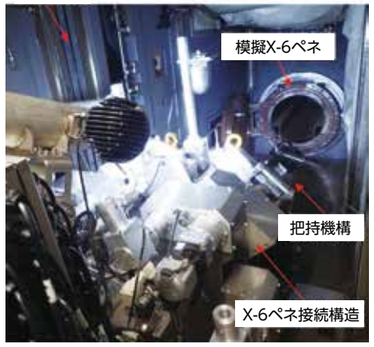
❷ アクセスルート構築に係る開発　X-6ペネ接続構造

X-6ペネ接続構造はPCVの隔離機能（隔離弁）を有し（図2-1）、装置の内部を調査用アームが通り抜ける構造となっており、PCVへのアクセスルート構築を担う装置の一つです。当該装置は遠隔操作により自走し、把持機構によりX-6ペネフランジと接続します。
本装置の単体機能試験、モックアップ試験、隔離部屋との組合せ試験（図2-2）により各種機能検証は完了しており、現場実証に向けた準備を実施中です。

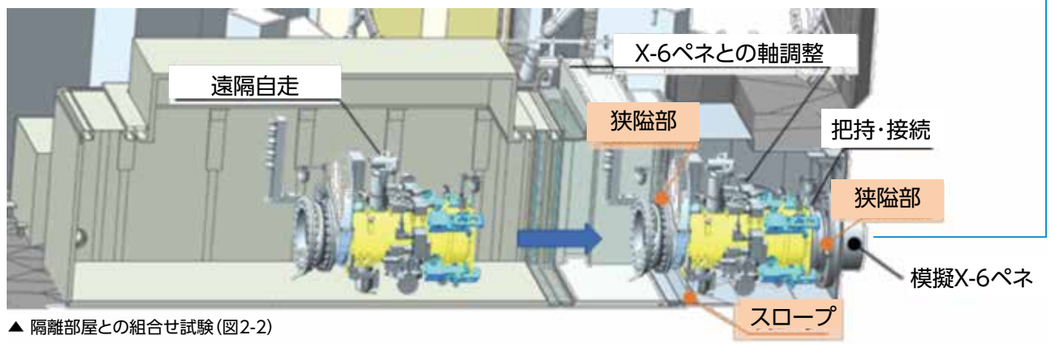
寸 法	L1850mm×W1089mm×H1729mm
質 量	約1.6ton
主要材質	SUS304/アルミ合金
主要機能	把持・接続機能、走行機能、昇降機能(軸調整)、PCVバウンダリ(隔離弁)



▲X-6ペネ接続構造の概要（図2-1）



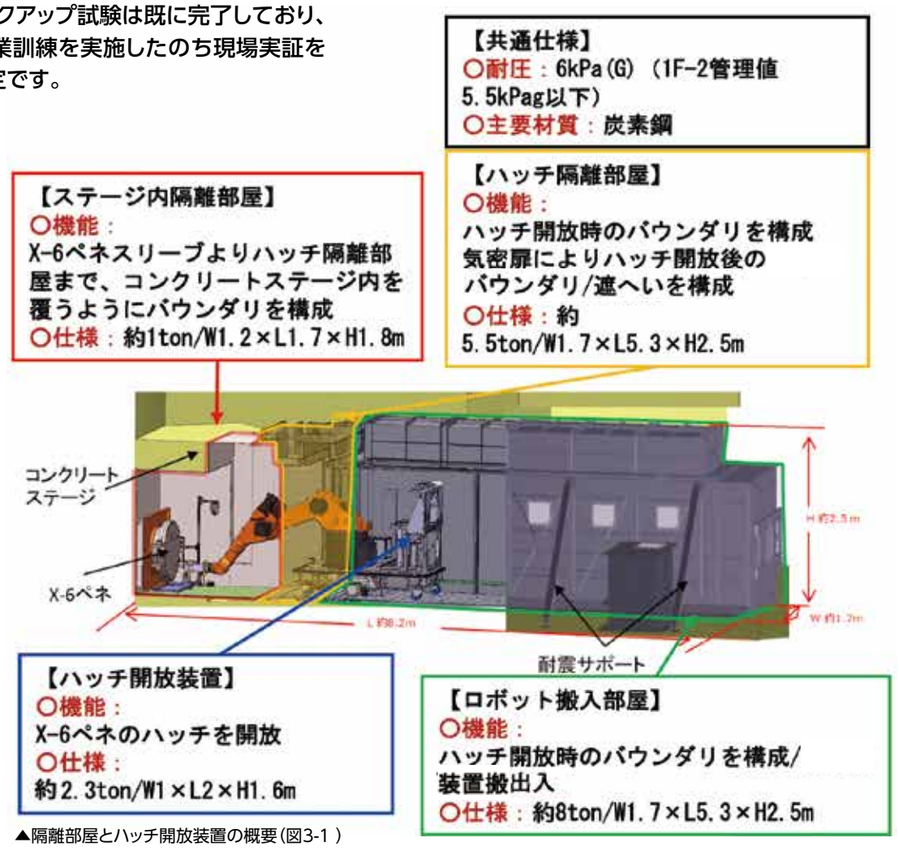
モックアップ試験



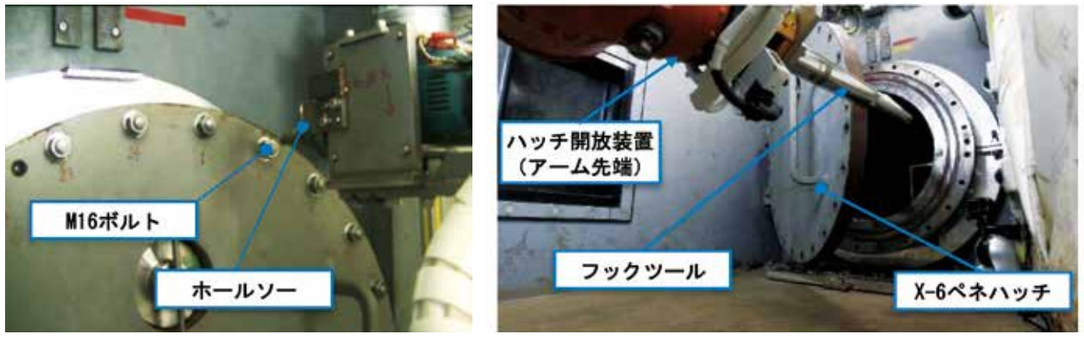
▲ 隔離部屋との組合せ試験（図2-2）

❸ アクセスルート構築に係る開発　隔離部屋とハッチ解放装置

2号機X−6ペネトレーションからPCV内へ調査装置がアクセスするルートを構築するために、隔離部屋（ステージ内隔離部屋、ハッチ隔離部屋、およびロボット搬入部屋の総称）（図3-1）により、PCVバウンダリを確保しながら遠隔でX−6ペネトレーションのハッチを開放する（図3-2）ことを目的とする装置です。
隔離部屋およびハッチ開放装置の設計、製作、モックアップ試験は既に完了しており、今後作業訓練を実施したのち現場実証を行う予定です。



▲隔離部屋とハッチ開放装置の概要（図3-1）

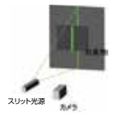
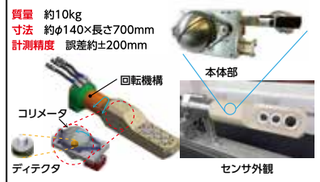
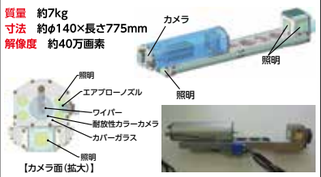
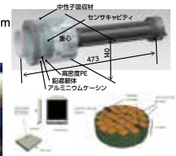


▲ハッチ開放作業イメージ伸長（図3-2）

【2号機】

❹ 計測技術の開発

PCV内部詳細調査に向け、計測技術（センサ）の開発を実施中です。各センサの概要は図4-1参照。
各センサは、アーム型アクセス・調査装置に搭載可能な仕様となっており、各センサ単体の試験、機能検証は完了しています。今後、センサをアームに搭載した組合せ試験を実施予定です。実証に向けた準備を実施中です。

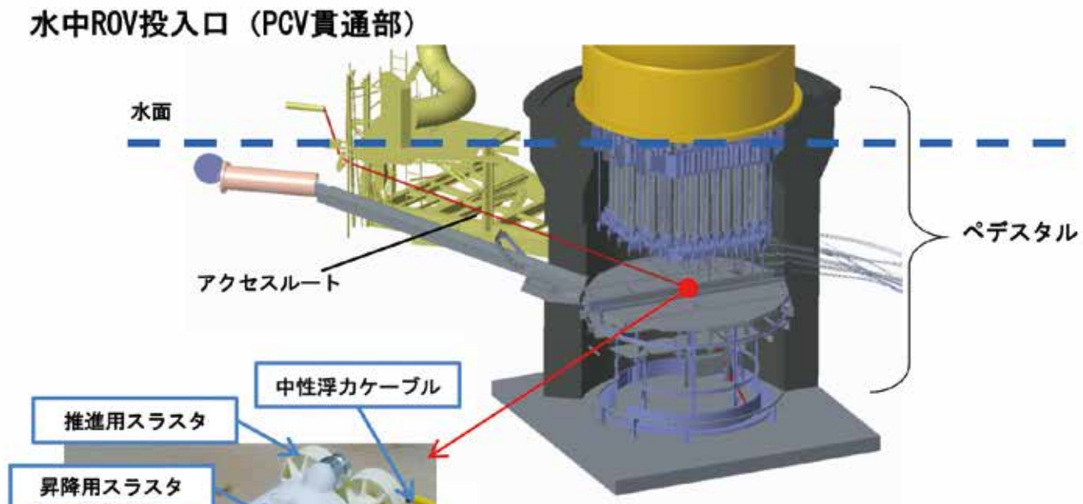
センサ	計測項目	概要	計測原理	取得データの用途
レーザスキャナ	PCV内構造物、堆積物（デブリ）の形状	質量　約8kg 寸法　幅135mm×長さ515mm×高さ145mm 計測精度　誤差約±30mm センサ外観	スリット状の光を対象物に照射し、その反射光を受光素子で検出する（光切断法）。三角測量の原理を利用した計測手法で、奥行方向の距離差がスリット光の凹凸として現れ、凹凸の情報を距離情報に変換する。  計測系機器と対象物の配置 スリット光照射におけるピーク位置の関係	・調査用アームとPCV内構造物の衝突回避のため、事故後のPCV内形状データを取得して、アームの運転システムに反映する ・ガンマセンサで取得したガンマ線データと組合せてガンマ線源分布を推定
ガンマセンサ	PCV内（デブリ含む）のガンマ線線量	質量　約10kg 寸法　約φ140×長さ700mm 計測精度　誤差約±200mm  センサ外観	高放射線性のディテクタ（シリコンダイオード）をタングステン製コリメータ内に収容し、コリメータに設けたスリットで入射ガンマ線を制限してガンマ線計測を行う。 	・PCV内の各方向からのガンマ線量の把握 ・レーザスキャナで取得した形状データと組合せて、ガンマ線源分布を推定
VTカメラ	PCV内構造物、堆積物（デブリ）の映像	質量　約7kg 寸法　約φ140×長さ775mm 解像度　約40万画素 	カメラ素子としてCID（Charge Injection Device）を採用。 CIDにより光の波長を電気信号に変換。	・調査映像として使用 ・アーム運転時の監視（衝突回避）として使用
中性子センサ	堆積物（デブリ）中の核分裂性物質、あるいは核分裂生成物由来の中性子（パルス計測）	質量　約8kg 寸法　約φ140×長さ500mm 計測精度　誤差10%未満 	・薄型SiC半導体に中性子コンバータである10Bをドープし、コンバータと中性子が反応した際に発生するα線（10B(n,α)反応）によって励起された荷電粒子を電流パルス信号として取り出す。 ・SiCを薄型とすることで、ガンマ線の感度を相対的に低下させ、ガンマ線除去機能を実現。 ・燃料デブリ中の核分裂性物質（核燃料）の分布を評価するため、燃料デブリ由来の中性子を相対的に高感度で測定できるよう中性子吸収材による指向性を持たせる。	・任意位置の中性子カウント数の分布を作成 ・今後実施する燃料デブリのサンプリング結果等も踏まえ、燃料デブリ中の核物質分布推定に資する

▲計測技術（各センサ）一覧（図4-1 ）

【3号機】

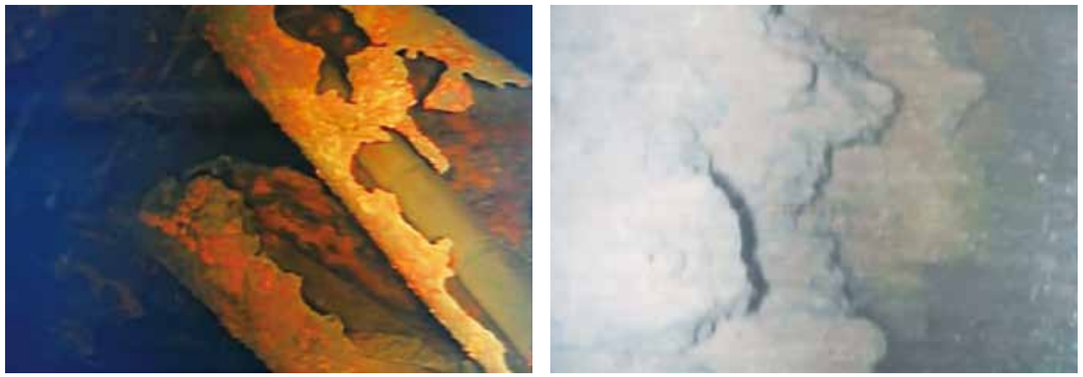
❺ 水中遊泳ロボット（水中ROV）によるPCV内部調査

3号機X-53ペネトレーションからPCV内部へアクセスし（図5-1）、ペデスタル内の状況を調査する水中遊泳型装置を開発し（図5-2）、装置の実証試験としてペデスタル内の調査を実施しました。調査の結果、複数の構造物の損傷、溶融物が凝固したとおもわれるものがペデスタル内の構造物等に付着している状況や、ペデスタル内の複数個所で塊状の堆積物等を確認し（図5-3）、実証試験を完了しました。
本成果は、燃料デブリ取り出し方針検討のためのペデスタル内の3Dマップ作成へと展開しています。



▲水中ROVアクセスルート（図5-1 ）

▲水中ROV外観（図5-2 ）



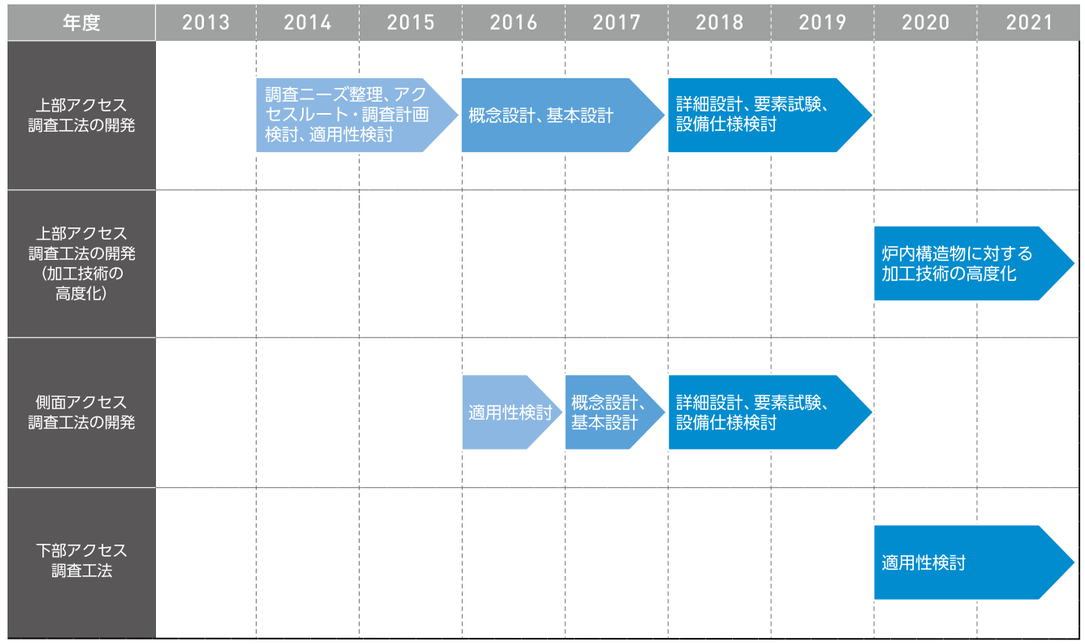
▲水中ROVによるペデスタル内調査結果（図5-3）

原子炉圧力容器（RPV）内部調査技術の開発

燃料デブリ取り出しに向けて RPV内部を調査する

- ■ 上部アクセス調査工法の開発：原子炉圧力容器（RPV）内部状況を把握するため、原子炉建屋最上階にある作業フロア（オペレーティングフロア）から削孔によりアクセスする工法を開発
- ■ 上部アクセス調査工法の開発（加工技術の高度化）：加工に伴う二次廃棄物の削減可能な加工技術を開発
- ■ 側面アクセス調査工法の開発：オペレーティングフロア等での作業との干渉を回避するため、側面から削孔によりアクセスする工法を開発
- ■ 下部アクセス調査工法の開発：RPV内部状況をより早期に把握するため、想定されているRPV底部の開口部からアクセスし下部からアクセスする工法を開発

研究開発の推移



背　景

福島第一原子力発電所を解体撤去するためには、原子炉圧力容器（RPV）内部の燃料デブリ・炉内構造物を安全に取り出す必要がありますが、炉心溶融によってそれらの位置や状態がどのようになっているか、現状では全く不明な状況です。そこで、燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに先立ち、RPV内部にアクセスしてこれらの位置・形状や状態を把握する事が求められております。しかし、RPV内部やその周辺環境は、構造が複雑でかつ放射線量も極めて高いため、RPV内部にアクセスすること自体が困難であり、遠隔により放射線の遮蔽やアクセス時の加工に伴う放射性ダストの舞い上がりを防ぎながらアクセスできる新たな調査工法が求められています。

目　的

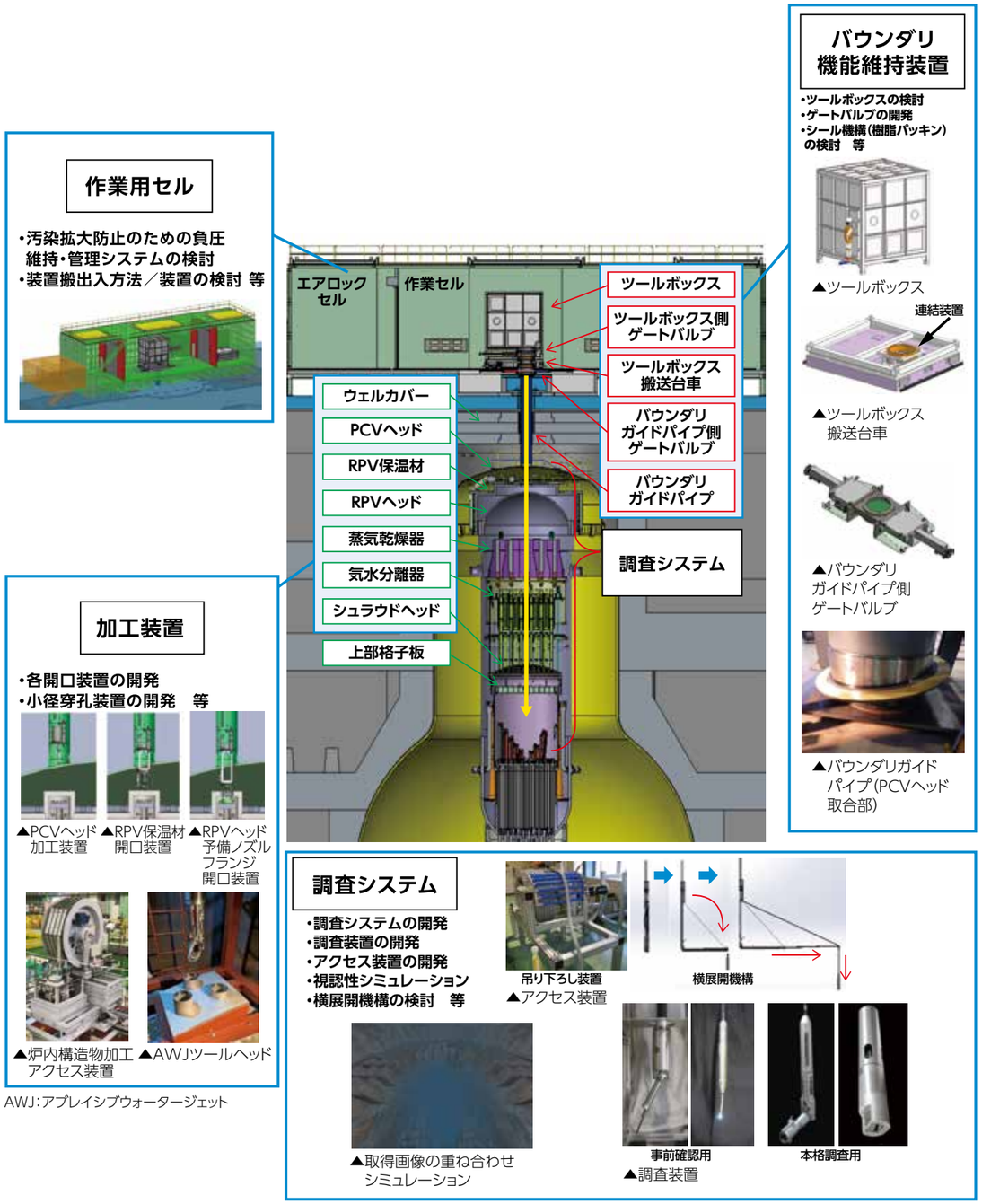
新たな調査工法を開発するに当っては、RPV内部へどの様にアプローチするかアクセスルートを初めに検討する必要があります。本事業では、種々の検討の結果、RPV上部・側面・下部からのアクセスルートを選定しました。そして、上部・側面からは原子炉格納容器（PCV）外部から穴開けにより炉心部を目指す工法、下部からは他事業である、PCV内部調査等で構築されたアクセスルートを利用してRPV内部へアクセスする工法を採用することとしました。

これらのルートで、遠隔により放射線の遮蔽やアクセス時の加工に伴う放射性ダストの舞い上がりを防ぎながら調査を可能とする技術の開発が、本プロジェクトの目的です。

❶ 上部アクセス調査工法の開発

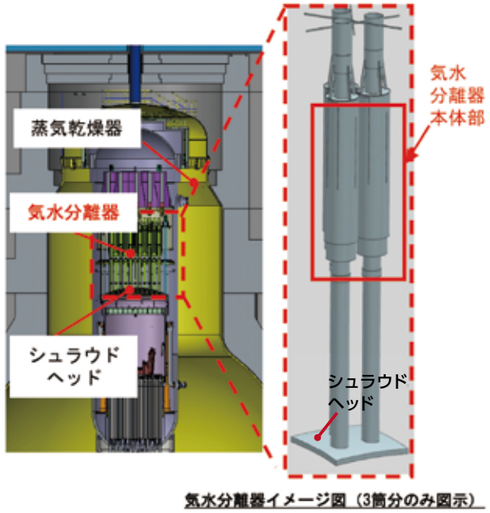
RPV内部へ上部からアクセスするルートや調査ニーズを検討し、オペレーティングフロアから穴あけによりアクセス工法の開発を実施しました。合わせて、調査に対する安全要求の整理や被ばく評価から調査機器に対して必要となる機能を整理し設備仕様へ反映しました。

上部アクセス調査工法の技術のコアとなる①作業用セル、②バウンダリ機能維持装置、③加工装置、及び④調査システムを対象として要素試験を実施し、それらの実現性を確認するとともに、装置仕様の策定に資するための設計情報を取得しました。

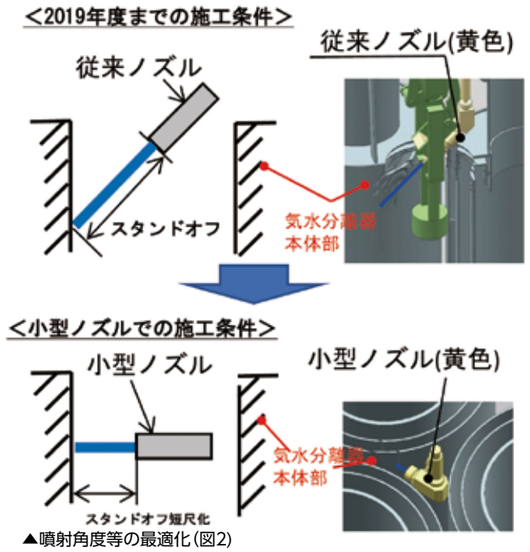


❷ 上部アクセス調査工法の開発（加工技術の高度化）

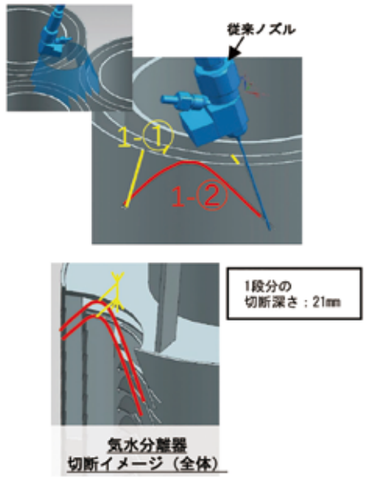
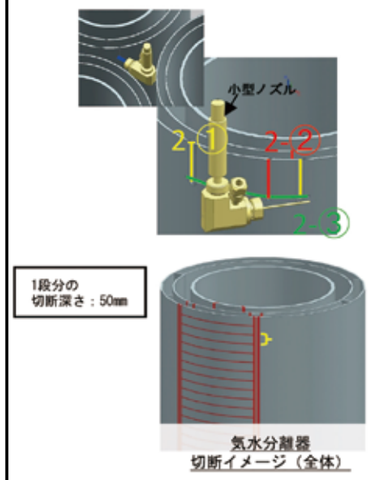
上部アクセス調査工法のコアとなる技術のうち、加工技術に関しての高度化を実施しました。2020年度は加工対象である炉内構造物の内、気水分離器本体部(図1参照)を対象として、アブレイシブウォータージェット(AWJ)切断のノズルを小型化し、噴射角度や切断位置等の加工パラメータの最適化を図り二次廃棄物(アブレイシブ等)低減可能な加工方法を検討しました(図2および表1参照)。検討の結果、2019年度はアブレイシブ使用量が約8tonの試算結果に対し、2020年度は約0.33tonの試算結果となり、大幅な低減が可能な見通しを得ました。



▲気水分離機イメージ(図1)



▲噴射角度等の最適化(図2)

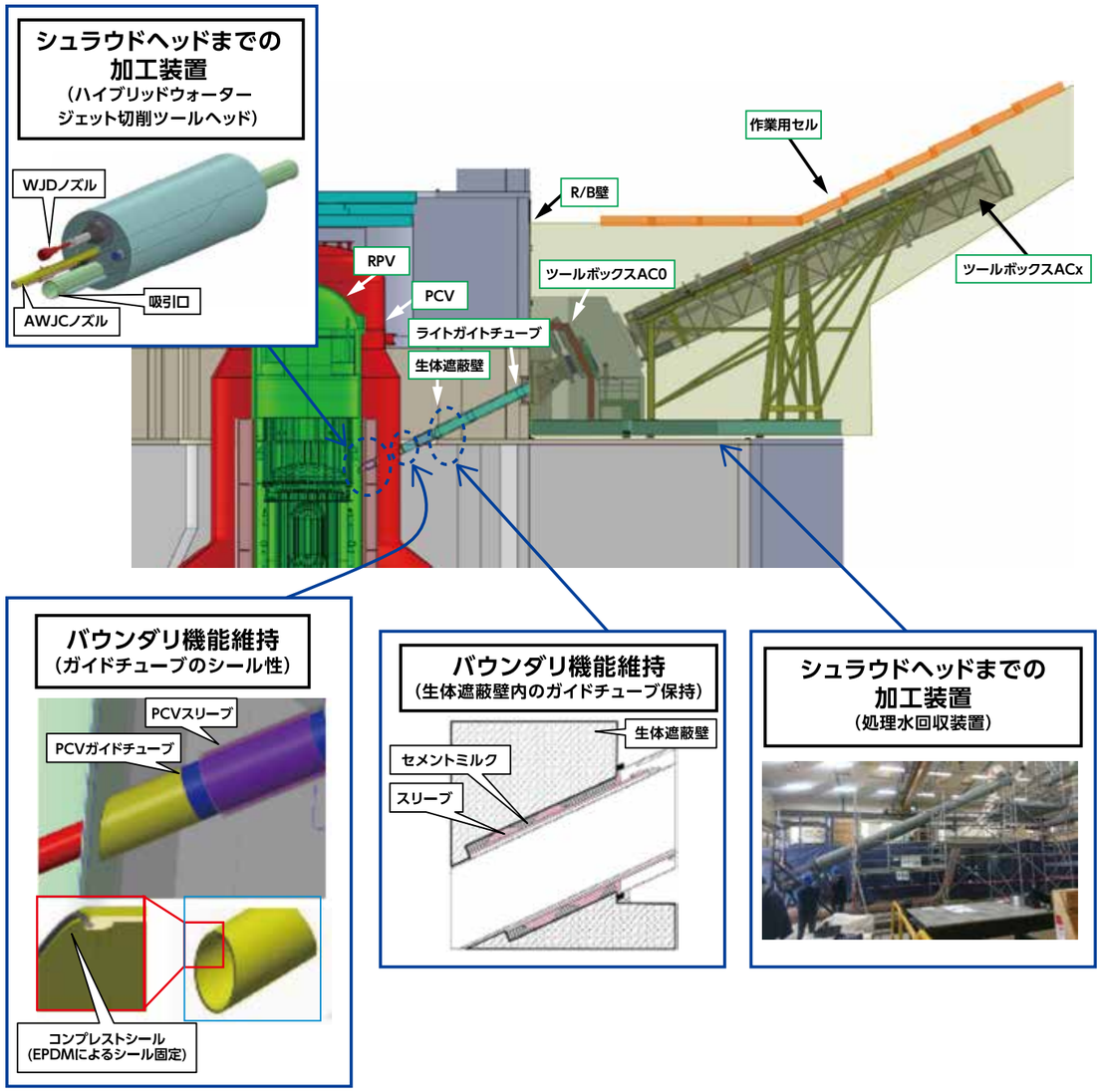
比較項目	2019年度までの切断手順	小型ノズルでの切断手順
切断形状	・気水分離器の斜め上方よりAWJを噴射し、円錐状の切断を繰り返し、気水分離器全長を切断する。 	・気水分離器3筒中心より直線状にAWJを噴射し、切断段数を重ねて気水分離器全長を切断する。 
切断段数	78段（切断深さ：21mm）	33段（切断深さ：50mm）
切断長	約75m	約31m

▲AWJ切断手順の比較(表1)

❸ 側面アクセス調査工法の開発

上部アクセス調査工法を採用した場合、オペレーティングフロア等での他作業との干渉により調査工程の遅延も考えられることから、上部アクセス調査工法よりも早期の調査実現を目指し、炉心の側面からアクセスする工法について、アクセスルートの検討、工事リスクの評価、号機適用性の観点から適用性を検討しました。その結果、2号機を対象に原子炉建屋東側の空調機器室屋上から炉心上部へ穴を開けてアクセスするルートを選定し、格納容器のバウンダリを維持しつつ、生体遮蔽壁や、格納容器、原子炉圧力容器などを削孔して、調査装置を炉心内に送り込む装置の開発を実施しました。

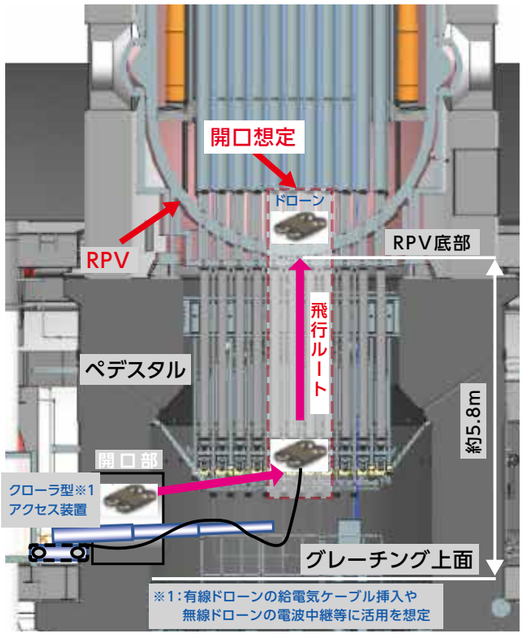
側面穴あけ調査工法の技術のコアとなる①シュラウドヘッドまでの加工装置、②処理水回収装置、③ガイドチューブのシール、及び④生体遮蔽壁内のガイドチューブ保持機構を対象として要素試験を実施し、それらの実現性を確認するとともに、装置仕様の策定に資するための設計情報を取得しました。



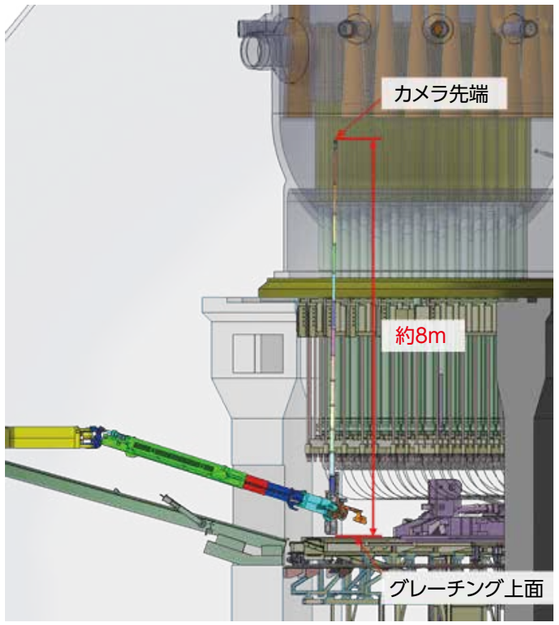
❹ 下部アクセス調査工法の開発

穴開けによる上部／側面アクセス調査工法よりも早期に情報を入手すべく、極力既存の技術開発成果を流用し、画像データと線量率を取得するため、下部からアクセスする調査工法を検討しました。検討にあたっては、PCV内部調査等の結果から想定される環境条件やこれまでの他事業での開発済・開発中の技術を整理し、号機毎に開発の必要がある技術を抽出しました。

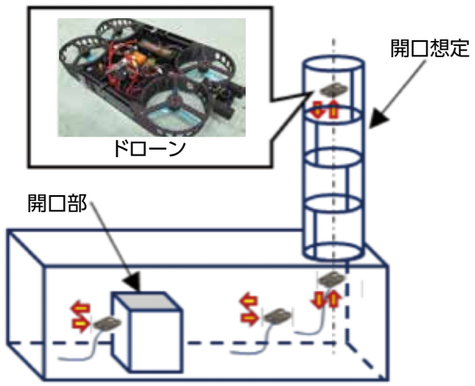
1号機は、RPV下部の開口径が大きいと想定されるため、PCV内部詳細調査プロジェクトで開発中のクローラ型アクセス装置を活用し、ドローン（有線、無線）によりRPV内部へアクセスする工法を開発する事としました。ドローンによるRPV内部へのアクセス実現性評価のため、簡易的な飛行試験を実施し、有線ドローンはドローンとケーブルドラムの構成、無線ドローンはドローンと伸縮ロッドの構成を選定しました。2/3号機は、RPV下部の開口径が小さいと想定されるため、段階的に規模を拡大した燃料デブリ取り出しで使用するアーム型アクセス装置にテレスコピックを搭載し、RPV内部へアクセス工法を開発する方針としました。実現性評価のため簡易的な試験を実施し、テレスコピック式アクセス装置の成立性を評価しました。



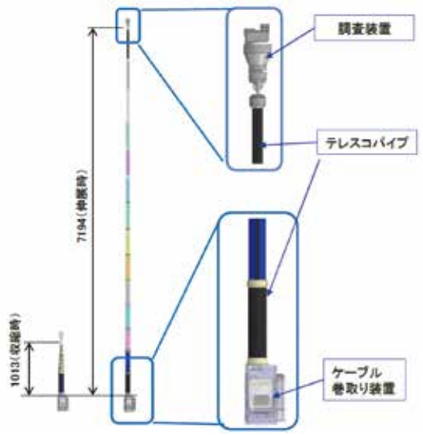
▲1号機　ドローンによるアクセスイメージ



▲2/3号機　テレスコピックによるアクセスイメージ



▲1号機　ドローンによる飛行試験イメージ



▲2/3号機　テレスコピック　外観

廃炉に関する研究開発

Ⅱ.燃料デブリ取り出し

原子炉格納容器内・圧力容器内は、線量が高く、放射性物質で汚染されており、情報が限定的で不確実性が高い中、燃料デブリを取り出すための装置・システムの成立性を確認しながら開発を進めてきました。また、福島第一原子力発電所の燃料デブリは、原子炉の構造や事故収束対応の違いから、世界に類を見ない特殊性があることから、取り出した燃料デブリを安全、確実かつ合理的に収納・移送・保管するためのシステムについても開発を進めてきました。

試験的取り出し・段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発

燃料デブリを試験的、引き続き段階的に規模を拡大して取り出す

- 燃料デブリを試験的、引き続き段階的に取り出す方法を検討している
- 燃料デブリを採取して分析施設へ持ち出すサンプリングシナリオの策定を行っている
- 本事業では原子炉格納容器(PCV)内部調査結果やPCV内部詳細調査用アーム等の開発成果を活用しつつ、採取・回収装置、アクセス装置、搬送装置の設計・試作、検証などを行っている

研究開発の推移

年度	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021
燃料デブリサンプル採取・回収装置				切削試験などの要素試験の実施・デブリ回収装置の回収方式の選定・デブリ回収装置の概念設計の実施			3方式4種類のデブリ回収装置を試作し、課題抽出・2019年度の課題を基に試作機の改良を実施・装置単体でのデブリ回収機能を検証		
試験的デブリ取り出し					微量のデブリ採取方法の検討、要素試験、試作機の製作(2018)		試作機の性能試験、デブリ取り出しシナリオ策定、遠隔取扱性試験(2019)・PCV詳細調査の一環として実施する計画(2020より)		
アクセス装置					PCV詳細調査用アームのサンプリング適用性評価(2017)・コアボーリングに適したアーム、システムの概念設計(2018)		水平オフセットリンク付きアームの基本設計(2019)・アーム前半部の設計・製作(2020～2021)		
エンクロージャ					ダブルドアシステムの概念検討(2017)・ダブルドアの気密性確認要素試験の実施(2018)		ダブルドアシステムの基本設計(2019)・ダブルドア/X-6ペネ接続構造の連結部要素試験の実施(2019)・ダブルドアシステムの詳細設計、ドアマネージメント要素試験の実施(2020)・ダブルドアシステムの試作機製作(2021)		
遠隔搬送システム					線量の高いエリアからデブリを遠隔で運び出す作業方針を検討した。(2017)・位置決め性能に関する要素試験を行い、装置の概念を構築した。(2018)		走行性能等に関する要素試験を実施するとともに装置の基本仕様を設計検討した。(2019)・小規模取出しを考慮した設計見直しを実施し、試作機の製作に着手した。(2020)		

背　景

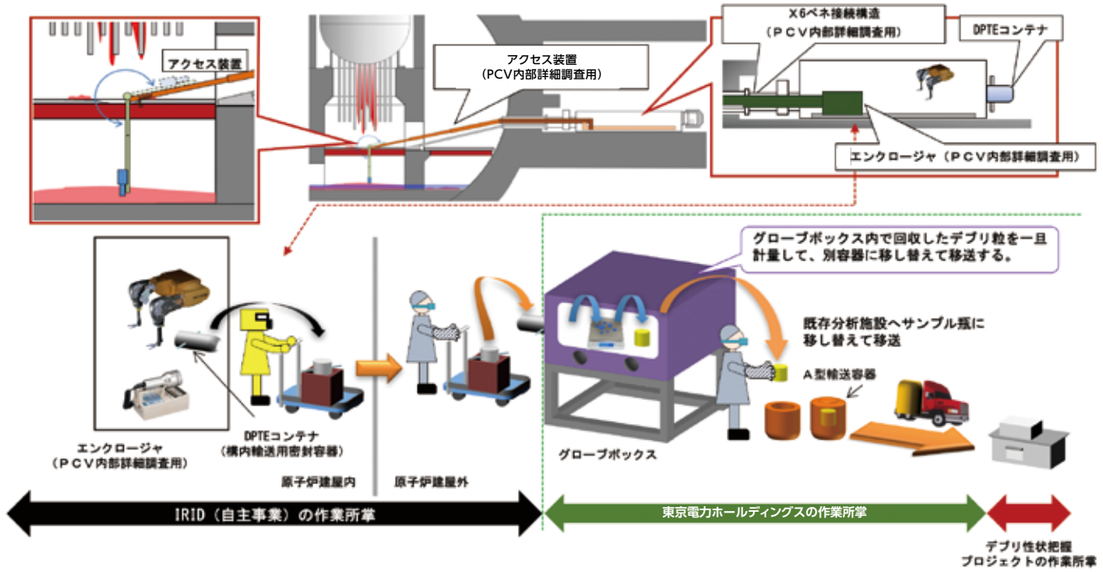
燃料デブリ取り出しの安全管理や設備設計を適切なものにするためには、格納容器下部や原子炉内の燃料デブリを採取して、その成分や機械的特性を把握することが大切です。カメラ等では把握できない情報を取得するために燃料デブリを採取して分析施設へ持ち出す方法を検討しています。

目　的

格納容器内詳細調査では、格納容器下部へアクセスする技術を開発中であり、燃料デブリを段階的に規模を拡大して取り出す技術の開発でも同様なコンセプトを採用することとしています。しかし、調査では燃料デブリを採取して格納容器外に取り出す訳ではないため、放射性物質の漏洩対策は比較的容易です。燃料デブリを取り出す際はエンクロージャ内に高線量の放射性物質を持ち込むこととなるため、装置自身の耐放射線性もさることながら、エンクロージャの閉じ込め性能の向上にも配慮した装置システムを構築する必要があります。また、回収した燃料デブリサンプルを高線量の原子炉建屋内から分析施設へ遠隔で搬送するシステムを構築する必要があります。

❶-1 試験的燃料デブリ取り出し

PCV内部詳細調査プロジェクトで使用したエンクロージャ、アクセスルート構築装置、アーム型アクセス装置などを活用しアームの先端部分にサンプル回収装置を取り付け、試験的にごく少量の燃料デブリ回収を実施します。

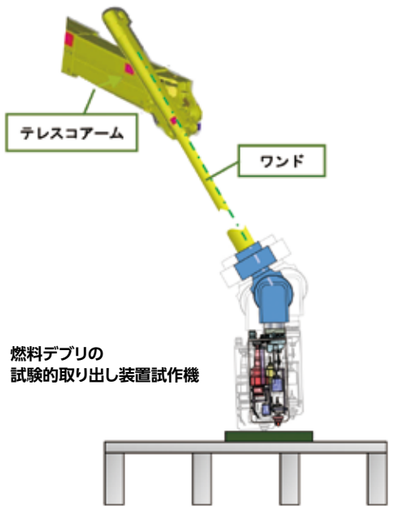


▲試験的燃料デブリ取り出しの全体像

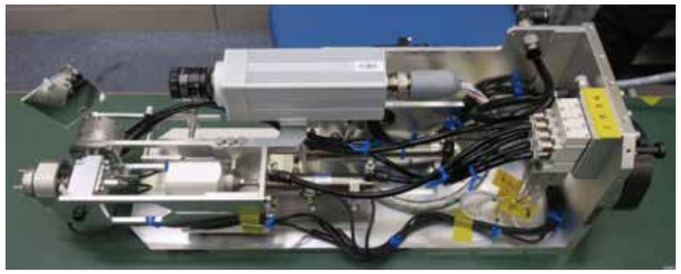
❶-2 燃料デブリサンプル採取・回収装置(試験的取り出し)

アーム型アクセス装置の先端に取り付ける極細線金ブラシ方式と真空容器方式の2種類の燃料デブリサンプル採取・回収装置(試験的燃料デブリ取り出し回収装置)を設計し、単体で動作確認を行いました。

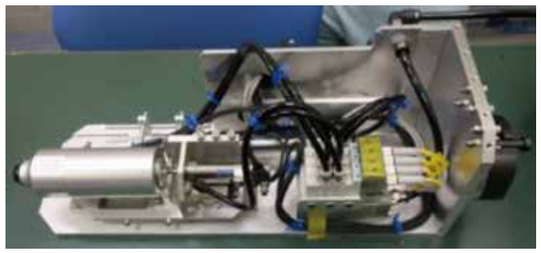
PCV内部詳細調査装置先端部



▲PCV内部詳細調査用アームとの組合せ試験イメージ



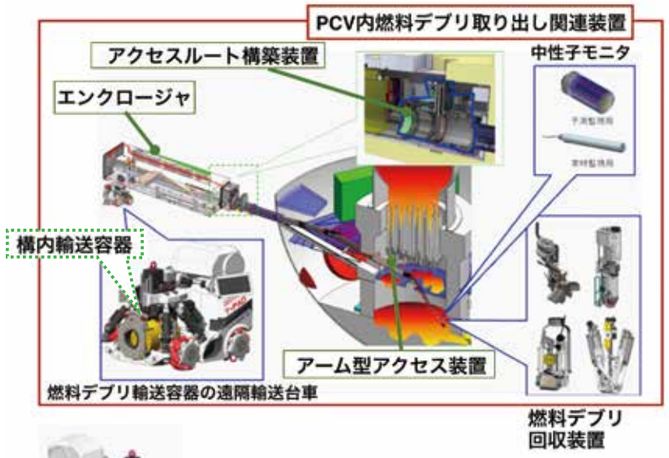
▲極細線金ブラシ方式　試作機

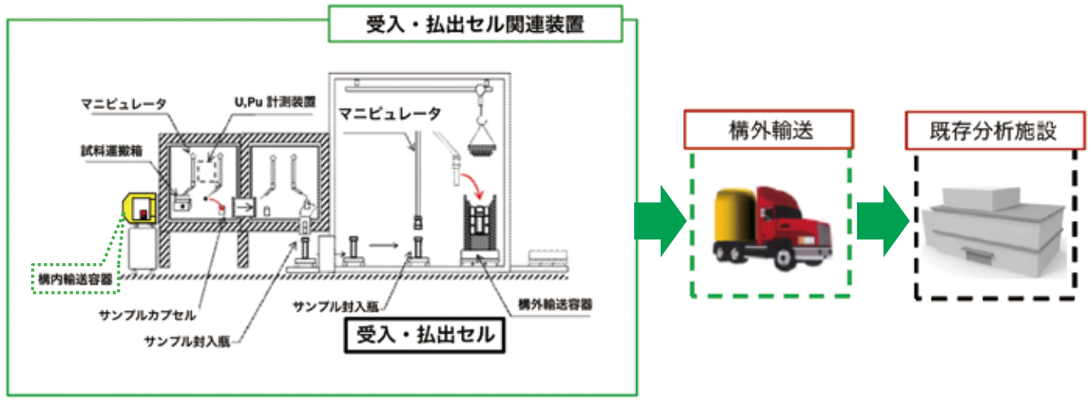


▲真空容器方式　試作機

❷-1 段階的に規模を拡大した燃料デブリ取り出し技術の開発

PCV内部詳細調査用の装置構成をベースとして、段階的に燃料デブリ取り出し量を拡大していくために、アームのペイロードを向上させるためにアームの前半部分の剛性を高めるとともに、先端部のアクセス範囲を拡大させたり、エンクロージャ撤去時の閉じ込めを容易にするためダブルドアシステムを設置するように改良しました。

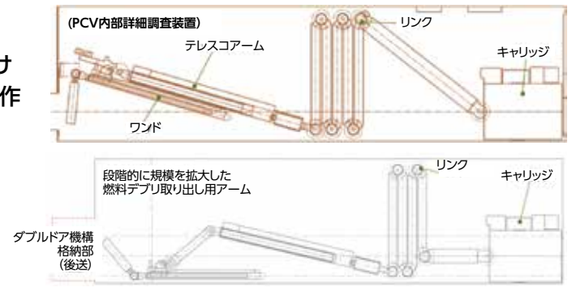




❷-2アーム型アクセス装置

段階的に規模を拡大した燃料デブリ取り出しに向けて、以下の改良を施したアーム前半部を設計し、製作に着手しました。

・アームのリンク本数を低減（長さを短く）し、ペイロードを増加（約10kgから約20kgへ）
・水平オフセット機構を有する水平オフセットリンクを採用し、ペデスタル内のプラットフォーム上の開口通過性を向上

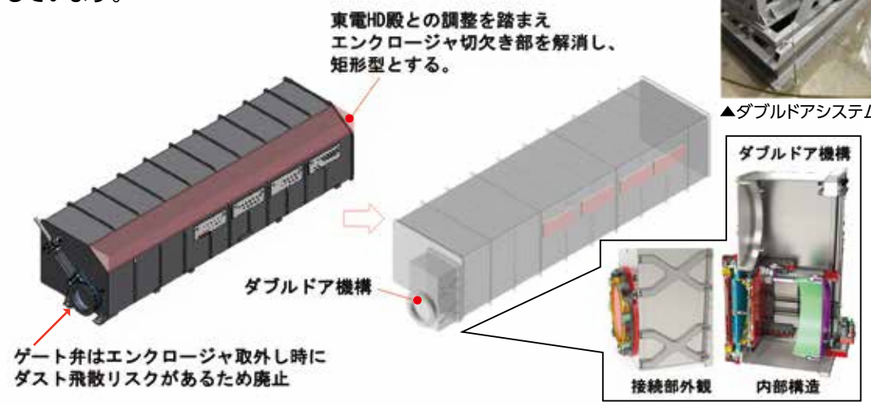


▲2種類のアーム型アクセス装置

❷-3 エンクロージャ

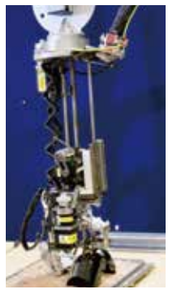
PCV開口部との接合部の気密性を維持しつつ、万一の場合に開口部を安全に閉鎖するダブルドアシステムの開発を推進しています。また、燃料デブリ回収装置のアクセス装置先端への着脱や、アクセス装置自体の遠隔保守作業を可能とするエンクロージャ設備の設計・試作を実施しています。

▲ダブルドアシステム 試験体



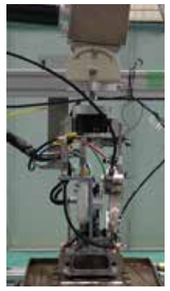
❷-4 燃料デブリ回収装置

小石・砂状燃料デブリ回収用（バケット型、フレキシブルグリッパ型）、粉状燃料デブリ切削・回収用、円柱状燃料デブリ切削・回収用の各燃料デブリ回収装置について、実作業に向けて課題を抽出して、実用性の向上を図った改良設計を実施しました。改良した装置で、模擬デブリの回収試験や切削試験を行い、課題に対する改善ができていることを確認しました。

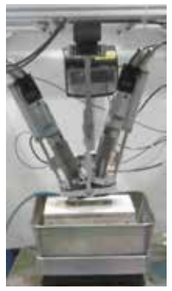


▲小石・砂状燃料デブリ回収用(バケット型)

▲小石・砂状燃料デブリ回収用(フレキシブルグリッパ型)



▲粉状燃料デブリ切削・回収用



▲円柱状燃料デブリ切削・回収用

❷-5 遠隔搬送システム

アクセス装置を用いて回収した燃料デブリは、エンクロージャ内から燃料デブリ収納容器を用いて搬出する計画です。線量が高いエリアにあるエンクロージャに遠隔で燃料デブリ収納容器を脱着するとともに、線量の低いエリアまで搬送できる"遠隔輸送台車システム"の開発を進めています。
エンクロージャに接合する位置決め性能や狭隘部の走行性能に関する要素試験を行い、その成果を基に装置設計を実施しました。
現在、工場検証試験に向け、試作機を製作しています。

▲燃料デブリ収納容器の遠隔輸送台車

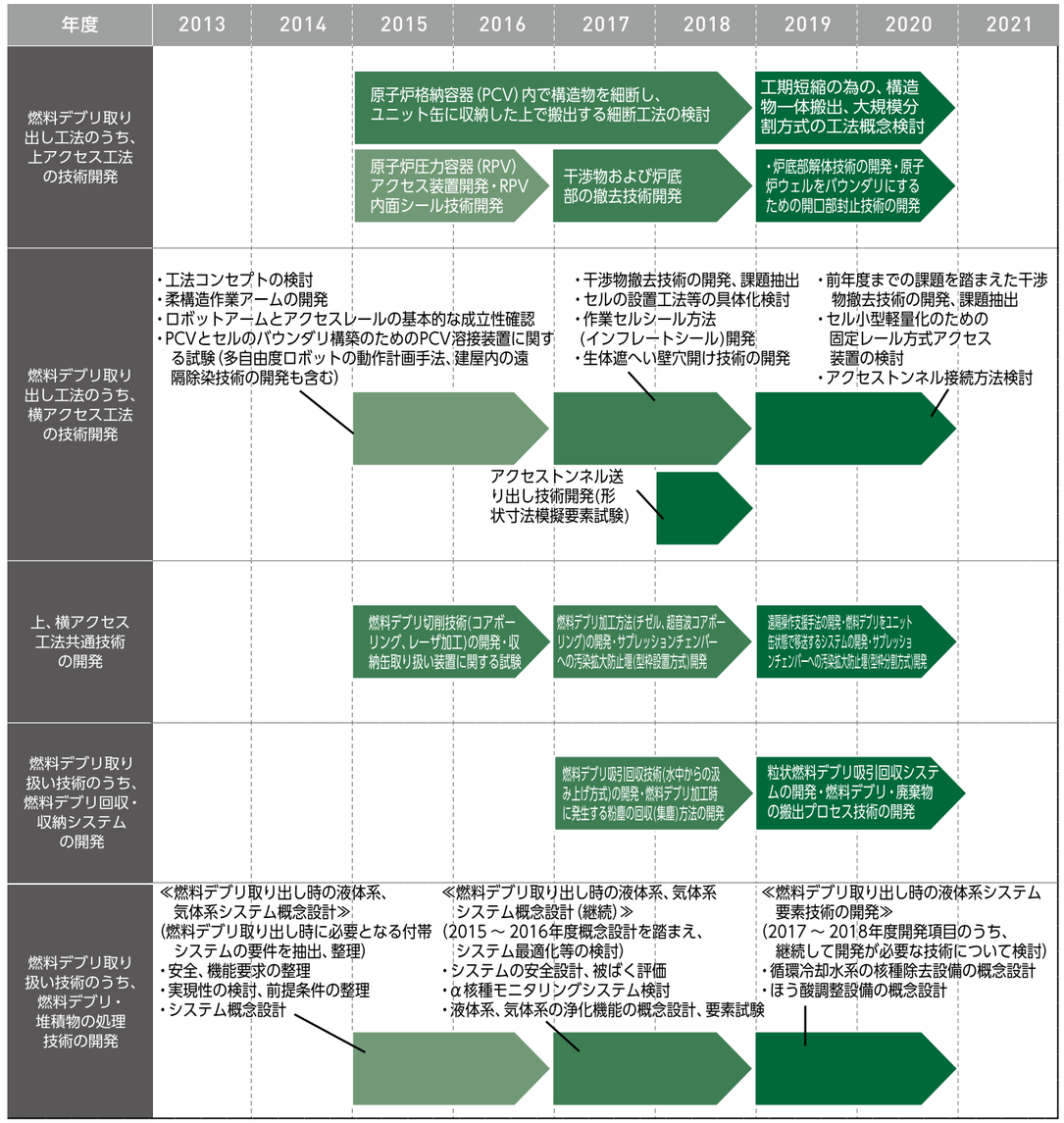
燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けた技術の開発

燃料デブリ取り出しに必要な設備を構築するための研究開発を実施

燃料デブリの取り出し作業に当たっては、主に以下の課題がありますが、これらに対処し、安全、かつ、作業の早期完了を目指すため、燃料デブリ取り出し設備を構築するために必要な研究開発を実施しています。

- ■ 人の立ち入れない高放射線環境下での作業となるため、完全な遠隔作業が必要
- ■ 作業中の放射性物質の拡散を防止するため、放射性物質の閉じ込めが必要
- ■ 燃料デブリ取り出し作業を安全に行うため、臨界防止、作業員被ばくの防止、構造物の落下、破損の防止が必要
- ■ 暗く狭い原子炉内での作業となることから、遠隔操作による作業効率の向上が必要

研究開発の推移



背　景

福島第一原子力発電所の原子炉圧力容器（RPV）および原子炉格納容器（PCV）内部の燃料デブリは、現在、安定冷却を確保した状況です。一方で事故によって原子炉建屋、RPVやPCV等は損傷しており、プラント自体は不安定な状態です。この不安定な状態から、以下の視点で、燃料デブリを取り出し、放射性物質を拡散させず安定な状態にすることを目標としています。

○放射性ダストの閉じ込め機能の確保
○高線量環境での遠隔操作技術の確立
○被ばく低減技術、汚染拡大防止技術の確立

目　的

RPVおよびPCVに存在する燃料デブリを取り出すために必要なアクセスルートを構築する技術開発（上アクセス工法、横アクセス工法）、燃料デブリ取り扱い技術の開発、閉じ込め機能に関わる要素技術等、下記の燃料デブリ取り出しに必要な設備を構築するための研究開発を実施します。

○燃料デブリ取り出し工法（上アクセス工法、横アクセス工法）の概念を検討し、実現性評価に必要な要素試験等を実施
○燃料デブリ取り出しに関連する技術開発（遠隔操作支援、搬送方法検討等）の実施
○燃料デブリ取り扱い技術の開発（回収、処理技術）
○閉じ込め機能に関わる要素技術開発

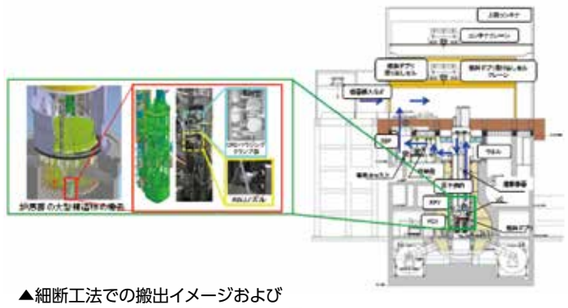
《燃料デブリ取り出し工法のうち、上アクセス工法の技術開発》

【プラン①：構造物一括撤去・搬出】

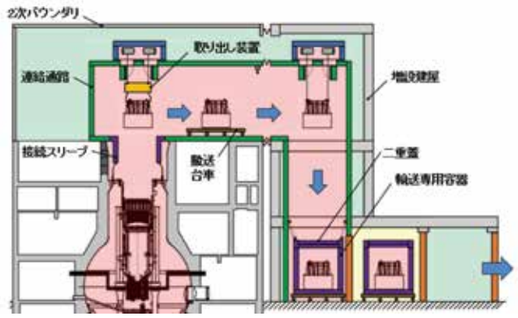
2018年度までの補助事業では、燃料デブリ近傍において遮へいおよびダスト飛散防止を実施することで、高線量・高汚染エリアの範囲を低減することを目的に、PCV内で構造物を細断し、ユニット缶に収納した上で搬出する細断工法の検討を進め、炉底部の干渉物であるCRDハウジング切断に関する要素試験を実施しました。
上記開発の結果、作業性や作業時間(スループット)の観点から難易度が高いことが判明したため、2019年度からそれらの改善を目的として構造物を可能な限り大型で搬出する工法の検討を実施中です。その1案として、構造物一括撤去・搬出工法の基本的な方針について整理しました。

【工法の基本的な方針】
- 構造物単位で一括搬出し、原子炉建屋から離れた新設する建屋にて細断して容器へ収納します。環境の悪い炉内での切断作業等を最小限とすることにより、遠隔作業の難易度を下げると共にスループットの向上を図ります。
- 構造物搬出時は大型の輸送専用容器を用い、搬出対象物の遮へい・気密は輸送専用容器・連絡通路またはそれらの組合せにて対応します。

上記方針を基に工法の検討を進め、炉底部解体について要素試験により切断手順を確認し、課題を抽出しました。



▲細断工法での搬出イメージおよび
CRDハウジング細断要素試験の様子



▲構造物一括撤去・搬出工法での搬出イメージ

Ⅱ.燃料デブリ取り出し

《燃料デブリ取り出し工法のうち、上アクセス工法の技術開発》

【プラン②：構造物大分割・除染の併用】

作業性改善や作業時間(スループット)短縮を目的として、プラン①とは別のプラン②として、構造物を大きく分割し、除染を併用して搬出荷重低減を図った方式の検討を進め、基本的な方針について整理しました。

【工法の基本的な方針】

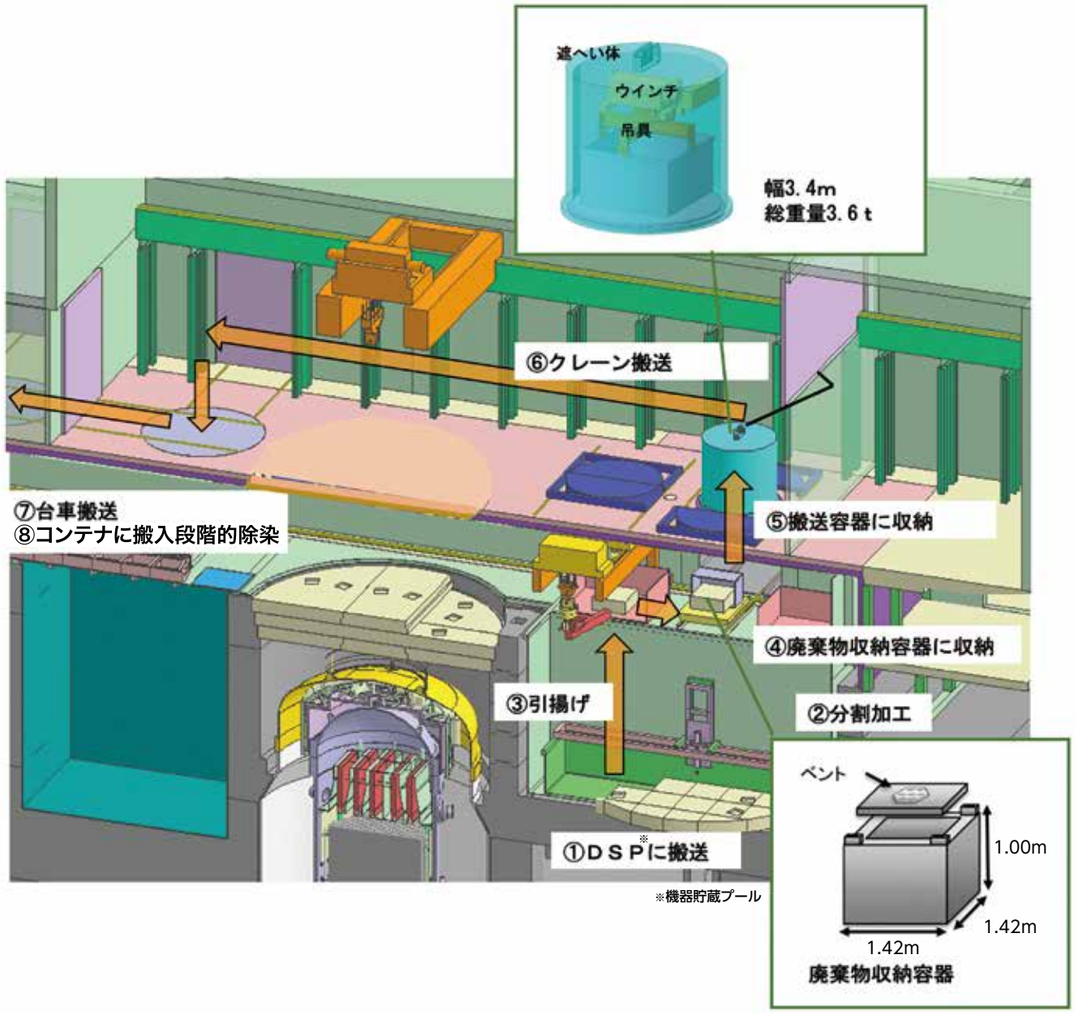
1）構造物の廃棄物、燃料デブリは、なるべくRPVに近い位置で容器に収納し搬出します。

・乾燥、仕分け、収納缶への収納等、保管の準備作業は、原子炉建屋（R/B）から離れた別建屋で実施します。セルの機能低減により軽量化を図ります。

・干渉物は、除染もしくは遮へいと組み合わせ、搬送可能な重量まで分割します。

2）既存の原子炉建屋と新設するコンテナで閉じ込めエリア（バウンダリ）を構成します。1次バウンダリとそれを取り囲む2次バウンダリの2重の閉じ込めとし、さらに負圧化による動的バウンダリを採用。1次バウンダリは、さらに汚染、線量により3段階で区分します。

3）容器は、1次バウンダリの高汚染エリアから徐々に低汚染エリア、2次バウンダリと移動し搬出します。



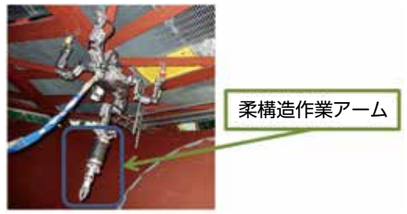
《燃料デブリ取り出し工法のうち、横アクセス工法の技術開発》

【干渉物撤去（筋肉ロボット）】

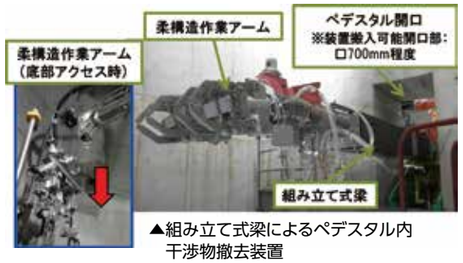
燃料デブリ取り出し作業では、現場環境が未知または作業進捗により逐次変化してくことが考えられ、PCV内の作業環境は高い放射線量率であることが想定されます。そこで、現場環境の変化に柔軟に対応でき、かつ高い耐放射線性能を有する作業装置として、遠隔作業用の柔構造作業アームを開発し、ペデスタル外(地下階)干渉物撤去装置や組み立て式梁によるペデスタル内干渉物撤去装置に応用してきました。

今回は、より狭隘な環境でもPCV内の状況確認や干渉物撤去作業等が実施可能な小型の干渉物撤去装置を開発し、ペデスタル内模擬環境での移動やICM※ハウジング模擬体の切断等の要素試験を実施し、上記作業が実施可能な見通しを得ました。

※炉内核計装



▲ペデスタル外(地下階)干渉物撤去装置



▲組み立て式梁によるペデスタル内干渉物撤去装置

▲小型の干渉物撤去装置

《燃料デブリ取り出し工法のうち、横アクセス工法の技術開発》

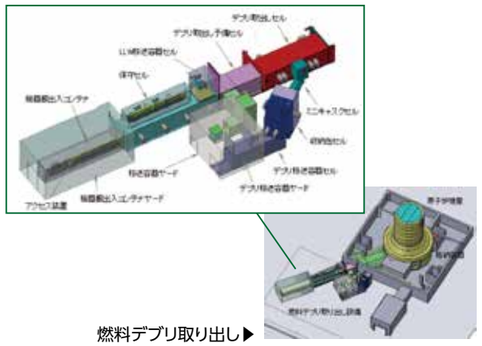
【セル設置に関わる検討】

既設貫通口であるX-6ペネトレーション周囲の生体遮蔽壁を撤去拡幅し、デブリ取り出し設備を設置し、最短距離でペデスタル内のデブリへアクセスする横アクセス工法の開発を進めており、以下の課題に関する開発を実施しました。

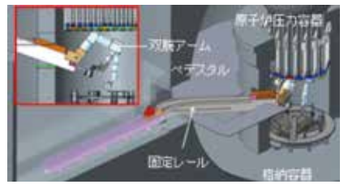
・原子炉建屋内に設置する遮蔽付きデブリ取り出しセルの重量が床面荷重の許容値を超える課題を解決するため、セル小型・軽量化及び原子炉建屋の床梁・壁の強度部材にて支持する構造を採用し、成立性の目途を得ました。

・セル小型・軽量化については、内包するデブリ取り出し用アクセス装置を固定レール式に変更し、レール搬送機能の削減による装置自体の高さ低減からセル小型化や重量低減を図り、併せて遮蔽厚さの最適化により重量低減を図り、セルの小型・軽量化の目途を立てました。

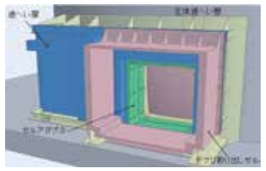
・大型重量物であるセル設置について、準備工事から設置・据付までの一連の作業ステップを構築し、据付性の目途を得ました。



燃料デブリ取り出し▶



▲固定レール式アクセス装置



セル等大型構造物の設置▶

Ⅱ.燃料デブリ取り出し

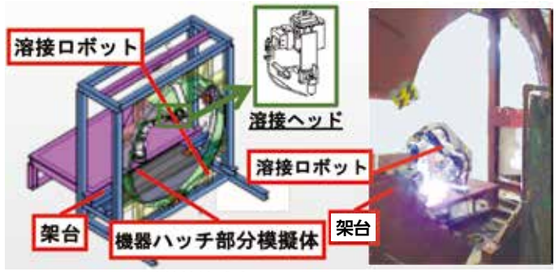
《燃料デブリ取り出し工法のうち、横アクセス工法の技術開発》

【アクセストンネル】

燃料デブリ取り出し作業においては、PCV内部に様々な機器を搬入し、取り出した干渉物や燃料デブリをPCV外へ搬出する必要があります。原子炉建屋(R/B)外の増設建屋とPCVを遮へい機能を有するアクセストンネルで接続して搬出入ルートを構築し、アクセストンネルの荷重をR/B外壁と生体遮へい壁で受けることによりR/B1階の床荷重制限を守ることを検討しています。

アクセストンネルは、作業員の被ばく低減のためR/B外で組立を行い、R／B内へ送り出して遠隔で設定する計画であり、形状寸法模擬体を用いた送り出し要素試験にて実現性を確認しました。今回は、アクセストンネルとPCVの溶接接続に関する検討および試験を実施し、溶接条件・手順について確認して課題を抽出しました。

▲アクセストンネルの概念



▲アクセストンネル溶接接続試験

▲アクセストンネル送り出し要素試験状況

《上、横アクセス工法共通技術の開発》

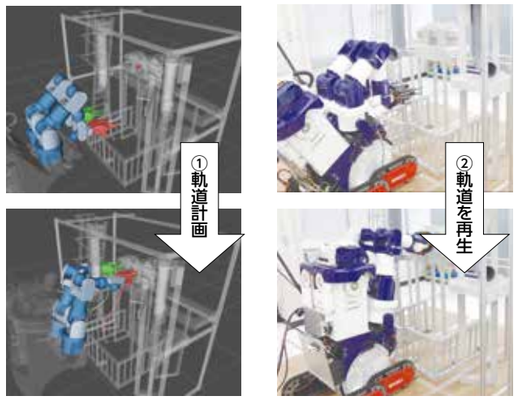
【遠隔操作支援】

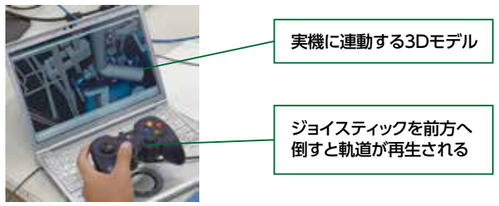
視界不良かつ狭隘環境において、ロボットを遠隔操作するオペレータの作業負荷を軽減し、操作の効率化を図るため、遠隔操作支援手法（軌道計画）を開発しました。

①2本のマニピュレータに関して、手先のゴール（位置と方向）を設定すると、干渉物を回避する軌道が計算機で自動生成されます※1。（計算時間：1～2分）

②計算機で自動生成された軌道を、実機で再生します。この時、オペレータはコントローラのジョイスティックを前方へ傾けることによって、再生速度を調整することができます。ゴールに到達するまでの所要時間は、ベテラン/初心者オペレータ共に数分であり、ベテランオペレータがマニュアル操作※2した時に比べ、90%の時間短縮ができました。

※1：「燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化」で開発した多自由度ロボットの動作計画手法を応用した。
※2：手先位置・姿勢の操作に加え、「建屋内の遠隔除染技術の開発」で開発した冗長軸操作を含む。





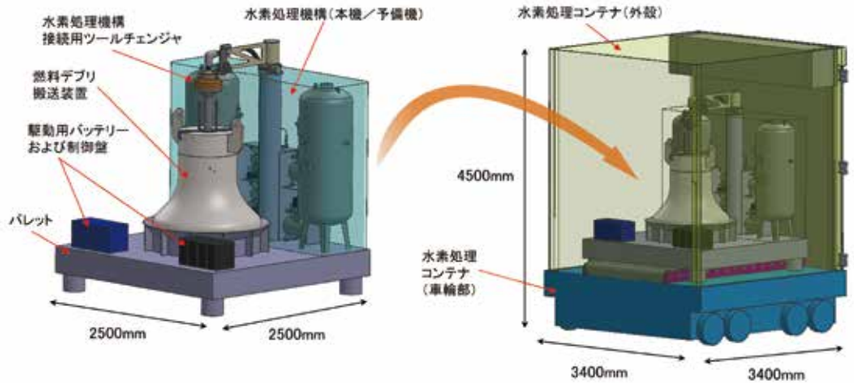
《上、横アクセス工法共通技術の開発》

【燃料デブリ搬送装置】

・燃料デブリの乾燥設備を原子炉建屋に隣接できないケースを想定し、非乾燥燃料デブリ入りのユニット缶を原子炉建屋から離れた建屋へ搬送する装置を開発しました。
・上アクセス工法をモデルケースに、以下の成立性評価を実施しました。
- 安全要求および取り扱い要求に基づく基本設計条件の設定
- 燃料デブリ取り出し工法のレイアウトと組み合わせた設備の概念検討
- スループット評価　- 安全機能維持状態の監視方法多様化検討
- 作業員被ばく評価　- 深層防護に基づく装置救援シナリオ検討

・上記の評価と並行し、重要要素技術である水素処理機構およびユニット缶授受用ダブルドアの構造検討と原理成立確認試験を実施しました。

ユニット缶を収納した燃料デブリ搬送装置はパレットに搭載された水素処理機構と接続する。燃料デブリに対して常に二重の静的バウンダリを構築するため、構内移送時は水素処理コンテナに収納し、車両に積載した後に構内を移動する。コンテナ収納までの一連の作業は無人化する。

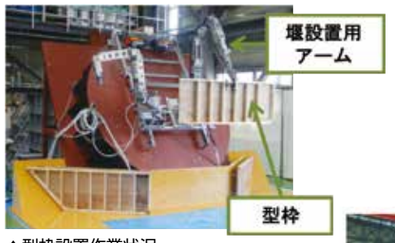


《上、横アクセス工法共通技術の開発》

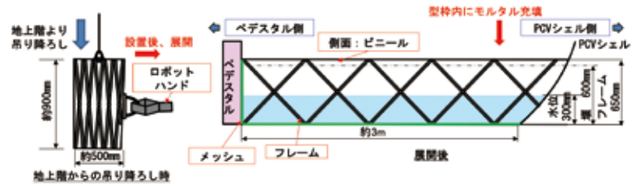
【S／Cへの汚染拡大防止】

燃料デブリ取り出し作業において、燃料デブリ加工時に燃料デブリが汚染水と共にサプレッションチェンバー(S/C)等に拡散した場合、燃料デブリ回収範囲が広がり、取り出し期間やリスクが増大する懸念があります。燃料デブリ拡散防止する方法として、PCV内に堰を構築することを検討中です。

堰構築方法として、先に型枠を設置してその後モルタルを充填する方法を検討し、要素試験により実現の可能性が高い見通しを得ました。但し、遠隔での型枠設置やモルタル充填用ホースの位置決めが難しかったことから、改善策として折り畳み式の型枠にドライモルタルを投入して堰を構築する方法を検討し、要素試験にて遠隔施工性を確認しました。

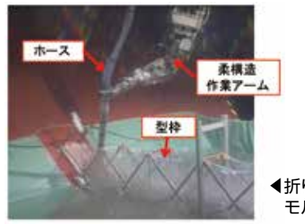


▲型枠設置作業状況



▲折り畳み式型枠イメージ図

型枠へのモルタル充填状況▶



◀折り畳み式型枠へモルタル充填

Ⅱ.燃料デブリ取り出し

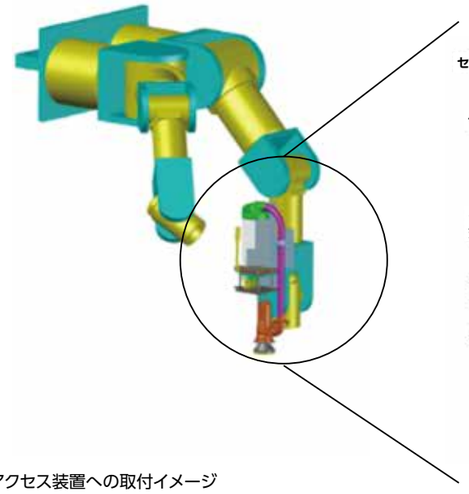
《燃料デブリ取り扱い技術のうち、燃料デブリ回収・収納システム》

【粒状燃料デブリの吸引回収】

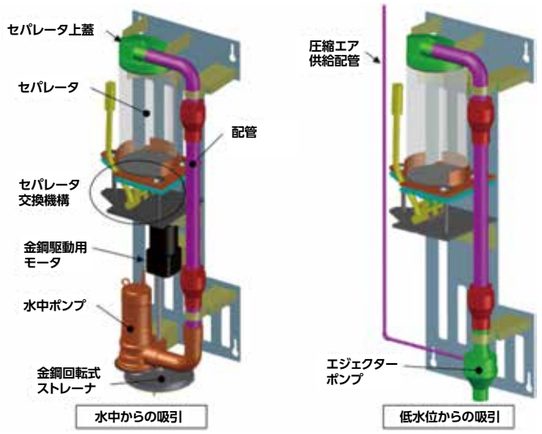
デブリの性状のうち粒状(0.1mm～10mm)のデブリの回収方法として、吸引による回収方法はスループット向上に有効な方法です。本開発では、吸引回収装置について以下の課題を抽出し開発を行いました。

- 本システムに適したポンプストレーナ形状の検討
- ユニット缶(セパレータ)の満杯検知方法の検討
- ユニット缶(セパレータ)の交換方法の検討
- 水中・低水位からの吸引に適したポンプ型式の検討

開発の成果として、上記課題に対応した吸引回収装置を開発し、その回収能力は対象物質の比重や環境水位にもよるが、40kg/h～300kg/h程度と評価しています。



▲アクセス装置への取付イメージ



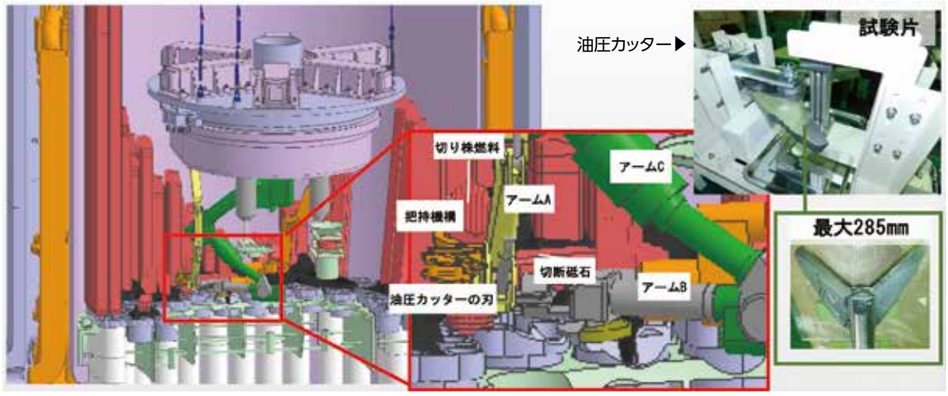
▲粒状燃料デブリ吸引回収システム　外観

《燃料デブリ取り扱い技術のうち、燃料デブリ回収・収納システム》

【デブリ性状に応じた搬出プロセス】

燃料デブリは、大きさなどによって回収方法を選択します。

- 溶融固化した塊は、単純動作で加工速度の速いチゼル(スパイキーハンマー)や脆い部分はバケットで崩すことを優先。アクセス性や対象物の物性で崩せない場面を想定し、切断砥石やレーザガウジングなどを適用します。
- 燃料棒は、運転中の照射で脆化が進み、油圧カッターやバケットでむしり取りが可能と考えますが、カッターでの切断・破砕が困難な場合には、油圧カッターの損傷が発生する前に切断砥石などを適用します。
- 回収作業には、複数のロボットアームを組み合わせた回収装置を利用します。ロボットアーム先端は、把持、各種加工、吸引回収などの装置を交換して利用します。



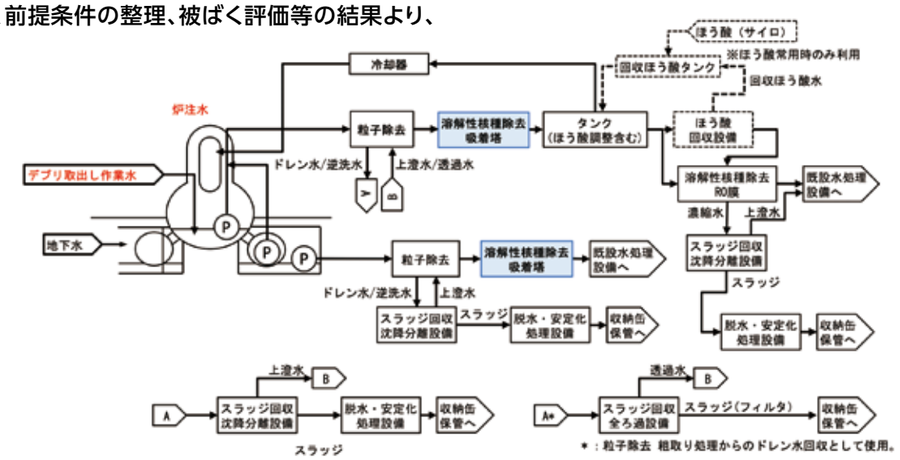
《燃料デブリ取り扱い技術のうち、燃料デブリ・堆積物の処理》

【循環冷却水中の核種除去設備】

燃料デブリ取り出し作業期間中は、図に示す液相系システムを用いて冷却水を循環運転することが検討されています。燃料デブリの加工に伴う表面積の増大や、PCV内滞留水の水質変化などに起因し、循環冷却水中にはα核種を含む燃料デブリ由来の放射性核種が多量に溶解することが想定されます。また、漏えい時のリスク低減や公衆被ばく影響の低減などの観点から、循環冷却運転はそれらの核種を除去しながらの継続を求められる可能性があります。

2018年度までは、液相系システム全体の概念設計を実施し、前提条件の整理、被ばく評価等の結果より、各設備のシステム要件を整理しました。そして、循環冷却水中のα核種の除去技術(溶解性核種除去技術)に関する開発としては、吸着塔通水方式による核種除去の初期性能の評価を行いました。

2019年度からは、除去が必要と評価されたα核種に対して除去性能の高い吸着材のスクリーニングのため、文献調査や吸着試験などを実施し、α核種吸着材候補を選定しました。そして、それらの成果を基に溶解性核種除去設備の概念システム設計を実施するとともに、実機適用に向けた課題抽出を実施しました。

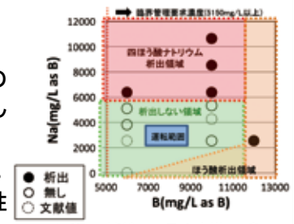


《燃料デブリ取り扱い技術のうち、燃料デブリ・堆積物の処理》

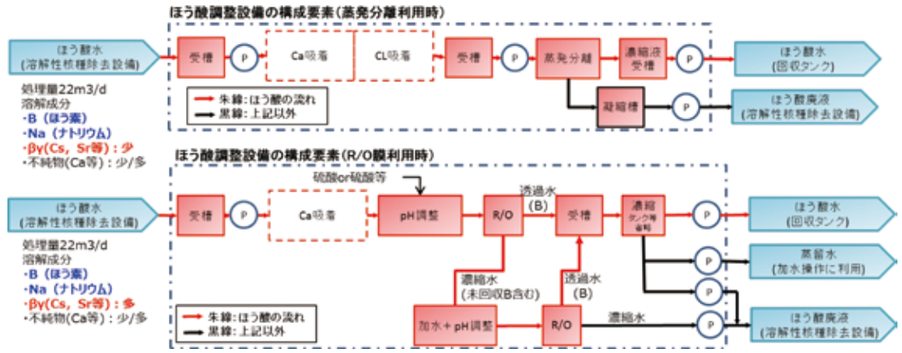
【ほう酸調整設備】

本研究では、補助事業で取り組んでいる臨界評価手法の確立及び臨界管理技術の開発のうち、五ホウ酸ナトリウム水を用いた臨界管理技術の課題を検討し、以下の成果を得ました。

- コンクリート成分及び地下水成分との析出データを取得し、濃度管理の目安を得ました。
- ほう酸回収技術として蒸発分離及び逆浸透膜(R/O)を選定。また、R/Oに関して弱酸性環境下でホウ素が透過する点の原理確認を実施しました。



▲運転調整範囲(ほう酸常用時)



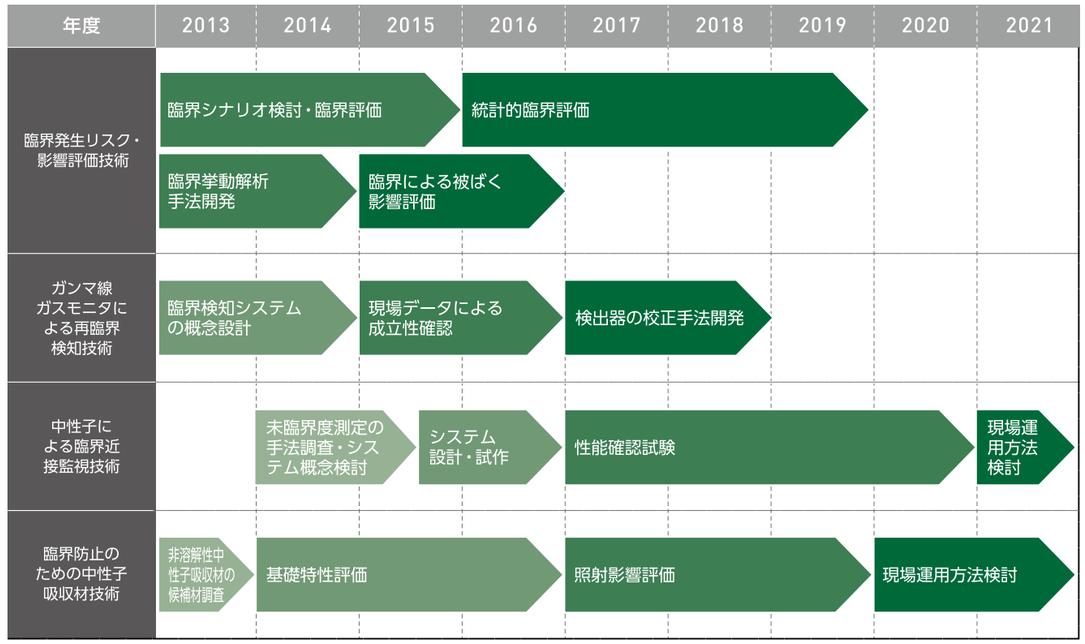
▲ほう酸回収技術

燃料デブリの臨界管理技術の開発

燃料デブリ取り出し時の臨界を防止し、異常を早期検知・抑制する

■ 燃料デブリの臨界発生リスクおよび臨界による被ばく影響を把握し、適切な臨界管理技術を開発する
■ 臨界への近接を監視し、臨界を未然に防止する手段を開発する
■ 臨界になったら速やかに検知して、臨界を停止する手段を開発する

研究開発の推移



背　景

現状の燃料デブリは、プラントの監視データから未臨界であることが確認されています。しかし、今後の燃料デブリ取り出し作業等においては、その形状や水量が変化することも想定されるため、そうした場合においても安全かつ円滑にデブリ取り出し作業が遂行できるよう未臨界を維持し、適切に臨界を管理することが必要です。

目　的

燃料デブリの取り出し作業時における公衆、作業員の安全を確保するために、臨界を防止するとともに、万一の臨界発生の場合にも、これを検知し抑制することにより、一般公衆及び作業員の被ばくを防止することを目標として、臨界管理の技術開発を進めてきました。

具体的には、

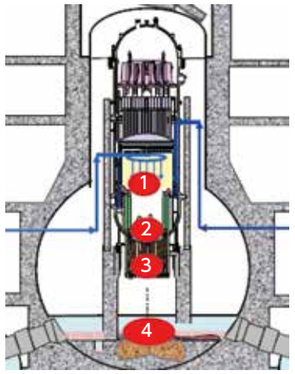
①燃料デブリの臨界発生リスクおよび臨界による被ばく影響を把握する
②臨界に近接する異常を早期に検知して、臨界を防止する手段を開発する
③万一臨界になっても速やかに検知して、臨界を停止する手段を開発する

ことを目的としています。

❶ 推定燃料デブリ分布に基づく臨界シナリオ及び臨界発生リスク検討

全体的に、燃料デブリの水没や取り出し時の状態変化による臨界の発生リスクは小さいと評価しています。燃料デブリ残存量が多く、かつ、露出のある部位において相対的に大きくなりますが、そのような部位でも、現実的なデブリ組成を考えれば臨界リスクは小さいと評価しています。

しかしながら、現状、詳細な燃料デブリの分布や組成・性状等の情報が少ないため、万が一に備えて、臨界防止・緩和に係る臨界管理技術を開発しています。



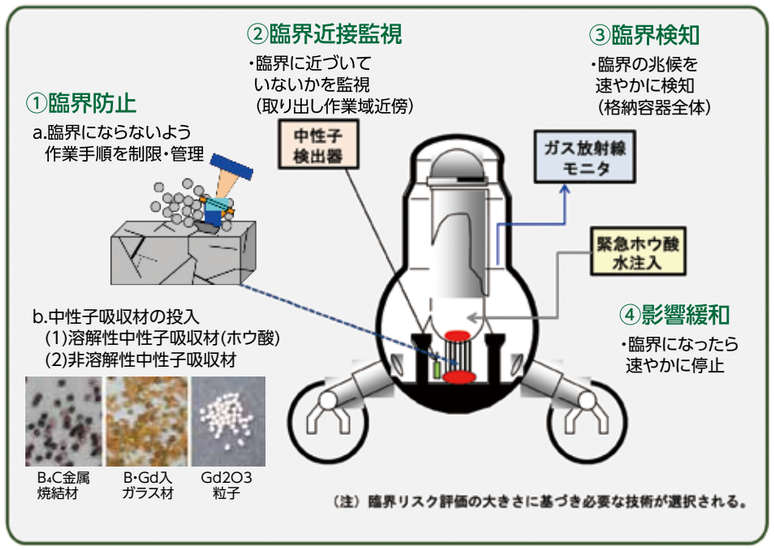
▲燃料デブリの存在が推定される代表的な部位

部位	臨界シナリオ	1号機	2号機	3号機
1 炉心部	・残存燃料の水没	極小（残存燃料ほとんどなし）	中（炉心領域、外周部に燃料残存可能性あり）	小（外周部に燃料残存可能性あり）
2 RPV下部	・デブリの水没 ・取出時状態変化	水没時:小 取出時:極小（残存量少）	水没時:中 取出時:小（残存量多く、かつ露出）	水没時:中 取出時:小（残存量多く、かつ露出）
3 CRDハウジング	・付着デブリ水没	小～極小（付着形状・量からリスク小）	小～極小（付着形状・量からリスク小）	小～極小（付着形状・量からリスク小）
4 PCV低部	・露出デブリ水没 ・取出時状態変化（含、巻き上がり）	水没時:小 取出時:小（存在量多い、露出量少）	水没時:小 取出時:小（存在量やや小、露出量やや大）	水没時:小 取出時:小（存在量多い、露出量少）

※CRD:制御棒駆動機構

❷ 燃料デブリ取り出し時の臨界管理技術の全体概要

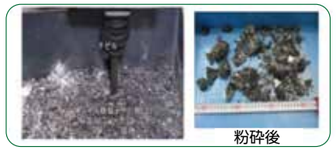
未臨界を維持し万が一の臨界発生を防ぐために、深層防護に基づく臨界管理案を検討しています。①大きな反応度が入らないようにする作業手順制限や、必要に応じて中性子吸収材を使用する臨界防止技術、②作業中に臨界に近づいていないかを監視する臨界近接監視技術、③早期に臨界を検知する臨界検知技術です。そして、④万が一臨界が検知された場合は、緊急ホウ酸水注入系にて臨界を止めます。



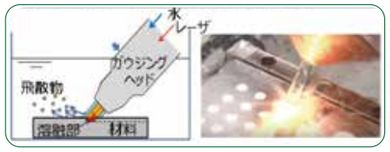
❸ 臨界防止技術（作業手順の制限・管理）

燃料デブリの細粉と水とが最適条件で混合することによって臨界近接するシナリオが想定されます。
燃料デブリ取り出し1回あたりの量を制限することによって、不用意な反応度添加による臨界近接を防止することができます（例：16㎝立方まで,図1）。

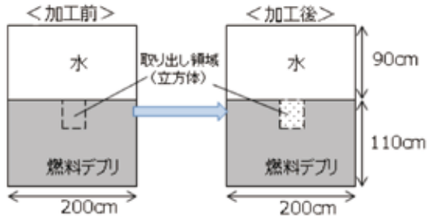
▲コアボーリング ーコア抜きした穴への水とデブリ細粉の蓄積



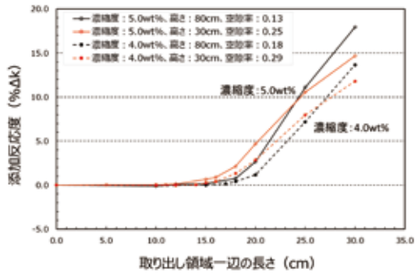
▲チゼル ーデブリ微細化および亀裂進展による水との混合



▲レーザーガウジング ー飛散物が特定箇所に蓄積



▲評価体系（燃料デブリ細粉と水の最適混合による反応度添加）

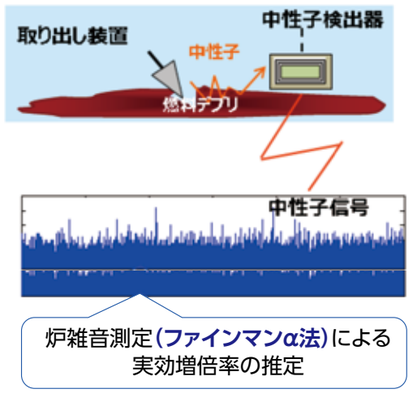


▲1回の取り出し量と添加反応度の関係（図1）

❹ 中性子計測による臨界近接監視技術

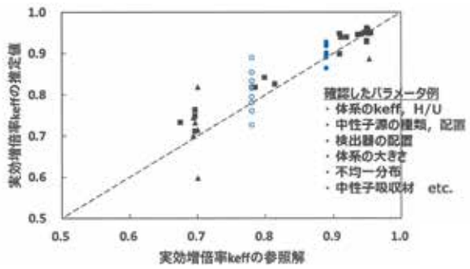
燃料デブリの取り出し位置近傍の中性子を測定することにより、臨界近接を監視します。
KUCA* での試験によって、不均一に分布した燃料デブリについても、中性子信号の分析（炉雑音測定：ファインマンα法）により実効増倍率を推定できる見通しが得られました（図2）。

＊京都大学臨界集合体実験装置



▲炉雑音測定（ファインマンα法）による実効増倍率の推定

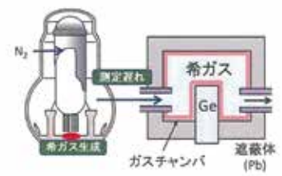
▲KUCAでの燃料デブリを模擬した試験体系例
（デブリ分布の不均一性と中性子吸収材を模擬した炉心）



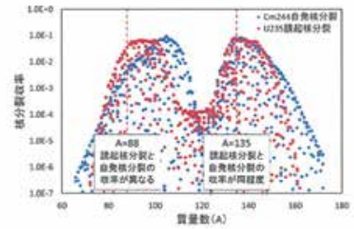
▲ファインマンα法による実効増倍率の評価結果（図2）

❺ PCVガス放射線モニタによる再臨界検知技術

PCVガス管理システムでは、環境への放出量を監視するため核種の放射能濃度を連続的に測定しています。
現状、Xe-135（主にピーク250keV）を測定し、再臨界検知に利用していますが、Kr-87、Kr-88を測定できるよう改良（高感度Ge検出器など）することにより、未臨界度の推定と臨界検知の迅速化が可能となります。



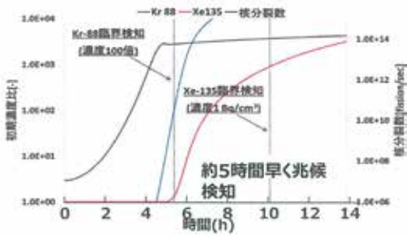
▲PCVガス管理システム(Ge型)



▲自発核分裂と誘起核分裂の収率

自発核分裂と誘起核分裂の収率差を利用した長期の詳細計測から1号機の中性子源増倍係数を推定：
0.5～0.7

▲監視対象核種の挙動



▲臨界事象想定時の臨界検知性評価（図3）
（デブリ細粉の蓄積による臨界事象の例）

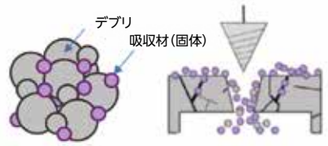
Kr-87、Kr-88の測定により、Xe-135測定に比べて約1/2の5時間程度（本事象例の場合）で臨界近接の検知が可能（図3）

❻ 非溶解性中性子吸収材を用いた臨界防止技術

燃料デブリの状態に応じて使い分けるため、固体タイプ（粒状）、固化体タイプ（水ガラスタイプ）と性状の異なる吸収材を検討しました。
材料基礎特性、付着性・混合性、照射による副次的影響（水質・構造材料への影響、水素発生）、施工性など、さまざまな特性確認試験により候補材を選定しました。

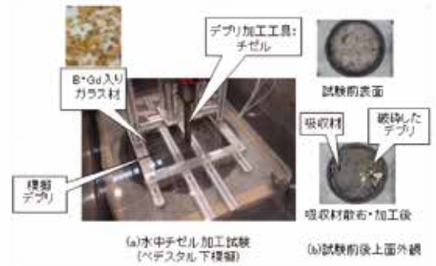
ー燃料デブリと吸収材の混合性を確認（図4）
ー水中で安定した速度で投入できることを確認（図5）

▲固体タイプ吸収材　▲固化体タイプ吸収材

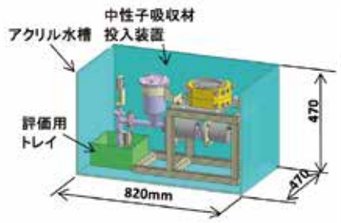


▲固体タイプ吸収材を適用する例
小石状デブリ、岩盤状デブリの表面に付着、割れ目に侵入

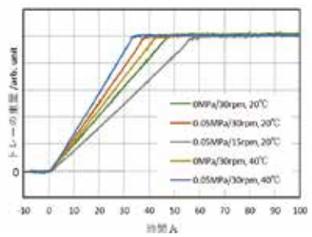
▲固化体タイプ吸収材を適用する例
粘性があるため、形状変化に追随してデブリ表面を覆う



▲非溶解性吸収材の燃料デブリへの投入・破砕試験（図4）



(a) 試験装置外観



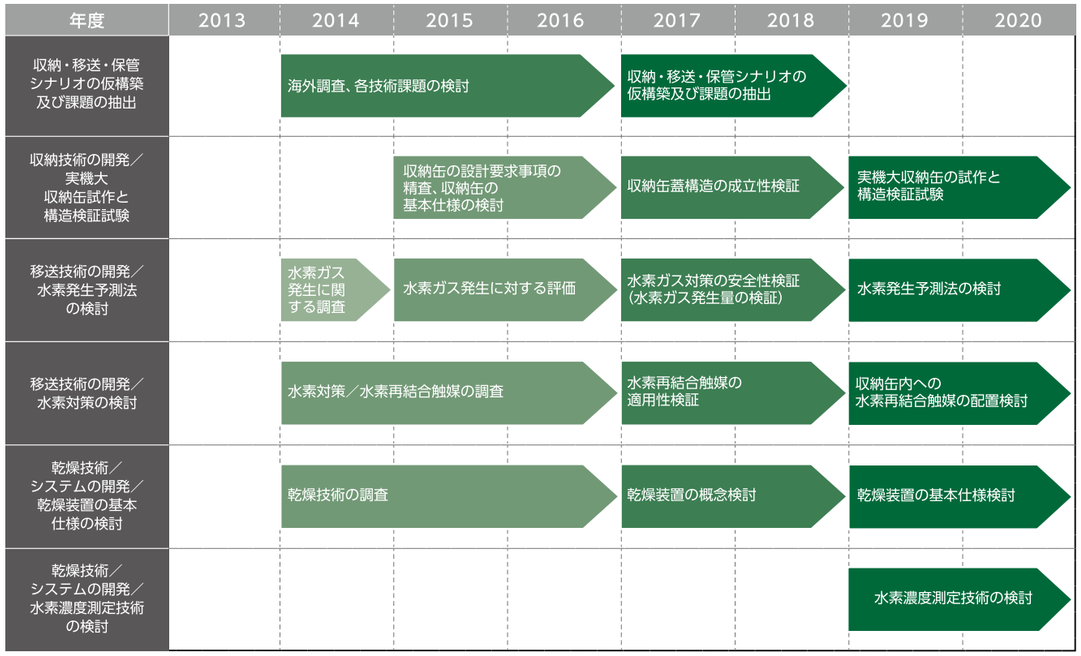
(b) 吸収材投入量の時間変化
▲水中投入性能確認試験（図5）

燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発

燃料デブリを長期間安全に保管する収納・移送・保管用収納缶の開発

- ■ 収納・移送・保管シナリオの仮構築及び課題の抽出を行った
- ■ 収納技術の開発（実機大収納缶試作と構造検証試験）を行った
- ■ 移送技術の開発（水素発生予測法及び水素対策の検討）を行った
- ■ 乾燥技術／システムの開発（乾燥装置の基本仕様及び水素濃度測定技術の検討）を行った

研究開発の推移



背　景

福島第一原子力発電所の廃炉に向けて取り出される燃料デブリを安全かつ合理的に収納・移送・保管する技術が求められています。燃料デブリには核燃料物質が含まれているため、特に放射性物質の閉じ込め（汚染拡大防止）、未臨界等に配慮した取扱いを行う必要があります。

米国スリーマイルアイランド原子力発電所2号機の廃止措置では回収した燃料デブリを専用容器（収納缶）に収納して収納缶単位で取扱うことで、既存の使用済燃料の移送・保管技術や放射性廃棄物管理技術を活用して放射性物質の閉じ込め他の安全要求を合理的に達成しており、個々の実情に合った収納缶により従来技術を活用する手法は有効と考えられます。

目　的

福島第一原子力発電所では、米国スリーマイルアイランド原子力発電所2号機と比較して事故初期の海水注入や溶融した炉心が原子炉圧力容器下部のペデスタルに到達している等、収納缶に要求される条件はより複雑／高度となることや燃料デブリの搬出方法等も異なることから、燃料デブリを安全かつ合理的に収納・移送・保管するための福島第一原子力発電所専用の収納缶や関連する技術開発を進めてきました。

【収納・移送・保管シナリオの仮構築及び課題の抽出】

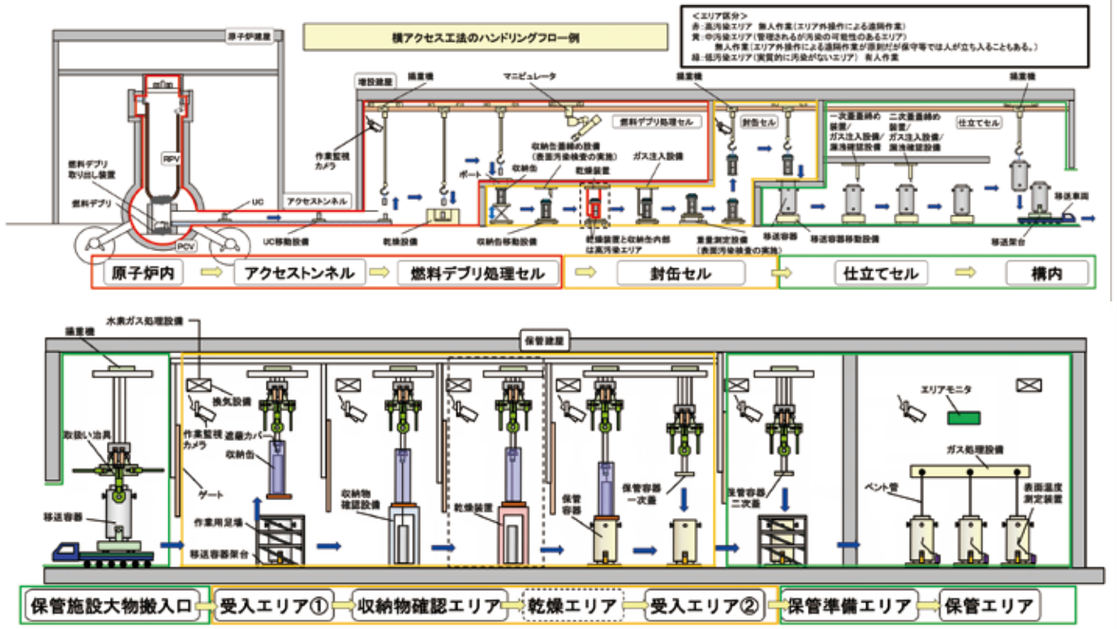
福島第一原子力発電所における、燃料デブリを安全かつ合理的に収納・移送・保管するための同発電所専用の収納缶や保管までのプロセスにかかわる技術開発を進めるため、燃料デブリの仕分けから長期保管設備での管理までのシナリオを仮構築しました。シナリオの仮構築は、同発電所の実情を踏まえて前提条件を仮定したうえで放射性物質を取扱う観点から安全設計（未臨界、除熱、閉じ込め、遮蔽、構造（取扱性を考慮した構造、想定事象に対する強度）、材料（長期健全性）、水素対策、火災防止、燃料デブリ量を想定したスループット（処理能力）、レイアウト（必要空間）、メンテナンス性などの観点から行うこととし、2016年度までの本技術開発にかかわる海外調査や検討の成果に加えて、他の関連する技術開発成果も踏まえて行いました。検討の結果、長期的に燃料デブリを乾式保管することが、湿式保管（プール保管）と比較して安全性、長期的な水質維持の必要性や既存プール設備の流用が期待できない観点から、有力な保管方法であることが確認され、本技術開発のゴールとなるシナリオとして仮設定しました。また、仮構築したシナリオに基づき、取り出された燃料デブリを乾式保管するまでの取扱フローを検討しました。（図1）

さらに、取扱フローに基づいて、燃料デブリを移送・保管するために検討を必要とする課題（技術開発項目）を抽出しました。

これら検討の成果を踏まえて、これまで検討してきた安全設計（未臨界、除熱、閉じ込め、遮蔽、構造、材料、水素対策、火災防止等）の観点から、2019年度以降も継続検討が必要な課題（技術開発項目）を選定しました。選定した課題を下記に示します。下記の課題に対する技術開発成果については、次ページ以降をご参照下さい。

〈課題（技術開発項目）〉

- 【収納缶の構造健全性】収納技術の開発（実機大収納缶試作と構造検証試験）
- 【燃料デブリからの発生水素対策】移送技術の開発（水素発生予測法の検討／水素対策の検討）
- 【燃料デブリからの発生水素の低減策】乾燥技術／システムの開発（乾燥装置の基本仕様の検討／水素濃度測定技術の検討）

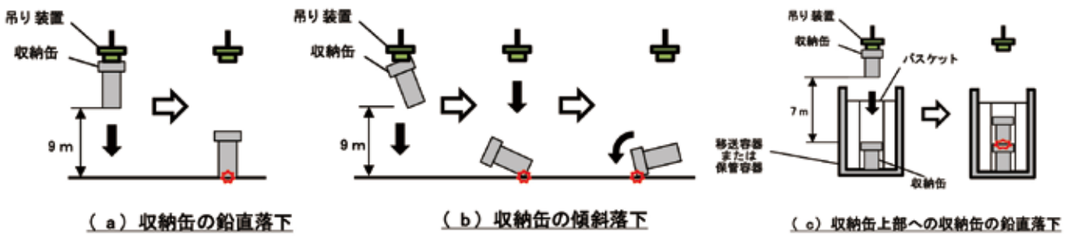


▲燃料デブリの収納・移送・保管シナリオに基づく取扱フロー例（図1）

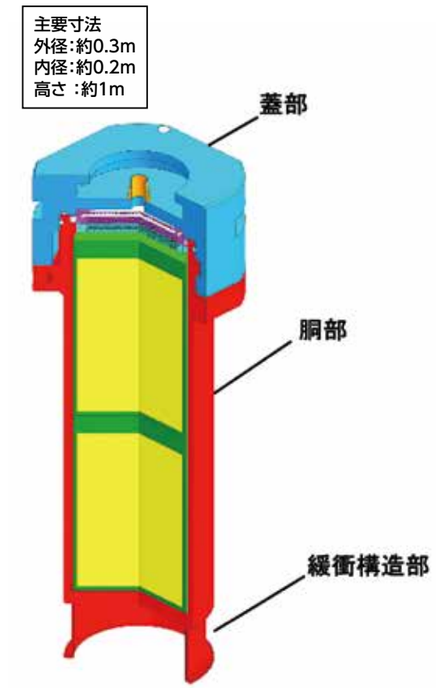
Ⅱ.燃料デブリ取り出し

❶ 収納技術の開発／実機大収納缶試作と構造検証試験

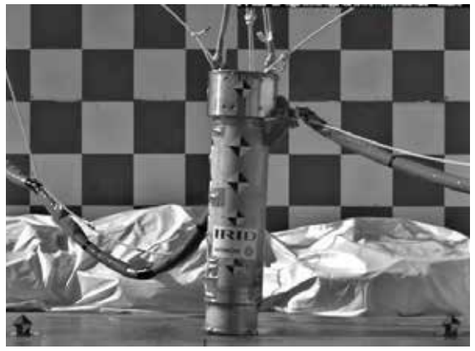
収納技術の開発として、収納缶に対する安全要求を踏まえ、落下事象時（図2）の構造検証試験の計画立案、収納缶の設計・試作（図3）、及び構造検証試験（図4、5）の実施・評価をしました。
実機大収納缶を用いた落下事象時の構造検証試験の結果から、設計した収納缶の仕様案／構造案について、安全機能（閉じ込め、未臨界）が維持されることを確認しました。
また、構造検証試験と構造解析の結果の比較評価から、落下時の挙動、安全機能維持に係わる蓋とフランジの相対変位、胴部内径及びひずみが概ね一致していることを確認し、解析手法の適用性を確認しました。



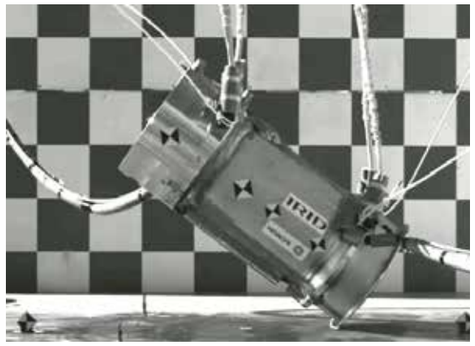
▲落下事象のイメージ図（図2）
収納缶の取扱い中に想定される落下事象を模擬した構造検証試験の計画立案を行いました。



▲収納缶の構造案（図3）
収納缶の構造健全性を検証するため、収納缶（試験体）の設計・試作を行いました。



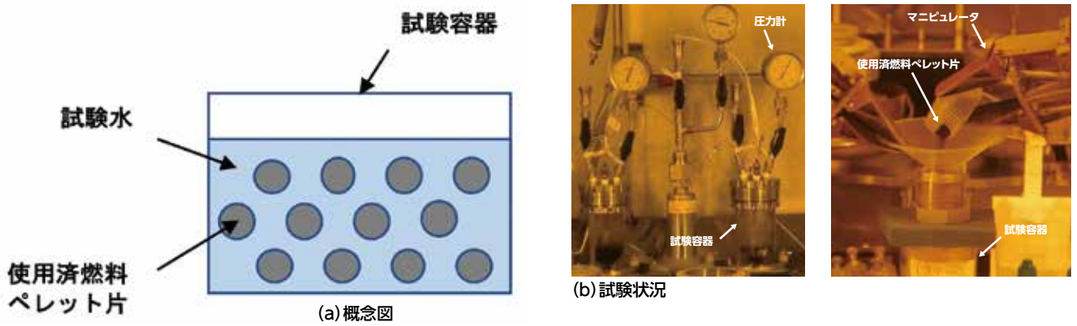
▲構造検証試験（鉛直落下）（図4）



▲構造検証試験（傾斜落下）（図5）
設計・試作した実機大収納缶（試験体）を使用し、構造検証試験を行いました。

❷ 移送技術の開発／水素発生予測法の検討

移送技術の開発として、水素発生予測法について国内外の知見の調査や専門家の意見聴取を行いながら、移送条件案設定に必要となる検討項目・実施内容について検討しました。
また、エネルギー吸収率の妥当性確認および評価手法（リニアモデル）の適用性確認のために使用済燃料を用いた水素発生試験（図6）を実施し、水素発生予測法の検討を行いました。
それらの検討結果にもとづき、燃料デブリに適した水素発生予測法として、リニアモデルおよび粒子輸送計算によるエネルギー吸収率の算出方法を提案し、収納缶の水素発生量の推定、安全に移送可能な移送条件案を検討しました。

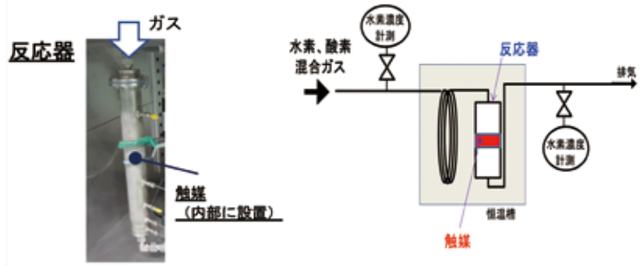


(a)概念図
(b)試験状況

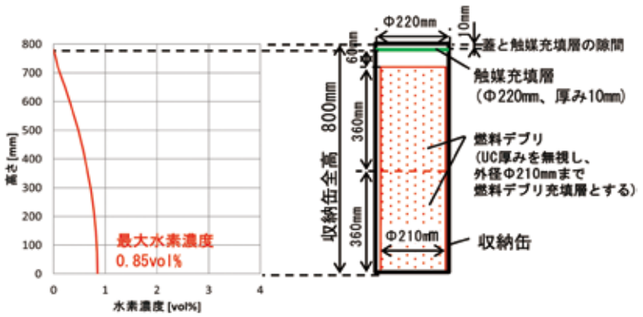
▲使用済燃料を用いた水素発生試験（図6）
水素発生予測法の適用性確認のため、使用済燃料ペレット片を用いた水素発生試験を行いました。

❸ 移送技術の開発／水素対策の検討

燃料デブリの保管施設までの建屋間移送では、水素の蓄積が課題であり、発生量低減のための燃料デブリ乾燥の検討を進めていますが、バックアップとして触媒により酸素と再結合させることによる手法も検討しました。
触媒を流通式反応速度評価試験（図7）に供し、触媒性能の温度環境、水蒸気の有無、水素濃度依存性、被毒等影響評価データを採取しました。得られた触媒性能は、収納缶内雰囲気として想定される温度、水蒸気環境、厳しい水素発生量を想定しても、水素の爆発下限界濃度（4vol%）に対して十分低く、必要な触媒性能が確保されること、設定したよう素環境でも触媒性能に余裕があることが確認できたことから、触媒による水素対策の有効性を確認できました。
また、取得した触媒性能に基づき、収納缶内の濃度分布を評価し、水素発生量に応じた触媒配置設計（図8）ができるようにしました。



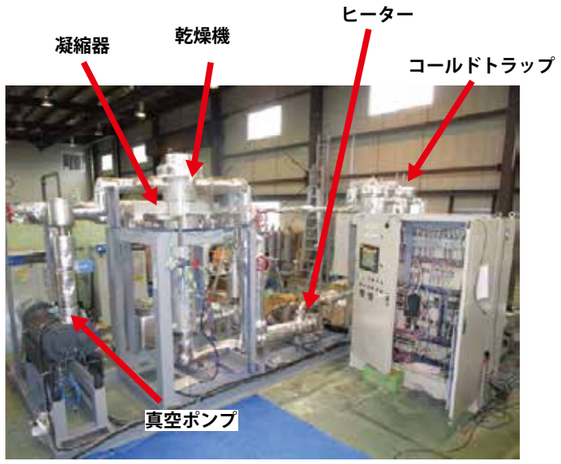
▲流通式反応速度評価試験概念（図7）
触媒の性能を確認するため、流通式反応速度評価試験を行いました。



▲収納缶内の水素濃度分布（図8）
試験により取得した触媒性能を考慮して、収納缶内の触媒配置に対する水素濃度分布を評価しました。

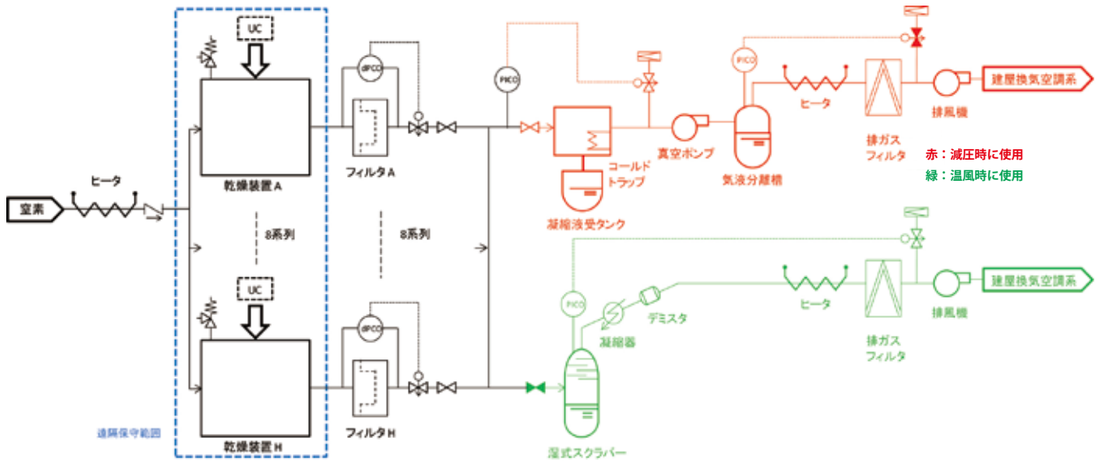
❹ 乾燥技術／システムの開発／乾燥装置の基本仕様の検討

燃料デブリの保管施設までの建屋間移送では、密封した移送容器内における燃料デブリの水分に起因する水素の蓄積が課題であり、水素発生量低減のため乾燥による水分除去が有効と考えられます。
米国スリーマイルアイランド原子力発電所2号機の事例では、燃料デブリの形態として多孔質体が示されていることから、多孔質体の乾燥挙動に着目し、乾燥に有効なパラメータ条件を設定し、要素試験による乾燥挙動データ取得及び実規模乾燥試験（図9、10）により、乾燥方式及び運転条件の乾燥挙動への影響について検証を行いました。
また、上記の検証結果に加えて、汚染区域内での装置保守、取扱等も考慮した、福島第一原子力発電所燃料デブリの乾燥装置の基本仕様案（図11）を検討しました。



▲実規模乾燥試験装置 外観（図9）
乾燥方式及び運転条件による乾燥挙動への影響を確認するため、実規模大の乾燥試験装置を製作し、検証試験を行いました。

▲乾燥試験用供試体（図10）
多孔質体であるゼオライトを用いて乾燥試験を行いました。



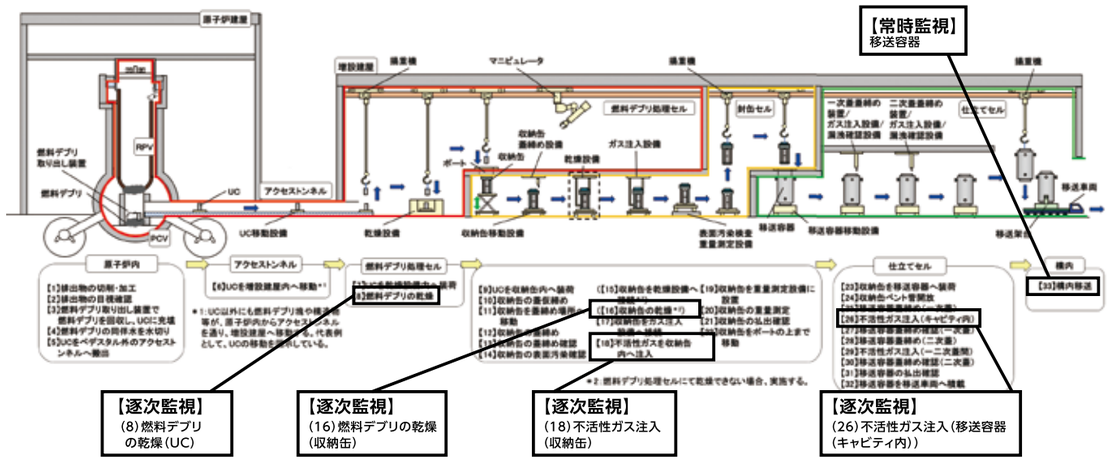
▲乾燥装置　系統図概念例（図11）
検証試験結果および汚染区域内での装置保守、取扱等を考慮し、乾燥装置の系統図概念を検討しました。

❺ 乾燥技術／システムの開発／水素濃度測定技術の検討

増設建屋払出前（移送前）における移送容器の水素濃度測定にあたり、連続的に濃度を測定する常時監視と水素濃度測定が可能な工程で濃度を測定する逐次監視について検討しました。検討の結果、常時監視は、移送容器内に収納後より可能で測定方法はガス種の熱伝導率の違いに注目した熱伝導式が適していることと、また、逐次監視は、燃料デブリ周辺の気相を循環させると考えられる乾燥工程および不活性ガス注入工程で実施可能で、どちらの工程でも水素を選択的に透過させるセラミックスを利用したプロトン伝導体型やガスの吸脱着速度の差を利用したガスクロマトグラフィー式が適していることが分かりました。
（表1、図12）

▼水素濃度測定箇所（工程）の分類と想定環境（表1）

監視方法	選定した水素濃度測定箇所（工程）	想定雰囲気	想定水素濃度範囲	測定方法
常時監視	移送容器 （移送容器に収納以降の工程）	室温大気圧 窒素/水蒸気/水素	0 ～ 4vol%	移送容器にセンサ設置
逐次監視	・乾燥チャンバー ・収納缶（乾燥工程）	室温大気圧以下 窒素/水蒸気/水素	0 ～ 100ppm	測定対象からポンプによるガスサンプリング又は配管にセンサ設置
逐次監視	・収納缶 ・移送容器キャビティ （不活性ガス注入工程）	室温大気圧程度 窒素/水蒸気/水素	100ppm以上	測定対象からポンプによるガスサンプリング又は配管にセンサ設置



▲「常時監視」／「逐次監視」の水素濃度測定箇所（工程）の候補選定結果（図12）

スマートフォンアプリ「COCOAR2」

動画で見る 燃料デブリ取り出しに向けたロボット

スマートフォンアプリ「COCOAR2」で、廃炉の状況をもっと詳しく知ることができます。

「COCOAR2」 左のQRコードより、「COCOAR2」のアプリをインストールしてください。

※「COCOAR2」アプリは無料アプリです。

「COCOAR2」のアプリを起動して、本誌の AR マークのある写真や説明文をスキャンすると、動画をご覧いただけます。

カメラマークを押すと撮影することもできます。

※掲載期間によって撮影[スキャン]箇所が変わることがございます。ご容赦ください。

AR 水中遊泳型ROVの開発

福島第一原子力発電所1号機原子炉格納容器内部詳細調査用潜水機能付ボート型アクセス調査装置について

[開発担当:日立GEニュークリア・エナジー]

IRIDでは、福島第一原子力発電所1号機原子炉格納容器内部詳細調査用潜水機能付ボート型アクセス調査装置と小型の詳細目視用ROVを開発してきました。

AR 燃料デブリ加工取り出し用ロボットアーム

燃料デブリの気中・横取り出しの要素技術の一つであるロボットアームとアクセスレールの組合せ動作性確認試験について

[開発担当:三菱重工業]

ロボットアームとアクセスレールは、燃料デブリの気中・横取り出しの要素技術の一つとして開発されてきたものであり、燃料デブリ取り出しが始まり、段階的に規模が拡大していく中で使われることを想定したものです。

AR 試験的燃料デブリ回収装置(2号機)

[開発担当:三菱重工業]

原子炉格納容器内部詳細調査後の試験的燃料デブリ取り出し時の格納容器内の粉状の燃料デブリを回収するための装置(極細線金ブラシ方式)。

AR ハッチ開放装置

[開発担当:東芝ESS、IHI]

X-6ペネトレーションを開放するためのハッチ開放装置を開発し、モックアップ試験を進めていきました。

廃炉に関する研究開発

Ⅲ.固体廃棄物処理・処分

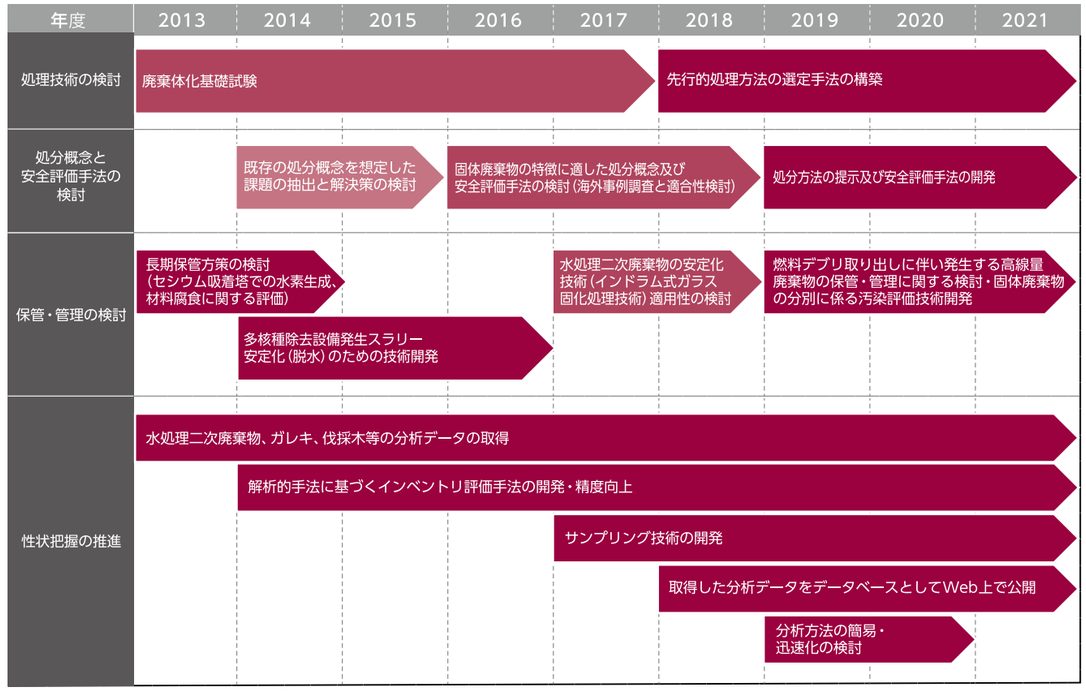
2021年度頃までを目途に、処理・処分方策とその安全性に関する技術的見通しを得ることを目標として、事故廃棄物の特徴を考慮し、固体廃棄物の保管・管理方法の検討・評価、処理・処分概念の構築とその安全評価手法の開発を進めてきました。

固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発

廃棄物を安全に管理・処分する〈段階的なリスク低減に資する〉

- 処理技術の検討：廃棄物中の放射能は廃棄体化と呼ばれる処理で閉じ込めた状態にし、人手の届かない場所に隔離（処分）することが廃棄物管理の基本であるが、処分の技術的要件が決まる前に行う処分を念頭に置いた安定化・固定化作業を先行的処理と呼び、これに関連する検討を実施中
- 処分概念と安全評価手法の検討：廃棄物はその性状に応じて隔離方法（処分概念）が選定される。隔離方法が適切であるか評価する手法（安全評価手法）開発と処分概念に係る検討を実施中
- 保管・管理方法の検討：燃料デブリ取出しに際し発生する線量が高い廃棄物（高線量廃棄物）や、汚染水処理で発生する廃棄物（水処理二次廃棄物）等を安全に保管する方法の検討を実施中
- 性状把握の推進：上記検討には廃棄物性状に係る情報の蓄積が欠かせない。情報蓄積を目的に分析試料の遠隔採取技術、分析技術、分析データ評価法、データ公開ツールの各開発を実施中

研究開発の推移



背　景

福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた取り組みを進めるには廃炉に伴い発生する放射性廃棄物（1F廃棄物）を適切に管理するとともに、性状把握、処理、処分の検討を進めて行く必要があります。しかし1F廃棄物は、従来の原子力発電所で発生する放射性廃棄物とは様々な点で異なる特徴を有しています。まず種類の点では事故直後に水素爆発により飛散した瓦礫や放出された放射性核種が付着した樹木、土壌などのほか、汚染水から放射性核種を取り除くのに用いられた吸着塔などの水処理二次廃棄物など様々なものがあります。これらの事情が検討を難しくしています。

目　的

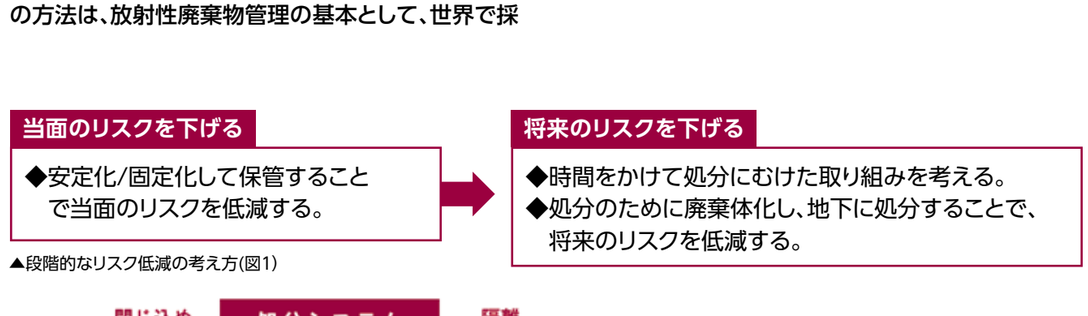
原子力損害賠償・廃炉支援機構は「2021年度頃を目処に固体廃棄物の処理・処分の方策とその安全性に関する技術的な見通しを示す」との目標を立てていますが、見通しの判断には技術的根拠が必要です。IRIDでは上記判断に必要な情報を提供することを目的として1F廃棄物に関わる様々な技術開発を進めています。

※1F‥‥福島第一原子力発電所のことである

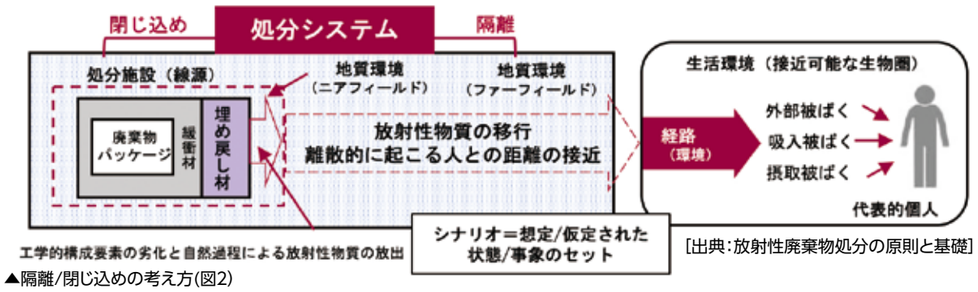
❶ 放射性廃棄物の処理・処分の必要性と注力テーマ

ここでは放射性廃棄物の処理・処分の必要性を紹介します。放射性核種を含む廃棄物を放射性廃棄物と呼びます。放射能は時間と共にその強さが減衰しますので、含まれる放射性核種の種類に応じてリスクを低減していきます。減衰に長い時間がかかる放射性核種を含む場合には将来にわたってリスクを推定して処理や処分の方法を決めてゆきます（図1）。放射性廃棄物を処分する上で、人の被ばくを低減するには「閉じ込め」と「隔離」が必要です。「閉じ込め」のためには、放射性廃棄物を処理して安定化したうえで保管を行います。その後、「隔離」のために人の手が届かない場所に処分します（図2）。処分においては、廃棄物パッケージに加え、緩衝材と地質環境を組み合わせて閉じ込めを実現します。このように、安定化と保管により現在のリスクを低減し、処分を行うことで、将来世代のリスクを低減します。この段階的なリスク低減の方法は、放射性廃棄物管理の基本として、世界で採用されていますが、「安定化」、「閉じ込め」、「隔離」を実現するには様々な技術的な難しさがあります。

通常の放射性廃棄物と1F廃棄物では技術的検討の進め方が異なっています。第一に廃棄物の情報が不足しているため廃棄物の「性状把握」に取り組むとともに、並行して、合理的な処理や処分の方法を明らかにする必要があります。IRIDの固体廃棄物の研究対象は多岐にわたりますが、「性状把握」、「保管・管理」、「先行的処理」と言われる処分前管理に注力し、また、それに加えて「処分概念の構築」と「安全評価手法の整備」に取り組んでいます。各検討項目は図3に示すようにお互いが関係しあっています。現在の目標としては、まず廃棄物の性状や様々な処分概念に係る安全性の評価手法などを開発し、それらを組合せて、手戻りのない「先行的処理」の方法が抽出できるようになることを目指しています。

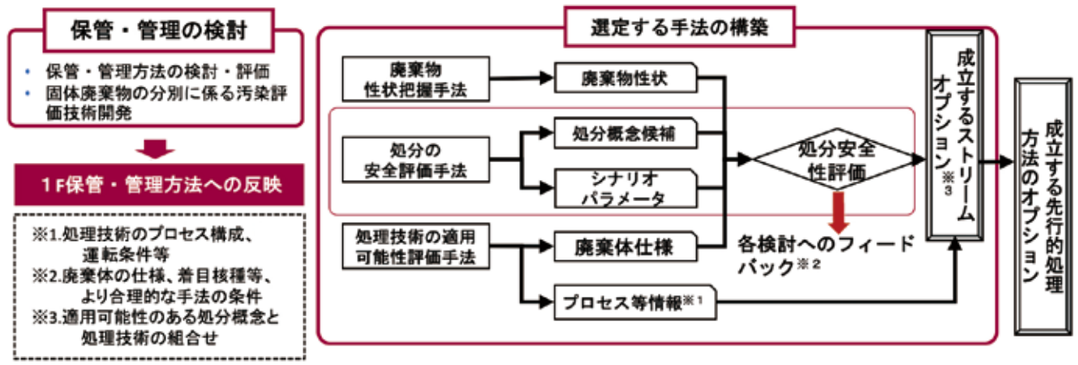


▲段階的なリスク低減の考え方(図1)



[出典：放射性廃棄物処分の原則と基礎]

▲隔離/閉じ込めの考え方(図2)



▲固体廃棄物処理・処分に係る各検討項目の関係(図3)

❷ 実処理に適用できる見通しのある安定化・固定化処理方法の研究開発（処理技術の検討）

水処理二次廃棄物のうち、現在主として発生しているものは、多核種除去設備（ALPS）スラリー、セシウム吸着装置から発生する廃ゼオライトです。これらを主な対象として、適用可能な固化処理技術を多角的に評価し選定する手法の開発を進めています。

○処理技術候補と評価軸

対象技術として現場実装を念頭に国内外で廃棄物処理に適用されている成熟度の高い、セメント、AAM（Alkali Activated Materials）、溶融、ガラスの4固化技術としました。また、技術を比較するための評価軸として、国内外の技術選定プロセスなどを参考に約30項目（表1）を設定しました。

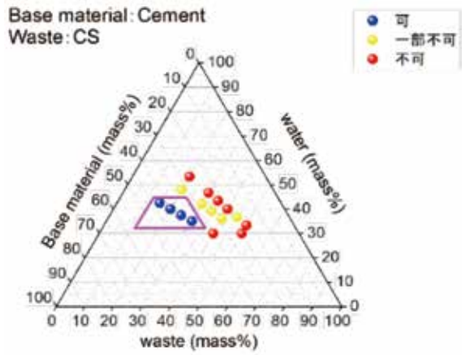
○評価手法の整備

現行規制に係る基準等を参考に、それぞれの固化技術に関するこれら情報を調査及び実験により取得し、技術比較図表集として整備しました（表2、図4）。これにより、水処理二次廃棄物の先行的処理方法の技術的選定が可能な手法を整備しました。

合わせて、今後発生する様々な廃棄物や不均一な廃棄物の現場での実処理の際に、セメント及びAAM固化の可能性をスクリーニングして固化体品質を担保するための配合検討を可能とする簡易検査手法を開発し、現在、適用範囲の拡大と定量的な判断基準に係る検討を進めているところです。

▼設定した評価軸（表1）

評価項目	評価小項目
技術実績	開発段階、適用実績 etc
プロセス性能	処理速度、Cs揮発率 etc
運転性・安全性	プロセスリスク、保守内容 etc
経済性	減容率、建築面積 etc
固化体特性	耐浸出性、耐放射線性 etc



▲整理した技術比較図表
（炭酸塩スラリーのセメント固化可能範囲）（図4）

▼整理した技術比較図表（低温固化処理技術の比較表_抜粋）（表2）

技術		セメント固化（セメント固化インドラム式）	セメント固化（セメント固化アウトドラム式）	AAM固化（AAM固化インドラム式）
対象水処理二次廃棄物→固化体製品		炭酸塩スラリー→セメント固化体	炭酸塩スラリー→AAM固化体	炭酸塩スラリー→AAM固化体
プロセス性能	処理温度	常温	常温	常温
	処理速度	0.12t/h	0.24t/h	0.12t/h
	Cs揮発率	原理的に揮発しない		
保守内容と頻度	プロセスリスク	セメントに対して炭酸ナトリウム2%以上で急結	セメントに対して炭酸ナトリウム2%以上で急結	特になし
	保守内容と頻度	計量器校正、防塵設備保守	計量器校正、防塵設備保守	計量器校正、防塵設備保守
経済性	主要固化設備構成	混練設備（撹拌翼、撹拌機）	混練設備（撹拌翼、撹拌機、撹拌容器）	混練設備（撹拌翼、撹拌機）
	消耗品	撹拌翼（バッチ毎）、防塵フィルタ（定期的）	撹拌翼（定期的）、防塵フィルタ（定期的）	撹拌翼（バッチ毎）、防塵フィルタ
	発生二次廃棄物	なし	なし（洗浄水再利用）	なし
固化体特性	強度 [MPa、N/mm²]	7（充填率30%、28日）		5以上（充填率30%、28日）
	G値 [1/100eV]	0.16-0.17		0.05-0.28
	耐浸出性	Cs:96%、Sr：5%、Sn：ND、Ce:ND（溶出率、ANS/ANSI-16.1で評価）		Cs:24%、Sr：0.5%、Sn:5%、Ce:0.5%（溶出率、ANS/ANSI-16.1で評価）
	耐熱性	80℃乾燥下でも強度低下せず		80℃乾燥よりも乾燥強度が低い R.H. 60%下でも、強度が4～5割減

❸ 固体廃棄物に適用可能な処理技術を踏まえた処分概念の構築と安全評価手法の開発（処分概念と安全評価手法の検討）

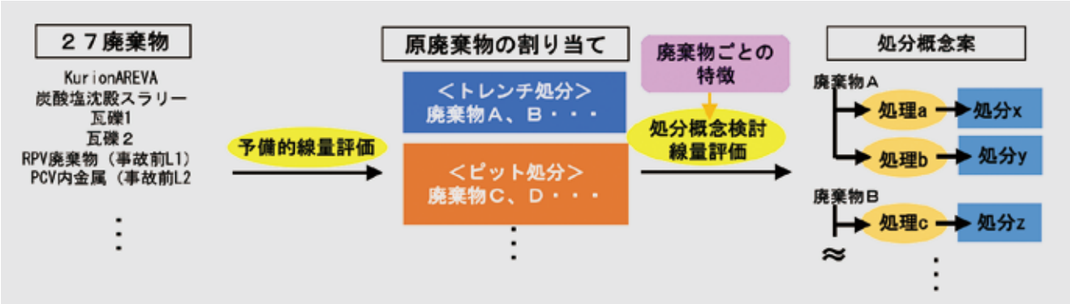
処分の研究開発の取り組みについて紹介します。

○処分の検討の必要性

廃棄物のうち再利用されないものは将来処分されることから当面実施する作業（廃棄物の減容や安定化処理、再利用など）の検討も、処分の検討と並行して進める必要があります。

○処分概念の検討の進め方

処分概念の検討の流れを図5に示します。まず事故廃棄物を網羅的に27種類に分類して予備的に安全評価を実施し、各放射性廃棄物を既存の方法で廃棄した場合にトレンチ、ピット、中深度、地層処分のいずれの処分区分になるかの見通しを立てます。次に詳細な処分概念の検討に向けて各廃棄物の特徴からインベントリや収着係数など必要なパラメータを整理すると共に、8つの廃棄物を選定します。廃棄物の選定にあたっては種々の廃棄物の放射能濃度、物理的性状、化学的特性の網羅性を考慮しました。この8種類の廃棄物に対して研究開発を進めることで、具体的な処分概念と安全評価方法を提示できるようになることを目指しています。現在試験的に図3に示すような処分の成果を性状把握、保管、処理手法の検討にフィードバックするサイクルを回しているところです。



▲処分概念検討の流れ（図5）

❹-1 燃料デブリ取り出しに際して発生する高線量廃棄物の保管・管理方法の検討（保管・管理の検討）

燃料デブリ取り出し時に発生する高線量廃棄物（炉内構造物等）を安全に収納・移送・保管する方法を検討し、保管までの取扱いプロセスについて、想定されるシナリオの提示を行いました。また、保管容器に要求される機能を整理し、要求機能を満足する保管容器の候補の検討を行いました。

○水素対策の必要性

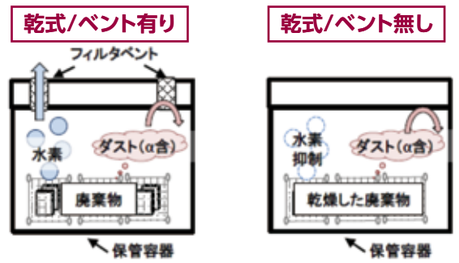
容器及び保管設備に対する要求事項を検討の際に、重要な安全評価課題として抽出された課題に水素発生への対応があります。放射性核種の飛散防止の観点からは、従来の保管容器密閉性の確保が安全機能要求事項ですが、水素ガスを放出する場合は通気性確保が必要となり、これらを両立させる方策が必要となってきます。

○廃棄物の乾燥

水素の発生量は、含有する水分量、放射線量、水分と放射線の反応時間に強く依存しますが、現場における個々の廃棄物に対する含水量の評価は難しく、水素発生防止の観点から固体廃棄物を乾燥させる方法が合理的であると判断し、廃棄物の乾燥方法について概念を具体化しました。

○フィルタベントの採用

高線量廃棄物に対する国内外の保管事例を調査した結果、水素対策としてフィルタベントやベント管を採用して水素を放出している事例を確認しました（図6参照）。海外の事例も参考とし燃料デブリ取り出しの廃棄物に適する保管方法として、フィルタベントシステムの概念を具体化しました。

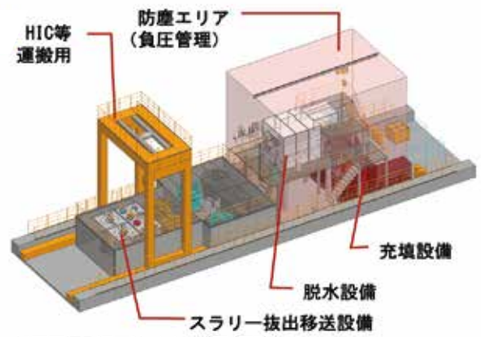


▲高線量廃棄物の国内外保管事例（図6）

❹-2 多核種除去設備発生スラリー安定化（脱水）のための技術開発（保管・管理の検討）

○開発の必要性
水処理二次廃棄物は1F廃棄物の中で比較的保管リスクが高い廃棄物とされており、特に多核種除去装置で発生するスラリー（ALPSスラリー）は物量も多く、流動性があり、放射能濃度も比較的高い特徴を有しています。

○脱水技術の開発
このためALPSスラリーの保管リスク低減のための脱水技術の適用性検討を行い、加圧圧搾ろ過と円板加熱乾燥に対するスラリー安定化処理に係る成立性や課題と合わせて、設備の基本構成等を提示しました（図7）。この研究成果を基に、現在東京電力HDにおいてALPSスラリーの安定化処理の現場実装に向け、候補技術として提示した加圧圧搾ろ過による脱水プロセスの設計が進められています。



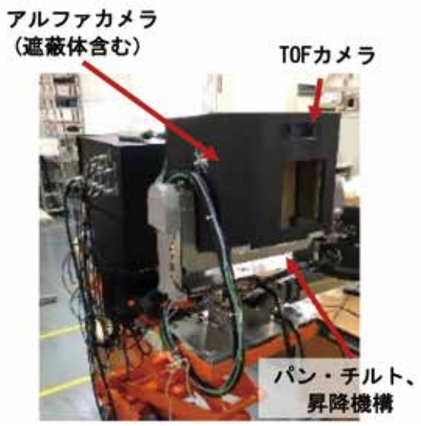
▲加圧圧搾ろ過工法イメージ図（図7）

❹-3 固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術の開発（保管・管理の検討）

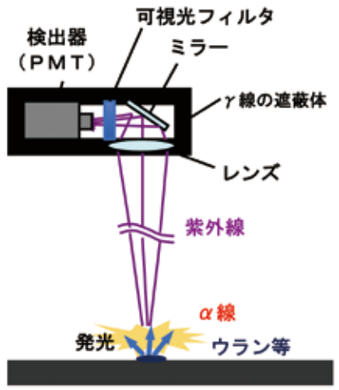
○α汚染計測システムの必要性
α放射能は体内に取り込まれた場合に人体に大きな影響を及ぼすためα汚染廃棄物は保管・管理においてより慎重な扱いが必要です。このため福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出し準備工事に伴う建屋解体や機器撤去作業においては、α汚染の有無や汚染度合いを把握し、作業計画や作業管理方法に反映することが重要です。

○従来のα汚染の確認方法
従来、α汚染の確認にはスミア法等による定量的汚染確認が実施されていますが、この方法ではホットスポット等の見落としの可能性が否定できないため測定エリア全体の汚染分布を把握することは困難でした。

○α汚染計測システムの特徴と開発状況
そこで、IRIDではα汚染廃棄物の分別を容易にするべくαカメラと呼ばれる測定箇所の表面α汚染を短時間に網羅的に測定できる技術の開発に取り組んでいます。試作機を1Fサイト内に持ち込み測定の実験を行うことで新たな課題が明らかになりました。現在装置の改良に取り組んでいます。装置外観を図8に、測定原理を図9に示します。



▲装置外観（図8）



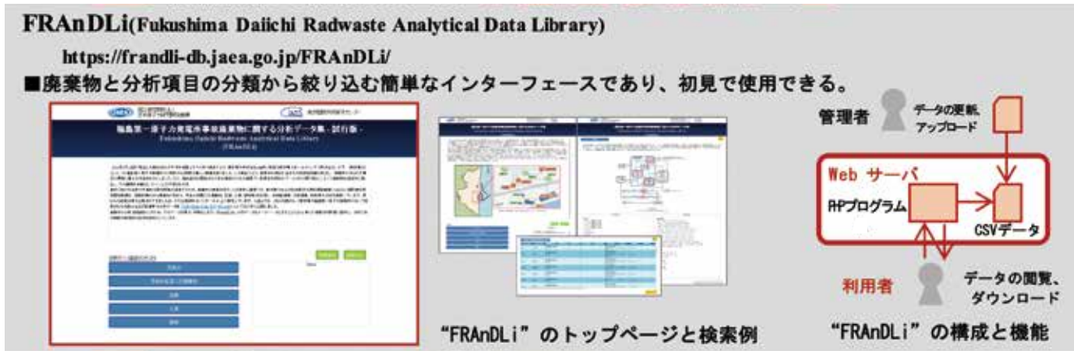
▲αカメラの原理（図9）

測定原理
- α線が窒素と反応すると紫外線が発生
- この紫外線をレンズで集光、結像し、光検出器に到達した紫外線の分布からα線の分布を測定
- γ（ガンマ）線がPMT（Photomultiplier Tube）に入射するとα線測定の邪魔になるのでPMT内にγ線が入らないように遮蔽

❺-1取得した分析データをデータベースとしてWeb上で公開（性状把握の推進）

ここでは試料の分析結果のデータベース化の取り組みについて紹介します。廃棄物・汚染水の分析は、東京電力HDから試料の提供を受け、主に茨城県の分析施設に運搬して実施しています。分析試料は、瓦礫、土壌、植物、汚染水（滞留水、処理水）及びその汚染水処理二次廃棄物など多岐にわたります。1F廃棄物の分析ではα線やβ線を放出するいわゆる「難測定」核種の分析にも取り組んでいることが特徴です。1F廃棄物の分析方法は既存の方法を基礎として、各研究施設において適宜改良して適用しています。

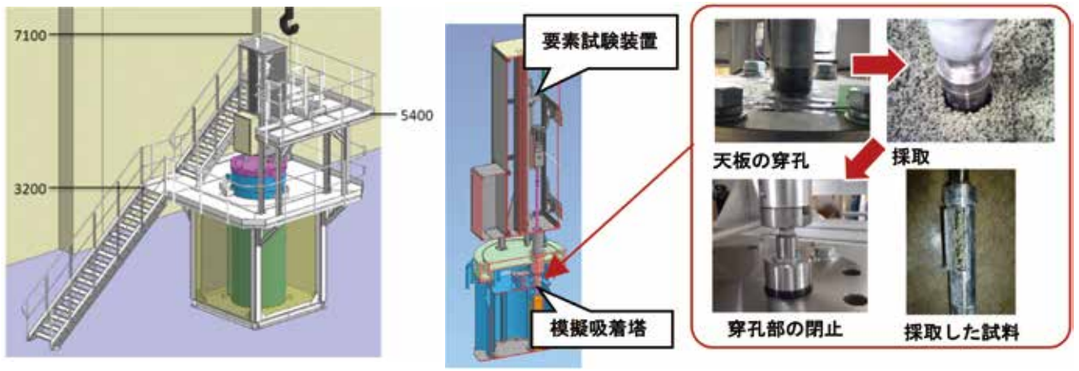
保管の観点では水素発生評価に資するため放射線量や熱源として寄与する核種、また、処理・処分の観点では安全評価に資するため長半減期核種の情報がそれぞれ重要であり、分析を行うことで核種濃度などのデータを蓄積しています。データは東京電力HDが発表した関連データとともにHP上のデータベースFRAnDLi（図10参照）に公開しております。データ数は2020年度末で約 12,400点に達し、IRIDで開発が進められている1F廃棄物の保管・管理、処理・処分方策の検討等に活用しております。



▲データベースFRAnDLiの特徴と概要（図10）

❺-2高線量試料採取装置の開発（性状把握の推進）

ここでは性状把握の取り組みのうち、分析試料の採取技術について紹介します。分析試料の採取にあたりセシウム吸着材の様に線量が高く密閉容器に入っていると試料採取が困難な場合があります。一方で吸着材は吸収材の種類、装置の運転時期、通水時間等の運転条件によって吸着材に含まれる放射性核種や放射能濃度が大きく変化すると予想されるため、吸着材の分析は1F廃棄物の性状把握にとって重要な課題です。そこで、IRIDでは遠隔により被ばく低減を図りながら試料を採取する装置を開発しています。図11に模擬吸着塔から試料採取する試料採取装置のイメージを示します。現在試料採取に係る各動作（吸着塔の穿孔、試料の採取、穿孔部位の閉止）の技術開発に必要な要素試験を実施して試料採取装置の設計の妥当性を確認しているところです。



▲セシウム吸着装置イメージ（図11）

海外機関との研究開発の取り組み

「開かれた体制」を運営方針に、海外の研究機関や専門家との関係を強化するとともに研究開発成果の紹介など情報発信にも努めています。

国際機関との協力・関係強化

海外機関との研究開発を加速、廃炉に向けて常に最新技術を投入します。

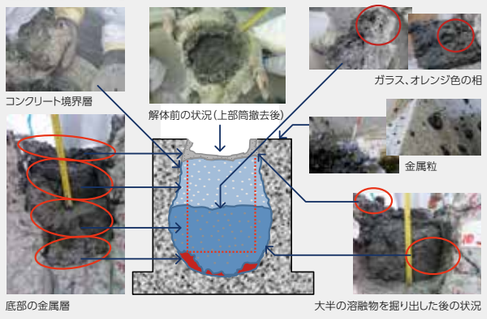
海外機関との研究開発の取り組み（主要一覧）

原子炉の廃止措置や損傷燃料の
取り扱い等の経験を有する海外の原子力機関との
技術協力を進めています。

フランス原子力・代替エネルギー庁（CEA）

CEAとの国際共同研究で、MCCIの模擬試験として溶融燃料とコンクリートの反応試験を実施しました。その結果、外観がポーラスな部分や、酸化物層と金属層に分離した部分があるなど、生成物の特性を把握することができました。

生成物の状況



米国・アイダホ国立研究所（INL）

IRIDが進めているプロジェクト「燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発」のうち、「収納・移送・保管に係る安全要件・仕様検討」への取り組みの一環として、INLにおいてワークショップを開催し情報交換や議論を行いました。TMI-2を経験された米国専門家の具体的な知見および教訓から多くの貴重な情報を獲得しました。

英国・国立物理学研究所（NPL）

燃料デブリ取り出し時に万一臨界が発生しても、より早期に兆候をつかむためKr-88による検知技術の開発を進めています。Kr-88の計測精度を上げるためには、Kr-88のγ線計測量と濃度の関係を校正する必要があります。標準作成の世界的権威であるNPLにて、実際にKr-88を生成し、検出器の校正方法を確立しました。

国際顧問会議を開催

海外の原子力関連の専門家3名を顧問とし、組織運営・マネジメント面でのアドバイスをいただいています。

国際顧問メンバー

〈アメリカ〉
レイク・バレット氏

独立
コンサルタント

（米国・スリーマイル島原子力発電所事故時米国原子力規制委員会［NRC］現地責任者）

〈スペイン〉
ルイス・エチャバリ氏

OECD／NEA
前事務局長

（IAEA国際原子力安全グループ（INSAG）等の経験を有する）

〈イギリス〉
メラニー・ブラウンリッジ氏

英国原子力廃止措置機関（NDA）
技術・革新部長

第8回「国際顧問会議」

開催日時：2021年5月25日
開催場所：WEB会議にて

国際顧問には、2020年からの進捗を確認いただき、IRIDが現在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、知識の伝達の構築、今後の活動展開についてアドバイスをいただきました。

▲国際顧問会議の様子（IRID内）

国際会議への参加

国際関係機関等が主催するフォーラム等でIRIDの研究開発成果を紹介しています。

〈フランス〉OECD／NEA本部

「OECD/NEA＊ PreADES Project会合」

開催日時：2020年2月12・13日
開催場所：OECD/NEA本部（パリ）

小山研究管理部部長が「燃料デブリ試料のB型輸送容器による国内輸送についての検討」に関して講演を行いました。講演においては、既存のB型輸送容器を用いた将来の燃料デブリ試料輸送の実施に必要となる安全解析について説明しました。このプロジェクトは福島第一原子力発電所の廃炉戦略・検討のサポートを目的の一つとして日本政府やIRID組合員であるJAEAが提案・主導しているものです。各国からの安全研究専門家約50名に熱心に聞いて頂き、活発な質疑が行われました。

▲小山研究管理部部長

▲OECD/NEA本部での会議の様子

〈WEB会議〉ICRP及びJAEA

「原子力事故後の復興に関する国際会議」

開催日時：2020年12月1日

「福島及びこれまでの事故から学ぶ放射線防護の教訓」をテーマにWeb開催され、世界各国から190名以上の方々が参加。会議では、「原子力発電所の廃炉」についての招待講演が開催され、山内 豊明理事長が、福島第一原子力発電所における燃料デブリ回収技術にかかわる技術開発の状況について紹介しました。

▲山内理事長

〈WEB会議〉OECD／NEA本部

「OECD/NEA＊ PreADES Project会合」

開催日時：2020年12月17日

奥住開発計画部部長が、「福島第一原子力発電所廃炉に向けたIRIDによる技術開発の現状」に関して講演を行いました。PreADES Project 会合での講演では、主に原子炉格納容器内部調査の状況及び燃料デブリの取り出しに係る研究開発状況を説明しました。各国の研究者約90名以上の専門家に熱心に聞いていただきました。

＊OECD/NEA=Organization for Economic Co-operation and Development/ the Nuclear Energy Agency

研究開発を通じた人材育成

**廃炉事業は、30～40年もの長きにわたる事業であることから、
若い世代にもっと興味や関心を持っていただき、
廃炉技術に係わる仕事に携わっていただきたいと思っています。
そのためIRIDは、大学や廃炉関連の研究を行う学術機関に対し、
当面の緊急課題である福島第一原子力発電所をフィールドとし積極的に
情報提供し、さらには人材の育成につながる取り組みを進めています。**

IRIDシンポジウムの開催

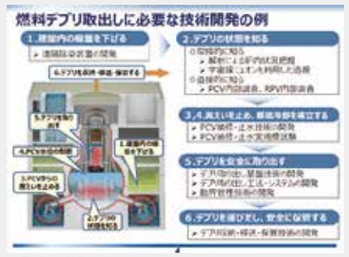
2019年度「燃料デブリ取り出しに挑む - Ⅲ」

開催日時：2019年8月1日　13:00–17:15
開催場所：いわき産業創造館

2019年度のシンポジウムは、IRIDの研究開発成果を報告するとともに、若手研究者、技術者の育成も目的として開催しました。今回のシンポジウムには約270名の方（報道関係者含む）にご参加いただきました。

講演会

「IRIDの研究開発の状況」
IRID 開発計画部長　高守 謙郎



▲講演資料

▲講演の様子

廃炉ポスターセッション

パネル展示会場において、IRID研究開発プロジェクトの最新情報や、研究開発に携わるエンジニアや学生が直接、来場者とコミュニケーションを深められる機会を設けました。

学生による研究成果発表／楢葉遠隔技術開発センター及び福島第一原子力発電所のサイトの視察

学生による研究成果発表を行い、審査で選ばれた学生に表彰授与を行いました。また、楢葉遠隔技術開発センター及び福島第一原子力発電所のサイト見学を開催。廃炉に向けた今後の研究活動に役立てていただくことを目的としています。

▲表彰式

▲東京電力HD廃炉資料館　概況説明

▲JAEA楢葉遠隔技術開発センター

大学・研究機関等への情報発信

大学・研究機関等へ出向き、情報発信を通じて人材育成に積極的に取り組んでいます。

東京工業大学
第3回「日露学生交流フォーラム」

開催日時：2020年2月20日
開催場所：東京工業大学
すずかけ台キャンパス
（神奈川県横浜市）

奥住開発計画部部長が、IRIDの概要とIRIDが開発したロボットを中心に原子炉格納内容器内部調査の状況などを説明しました。

▲奥住開発計画部部長講演

▲講演の様子

東北大学
令和2年度「軽水炉安全セミナー（原子炉廃止措置編）」

開催日時：2020年9月29日
開催場所：東北大学（宮城県仙台市）

高守開発計画部長が、デブリの調査状況、デブリ取り出しに向けた技術開発と課題などを中心に講義（Webにて）しました。

▲高守開発計画部長

JAEA物質科学研究センター
「JAEA物質科学シンポジウム2020」

開催日時：2020年12月23日
開催場所：JAEA物質
科学研究センター
（茨城県那珂郡）

奥住開発計画部部長が、廃炉における内部調査の状況と燃料デブリの取り出し技術の開発状況について講演（Webにて）しました。

▲奥住開発計画部部長

各種イベントへの参加

学会等、各種機関での講演やイベントに、積極的に参加しています。

NPO法人環境ベテランズファーム（EVF）
「EVFセミナー」

開催日時：2019年3月19日
開催場所：NPO法人
新現役ネット会議室
（東京都港区）

▲新井副理事長が講演を行いました。

福島県廃炉・災害対応ロボット研究会
「福島県ハイテクプラザ研究成果発表会」

開催日時：2019年6月25日
開催場所：福島県ハイテクプラザ
多目的ホール他
（福島県郡山市）

▲奥住開発計画部部長

公益社団法人地盤工学会
「第2回廃炉地盤工学委員会」

開催日時：2019年10月28日
開催場所：地盤工学会館
（東京都文京区）

講演では、約50名を超える方々に、奥住開発計画部部長から、「IRIDにおける福島第一原子力発電所廃炉技術開発の状況」と題し、報告しました。

栃木県内の航空宇宙産業に携わる機関
「栃木航空宇宙談話会 第108回月例研修会」

開催日時：2020年2月13日
開催場所：ホテルニューイタヤ
（栃木県宇都宮市）

▲講演をする奥住開発計画部部長

日本原子力学会
「2020年秋の大会」

開催日時：2020年9月16～18日（Web開催）
企画セッションにて下記の報告をしました。

9月16日
「固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発」
講演：吉川研究管理部副部長

9月17日
「IRIDの研究開発概況」
講演：奥住開発計画部部長

福島県
「ロボット・航空宇宙フェスタふくしま2020」

開催日時：2020年11月27・28日
開催場所：ビッグパレットふくしま
（福島県郡山市）

約3,000名が来場されました。IRIDは、展示ブースに参加し、パネルや動画にて研究開発の状況を紹介しました。

▲展示ブースでの説明の様子

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構
〒105-0003
東京都港区西新橋 2-23-1　3東洋海事ビル5階
TEL 03-6435-8601(代)
http://www.irid.or.jp