

IRID 2022

えい ち
叡智を結集した
未知の領域への挑戦

IRID
2022

廃炉研究開発の推移

IRID
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)

<https://www.irid.or.jp>



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。



技術研究組合
国際廃炉研究開発機構
やまうち とよあき
理事長 山内 豊明

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、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公益法人として設立されました。

以来、政府の「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止措置等に向けた中長期ロードマップ」並びに原子力損害賠償・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」および「研究開発中長期計画」に基づき、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、廃炉作業に必要な技術の研究開発に取り組んでおります。

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、世界的にも前例のない廃炉作業に必要な技術開発に対して、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。

これまでに、ロボットを用いた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廃炉作業に当機構の開発成果が活用されております。そして、現在も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おります。

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考えています。

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	IRID の研究開発 07
組織概要	廃炉に関する 3 つの研究開発
組織体制	廃炉に関する研究開発 09
IRID の役割 05	IRID 研究開発 10 年間の推移 13
IRID の活動	海外機関との研究開発の取り組み 115
福島第一原子力発電所の廃炉に関する役割分担	研究開発を通じた人材育成 117
中長期ロードマップの概要	
IRID の研究開発スコープ	

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)

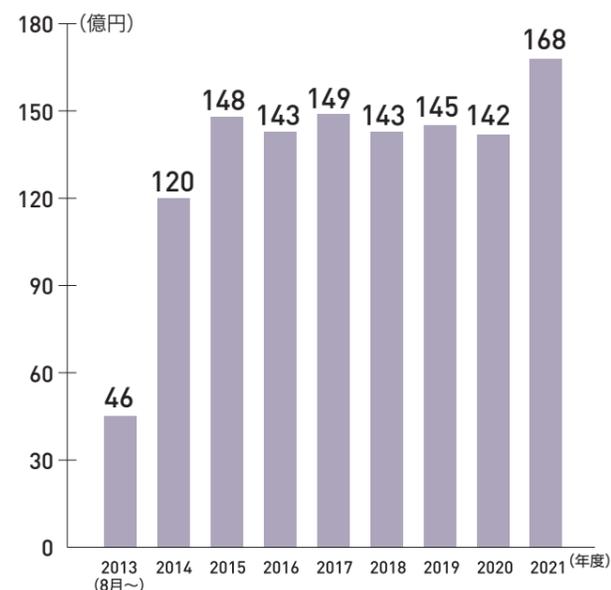
6.役員

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、
谷口 優、舟木 健太郎、前川雅俊、松本 純一
監事: 中西 昌夫

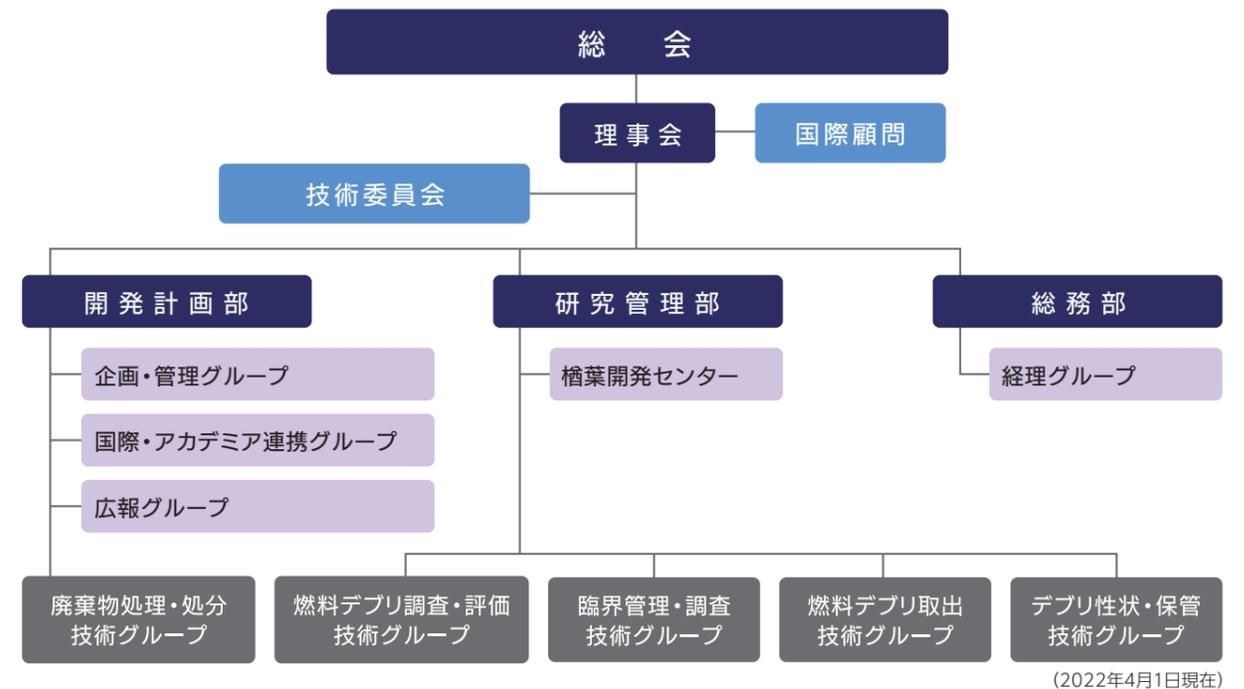
7.職員数

681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
(2022年3月31日現在)

〈事業費の推移〉



組織体制



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(非営利公益法人)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関係機関と緊密に連携しながら、廃炉の研究開発に

の廃炉に係わる取り組んでいます。

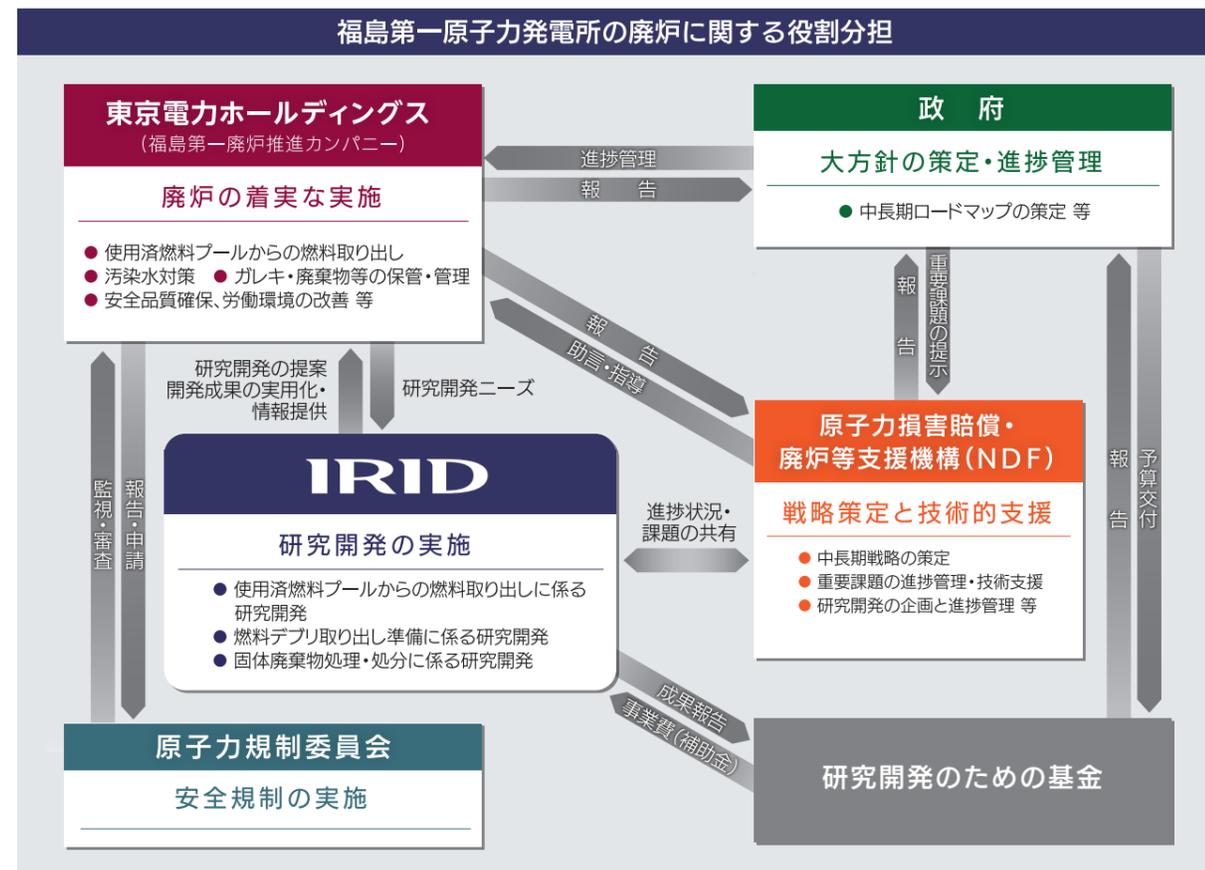
IRIDの活動

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な技術の涵養・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叢智の結集が必要で、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。



中長期ロードマップの概要 (2019年12月27日改訂)

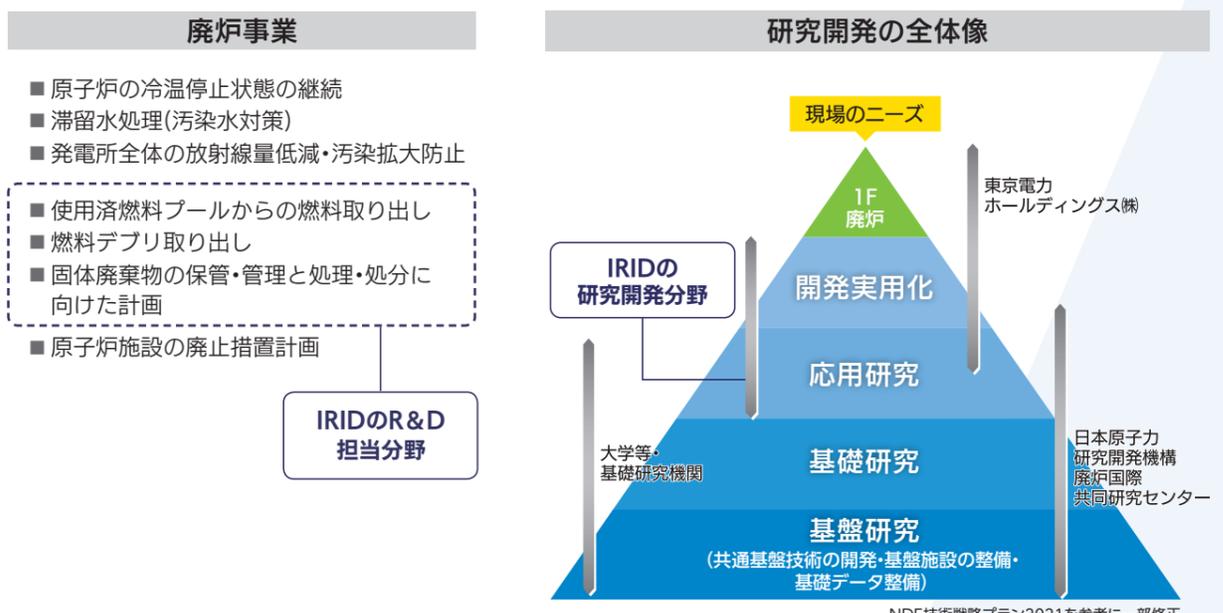
福島第一原子力発電所の廃炉は、政府が決定する「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」(以降、中長期ロードマップ)に基づいて進められています。

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



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



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

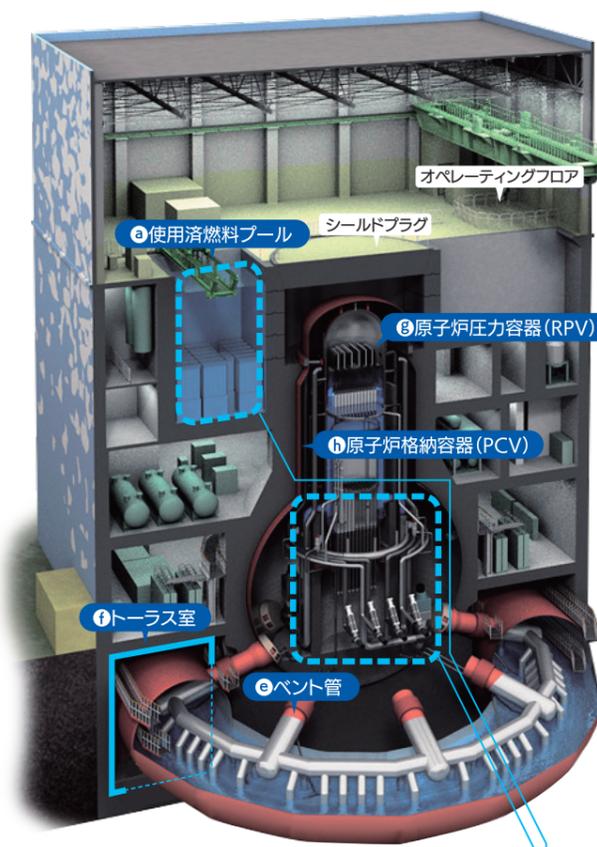
4 気中工法に重点を置いた取り組み

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、速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



原子炉建屋に関する用語の解説

a 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。

b 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。

c 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。

d 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。

e 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。

f 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。

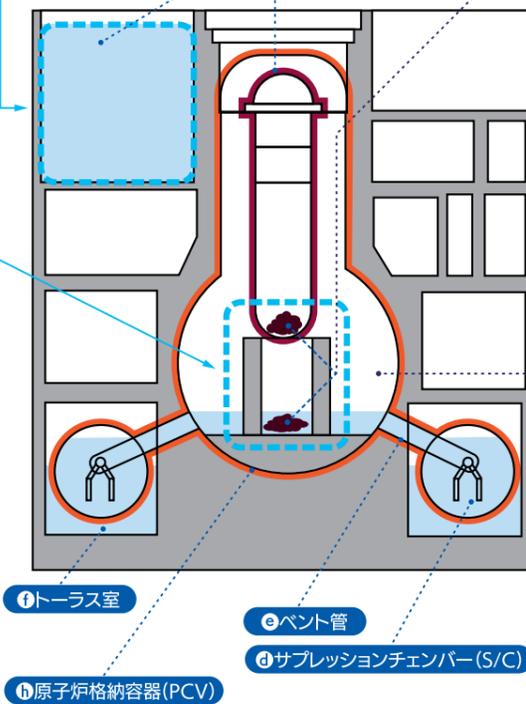
g 原子炉圧力容器(RPV)

燃料集合体を取り囲む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、冷却システムなどととも原子炉格納容器内に収納されている。

h 原子炉格納容器(PCV)

原子炉圧力容器や冷却システム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。

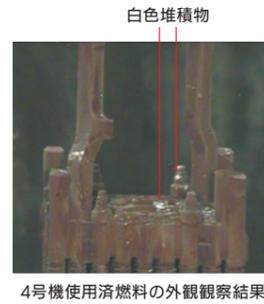
■平面図



I 使用済燃料管理

19 使用済燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価及び損傷燃料等の処理方法の検討

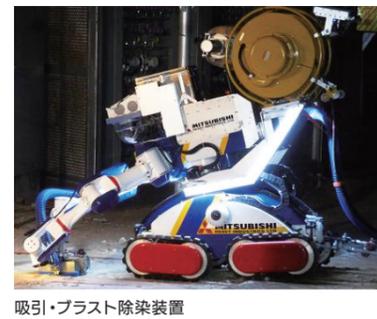
取り出した燃料の長期保管時の健全性評価及び損傷燃料の処理に向けた検討についてご紹介します。



II 除染・線量低減

23 原子炉建屋内の遠隔技術の開発

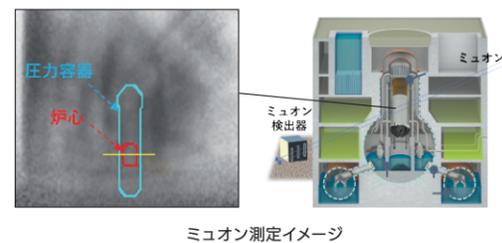
燃料デブリ取り出しに先立ち、原子炉建屋内を遠隔操作装置により除染する技術についてご紹介します。



III 炉内調査・解析

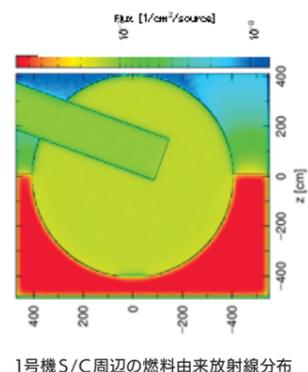
27 原子炉内燃料デブリ検知技術の開発

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測定する技術についてご紹介します。



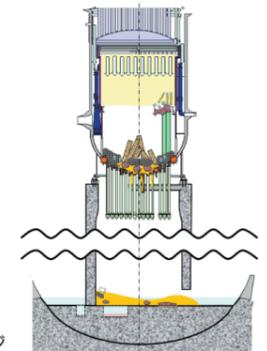
29 サプレッションチェンバー等に堆積した放射性物質の非破壊検知技術の開発

サプレッションチェンバー(S/C)等に存在する放射性物質の堆積状況の推定と計測手法についてご紹介します。



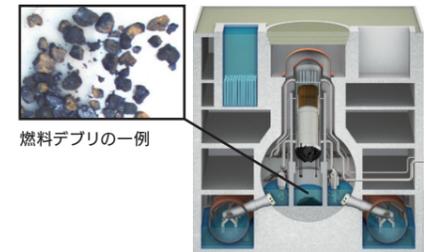
31 総合的な炉内状況把握の高度化

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推定に関する分析・評価手法についてご紹介します。



35 燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発

燃料デブリの取り出し技術の検討に必要な燃料デブリ性状の把握の為に分析技術の開発やデータ取得についてご紹介します。



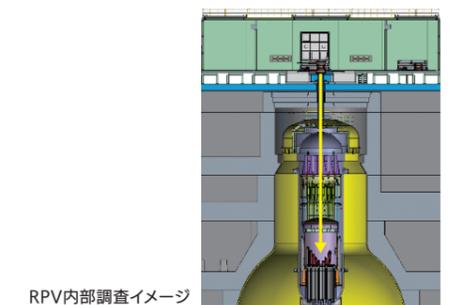
43 原子炉格納容器(PCV)内部詳細調査技術の開発

燃料デブリ取り出しに向けて、PCV内部詳細情報取得のための調査技術をご紹介します。



53 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内部調査技術についてご紹介します。



58 PCV/RPVの健全性評価及び腐食抑制技術の開発

腐食等を考慮した耐震強度評価に基づき、PCV/RPVの健全性を評価するとともに、腐食抑制技術の開発についてご紹介します。



IV 格納容器補修・水循環システム

63 原子炉格納容器 (PCV) 補修技術開発／実規模試験

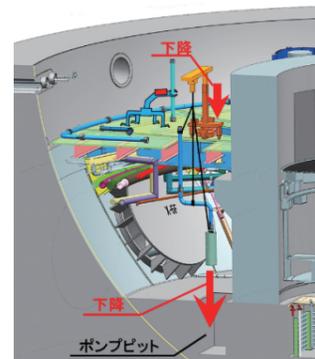
燃料デブリ取り出しに先立ち、原子炉格納容器 (PCV) からの水の漏えい個所の補修技術についてご紹介します。



S/Cシェルとダウンカメラ組み立て

71 原子炉格納容器 (PCV) 内水循環システム構築技術の開発 (開発/実規模試験)

ドライウェル (D/W)、サプレッションチェンバー (S/C) に取水構造を構築するシステムについてご紹介します。



ドライウェル取水ライン構築イメージ

V 燃料デブリ取り出し

75 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

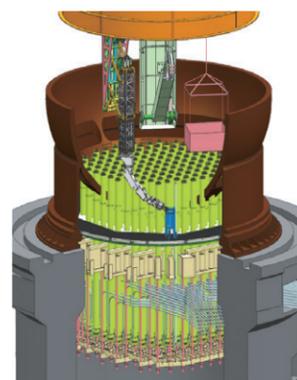
燃料デブリを試験的に取り出す方法、引き続き段階的に規模を拡大して取り出す方法の技術開発をご紹介します。



採取・回収装置 (試作機)

79 燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けた技術の開発

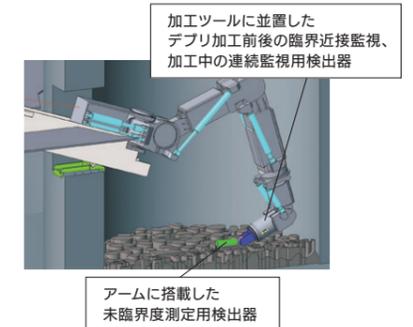
燃料デブリ取り出しに必要な設備を構築するための研究開発についてご紹介します。



炉底部干渉物撤去作業イメージ

95 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・抑制する研究開発についてご紹介します。

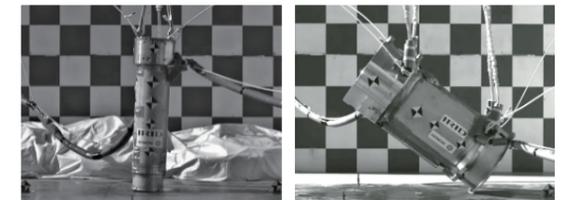


加工ツールに並置したデブリ加工前後の臨界近接監視、加工中の連続監視用検出器

アームに搭載した未臨界度測定用検出器

101 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についてご紹介します。



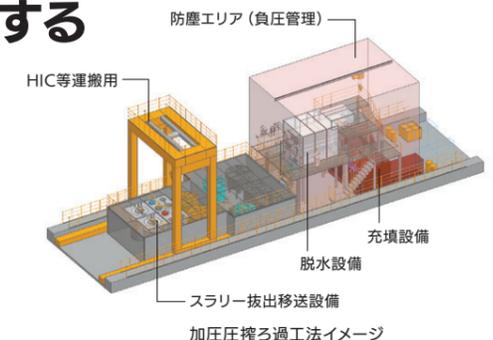
構造検証試験イメージ (鉛直落下)

構造検証試験イメージ (傾斜落下)

VI 固体廃棄物処理・処分

109 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発

廃棄物の性状把握から処分に至るまで、固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発についてご紹介します。



防塵エリア (負圧管理)

HIC等運搬用

充填設備

脱水設備

スラリー抜出移送設備

加圧圧搾ろ過工法イメージ

107 【IRID 研究開発】 写真で見るIRIDの歴史

115 海外機関との研究開発の取り組み

117 研究開発を通じた人材育成

IRID 研究開発 10年間の推移

プロジェクト	成果内容	2013年度 (平成25年度)	2014年度 (平成26年度)	2015年度 (平成27年度)	2016年度 (平成28年度)	2017年度 (平成29年度)	2018年度 (平成30年度)	2019年度 (令和元年度)	2020年度 (令和2年度)	2021年度 (令和3年度)	2022年度 (令和4年度)	
I 使用済 燃料管理	使用済み燃料プールから取り出した燃料集合体の健全性	使用済み燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価(25委託)	使用済み燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価(25補正)	使用済み燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価(25委託)	使用済み燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価(25補正)	使用済み燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価(26補正)						
		使用済み燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討(25委託)	使用済み燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討(25補正)									
II 除染・ 線量低減	遠隔除染	原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発(25補助金)	原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発(25補正)	原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発(25補助金)	原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発(25補正)	ドライアイスプラスト除染装置の噴射機能改良効果の確認(組員研究)	遠隔協調移動制御システムの開発(その1)(組員研究)	遠隔協調移動制御システムの開発(その2)(組員研究)				
		原子炉建屋内汚染サンプルの分析(組員研究)	原子炉建屋内汚染サンプルの分析(組員研究)	高所用吸引・プラスト除染装置の改良(組員研究)	高所用吸引・プラスト除染装置の改良(組員研究)	遠隔協調移動制御システムの開発(その1)(組員研究)	遠隔協調移動制御システムの開発(その2)(組員研究)					
III 炉内調査・ 解析	燃料デブリ検知(ミュオン)		原子炉内燃料デブリの検知技術の開発(25補正)	福島第一原子力発電2号機における原子炉内燃料デブリ分布測定と評価(組員研究)			福島第一原子力発電3号機における原子炉内燃料デブリ分布測定と評価(組員研究)					
	S/C等に堆積した放射性物質の非破壊検知		S/C等に堆積した放射性物質の非破壊検知技術の開発(25補正)									
	炉内状況把握	過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握(25委託)	過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握(25補正)	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(26補正)	総合的な炉内状況把握の高度化(26補正)		総合的な炉内状況把握の高度化(27補正)					
	性状把握・分析技術	燃料デブリ性状把握・処置技術の開発(25委託)	燃料デブリ性状把握・処置技術の開発(25補正)	燃料デブリの性状把握(26補正)		燃料デブリの性状把握・分析技術の開発(28補正)	燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発(29補正)	燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発(30補正)			燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発(R3開始)	
	PCV内部(詳細)調査	格納容器内部調査技術の開発(25補助金)	原子炉格納容器内部調査技術の開発(25補正)	原子炉格納容器内部調査技術の開発(26補正)	原子炉格納容器内部調査技術の開発(27補正)		福島第一原子力発電2号機におけるペダスタル下部堆積物調査研究(組員研究)	原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発(28補正)	原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発(X-6ペネトレーションを用いた内部詳細調査技術の現場実証)(29補正)	原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発(X-6ペネトレーションを用いた内部詳細調査技術の現場実証)(自主事業)		
							原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発(27補正)		原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発(堆積物対策を前提とした内部詳細調査技術の現場実証)(29補正)	原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発(堆積物対策を前提とした内部詳細調査技術の現場実証)(自主事業)		
									原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発(堆積物対策を前提とした内部詳細調査技術の現場実証)(30補正)	原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発(R3開始)		
	RPV内部調査	圧力容器内部調査技術の開発(25補助金)	原子炉圧力容器内部調査技術の開発(25補正)	原子炉圧力容器内部調査技術の開発(26補正)	原子炉圧力容器内部調査技術の開発(27補正)		原子炉圧力容器内部調査技術の開発(29補正)	原子炉圧力容器内部調査技術の開発(R2開始)			原子炉圧力容器内部詳細調査技術の開発(上部アクセス調査工法における加工技術の高度化、下部アクセス調査工法の開発)(R4開始)	
	PCV/RPV健全性	圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発(25補助金)	圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発(25補正)		圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発(25補正)		圧力容器/格納容器の耐震性・影響評価手法の開発(27補正)					
PCV/RPVの腐食抑制				圧力容器/格納容器の腐食抑制技術の開発(26補正)						原子炉建屋内の環境改善のための技術開発(サブプレッションチェン/パ脚部の電気防食による腐食抑制技術の開発)(R4開始)		

IRID設立

福島第一原子力発電所の廃炉作業はしばしば「小惑星探査機はやぶさ」と比較されます。まだ見たことがない対象周辺でロボットを遠隔操作で動かすなど共通点が多く、過酷な環境内で要素機器が安定して動作し、加えて、想定外の事象にもシステムとしての対応が求められます。一台の試作機がモックアップ試験を経て、時期が来れば現場適用されます。最初の一台に全ての期待を掛けざるを得ないところも似ています。

そのためには、除染、炉内調査、燃料デブリの取り出しなどの取り出し・移送の技術だけでなく、取り出した物質の性状解析を経た保管方法、耐震性の高い搬送建屋の構築・接続など多様な技術が必要となります。IRIDでは、廃炉作業全体をシステムとして捉え、開発時の情報共有をすることで、多様な視点から安全の確保を心がけました。そのためにはプロジェクトの推進と並行して、プロジェクトの枠を超えた技術分野別のワーキンググループ活動を進めました。また、2015年からは外部専門家の参画を得て、デザインレビュー（設計開発審査）を行ってきました。その回数は2022年3月末で345回に達しています。デザインレビューの場合、技術的検討の不足、新しいリスクの可能性、現場的な課題の気づき、などが指摘されます。現場状況を理解する東京電力ホールディングス㈱の参加も得て、具体的な現場状況のチェックも行われてきました。参加者は技術開発の関係者で、とりわけ広く関連技術の若手の技術者も参加することで、OJTとしても高い効果があり、廃炉人材の育成にも役立ってきました。

IRIDの研究開発の成果として誇るべきは、組合員間の壁、特に研究開発の技術者の間の壁を失くしたことであろうと思います。原子力分野においても、用語・思考法などに企業ごとの文化があります。相互に技術資料を説明する会合を重ねることで、考え方のレベルから共通理解が進んでいきました。加えて、廃炉技術は社会技術であると捉え、技術の方向付けを地元の方々に理解していただけるよう技術広報にも努めてきました。今後も技術者間ではもちろん、多くの方々にこのパンフレットを手にとって読んでいただいて、私たちの研究開発について理解していただけることを強く願っています。

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構
副理事長 新井 民夫



廃炉に関する研究開発

使用済燃料管理

使用済燃料プールから取り出した燃料集合体を共用プール等で長期的に保管する際の健全性（耐腐食性等）について、実証データを取得して影響評価を実施しました。また、海水による塩分付着やガレキ片による物理的な損傷の可能性を踏まえ、取り出した損傷燃料等の再処理可能性に関する判断を行うため指標整備を行いました。

I 使用済燃料管理

使用済燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価及び損傷燃料等の処理方法の検討

取り出した燃料の長期保管時の健全性評価及び損傷燃料の処理に向けた検討を実施

- 海水や瓦礫が混入した水に晒された燃料を共用プールで長期保管する際の長期健全性を評価した
- 乾式保管も想定し、傷がある燃料の長期健全性やすき間部に入り込んだ瓦礫中水分の影響について評価した
- 基礎試験として、海水成分の燃料部材への移行評価や放射線下における海水等の腐食への影響評価を実施した
- 損傷した可能性のある燃料の再処理の際の技術的課題や再処理の可否を判断するための評価を実施した

研究開発の推移



背景

1号機から4号機の使用済燃料プールに保管されていた燃料集合体は、将来の処理・処分方法の決定まで、取り出した後当時は発電所内の共用プールに保管される計画です。一方、これらの燃料集合体は、事故時に海水注入や落下した瓦礫の混入など特異な環境に晒されました。

このため、共用プール内に移送された後の燃料集合体については長期的な燃料の健全性を確認する必要があります。また、損傷した可能性のある燃料については、将来の処理・処分工程への影響の有無を確認する必要があります。

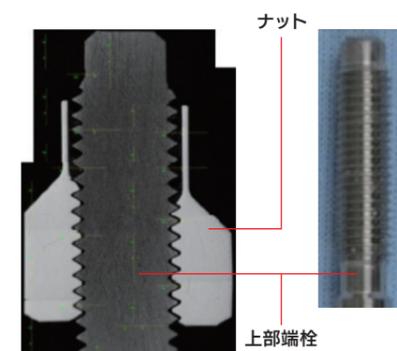
目的

海水の注入により使用済燃料プールの水質変化や瓦礫混入により燃料にキズや変形等の損傷を受けた可能性がある燃料を共用プール等で安定に保管できるかを評価するため、実際の保管環境を想定した腐食試験や強度試験を行いました。また、共用プールの容量確保のため、一部は乾式保管の可能性も検討されているため、乾式保管時の燃料健全性への影響も模擬試験により検討しました。

また、損傷した可能性のある燃料等に対する処理方策の一つである再処理の技術的な成立性を確認するため、再処理する際の技術的な課題の抽出とともに、再処理の可否を判断するための基礎的な影響評価を実施しました。

1 共用プール保管時の燃料の長期健全性評価

燃料の健全性にとって燃料を扱う際に大きな負荷がかかる燃料の上部と下部の健全性は極めて重要です。このため、瓦礫等の存在を模擬した環境での部材の浸漬試験や強度試験(図1)を行いました。結果、健全性に影響するような腐食や機械的強度劣化は認められませんでした。また、4号機プールから取り出した燃料に対して外観観察(図2)や被覆管酸化膜厚さ測定を行いました。白色の堆積物が確認されたものの、健全性に影響するような状態は認められませんでした。なお、白色堆積物については、Mgが多く、Al、Siがその半分でClは検出限界以下(図3)であったため、電気化学試験の結果も踏まえ腐食への影響はほぼないことを確認しました。

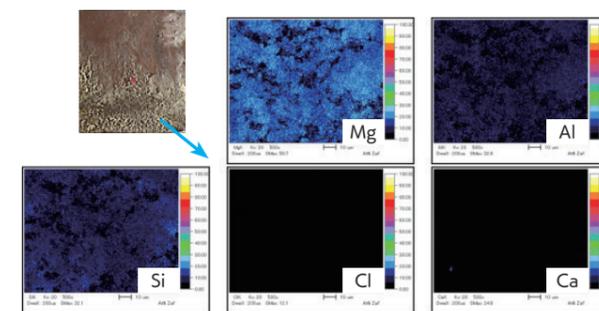


▲燃料集合体上部を模擬した試験片の断面観察(左)及び外観観察結果(右)(90℃、塩化物イオン濃度2500ppm、1000時間浸漬後に60℃、塩化物イオン濃度100ppm、7409時間浸漬)(図1)



◀4号機使用済燃料の外観観察結果(瓦礫が混入した燃料の上部タイプレート部)(図2)

4号機ロックナット

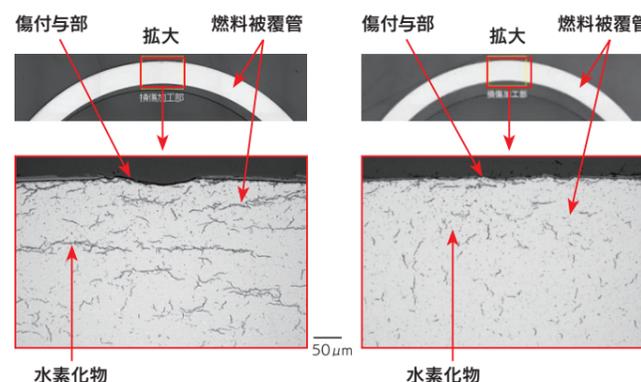


▲4号機ロックナット白色堆積物の成分分析結果(図3)

2 乾式保管時の燃料の長期健全性評価

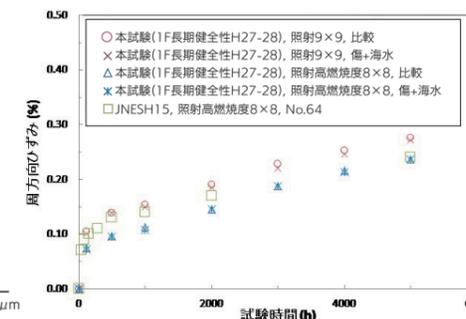
使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の乾式貯蔵を想定し、瓦礫落下や海水成分等の影響が重畳した燃料集合体の乾式保管時の健全性について、水素化物析出挙動確認試験、クリープ試験を実施し、福島第一原子力発電所特有の因子が材料特性に及ぼす影響を評

価しました。結果、瓦礫による損傷や海水付着等の重畳状態においても、水素化物析出挙動(再配向)への影響は認められませんでした(図4、図5)。また、クリープ挙動に及ぼす影響も小さいことを確認しました(図6)。



▲水素化物析出挙動確認試験結果例(300℃、冷却速度0.3℃/h、周方向応力70MPa、傷付与)(図4)

▲水素化物析出挙動確認試験結果例(照射試験片、300℃、冷却速度0.04℃/h、周方向応力70MPa、傷付与、海水付着、瓦礫固着)(図5)

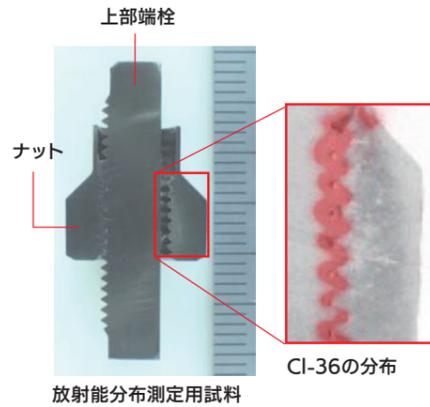


▲クリープ速度試験結果例(照射試験片、360℃、周方向応力170MPa、傷付与、海水付着、試験時間5000h)(図6)

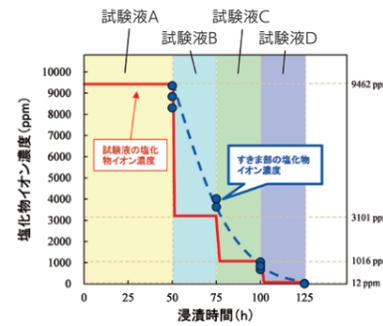
3 取り出した燃料の長期健全性に係る基礎試験

海水成分の燃料部材すきま構造部への移行挙動評価を行いました。結果、海水成分がすきま構造部に移行しますが、水質改善により塩化物濃度が低下すること(図7、図8)、すきま構造部での濃縮は生じないことを確認しました。また、燃料棒被覆管表面に形成される酸化被膜内部への海水成分の取り込みについても有意ではな

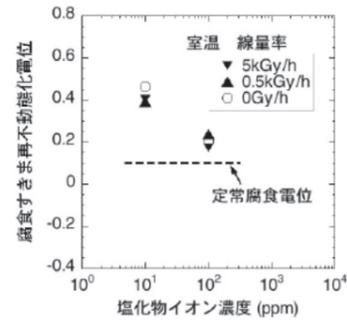
いことを確認しました。また、すきま腐食試験片を用いた電気化学試験を行った結果、100ppm以下の塩化物イオンを含む水環境では、腐食すきま再不動化電位は定常腐食電位より高かったことから、すきま腐食は起こらないことを確認しました(図9)。



▲燃料上部単栓部材ねじ構造部のCl-36分布(80℃、2倍希釈人工海水50h浸漬後時点)(図7)



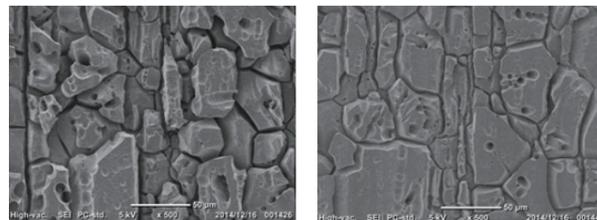
▲上部単栓部材すきま構造部の塩化物イオン濃度評価結果(図8)



▲腐食すきま再不動化電位と塩化物イオン濃度の関係(図9)

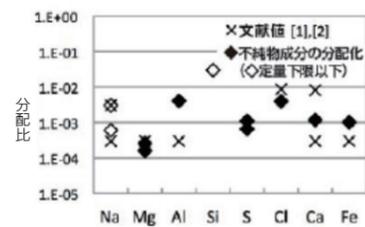
4 損傷燃料等の処理に向けた検討

再処理施設における損傷燃料の処理時の影響について、海水等の不純物を考慮した検討を行いました。主評価項目である再処理機器への腐食影響評価(図10)、工程内挙動評価(図11)、廃棄体への影響評価等において不純物の影響はないことを確認しました。なお、今後の詳細な検討の実施の要否は、取り出された燃料の状態確認を踏まえて判断することとしました。

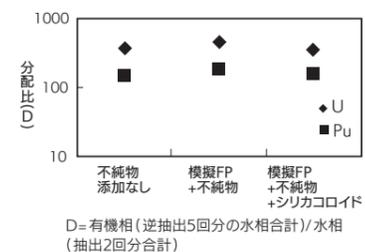


▲高レベル廃液槽の浸漬試験結果(浸漬試験片の表面観察、浸漬時間960h)(図10)

塩化物イオン等に起因する孔食も見られず、また、腐食速度はむしろ減少しており、不純物による機器腐食はないと判断しました。



(a) 模擬FP共存時の不純物成分の分配比 ※FP…核分裂生成物



(b) 不純物成分共存時のU・Puの分配比

▲不純物成分の工程内挙動評価結果(図11) 不純物の分配比は 10^{-2} ~ 10^{-3} オーダーと低く溶媒に抽出されにくいこと、また、U・Puの分配比は不純物の有無で有意な変化がないことを確認しました。

I

廃炉に関する研究開発

除染・線量低減

燃料デブリ取り出しに向け、原子炉格納容器内の調査等を行っていくにあたり、作業環境改善のため、現場の汚染状況に合った遠隔除染装置を開発してきました。また、遠隔除染技術(装置)と遮蔽を組み合わせることで作業員の被ばく線量を総合的に低減する方策の検討を進めてきました。

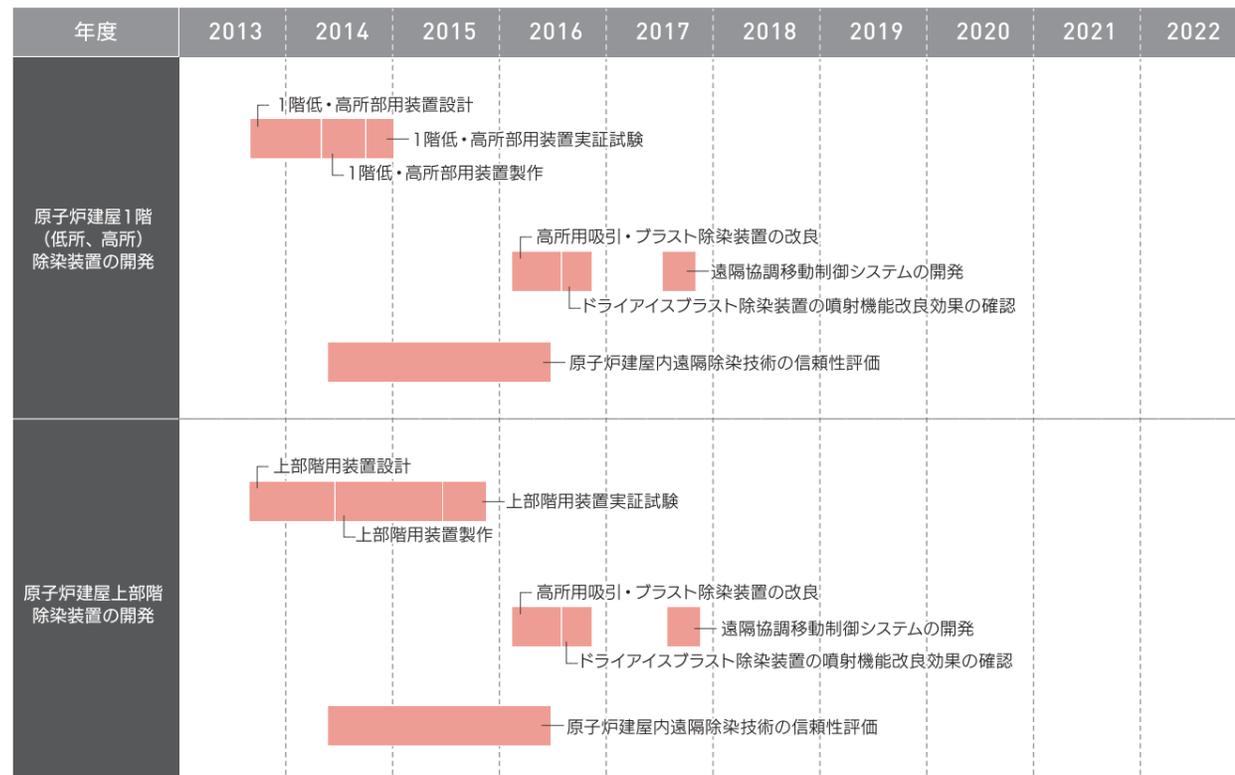
II 除染・線量低減

原子炉建屋内の遠隔技術の開発

燃料デブリ取り出しに先立ち、 原子炉建屋内を遠隔操作装置により除染する

- 原子炉建屋1階(低所部、高所部)を除染する装置を開発した
- 原子炉建屋上部階(2、3階)を除染する装置を開発した

研究開発の推移



背景

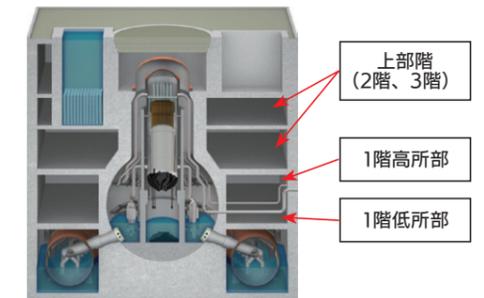
福島第一原子力発電所1～3号機の燃料デブリ取り出しに向けて、原子炉建屋内1階フロア及び上部階において各種作業が計画されていましたが、高線量状態が各種作業の阻害要因となっていました。各種作業を円滑に遂行するために、線量を低減し作業場所の環境を改善するための遠隔除染技術の確立が必要とされています。

目的

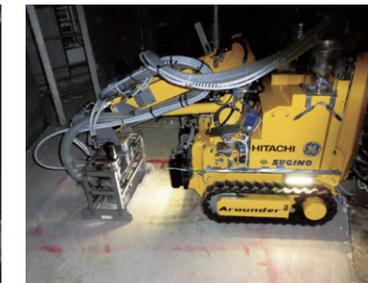
燃料デブリ取り出しに向けた原子炉建屋内の線量低減を実現するため、原子炉建屋内1階フロア及び上部階での除染装置の設計製作を行い実証試験による性能確認並びに実証試験結果を踏まえた装置改良、遠隔制御システムの開発を目標としました。これらを通じて遠隔除染技術を確立します。

1 1階低所部を除染する装置

床面および床面から高さ1.8mまでの壁面等を除染する装置を開発しました。様々な汚染形態や対象物に対応するため、吸引・プラスト、高圧水ジェット、ドライアイスプラストの3方式で装置を開発しました(図1～図3)。



▲吸引・プラスト除染装置(図1)



▲高圧水ジェット除染装置(図2)



▲ドライアイスプラスト除染装置(図3)

2 1階高所部(高さ5～8m)を除染する装置

2013年度に製作した3種類の低所部用除染装置(吸引・プラスト除染装置、高圧水ジェット除染装置、ドライアイスプラスト除染装置)を高所部の除染作業へ適用出来るように再設計・製作しました(図4～6)。性能に関しては、モックアップ用の試験設備を製作し、実証試験を行いました。モックアップ設備については、実機適用時に想定される対象設備を抽出し、その多様性や適用の優先度等を考慮して製作しました。実証試

験では除染性能、遠隔での走行性・操作性や安全機能など、必要な性能を確認して評価を行いました。その結果、高圧水ジェット除染装置およびドライアイスプラスト除染装置について、高所除染での効果範囲等を確認できました。また、吸引・プラスト除染装置については、主な施工対象となる干渉物撤去後の壁面での施工性を確認できました。これらにより、実機への適用の目標を達成することができました。



▲高所用吸引・プラスト除染装置(図4)



▲高所用高圧水ジェット除染装置(図5)



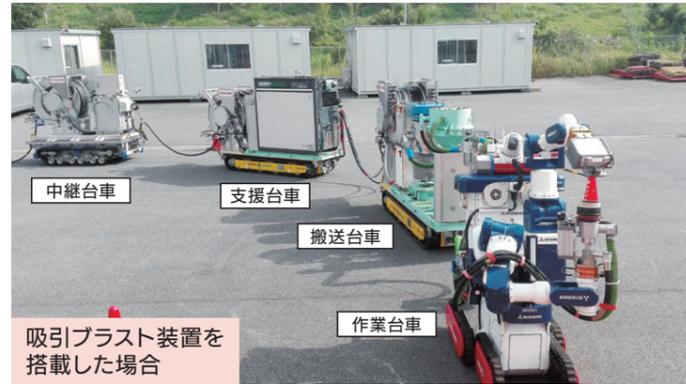
▲高所用ドライアイスプラスト除染装置(図6)

3 上部階(2階、3階)を除染する装置

上部階用除染装置は、機器ハッチ開口部から昇降作業台を使用して原子炉建屋上部階(2~3階)にアクセスし、床面及び床面から高さ2mまでの壁面等の除染を行える装置です。低所用除染で開発した各除染装置(高圧水、

ドライアイス、吸引・プラスト)を共通の台車で施工できるように開発を進めました。

上部階へのアクセス方法、装置設計に基づき、各装置の製作に着手しました。装置は共通台車として、作業台車・搬送台車・支援台車・中継台車および各除染ユニットから構成されます(図7)。同装置は2015年度に完成させ、モックアップによる検証試験を行いました。



◀上部階用除染装置(図7)

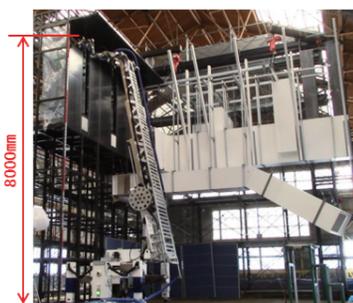
4 実証試験(例)

1階低所部用、1階高所部用、上部階用の各除染装置を開発しました。

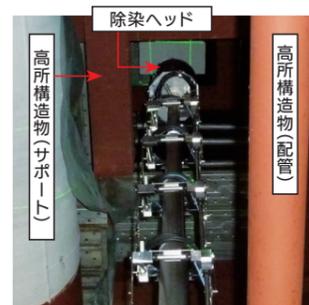
また、汚染形態に応じた除染効果を検証し、実証試験により、有効性・適用性を確認しました(表1、図8~図12)。

▼除染方法(表1)

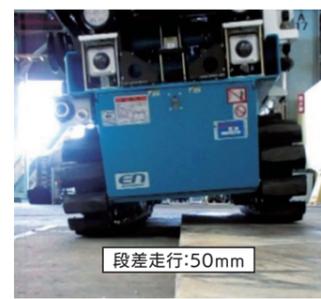
除染方法	吸引	プラスト	高水圧ジェット	ドライアイスプラスト
概要	空気とともに汚染を吸引して回収	圧縮空気にてスチールグリッドを吹き付け、研削/回収	高水圧を吹き付け汚染を水とともに回収	圧縮空気にてスチールグリッドを吹き付け、研削/回収
汚染形態				
遊離性	○	—	○	—
固着性	—	○	○	○
浸透性	—	○	(○)[超高圧時]	—



▲モックアップ試験設備(図8)



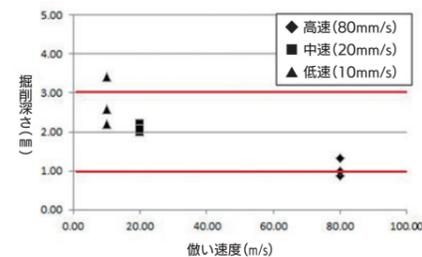
▲設置位置決め性能を確認(図9)



▲走行性を確認(図10)



▲プラスト(20mm/s)後の試験体(図11)



▲目標除染性能を確認(図12)

III

廃炉に関する研究開発

炉内調査・解析

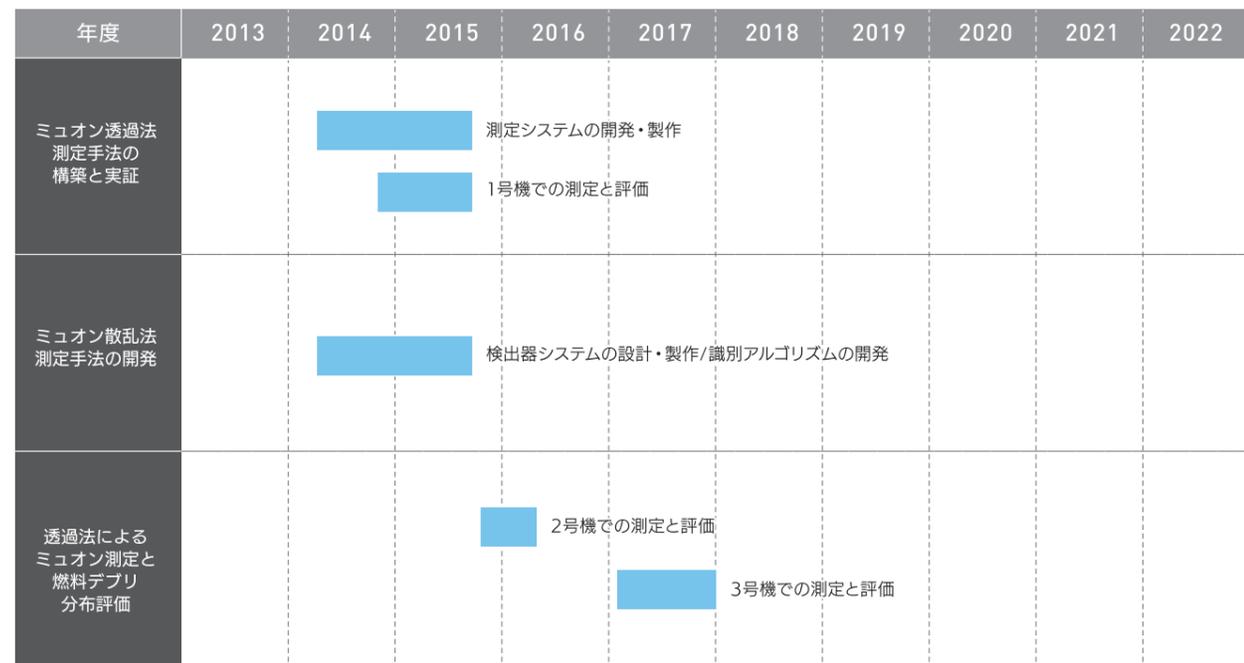
燃料デブリの取り出し等に向け、原子炉格納容器内の燃料デブリの分布や構造物の状況等を把握するための調査技術の開発を進めてきました。

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。

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した
- 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した
- 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した
- 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した

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進めるため、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、福島第一原子力発電所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、ロシアアモス国立研究所

目的

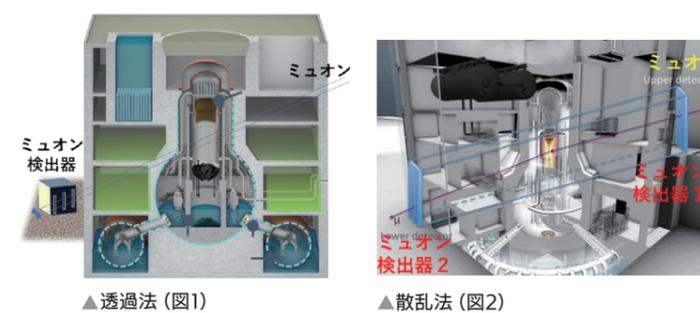
ミュオンによる内部調査法には透過法と散乱法があります。

透過法は、原子炉を透過してくるミュオン量を測定することにより、通過軌跡上の物質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認し、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、その技術を2、3号機での測定に展開しました。

散乱法は、原子炉を通過する前後のミュオンの軌跡の測定から原子炉内でのミュオンの散乱角度を推定することにより、原子炉内の3次元空間の物質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した。

1 ミュオンによる原子炉内部の調査

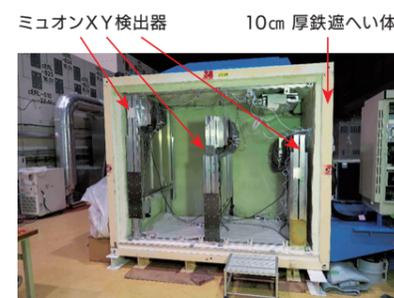
地上には掌の大きさに毎秒1個のミュオンが降り注ぎます。ミュオンは物質を透過しますが、透過性の違いや物質による散乱角度の違いから、構造物内部の透視が可能です。透過法(図1)は1台の検出器で、短期間に内部情報が得られます。散乱法(図2)は2台の検出器を用いて識別能力が高い測定が可能です。福島の測定では、現場状況の制約等から透過法のみが行われました。



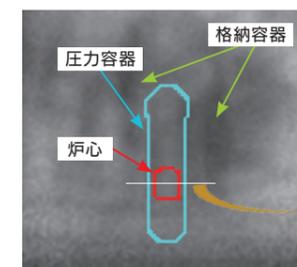
2 1号機での透過法の実証試験

測定装置(写真1)は、高放射線環境下でもミュオン測定が行えるよう鉄遮へい体で囲みました。また、ミュオン測定数の数えミス除去のため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

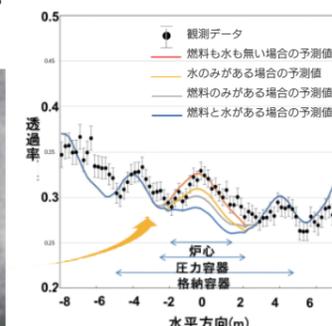
3か月間測定を行い、得られた透過率分布(図3)とシミュレーションによる予測値との比較(図4)から、炉心位置には燃料はほとんど無いと考えることが妥当との判断が得られました。



▲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)

3 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

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号機で測定と評価を行い以下の結果を得ました。

〈2号機:2016.3~7月測定(図5)〉

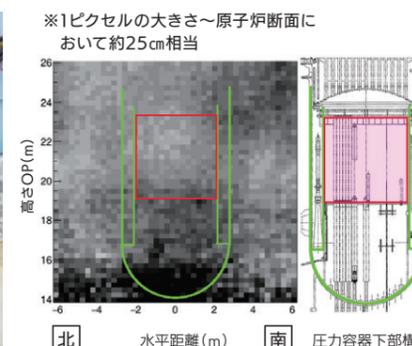
- 圧力容器底部に燃料デブリとみられる高密度物質の確認
- 炉心下部、炉心外周域にも若干の高密度の物質の存在

〈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分布(2号機)(図5)
(測定結果:平成28年7月22日時点)

サプレッションチェンバー (S/C) 等に堆積した放射性物質の非破壊検知技術の開発

サプレッションチェンバー(S/C)等に存在する放射性物質の堆積状況の推定と計測手法を開発する

- 放射性物質のS/Cおよびトールス室への移動シナリオを検討した
- 止水材などへの放射性物質の影響評価を行った
- 放射性物質の核種組成と放射線分布評価、バックグラウンド放射線の評価、放射性物質を検知する最適手法の選定、S/C内の堆積量の推定方法について検討した

研究開発の推移

年度	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022
開発計画の策定		開発・作業項目の抽出								
放射性物質の移動シナリオ作成		放射性物質のS/C及びトールス室への移動のシナリオ								
止水材などへの放射性物質の影響評価		止水材在中の発熱によるセメントの劣化を発生させるウラン重量の評価								
放射性物質の検知技術の開発		<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質の核種組成と放射線分布評価 バックグラウンド放射線の評価 放射性物質を検知する最適手法の選定 S/C内の堆積量の推定方法の検討 								

背景

S/C等を補修・止水するためには、そこに堆積する放射性物質の状況を把握する必要がありますが、その評価方法は確立されていません。また、これらの評価は、非破壊測定が理想的ですが、検知すべき放射性物質の堆積が非破壊測定で評価できるか明らかではありません。さらにS/C等全域における堆積量まで判断できる手法の確立が課題となっています。

目的

S/C等の補修・止水作業に必要な情報を取得するために、S/C等に存在する放射性物質について、その堆積状況を推定するとともに、計測手法の開発を行います。

今後の展開としましては、許容量を上回る放射性物質が、S/C、トールス室に流入する可能性は低いと評価され、かつその有無を確認する非破壊検知は、想定した条件において技術的に可能であることが確認できてます。測定システムおよびアクセス装置の設計・製作の実施については、補修止水工法の開発結果を踏まえて判断していきます。

1 放射性物質の移動シナリオ

放射性物質のS/C及びトールス室への移動シナリオを検討しました(表1)。その結果許容量を上回る燃料デブリが流入する可能性は低いと考えられるため、相対的に放

射性物質が堆積する可能性が低いS/C底部及びサンドクッションドレン管排出口付近を測定すれば、許容量を上回る放射性物質がないことを確認できます。

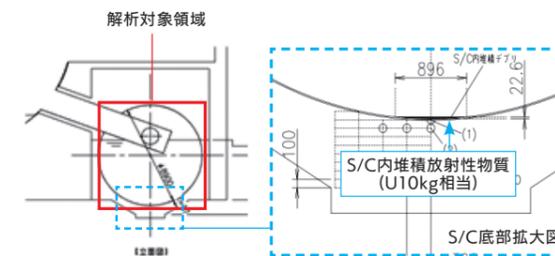
▼相対的に可能性の高い放射性物質流入シナリオ(表1)

形態	S/C	トールス室
熔融放射性物質	ドライウエルの放射性物質がS/Cベント管入口に達し、S/Cに流入する。	ドライウエルの放射性物質がPCVシェルおよびサンドクッションを侵食し、ドレン管を通じて流入する。
粉状放射性物質	冷却水の注水などにより生じた流れによって移動し、S/Cベント管を通じて流入する。	冷却水の注水などにより生じた流れによって移動し、サンドクッションドレン管を通じて流入する。
エアロゾル	気体の流れによって移動し、SR(主蒸気逃し)配管やS/Cベント管などを通じて流入する。	気体の流れによって移動し、S/Cを経由し破損した真空破壊ラインなどを通じて流入する。

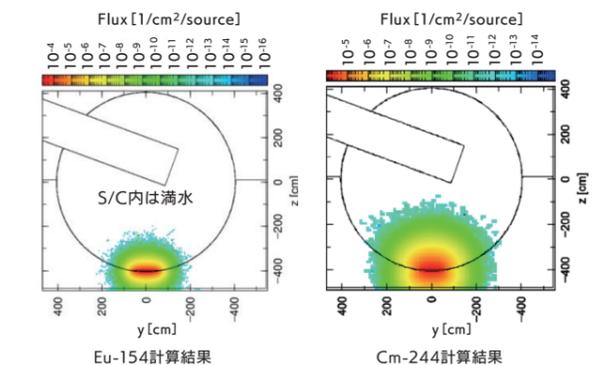
2-1 放射性物質の核種組成と放射線分布評価

燃料由来核種(測定対象核種(Cm-244, Eu-154等)、バックグラウンド核種及び遮蔽材核種)をORIGENコードにより評価しました。燃料由来核種と構造材との混合比率は、MAAPコードの解析結果を基に設定しています。S/C、トールス室の計算モデル(図1)は、S/C、トールス室等の16分の1規模を模擬した3次元体系とし、S/C

底部周辺の中性子束及びγ線束を評価しました(図2)。今回設定した燃料デブリを線源として、S/C底部の中性子束およびγ線束を評価しました。その結果、バックグラウンド環境下においてもCm-244(中性子)およびE-154(γ線)は測定できることを確認しました。



▲計算体系(図1)

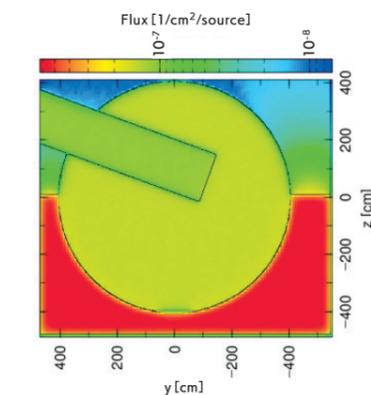


▲1号機S/C周辺の燃料由来放射線分布(図2)

2-2 バックグラウンド放射線の評価

滞留水におけるγ線バックグラウンド(Cs-134, Cs-137)の評価を実施しました(図3)。

この結果、トールス室内の滞留水部分の放射線量が高い(赤色領域: 10^{-7} /cm²/source程度)ことを確認しました。また、S/C内およびトールス室内のγ線束は、各々ほぼ均一であることを確認しました。

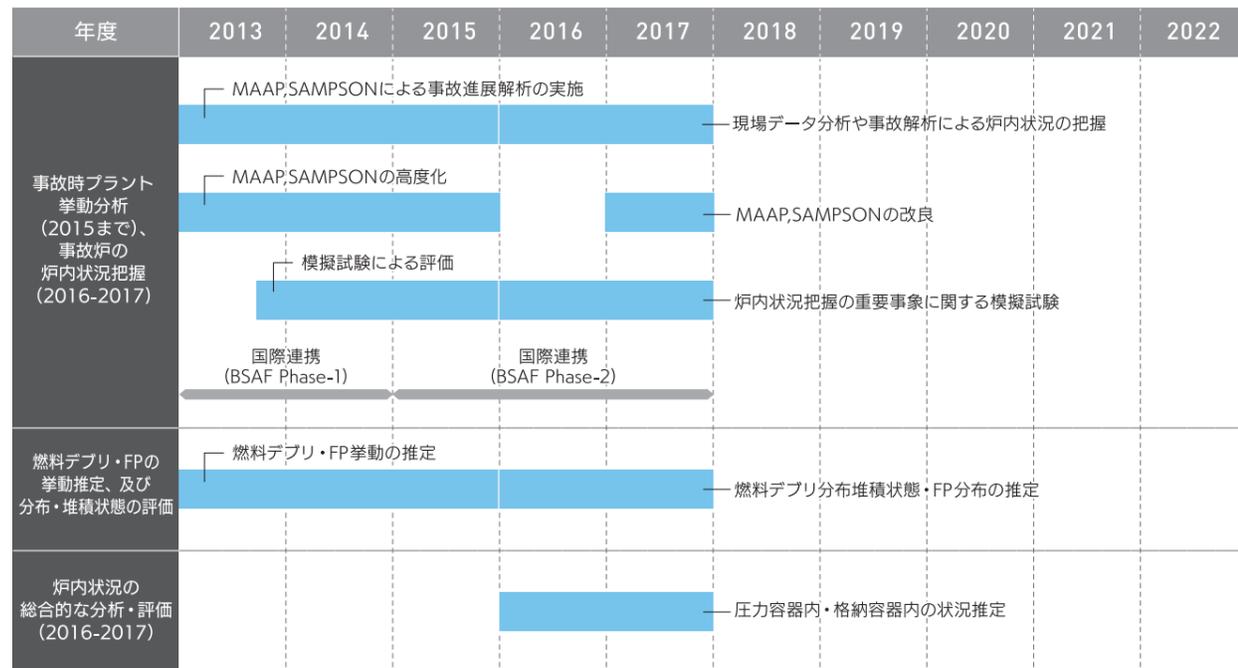


▲1号機S/C周辺の燃料由来放射線分布(図3)

燃料デブリ取り出し技術の検討に必要な 原子炉压力容器、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、压力容器・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、压力容器内・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進めるため、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、压力容器内・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。

1 事故時に何が起きたかを評価

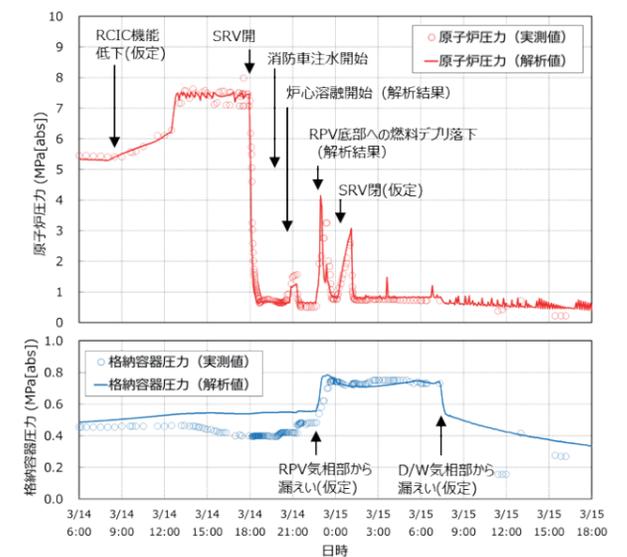
専門家グループによる総合評価に基づいてMAAPやSAMPSONの要素モデルを改良し、事故時プラントデータを合理的に説明できる事故シナリオを評価・検討し、压力容器内部でのデブリ崩落、压力容器のパウダリ破損、ベDESTALへのデブリ移行について、事業実施時点での最確シナリオをとりまとめました。

● 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、国内外で広範囲で使用されている。

● 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

2 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

3 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号機オペレーティングフロア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压力容器からオペレーティングフロア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

4 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、燃料デブリや破損物質を、特徴の異なるいくつかのカテゴリ

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、燃料デブリ取り出し方法の選定や燃料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号機の燃料デブリ分布・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(株)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)
- 炉心スプレー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ー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燃料デブリと推定。(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(大きい)。(実測に基づく推定)
- 場所によって強弱はあるもののペDESTAL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)
- 穴から落ちた燃料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)

- 上部タイプレート等がペDESTAL床に落下しており、同じRPVの穴を通し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DESTAL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広がっている可能性。(実測)

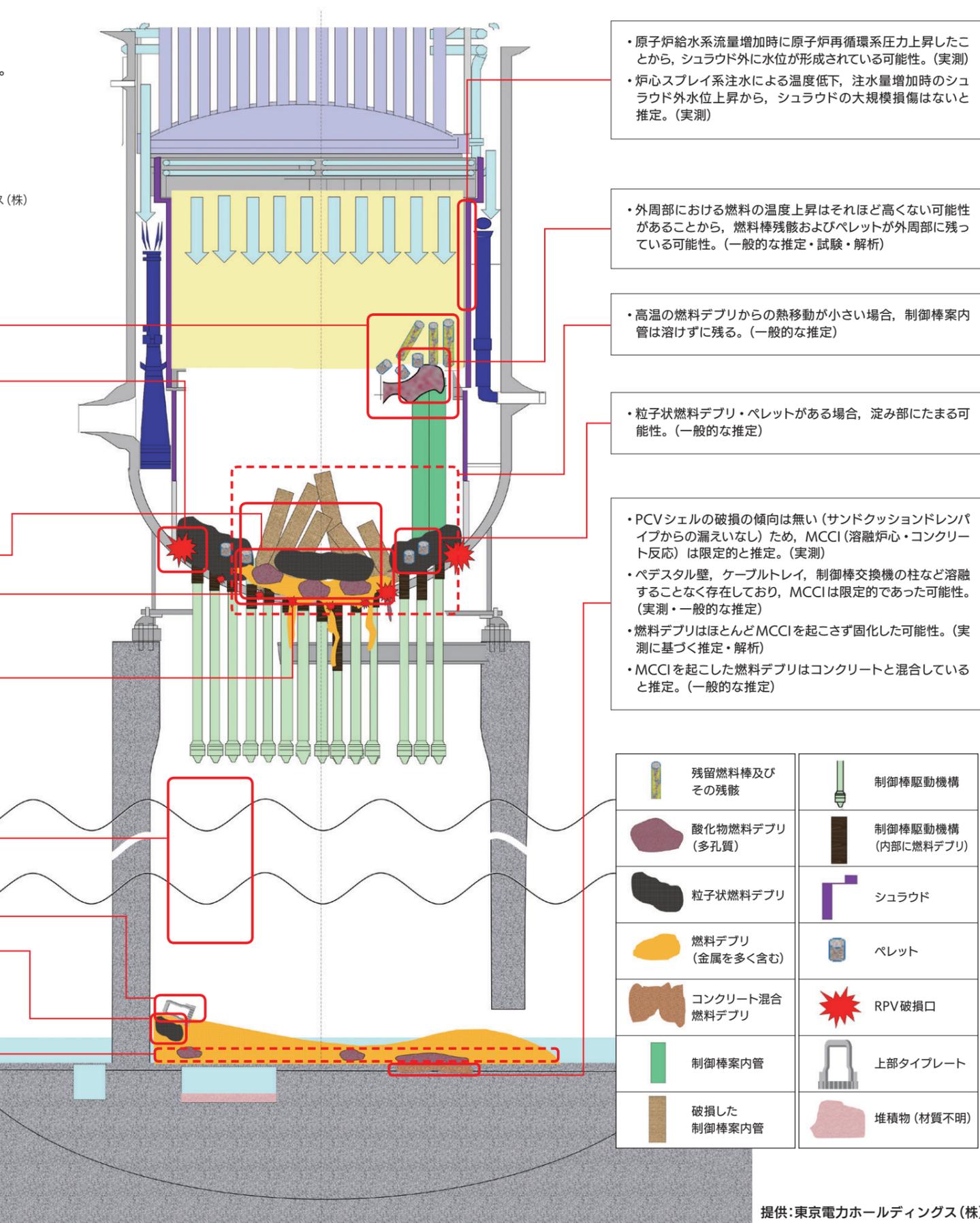
- 上部タイプレートがペDESTAL外周部に落下していることを踏まえ外周部に圧力容器の破損口がある可能性。(実測に基づく推定)
- 少なくとも、上部タイプレートが落下する程度の大きさの穴が開いたものと推定。(実測)
- 外周部の制御棒案内管及び制御棒駆動機構の一部は圧力容器底部に堆積した燃料デブリにより溶融・倒壊している可能性。(実測に基づく推定)

- 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)

- 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、制御棒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の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捉えた可能性。(実測)

- プラットフォームからペDESTAL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こと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DESTAL下部構造物に目立った損傷が見られないことから、ペDESTAL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DESTAL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、粒子状燃料デブリが形成される。(一般的な推定)
- 粒子状燃料デブリがある場合、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)
- 炉心スプレー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)

- 粒子状燃料デブリ・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DESTAL壁、ケーブルトレイ、制御棒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		制御棒駆動機構
	酸化燃料デブリ(多孔質)		制御棒駆動機構(内部に燃料デブリ)
	粒子状燃料デブリ		シュラウド
	燃料デブリ(金属を多く含む)		ペレット
	コンクリート混合燃料デブリ		RPV破損口
	制御棒案内管		上部タイプレート
	破損した制御棒案内管		堆積物(材質不明)

提供:東京電力ホールディングス(株)

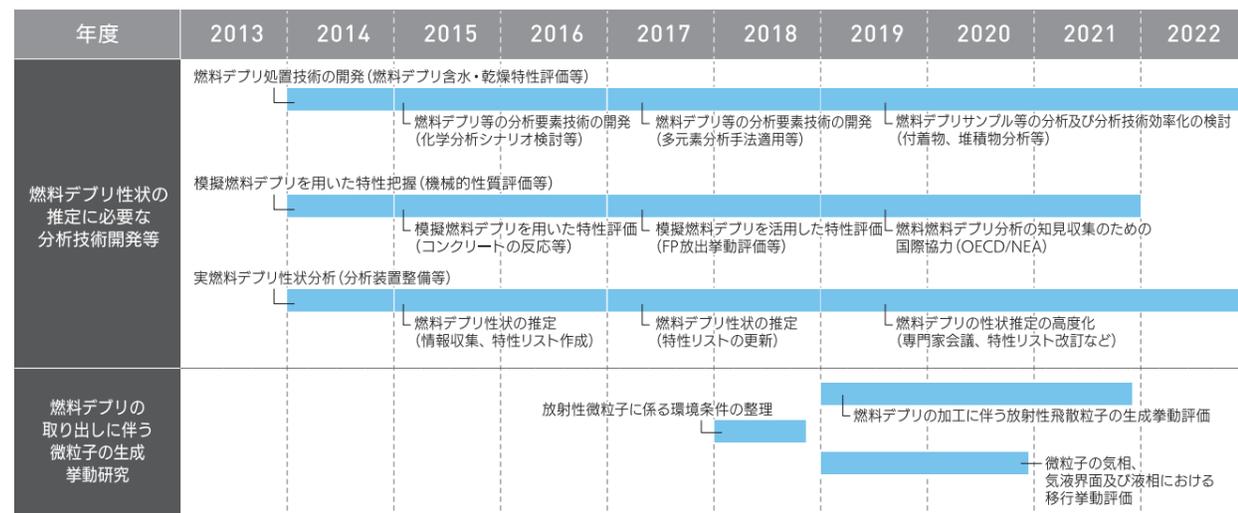
燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発

燃料デブリの取り出し技術の検討に必要な燃料デブリの性状を把握する

福島第一原子力発電所(以下1Fという。)における燃料デブリ取り出しに向けては、取り出し方法の選定や、取り出し後の輸送、保管に役立つ燃料デブリの性状の情報が少ない状況です。ここでは燃料デブリの性状の推定を目的として、以下の3つの視点で燃料デブリの分析・推定技術の開発を行っています。これまでの主要な成果を紹介します。

- 国内外の知見や模擬燃料デブリ試料を調製し、試験データから原子炉内に存在する燃料デブリの性状を推定する技術の開発
- 模擬燃料デブリ試料を用いた燃料デブリの分析技術の開発や燃料デブリの管理に必要な特性データの取得
- 1Fから回収した付着物、堆積物の分析データの取得、データの評価に基づく、燃料デブリ性状の推定などをデータベース化

研究開発の推移



背景

1Fの原子炉炉心溶融事故で発生した、核燃料と原子炉構成材等との溶融物である燃料デブリについては、知見がほとんどなく、事故炉の原子炉の廃止措置という世界的に例のない作業のために、知見を深めなければなりません。現場の映像などの情報は一部取得できているものの限定的です。燃料デブリは、多種多様な放射性元素を含有した不均質な組成であり、難溶性の硬い組織を含有するなど複雑な化合物であると推定されています。高放射性物質としての取り扱い、用いる分析の精度など、様々な廃炉作業のニーズに対して、必要な情報を抽出整理し、試験によるデータを取得することが求められています。これらは、燃料デブリを取り出すための装置や治具、取り出した後の収納・保管容器などの開発・設計や放射線の安全対策の策定に役立ちます。

目的

分析技術等の開発として国内外の類似した研究例を基に、1Fの燃料デブリ性状を模擬した模擬燃料デブリを調製し、分析法の適用性確認を行いその結果を分析フローで提示します。また、実際に1Fの原子炉格納容器の内部調査で使用された機器や治具に付着した物質の分析を行い、開発した分析技術の適用性を確認します。さらに分析結果から、燃料デブリ加工治具選定に役立つ硬さ等の物理性状、保管時の水素発生評価に必要な含水特性、水分除去のための熱処理による放射性元素の揮発挙動の推定、加工時に発生が想定される微粒子挙動の推定の高度化を行います。これらの成果は、廃炉事業関係者等のユーザー側にとって使い勝手の良いデータベースとして提示します。

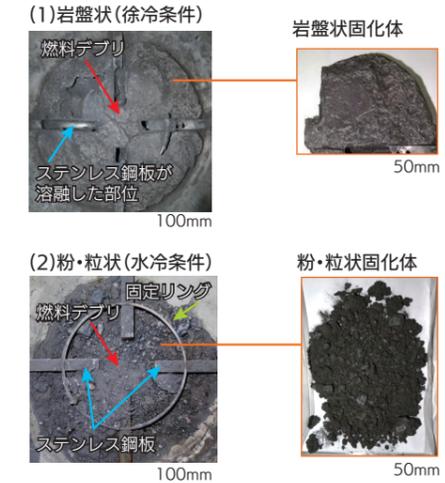
1 国内外の知見を活用した模擬燃料デブリ試料の調製と燃料デブリ性状の推定

米国、スリーマイル島原子力発電所2号炉(TMI-2と略す。)の事故で生じた燃料デブリは、核燃料と原子炉内構成材が主成分の燃料デブリでしたが、1Fの事故では、これらとコンクリートの反応が生じており、1F特有の事象として、溶融炉心・コンクリート反応(MCCI)で生じた生成物に関する情報が求められています。図1は集光加熱法を用いた試験の様子です。コンクリート片の上に模擬コリウム(燃料被覆管材等の成分であるZrと構成材に使用されているステンレス(SUS)の粉末を整形したディスク)を置き、集光加熱法により溶融させることで模擬MCCI生成物を作製する方法を開発しました。この方法により種々の性状をパラメータとした模擬MCCI燃料デブリ試料データ取得が可能となりました。

また、カザフスタン国立原子力研究所(NNC)においてUO₂を用いた大型の金属/セラミックス溶融固化体の生成試験を行いました(図2)。NNCでは数10kgオーダーのUO₂、Zr、B₄Cを加熱溶解し、ステンレス鋼の受け皿に落下させることで模擬燃料デブリを生成させました。その結果、表面に粒状や塊状の組織を伴う模擬燃料デブリの生成や、金属とセラミックスの混合状態、これらの境界部の詳細に関する知見を得ました。

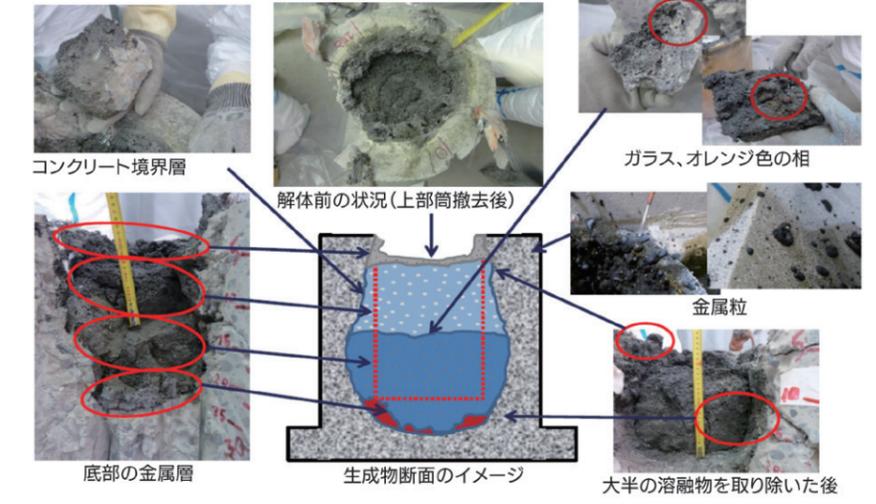


▲集光加熱による模擬MCCI生成物調製(図1)



▲金属/セラミックス溶解固化体の調製(図2) カザフスタン(NNC)での試験

2016年度大型MCCI試験



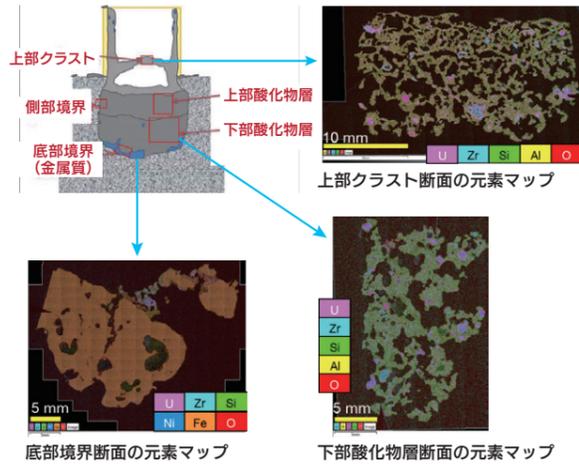
▲大型MCCI試験・生成物の外観(図3)

一方、フランス原子力・代替エネルギー庁(CEA)にて、1Fの溶融成分や日本で使用されているコンクリート材を考慮した大型MCCI生成試験を行いました(図3)。

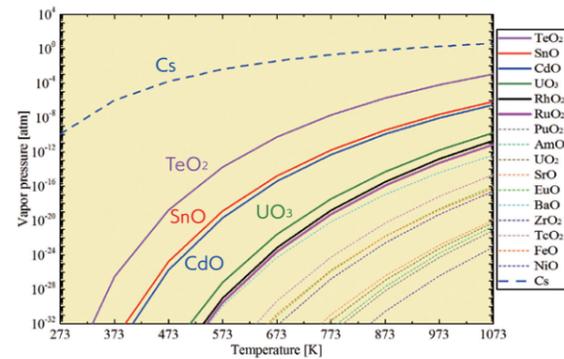
得られた模擬燃料デブリを解体し、複数の部位からサンプルを取得することにより、コンクリートの浸食深さや生成物の状態を確認するなどの知見を得ました。

また、生成物の分析を行い、生成部位ごとの元素マップを取得しました(図4)。その結果、不均一な組織、多孔質な部分、金属質の部分などが観察されました。酸化物からなる層はSi含有率の高い母相中にU-Zr酸化物などが析出していることがわかりました。さらに、底部の金属層は主にFeを主成分とした合金であることが確認できました。これまでの基礎試験等から想定さ

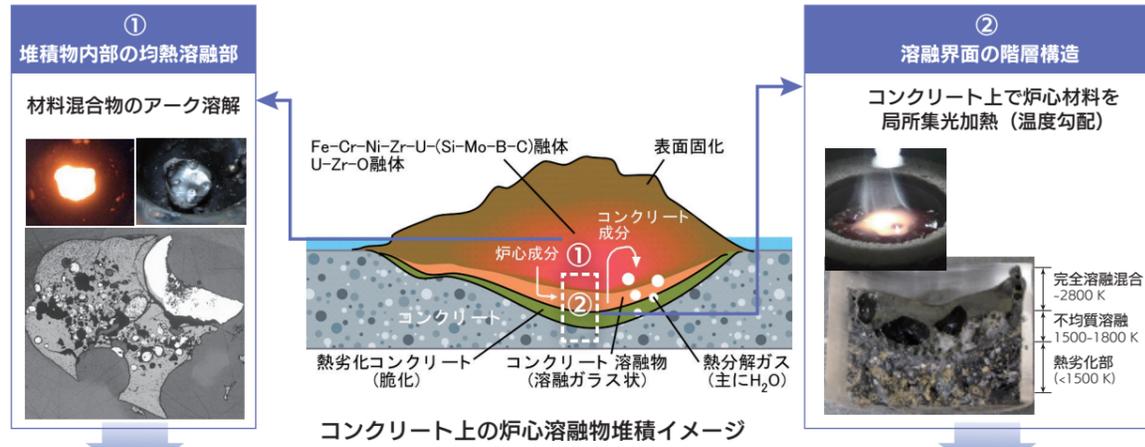
れる状態と、大きく変わらないことを確認できました。図5は、生成が推定される核分裂生成物(FP)やアクチノイドの酸化物の蒸気圧を計算した結果を、温度との関係で図示したものです。高揮発性のCsのほか、UO₃の蒸気圧曲線よりも高い蒸気圧曲線を持つTe、Sn、Cdの存在が示唆されます。これは燃料デブリ中のFPが揮発する可能性があることを示しています。



▲大型MCCI生成物の元素分布(図4)



▲酸化物の蒸気圧計算結果(図5)



均質溶融部の生成相、組織、硬さデータ取得

▲2種類の模擬MCCI生成物調製(図6)

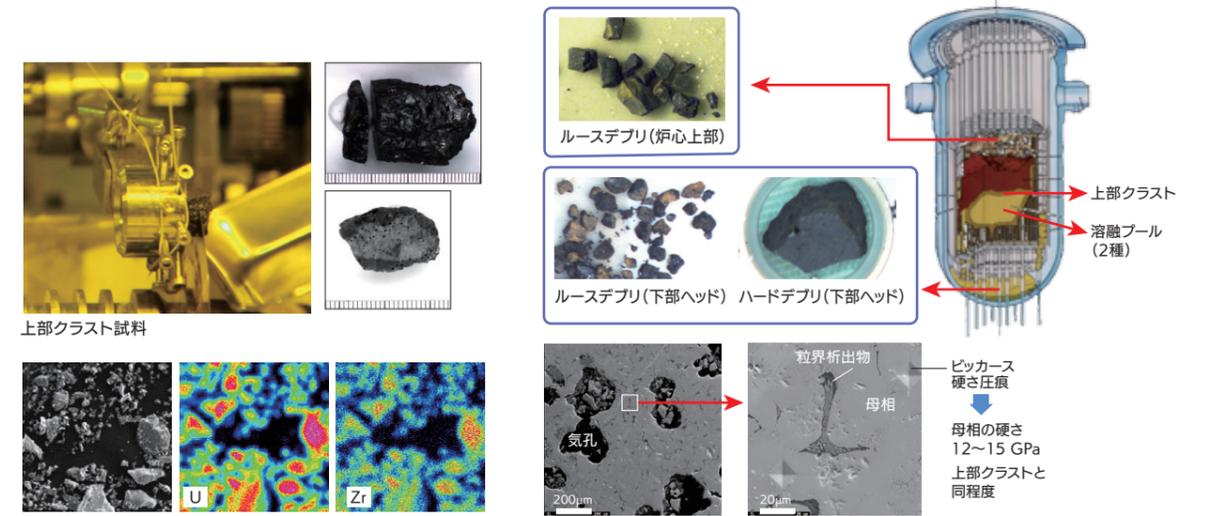
知見の少ないMCCI生成物の特性データを取得するためには、試験目的に応じた模擬MCCI燃料デブリを作製する必要があります(図6)。図6の左側に、アーク溶解により均一溶解させて調製した模擬体を用いて組織、硬さ等のデータを取得した試験のイメージを示します。また、図6の右側には、温度勾配下での不均質な階層

構造に関するデータを取得するための、局所集光加熱によりMCCI生成物中のGdやFP元素等の挙動データを取得した試験のイメージを示しました。これらの試験で得られたFP元素等が固溶する可能性のある酸化物系の燃料デブリの特性データをまとめ、後述するdebris Wikiに掲載しました。

2-1 燃料デブリの分析法の整備、燃料デブリ取り出し管理に影響する燃料デブリ特性の把握 - TMI-2燃料デブリを用いた分析と燃料デブリ分析手順の検討 -

燃料デブリの分析技術開発の一環として、日本原子力研究開発機構(JAEA)が保管していたTMI-2燃料デブリの切断試験を実施しました(図7)。金相観察、ピッカース硬さ測定を実施するとともに、切断した試料の走査型電子顕微鏡(SEM)観察および電子プローブマイクロアナライザ(EPMA)分析を実施しました。図7の上側が切断された試料、下側がEPMA分析の結果です。クラスト部から採取されたデブリはUとZrからなる酸化

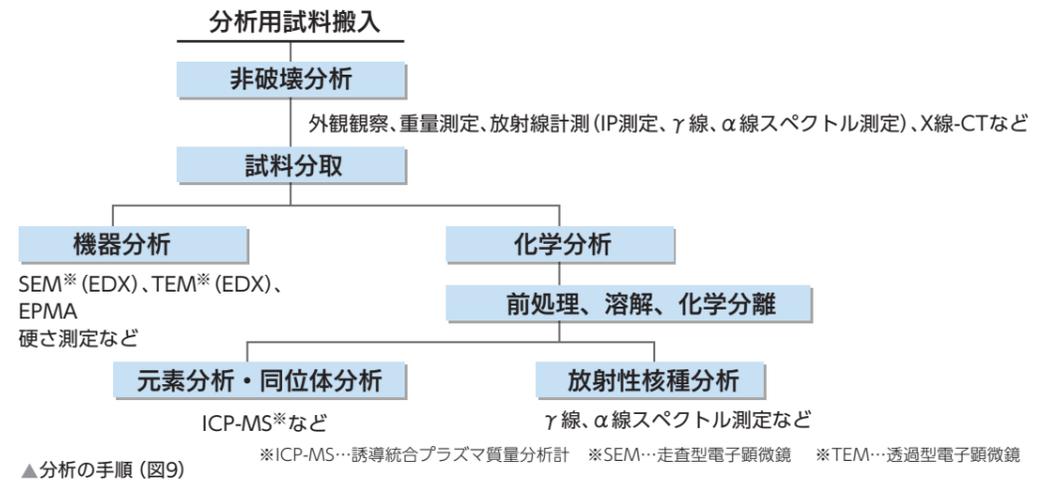
物が主成分であることが確認できました。また、採取場所の異なる3種類のTMI-2燃料デブリ試料についても分析を実施しました(図8)。下部ヘッドの試料は、母相がU、Zr、Fe、Crの酸化物であり、粒界部分にはFe系などの酸化物が析出していること、硬さは上部も下部ヘッドも同程度であることを確認しました。



EPMA分析結果: U-Zr酸化物

▲TMI-2燃料デブリの切断試験(図7)

▲TMI-2燃料デブリの外観と断面のSEM画像(図8)



▲分析の手順(図9)

1Fの燃料デブリの分析は、大熊分析研究センターを中心に実施する予定であり、そこで採用する分析技術の開発の一環として、分析フローのケーススタディを実施しました(図9)。燃料デブリの取り出しは段階的に規模を

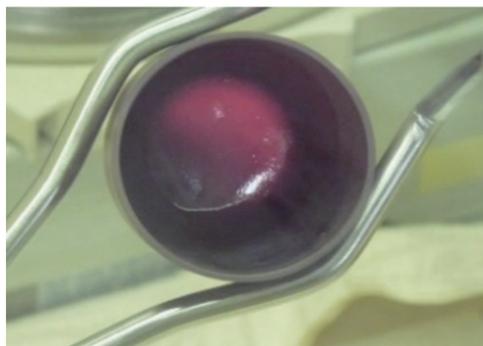
拡大して取り出す方針であるため、本スキームは極少量の試料の分析を想定したのですが、燃料デブリ取り出しの工程や保管管理の方針に対応して、フローは更新されるものと考えています。

2-2 燃料デブリの分析法の整備、燃料デブリ取り出し管理に影響する燃料デブリ特性の把握 —燃料デブリの化学分析の評価と保管中の水素発生評価のためのデータ取得—

燃料デブリの元素分析の前処理方法として、溶解法の検討を行いました。燃料デブリは炉内構造物やコンクリート成分が高温で反応したものであり、水に難溶性であると推定されます。そこで、難溶性物質の溶解法として知られる「アルカリ融解法」を採用しました。電気炉を用いて過酸化ナトリウムと模擬燃料デブリを850℃で反応させた試料について、濃硝酸を用いて完全溶解できることを確認しました(図10)。

難溶性である燃料デブリをアルカリ融解法などで溶解した後に適用する分析技術の課題についても整理しました。溶解液を化学分析する際の課題の一つとして、誘導結

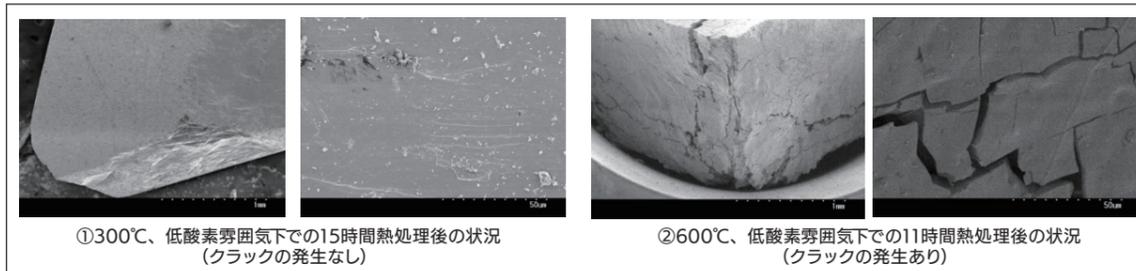
合プラズマ発光分光分析における分光干渉があります。燃料デブリがUを多量に含有する場合、他の元素を分析する際に妨害を受けるので、目的元素の定量下限値などへの影響を評価しました。図11にSiの分析に及ぼすU、Puの発光強度への干渉状況を示しました。これよりSiの分析波長288.16nm付近にUやPuの発光ピークが存在し、Siの分析に干渉していることを確認しました。



▲模擬燃料デブリのアルカリ融解試験(図10)



▲Si元素分析におけるU,Puの干渉状況(図11)



▲熱処理後の模擬燃料デブリの外観(図12)

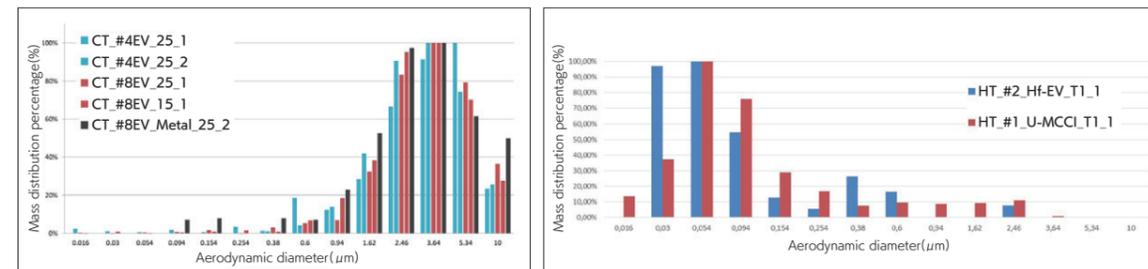
燃料デブリの性状把握の目的の一つに、取り出し後の燃料デブリの収納・保管に関する安全性評価に資する特性情報の取得があります。高線量の燃料デブリは、含有する水の放射線分解による水素発生が課題です。水素発生防止のために、水分を除去する目的で燃料デブリの乾燥特性データを、本研究で取得した揮発性放射性核種の挙動も加味し、想定される300℃を中心と

して取得しました。MCCI生成物の一成分であるコンクリートの乾燥特性データのほか、乾燥しにくいと予想される粒子状燃料デブリを想定し、粒径などをパラメータとした乾燥挙動評価を実施しました。図12に示す燃料デブリ表面のクラックの発生状況の結果から、300℃での乾燥では燃料デブリの表面状態に変化がなく、乾燥温度の目安のひとつになることを確認しました。

2-3 燃料デブリの分析法の整備、燃料デブリ取り出し管理に影響する燃料デブリ特性の把握 —微粒子の発生データ取得と挙動評価—

燃料デブリの取り出し作業における放射性微粒子の飛散は、課題のひとつになっています。取り出しに用いる工法と燃料デブリから発生する放射性微粒子の関連を調べる目的で、試験を行いました。試験に用いた試料は、過去に仏国で実施したMCCI試験で得られたものを含むUあるいはHfを含有する模擬燃料デブリ試料とし、想定される取り出し工法に対応して機械的切断試験及び加熱試験を実施し、微粒子の生成挙動を評価しました。図13に発生した微粒子の粒径分布を示します。左グラフの機械的切断に比べて右グラフの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。生成した微粒子の組成は、主にUやZrでしたが、加熱試験では、その組成は模擬燃料デブリの組成と異なっていました。これは、加熱による微粒子の生成においては蒸発/凝縮が主なメカニズムであることから、試料中の名成分の蒸気圧に影響されるためと考えられます。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も示唆されました。

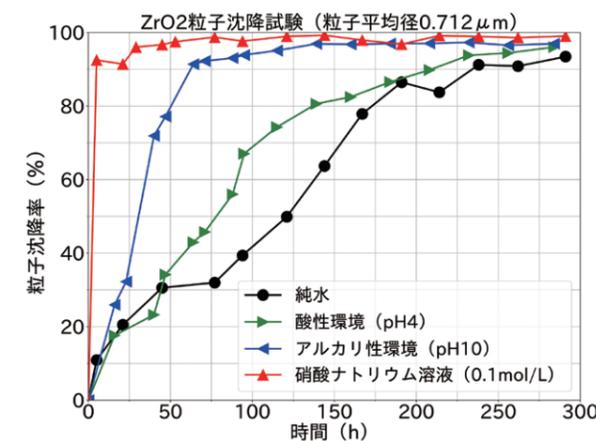
燃料デブリの取り出し工法のうち、水中における熱的加工法(レーザー法)では、気相(吹付ガス中)において生成した燃料デブリ微粒子が水中を経由し、上面の気相に放出される経路や、水中の粒子が液相中を輸送される経路が考えられます。この際に生じる微粒子の気液移行挙動や液相中の移行挙動を調べるため、挙動を模擬する基礎試験(図14)や微粒子の沈降試験(図15)を行うとともに、CFDコードによるシミュレーションを実施しました。得られたシミュレーションに、前述の加熱試験のデータを適用し、加熱試験で生成すると予測される1Fを模擬した燃料デブリ微粒子の気液移行率を推定しました。



▲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13)



▲気液界面における微粒子移行試験(図14)



▲水中の溶存物質の違いによるZrO2微粒子沈降率の経時変化(図15)

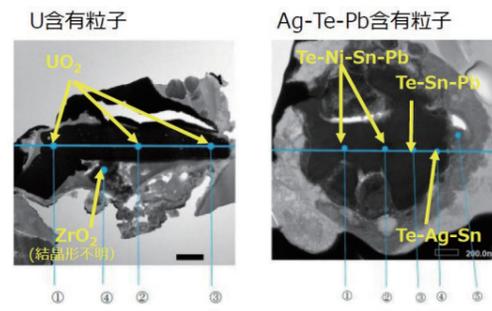
3 付着物の分析結果を用いた燃料デブリ性状の推定とデータベースの提示

1Fでは様々な機器を用いた原子炉格納容器の内部調査が実施されており、調査に使用した機器の付着物や回収された堆積物のサンプルを複数の機関が連携して実施し、分析データや分析経験の拡充を図りました。図16に JAEA 大洗研究所における SEM 分析の様子を示します。他の分析機関では、透過型電子顕微鏡 (TEM) を用いて化合物の分析を実施しました。図17には、試料中に 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。

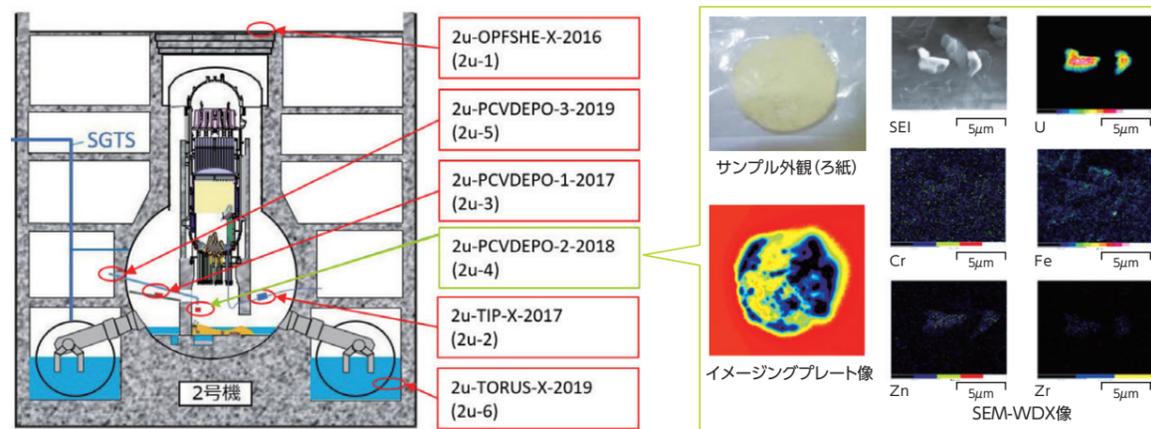
図18に2号機の試料の採取位置と分析例を示します。その結果、原子炉内オペレーティングフロアの採取試料 (2u-1)、堆積物のスミア試料 (2u-5) に燃料起源と推定される U が検出されました。その他、燃料被覆管などが起源と推定される Zr、塗料起源と推定される Zn、遮蔽材起源と推定される Pb などが検出され、各場所における元素の存在状況から炉内状況の推定を行いました。



▲炉内で採取された付着物試料の SEM 分析の様子 (図16)
JAEA 大洗研究所にて
※ SEM・走査型電子顕微鏡



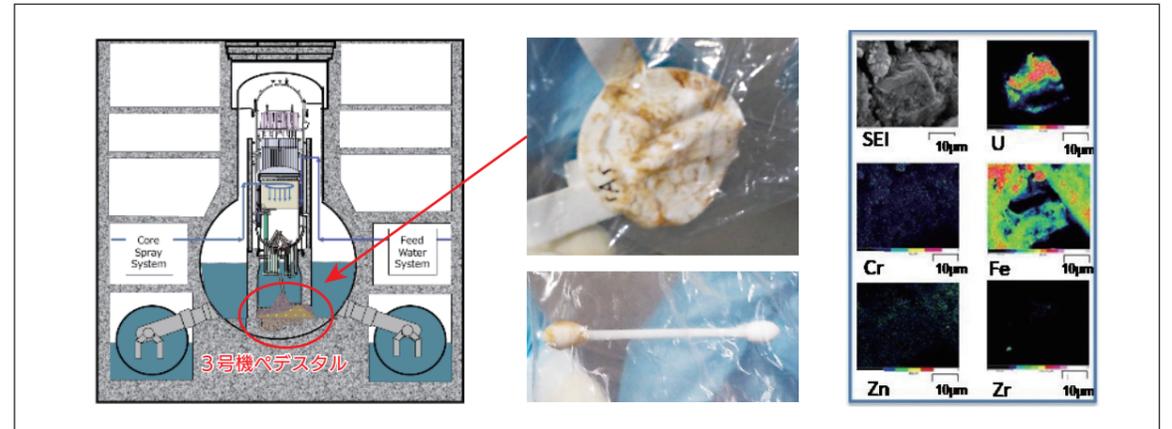
▲1/2号機 SGTS 配管内部で採取された粉末試料の TEM 分析結果 (ウランの含有微粒子を確認) (図17)
※ TEM・透過型電子顕微鏡



▲2号機の試料の採取位置と分析例 (図18)

3号機では、ペダスタル内部調査から帰還したロボット表面の付着物質をスミアろ紙や綿棒でふき取って、分析しました。試料の外観を図19の中央の写真に示します。U や Fe などの元素分析等を実施し、そのデータから、分析方法のみならず、炉内性状把握研究などの先行事

業の結果や、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て評価しました。これらのデータは、1~3号機の各領域ごとの燃料デブリ特性としてとりまとめました。



▲付着物の分析結果 (図19)

本事業で収集した燃料デブリ関連のデータは、燃料等の各種物性値、TMI-2燃料デブリ等の分析結果、1Fの運転情報、炉内調査の結果、サンプル分析の結果など多岐多数に渡っています。このため、これらのデータを体系的に利用できるようにすることを目的として、JAEA と東京電力ホールディングス (株) が共同でデータベースを整備してきました。その際、データを、採取場所、

当該号機の事故進展状況、炉内調査の結果等の情報とリンクさせて体系的に整理することにより利便性が増すことから、ウィキペディア方式のデータベース・プラットフォームを開発しました。これまで IRID で取得したデータを入力するとともに今後も継続して取得される分析データや各種情報はこのデータベースに集約されていく計画です。

<https://fdada-plus.info/wiki/index.php>

採取位置	試料番号				採取時期	分析時期	分析結果の説明	分析結果						PJ名等	備考
	debrisWiki	TEPCO	各分析機関	分析機関				試料形状	外観	IP	SEM	TEM	ICP		
ウェルプラグ	1u-WELLP-1-2019	1u-4,22-2	XM1916	JAEA	2019/7~8	2020/1~2	スミア紙	●	●	●	●	●	●	IRID_R1	
ウェルプラグ	1u-WELLP-2-2019	1u-4,67-1	XM1917	JAEA	2019/7~8	2020/1~2	スミア紙	●	●	●	●	●	●	IRID_R1	
ウェルプラグ	1u-WELLP-3-2019	1u-4,12-1	1uプラグ2	NFD	2019/7~8	2020/1~2	スミア紙	●	●	●	●	●	●	IRID_R1	
ウェルプラグ	1u-WELLP-4-2019	1u-4,34-1	1uプラグ4	NFD	2019/7~8	2020/1~2	スミア紙	●	●	●	●	●	●	IRID_R1	
X-2ベネ堆積物除	1u-X2PEN-1-	1u-3,12-1					スミア								

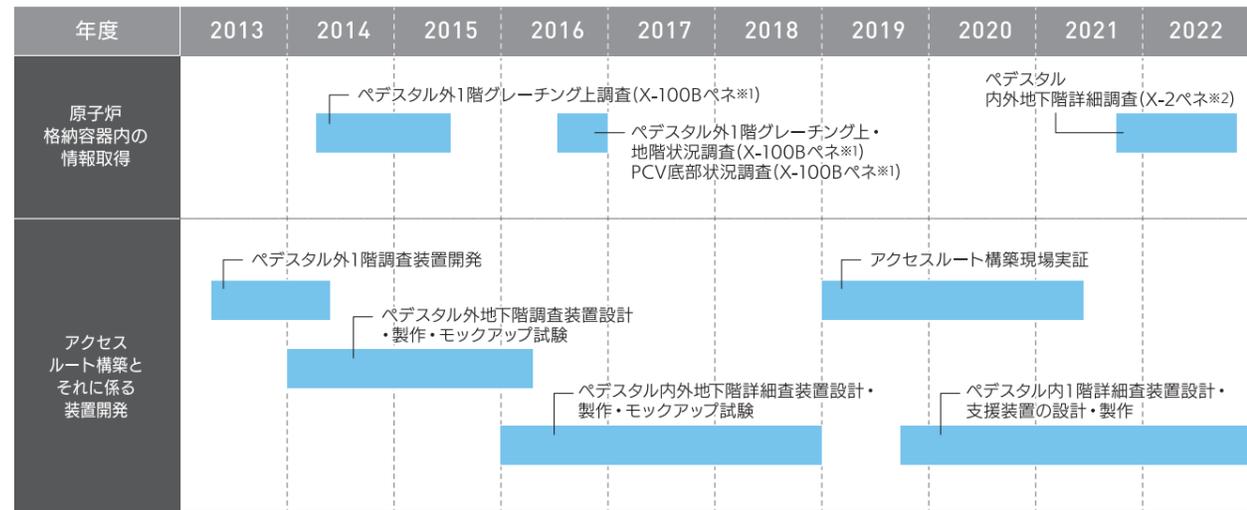
▲データベースの例 (図20)

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内部の詳細調査のための装置開発を行い、調査を進めている
- 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

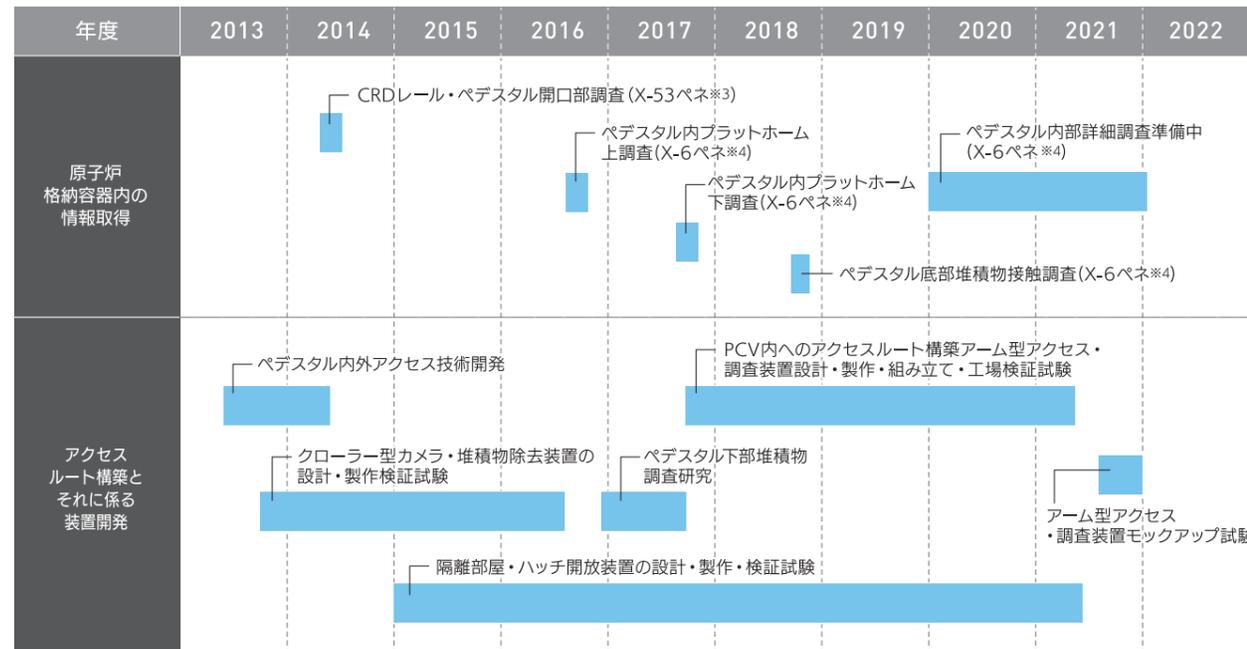
研究開発の推移

【1号機】



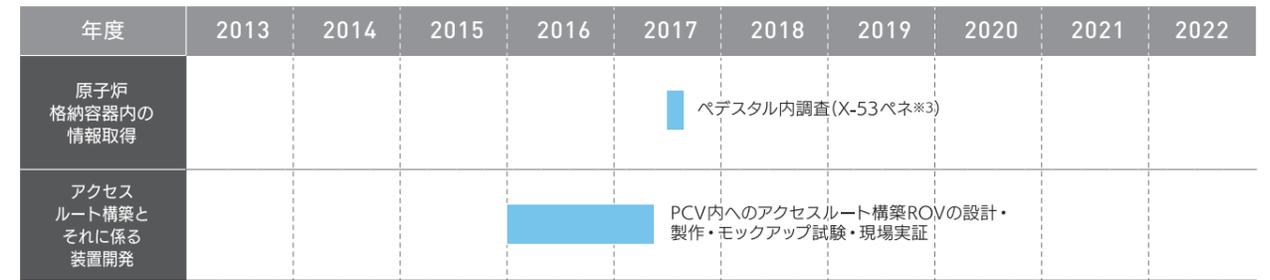
※1) X-100Bペネ…X-100Bペネトレーション ※2) X-2ペネ…X-2ペネトレーション

【2号機】

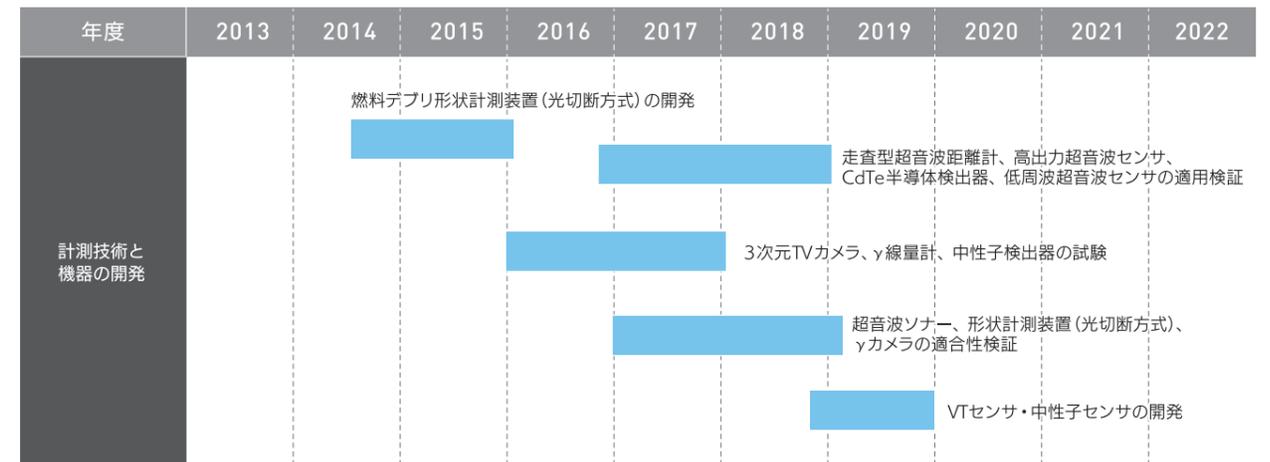


※3) X-53ペネ…X-53ペネトレーション ※4) X-6ペネ…X-6ペネトレーション

【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、熔融した燃料のほぼ全量がペDESTAL内へ落下し、その一部は地下開口部からペDESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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DESTAL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。

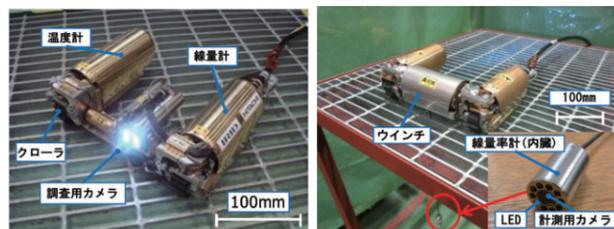
2号機の場合、ペDESTAL内の底部全体に、小石状、粘土状に見える堆積物が確認されています。燃料デブリ・堆積物の状況、付属構造物及びペDESTAL等に関する形状・寸法等を確度高く把握するため、X-6ペネトレーション(以下、X-6ペネ)に、より大きな直径(550mm程度)の開口部を設けて、PCV内部へのアクセス・調査装置と調査技術とを適切に組み合わせ、ペDESTAL内外の詳細調査を実施します。また、試験的デブリ取り出し装置による燃料デブリの回収も目標とします。

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DESTAL内にあることが推定されました。そこで、ペDESTAL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(ROV)を開発し、モックアップ試験を経てペDESTAL内の調査を実施しました。ほぼ全域に構造物の損傷や落下物、熔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

1 ペDESTAL外1階調査・地下階調査

内径100mmの配管からPCV内へ進行し、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、グレーチングの間隙から、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DESTAL外1階グレーチング上調査装置 (PMORPH1)(図1-1) ▲ペDESTAL外地下階調査装置 (PMORPH2)(図1-2)

2 ペDESTAL内1階詳細調査

1号機のPCVペDESTAL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DESTAL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2-1、図2-2、図2-3)。調査は、一次調査(CRD開口部手前までのペDESTAL外の状況)、二次調査(ペDESTAL内の気中部)と段階的に実施します。一次調査はクローラ型の調査装置に

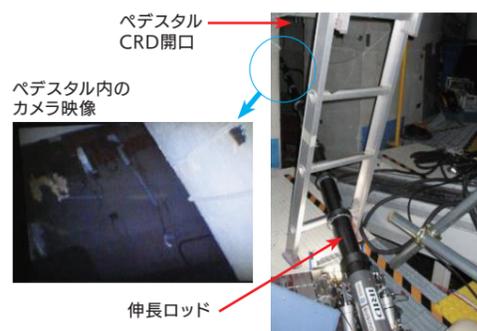
約70cmに収納した伸長ロッドを搭載して走行しながら計測、二次調査では伸長ロッドを約5m延伸し先端のカメラ・線量計でペDESTAL内を計測します。また支援装置として、調査装置のケーブルを把持・移動・送りの動作をするとともに調査装置の状況を後方から監視するケーブル送り装置(図2-4)等を開発中です。



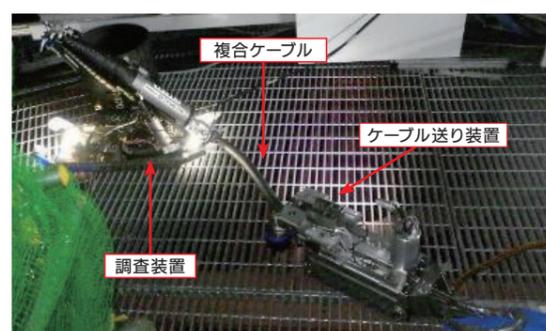
▲調査装置の外観(ロッド収納)(図2-1)



▲調査装置の外観(ロッド伸長)(図2-2)



▲一連作業の動作確認試験(図2-3)

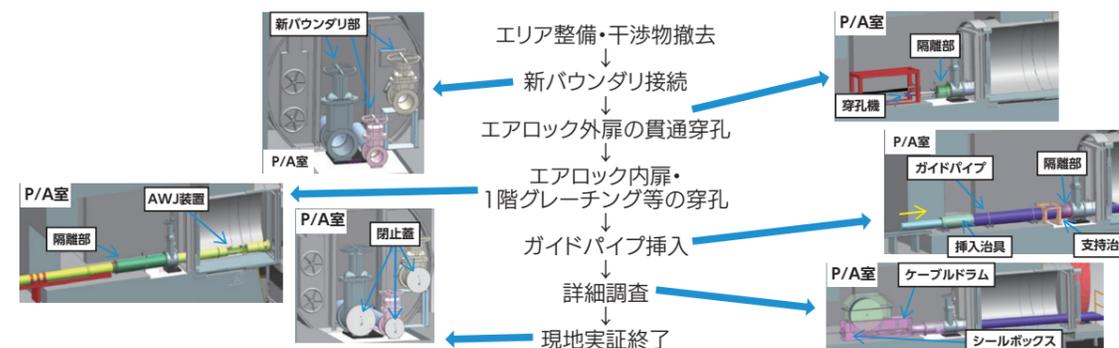


▲ケーブル送り装置での送り状況(図2-4)

3 ペDESTAL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ベネ(エアロック)から調査装置を入れます。そのアクセスルートを構築(図3-1)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(図3-2)、エアロック内扉やグレーチング等はアブレイシブウォータージェット(AWJ)による穿孔技術(図3-3、図3-4)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。



▲アクセスルート構築作業ステップ(図3-1)



▲エアロック外扉コア穿孔装置及び穿孔状況(図3-2)



▲エアロック内扉穿孔状況(図3-3)



▲グレーチング穿孔状況(図3-4)

4 ペDESTAL内外地下階詳細調査

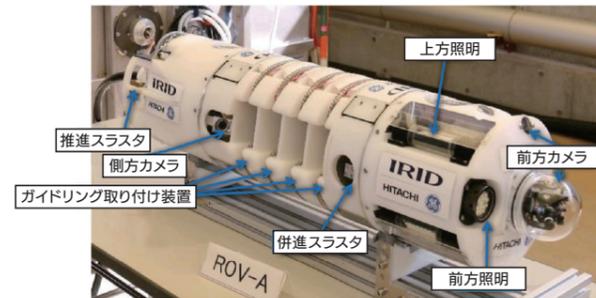
PCVの下部や原子炉建屋の地下階には滞留水が存在しており、調査に当たっては、水中ロボットが必要となります。IRIDでは、ペDESTAL内外地下階を調査するため、潜水機能付ポート【IRIDOLPHIN (アイリッドフィン)】(図4-1)を開発しました。開発したのは、潜水機能付ポート(図4-2) 5種類と潜水機能付き小型ポート(図4-3) 1種類の合計6種類で、前者のうちの1種類はポートのケーブルが絡まることを防ぐために、ガイドリングを地下構

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。小型ポートは、潜水してペDESTAL内へ進入し内部の状況を調査します。2021年度には、ポートが通るルートにガイドリングを取り付け(図4-4)、他ポートについても、順次実際の調査に活用していきます。

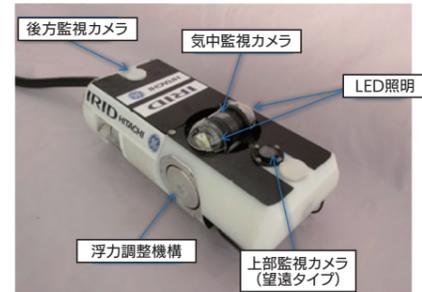
調査装置	計測器	実施内容
IRIDOLPHIN-A ガイドリング取付	IRIDOLPHIN 保護用 (光ファイバー型 γ線量計)	ケーブルの構造物との干渉回避のためジェットデフレクターにガイドリングを取り付ける
IRIDOLPHIN-A2 詳細目視	IRIDOLPHIN 保護用 (光ファイバー型 γ線量計 改良型小型 B10 検出器)	ペDESTAL内へアクセスし、CRDハウジング、燃料デブリ、堆積物等の目視調査を行う
IRIDOLPHIN-B 堆積物 3D マッピング	・走査型超音波距離計 ・水温計	走査型超音波距離計を用いて堆積物の高さ分布を確認する
IRIDOLPHIN-C 堆積物厚さ測定	・高出力超音波センサ ・水温計	高出力超音波センサを用いて堆積物の厚さとその下の物体の状況を計測し、燃料デブリの高さ、分布状況を推定する
IRIDOLPHIN-D 堆積物燃料デブリ検知	・CdTe 半導体検出器 ・改良型小型 B10 検出器	燃料デブリ検知センサを堆積物表面に投下し、核種分析と中性子束測定により、燃料デブリ含有状況を確認する
IRIDOLPHIN-E 堆積物サンプリング	・吸引式サンプリング装置	堆積物サンプリング装置を堆積物表面に投下し、堆積物表面のサンプリングを行う

・IRIDOLPHIN-A～E 寸法：φ25cm×長さ約110cm、IRIDOLPHIN-A2 寸法：φ20cm×長さ約45cm

▲潜水機能付ポート【IRIDOLPHIN (アイリッドフィン)】一覧表(図4-1)



▲潜水機能付ポート【IRIDOLPHIN-A】(図4-2)



▲小型潜水機能付ポート【IRIDOLPHIN-A2】(図4-3)



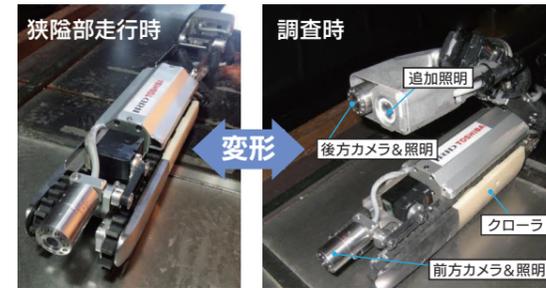
▲潜水機能付ポート【IRIDOLPHIN-A】によるガイドリング取り付け遊泳時の映像(図4-4)

2号機

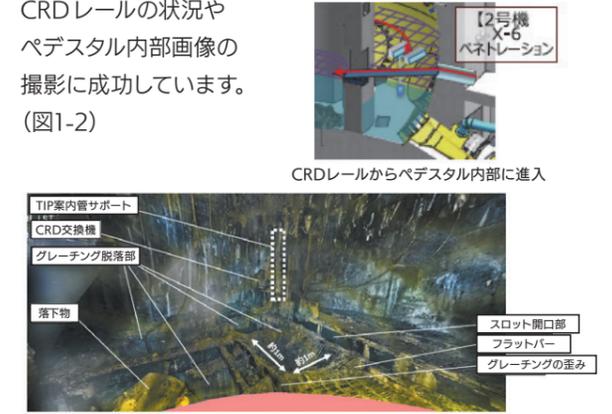
1 クローラ型遠隔操作調査ロボットの開発(2014-2016年度)

クローラ型遠隔操作調査ロボット(図1-1)は、狭隘空間からのアクセスと視認性の両立を図ったものであり、PCV挿入時は直線形状となって、内径約φ100mmのガイドパイプを通過し、調査時はサソリのように後方カメラを起こし2台のカメラにより高い空間認知を実現したものです。また、過酷環境での動作対応のために、集光度の高い追加照明の組合せにより、霧滴中の視認

性を向上すると共に、高い耐放射線性(1000Gy以上(積算))を実現しています。このロボットやテレスコピック型ガイドパイプに搭載したカメラを用いて、2号機ペDESTAL内調査を実施し、CRDレールの状況やペDESTAL内部画像の撮影に成功しています。(図1-2)



▲クローラ型遠隔操作調査ロボット(図1-1)

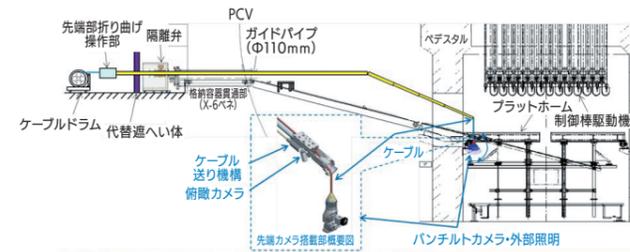


▲ペDESTAL内部取得データの画像処理結果(図1-2)

2 ペDESTAL下部堆積物調査研究(2017-2018年度)

調査の結果、当初計画していた上記1の自走式の小型クローラによるペDESTAL内部の走行が困難であること、および、CRDプラットフォームのグレーチング部が脱落した開口があることが判明したため、テレスコピック型ガイドパイプに搭載したアクセス・調査装置を製作し(図

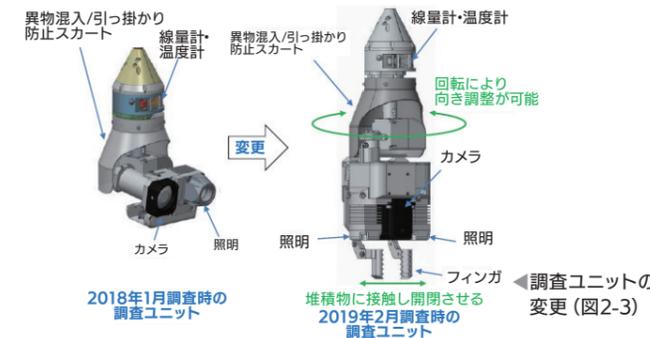
2-1)、2018年1月に現地実証試験により、ペDESTAL内の映像および雰囲気線量率/温度データを取得しました。(図2-2) 2019年2月には東京電力ホールディングス(株)組合員研究事業により、この装置をベースに調査ユニットを変更し(図2-3)、堆積物にフィンガー構造を動作させることで機械的な力を加え、堆積物の状態変化を確認



▲2号機ガイドパイプを用いたPCV内部調査(図2-1)



▲ペDESTAL底部の調査結果(図2-2)



2018年1月調査時の調査ユニット

堆積物に接触し開閉させる
2019年2月調査時の調査ユニット

▲調査ユニットの変更(図2-3)

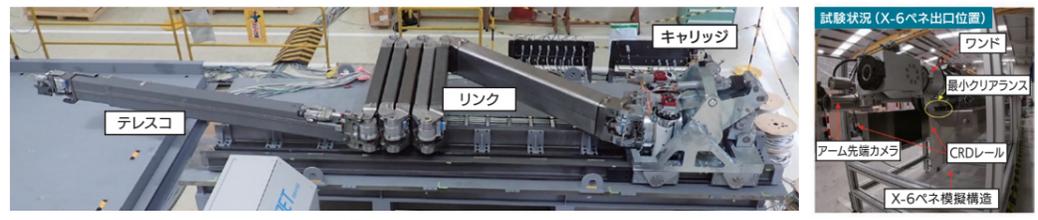


▲堆積物接触調査写真(図2-4)

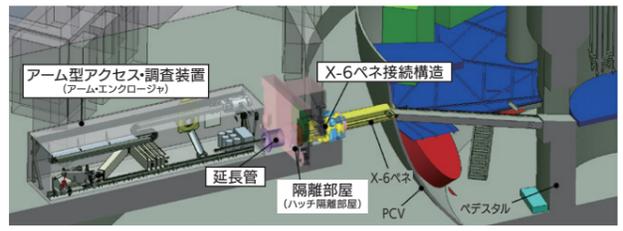
3 アーム型アクセス・調査装置の開発

アーム型アクセス・調査装置(図3-1左)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3-2)。

アーム型アクセス・調査装置は神戸での単体試験により、X-6ペネ内通過時の狭隘部とX-6ペネの通過性を確認しました(図3-1右)。JAEA 榎葉遠隔技術開発センターでのモックアップ試験を実施中であり、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3-1)

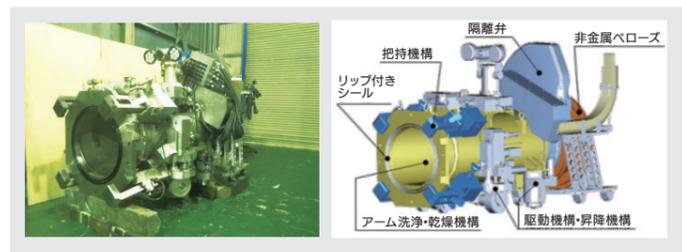


▲アーム型アクセス・調査装置の現場配置(図3-2)

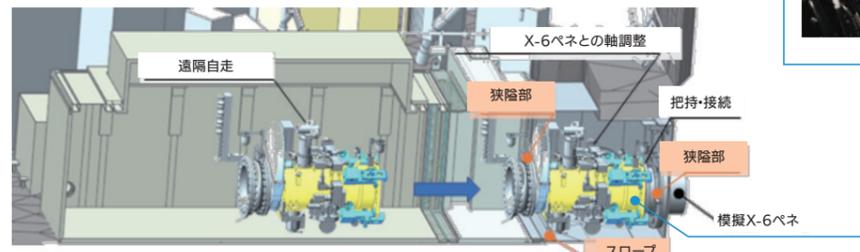
4 アクセスルート構築に係る開発 X-6ペネ接続構造

X-6ペネ接続構造はPCVの隔離機能(隔離弁)を有し(図4-1)、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4-2)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。



▲X-6ペネ接続構造の概要(図4-1)

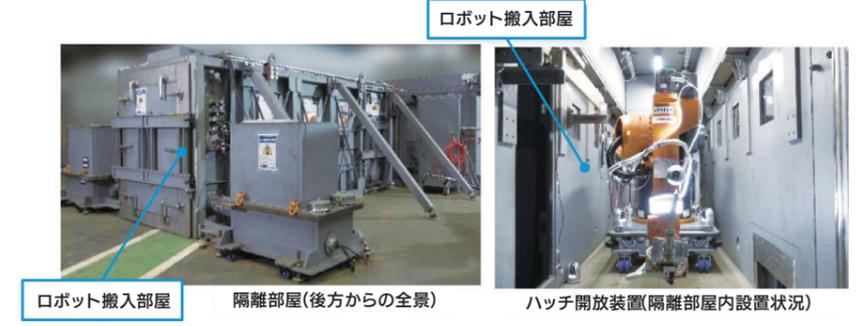


▲隔離部屋との組合せ試験(図4-2)

5 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

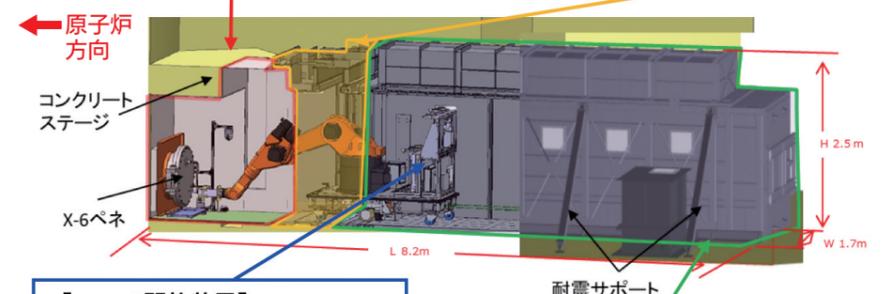
2号機X-6ペネレーションからPCV内へ調査装置がアクセスするルートを構築するために、隔離部屋(ステージ内隔離部屋、ハッチ隔離部屋、およびロボット搬入部屋の総称)(図5-1)により、PCVバウンダリを確保しながら遠隔でX-6ペネレーションのハッチを

開放する(図5-2)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実施中です。



【ステージ内隔離部屋】
 ○機能: X-6ペネスリーブよりハッチ隔離部屋まで、コンクリートステージ内を覆うようにバウンダリを構成
 ○仕様: 約1ton/W1.2×L1.7×H1.8m

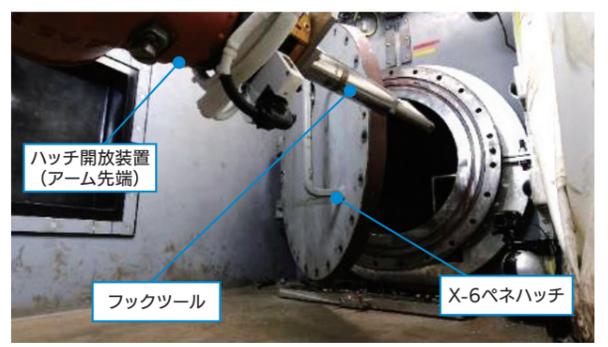
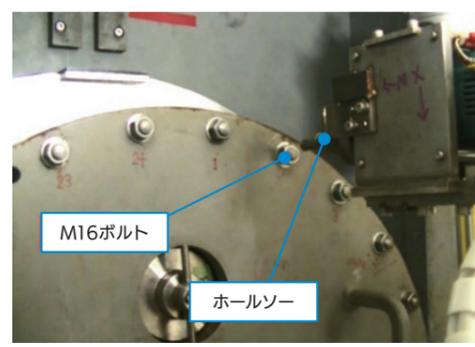
【ハッチ隔離部屋】
 ○機能: ハッチ開放時のバウンダリを構成 気密扉によりハッチ開放後のバウンダリ/遮へいを構成
 ○仕様: 約5.5ton/W1.7×L5.3×H2.5m



【ハッチ開放装置】
 ○機能: X-6ペネのハッチを開放
 ○仕様: 約2.3ton/W1.0×L2.0×H1.6m

【ロボット搬入部屋】
 ○機能: ハッチ開放時のバウンダリを構成/装置搬出入
 ○仕様: 約8ton/W1.7×L5.3×H2.5m

▲隔離部屋とハッチ開放装置の概要(図5-1)



▲ハッチ開放作業の試験状況(図5-2)

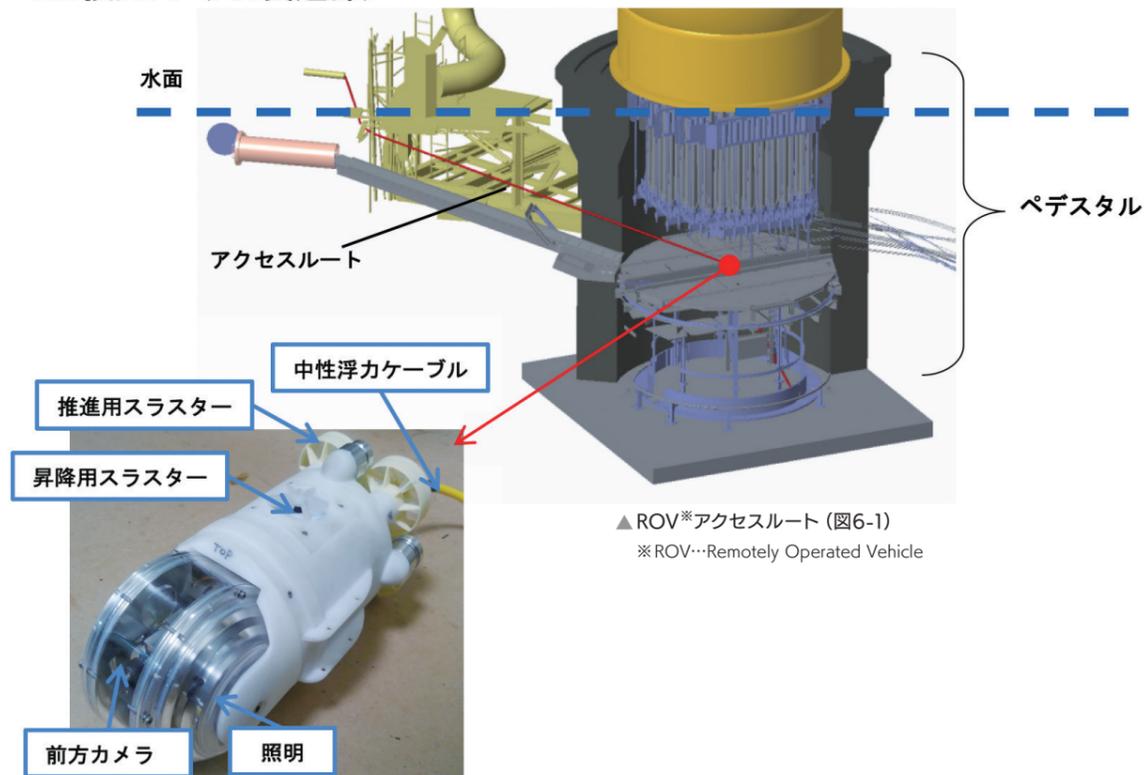
3号機

1 水中遊泳型ロボット(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6-1)、ペDESTAL内の状況を調査する水中遊泳型ロボット(ミニマンボウ型ロボット)を開発し(図6-2)、装置の実証試験としてペDESTAL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思われるものがペDESTAL内の構造物

等に付着している状況や、ペDESTAL内の複数個所で塊状の堆積物等を確認し(図6-3)、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DESTAL内の3Dマップ作成へと展開しています。

ROV投入口(PCV貫通部)



▲ROV※アクセスルート(図6-1)
※ROV…Remotely Operated Vehicle

▲ROV外観(図6-2)



(損傷した構造物)

(塊状の堆積物)

▲ROVによるペDESTAL内調査結果(図6-3)

1~3号機

1 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
レーザーキャナ	PCV内構造物、堆積物(燃料デブリ)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 スキャナヘッド(MEMSミラー、レンズ搭載) 計測用カメラ(耐放射線カメラ) スリット光射出窓 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、奥行き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 ・γセンサで取得したγ線データと組合せてγ線源分布を推定
γセンサ	PCV内(燃料デブリ含む)のγ線線量	質量 約10kg 寸法 約φ140×長さ700mm 回転機構 本体部 コリメータ ディテクタ 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收容し、コリメータに設けたスリットで入射γ線を制限してγ線計測を行う。 ベアリング コリメータ ディテクタ スリット 位置センサー ドライブベルト シグナルケーブル プリアンプ	・PCV内の各方向からのγ線量の把握 ・レーザーキャナで取得した形状データと組合せて、γ線源分布を推定
VTカメラ	PCV内構造物、堆積物(燃料デブリ)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 照明 照明 エアブローノズル ワイパー 耐放射線カラーカメラ カバーガラス 照明 【カメラ面(拡大)】	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(燃料デブリ)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 中性子吸収材 センサキャビティ 電心 473nm LED 高密度PE 鉛遮蔽体 アルミニウムケーシング	・薄型SiC半導体に中性子コンバータである ¹⁰ Bをドーピングし、コンバータと中性子が反応した際に発生するα線(¹⁰ B(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、γ線の感度を相対的に低下させ、γ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に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)

III 炉内調査・解析

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

年度	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022
上部アクセス調査工法の開発		調査ニーズ整理、アクセスルート・調査計画検討、適用性検討		概念設計、基本設計		詳細設計、要素試験、設備仕様検討				
上部アクセス調査工法の開発 (加工技術の高度化)								炉内構造物に対する加工技術の高度化		
側面アクセス調査工法の開発				適用性検討		概念設計、基本設計	詳細設計、要素試験、設備仕様検討			
下部アクセス調査工法								適用性検討		

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います。しかし、RPV内部やその周辺環境は、構造が複雑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

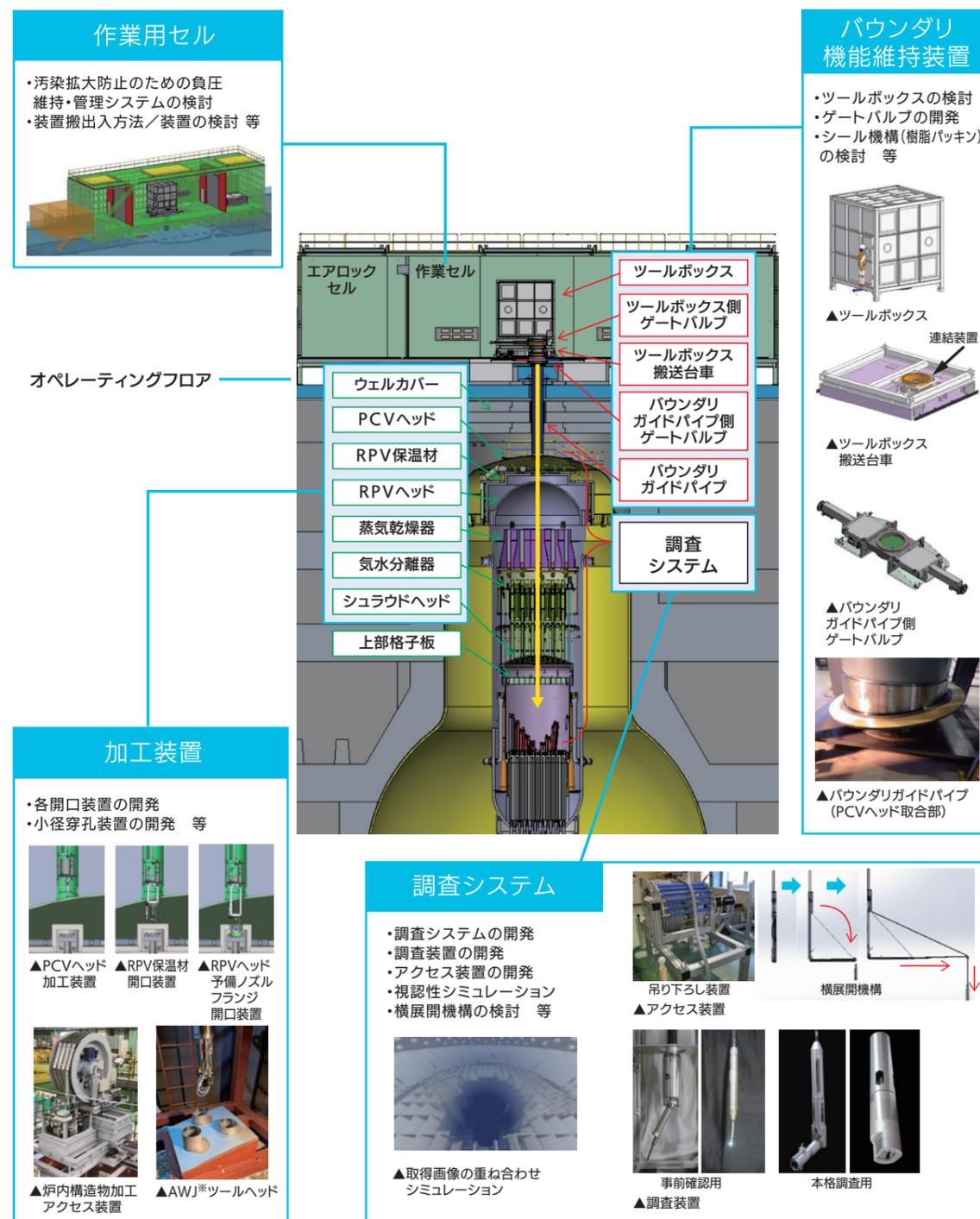
新たな調査工法を開発するに当たっては、RPV内部へどのようにアプローチするかアクセスルートを決める必要があり、本事業では、種々の検討の結果、RPV上部・側面・下部からのアクセスルートを選定しました。そして、上部・側面からは原子炉格納容器 (PCV) 外部から穴開けにより炉心部を目指す工法、下部からは他事業である、PCV内部調査等で構築されたアクセスルートを利用してRPV内部へアクセスする工法を採用することとしました。

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。

1 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を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。

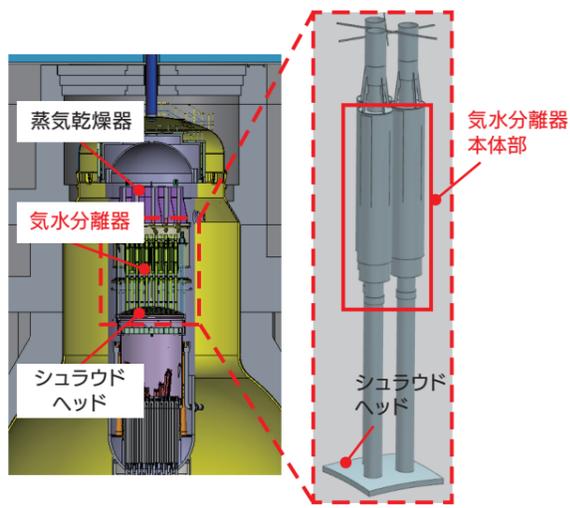


※AWJ…アブレシブウォータージェット

2 上部アクセス調査工法の開発(加工技術の高度化)

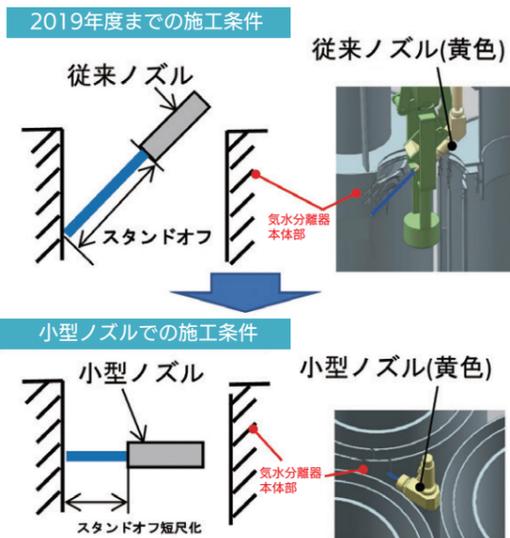
上部アクセス調査工法のコアとなる技術のうち、加工技術に関しての高度化を実施しました。2020年度は加工対象である炉内構造物の内、気水分離器本体部(図1参照)を対象として、アブレイシブウォータージェット(AWJ)切断のノズルを小型化し、噴射角度や切断位置等の加工パラメータの最適化を図り二次廃棄物(アブレイ

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。



▲気水分離器イメージ図(3筒分のみ図示)

▲気水分離機イメージ(図1)



▲噴射角度等の最適化(図2)

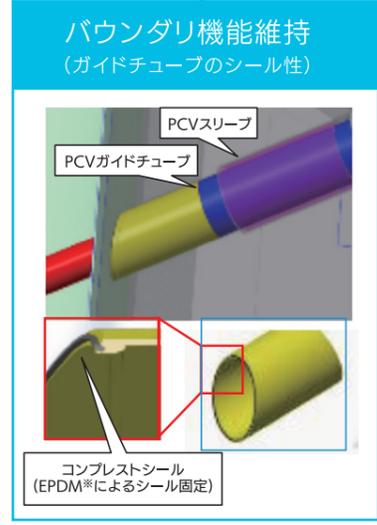
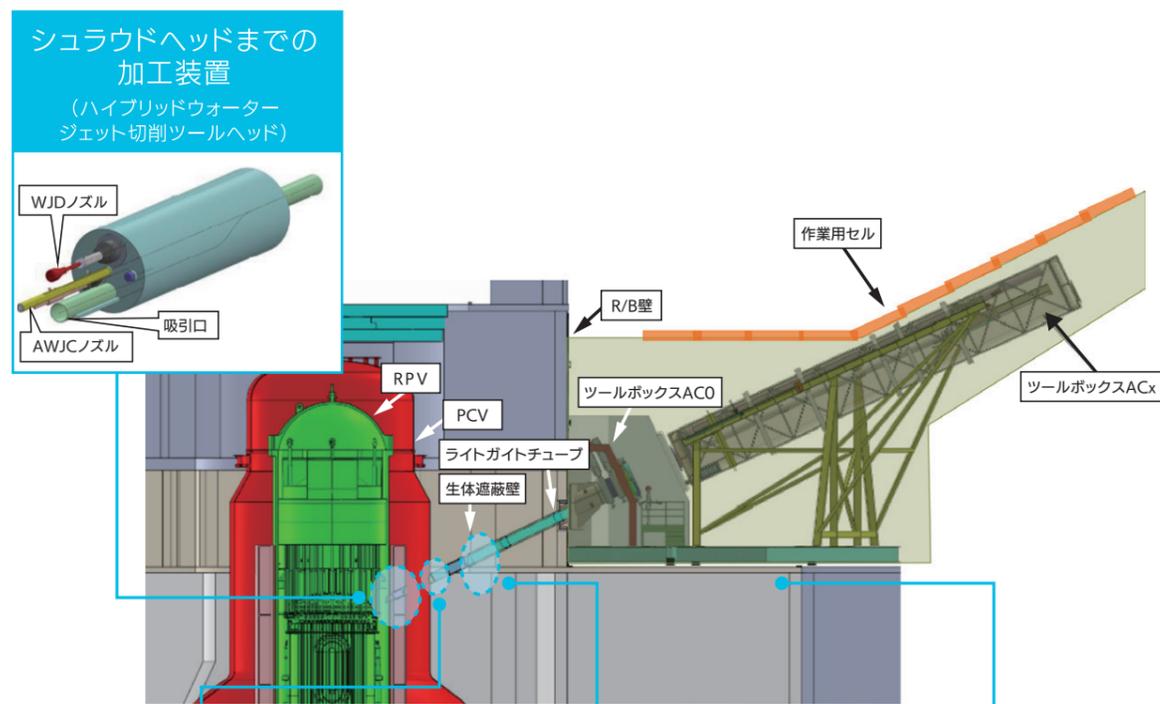
▼AWJ切断手順の比較(表1)

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	<p>・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</p> <p>1段分の切断深さ: 21mm</p>	<p>・気水分離器3筒中心より直線上に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</p> <p>1段分の切断深さ: 50mm</p>
切断段数	78段(切断深さ:21mm)	33段(切断深さ:50mm)
切断長	75mm	31mm

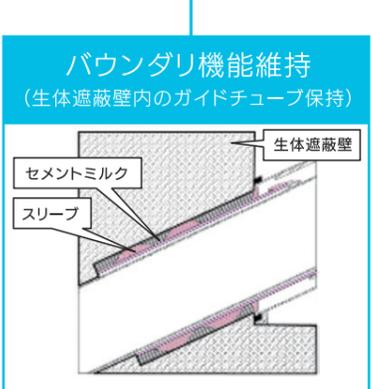
3 側面アクセス調査工法の開発

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、格納容器のパウダリを維持しつつ、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。

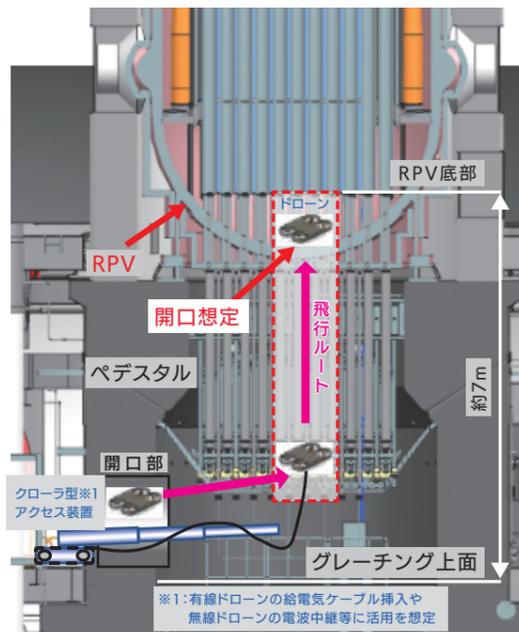


*EPDM…エチレンプロピレンゴム



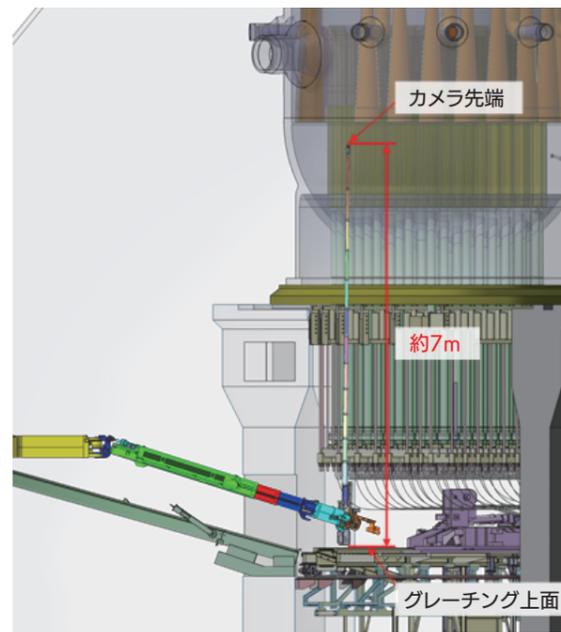
4 下部アクセス調査工法の開発

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。

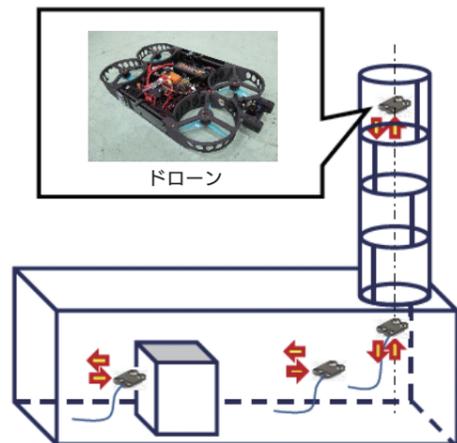


▲1号機 ドローンによるアクセスイメージ(図1)

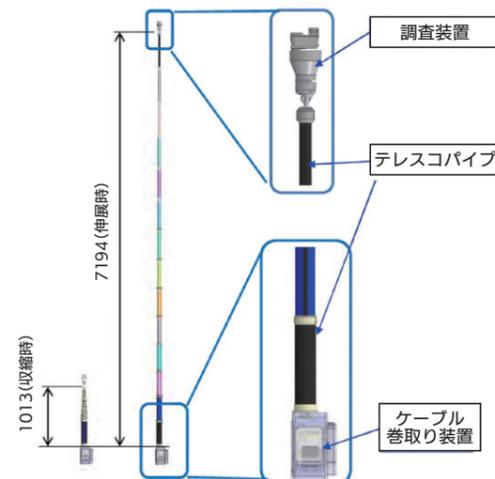
(図1)。ドローンによるRPV内部へのアクセス実現性評価のため、簡易的な飛行試験を実施し、有線ドローンはドローンとケーブルドラムの構成、無線ドローンはドローンと伸縮ロッドの構成を選定しました(図2)。2/3号機は、RPV下部の開口径が小さいと想定されるため、段階的に規模を拡大した燃料デブリ取り出しで使用するアーム型アクセス装置にテレスコピックを搭載し、RPV内部へアクセス工法を開発する方針としました(図3)。実現性評価のため簡易的な試験を実施し、テレスコピック式アクセス装置の成立性を評価しました(図4)。



▲2/3号機 テレスコピックによるアクセスイメージ(図3)



▲1号機 ドローンによる飛行試験イメージ(図2)



▲テレスコピック外観(図4)

腐食等を考慮した耐震強度評価に基づき、PCV/RPVの健全性を評価するとともに、腐食抑制技術を開発する

- 腐食による経年劣化や燃料デブリ落下の影響を考慮した耐震強度評価に基づいて、PCV/RPVの健全性を評価した
- 冠水工法の成立性を評価するため、想定される多様なプラント状態に応じた耐震強度評価を迅速に行う簡易評価手法を開発した
- 窒素封入に代わる腐食抑制策(防錆剤)の開発と実機適用性の評価を実施した
- 大規模地震の発生時におけるPCV/RPV内の重要機器の損傷とその波及的影響を明らかにした
- 上記影響を防止または抑制できる対策案を考案し、耐震性の評価によりその有効性を確認した

研究開発の推移

年度	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022
PCV/RPVの健全性評価技術の開発				・PCV/RPVの耐震健全性を踏まえた冠水工法の成立性評価 ・PCVの補修(止水)や水位上昇を踏まえた機器の耐震強度の簡易評価 ・腐食抑制策の開発 ・長期の腐食減肉量の予測の高度化 ・ベDESTアルの浸食影響評価						
PCV/RPVの腐食抑制技術の開発					腐食抑制対策の効果・影響の評価					・電気防食設備の実機適用性の概念検討 ・実機適用性評価のための基礎試験
PCV/RPVの耐震性・影響評価手法の開発					・大規模地震時における安全シナリオの構築 ・安全シナリオ構築のための耐震性・影響評価手法の開発 ・安全シナリオの高度化					

背景

東日本大震災による過酷事象により、福島第一原子力発電所の圧力容器(RPV)や格納容器(PCV)は、高温や海水、燃料デブリの落下等の影響で、材料の劣化が懸念されています。炉心から燃料デブリを取り出すまでの間、長期にわたってPCV/RPVの構造健全性を維持するための方策が必要です。

目的

腐食による経年劣化や燃料デブリ落下の影響を考慮した耐震強度評価に基づいて、PCV/RPVの構造健全性を評価しました。燃料デブリの取り出しやPCVの補修・止水等の工法を耐震強度の観点から検討するとともに、腐食抑制策について検討を行い、PCV/RPVの構造健全性の維持に活用します。

また、燃料デブリ取り出し作業時に想定されるPCV内の水位や建屋内の重要機器の設置状況等において、大規模地震の発生時におけるPCV/RPV内の重要機器の損傷とその波及的影響を明らかにしました。さらに、その影響を防止または抑制できる対策案を考案し、耐震性の評価によりその有効性を確認します。

1 PCV/RPVの耐震健全性を踏まえた冠水工法の成立性評価

補修などの最新計画を反映したプラント状態において、燃料デブリの取り出しを気中（現状水位）及び完全冠水で行う2ケースを考慮した原子炉建屋と大型機器連成モデルの「地震応答解析モデル」を構築しました（表1）。これを活用して各プラントのPCV/RPVの評価対象部位の地震荷重（せん断力、モーメント等）を算定し、

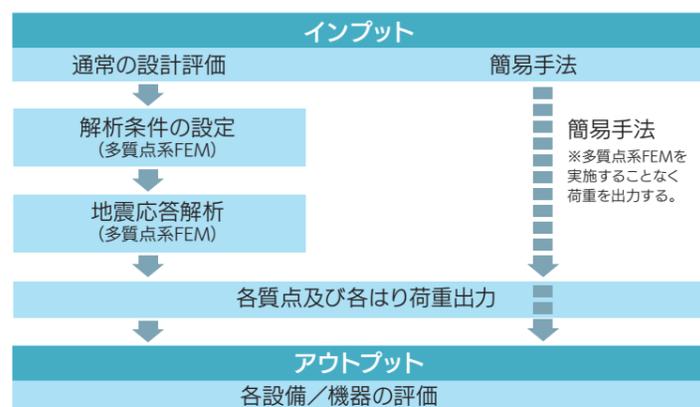
PCV/RPV機器の耐震強度評価を実施しました。また、これにより、気中および完全冠水（上アクセス）での燃料デブリ取り出し工法の成立性を検討し、評価結果が厳しい部位について、耐震性詳細評価を実施しました。また、圧力抑制室（S/C）脚部補強を行わない場合を想定した耐震性詳細評価を実施しました。

▼補修などの最新計画プラント状態を反映した耐震強度評価条件例（表1）

プラント/ケース	1F-1	1F-2	1F-3
ケース1 (気中 現状水位)	<ul style="list-style-type: none"> 将来想定:パラメータ(10年後,15年後,40年後) 建屋損傷モデル D/W水位:約2.9m S/C内:満水 トラス室:OP3680 ベント管内:満水 真空破壊管内:満水 オベフロ階付加設備:パラメータ(なし,約5100t,約6100t) 小部屋埋設:なし 減衰定数:パラメータ(1)コクリト7%,鋼材4%(レキコトリアイド)(2)コクリト5%,鋼材1%(建設時設計用) 地震波:現行5s 	<ul style="list-style-type: none"> 将来想定:パラメータ(15年後,40年後) 建屋損傷モデル D/W水位:約0.6m S/C内:コクリトOP-1050水位OP3100 トラス室:コクリト(35m高)上部位置:OP-100 ベント管内:下部流水 オベフロ階付加設備:約4710t 小部屋埋設:なし 減衰定数:パラメータ(1)コクリト7%,鋼材4%(レキコトリアイド)(2)コクリト5%,鋼材1%(建設時設計用) 地震波:現行5s 	<ul style="list-style-type: none"> 将来想定:パラメータ(10年後,15年後,40年後) 建屋損傷モデル D/W水位:約6.5m S/C内:満水 トラス室:OP3200 ベント管内:満水 オベフロ階付加設備:パラメータ(なし,約4710t) 小部屋埋設:なし 減衰定数:パラメータ(1)コクリト7%,鋼材4%(レキコトリアイド)(2)コクリト5%,鋼材1%(建設時設計用) 地震波:現行5s
	<ul style="list-style-type: none"> 将来想定:パラメータ(15年後,40年後) 建屋損傷モデル D/W水位:ウェル満水 S/C内:コクリトOP3570 トラス室:コクリト(35m高)上部位置:OP2140 ベント管内:補修考慮 真空破壊管内:補修考慮 オベフロ階付加設備:約6100t 小部屋埋設:有り 減衰定数:パラメータ(1)コクリト7%,鋼材4%(レキコトリアイド)(2)コクリト5%,鋼材1%(建設時設計用) 地震波:現行5s 	<ul style="list-style-type: none"> 将来想定:パラメータ(15年後,40年後) 建屋損傷モデル D/W水位:ウェル満水(約35m,OP39920) S/C内:コクリトOP1900 トラス室:コクリト(35m高)上部位置:OP-100 ベント管内:補修考慮 オベフロ階付加設備:約4710t 小部屋埋設:有り 減衰定数:パラメータ(1)コクリト7%,鋼材4%(レキコトリアイド)(2)コクリト5%,鋼材1%(建設時設計用) 地震波:現行5s 	1F-3で代表
ケース2 (完全冠水)			

2 PCVの補修(止水)や水位上昇を踏まえた機器の耐震強度の簡易評価

地震応答解析に影響するパラメータ(PCV内水位など)を抽出・選定のうえパラメータケースでの地震応答解析を行い、パラメータの変動による地震荷重の応答比を整理しました。また、これらの組み合わせなどによる機器の耐震強度の簡易評価手法を開発しました(図1)。簡易評価手法と通常の動的解析での評価結果を比較した結果、概ね同様の結果が得られ、この簡易評価手法の有効性を確認しました。



▲通常の耐震評価の流れと簡易手法を用いた耐震評価の流れ(図1)

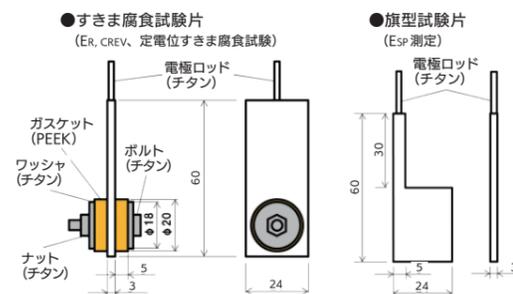
3 腐食抑制策の開発

腐食抑制技術(防錆剤)の開発と実機適用性の評価を実施しました。

- 電気化学測定による防錆剤の耐局部腐食性の評価
主な構造部材である炭素鋼の耐局部腐食性を評価するための電気化学測定(腐食すきま再動電位測定、自然電位測定、定電位すきま腐食試験)をγ線照射および非照射環境下にて実施し、局部腐食を発生させない防錆剤を選定しました(図2、図3)。
- リン酸塩系防錆剤の高温部での固着影響評価
リン酸塩系防錆剤について高温部での固着影響を評価するためのパッチ試験および通水試験を実施し、固着する場合の温度などを確認しました。また、リン酸塩系防錆剤と滅菌剤を

併用した場合の炭素鋼の腐食に対する影響を評価するための滅菌剤との複合影響評価試験を実施し、悪影響のないことを確認しました。

●水処理設備への影響評価
防錆剤による水処理設備への影響評価試験を実施し、水処理設備への影響を軽減させるために、回収された水は事前に希釈・除去等を行い、処理対象水中の防錆剤濃度をPCV内部へ投入する濃度よりも低下させる必要があることを確認しました。



▲腐食試験片電極構成(図2)

1000倍希釈海水条件(19ppmCl⁻)

Zn:10ppm, PO ₄ :36ppm, Mo:26ppm		4 kGy/h		200 Gy/h	
脱錆前	脱錆後	脱錆前	脱錆後	脱錆前	脱錆後

防錆剤:垂鉛/モリブデン酸ナトリウム混合リン酸塩

▲γ線照射下での腐食抑制効果確認試験結果(図3)

4 ペDESTALの侵食影響評価

円柱試験体、縮小模型試験体(図4)およびブロック試験体等について、高温加熱・気中/水中暴露試験を実施し、コンクリート強度試験や鉄筋腐食試験など各種データを取得し、考察に有効な知見を得ました。

事故により高温に晒された後、冷却水が注入されたRPVペDESTALを模擬した円柱試験体に荷重をかけ、高温により劣化したコンクリート構造体の耐力や破壊性状に及ぼす影響を確認しました。(円柱試験体は乾燥後、400℃及び800℃に長時間加熱し、水に浸漬したもの) 外径φ1240 内径φ834 厚み200(単位mm)



▲RPVペDESTALの耐力評価試験(縮小模型試験体)(図4)

5 長期の腐食減肉量の予測の高度化

腐食減肉量の予測精度向上のため、10,000時間の長期腐食試験を実施しました(図5)。また、燃料デブリや炉内コンクリートからの溶出成分やその腐食影響について調査を実施し、新たな知見を得ました。



▲長時間腐食試験の状況(図5)

6 大規模地震時における安全シナリオの構築

大規模地震による大型機器の損傷を起因とする潜在的なリスクに対して、燃料デブリ取り出し開始までに実施すべき設備対策および準備すべき機動的対応をまとめ、安全シナリオ（安全機能の維持または事故収束における対応の流れ）を構築しました。

また、安全シナリオ構築のために、以下の耐震性・影響評価手法の開発を実施しました。

①圧力抑制室（S/C）脚部の耐震性・影響評価手法の開発

S/C内充填止水での耐震性評価のため、ベント管とS/C系を連結した連成解析モデル（図6）を作成し、時刻歴地震応答弾性解析を実施しました。

重要評価部位であるコラムサポート、耐震サポート、ベントヘッダについて、さらにFEMモデルを作成し弾塑性解析による評価を行い、ダウンカマ埋設条件を確認しました。

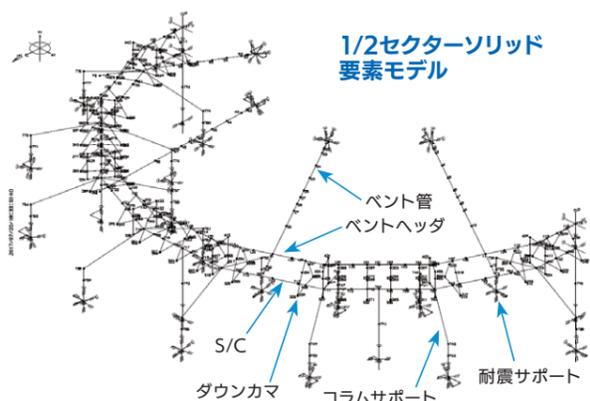
②ベデスタル部の耐震性・影響評価手法の開発

想定されるベデスタル温度履歴と分布および燃料デブリによる侵食の影響評価のための下記評価手法の開発と材料データを取得しました。

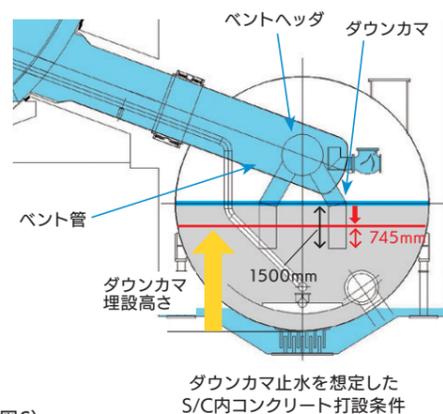
- ・侵食量をパラメータとした簡易評価と3次元FEM弾塑性解

析モデルによる詳細評価手法（図7）

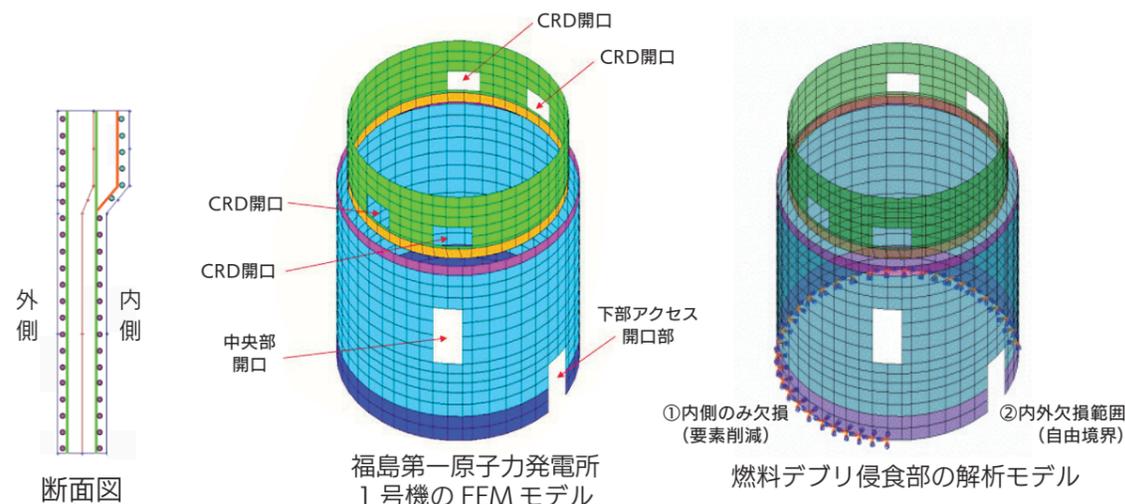
- ・RPVベデスタルの侵食を想定した剛性低下をパラメータとした原子炉建屋/大型機器系連成モデルによる地震応答影響評価手法
- ・コンクリート内鉄筋の強度劣化推定のための高温腐食と強度低下量さらに、上記の評価手法の高度化のために解析や試験等の確認方策を検討し、以下の詳細解析と材料試験を実施しました。
- ・1号機におけるS/C脚部の時刻歴弾塑性地震応答解析による評価
- ・事故時の温度履歴を考慮したPCVの材料試験データの取得



▲ベント管-S/C系連成解析条件と時刻歴地震応答解析モデル（2/3号機）（図6）



ダウンカマ止水を想定したS/C内コンクリート打設条件



▲燃料デブリ侵食によるRPVベデスタル耐震評価手法の開発（図7）

IV 廃炉に関する研究開発

格納容器補修・水循環システム

放射性物質の飛散・拡散防止、放射線の遮蔽、冷却維持の観点から原子炉格納容器内の閉じ込め機能を構築し、その状態を安定的に維持することを目的に、原子炉格納容器の漏えい箇所の補修技術の開発を進めてきました。

また、サプレッションチェンバー内水循環システムやモニタリング、サプレッションチェンバー内充填止水作業のためのアクセスルート構築に要求される安全機能、信頼性、閉じ込め機能の検査可能性、耐震性、長期健全性、遠隔保守性等の技術仕様を検討・整理するなど開発を進めてきました。

IV 格納容器補修・水循環システム

原子炉格納容器 (PCV) 補修技術開発／実規模試験

燃料デブリ取り出しに先だち、原子炉格納容器 (PCV) からの水の漏えい個所を補修する

- PCV下部の実規模試験体補修に必要な機器・装置の設計・製作を行った
- PCV下部の実規模試験体補修に必要な給排水・濁水処理設備の設計・製作・設置を行った
- サプレッションチェンバー (S/C) 脚部補強技術を開発した
- S/C内充填による止水技術を開発した
- ベント管内埋設による止水技術を開発した
- ベント管内埋設用の遠隔補修装置を開発した
- 真空破壊ライン埋設による止水技術を開発した
- 予備シミュレーション試験用VRデータを整備した

研究開発の推移

年度	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022
PCV下部の実規模試験体補修に必要な機器・装置の設計・製作		格納容器漏えい個所特定技術・補修技術の開発								
PCV下部の実規模試験体補修に必要な給排水・濁水処理設備の設計・製作・設置		格納容器漏えい個所特定技術・補修技術の開発								
S/C脚部補強技術の開発			原子炉格納容器漏えい個所の補修・止水技術の開発							
S/C内充填止水技術の開発 (ダウンカマ止水)										
ベント管内埋設による止水技術の開発										
ベント管内埋設用の遠隔補修装置の開発										
真空破壊ライン埋設による止水技術の開発										
予備シミュレーション試験用のVRデータの整備										

背景

燃料デブリ取り出し作業での被ばく低減のため、PCVを冠水する工法が考えられました。PCVは事故時の損傷により漏えいしているため、補修・止水を行う必要がありますが、原子炉建屋内は高線量・狭隘な環境でした。そのため、遠隔でPCVを補修する工法・装置の開発を行う必要がありました。

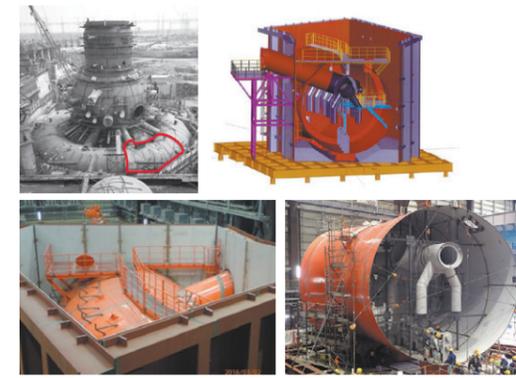
目的

PCV冠水の実現に向けて想定されているPCV下部の漏えい個所 - S/C内部、ベント管 - を対象とした補修・止水技術を開発することが目標です。また、S/C内部を充填することで重量が増加し、耐震性も懸念されることから、S/C脚部補強技術の開発も目標としました。本事業では、要素技術の開発に加え、開発技術（工法や遠隔装置など）を現場に適用するための検証および操作訓練等を目的とした実規模大の試験も実施しました。なお、本事業は独立行政法人日本原子力開発機構との共同提案として楢葉遠隔技術開発センター内で実施しました。

1 PCV下部の実規模試験体補修に必要な機器・装置の設計・製作

福島第一原子力発電所2号機のPCV下部を模擬した実規模試験体を設計・制作・組み立てを行い、楢葉遠隔技術開発センター内に実規模試験体の組み立て設置を行いました (写真1)。「原子炉格納容器漏えい個所の補

修・止水技術の開発」開発したS/C脚部の補強用打設装置の操作性を確認するため、水を使用した実規模試験を実施しました (写真2)。



▲左上：原子炉格納容器 (1号機建設時 / 赤枠で示すS/Cを模擬)、右上：実規模大S/C(1/8セクター) CAD図、左下：ベント管とS/C、右下：S/Cシェルとダウンカマ組立て (写真1)

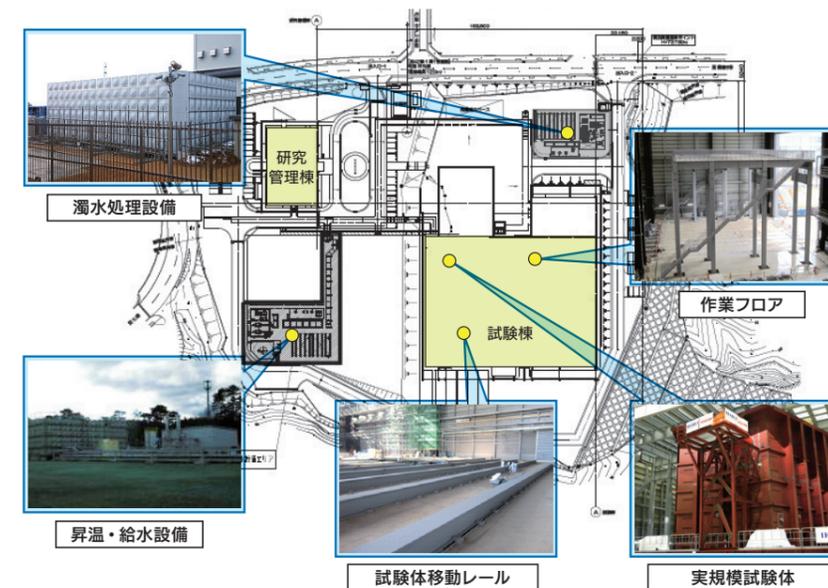


▲左上：打設装置、右上：打設装置の先端監視カメラ映像、左下：ミキサー、右下：打設装置のノズル効果状況 (写真2)

2 PCV下部の実規模試験体補修に必要な給排水・濁水処理設備の設計・製作・設置

実規模試験では、寸法や温度条件等について福島第一原子力発電所1～3号機の実際の環境を可能な範囲で模擬することとし、以下の設備を設置しました (図1)。

- ・昇温・給水設備：実温度の滞留水を供給する設備
- ・濁水処理設備：止水材料 (セメント含有のグラウト材) を含む排水を処理する設備
- ・作業フロア：止水作業に必要な各種装置を設置するための
- ・試験体移動レール：試験体 (重量約5,400t) を移動させるためのレール

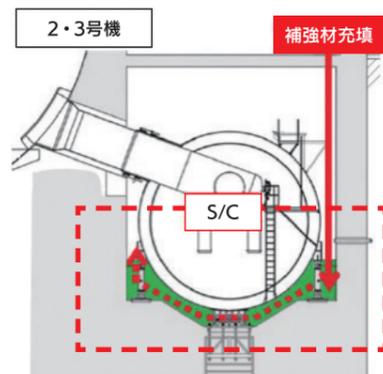


◀実規模試験実施のため整備された各種設備(図1)

3 S/C脚部補強技術の開発

S/C脚部については、S/Cからの漏えいを止水するため内部をコンクリートにより充填する計画であり、重量増加による耐震性が懸念されることから、流動性の高いモルタルで充填補強することが求められています。このため、原子炉建屋地下1階の6ないし8か所の充填口から

打設し、トラス室全周に渡って充填可能な流動性の高いモルタル材料と施工方法について、最大20mの長距離流動試験、立ち上がり試験、シミュレーション解析等の試験を行い、1/1スケール試験によって目標とする性能が確保できる見込みを得ました(図2~7)。

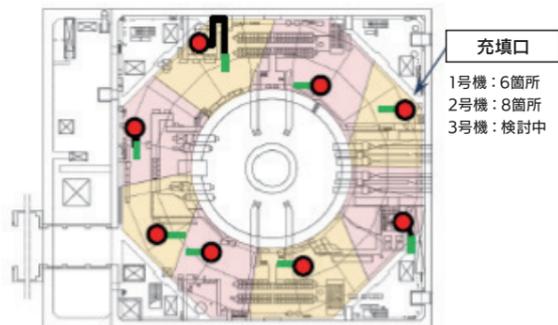


▲ S/C 脚部補強埋設範囲 (図2)



▲ S/C 脚部打ち上がり性状確認試験 (1/1スケール: 2,3号機を模擬) (図3)

打設管より補強材を流し込み、S/Cの下を回り込み反対側まで均等に立ち上がることを確認しました。

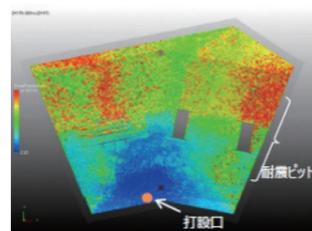


▲ 原子炉建屋1階に想定される充填口位置 (図4)
充填口間の最大間隔は約20m



▲ 長距離流動試験 (図5)

補強材を両端から充填し20m流動しても品質に変化がないことを確認しました。



▲ 充填状況シミュレーション解析 (図6)

実規模充填試験の結果に流動解析(全周モデル)を加味して、強度分布図を作成しました。この結果、補強材の圧縮強度が、耐震評価による要求強度を全域で満足することを確認しました。



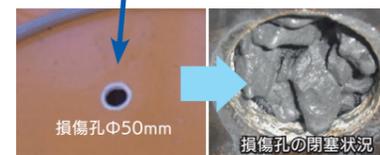
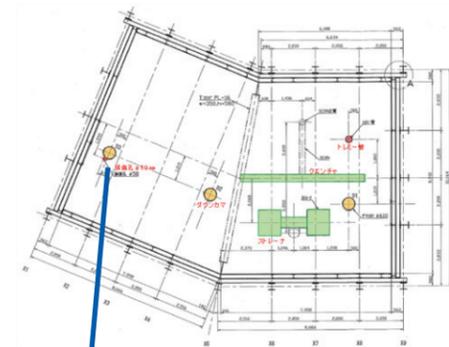
▲ 1/1スケール充填状況試験結果 (図7)

S/C 内部充填後に試験体を切断して充填状況を確認しました。

4 S/C内充填止水技術の開発(ダウンカマ止水)

S/C内部のダウンカマ、クエンチャ、ストレーナー等の漏水箇所ならびに2号機で想定されているφ50mm程度の損傷口を止水するため、水中不分離コンクリートの長距離圧送試験、充填試験等を行い、要求される性能

の材料配合を開発しました。開発された材料を用いて1/1スケールの止水試験を実施し、止水性・施工性を確認しました(写真8~10)。



S/C内損傷口(充填前後)

▲ 1/1スケールS/C 止水試験状況 (写真8)

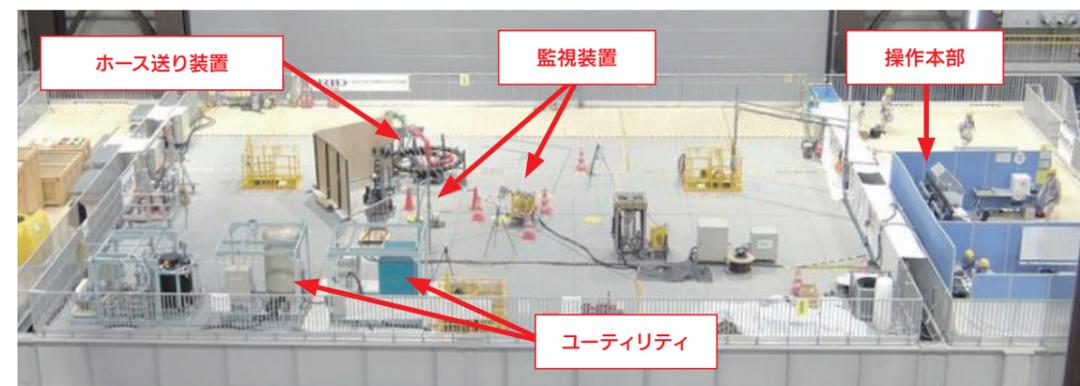
S/C 充填止水は、S/C 上部に穴をあけ、そこからコンクリートを流し込みました。コンクリートは強め輪を乗り越え、S/Cの損傷口、クエンチャストレーナーを埋設し、水がS/C外へ流れ出さないことを確認しました。



S/C内状況(充填前)



S/C内状況(充填後)



▲ 施工性確認試験を実施し、遠隔施工性を検証 (写真9)

S/C内充填は原子炉建屋1階フロアから遠隔により行いました。



①ホース送り回収装置



②ホース巻き取り装置



③ホース送り機構

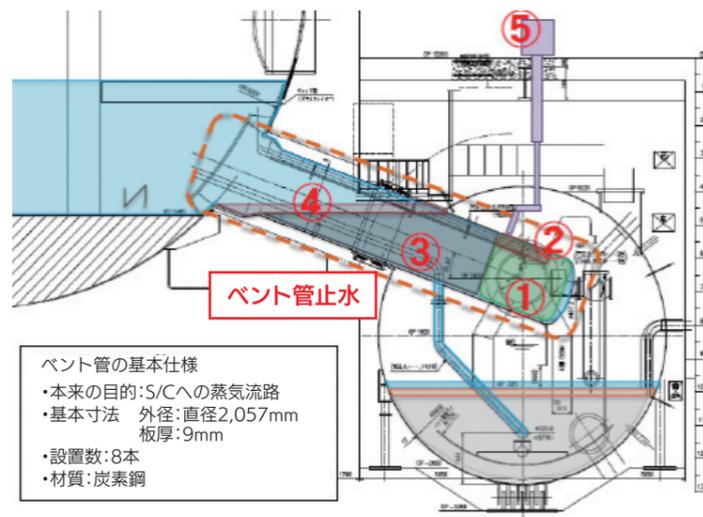
▲ S/C内充填装置 (写真10)

S/C内充填の際にはホース送り回収装置などの設備を1階フロアに設置します。

5 ベント管内埋設による止水技術の開発

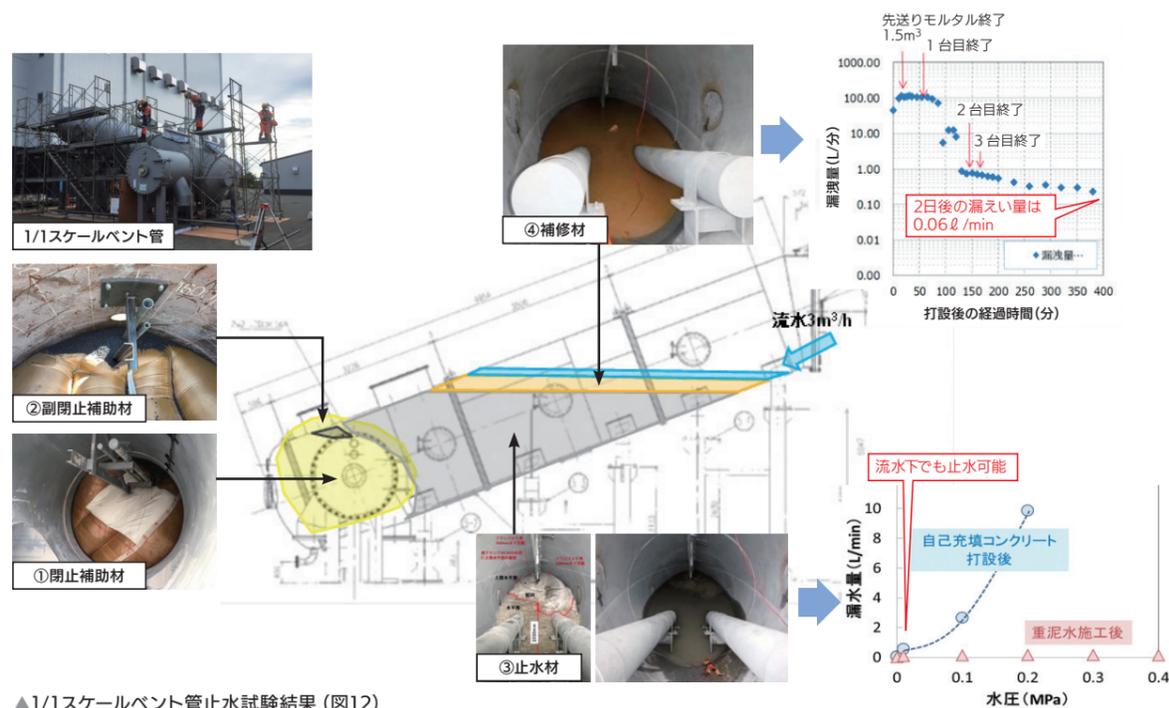
PCVからの漏えいの主経路となるベント管を止水し、S/Cへの汚染水漏えいを防止し、D/W内に水位形成するための各種構成要素、①閉止補助材（インフレイタブルシール）、②副閉止補助材、③止水材（水中不分離自己充填コンクリート）、④補修材（ベントナイト重泥水）、

⑤遠隔補修装置について、個別に開発を行い、これらを組み合わせた1/1スケール止水試験を行いました。試験結果から、流水環境下での止水を確認し、補修材施工後の加圧試験により0.4MPaまで止水可能であることを確認しました（図11、12）。



▲ベント管止水試験の概要（図11）

- ①閉止補助材：止水材投入のため仮の堰を構築する。
- ②副閉止補助材：閉止補助材設置後の残存隙間を目詰める。
- ③止水材：閉止補助材の隙間を埋め、漏えいに対する障壁を構築する。
- ④補修材：長期劣化や外的要因に起因するひび割れ等を補修する。
- ⑤遠隔補修装置：S/C、ベント管への穴あけ、干渉物撤去、閉止補助材、副閉止補助剤、止水材の投入を遠隔で行う。ベント管の止水は、原子炉建屋1階から遠隔補修装置⑤を使用し、閉止補助材①、副閉止補助材②、止水材③、補修材④の順に施工します。



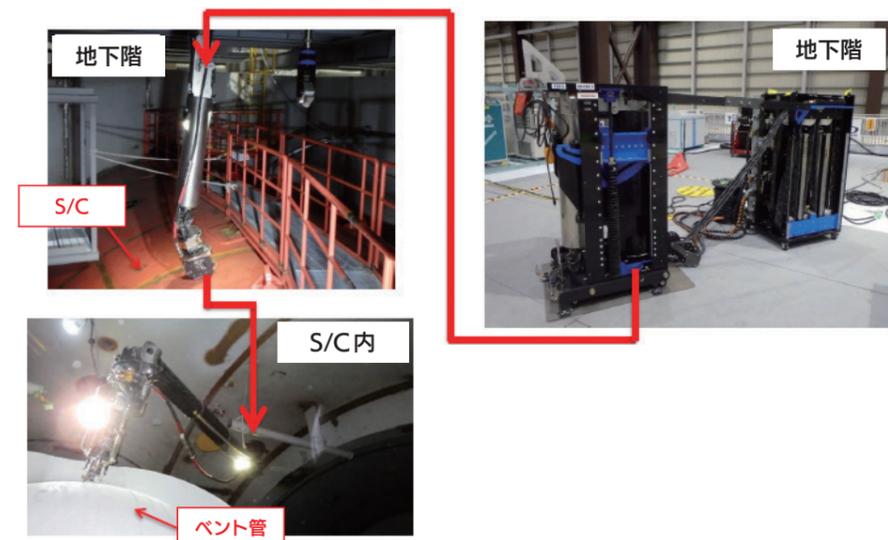
▲1/1スケールベント管止水試験結果（図12）

1/1スケール試験体に遠隔補修装置ツール、監視カメラを用いて①閉止補助材、②副閉止補助材を設置し、水中不分離自己充填コンクリート（③止水材）を充填し、流水3m³/hの環境下でも止水可能であることを確認しました。さらに、④補修材を打設することで、耐水試験では、0.4MPaにおいて漏水がほぼゼロであることを確認しました。

6 ベント管内埋設用の遠隔補修装置の開発

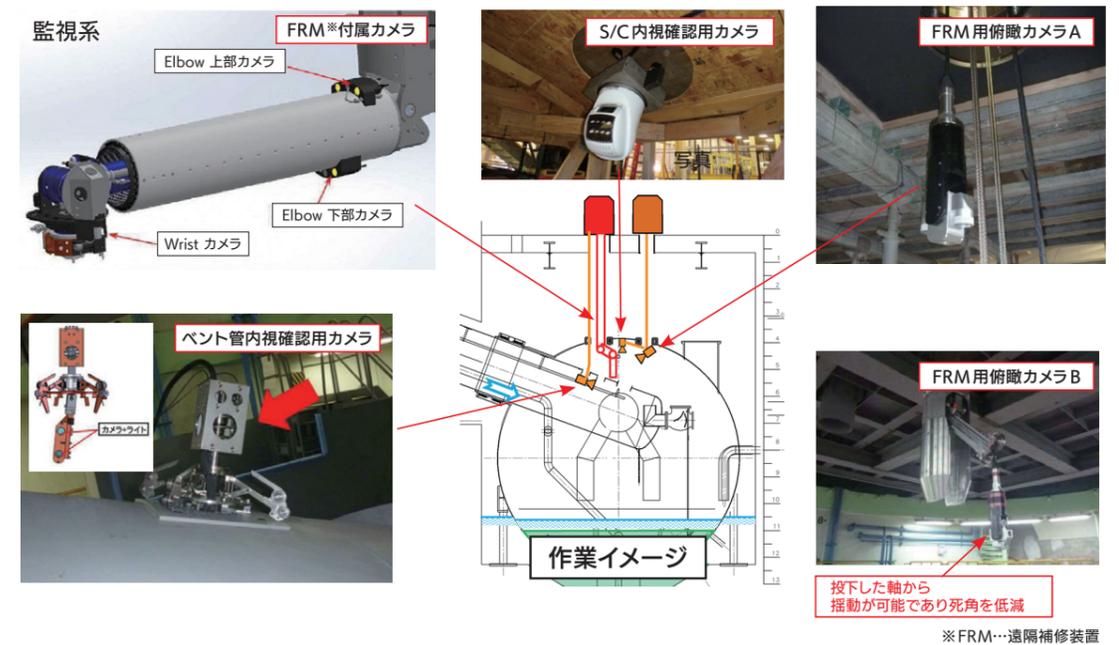
ベント管内埋設による止水を実現するに先立ち、遠隔操作による干渉物撤去やベント管への穴あけを行う、遠隔補修装置を開発しました。装置設計、組み立ての後、施工性確認試験を行い、実機を想定した環境で施工対

象へアクセスできることを確認しました。また、遠隔補修装置とツール、カメラ等を組合せたモックアップ試験を実施し、視認性、設置・回収作業の確実性や操作性の向上等を確認しました（写真3、4）。



▲遠隔補修装置の施工性確認試験（写真3）

- 施工性の確認試験では、有人作業が1作業単位が20分以内で終わること、一連手順が完了できることを確認しました。これにより、以下を達成しました。
- 実機適用に向けた手順書案を作成
- 施工性確認試験の実施を完了
- 遠隔施工性の成立を確認
- 施工手順の成立を確認
- 実機適用に向けた課題を抽出



▲遠隔補修装置の監視カメラ設置状況（写真4）

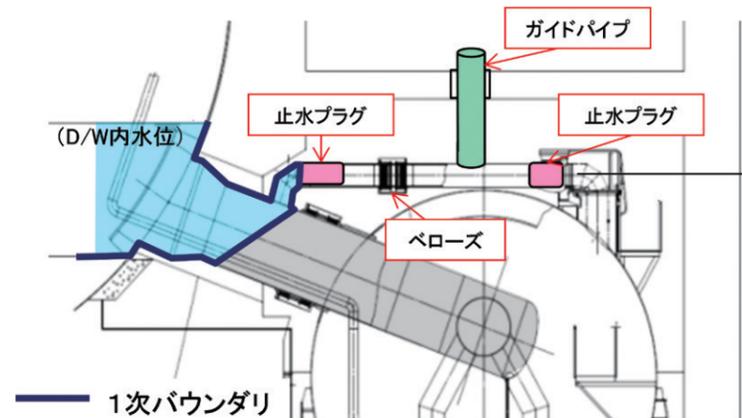
施工時は、遠隔補修装置付属のカメラと俯瞰カメラを合わせ2つ以上の監視系を用いて作業監視を行う計画です。これにより、複数の視点から立体的な位置関係を把握することが可能となります。

※FRM…遠隔補修装置

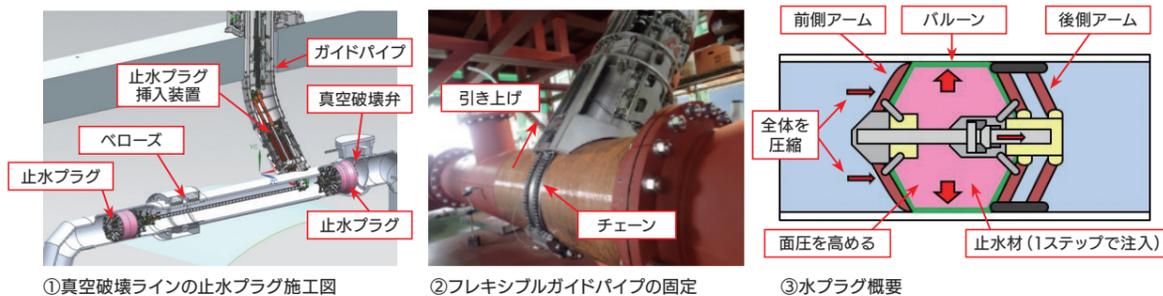
7 真空破壊ライン埋設による止水技術の開発

1号機は真空破壊ラインベローズから漏水が確認されていますが、原子炉建屋1階の真上からアクセスできないため、斜め方向からアクセスできるフレキシブルガイドパイプおよび止水プラグを挿入する実規模試験を実施

しました。その結果、ガイドパイプ設置、真空破壊ラインへの穴あけ、止水プラグの挿入、耐圧性能確認等により、施工性や成立性を確認できました(図13~15)。

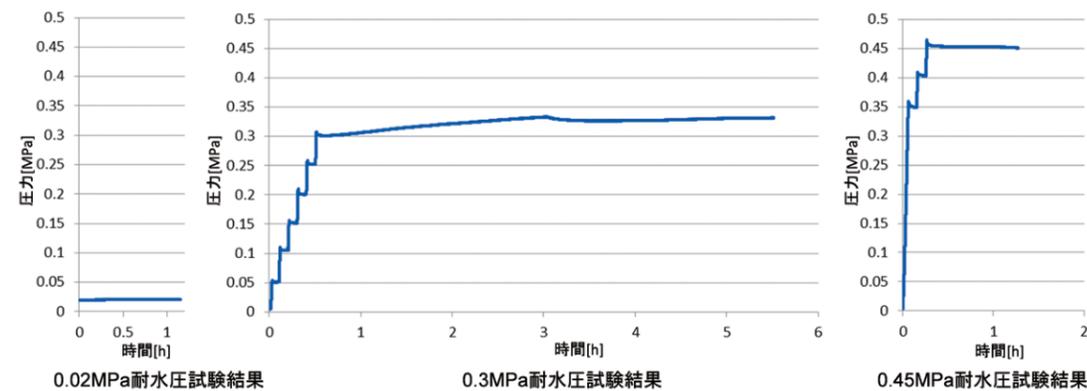


▲真空破壊ライン止水工法概念図(1号機)(図13)



▲真空破壊ラインの止水概念図(図14)

1階床の穴空き位置に干渉物があり、真空破壊ラインの真上に穴をあけられないことから、斜めにアクセスするガイドパイプを開発しました。また、止水プラグおよび止水プラグ挿入装置のフレキシブルガイドパイプからのインストール性を改良しました。



▲耐圧試験結果(図15)

フレキシブルガイドパイプ並びに改良した止水プラグを使用し、1/1スケール試験体を用いた施工試験を実施し、施工性と止水性能の確認を行いました。耐水圧試験では、0.45Mpa(完全冠水条件)において漏えいのないことを確認しました。

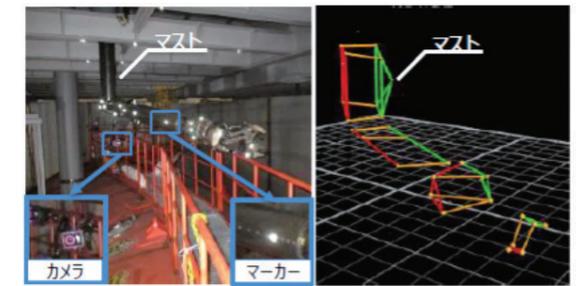
8 予備シミュレーション試験用のVRデータの整備

ベント管止水で使用する遠隔マニピュレータをVR(バーチャルリアリティ)システム上で再現し訓練ができるような環境構築を行いました。その中で、モーションキャプチャ等を用いた遠隔装置の動作確認、その動作デー

タを反映したVRシステムと遠隔装置との動作比較検証を行い、操作訓練でのVRシステムの有効性を確認しました(写真5、6、図16、17)。



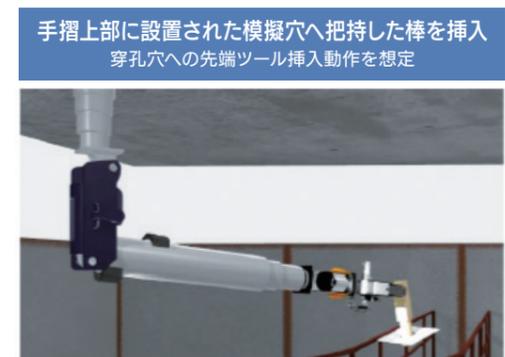
▲VRシステムと3次元スクリーン(写真5)



▲遠隔装置の動作計測(写真6)



▲予備シミュレーション試験用のVRデータの整備(実機とVRカメラの比較)(図16)



▲動作検証 VR操作感の確認(図17)

実機とVRで操作感の確認を実施した結果、動作や挙動に大きな差異はなく、操作訓練等に十分活用可能であることが確認されました。

IV 格納容器補修・水循環システム

廃炉に関する研究開発

原子炉格納容器 (PCV) 内水循環システム構築技術の開発 (開発 / 実規模試験)

PCV内の水循環システムを構築するため、ドライウェル(D/W)、サプレッションチェンバー(S/C)に取水構造を構築し、検証する

- PCV内水循環システムの高度化のための技術仕様の整理、作業計画の検討および開発計画の立案を行った
- PCV内アクセス・接続などの要素技術の開発・検証を行った
- PCVアクセス・接続技術等の実規模スケールでの検証を行った

研究開発の推移

年度	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022
D/W内水循環システム・技術の検討						■				
S/Cを用いた水循環システム・技術の開発・検証						■				
PCV内アクセス・接続等の要素技術の開発・検証								■		
PCVアクセス・接続技術等の実規模スケールでの検証									■	

D/Wを用いた技術仕様の整理、アクセスルート構築作業・維持の計画、開発課題の抽出及び開発計画立案

S/Cを用いた技術仕様の整理、アクセスルート構築作業・維持の計画、開発課題の抽出及び開発計画立案

D/W・S/C内アクセス・接続等に必要となる要素技術の試験計画立案・試験

S/C取水部構造の設計・構築・実規模試験

背景

福島第一原子力発電所では、現在、燃料デブリを安定的に冷却するため、原子炉格納容器（以下「PCV」という）内への冷却水の循環注入を継続しており、今後も燃料デブリ取り出しを行うに当たり、燃料デブリ取り出し作業中も PCV 内の水を引き続き安全に管理していくことが必要となります。特に、燃料デブリ取り出し中の循環注水を維持するための循環ラインを構築することは、PCV 内及びその周辺での作業であることから、遠隔作業により、かつ PCV の閉じ込め機能を確保しつつ、PCV 内へアクセス・接続する技術等を開発し、PCV 内の水をより安全に管理するシステムを実現するための技術が必要となります。

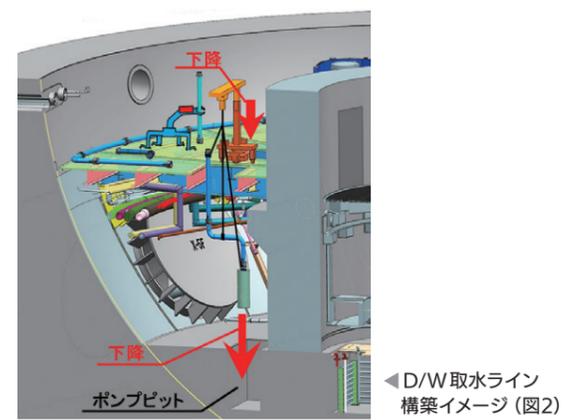
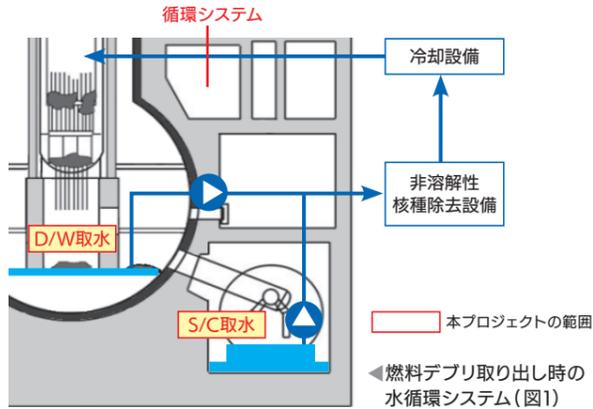
目的

水循環システム取水部には、気相・液相の閉じ込め機能や長期的な健全性の実現、設置や運用時の高線量環境下の現場での遠隔施工性が課題となります。本事業は水循環システムにおける取水実現のため、現場に適用できる PCV 内へのアクセス・接続技術の開発を行うことを目的とします。

1 PCV内水循環システムの技術仕様の整理

- ・ D/WおよびS/C取水のためのアクセスルート構築技術の検討にあたり、これまでに行われた各種調査結果を踏まえて、PCV内外の現場状況（原子炉建屋 (R/B) 1 階の環境線量率、炉内状況の推定結果、PCV 内堆積物、PCV内水位（現状、施工時、水循環システム運用時））を号機ごとに整理しました。
- ・ 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（工法・システムの高度化）での水循環システム（図1）に関する検討結果を踏まえ、PCV内アクセスルート構築に係る技術仕様（D/W、S/C 共通）、D/W取水部設計仕様を整理し、号機ごとに現D/W

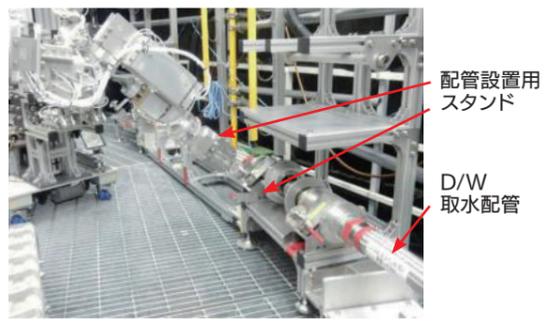
- 取水口候補位置を選定しました。
- ・ PCV外→内へのアクセスルート構築技術については、既存技術を整理した結果、別事業にて実施した現場実証試験の際のPCV内へのアクセス方法等の既存技術を用いることで、対応可能である見通しを得ました（図2）。そこで、PCV内における取水点（ポンプピット等）までのルート構築上の課題は、1）遠隔操作でのポンプ（配管）の地下階への吊り降ろし方法、2）配管（ホース）の遠隔接続・交換方法等であることを明らかにしました。



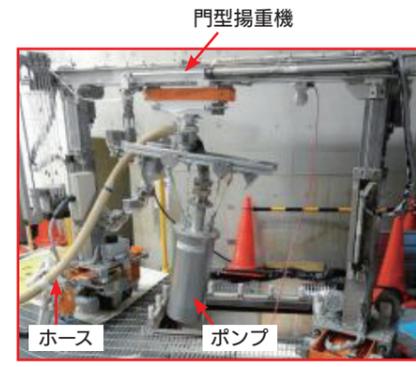
2 PCV内アクセス・接続などの要素技術の開発・検証

- ・ 遠隔操作によるD/W内での配管（ホース）展開（図3）およびD/W底部へのホース投入・設置・回収（図4）に関する要素試験を実施し実現可能な見通しを得ました。併せて今後のエンジニアリング段階で解決すべき課題を抽出し、対応策の検討を行いました。
- ・ 本事業で開発目標としたS/C取水部（図5）施工・メ

- メンテナンス時の適用装置の試験計画を立案するとともに主要な装置（位置合せ装置（図6）、延長配管-S/C自動溶接装置（図7）、ビード処理装置、仮設シール装置）を試作しました。
- ・ 各種装置の要素試験、または試作機の単体試験を実施し所定の機能を有することを確認（図8）しました。



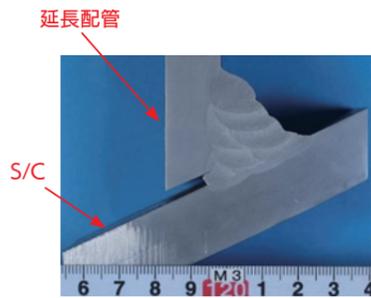
▲ D/W取水配管接続 (図3)



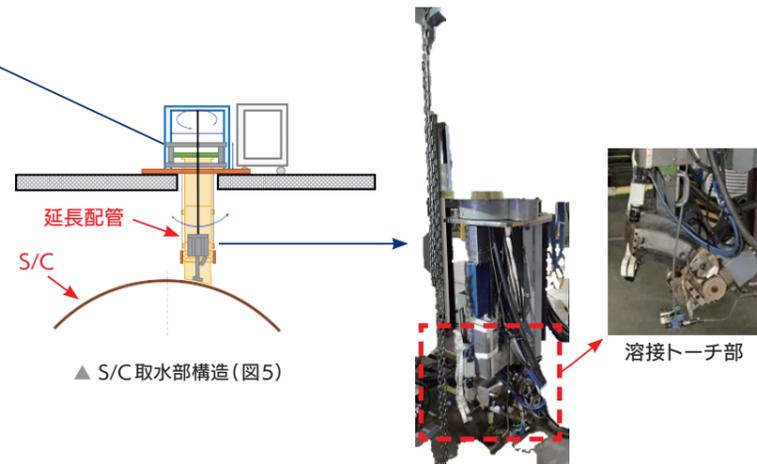
▲ D/W地下階へのポンプ投入 (図4)



▲延長配管位置合せ装置(図6)



▲溶接断面マクロ(3層8パス)(図8)



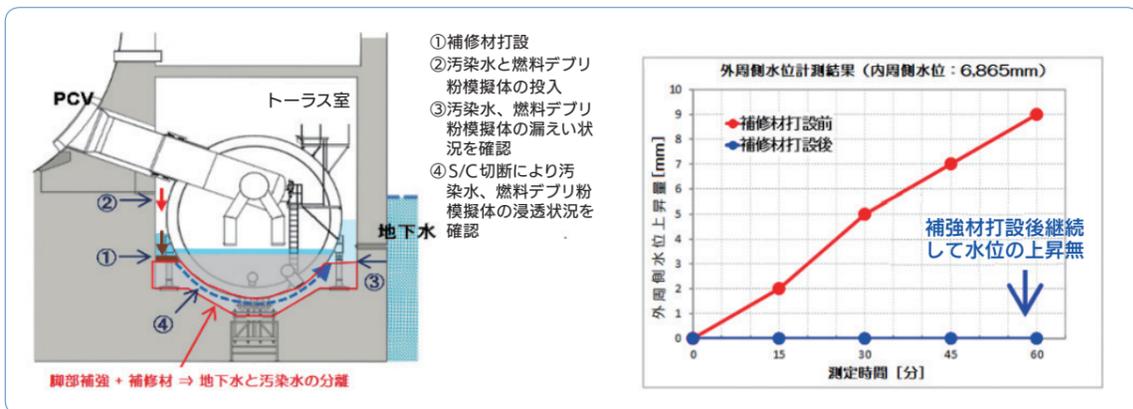
▲ S/C 取水部構造(図5)

▲延長配管 - S/C 継手自動溶接装置(図7)

3 PCV内アクセス・接続技術などの実規模スケールでの検証

- ・S/C取水部構造の開発成果として開発した延長配管-S/C継手溶接装置等の試作機(図7)により、遠隔操作(延長配管位置合せ～延長配管-S/Cの継手溶接)による一連の実規模試験を実施し、遠隔でS/C取水部を構築することが実現可能である見通しを得ました。
- ・1号機D/Wからトラス室S/C内周側への漏えい水対策として、JAEA 楢葉遠隔技術開発センターに設置されていた、「原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術

の実規模試験」で製作したS/C構造とトラス室底部にモルタルを打設した実規模試験体を用い、補修材打設による液相バウンダリの構築の有効性を確認するための試験を実施しました。本試験によりトラス室S/C内周側空間を、汚染水、燃料デブリ粉のバウンダリとして活用できる可能性があることを確認(図9)しました。



▲バウンダリ有効性確認試験及び結果(図9)



廃炉に関する研究開発

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。

V 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

燃料デブリを試験的に取り出し、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に取り出す方法や、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	2022
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PJへ移管(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) ・コアボアリングに適したアーム、システムの概念設計(2018)				・アーム前半部の設計・製作(2020~2021) ・アーム後半部の設計・製作(2021~2022)			
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ベ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) ・エンクロージャ試作機の設計・製作(2021~2022)			
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。

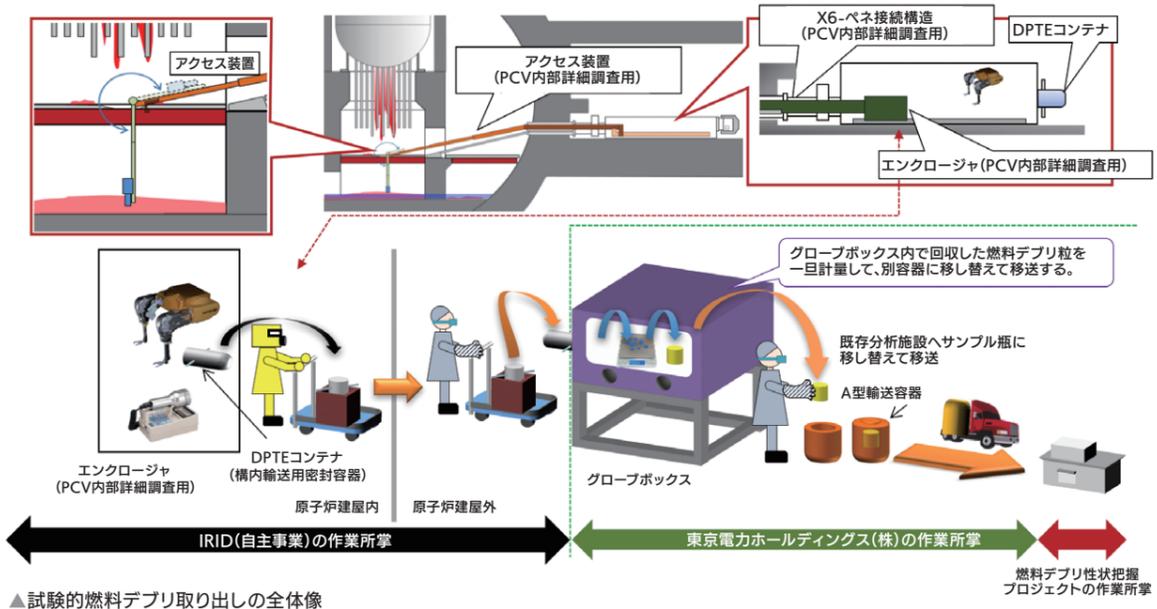
目的

格納容器内部詳細調査では、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、燃料デブリを採取して格納容器外に取り出すことで、燃料デブリの搬出経路すべてでの放射性物質の漏洩対策が必要となります。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。

1-1 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。



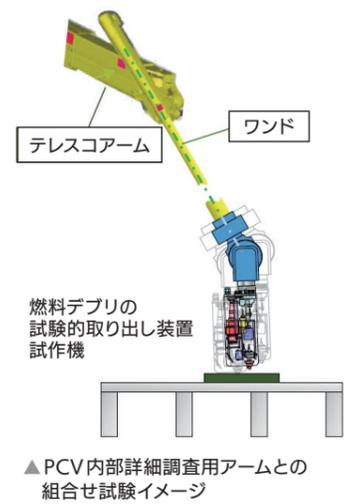
▲試験的燃料デブリ取り出しの全体像

1-2 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ワンドに取り付け組合せ試験を実施しました。

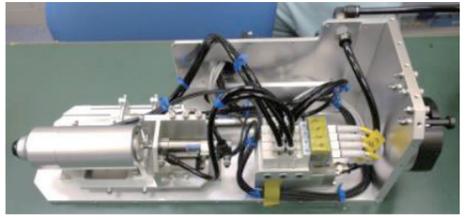
PCV内部詳細調査装置先端部



▲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

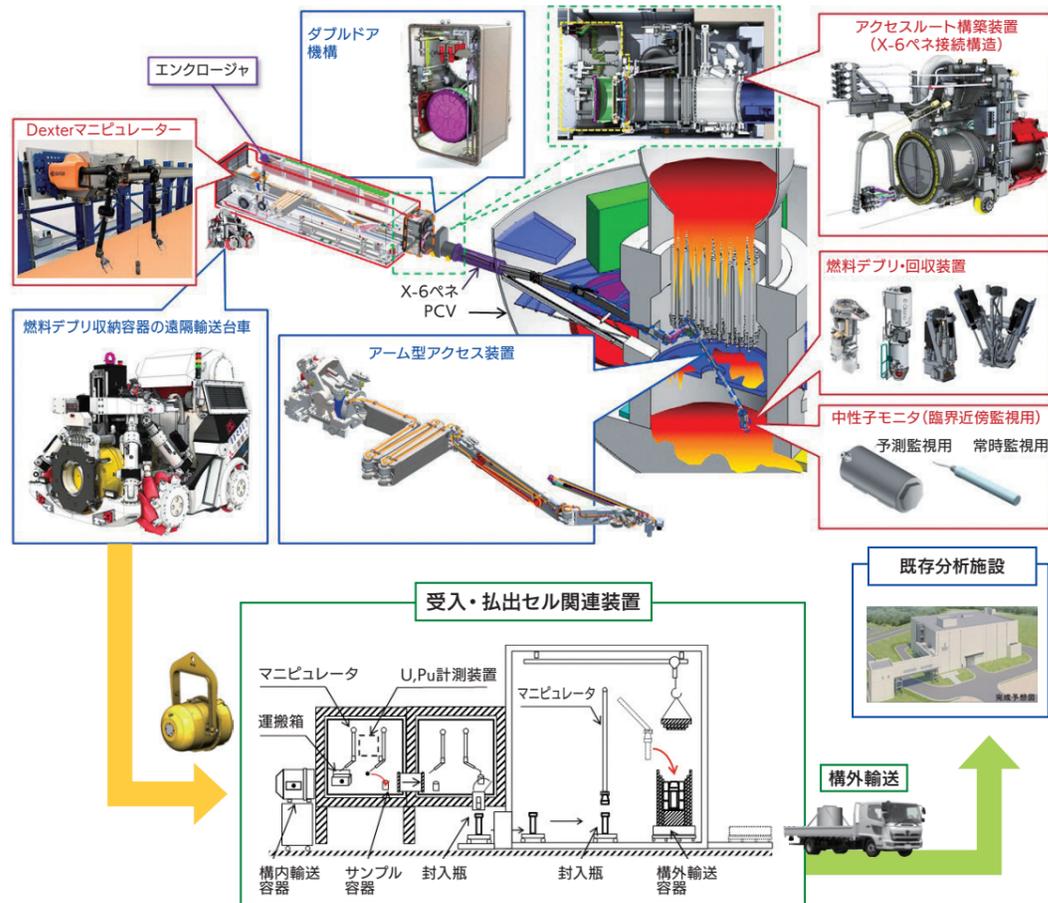


▲真空容器方式 試作機

2-1 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べく、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

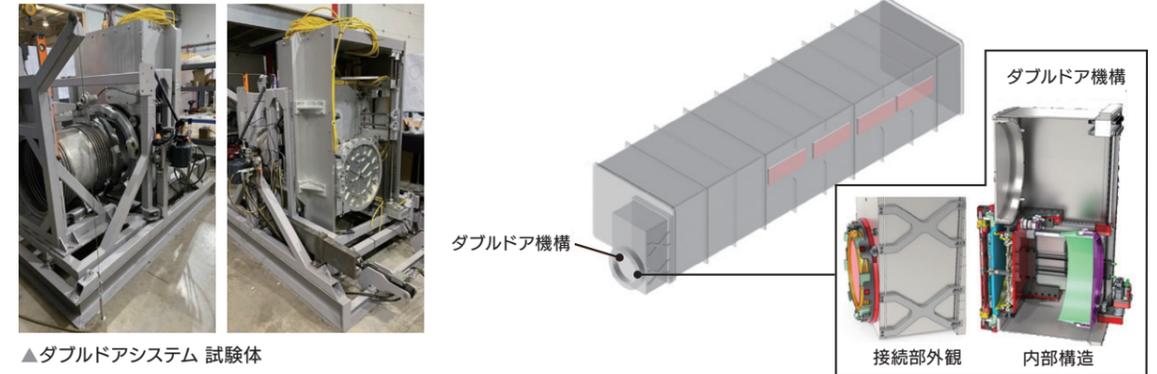
せたり、エンクロージャ撤去時に汚染面がPCV外面側にならぬよう接続部にダブルドアを設置するように改良しました。



2-3 エンクロージャ(隔離部屋)

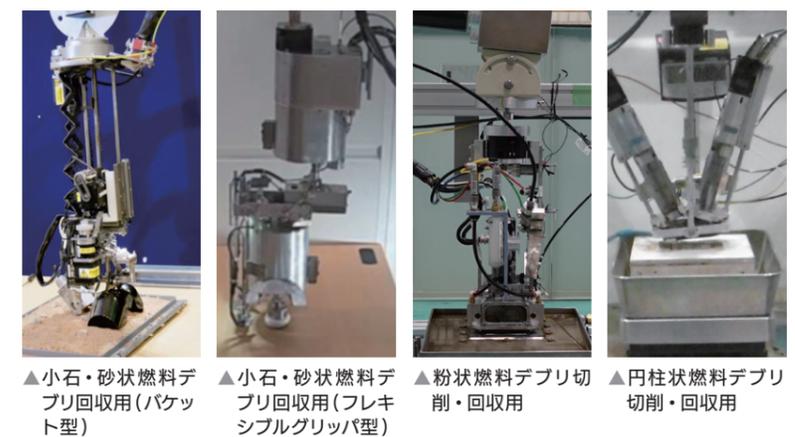
PCV開口部との接合部の気密性を維持しつつ、万一の場合に開口部を安全に閉鎖するダブルドア機構の開発を行いました。また、燃料デブリ回収装置のアクセス

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。



2-4 燃料デブリ回収装置

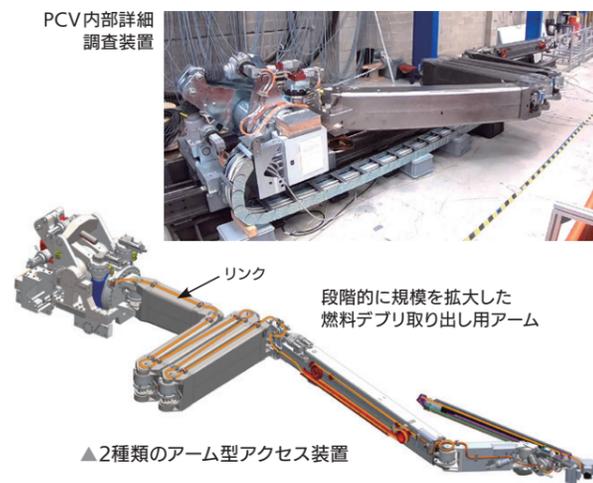
小石・砂状燃料デブリ回収用(バケット型、フレキシブルグリッパ型)、粉状燃料デブリ切削・回収用、円柱状燃料デブリ切削・回収用の各燃料デブリ回収装置について、実作業に向けて課題を抽出して、実用性の向上を図った改良設計を実施しました。改良した装置で、模擬デブリの回収試験や切削試験を行い、課題に対する改善を進めています。



2-2 アーム型アクセス装置

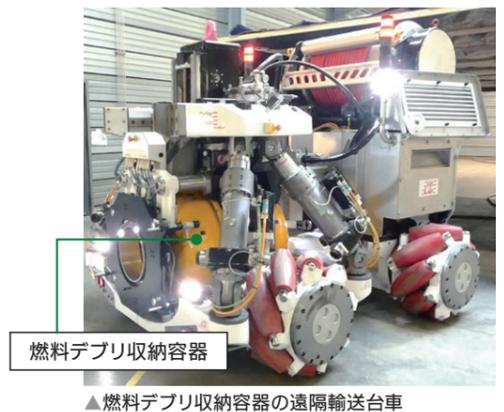
段階的に規模を拡大した燃料デブリ取り出しに向けて、以下の改良を施したアーム前半部を設計し、製作しています。

- ・アームのリンク数を低減(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、ペダスタル内のプラットフォーム上の開口通過性を向上



2-5 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”を開発しました。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行い、試作機を製作して工場検証試験を実施しました。

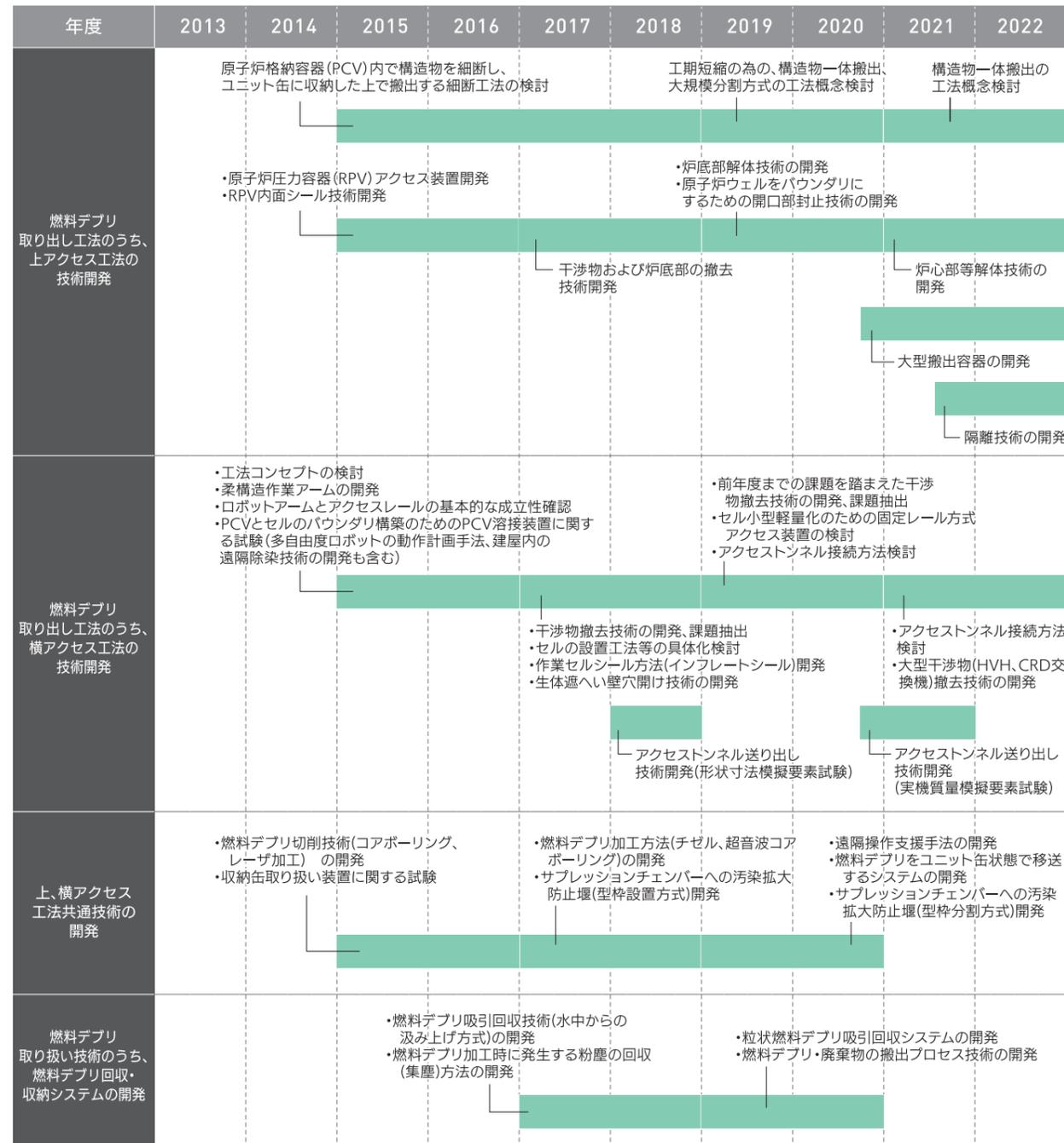


燃料デブリ取り出しに必要な設備を構築するための研究開発を実施

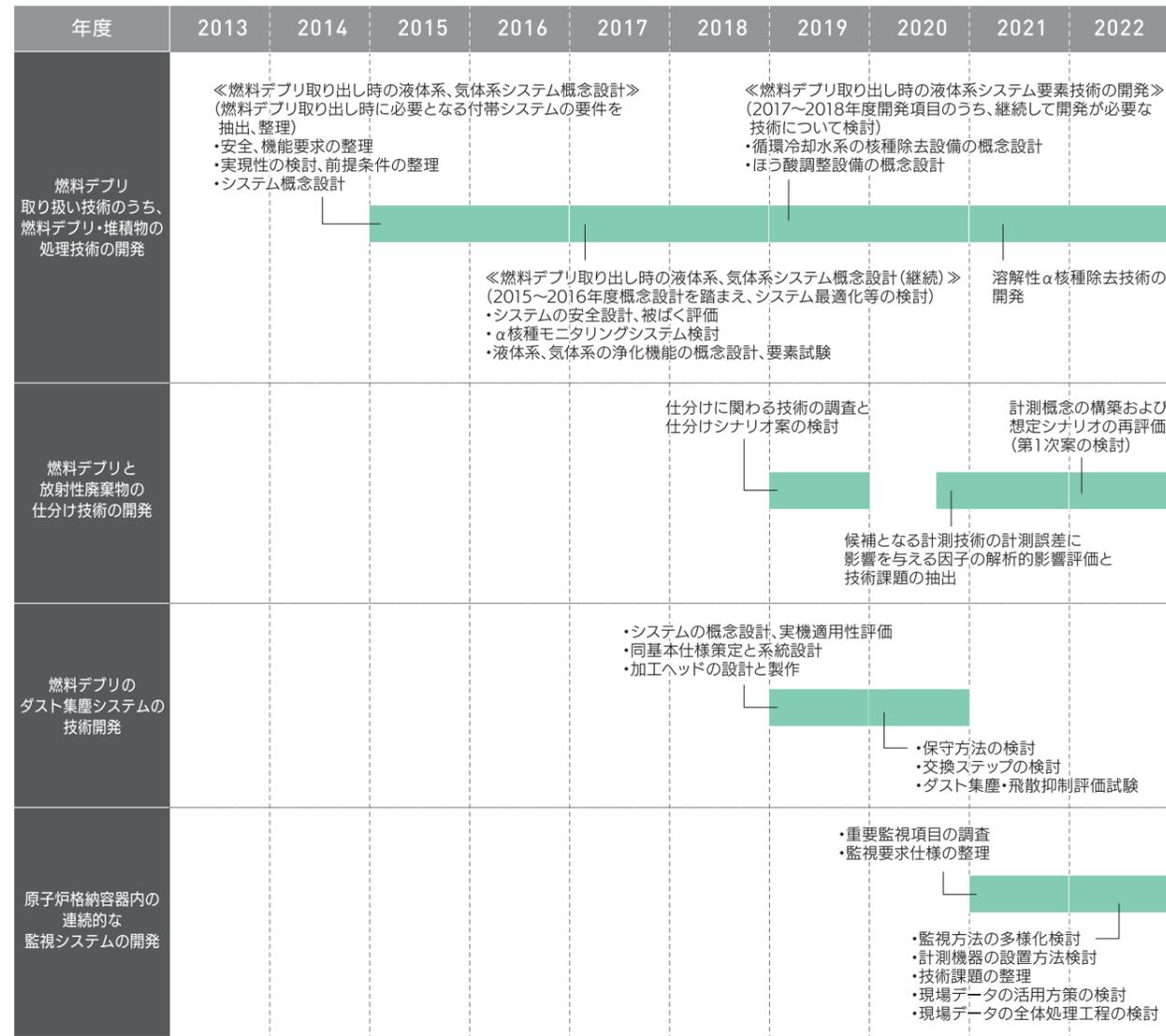
燃料デブリの取り出し作業に当たっては、主に以下の課題がありますが、これらに対処し、安全、かつ、作業の早期完了を目指すため、燃料デブリ取り出し設備を構築するために必要な研究開発を実施しています。

- 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



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）、燃料デブリ取り出し技術の開発、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・ダスト集塵システム、燃料デブリと放射性廃棄物の仕分け等）の実施
- ・燃料デブリ取り出し技術の開発（回収、処理技術）
- ・閉じ込め機能に関わる要素技術開発
- ・原子炉格納容器内の連続的な監視システムの開発

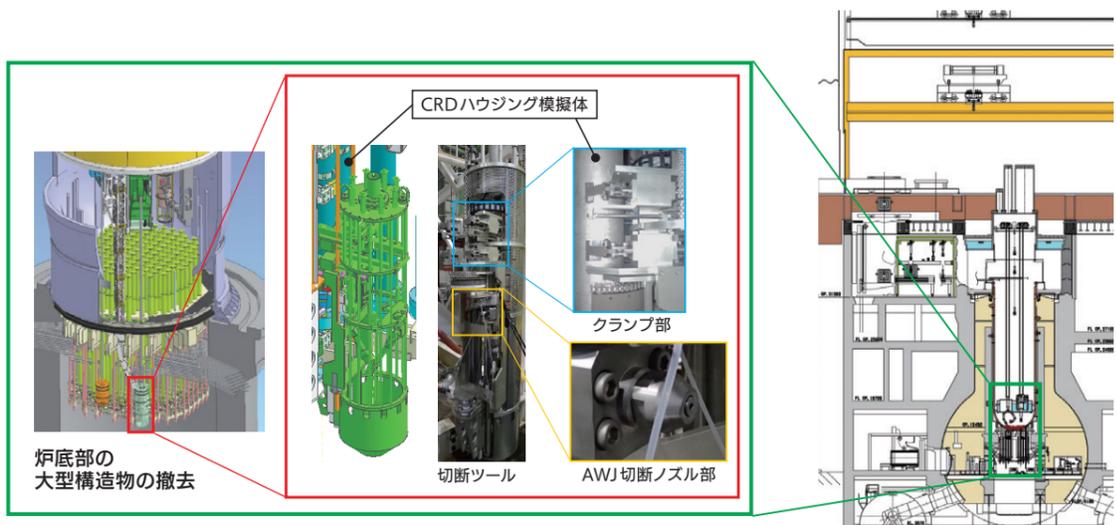
燃料デブリ取り出し工法のうち、上アクセス工法の技術開発

プラン 1 構造物一括撤去・搬出

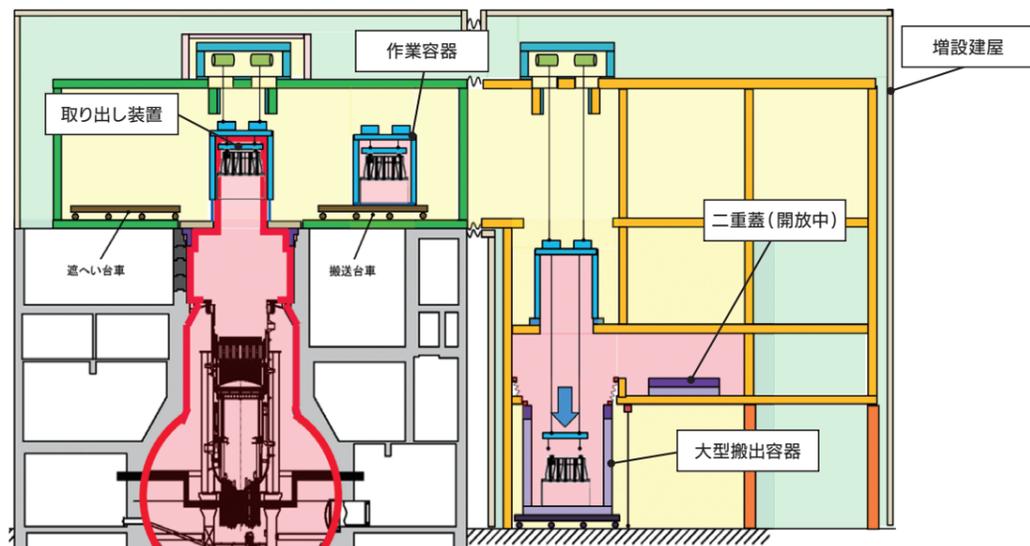
2018年度までの補助事業では、燃料デブリ近傍において遮へいおよびダスト飛散防止を実施することで、高線量・高汚染エリアの範囲を低減することを目的に、PCV内で構造物を細断し、ユニット缶に収納した上で搬出する細断工法の検討を進め、炉底部の干渉物であるCRDハウジング切断に関する要素試験を実施しました。上記開発の結果、作業性や作業時間（スループット）の観点から難易度が高いことが判明したため、2019年度からそれらの改善を目的として構造物を可能な限り大型で搬出する工法の検討を実施中です。その1案として、構造物一括撤去・搬出工法の基本的な方針について整理しました。

【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。



▲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

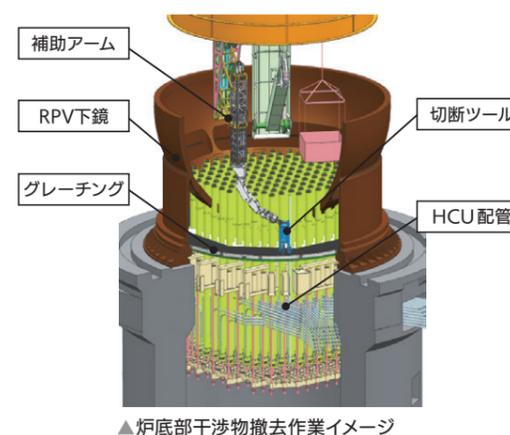


▲構造物一括撤去・搬出工法での搬出イメージ

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

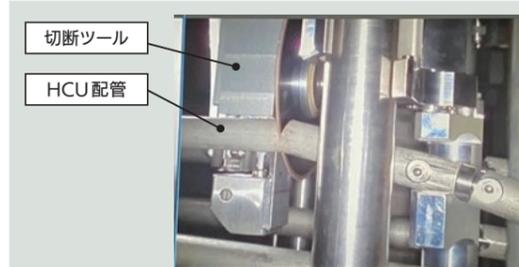
前頁の方針を基に工法の検討を進め、2019～20年度において炉底部解体について要素試験により切断手順を確認し、スループット試算に反映すると共に課題を抽出しました。2021年度からは炉心部等の解体方法の検討および要素試験による実現性確認に取り組んでいます。また、一体で取り出した構造物を搬出するための輸送専用容器（大型搬出容器）の汚染拡大防止機能（気密構造）の検討を行い、容器蓋部は二重蓋構造とすることにしました。二重蓋の運用ステップを検討し、気密が確保できるかについて20年度から要素試験にて実現性を確認中です。



▲炉底部干渉物撤去作業イメージ

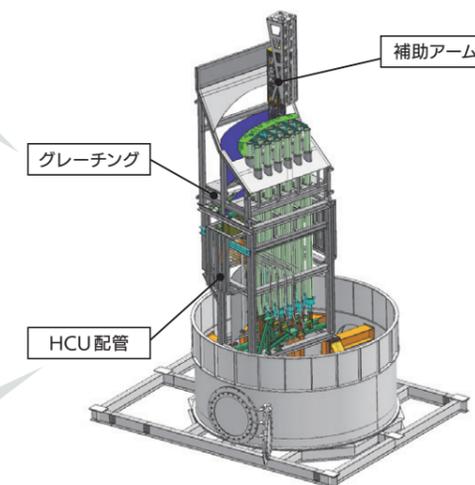


グレーチング模擬体撤去試験状況



HCU※配管模擬体切断試験状況

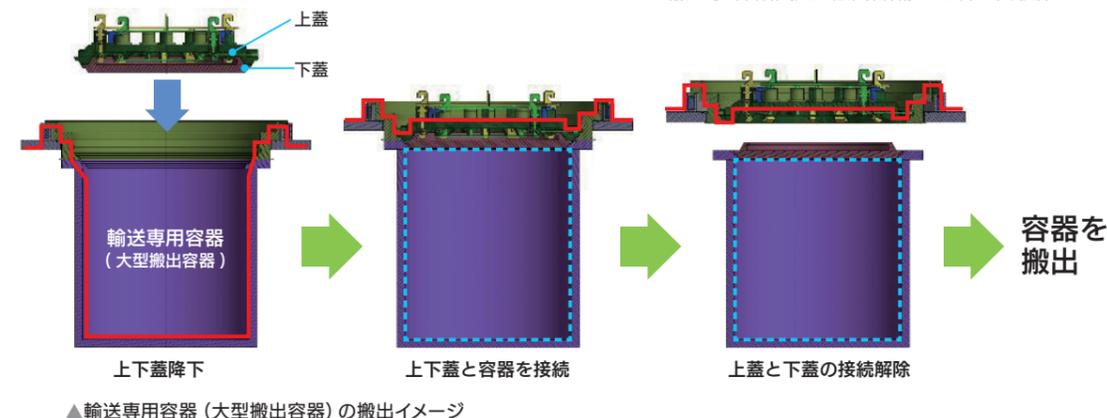
※HCU…Hydraulic Control Unit 制御棒駆動水圧等水圧制御ユニット



▲炉底部模擬体イメージ



▲輸送専用容器（大型搬出容器）上蓋部の試験体



▲輸送専用容器（大型搬出容器）の搬出イメージ

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

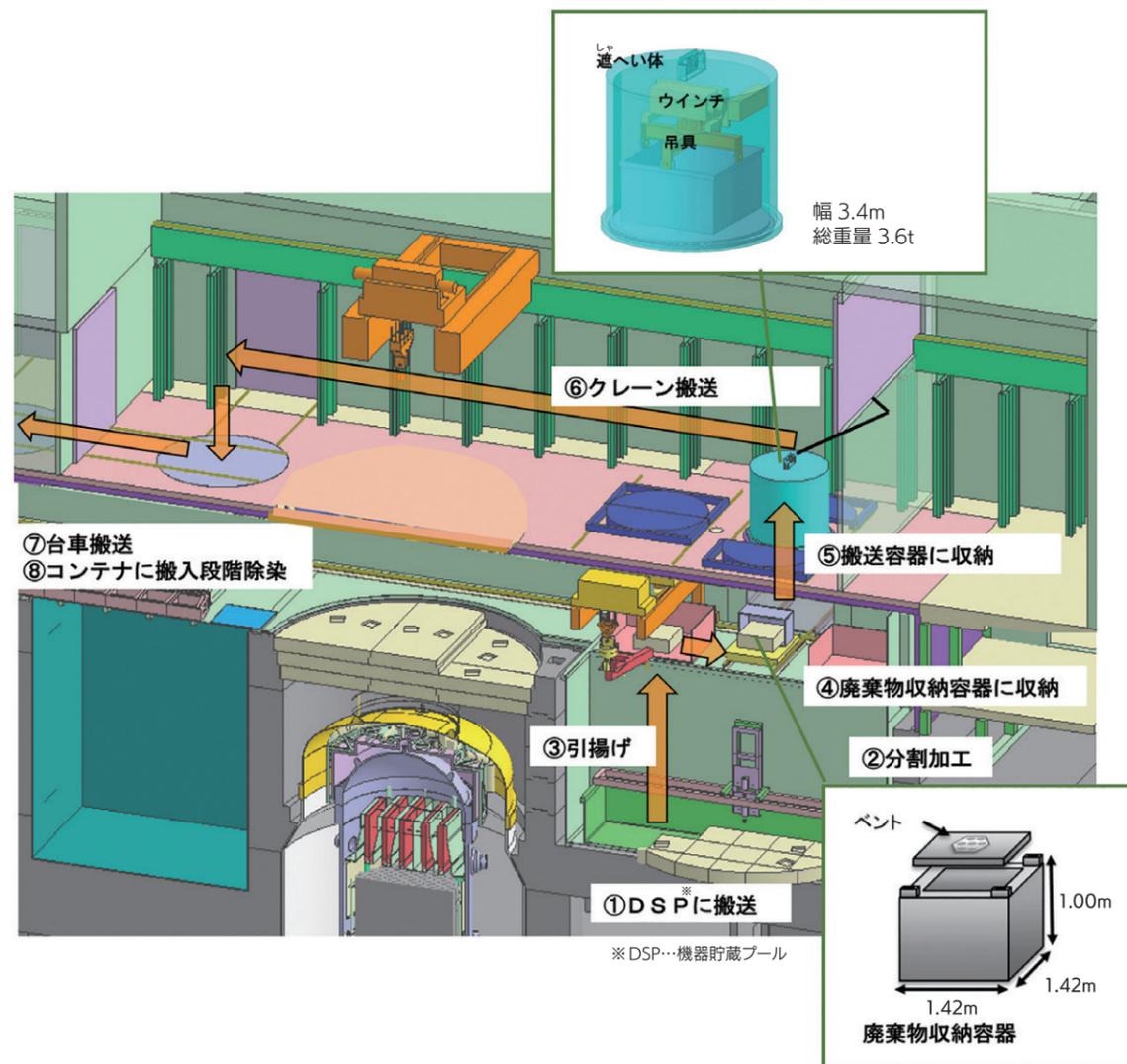
プラン 2 構造物大分割・除染の併用

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。



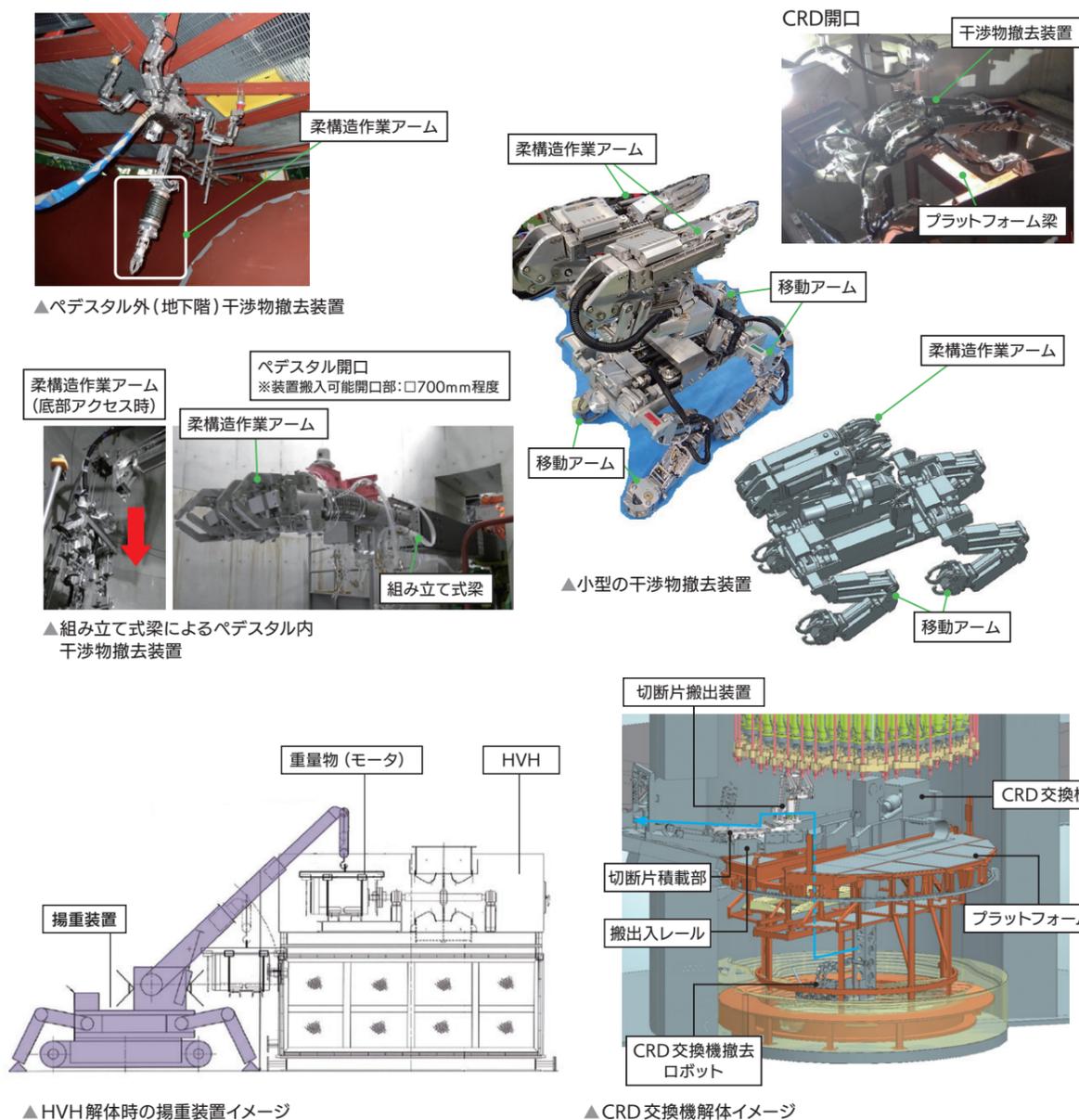
燃料デブリ取り出し工法のうち、横アクセス工法の技術開発

干渉物撤去(柔構造作業アーム)

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行くことが考えられ、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DESTAL外(地下階)干渉物撤去装置や組み立て式梁によるペDESTAL内干渉物撤去装置に応用してきました。

2019-20年度の開発においては、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DESTAL内模擬環境での移動やICM(炉内核計装)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。

2021年度からは、HVH (Heating Ventilating Handling Unit) やCRD交換機のように大型で燃料デブリ取り出し作業に大きな障害となるような干渉物を遠隔で撤去する方法について検討を進めています。



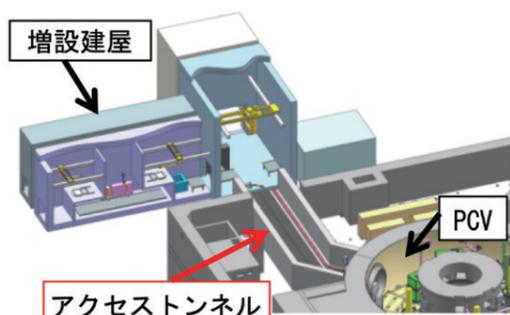
燃料デブリ取り出し工法のうち、横アクセス工法の技術開発 アクセストンネル

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。

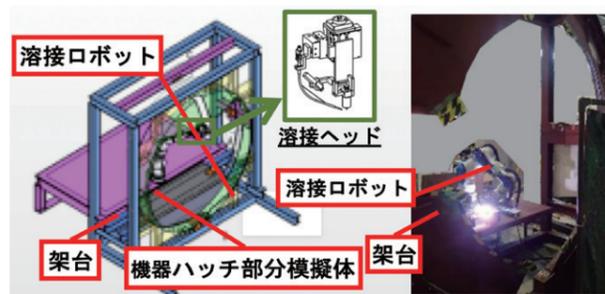
アクセストンネルは、作業員の被ばく低減のためR/B外で組立を行い、R/B内へ送り出して遠隔で設定する計画であり、2018年度に形状寸法模擬体を用いた送り出し要素試験にて実現性を確認しました。

2019-20年度の開発においては、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。その結果を踏まえ、2021年度からは実規模スケールでの溶接試験やアクセストンネルとPCVとの接続部(PCV接続スリーブ)の遠隔設置方法等について検討を進めています。

また、アクセストンネルはR/B近傍で旋回(スライド)させる必要があるため、スライド部の検討を行い、実重量を模擬した試験体にてスライドに関わる要素試験を実施して実現性を確認中です。



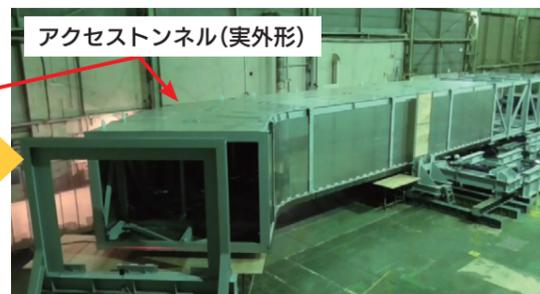
▲アクセストンネルの概念



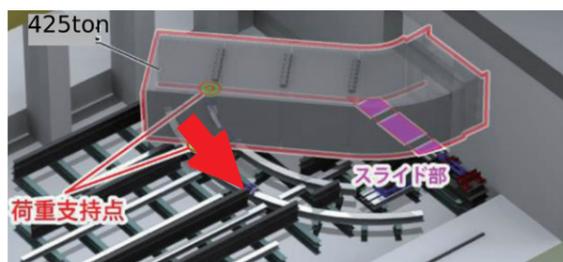
▲アクセストンネル溶接接続試験



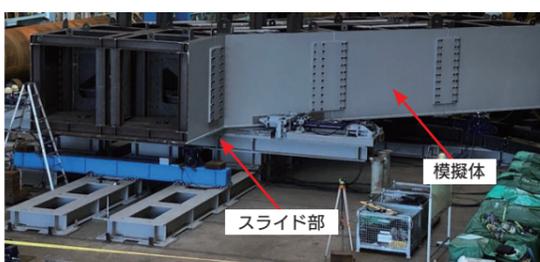
▲アクセストンネル送り出し要素試験状況



▲アクセストンネル実機質量模擬体



▲アクセストンネル旋回イメージ



▲アクセストンネル実機質量模擬体

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 アクセスレール・ロボットアーム

燃料デブリ取り出し作業では、分布、性状が不明確な燃料デブリを加工、回収する必要があります。今後実施される内部調査で加工方法を選定していきますが、多種多様な燃料デブリの加工方法に柔軟に対応するため、6軸のロボットアームをペDESTAL内に案内するための3段伸縮式のアクセスレールを開発しました。

【工法の概要】

- 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、PCV壁を拡大開口し、ペDESTAL内へ直線的にアクセスします。
- ロボットアームを搭載したアクセスレールをCRD交換用開口に向け、傾斜、伸長させます。
- ロボットアームはアクセスレール上をペDESTAL内に向けて移動し、燃料デブリの加工、回収を行います。

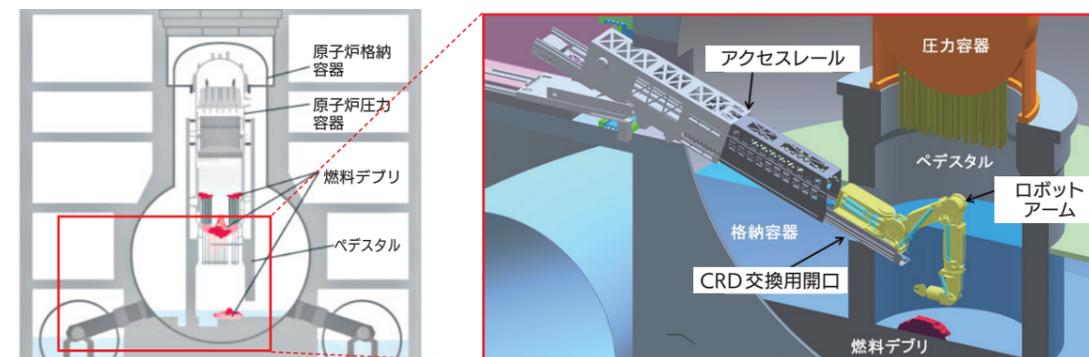
【アクセスレール】

- セルを小型化するため、3段伸縮式を採用。
- ロボットアームのペDESTAL内案内機能を装備。

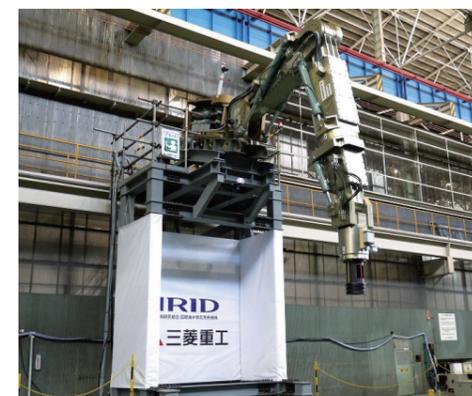
- 燃料デブリを回収するためのユニット缶搬送機能を装備。
- 寸法：幅1,900mm
長さ8,700(縮時)/17,000(伸時)mm
高さ2,500mm
- 質量：約24ton

【ロボットアーム】

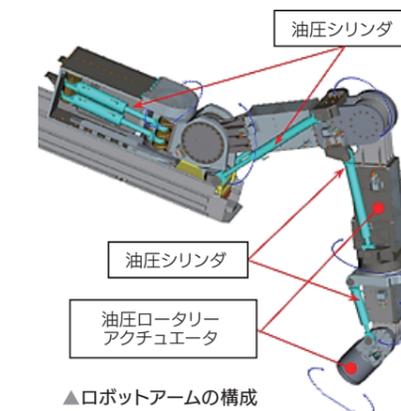
- 先端に搭載する加工ツールの位置決め性より軸構成は6軸。
- 故障時の対応として、油圧シリンダ、油圧供給ラインを冗長化。
- 油圧駆動採用により、大きな加工力とコンパクトな外形寸法を実現。
- ケーブル、油圧ホースを装置内に収納し、周辺障害物との接触による損傷を防止。
- 各軸の油圧シリンダと油圧ロータリーアクチュエータの制御手法を開発し、先端位置決め精度±5mmを達成。
- 寸法：幅700mm
アーム長7,100mm
高さ920mm
- 質量：約4ton
- 先端負荷：下向き2tonの押付



▲横アクセス工法の概要



▲アクセスレール・ロボットアーム



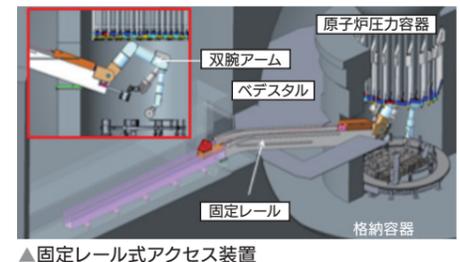
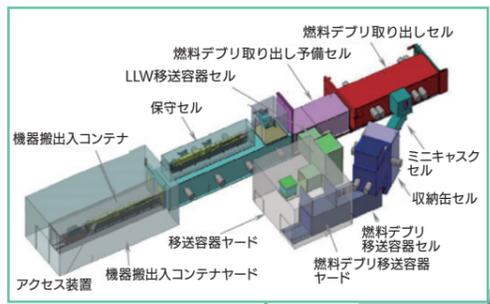
▲ロボットアームの構成

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

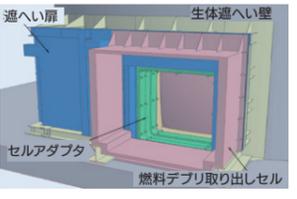
既設貫通口であるX-6ペネトレーション周囲の生体遮へい壁を撤去拡幅し、燃料デブリ取り出し設備を設置し、最短距離でベデスタル内の燃料デブリへアクセスする横アクセス工法の開発を進めており、以下の課題に関する開発を実施しました。

- 原子炉建屋内に設置する遮へい付き燃料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、成立性の目的を得ました。

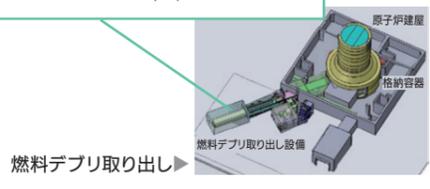
- セル小型・軽量化については、内包する燃料デブリ取り出し用アクセス装置を固定レール式に変更し、レール搬送機能の削減による装置自体の高さ低減からセル小型化や重量低減を図り、併せて遮へい厚さの最適化により重量低減を図り、セルの小型・軽量化の目的を立てました。
- 大型重量物であるセル設置について、準備工事から設置・据付までの一連の作業ステップを構築し、据付性の目的を得ました。



▲固定レール式アクセス装置



セル等大型構造物の設置



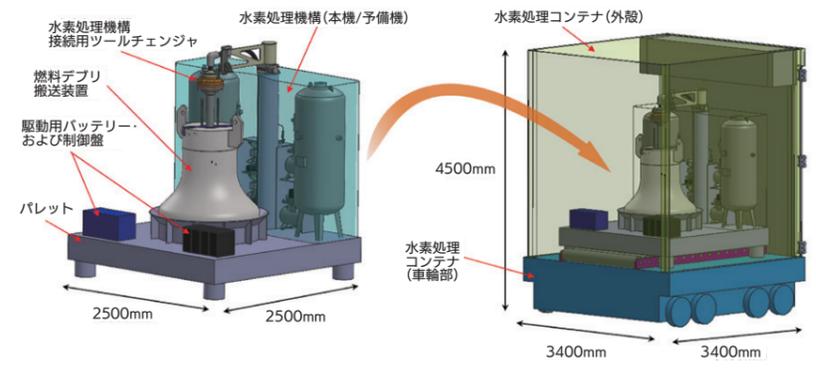
燃料デブリ取り出し

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。

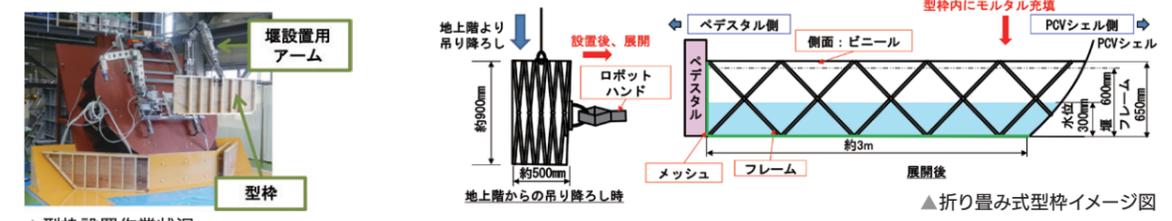
ユニット缶を収納した燃料デブリ搬送装置はパレットに搭載された水素処理機構と接続する。燃料デブリに対して常に二重の静的バウンダリを構築するため、構内移送時は水素処理コンテナに収納し、車両に積載した後に構内を移動する。コンテナ収納までの一連の作業は無人化する。



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

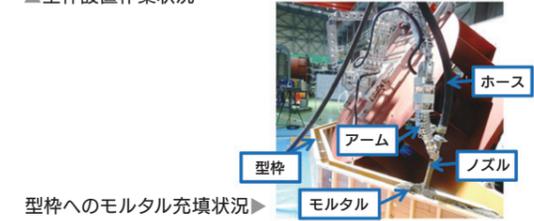
燃料デブリ取り出し作業において、燃料デブリ加工時に燃料デブリが汚染水と共にサプレッションチェンバー(S/C)等に拡散した場合、燃料デブリ回収範囲が広がり、取り出し期間やリスクが増大する懸念があります。燃料デブリ拡散防止する方法として、PCV内に堰を構築することを検討中です。堰構築方法として、先に型枠を設置してその後モルタル

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



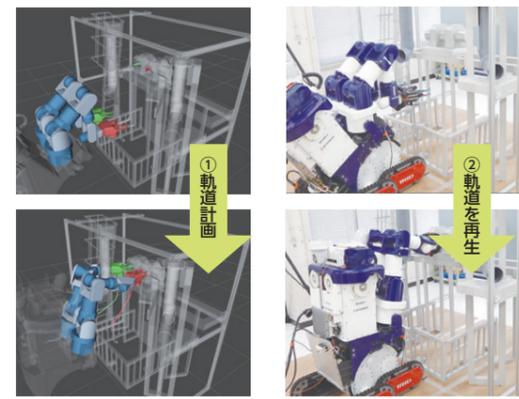
▲折り畳み式型枠へモルタル充填

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担を軽減し、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。

- 2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)
- 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した時と比べ、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。



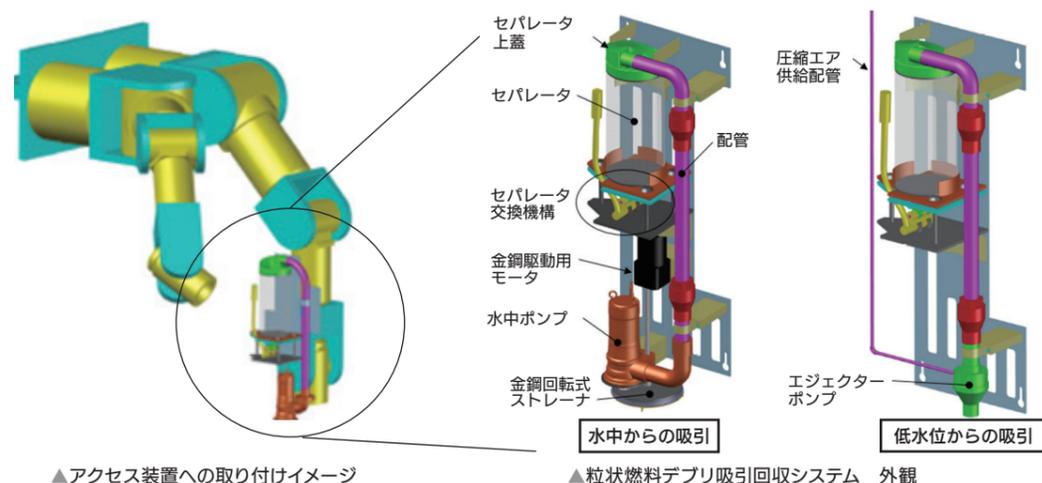
燃料デブリ取り扱い技術のうち、燃料デブリ回収・収納システム

粒状燃料デブリの吸引回収

燃料デブリの性状のうち粒状 (0.1mm~10mm) の燃料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りますが、40kg/h~300kg/h程度と評価しています。



▲アクセス装置への取り付けイメージ

▲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

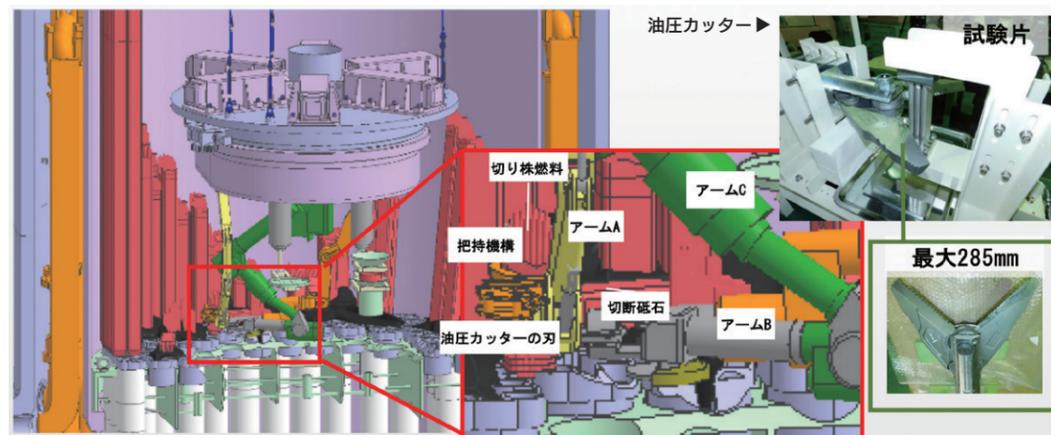
燃料デブリ性状に応じた搬出プロセス

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。

- ・熔融固化した塊は、単純動作で加工速度の速いチゼル (スパイクハンマー) 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・破碎が困難な場合には、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。

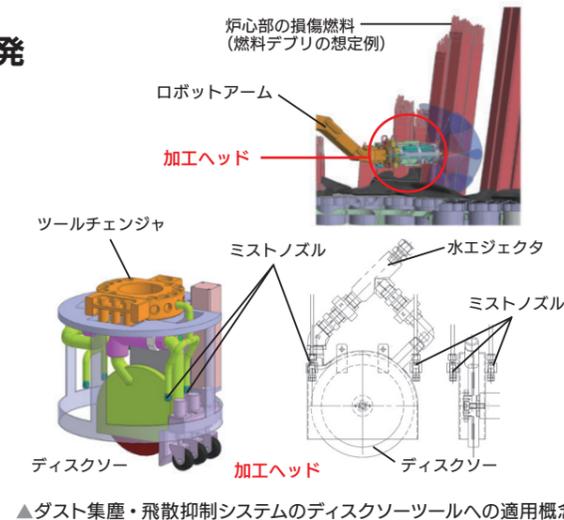


燃料デブリのダスト集塵システムの技術開発

ダスト集塵・飛散抑制システムの開発

燃料デブリを含む核燃料の加工においては、気中に拡散したダストによって作業環境の悪化、環境設備の運用やメンテナンスに多大な負荷をかける懸念があることから、加工部近傍におけるダスト飛散を抑制するシステムの構築と選定、装置化の検討を行いました。燃料デブリ加工時のダスト等の拡散防止を目的とし、加工点近傍における拡散防止構造と効率的な集塵技術や、拡散抑制技術について、従来技術を踏まえて現場適用性を評価しました。

- ・システムの概念設計、実機適用性評価
- ・同基本仕様策定と系統設計 ・加工ヘッドの設計と製作



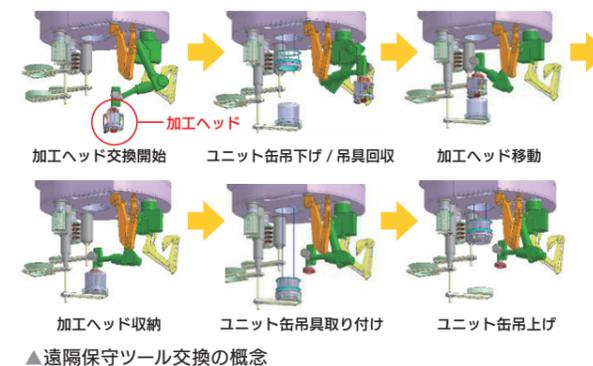
▲ダスト集塵・飛散抑制システムのディスクソーツールへの適用概念

燃料デブリのダスト集塵システムの技術開発

ダスト集塵・飛散抑制システムの遠隔保守技術開発

燃料デブリ取り出し機器・装置 (燃料デブリ切削・集塵システム、コンテナや作業テーブル、監視装置やそれを取り扱うロボットアーム等) は高線量エリアに設置されることから、原則、遠隔で保守を行う必要があります。そのため、燃料デブリを取り扱うことに配慮した機器・装置に関する保守方法の考え方の整理および保守方法の検討、実現性の評価及び課題の抽出並びに実機での合理的な対応方針について検討を行いました。

- ・保守方法の検討 ・交換ステップの検討



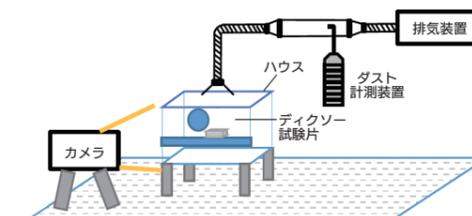
▲遠隔保守ツール交換の概念

燃料デブリのダスト集塵システムの技術開発

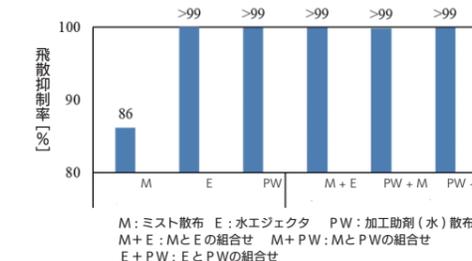
ダスト集塵・飛散抑制評価試験

ダスト飛散評価試験装置を製作し、加工部近傍におけるダスト飛散試験を実施しました。

「燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発」で選定された加工工法について最もスループット向上が見込まれる工法のうち、ダストの発生が相対的に多いと想定される加工工法を選定しました。加工工法に対して共通に適用できる試験要領を検討し、ダスト集塵・飛散抑制システムを備えた加工ヘッドの要素試験機を設計、試作し、想定される燃料デブリの材料状態を模擬した燃料デブリ模擬試験体に対して切削性能試験を行いました。加工ヘッド周辺の空間へのダストの気中移行率、水中移行率、集塵効率を評価する試験を行うダスト飛散抑制効果を確認するためにダストの気相、液相への移行率、及び集塵効率を確認しました。



▲ダスト飛散試験イメージ

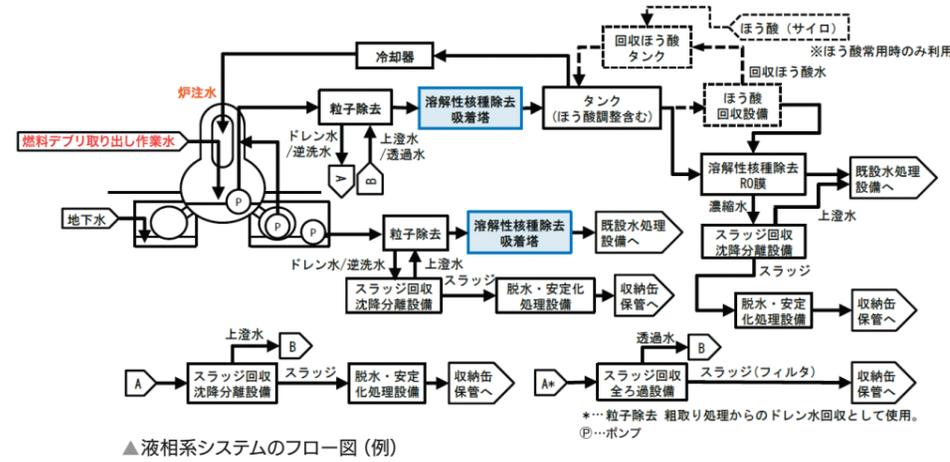


▲水散布方式と集塵効率の関係 (セリア加工時)

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

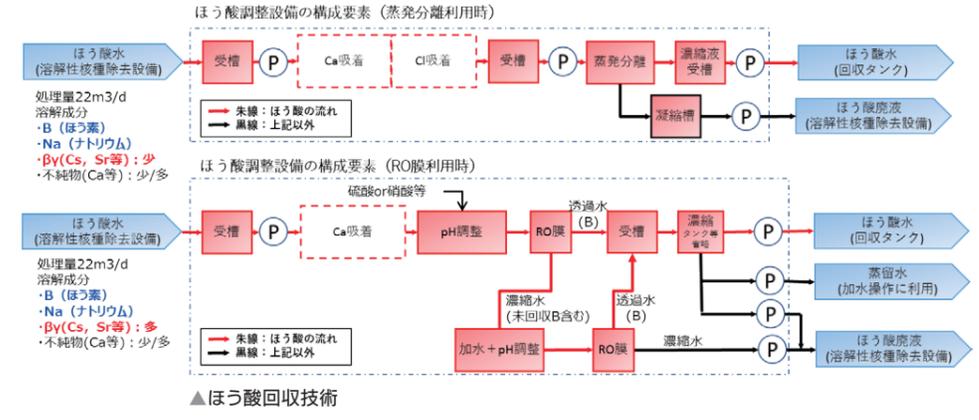
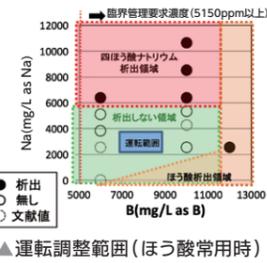
燃料デブリ取り出し作業期間中は、図に示す液相系システムを用いて冷却水を循環運転することが検討されています。燃料デブリの加工に伴う表面積の増大や、PCV内滞留水の水質変化などに起因して、循環冷却水中にはα核種を含む燃料デブリ由来の放射性核種が多量に溶解することが想定されます。漏えい時のリスク低減や公衆被ばく影響の低減などの観点から、この循環冷却システムはそれらの核種を除去しながらの継続運転を求められる可能性があります。2020年度までの開発では、まず、液相系システム全体

の概念設計を実施し、各設備のシステム要件を整理しました。次に、除去が必要と評価されたα核種に対して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。さらに、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行いました。2021年度からは、PCV気相部環境における吸着性能評価、および実液に含まれる成分の吸着性能への影響評価を進めるため、気相環境を模擬した吸着試験、および実液を用いた吸着試験の計画検討を実施中です。



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 ほう酸調整設備

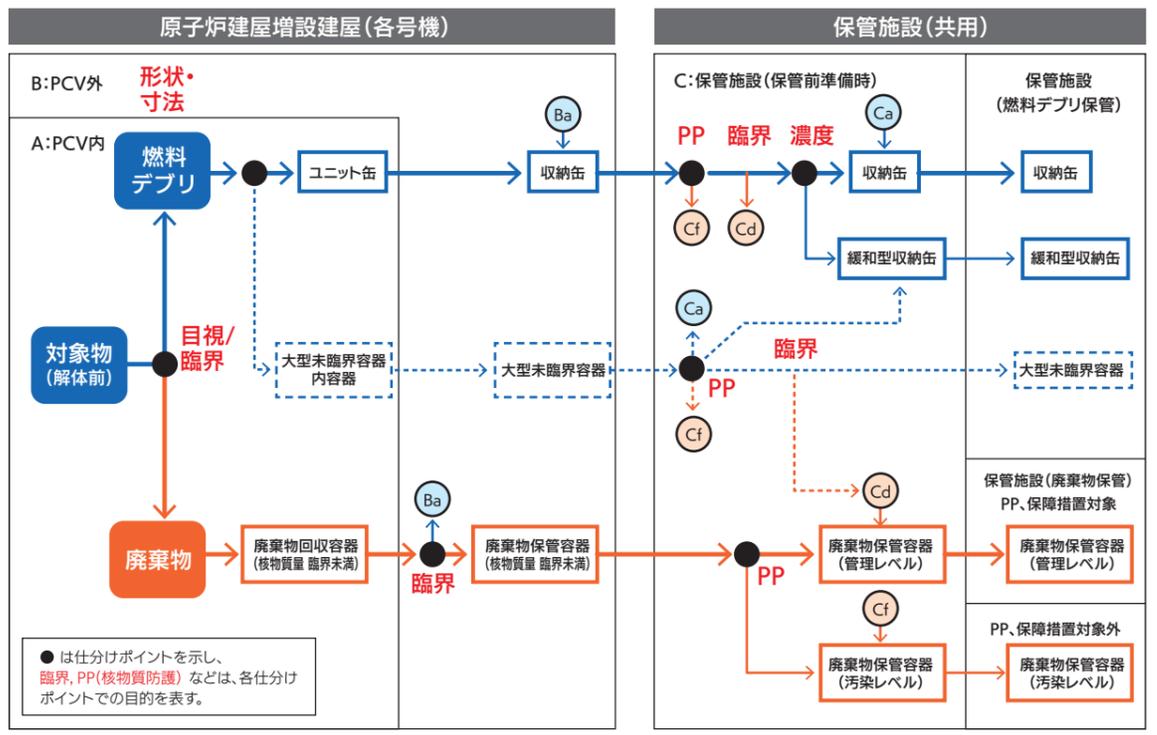
本研究では、補助事業で取り組んでいる臨界評価手法の確立及び臨界管理技術の開発のうち、五ほう酸ナトリウム水を用いた臨界管理技術の課題を検討し、以下の成果を得ました。
・コンクリート成分及び地下水成分とほう素との析出データを取得し、濃度管理の目安を得ました。
・ほう酸回収技術として蒸発分離及び逆浸透膜(RO膜)を選定。また、RO膜に関して弱酸性環境下でほう素が透過する点の原理確認を実施しました。



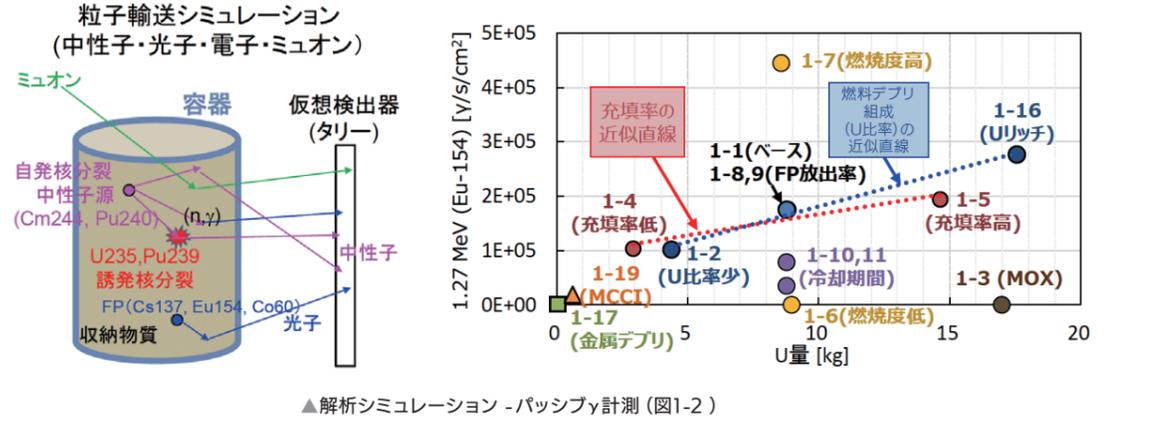
燃料デブリと放射性廃棄物の仕分け技術の開発 仕分けシナリオの検討と計測技術の評価

福島第一原子力発電所の廃止措置において、原子炉格納容器内部から取り出された物体に含まれる核燃料物質の量を計測し、燃料デブリと放射性廃棄物に仕分けられることができれば、燃料デブリの取り出しから保管までの作業の合理化が期待でき、福島早期安定化につながります。しかしながら、現時点でそのような技術は世界的にも存在しません。そこで、複数の仕分けシナリオ(図1-1)を検討し、仕分けポイントごとに必要となる技術調査等を実施した結果、仕分けのための計測に適用できる可能性のある計測技術として、アクティブ中性子法、

パッシブ中性子法、パッシブγ線法、ミュオン散乱法、高エネルギーX線CT法を抽出しました。2020-2021年度は、これら計測技術ごとの開発課題を抽出するため、燃料デブリ性状・組成の多様性などの因子が測定にどの程度影響するかを、解析シミュレーションにより評価しました(図1-2)。今後は、現場適用を目指して、計測システムの開発や仕分けシナリオの再評価、模擬デブリによる検証試験等を計画的に進める必要があります。



▲仕分けシナリオ案 (図1-1)

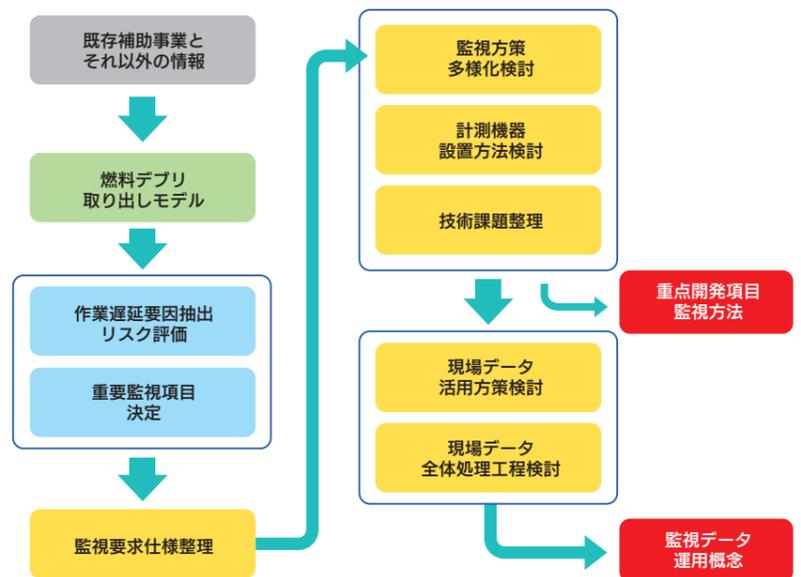


▲解析シミュレーション - パッシブγ計測 (図1-2)

原子炉格納容器(PCV)内の連続的な監視システムの開発

燃料デブリ取り出し規模の更なる拡大において、高線量・高汚染下、不確定要素を含む環境条件での遠隔作業で安全状態を維持しつつスループットを確保するため、取り出し期間におけるPCV内の環境変化を長期的、且つ連続的に監視する技術が必要となります。本事業

では、燃料デブリ取り出し作業に伴うPCV内の環境変化を連続的に監視するために安全要求と作業継続性を考慮した監視項目の整理、設定、及び現場適用性を考慮した監視方法の概念検討、整理を行います。開発の全体フロー(図1)に示します。

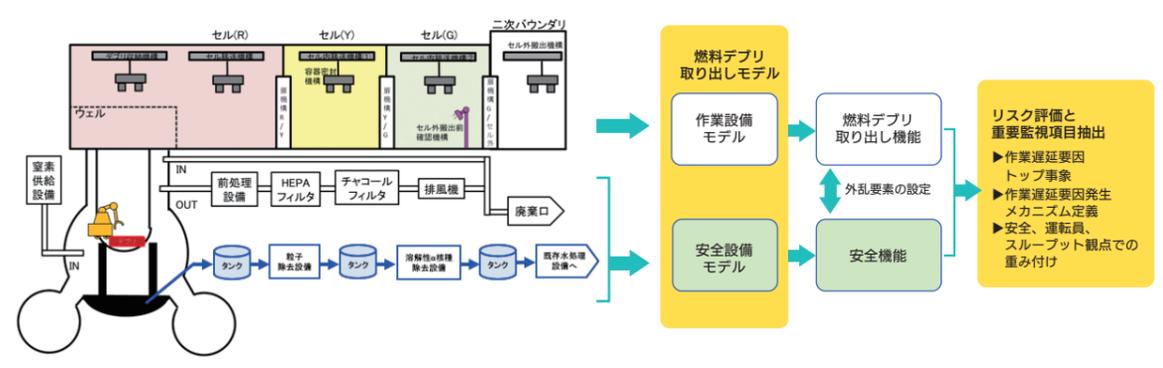


▲PCV内の連続的な監視システム開発全体フロー(図1)

①PCV内監視項目の調査

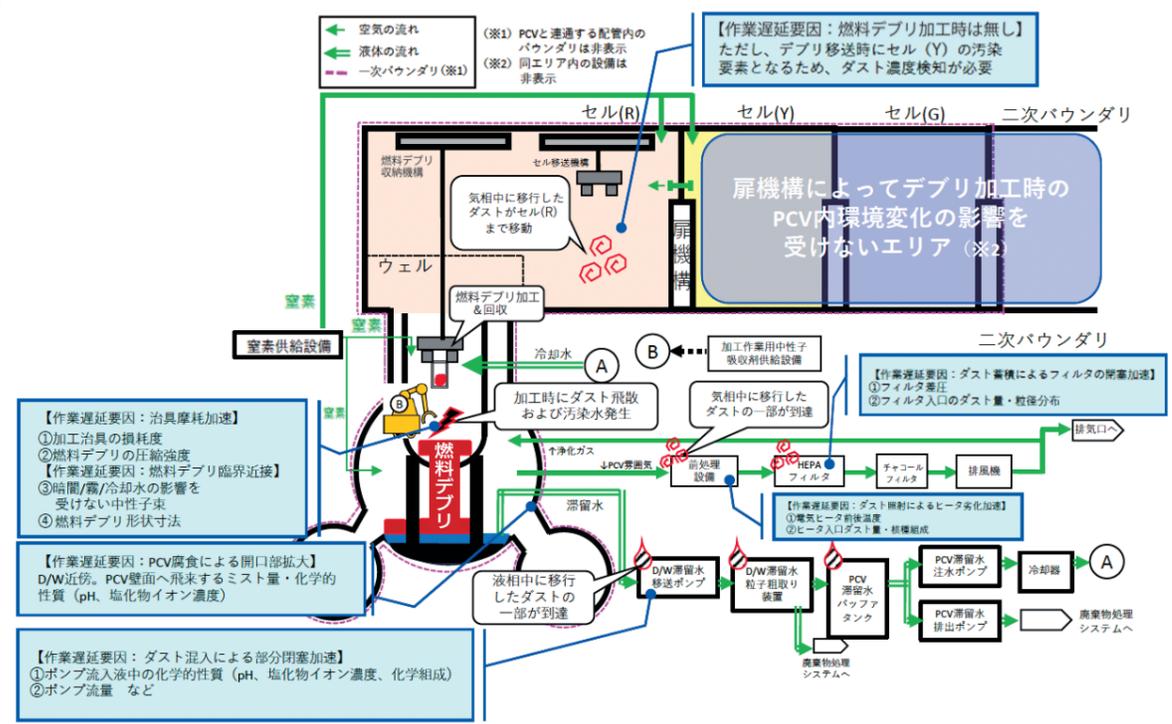
・重要監視項目の調査
安全機能を付加した燃料デブリ取り出し・搬出プロセスのモデル(燃料デブリ取り出しモデル)化、作業遅延に繋がる要因を抽出するリスク評価を各々実施し、重要監視項目を決定しました。リスク評価では、安全、運転員、スループットの観点で重み付けする手法を考案し

ました。(図2)また、重要監視項目の抽出結果の一例(図3)を示します。
・監視要求仕様の整理
重要監視項目に対して、測定する物理量(ダスト濃度、差圧など)、環境(燃料デブリ加工状況など)、常時監視の要性有無などを整理しました。



▲PCV内重要監視項目の抽出手順(図2)

原子炉格納容器(PCV)内の連続的な監視システムの開発



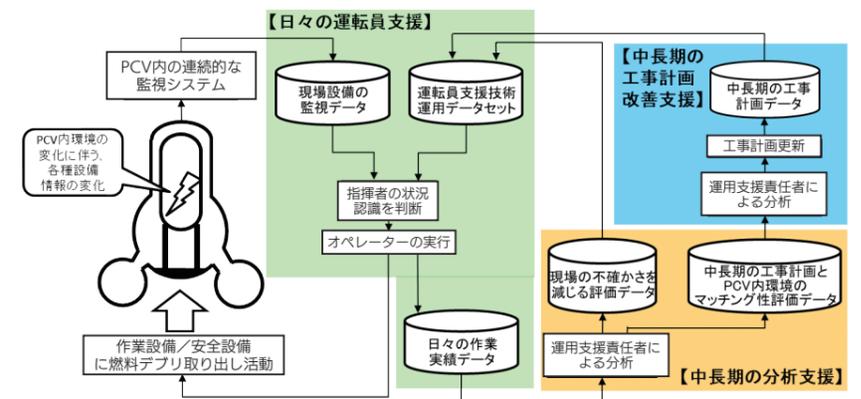
▲重要監視項目抽出結果の一例(図3)

②監視方法の検討

①のリスク評価結果の傾向分析を行い、今後、本格実施する以下の検討項目を立案しました。
・監視方法の多様化検討
・計測機器の設置方法検討
・技術課題の整理

③統合管理支援技術の運用方法検討

日々、運転員が的確、迅速に現場対応するため、PCV内の連続的な監視システムが提供する現場データの運用概念を「日々の運転員支援、中長期の分析支援、中長期の工事計画改善支援」の観点で検討しました(図4)。この概念は、今後、実施する以下の検討に活用します。
・現場データの活用方策の検討
・現場データの全体処理工程の検討



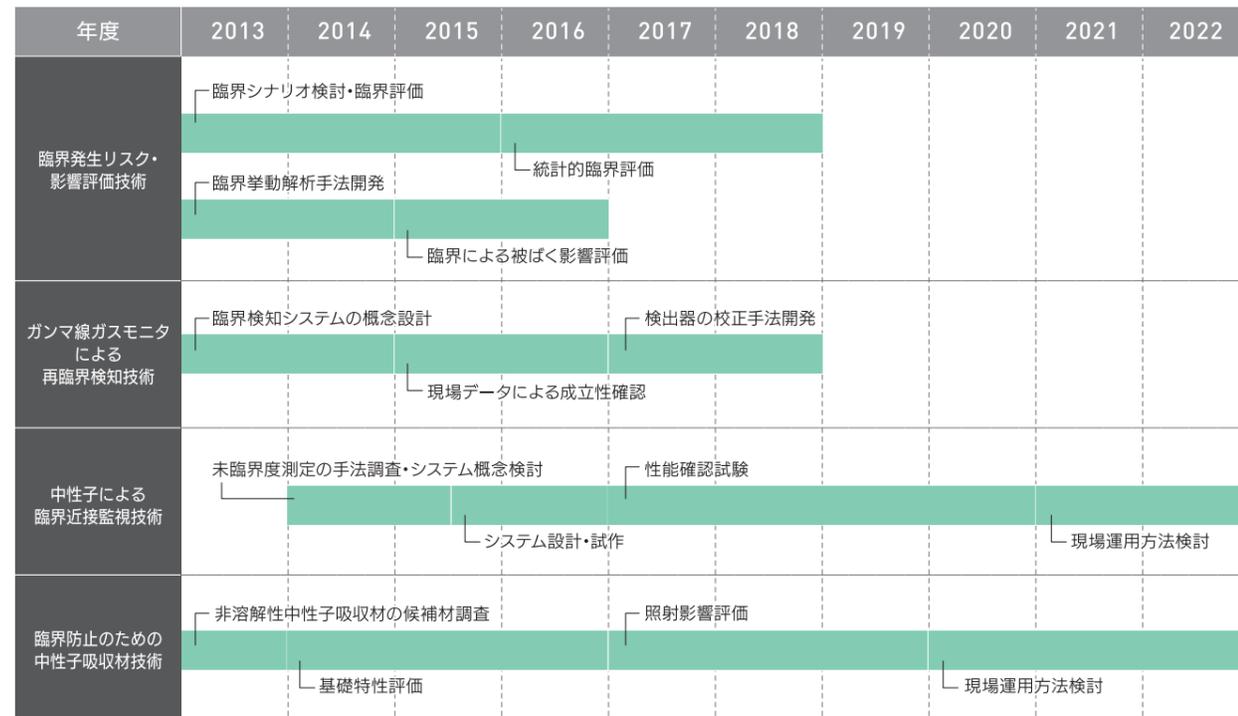
▲PCV内の連続的な監視システムの現場運用概念(図4)

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
- 開発した臨界管理技術の現場運用方法を具体化する

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燃料デブリ取り出し作業が遂行できるよう未臨界を維持し、適切な臨界管理を実施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。

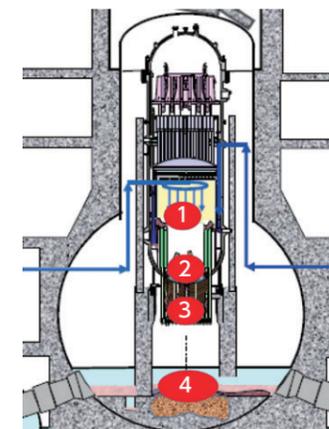
具体的には、

- 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
- ④これらの開発した臨界管理技術の具体的な現場での運用方法を構築することを目的としています。

1 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	・燃料デブリの水没 ・取り出し時状態変化	水没時:小 取り出し時:極小 (残存量少)	水没時:中 取り出し時:小 (残存量多く、かつ露出)	水没時:中 取り出し時:小 (残存量多く、かつ露出)
3 CRD※ハウジング	・付着燃料デブリ水没	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	・露出燃料デブリ水没 ・取り出し時状態変化(含、巻き上がり)	水没時:小 取り出し時:小 (存在量多い、露出量少)	水没時:小 取り出し時:小 (存在量やや小、露出量やや大)	水没時:小 取り出し時:小 (存在量多い、露出量少)

※CRD…制御棒駆動機構

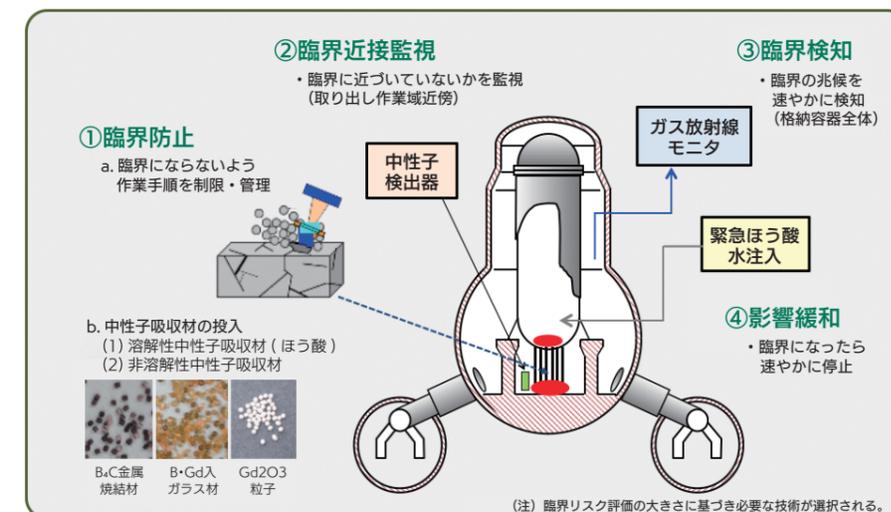
2 燃料デブリ取り出し時の臨界管理技術の全体概要

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
- ④万が一臨界が検知された場合は、緊急ほう酸水注入系にて臨界停止



3 臨界防止技術(作業手順の制限・管理)

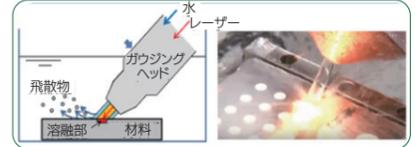
燃料デブリの細粉と水とが最適条件で混合することによって臨界近接するシナリオが想定されます。燃料デブリ取り出し1回あたりの量を制限することによ



▲コアボーリング—コア抜きした穴への水とデブリ細粉の蓄積

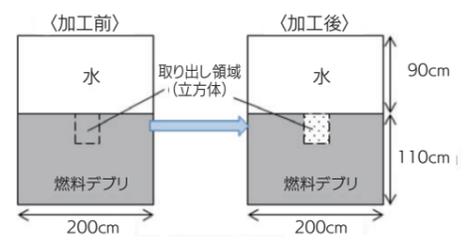


▲チゼル—デブリ微細化および亀裂進展による水との混合

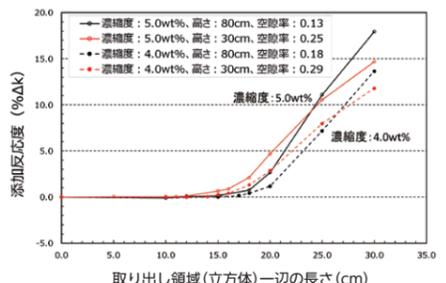


▲レーザーガイジンガー—飛散物が特定箇所に蓄積

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:16cm立方まで、図1)。



▲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)



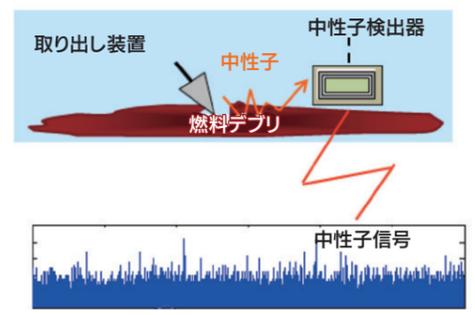
▲1回の取り出し量と添加反応度の関係(図1)

4 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)。

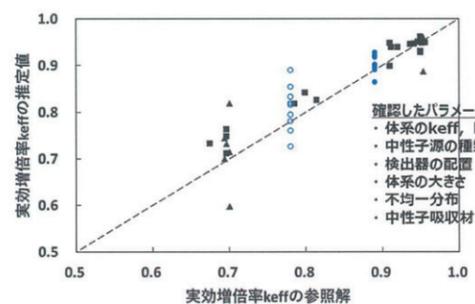
*京都大学臨界集合体実験装置



▲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)

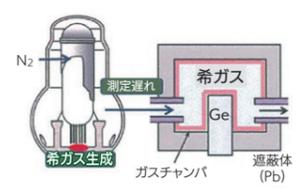


▲ファインマンα法による実効増倍率の評価結果(図2)

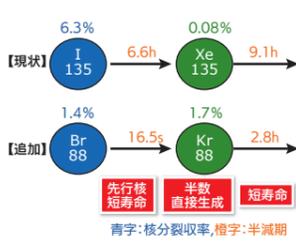
5 PCVガス放射線モニタによる再臨界検知技術

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

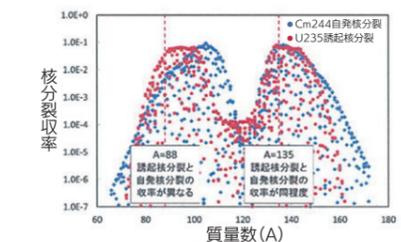
界検知に利用していますが、Kr-87、Kr-88を測定できるように改良(高感度Ge検出器など)することにより、未臨界度の推定と臨界検知の迅速化が可能となります。



▲PCVガス管理システム(Ge型)

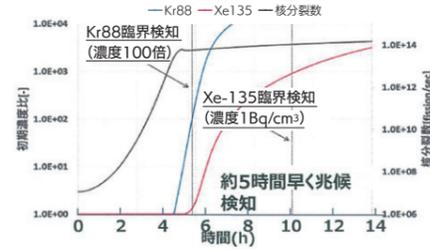


▲監視対象核種の挙動



▲自発核分裂と誘起核分裂の比率

自発核分裂と誘起核分裂の比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



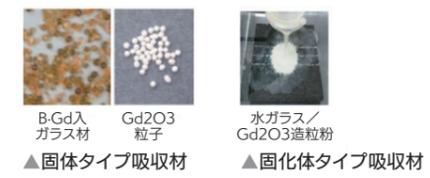
▲臨界事象想定時の臨界検知性評価(図3)(燃料デブリ細粉の蓄積による臨界事象の例)

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)

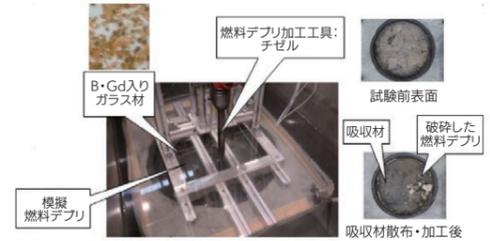
6 非溶解性中性子吸収材を用いた臨界防止技術

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

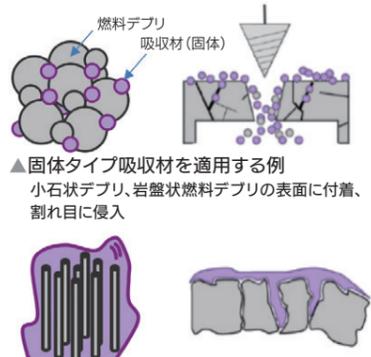
響(水質・構造材料への影響、水素発生)、施工性など、さまざまな特性確認試験により候補材を選定しました。



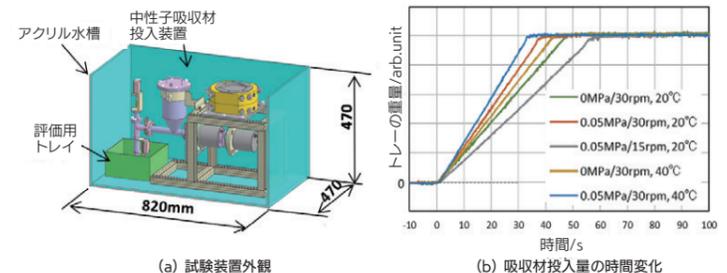
▲固体タイプ吸収材 ▲固化体タイプ吸収材



▲非溶解性吸収材の燃料デブリへの投入・破碎試験(図4)



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



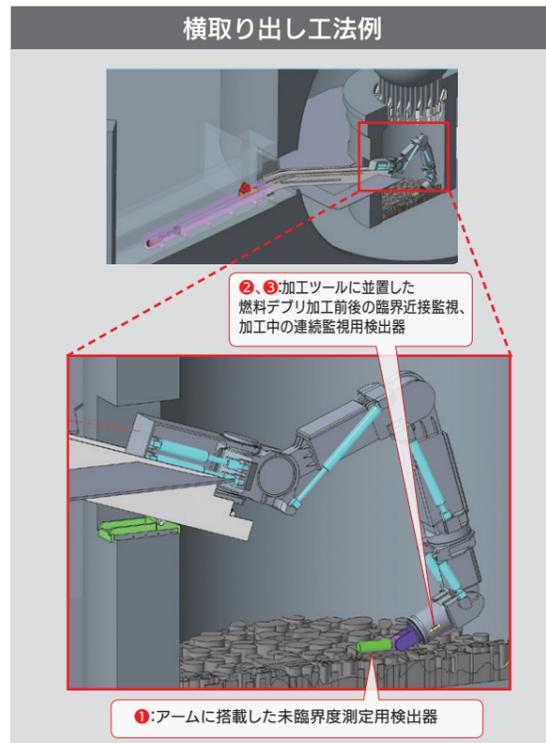
▲水中投入性能確認試験(図5)

7 臨界近接監視技術の現場運用方法

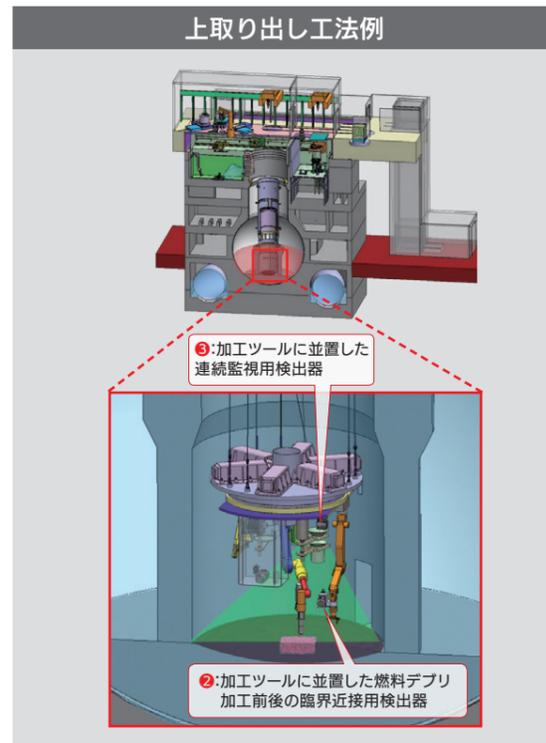
燃料デブリ取り出し時の臨界近接監視手順を定め、現場運用方法を具体化しました。臨界近接監視は、①取り出し作業前の状態把握、②燃料デブリ加工前後の監視、③燃料デブリ加工中の連続監視の3手順からなり、取

り出し作業場所や作業ステップの臨界リスクに応じて必要な手順が実施されます。使用する中性子検出器は、それぞれの目的に適したものをを用い、設置場所もできるだけ取り出し作業に干渉しないよう考慮します。

監視手順 (監視目的)		① 取り出し作業前の状態把握	② 燃料デブリ加工前後の監視 (加工着手・継続判断)	③ 燃料デブリ加工中の中性子束監視 (予期せぬ変化の検知)
中性子検出器	名称	未臨界度測定用検出器	臨界近接監視用検出器	連続監視用検出器
	設置形態	アーム搭載型 / 燃料デブリ上設置型	アーム搭載型 / 加工ツール並置型	加工ツール並置型 / 燃料デブリ上設置型
	重量	30~100kg	30~50kg	30kg以下
監視・計測の方法	方法	燃料デブリ取り出し開始前に一度だけ未臨界度測定(ファインマンα法)を実施し、初期状態を設定する。 ★中性子増倍率の絶対値測定	燃料デブリ加工の前後(4,000cm ³ など一定の加工体積ごと)に中性子束を測定し、臨界近接の有無(加工継続の判断)を判断する。 ★中性子増倍率の相対値測定	加工中の中性子束を監視する。臨界発生の兆候(中性子束の連続的な上昇)を捉え、臨界終息手段の判断に用いる。 ★中性子増倍率の相対値測定
	計測時間	数時間~1週間(現場環境に依存)	10分程度	加工中常時(連続)
	測定場所	取り出し開始点近傍の1点	加工位置に応じて適宜移動	同左/加工位置を俯瞰できる場所
	各監視手順の適用場所・適用ステップ			
ベDESTAL内やRPV下部ヘッド堆積物取り出し時	適用	適用	適用	適用
PCV内干渉物撤去時	-	適用	適用	適用
炉心内取り出し時	-	適用	適用	適用



▲横からのPCV内燃料デブリ取り出し時の臨界近接監視運用方法イメージ例



▲上からのPCV内燃料デブリ取り出し時の臨界近接監視運用方法イメージ例

8 非溶解性中性子吸収材の現場運用方法

非溶解性吸収材について、燃料デブリの加工・回収装置開発の進展を踏まえ散布や投入装置の運用手順を具体化しました。なお、水ガラスタイプ吸収材は、燃料デ

ブリ表面で固化し水素発生防止のために実施される燃料デブリの乾燥挙動に影響を与える懸念があるため、模擬燃料デブリ材を用いて乾燥特性試験を行いました。

原材料の保管貯蔵

★吸収材作製

原材料の計量

原材料の混練*

★吸収材搬送 *水ガラスタイプの場合

装置に吸収材を装填

現場へ装置を移送

★吸収材投入

燃料デブリへ吸収材を散布・塗布

装置の帰還

★装置洗浄

装置の洗浄

▲非溶解性中性子吸収材投入の現場運用手順例

投入装置拡大図

(例)上取り出し工法イメージ

ツールチェンジャー

ホッパー15L

ノズル

ノズル開閉シリンダ

ノズル開閉蓋

スクリーン駆動モーター

▲Gd粒子タイプ吸収材の投入装置イメージ例

含水状態の多孔質体に水ガラスを被覆

坩堝(るつぼ)

熱電対 (加熱炉内の温度測定)

熱電対 (試料の温度測定)

天秤 (試料の重量変化を測定)

(a)坩堝内での乾燥試験の概要

表面上面に多数の亀裂を確認

粒子間の隙間を確認

表面拡大

(b)乾燥試験後の水ガラス材外観観察結果

加熱により水ガラス材に割れや粒子間に隙間が生じ、多孔質体(模擬燃料デブリ)中の水分が十分に乾燥に至る可能性が示唆された。今後詳細に評価する。

▲水ガラス塗布多孔質体の乾燥試験

9 燃料デブリ取り出し作業内容に応じた臨界管理技術の適用案

開発してきた臨界管理技術は、燃料デブリの取り出し量や取り出し方法に応じた臨界発生リスクを考慮し、下表のような適用案をまとめました。燃料デブリの取り出し

量や状態変化が大きくなる取り出し方法になるほど相対的に臨界リスクが高まるため、多様な臨界管理技術が選択できるようにします。

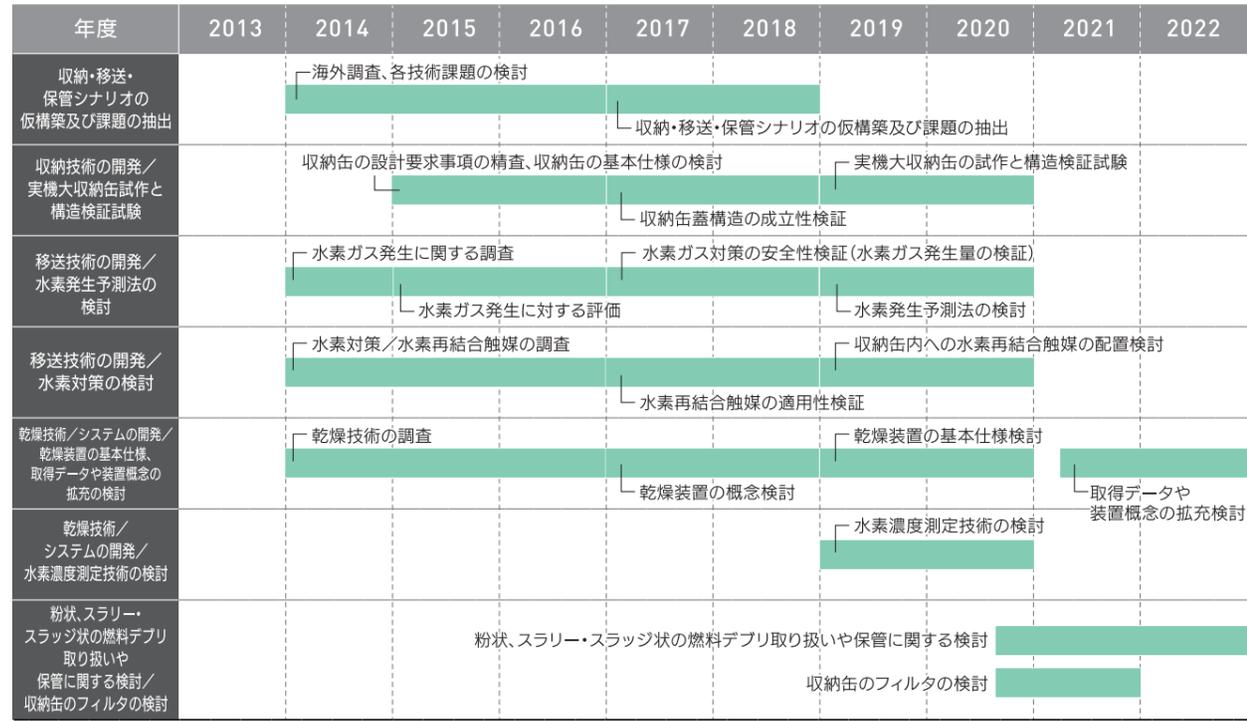
		燃料デブリの状態変化の大きさ			
		小	中		大
取り出し作業	内部調査	燃料デブリ取り出し			
取り出し量	微量(数g)	段階的に規模を拡大する取り出し		本格取り出し	
取り出し方法	把持・吸引等	少量(数kg)	少量(数kg~数10kg)	本格(~数100kg/日)	
①臨界防止	作業制限(①a.)	燃料デブリに変化を与えない方法	燃料デブリに変化を与えない方法	・1回あたりの加工量制限 ・取り出し位置間隔の制限	・1回あたりの加工量制限
	臨界近接監視(②)	-	-	中性子束監視	中性子束監視
	②臨界近接監視	非溶解性中性子吸収材(①b.(2))	-	-	-
	溶解性中性子吸収材(①b.(1))	-	-	-	-
③臨界検知	臨界検知	PCVガス放射線モニタ	PCVガス放射線モニタ	PCVガス放射線モニタ 中性子束モニタ	PCVガス放射線モニタ 中性子束モニタ
④影響緩和	臨界終息	五ほう酸ナトリウム水注入	五ほう酸ナトリウム水注入	五ほう酸ナトリウム水注入	五ほう酸ナトリウム水注入

*1,2,3は取り出し作業内容・現場の環境条件等に依存し選択される。 ※①~④は、P96-21全体概要「図」の番号に対応している。

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、取得データや装置概念の拡充及び水素濃度測定技術の検討)を行った
- 粉状、スラリー・スラッジ状の燃料デブリ取り扱いや保管に関する検討/収納缶のフィルタの検討を行った

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り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り扱うことで、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DEST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。

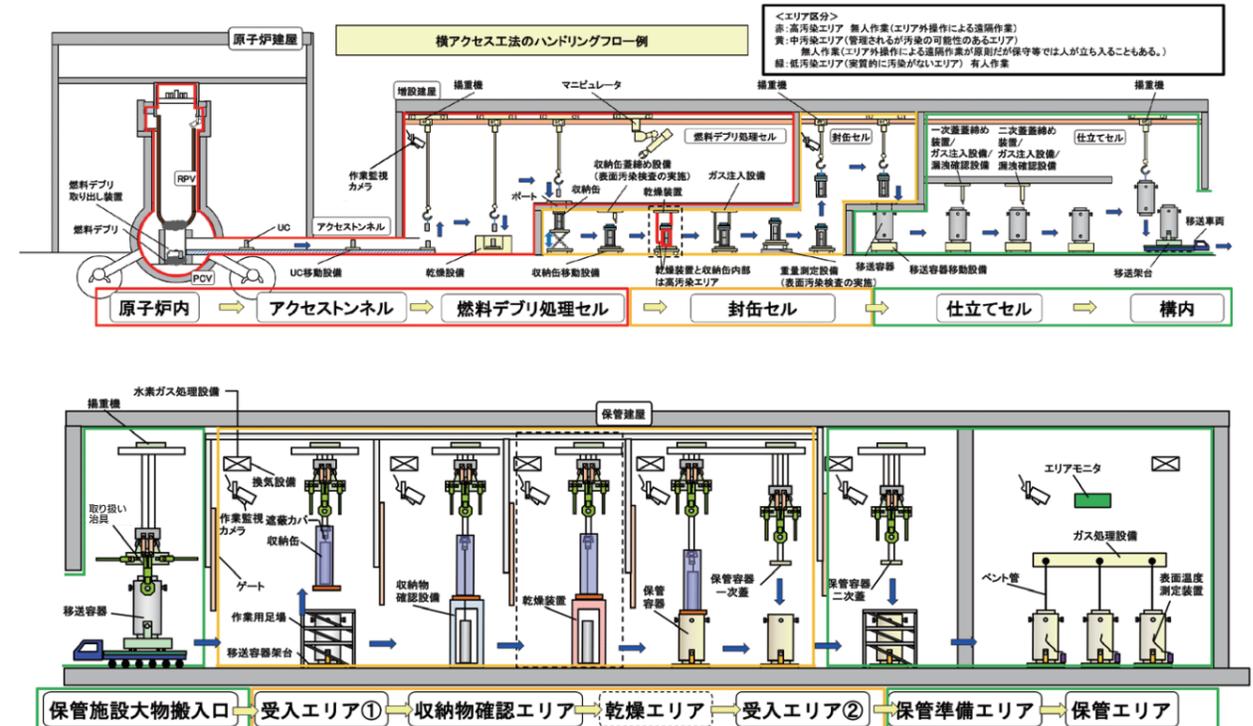
1 収納・移送・保管シナリオの仮構築及び課題の抽出

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り扱う観点から安全設計（未臨界、除熱、閉じ込め、遮蔽、構造（取り扱い性を考慮した構造、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り扱いフローを検討しました。（図1）さらに、取り扱いフローに基づいて、燃料デブリを収納・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、取得データや装置概念の拡充の検討/水素濃度測定技術の検討)
- 【粉状、スラリー・スラッジ状燃料デブリの対策】燃料デブリ取り扱いや保管に関する検討/収納缶のフィルタの検討



▲ 燃料デブリの収納・移送・保管シナリオに基づく取り扱いフロー例（図1）

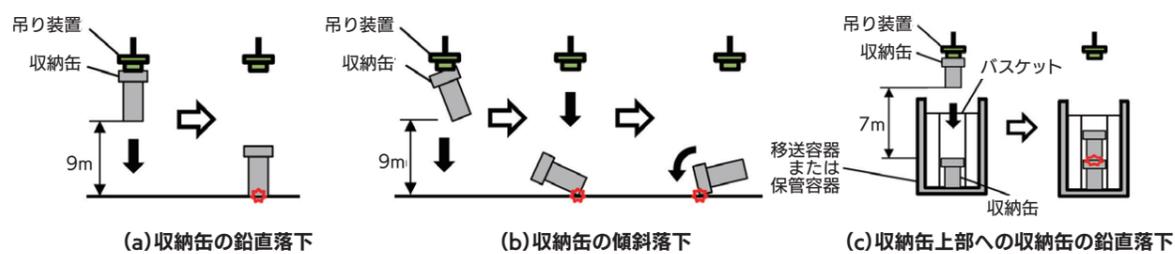
2 収納技術の開発／実機大収納缶試作と構造検証試験

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、

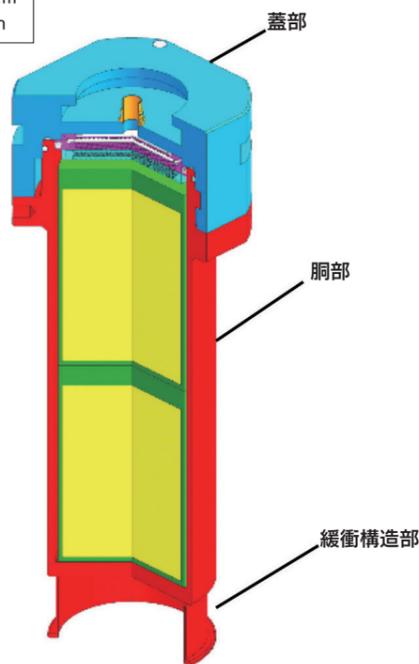
安全機能(閉じ込め、未臨界)が維持されることを確認しました。

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、胴部内径及びび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。

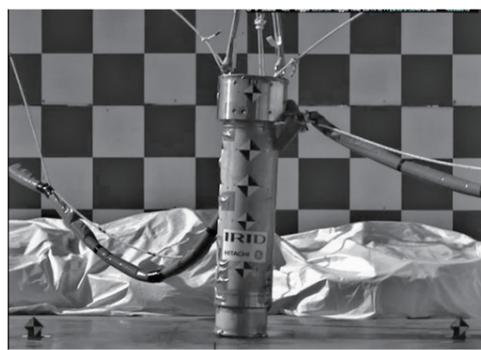


▲落下事象のイメージ図(図2)
収納缶の取り扱い中に想定される落下事象を模擬した構造検証試験の計画立案を行いました。

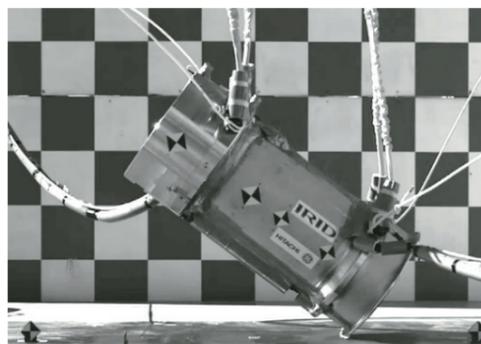
主要寸法
外径:約0.3m
内径:約0.2m
高さ:約1m



▲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。

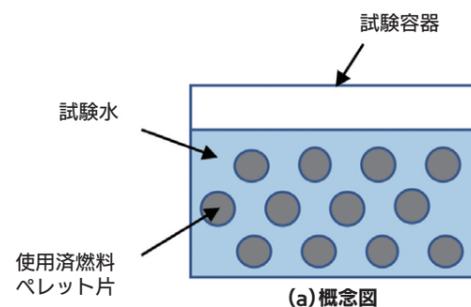
3 移送技術の開発／水素発生予測法の検討

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。

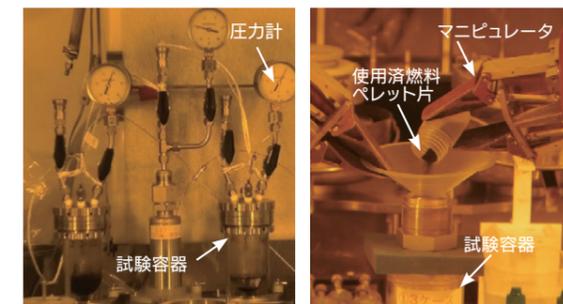
また、エネルギー吸収率の妥当性確認および評価手法(リニアモデル)の適用性確認のために使用済燃料を用いた水素発生試験(図6)を実施し、水素発生予測法の

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。



▲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。

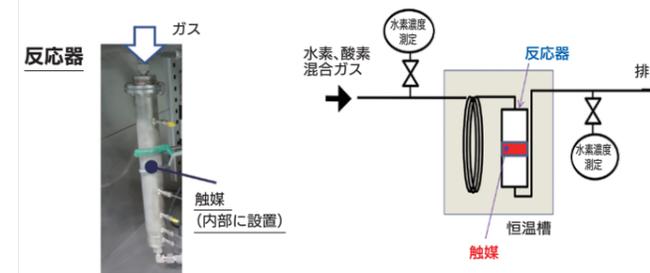


(b) 試験状況

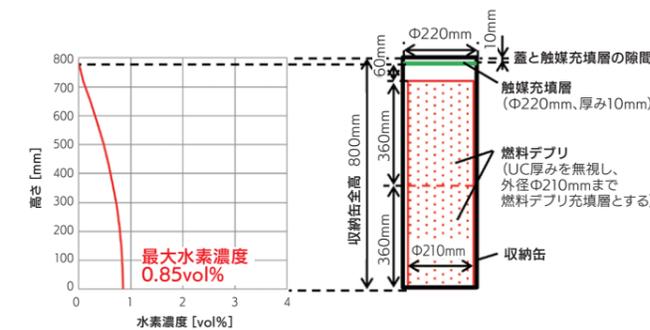
4 移送技術の開発／水素対策の検討

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。

5 乾燥技術／システムの開発／乾燥装置の基本仕様、取得データや装置概念の拡充の検討

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、前述の検証結果に加えて、汚染区域内での装置保守、取り扱い等も考慮した、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を検討しました。

さらに、燃料デブリやその加工物が多種多様であることを踏まえ、難乾燥物を対象に乾燥技術に関する必要データを拡大・充実(表1)し、目標含水率や目標時間を反映して乾燥装置概念や運転条件を設定するために必要な乾燥特性を取得するための試験計画を立案しました。



▲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。

▼乾燥候補対象物に対するデータ取得状況(表1)

候補となる乾燥対象物を下表のとおり整理し、難乾燥物を中心として乾燥特性を把握するための試験計画を立案しました。

分類	発生源	概要	イメージ	データ取得状況(～2020)			
				Zeol.※1	SUS	スラリー	Conc.※2
切株燃料デブリ	取り出しプロセス	燃料集合体の一部が溶融せずに残留したもの		○	-	-	-
塊状燃料デブリ、MCCI		ゆっくりと冷却されて塊状となったもの		○	-	-	未
小石状・粒状燃料デブリ		溶融した炉心材料が急冷され、小片化したもの		○	○	-	-
核燃物質の付着した構造材		溶融せず残存した構造物に燃料デブリが付着したもの		○	○	-	-
スラリー・スラッジ	水処理システム	粉状、細かい粒子状燃料デブリ		-	-	1条件(ZrO2)注1	未
水処理フィルタ		粉状、細かい粒子状燃料デブリが付着したフィルタ		-	-	未	未
ガス処理フィルタ	ガス処理システム	乾燥燃料デブリ粉が付着したフィルタ		-	-	未	-

注1:2020年度までに1条件取得済、2021～2022年度でデータ拡充予定
※1 Zeol.…ゼオライト ※2 Conc.…コンクリート

2021～2022年度データ拡充範囲

6 乾燥技術／システムの開発／水素濃度測定技術の検討

増設建屋払い出し前(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、移送容器に収納以降の工程で実施可能で、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、また、逐次監視は、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2)

▼水素濃度測定箇所(工程)の分類と想定環境(表2)

水素濃度測定箇所を選定し、想定される雰囲気から水素測定方法を検討しました。

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

7 粉状、スラリー・スラッジ状の燃料デブリ取り扱いや保管に関する検討

国内外における粉状の核物質や放射性廃棄物の取り扱い事例、保管方法等の事例の調査を行い、粉状、スラリー・スラッジ状燃料デブリ(以下、「粉状燃料デブリ」という)の取り扱い上の注意点、安全確保の考え方や設計への反映方法など、粉状燃料デブリの収納・移送・保管システムの確立に必要な経験、知見及び情報の分析、

整理を行いました。また、事例調査結果を考慮して、塊状燃料デブリと同様の収納缶を用いて、収納・移送・乾式保管する場合を想定した32プロセス(前述の図1)を考慮し、粉状燃料デブリの乾式保管に向けて課題抽出及び技術開発項目導出(表3)を行いました。

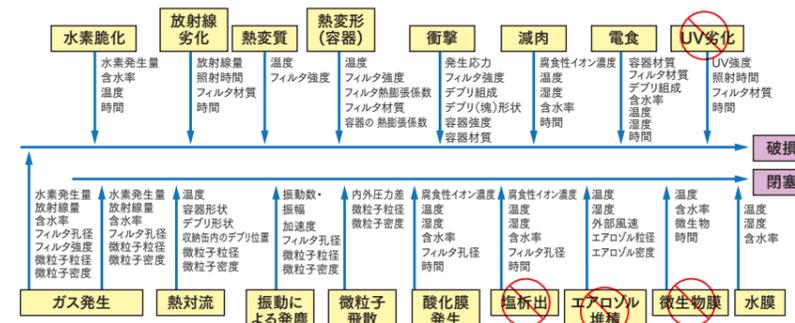
▼粉状燃料デブリの保管の課題例(表3)

粉状燃料デブリの乾式保管に向けて課題抽出及び技術開発項目導出を行いました。

課題	技術開発
粉状燃料デブリを乾燥させた場合、取り扱い中の揺れ・振動等により、収納缶内で微細粉末が舞い上がるため、収納缶の蓋に設置したフィルタに目詰まりが生じる可能性がある。	・収納缶のフィルタ目詰まりに対する評価 ・微粉末の飛散抑制対策の検討
粉状燃料デブリは粘性があることから、内部に水素たまりが発生し、水素が突発的に放出されることで、収納缶内の気相部の水素濃度が一気に上昇する可能性がある。	・粉状燃料デブリの水素ガス発生予測法の検討

8 収納缶のフィルタの検討

収納缶のフィルタの環境と条件を整理し、13種のフィルタ劣化要因を抽出(図11)しました。抽出したフィルタ劣化要因がフィルタ寿命に与える影響を評価・検討し、その結果を踏まえて寿命評価試験を行うための概略計画を立案しました。



▲収納缶フィルタの劣化要因の抽出(図11)

収納缶のフィルタの環境と条件を整理し、13種のフィルタ劣化要因の抽出を行いました。

写真で見るIRIDの歴史

2014

3月 吸引・プラスト除染装置の実証試験を実施

吸引・プラスト除染装置▶



4月 低所除染装置(ドライアイスプラスト装置)実機検証を実施

低所除染装置
(高圧水除染装置)
実機検証を実施



▲高圧水除染装置



▲ドライアイス
プラスト装置

5月 圧力抑制室(S/C)上部調査装置を用いた1号機圧力抑制室(S/C)上部調査を実施



▲圧力抑制室(S/C)上部調査装置

7月 水中遊泳ロボットと床面走行ロボットを用いた2号機トラス室壁面調査を実施

床面走行ロボット▶



◀水中遊泳ロボット

9月 圧力抑制室(S/C)下部外面調査装置を用いた2号機圧力抑制室下部外面調査を実施

圧力抑制室(S/C)下部外面調査装置▶

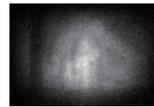


2015

2月~5月、5月~9月

ミュオン透過法技術を用いて、1号機を観測

観測した1号機▶



4月 ピーモルフ1を用いた1号機格納容器内部調査を実施

ピーモルフ1▶

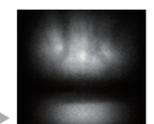


2016

3月~7月

ミュオン透過法技術を用いて、2号機を観測

観測した2号機▶



4月 JAEA 楢葉遠隔技術開発センター内に「実規模試験体」が完成

実規模試験体▶



5月

3号機原子炉建屋1階にて高所除染装置(ドライアイスプラスト装置)の実機検証を実施

高所除染装置▶



2017

2月

サンリ型ロボットを用いた2号機格納容器内部調査を実施

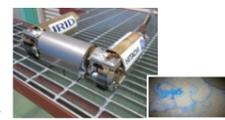
サンリ型ロボット▶



3月

ピーモルフ2を用いた1号機格納容器内部調査を実施

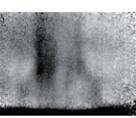
ピーモルフ2▶



5月~9月

ミュオン透過法技術を用いて、3号機を観測

観測した3号機▶



6月

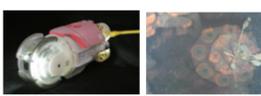
圧力抑制室(S/C)内充填止水技術の実規模試験を実施



7月

水中遊泳型ロボット(ROV)を用いた3号機格納容器内部調査を実施

ROV▶



圧力抑制室(S/C)脚部補強技術の実規模試験を実施



2018

1月

テレスコピック式調査装置を用いた2号機格納容器内部調査を実施

▲テレスコピック式調査装置



▲2号機格納容器内部

2022

2月~

IRIDOLPHINを用いた1号機格納容器内部詳細調査を実施



▲IRIDOLPHIN



VI

廃炉に関する研究開発

固体廃棄物処理・処分

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。

2-1 廃棄物の性状把握データをデータベースとしてWeb上で公開(廃棄物の性状把握)

廃棄物・汚染水の分析は、東京電力ホールディングス(株)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ました。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。本事業では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ました。取得した性状把握の分析結果は、東京電力ホールディングス(株)が発表した関連データとともにWeb

上のデータベースFRAnDLi(図1)に公開しています。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ました。

データの活用例として、保管の観点から重要な水素発生評価への利用では、廃棄物の放射線量や熱源として寄与する核種の情報が有益です。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活用できます。

FRAnDLi(Fukushima Daiichi Radwaste Analytical Data Library)

<https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/>

■廃棄物と分析項目の分類から絞り込む簡単なインターフェースであり、初見で使用できる。



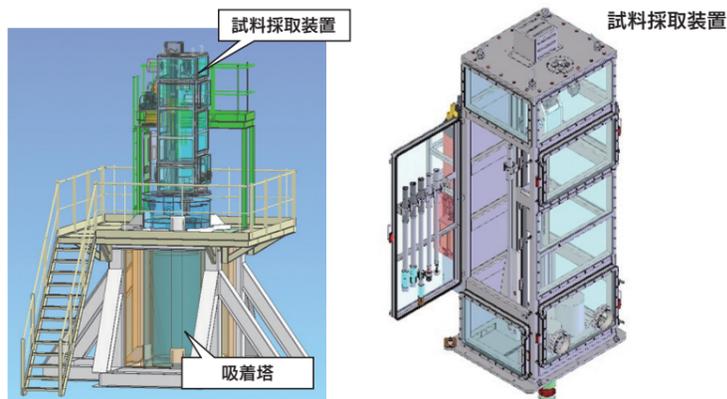
▲データベースFRAnDLiの特徴と概要(図1)

2-2 高線量分析試料採取装置によるサンプリング技術の開発(廃棄物の性状把握)

性状把握の取り組みのうち、高線量分析試料の採取技術について紹介します。分析試料の採取ではセシウム吸着材のように、線量が高く密閉容器に入っているため試料採取が困難な場合があります。セシウム吸着塔の廃棄物は吸着材の種類、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ます。その

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ました。

図2にセシウム吸着塔の試料を採取する試料採取装置のイメージを示します。試料採取装置は吸着塔天板の穿孔、試料採取、穿孔部の閉止の機能を有するものです。



▲セシウム吸着塔の試料採取装置イメージ(図2)

3 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)

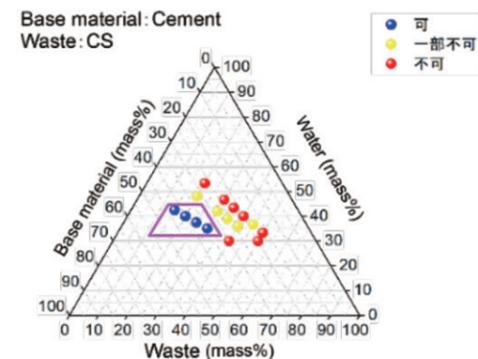
特徴的な1Fの固体廃棄物である、水処理二次廃棄物の処理技術の検討結果を紹介します。

現在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が主です。これらを対象として、適用可能な固定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ました。候補となる処理技術は、現場実装を念頭に国内外で廃棄物処理に適用され成熟度の高い、セメント、AAM(Alkali Activated Materials)、熔融、ガラスの4固定化技術としました。また、技術を比較するための評価項目を設定しました(表1)。

現行の規制に係る基準等を参考に、それぞれの固定化技術に関する情報を調査し、また実験により技術データを取得し、技術比較図表集として整備しました(表2、図3)。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る手法を整備しました。また、今後発生する廃棄物には様々な廃棄物や不均一な廃棄物が存在します。現場での実処理の際に、セメント及びAAM固定化の可能性をスクリーニングできるようにするため、固定化処理の際に、品質を担保した配合検討のための簡易検査手法を開発し、廃棄物の適用範囲の拡大と、定量的な処理技術適用性の判断基準に係る検討を進めました。

▼設定した評価項目(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.
固定体特性	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定化可能範囲)(図3)

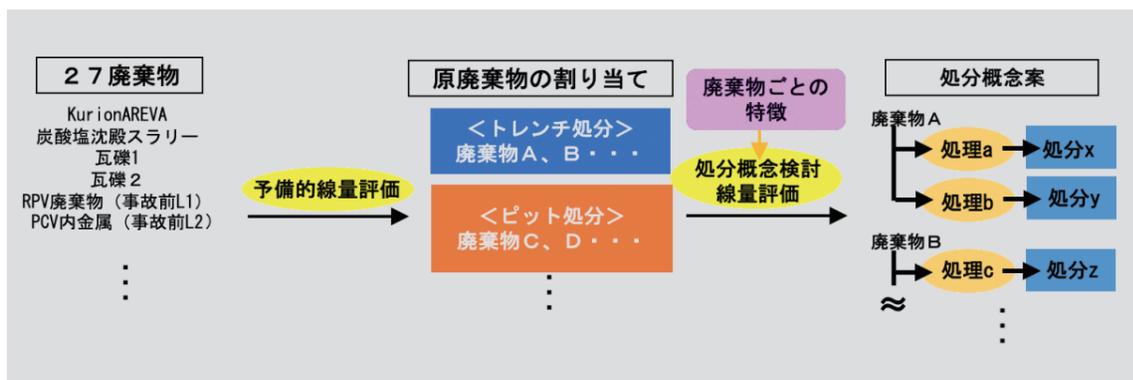
▼整理した技術比較図表(低温固定化処理技術の比較表_抜粋)(表2)

技術		セメント固定化 (セメント固定化インドラム式)	セメント固定化 (セメント固定化アウトドラム式)	AAM固定化 (AAM固定化インドラム式)
対象水処理二次廃棄物→ 固定体製品		炭酸塩スラリー→セメント固定体	炭酸塩スラリー→セメント固定体	炭酸塩スラリー→AAM固定体
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	主要固定設備構成	混練設備(攪拌翼、攪拌機)	混練設備(攪拌翼、攪拌機、攪拌容器)	混練設備(攪拌翼、攪拌機)
	消耗品	攪拌翼(パッチ毎)、 防塵フィルタ(定期的)	攪拌翼(定期的)、 防塵フィルタ(定期的)	攪拌翼(パッチ毎)、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
固定体 特性	強度 [MPa、N/mm ²]	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

4 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。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、当面実施する作業である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。処分概念の検討の流れを図4に示します。まず、現在までに判明している事故廃棄物の性状を参考に、網羅的に27種類に分類し、これらの放射性廃棄物を既存の放射性廃棄物処分方法で廃棄した場合に、処分区分、すなわちトレンチ、ピット、中深度、地層処分

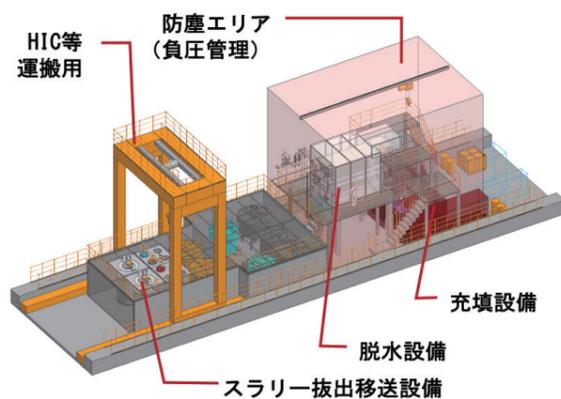
のいずれかの処分区分に仮に適用した場合を考慮し、予備的に安全評価を実施しました。更に詳細な処分概念の検討を進めるために、これらの廃棄物の中から、代表的な8つの廃棄物を選定して検討を行いました。廃棄物の選定にあたっては種々の廃棄物の放射能濃度、物理的性状、化学的性状の網羅性を考慮しました。この8種類の廃棄物に対して、具体的な処分概念と安全評価方法を提示できるようになることを目指しました。これらの処分研究の成果は1で記したように、性状把握、保管、処理手法の検討にフィードバックして進めました。



▲処分概念検討の流れ(図4)

5-1 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・管理方法の検討)

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。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設備の基本構成等を提示しました(図5)。この研究成果は、東京電力ホールディングス㈱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過による脱水プロセスの設計に反映されました。



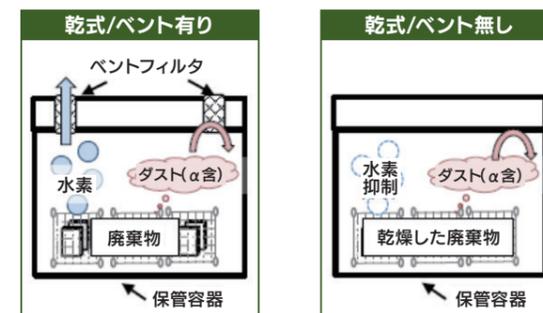
▲加圧圧搾過工法イメージ図(図5)

5-2 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・管理方法の検討)

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、保管までの取り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。

保管容器に対する要求事項に、重要な安全評価課題として抽出された水素発生への対応があります。従来の保管容器密閉性の確保が放射性核種の飛散防止上の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。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、水素対策としてベントフィルタ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)。保管方法として、ベントフィルタシステムの概念を具体化しました。

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。



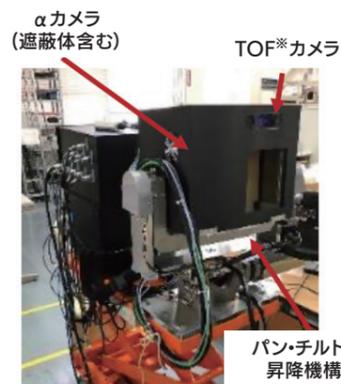
▲高線量廃棄物の国内外保管事例(図6)

5-3 固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術の開発(保管・管理方法の検討)

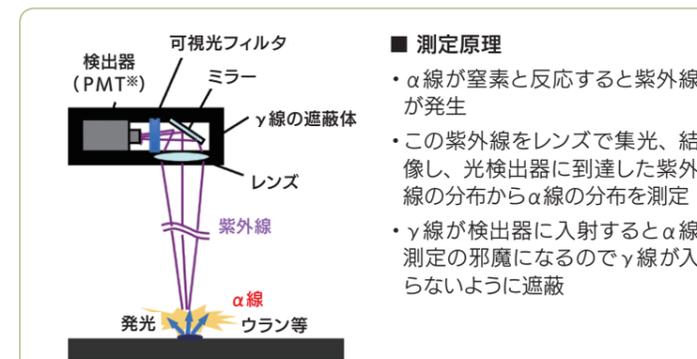
α 放射能は体内に取り込まれた場合に人体に大きな影響を及ぼすため α 汚染廃棄物は保管・管理においてより慎重な扱いが必要です。このため福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出し準備工事に伴う建屋解体や機器撤去作業において発生する廃棄物に対して、 α 汚染の有無や汚染度合いを把握し、作業計画や作業管理方法に反映することが重要です。

従来、 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。そこで、IRIDでは α 汚染廃棄物の分別を容易にするため、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。開発した測定器(α カメラ)を1Fサイト内に持ち込み測定の実験を行うなど、現在、装置の改良に取り組んでいます。装置外観を図7に、測定原理を図8に示します。



▲装置外観(図7) ※TOF...Time Of Flight



▲ α カメラの原理(図8)

※PMT...Photomultiplier Tube

「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)

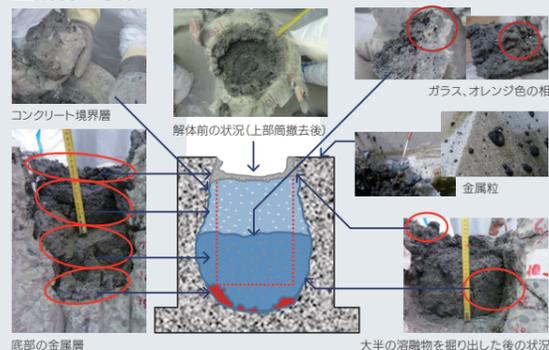
原子炉の廃止措置や損傷燃料の取り扱い等の経験を有する海外の原子力機関との技術協力を進めています。



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線計測と濃度の関係を構成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・パレット氏



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。

〈日本〉「STSS/ISOFC/ISSNP2021」

開催日時: 2021年11月15日
開催場所: 岡山コンベンションセンター(ハイブリッド オンライン)

人間とコンピュータとの相互作用、ヒューマンマシンインタフェース、先端計装制御システム及び人間・社会との共生型原子力システムに関する3つの国際会議シリーズSTSS、ISOFC、ISSNPを日本で合同開催しました。

STSS: International Symposium on Socially and Technically Symbiotic Systems
ISOFC: International Symposium on Future I&C for Nuclear Power Plants
ISSNP: International Symposium on Symbiotic Nuclear Power Systems



日中韓からの参加者を中心に、オンラインにて開催され、奥住開発計画部部長が「Overview of IRID R&D」と題して特別講演を行いました。講演では、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紹介し、約120名の聴講者が熱心に聴講しました。

〈アメリカ〉米国原子力学会(ANS)「ANS Winter Meeting」

開催日時: 2021年12月2日
開催場所: ワシントンDC(WEB会議)

2021年11月30日-12月3日に米国原子力学会(ANS)主催でWeb開催された原子力工学に関する国際会議です。山内理事長と奥住開発計画部部長が、2つのパネルセッションにそれぞれ参加し、研究開発状況について説明しました。各国の研究者や専門家が参加しました。

また、IRIDの国際顧問である레이크・パレット氏もパネルセッションに参加しました。

〈イギリス〉国際放射線防護委員会(ICRP)「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(国際会議は4日まで開催)
開催場所: WEB会議

国際放射線防護委員会(ICRP)が中心となって、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構とともに、日本国内や国際組織、その他多くの組織の協力を得て、「福島及びこれまでの事故から学ぶ放射線防護の教訓」をテーマにオンライン会議を開催。IRID山内理事長が、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。講演には世界各国から190名以上の方々参加。

2022年2月には講演概要が、「ICRP」のWEBにて一般公開されました。

(ICRP URL: <https://icrp.org/index.asp>)

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て、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

2021年度 IRIDシンポジウム
「燃料デブリ取り出しに挑む-IV」

開催日時：2021年12月8日
開催場所：いわき産業創造館 企画展示ホール



IRID主催で燃料デブリ取り出しに向けた技術開発をテーマに、最新の研究成果報告および若手研究者、技術者の育成を目的として開催。2021年度は、オンラインを中心に400人以上が聴講しました。冒頭のあいさつは、山内豊明・理事長。挑戦を通じて廃炉と復興、技術育成に貢献していく考えを述べられました。

講演会

IRIDの研究成果報告では、高守謙郎・開発計画部長が事故からこれまでの経緯を総括したうえで、燃料デブリ収容缶の開発状況等を説明しました。



▲講演の様子

学生による研究成果発表

シンポジウムでは、毎年多くの学生が研究発表を行っています。2021年度は、7人の学生が研究発表を行いました。



▲学生の発表の様子



▲学生の発表に、熱心に耳を傾ける聴講者

廃炉ポスターセッション



▲パネル展示会場の様子

パネル展示会場にて、IRID研究開発プロジェクトの最新情報や学生の研究内容を展示。研究開発に関わるエンジニアや学生が、来場者と直接、コミュニケーションを図ることができました。

学生の表彰式 / JAEA 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

研究成果発表の中で、審査にて選ばれた学生に表彰を授与いたしました。また、参加した学生の希望者を福島ロボットテストフィールドや関連施設およびサイトの視察に招待しました。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

福島第一原子力発電所のサイト▶



◀ JAEA 楢葉遠隔技術開発センター

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。

日本ロボット学会
「第129回ロボット工学セミナー
【福島復興で活躍するロボット】」

開催日時：2020年10月21日
開催場所：WEB配信のみ

【プログラム】

- 第1話 福島第一原子力発電所の廃炉において求められるロボット技術・遠隔技術 東京大学 浅間 一
- 第2話 福島第一原子力発電所の廃炉用ロボットの開発～課題と必要技術 国際廃炉研究開発機構 新井 民夫
- 第3話 福島第一原子力発電所事故により飛散した放射性物質を“見える化”する遠隔放射線イメージング技術の開発と実証 日本原子力研究開発機構 佐藤 優樹
- 第4話 環境放射線モニタリングを高度化する無人機 1F事故後の対応から原子力防災ツールへの適用- 日本原子力研究開発機構 眞田 幸尚

新井副理事長が講演を行いました

福島第一原子力発電所の廃炉用ロボットの開発
～課題と必要技術

国際廃炉研究開発機構 新井 民夫

東京電力福島第一原子力発電所には多くのロボットが投入されてきた。原子炉格納容器(以下PCV)周辺の状況調査から始まり、PCV内部調査を空中・水中で行い、現在、より詳細なPCV内部調査を進め、次のステップでは燃料デブリの試験的な取り出しを予定している。使われるロボットは、PCV内部への狭い管を通り抜ける小型の調査用ロボットから、可搬重量が大きい大型ロボットが中心となる。本論では、廃炉における燃料デブリ取り出し工程と干渉物撤去工程を例に、ロボット技術ならびにそれらを機能させる周辺機器について述べる。ロボット学で進展する新技術を廃炉用ロボットにも導入できることを願って、廃炉用ロボット技術の課題を論ずる。

[出典：日本ロボット学会公式ホームページより抜粋]

日本原子力学会
「2021年 秋の大会」

開催日時：2021年9月9日 (Web開催)

日本原子力学会「2021年 秋の大会」の委員会セッション「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」活動報告の中で、奥住開発計画部部長がIRIDの研究開発の現状について報告をしました。



▲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2021

開催日時：2021年11月19・20日
開催場所：ビッグパレットふくしま(福島県郡山市)

コロナ禍の中の開催であり、来場制限があるにもかかわらず、両日とも熱心なファンや家族連れをはじめ、約4,500名が来場されました(主催者福島県発表)。IRIDのブースにも多くの皆さまにお立ち寄りいただきました。



▲ IRIDブースの様子

IRIDブースでは、福島第一原子力発電所の廃炉に向けて、IRIDが取り組んでいる研究開発状況をパネルで紹介するとともに、現在開発中の水中調査ロボット及び英国で開発し、国内で調整中のロボットアームの動画を放映しました。

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。

「原子力年鑑」編集委員会
「原子力年鑑2022年」

本書に関研究管理部長が、「福島第一原子力発電所の廃炉に向けたIRIDにおける燃料デブリの収納・移送・保管に関する技術開発」についての文献を寄稿いたしました。



書籍「原子力年鑑 2022」
編者：「原子力年鑑」編集委員会
出版社：日刊工業新聞社

東北大学
令和3年度
「軽水炉安全セミナー(原子炉廃止措置編)」

開催日時：2021年9月16日
開催場所：東北大学(宮城県仙台市)

高守開発計画部長が、IRIDの概要、燃料デブリ調査状況、燃料デブリ取り出しに向けた技術開発と課題及び安全設計を中心に講義(WEBにて)しました。

高守開発計画部長▶

