

IRID

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構
International Research Institute for Nuclear Decommissioning

〒105-0003

東京都港区西新橋2-23-1 3東洋海事ビル5階
TEL 03-6435-8601(代) <http://www.irid.or.jp>



この印刷物は再生紙を利用しています。

発行：2020年3月

研究開発成果概要

IRID ANNUAL RESEARCH REPORT 2019



IRID

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構
International Research Institute for Nuclear Decommissioning

ごあいさつ

2019年12月、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2019」の更新を踏まえて、政府により「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」が改訂されました。

その中で、「初号機の燃料デブリ取り出し方法」について、初号機は、安全性、確実性、迅速性や使用済燃料取り出し作業との干渉回避を含めた「廃炉作業全体の最適化」の観点から、2号機とすること。取り出し方法としては、現在開発中のロボットアームを活用し、気中・横から把持・吸引などにより2021年から慎重に試験的取り出しを開始し、段階的に規模を拡大していくことなどが示されました。

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)は、2013年8月の設立以来、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作業に必要な技術の研究開発に取り組んでまいりました。

その結果、原子炉格納容器の内部調査技術や燃料デブリの位置を宇宙線で検知する技術開発等により、原子炉および原子炉格納容器内の状況が明らかになってくるとともに、克服すべき技術的な課題も明らかになってきています。

この冊子は、IRIDが2019年度に取り組んできた研究開発プロジェクト(補助事業11件)の成果を取りまとめ、ご紹介させていただくものです。本冊子がIRIDの研究開発成果をご理解いただく一助となれば幸いです。

東日本大震災に伴う福島第一原子力発電所の事故から9年余りが経過し、発電所の状況は、事故直後と比べて大きく改善されてきましたが、廃炉作業はこれからが正念場を迎えつつあると言えます。私どもIRIDは着実かつスピード感をもって廃炉に向けた研究開発に邁進し責任を果たしてまいります。

引き続き、ご支援並びにご指導、ご鞭撻を賜りますよう、お願い申し上げます。

2020年3月
技術研究組合 国際廃炉研究開発機構
理事長 いしばし ひでお
石橋 英雄



目次

主要な研究成果 - 補助事業	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)	2
	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)	4
	原子炉圧力容器内部調査技術の開発	6
	燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発	8
	燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発	10
	原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発	12
	原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発(実規模試験)	14
	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(1)	16
	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(2)	18
	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(3)	20
	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 (燃料デブリのダスト集塵システムの技術開発)	22
	燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発	24
	固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発	26
	2019年度 主な研究成果の発表・公表一覧	28
その他 - 情報一覧	2019年度 共同研究・委託研究一覧	31
	主な研究設備・装置一覧	

2019年度 IRIDの研究開発プロジェクト(概要図)

燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

原子炉内調査・分析技術

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)

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)

原子炉圧力容器内部調査技術の開発

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発

燃料デブリ取り出し技術

燃料デブリの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・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

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
(燃料デブリのダスト集塵システムの技術開発)

原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発

原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発(実規模試験)

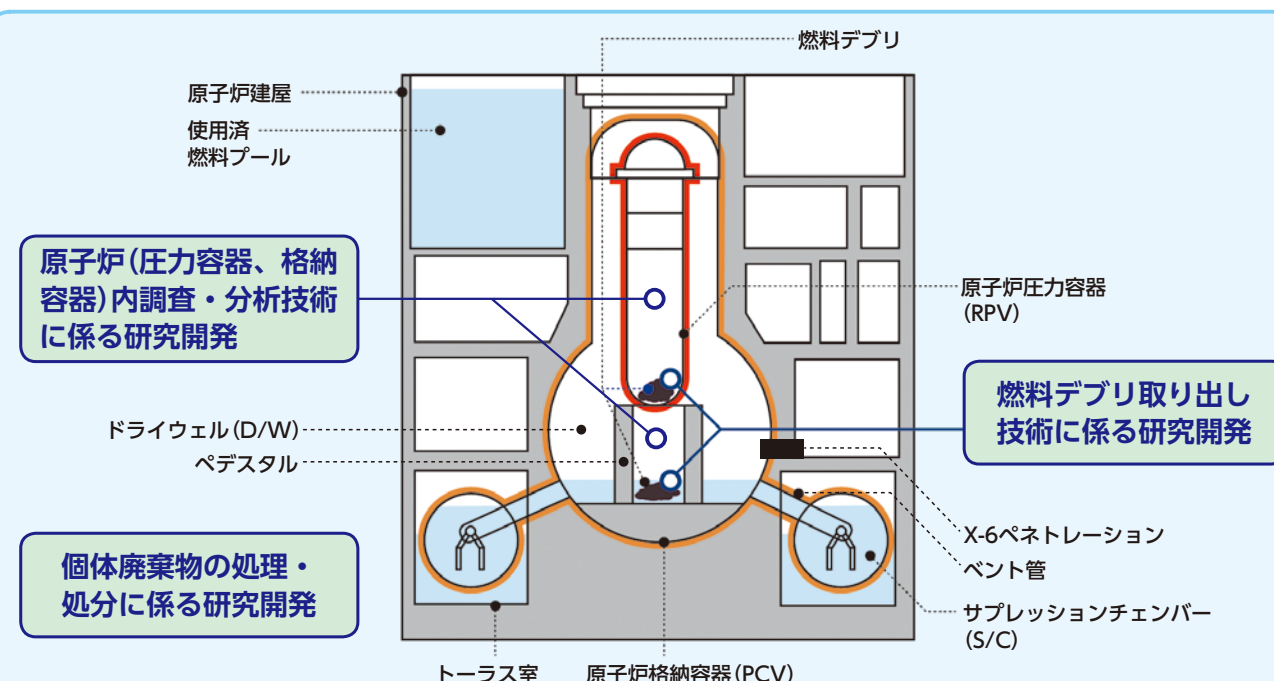
燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発

固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発

固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発

補助事業
(11プロジェクト)

原子炉建屋の概要とIRIDにおける研究開発



燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

▶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)

背景

福島第一原子力発電所2号機において実施された内部調査の結果、ペDESTAL内の底部に燃料デブリと推定される堆積物が確認されています。また、燃料集合体の一部が底部に落下しており、その周辺に確認された堆積物は燃料デブリと推定されています。

目的

アクセス・調査装置および調査技術を、これまでの調査より大きな直径の開口であるX-6ペネトレーションを使用して、原子炉格納容器(PCV)内部に投入し、現地実証するとともに燃料デブリ分布の推定のため、ペDESTAL底部の状況に関する詳細情報を取得し、燃料デブリ取り出し方法の具体化に資することを目的とします。

主な取り組みと成果

1 調査計画・開発計画の策定

2号機PCV内部の先行調査映像なども考慮し、アクセス・調査装置の詳細手順や調査範囲の検討を実施して、調査成立性向上の観点からワンド(アクセス・調査装置の先端パーツ)とPCV内部構造物との干渉リスク対応として短尺のワンドを追加製作する計画としました。

2 アクセス・調査装置の一部製作、全体組立および工場検証試験

アクセス・調査装置の一部を製作し、昨年度製作したものと合せて全体組立を実施しました(アクセス・調査装置の組立状況:図1)。全体組立後、アクセス・調査装置のアームのチューニング(各関節の動作調整)を実施し、工場検証試験でアクセス・調査装置の機能を検証しました。

3 アクセス・調査装置および調査技術の現場実証

(1)現場状況を考慮したモックアップ試験

アクセス・調査装置に関するモックアップ試験について、試験条件や試験手順の検討等を行い、試験要領を具体化しました。また、モックアップ試験に必要な試験設備の製作を完了しました(モックアップ試験設備の組立状況:図2)。

(2)現場におけるPCV内へのアクセスルート構築の試験や作業訓練

遠隔操作でX-6ペネトレーションに接続する隔離弁付連結管(X-6ペネ接続構造)と隔離部屋について、2018年度の試験で抽出された改善点を踏まえ、装置改良を実施しました。更に、X-6ペネ接続構造と隔離部屋との組合せ試験を実施して装置改良部分を含めた装置の技術的成立性を確認しました。

X-6ペネトレーション内の堆積物等を除去する装置(堆積物除去装置)について、装置製作とモックアップ試験を実施し、装置の技術的成立性を確認しました(堆積物除去装置とモックアップ試験:図3)。

また、X-6ペネ接続構造や堆積物除去装置を含むアクセスルートを構築する関連機器の据付/撤去の作業検証試験が完了しました。

(3)現場実証

現場実証時に核燃料物質が存在する範囲と分布を推定するための中性子検出システムについて、装置製作と検証試験が完了しました。

現場実証に向けて、アクセス・調査装置、アクセスルートを構築する関連機器等について、現地の環境条件(線量、距離制約等)を考慮して配置計画を立案しました。

今後の展開

アクセス・調査装置については、モックアップ試験、作業訓練を実施します。アクセスルートを構築するための関連機器については、作業訓練を実施します。

各装置の作業訓練完了後、2号機PCVへの装置の据付、現場実証(現場調査)を実施します。

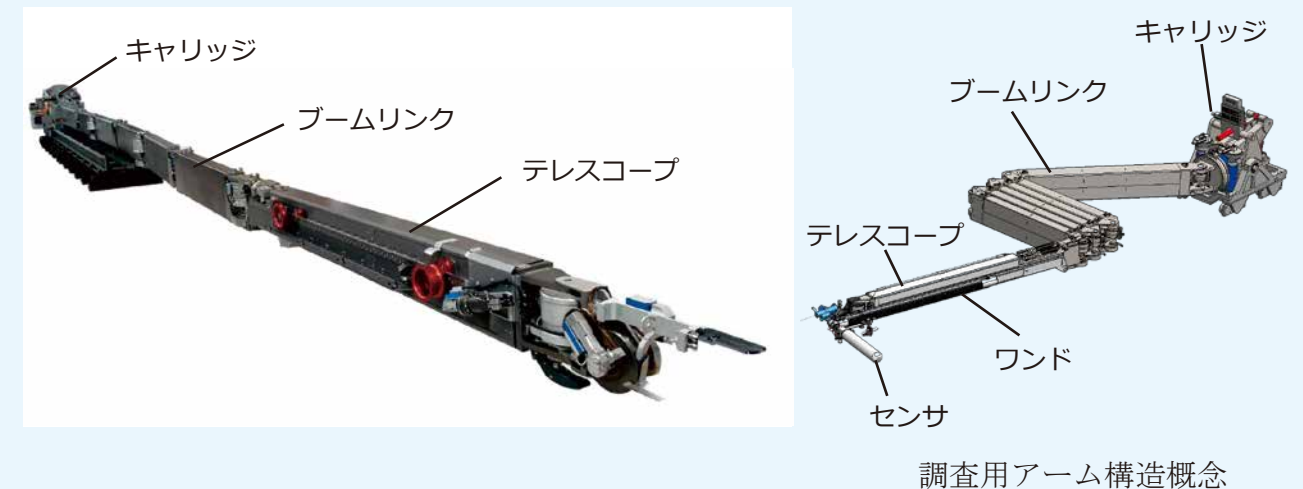


図1 アクセス・調査装置の組立状況

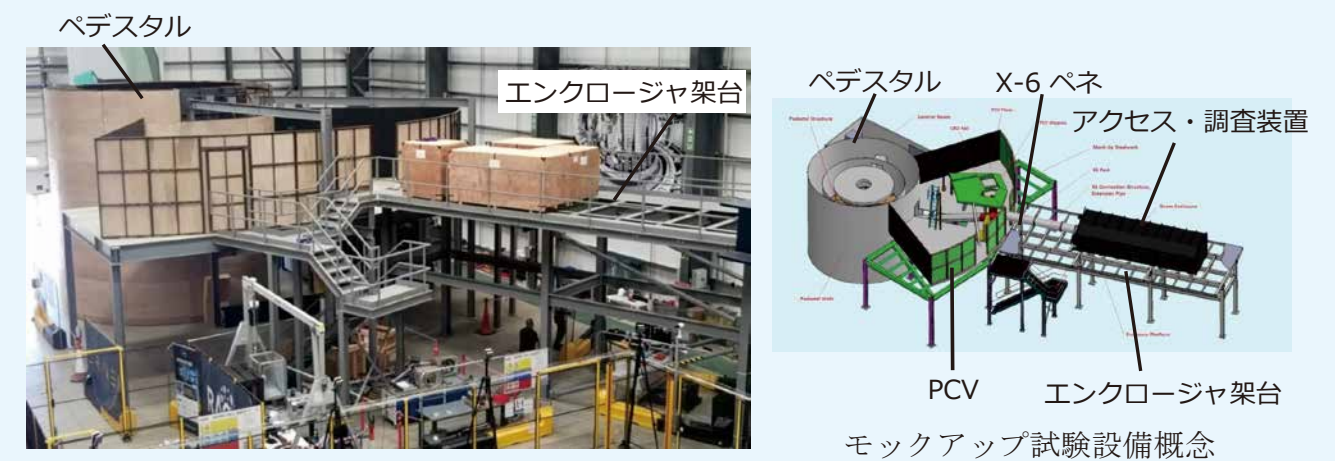


図2 モックアップ試験設備の組立状況



図3 堆積物除去装置とモックアップ試験

燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

▶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)

背景

福島第一原子力発電所1号機は堆積物下に存在するペDESTAL内外の燃料デブリなどを回収するために、堆積物、ペDESTAL内の状況などの情報が必要となります。それらをより高い確度で把握するためにアクセス・調査装置の大型化とそれらに適用する調査技術の高度化が必要です。

目的

1号機は、燃料デブリ取り出し時に堆積物回収と落下物撤去が必要になることから、より大きな直径の貫通部を設けて、計測技術を搭載した水中遊泳型調査装置を投入し、堆積物の分布や堆積物内部の燃料デブリの分布、炉内構造物の状況等、原子炉格納容器内部の把握をします。

主な取り組みと成果

1 開発計画・調査計画の策定

原子炉格納容器(PCV)内部詳細調査で使用する6種類の水中遊泳型調査装置による調査と、それを実現するためのモックアップ試験と作業訓練の詳細計画を検討しました。

2 アクセス・調査装置および調査技術の現場実証

(1) 原子炉格納容器内アクセスルート構築

エアロック(*1)外扉の3箇所新たなバウンダリとなる隔離弁などを接続後、PCV内部と隔離した状態で外扉の貫通穿孔を実施しました(図1参照)。それらの貫通孔からカメラを投入し、エアロック内部に堆積物と溜水の存在を確認しました(図2参照)。堆積物は容易に除去でき、汚染レベルが低いことから塗装剥離片などと判断し、その後の作業に影響しないことを確認しました。また、アブレイシブ・ウォータージェット(AWJ)による内扉穿孔時のエアロック内の水位上昇を想定し、PCV内への排水のための水抜き穴を内扉下側に施工する計画に見直し、内扉下側の貫通穿孔を実施したところ、切断部の汚染だけでは説明できないダスト上昇がPCV内で確認されました。そこで、短時間の試切断でダスト発生源の検討と切断時のダスト挙動の確認を行い、段階的に切断範囲を拡大しダストデータを構築しながら内扉の3箇所のうち1箇所を穿孔しました。また、今後の切断のためにPCV内洗浄治具などを開発し、モックアップ試験により洗浄と散水の効果を確認し、今後の切断計画に反映しました。

(2) 原子炉格納容器内部詳細調査

実規模大のモックアップ試験設備を製作し、6種類の水中遊泳型調査装置を用いてモックアップ試験を実施しました。この試験では、狭隘空間でのインストール装置の操作性(図3参照)、調査装置のPCV内地下階への搬入と回収、地下階の広範囲遊泳時のケーブルガイドとなるガイドリングの取付け、地下階の広範囲移動とペDESTAL内部への進入、各種測定などの成立性と作業手順を確認しました。

また、ガイドリングの取付けに及ばずジェットデフレクター(*2)表面状態の影響(図4参照)と取付可否の判断方法を検討し、ガイドリングを取付けできなかった場合と取付けた後に外れた場合を想定した非常時の対応についても成立性を確認しました。

(*1) 原子炉格納容器内に入りするための扉を「エアロック」と言います。扉は、気密性を保つため2重(外扉、内扉)になっており、交互に開閉する構造となっています。

(*2) 原子炉格納容器内の一次配管破断事故を仮定した場合、蒸気ジェット力に対してベント管を保護するために、「ジェットデフレクター」が設けられています。

今後の展開

アクセスルート構築の現場実証を再開し、内扉穿孔、PCV内の干渉物の切断とガイドパイプの挿入を行い、水中遊泳型調査装置による調査に向けて準備を進めます。

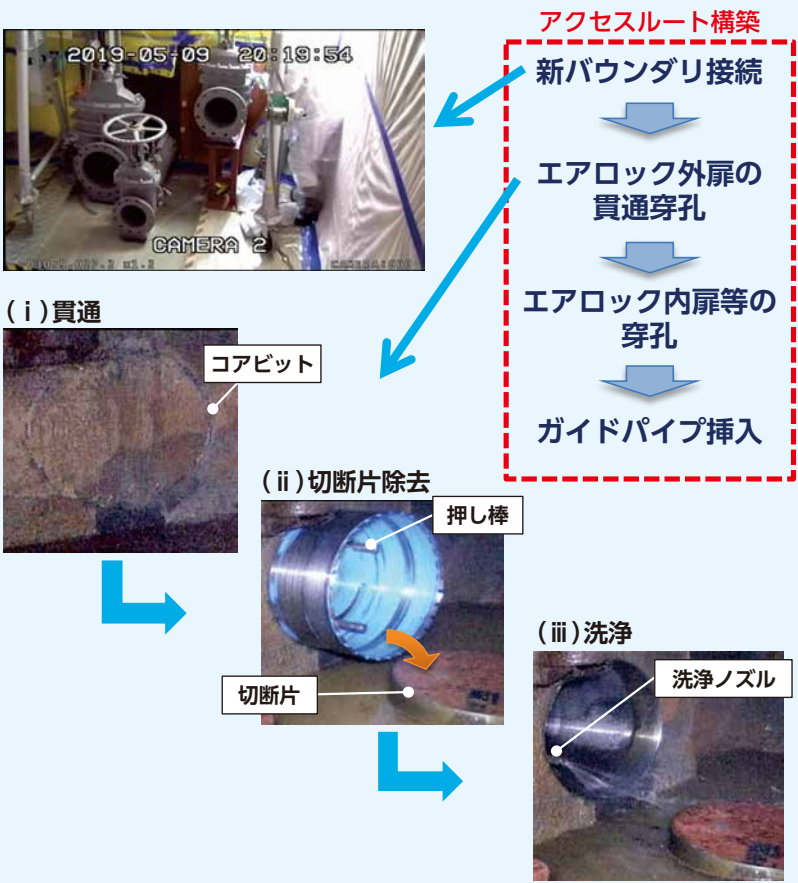


図1 アクセスルート構築実績



図2 エアロック室内の堆積物・溜水

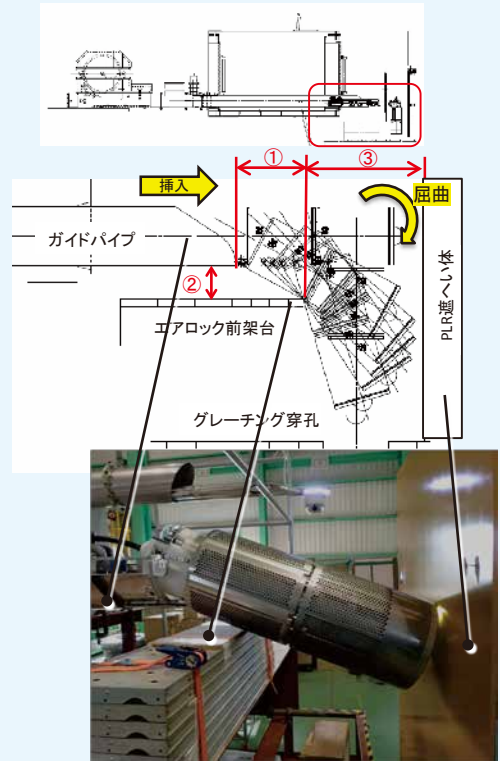


図3 水中遊泳型調査装置インストール装置の屈曲動作

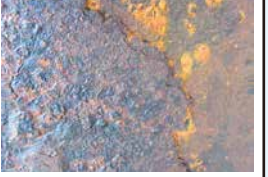
実機でのガイドリング取付可否		取付可		取付不可
ガイドリングに発生する想定事象	表面状態 (デジタルカメラで撮影)	錆なし鉄板(防錆材)	錆あり(ふくれ:なし)	錆あり(ふくれ:あり)
	測定方向			
脱落	吸着力(鉛直方向)	○(20 kgf以上)	○(20 kgf以上)	△(12.8 kgf)
すべり	摩擦力(水平方向)	○(20 kgf以上)	○(20 kgf以上)	×(6.8 kgf)
回転	摩擦力(回転方向)	○(8.3 kgf)	○(8.9 kgf)	×(3.6 kgf)

図4 ガイドリング取り付け部の表面状態による取付可否評価

燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

原子炉圧力容器内部調査技術の開発

背景

原子炉圧力容器(RPV)内部の燃料デブリ・炉内構造物を取り出すためには、それらの位置・形状や状況等の情報を事前に把握しておく必要があります。しかし、RPV内は、構造が複雑で、放射線量も極めて高いため、情報を直接取得することが困難な状況です。

目的

燃料デブリ取り出しをはじめとする今後の廃止措置を、安全かつ円滑に進めるため、現状不明確な個所の情報収集が求められており、必要な情報を整理して調査対象を明確にし、RPV上部あるいは側面に穴を開ける工法で、要求される調査を可能とする技術を開発します。

主な取り組みと成果

1 調査計画・開発計画の策定

現在各号機で計画されている現場作業等、RPV内部調査の前後で実施が想定される工程・作業ステップを整理し、使用済燃料プールの燃料取り出し後の燃料デブリ取り出しに向けたオペレーティングフロア上の作業、構造物設置計画等、上部穴開け調査および側面穴開け調査実施までに必要な課題や検討事項を抽出しました。

2 工法計画の立案

調査における各作業ステップに対する安全設計プロセスを構築し、安全要求の整理を行いました。安全要求の整理では、気相部の閉じ込めに対するリスクとなる作業ステップに対し、気流解析を用いた被ばく評価モデルを構築し、構造物加工時の放射性ダストの環境への影響評価を実施し、対策の要否を検討しました。通常状態における安全機能は、原子炉格納容器(PCV)による1次バウンダリによる気相中の放射性物質の閉じ込め機能であり、異常事象として当該安全機能の喪失を仮定し、その事象の検知・対応策の立案、必要となる設備の検討を実施しました。また、外部事象における影響も考慮し、地震によるバウンダリ機能の喪失を想定した被ばく評価を実施し、調査設備への機能要求が問題ないことを確認しました。

3 調査用付帯システムの検討

PCV内の負圧維持に必要なガス管理、窒素供給システムやダストモニタリング、臨界管理システム、水処理システムなど、調査の実施や安全の観点で必要となる付帯システムに対して、ガス管理設備の冗長化、ツールボックス・ガイドパイプへの隔離弁設置、作業用セル・原子炉ウェルへのダストモニタリング設置等、異常の検知やその対応策等、必要な仕様を抽出し、要求仕様として整理しました。

4 アクセス装置・調査装置の開発

(1) 上部穴開け調査工法の装置開発(図1)

過年度までに抽出した課題への対策案を反映した装置仕様の妥当性を確認するための要素試験(PCV/RPVヘッ드의小径穿孔確認試験、RPV保温材撤去工法確認試験、炉内構造物加工に関する加工性・アクセス性確認試験、調査装置のアクセス性確認・映像取得評価試験)を実施し、それらの結果を設備仕様へ反映しました。

(2) 側面穴開け調査工法の装置開発(図2)

要素試験(ハイブリッド・ウォータージェットツールによる切削性試験、シール性試験、処理水の回収・排水試験、接合部強度試験)を実施し、それらの結果も踏まえて装置設計を実施しました。また、前フェーズでの技術課題(たとえば、装置の設置を計画している空調機器室屋上の建屋強度に起因した設備重量の制限他)を勘案して、設備仕様を纏めました。

今後の展開

現地調査に適用する実機向け装置の詳細設計に向けて、他工事の進捗や事前に実施する事前現地調査等、環境情報や現場の取合状況、燃料デブリ取り出しに向けた今後の計画等を集約することで、現場状況に即した調査計画、設備仕様へ反映・見直しを行います。また、上部穴開け調査工法の実機適用性向上を図るため、アクセスルート構築のための新規開口作業を行う加工工法として、二次廃棄物の少ない加工技術適用の検討を行います。

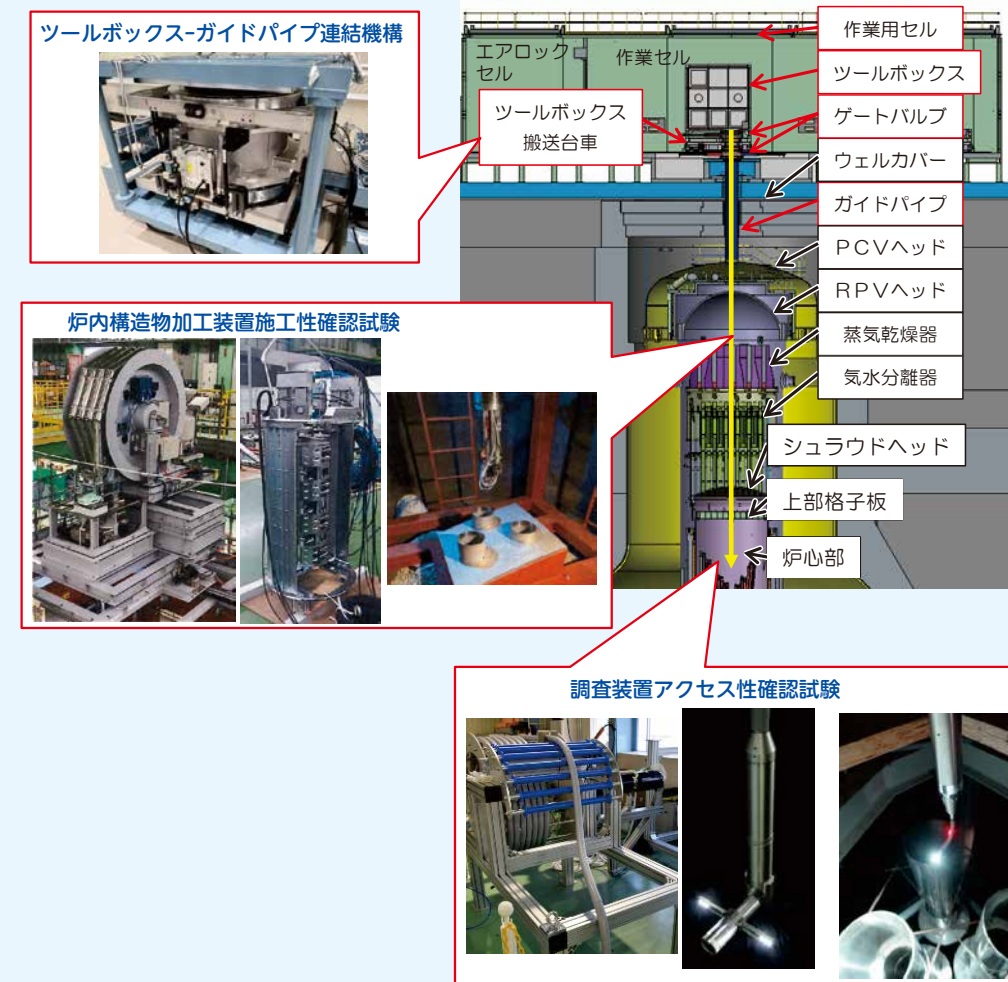


図1 上部穴開け調査工法の概要

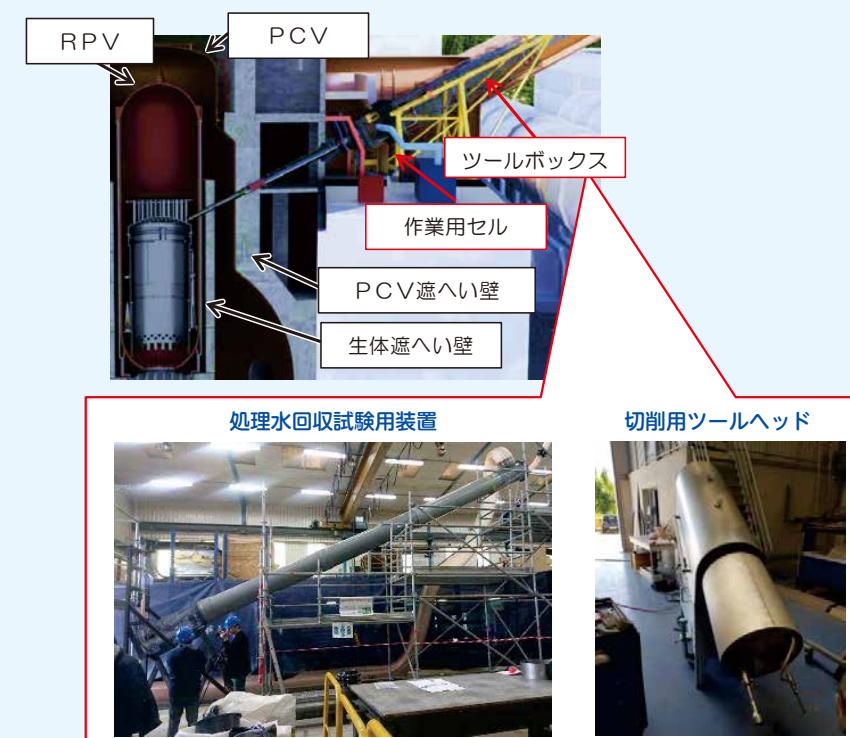


図2 側面穴開け調査工法の概要

燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

▶燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発

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、原子炉格納容器 (PCV) 下部や原子炉圧力容器内の燃料デブリを採取して、その成分や機械的特性を把握することが大切です。そこで、燃料デブリを取り出して分析施設へ搬出する方法を検討しています。

目的

本事業ではPCV内部調査の結果やPCV内部調査用アクセス・調査装置等の開発成果を活用しつつ、燃料デブリを少量単位で取り出すシナリオを策定し、取り出し装置の設計・試作、安全検討、燃料デブリ搬出のための設備検討を進め、安全で速やかに燃料デブリの情報を取得することを目指しています。

主な取り組みと成果

1 燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発計画、取り出し計画の策定

(1) 少量燃料デブリ取り出し技術の開発計画の策定、更新

PCV内部詳細調査用アクセス・調査装置との組合せ試験までの期間を利用し、昨年度製作した初号機の燃料デブリ回収装置の性能試験、繰返し動作試験、マニピュレータ取扱い試験等の計画を策定しました。

(2) 燃料デブリ取り出しのための装置、システムの技術開発計画の策定、更新

エンクロージャ内における燃料デブリなどの取り扱いに高度なマニピュレータによる遠隔操作が必要となるため、限られたスペースやカメラ視野で作業可能な手順や補助具の開発を計画に加えました。またPCV内部詳細調査用アクセス・調査装置の設計検証結果を反映するため、取り出し用アクセス装置は2020年度以降に製作としました。

(3) 全体シナリオの策定と更新

PCV内部調査等で判明したペダスタル内構造物に付着したデブリや底部に散乱した小石状デブリなどを早期に取り出すシナリオを検討しました。またデブリ取出しの規模の拡大を見据え、円柱状にデブリを切削する際の中性子束を監視するシナリオを更新しました。

2 PCV 内燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出しのための装置、システムの開発

(1) 少量燃料デブリ回収装置の開発 (図 1)

デブリを模擬した凹凸板に微細な鉛玉を敷き、0.3g程度の採取能力を確認しました。また、マニピュレータで燃料デブリを回収しやすい改造案を検討しました。

(2) 燃料デブリ取り出しのための装置、システムの開発 (図 2)

平成30年度の概念検討結果を元に以下の開発を行いました。

① 取り出し用アクセス装置 (アーム・エンクロージャ等)

ペイロード (最大搭載量) やアクセス範囲を向上すべくモータを増強し、リンク構成を見直しました。また、放射性物質の漏洩を防止するエンクロージャのシール部を2重化設計として気密性を向上しました。

② 取り出し用アクセスルート構築装置 (X-6ベネ接続構造等)

エンクロージャとの接続構造にダブルドア機構を採用し、その要素試験にて、気密性や接続・離脱の信頼性を確認しました。

③ 燃料デブリ切削・回収装置

小石状・砂状のデブリに特化した2種類の把持装置と、デブリの塊から粉やコアを採取する2種類の切削回収装置を試作し、模擬体を用いて採取性能を確認しました。

④ 中性子モニタシステム (臨界近接監視用等)

SiC半導体による高感度と小型の2種類の中性子モニタを検討し、臨界監視の目標感度1cps/nv以上を達成できる装置を設計しました。

⑤ 燃料デブリ収納容器の遠隔輸送台車

5トンの遮蔽付き気密コンテナの輸送台車を設計し、基本仕様を具体化しました。また要素試験で台車の走行性能や接続機能を把握し、エンクロージャと遠隔接続しコンテナを輸送するシステムを開発しました。

今後の展開

- 燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術に結び付く取り出し装置、システムの今年度の基本設計の結果に対して、遠隔での実現性や、信頼性を確実なものにする必要があります。このため、今後も要素試験を並行して進めながら、試作機の製作設計・改良を進めていきます。
- また、「原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発」と連携し、得られた知見を取り出し装置、システムに活かし、より確実な燃料デブリ取り出しの実現を目指していきます。

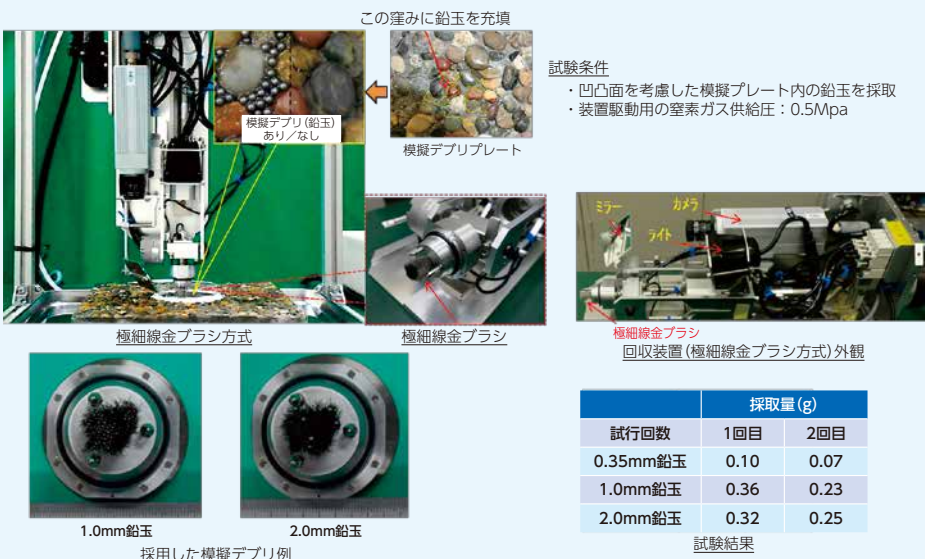


図 1 少量燃料デブリ回収装置の要素試験 (極細線金ブラシ方式)

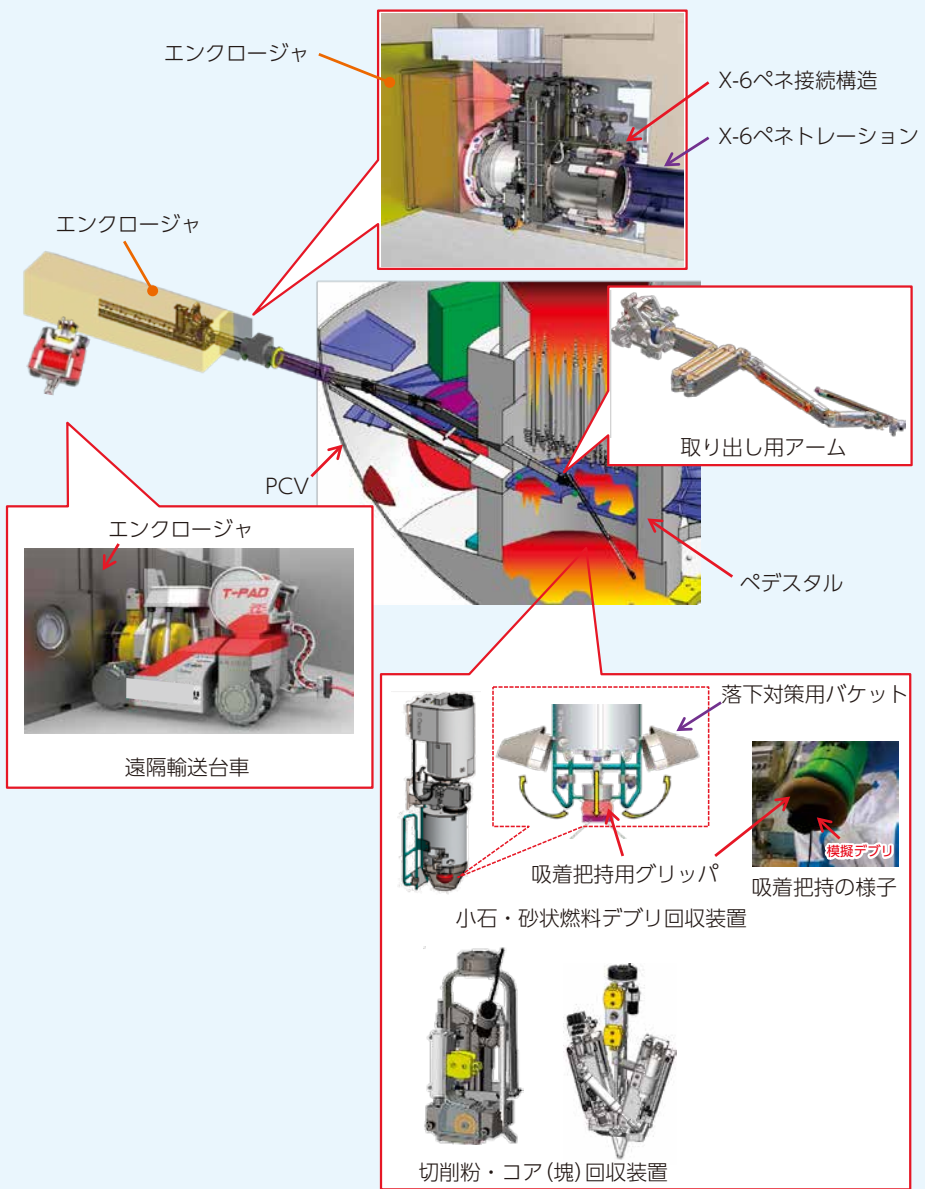


図 2 PCV内燃料デブリ取り出し装置・システムの概念

燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

▶燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発

背景

廃炉に向けて燃料デブリの取り出し、収納・移送・保管等の作業を安全かつ着実に実施するためには、作業の検討に必要な燃料デブリの性状を十分に把握する必要があります。また、燃料デブリの取り出し時の加工に伴い生成する放射性微粒子の挙動に関する情報を取得することが必要です。

目的

原子炉格納容器内部調査において取得された付着物等サンプルの分析結果や福島第一原子力発電所（1F）事故時の炉内状況等から炉内の燃料デブリの性状について推定するとともに、ウランやプルトニウム等を用いた試験を通じて燃料デブリ取り出しにおける放射性微粒子の生成挙動を評価し、廃炉作業に関連するプロジェクトおよび廃炉事業者の結果を提供することを目的とします。

主な取り組みと成果

1 燃料デブリ性状の分析に必要な技術開発等

1号機X-2ペネトレーション(X-2ペネ)堆積物を除去した治具のスミヤサンプル等、1Fの炉内部調査において取得された付着物等サンプルを輸送し分析に着手しました(図1)。また、2018年度までに実施した付着物等サンプルの硝酸溶解時に生じた残渣の成分分析を行いました。分析の効率化についてはNDFや廃炉事業者と協議を行い、将来の燃料デブリ取り出し時に得られる試料を対象にした分析フローに関してケーススタディを行い、具体的な分析項目や準備のフローに関して情報を整理しました。

国内有識者による専門家会議およびJAEAと廃炉事業者による検討タスクフォースを編成し、付着物等サンプルの分析結果や過去の事故事例の知見等を用いて、燃料デブリの特性リストの高度化とそれを活用した燃料デブリ取り出しリスクの検討を進めました。1～3号機の領域ごとに、事故進展の特徴に基づいて燃料デブリ生成プロセスを検討し、各領域での燃料デブリやその他の破損構造材について、組成その他の堆積状態の特徴について仮説を構築し、高度化する燃料デブリ特性リストの骨子を取りまとめました。

上記の有識者による専門家会議では、燃料デブリ取り出し時に得られる試料の分析項目について、国際プロジェクトで得られた知見も併せてレビューを実施しました。

2 燃料デブリ微粒子挙動の推定技術の開発

燃料デブリの取り出し時の加工に伴い生成する放射性微粒子の生成挙動を調査するために、仏国と協力し、切断方式として、機械式およびレーザーによる加熱式の切断方式を想定し、ウランを使用できる大型試験装置を設置しました。この試験には、2017年に仏国で行った大型MCCI(Molten Core Concrete Interaction)試験で作成したMCCI試料の生成物を活用するとともに、新たに様々な組成の燃料デブリに関して幅広いデータを取得するため、FP(核分裂生成物)の模擬物質を加えたウラン含有模擬燃料デブリ試験体を作成しました。

また放射性微粒子の生成挙動において、プルトニウムとウランの挙動の類似点・相違点を確認するために、プルトニウムおよびウランを含有する模擬燃料デブリ試験体を用いた集光加熱および機械切断試験のための小型試験装置を整備しプルトニウムを用いた予察試験を実施しました(図2)。

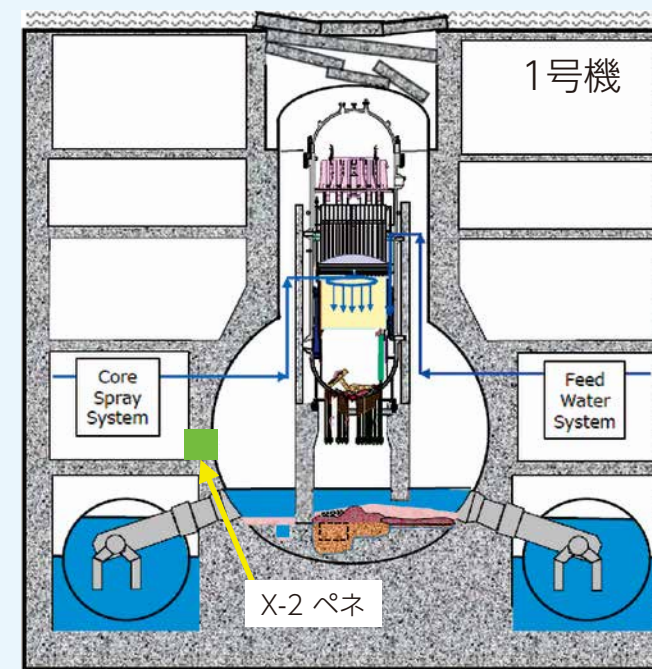
また、国内原子力施設における放射性微粒子の飛散事例の調査を行い、原子力施設の解体作業等における微粒子生成挙動の整理を行いました。

一方、発生した放射性微粒子の液相から気相への移行挙動については、模擬物質を用いた試験にて微粒子の移行率の測定を実施しています。

今後の展開

2019年度に引き続き、付着物等サンプルの分析を行うとともに、各号機の領域ごとの燃料デブリ生成プロセスと取り出しリスクについて検討を進めます。これらの知見に加え、廃炉事業者等との意見交換により、廃炉実務に使いやすくなるように、燃料デブリの性状推定の高度化を進めていきます。

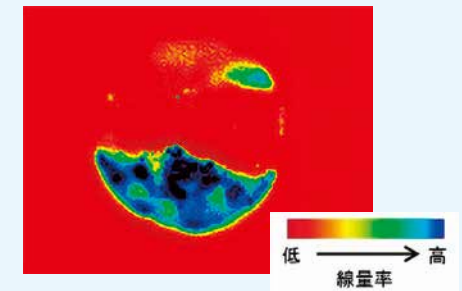
放射性微粒子の生成挙動について、2019年度に整備した試験装置および模擬燃料デブリ試験体を用いて、放射性微粒子の生成挙動データを取得し、評価していきます。また放射性微粒子の移行挙動について、模擬物質を用いた試験を継続し、気液界面および液相における移行挙動について評価するとともに、数値流体力学シミュレーションにより構築したモデルを用いて液相中の微粒子の移行挙動を評価していきます。



サンプル採取位置(1号機X-2ペネ)



サンプルの外觀
(1号機X-2ペネ堆積物除去治具のスミヤ)
(直径約5cm)



イメージングプレート測定結果

図1 輸送した付着物等サンプルの一例
(サンプル採取位置、外觀、イメージングプレート測定結果)

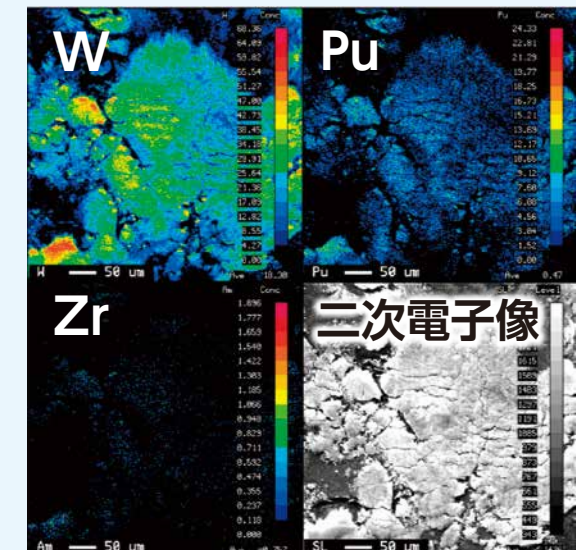
治具の付着物はスミヤろ紙でふき取りサンプルとした。イメージングプレート測定結果から、スミヤろ紙に付着した汚れが高い放射能を持っていることが分かる。



作製した(Pu,Zr)O_{2-x}試料



(Pu,Zr)O_{2-x}試料を集光加熱した際に発生したヒュームの固化物(赤丸部白色の付着物)グローブボックス内で操作面と反対側であったため手鏡を利用して撮影。



ヒュームの固化物(一部)のEPMAによる表面分析結果

図2 集光加熱による(Pu,Zr)O_{2-x}のヒューム固化物の分析結果

プルトニウムとジルコニウムの二酸化物固溶体を調製し、集光加熱によりヒュームを発生させ、ベルジャー内表面の付着物として回収した後、EPMAにて元素マッピングを行った。(タングステン試料調整時のろつば材料が混入したもの。)ジルコニウムよりもプルトニウムが多く検出されており、ヒュームに移行しやすいことがわかる。

燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

▶原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発

背景

福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた燃料デブリ取り出し作業のリスク低減、安全確保のための環境整備として、別事業「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PJ」)で実施した検討結果を反映し、原子炉格納容器(PCV)水循環システムとして取水部構造を設ける必要があります。

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。

主な取り組みと成果

1 PCV 内水循環システムの高度化のための技術仕様の整理、作業計画の検討及び開発計画の立案

(1)ドライウェル(D/W)を用いた水循環システム・技術の検討

- D/Wおよびサプレッションチェンバー(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。
- 「工法・システムの高度化PJ」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、号機ごとに現場環境を考慮したD/W取水口候補ペネトレーションを抽出しました。
- 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。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(図2)上の課題として、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・交換方法等を抽出しました。

(2)S/Cを用いた水循環システム・技術の検討

- (1)の共通検討結果を踏まえ、S/C取水部設計仕様を整理しました。また、号機ごとに現場環境を考慮したS/C取水部構築位置を抽出しました。
- 「工法・システムの高度化PJ」での検討結果を踏まえてS/C取水部の機能要求を策定し、それを満足するS/C取水部の構造とその構築作業計画、および維持計画を検討しました。
- S/C取水部の構築作業・維持計画に基づいて既存技術を整理し、施工・メンテナンス時の適用装置のうち本事業の実施すべき開発項目を整理しました。

2 PCV 内アクセス・接続などの要素技術の開発・検証

(1)D/W内アクセス・接続等に必要となる要素技術の開発・検証

- 上記1(1)での抽出課題に対して解決方法の詳細検討を実施し、実現性を検証するための試験計画を立案しました。
- 立案した試験計画に基づき、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。

(2)S/C内アクセス・接続等に必要となる要素技術の開発・検証

- 上記1(2)において本事業での開発項目としたS/C取水部(図5)施工・メンテナンス時の適用装置の試験計画を立案すると共に、主要な各装置(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。
- 各装置の要素試験、または試作機の単体機能試験を実施し、所定の機能を有することを確認(図8)しました。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。
- 本結果を踏まえ、別事業「原子炉格納容器水循環システム構築技術の開発(実規模試験)」のS/C取水部構築の実規模スケール試験要領作成に反映しました。

今後の展開

D/W取水部構築に必要な遠隔操作でのポンプ(配管)の吊り降ろし、配管の接続方法、メンテナンス時の交換方法、およびS/C取水部構築に必要な遠隔での延長配管の接続、およびメンテナンス方法に対する要素試験、または単体機能試験による検証結果・課題抽出結果を整理し、エンジニアリングでの検討を進めることが期待されます。

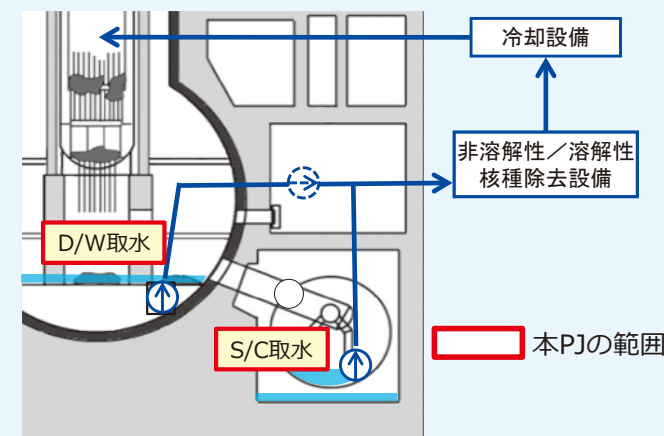


図1 燃料デブリ取り出し時の水循環システム

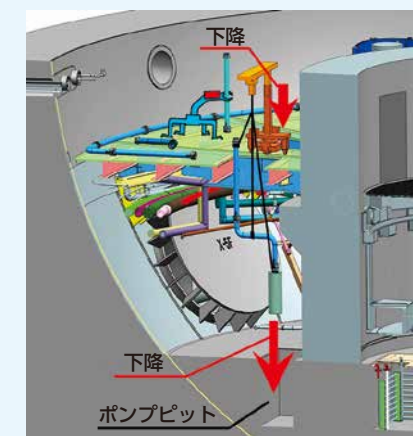


図2 D/W取水ライン構築イメージ

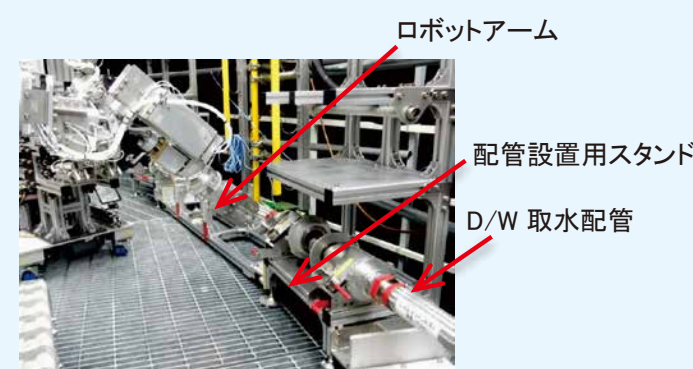


図3 D/W取水配管接続

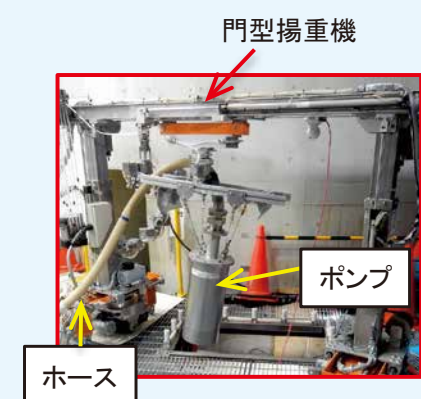


図4 D/W地下階へのポンプ投入

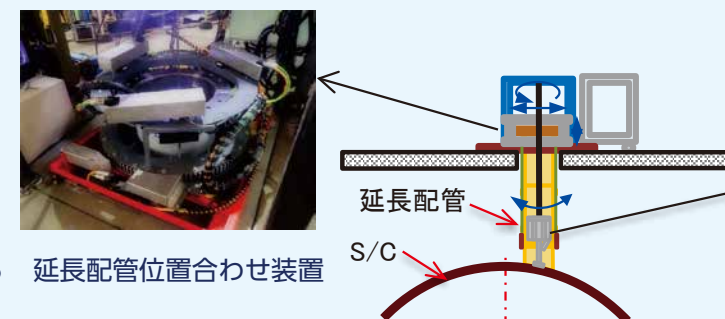


図6 延長配管位置合わせ装置

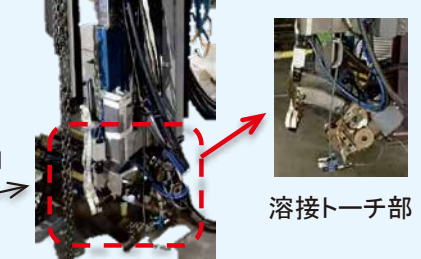


図7 延長配管-S/C自動溶接装置

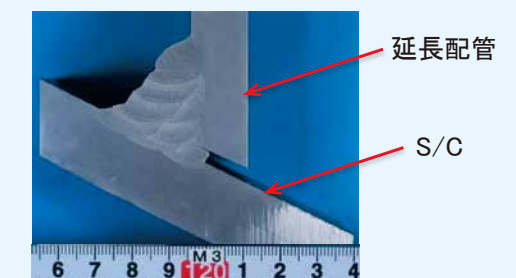


図8 溶接断面マクロ(3層8パス)

燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

▶原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発 (実規模試験)

背景

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出し作業における安全確保のための環境整備として、「原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発」(「水循環PJ」)により、水循環のための取水部を、遠隔技術を適用して原子炉格納容器(PCV)に構築するための要素技術開発が進められ、本成果を踏まえ、実規模スケールの試験で検証する必要があります。

目的

本事業は、水循環システムのうち、水循環PJで開発したサプレッションチェンバー(S/C)からの取水部構築技術を実規模スケールで試験、検証すること、およびトラス室底部にモルタル、補修材を打設しS/C構造と合わせて構築する液相バウンダリの有効性を実規模スケールの試験で確認することを目的とします。

主な取り組みと成果

PCVアクセス・接続技術等の実規模スケールでの検証(S/Cを用いた水循環システム・技術に関する検証)

(1)実機スケールでの遠隔操作による施工性の確認、および課題の抽出

- 「原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の開発」で製作したS/Cーベント管実規模試験体を用い、「水循環PJ」で得られたS/C取水部構造の要素技術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1)により、一連の遠隔操作(延長配管位置合せ～延長配管-S/Cの継手溶接)の手順成立性を検証するための試験計画を立案しました。
- 立案した試験計画に基づき、遠隔操作による一連の実規模スケール試験を実施し(図2、図3、図4)、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。併せて今後のエンジニアリングで解決すべき課題を抽出し、対応策を検討しました。

(2)実機工事に向けた閉じ込め確保、作業員の被ばく低減対策の検討、および課題の抽出

- S/C取水部の構築時に用いる仮設収納容器やメンテナンス時に用いるバウンダリ構成や手順の概念検討を実施し、S/C内部放射性物質(気体)の閉じ込め性確保について、実機工事に向けた確認を行いました。また、実規模スケール試験での作業時間等の測定結果に基づき、作業員の被ばくに寄与する手順を抽出、分析し、被ばく低減に向けた対策案や課題を抽出しました。

(3)接続部施工後の健全性確認

- (1)で立案した試験計画に基づき施工した溶接部について、非破壊/破壊試験等を行い溶接部の品質を確認しました。

(4)水循環システムバウンダリの有効性確認

- 1号機ドライウェルからトラス室S/C内周側への漏えい水対策として、日本原子力研究開発機構構葉遠隔技術開発センター(JAEA構葉開発センター)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しました。本試験およびそれに先立つ基礎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5、図6、図7、図8)しました。なお、試験の最終段階において実規模試験体を解体し、模擬デブリ粉等の捕捉状況を調査(図9)しました。

今後の展開

- S/C取水部構築に関し、「水循環PJ」で開発した試作機を用いた(延長配管位置合せ～延長配管-S/Cの継手溶接)までの遠隔操作の成立性検証試験で得られた結果、および課題抽出結果を踏まえ、実機に向けたエンジニアリングでの検討を進めることが期待されます。
- S/C構造とトラス室底部の間に打設されたモルタルに補修材を追加打設することによる液相バウンダリ構築に関し、本事業で得られた実規模試験体による有効性を示す結果、および基礎試験の結果を基に、実機に向けたエンジニアリングでの検討、施工を判断することが期待されます。

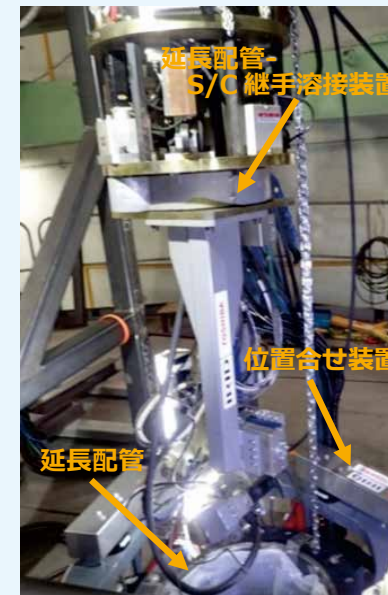


図1 延長配管-S/C継手溶接装置
延長配管内への投入状況



図2 延長配管-S/C継手溶接装置
遠隔作業状況



図3 位置合せ装置遠隔作業状況



図4 延長配管とS/Cの接続状況

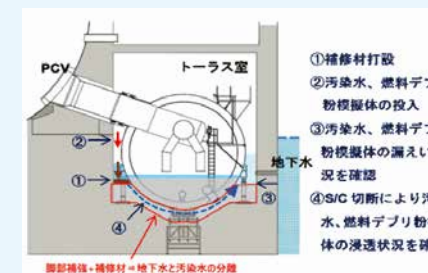


図5 バウンダリ有効性
確認試験概要



内周側
(燃料デブリ模擬粉、着色剤により混濁)



外周側
(滞留水は透明)

図6 燃料デブリ模擬粉投入後の内外周側状況

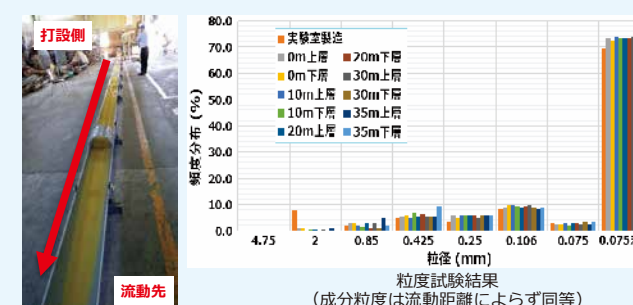


図7 補修材の35m流動試験

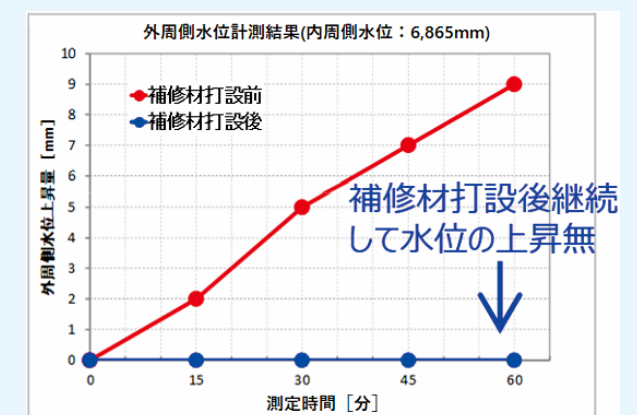


図8 補修材打設前後の水位



図9 ワイヤソーによる実規模試験体の切断面

燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

▶ 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(1) (燃料デブリ取り出し工法の開発)

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。

目的

現場情報等を踏まえて、RPVおよびPCVに存在する燃料デブリを取り出すために必要なアクセスルートを開発します。特に燃料デブリ取り出しの工程短縮を可能とする干渉物撤去技術について、実機の状態を想定した検討を行い、成立性を確認します。また、干渉物撤去技術以外の技術として、遠隔装置の操作を支援するシステム、PCV外への汚染拡大を防止する技術、原子炉建屋(R/B)内の被ばく線量低減のための遮へい体の構築等を考慮したアクセスルートの構築に必要と考えられる技術について技術開発を行います。

主な取り組みと成果

1 干渉物撤去技術の開発

(1) 上からのアクセスによる大型構造物の取り出し方法、搬送方法

- 原子炉内の構造物の状態について、これまでに行われたPCV内部の調査結果や、各種解析結果を踏まえ、損傷状態を推定しました。
- 燃料デブリ取り出し作業の工程短縮を可能にする構造物を大型な状態で取り出す工法の概念として、使用済燃料プール(SFP)などを経由した取り出し方法や、原子炉の底部を燃料デブリと一体で取り出す方法を検討して整理しました(図1)。

(2) 横からのアクセスによるペDESTAL内外の干渉物撤去方法

- 燃料デブリ取り出しの際のアクセスルート上にある干渉物のうち、ペDESTAL外の干渉物を抽出し、撤去作業の難易度を整理しました。
- PCV内で使用する干渉物撤去装置の課題であるケーブル・ホースの処理方法として、ペDESTAL外周部に装置駆動用のユーティリティを敷設する方法を考案し、要素試験により実現性を確認しました(図2)。
- ペDESTAL内の干渉物撤去方法として、制御棒駆動機構(CRD)プラットフォーム等の既設構造物を利用した作業方法を検討中です。

2 干渉物撤去以外の技術の開発

(1) 視界不良かつ狭隘環境での遠隔操作支援手法の開発

- マニピュレータを遠隔操作して作業を行う際に、障害物に対する干渉回避動作を自動化することによって、オペレータが手先の操作に集中できる仕組みを構築し、シミュレータ検証により有効性を確認しました(図3)。

(2) サプレッションチェンバ(S/C)への汚染拡大防止方法

- 燃料デブリ等の汚染がS/Cへ拡散することを防止する方法として、ペDESTAL開口部周囲やジェットデフ周囲に堰を構築することによりその内側に汚染を留める工法を考案しました。堰は、折り畳み式の型枠をペDESTAL外周部地下階で展開し、その中にドライモルタルを投入することで構築します。この工法について要素試験を実施し、作業の実現性を確認しました(図4)。

(3) セル設置に関わるアクセスルート構築およびR/B等への影響の低減方法の概念検討

- R/B内の床面への荷重の軽減に向けて、セル周辺に必要な遮へい厚設定の最適化や、アクセスレールの構造の見直しによるセル高さの軽減により、R/B内のセルを軽量化する見込みを得ました(図5)。

(4) ユニット缶状態でのR/Bからの移送方法

- 燃料デブリの移送システムに対する安全や機能の要求条件を整理し、必要な要素技術を抽出し、水素処理や遠隔での開口機構などを中心に概念設計を行いました。
- 移送システムを運用する際の、作業手順の立案と工程評価を行い、原子炉建屋内の機器配置を検討した結果を機器配置に反映中です(図6)。

今後の展開

- 干渉物撤去技術の開発については、上アクセス／横アクセスのそれぞれについて、今年度実施した概念検討結果に基づき試験計画を進めた上で、要素試験を実施する予定です。
- 干渉物撤去以外の技術の開発については、遠隔操作支援手法・S/Cへの汚染拡大防止方法・アクセスルートに関する概念検討・ユニット缶状態での移送方法の各種要素技術について、今年度実施した概念検討結果を深めた上で要素試験を実施し、検討した方法の実現性を確認する予定です。

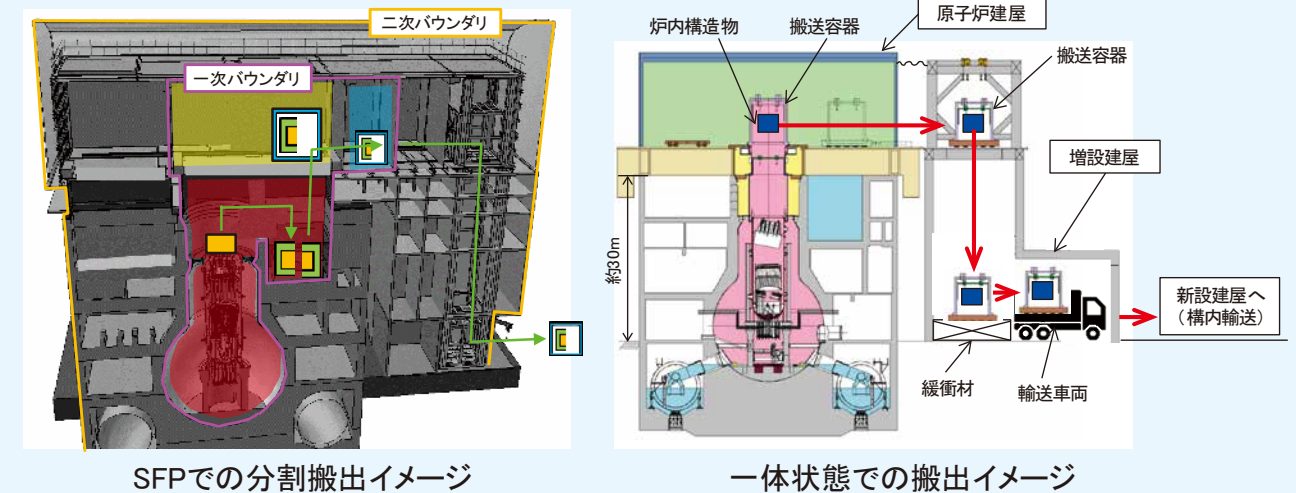


図1 大型状態での構造物取り出し概念



図2 ペDESTAL外周部へのユーティリティ構築に関する要素試験

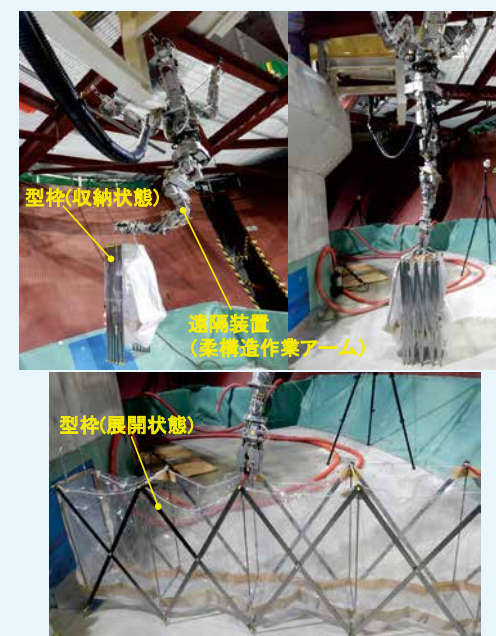


図4 S/Cへの汚染拡大防止堰設置要素試験

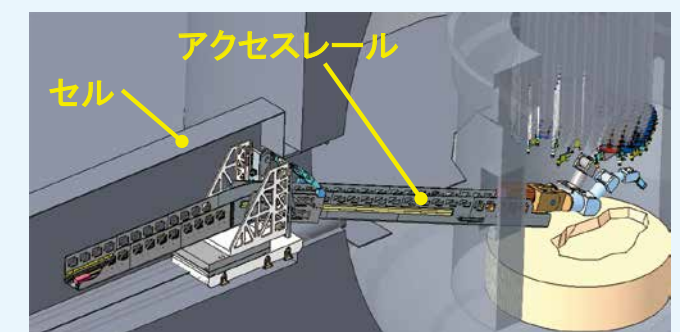


図5 セル高さ低減のためのアクセス方法見直し案

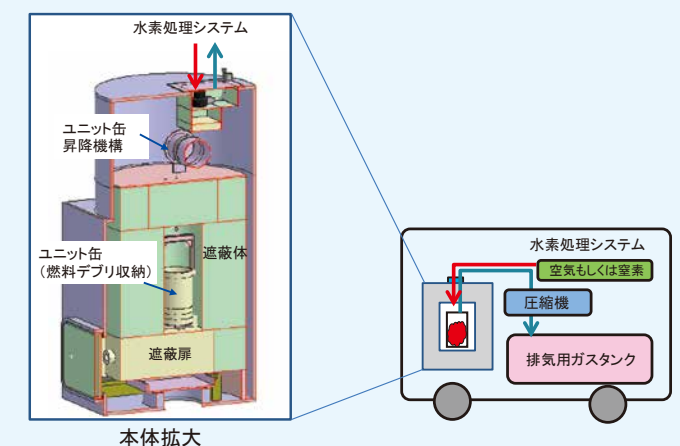


図6 移送システムの概念

燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

▶ 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(2) (燃料デブリ取り扱い技術の開発)

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。

目的

燃料デブリの状態に応じた回収・収納方法の検討、およびそのシステムを開発を行います。また、溶解性核種の除去に際して必要な吸着剤の選定や、非溶解性核種除去に用いるフィルタおよびその逆洗などから生じた廃液などの処理技術の開発を行います。さらに、燃料デブリと放射性廃棄物を仕分ける場合に必要となる技術について調査します。

主な取り組みと成果

1 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発

(1) 粒状燃料デブリの吸引回収システムの開発

- 粒状の燃料デブリを効率的に回収する方法として、吸引回収システムを検討しています。そのシステムについて、既存の技術のベンチマーク調査を行い、吸引ポンプ方式とエジェクター方式を選出しました。
- 燃料デブリの搬出性やメンテナンス性を考慮し、吸引回収システムのロボットアームへの積載案やセパレータ交換の概念図を作成しました(図1)。

(2) 燃料デブリ・廃棄物の搬出プロセス技術の開発

- 既存解析結果をもとにした、燃料デブリの分布、状態推定を行い、取り出し対象となる燃料デブリを分類整理しました。
- 分類した各燃料デブリについて、加工の可否および加工方法、回収方法について整理しました。加工方法については、これまで試験を行ってきた方法に加え、砥石カッターや油圧カッターなどを抽出し概念検討を行いました(図2)。

2 燃料デブリ・堆積物の処理に関わる技術開発

(1) 循環冷却水中の溶解性核種の除去技術

① 溶解性核種除去設備の概念システム設計

- 燃料デブリ取り出し時の液相系システム内の循環水中から溶解性の α 核種を除去するために、既存の技術のベンチマーク調査を行った結果、吸着による除去を前提とした技術開発を行っています。
- 吸着材の文献調査、対象核種の溶存形態・溶解度の推定、吸着性能確認予備試験などを実施し、吸着材選定のための試験方法を策定しました(図3)。

② ほう酸調整設備の概念設計

- 燃料デブリ取り出し作業中の臨界防止のために五ホウ酸ナトリウムを使用する場合の析出等の想定される課題に対し、対策を検討するための文献調査及び要素試験を行いました(図4)。

(2) PCV内から回収された堆積物等の処理技術

① 回収液や廃液等の性状把握

- 燃料デブリ取り出し時の液相系システム内の循環水中から非溶解性の粒子を除去するために、文献調査と装置試験を通じて回収液や廃液などの性状を想定・整理を行いました。その結果、それらに含まれる粒子はサイズごとに段階的に分離除去することが重要と示唆されました。
- 粒子の分離除去手段としてフィルタ分離装置などを選定し、適用性確認のための試験計画を作成しました(図5)。

② 回収液や廃液等からの固形分の分離・収納技術の開発

- PCV内からの回収液や廃液に含まれる微小粒子などの除去手法として、沈降分離技術を開発しています。
- 既存技術の調査結果から凝集剤を用いた沈降分離技術を選定し、その適用性確認のための試験方法を検討しました(図6)。

3 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関わる技術の調査

- 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに必要な技術の調査を行い、適用可能性の評価結果を基に仕分けシナリオの技術的な実現性を評価しました(図7)。

今後の展開

- 燃料デブリ回収・収納システムについては、粒状の燃料デブリを対象とした吸引回収システムや燃料デブリの状態に応じた加工・回収方法に関する要素試験を行い、検討したシステムの実現性を確認する予定です。
- 燃料デブリ・堆積物の処理に関わる技術開発については、溶解性 α 核種除去に用いる候補吸着材を選定し、概略システム検討や課題抽出を行います。
- また、非溶解性核種除去の候補技術であるフィルタ分離や沈降分離などについて適用可能性を確認します。

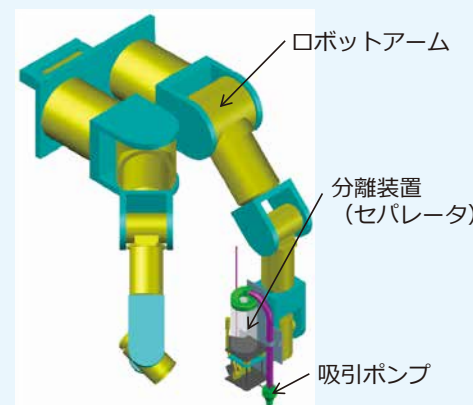


図1 粒デブリ吸引回収システム概念検討図

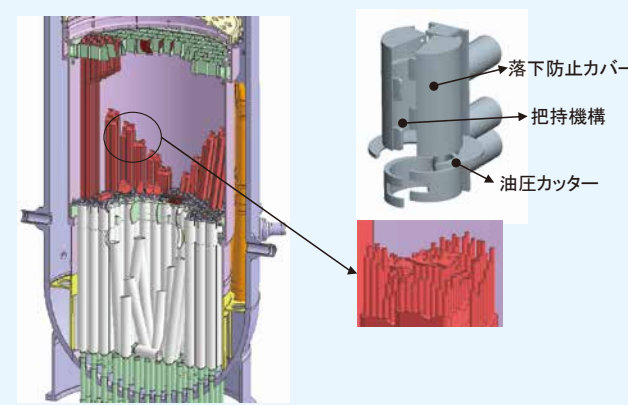


図2 燃料デブリ回収・収納システム



- ✓ 試験条件は、対象核種の溶存形態・溶解度の推定結果、ならびに予備試験結果をもとに設定。
- ✓ 試験開始前後に容器中の被吸着質の物質濃度を測定し、吸着量を測定。

図3 溶解性 α 核種除去に用いる吸着材の性能確認試験の概要

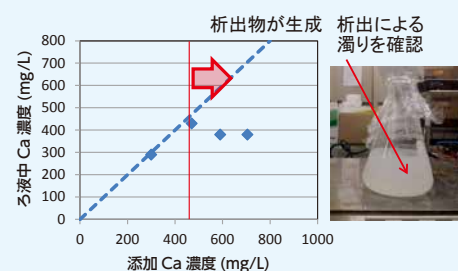


図4 五ホウ酸ナトリウムを使用する場合の析出等の要素試験例

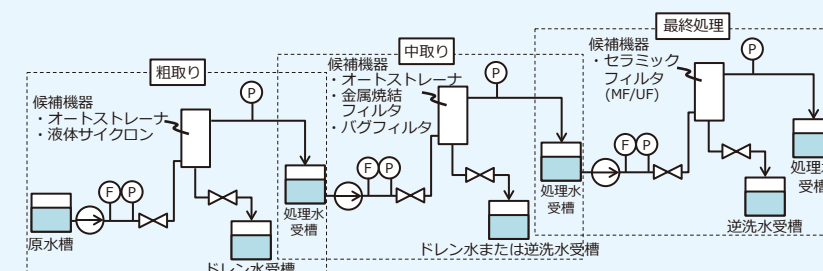


図5 粒子除去設備・システム概念図



図6 凝集剤を用いた沈降分離予備試験の概要

図7 仕分けに関する技術調査結果の一例

燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

▶ 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(3)
(燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関わる技術開発)

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(R/B)、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。

目的

燃料デブリ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重要となる放射性物質の閉じ込め、臨界の防止、監視等の要素技術の開発を行います。

主な取り組みと成果

1 閉じ込め機能に関わる要素技術開発

(1) PCV内でのダストの挙動予測技術

- 福島第一原子力発電所(1F)環境下のダスト挙動について、汎用熱流体解析コードGOTHICを用いて評価し、重力沈降が支配的であり、また、精度のある予測が可能であることがわかりました。
- 新たにR/Bモデルを構築し、PCVから異常漏えいが発生した場合の解析を行い、流れの特性やダスト沈着量の傾向を把握することができました(図1)。
- 燃料デブリの崩壊熱やデブリ切削時における入熱の影響を評価し、入熱による温度勾配、およびそれに基づく破損口位置と煙突効果の関係性を把握しました。

(2) 接続部の閉じ込め機能確保技術

- アクセストンネルとPCVの接続のためのステップを整理しました。また、PCVとの溶接接続に関する基本仕様様の整理を進めています。

2 臨界防止・監視に関わる要素技術開発

(1) 臨界監視の管理方法の技術開発

- 燃料デブリ取り出し作業に起因する臨界の発生を防止するためには監視しながら慎重な取り出し作業が求められます。このため、中性子計測に基づく未臨界度測定手法の開発を進めてきました。今回、燃料デブリが不均一に分布する体系に対する未臨界度測定手法の成立性を確認するため、京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)を用いて種々の未臨界炉心(図2)を構成し中性子信号を取得しました。今後、その信号から未臨界度を評価し、測定手法の成立性を確認します。
- 加工・取り出し対象となる燃料デブリの近傍で中性子計測を行うためには、中性子計測の分解能や耐γ線性能、重量や大きさ等、中性子検出器の現場への適用性を確認する必要があります。このため、中性子検出器に対する要求仕様を整理して、候補と成り得る中性子検出器を選定しました。
- 上からの取り出しや横からの取り出し等、燃料デブリの取り出し方法に応じて、未臨界度測定と中性子計数率測定を組み合わせて臨界近接を管理するための作業手順を整理しました(図3)。

(2) 臨界防止技術の開発

- 臨界を防止するための中性子吸収材として、水に対して非溶解性中性子吸収材を開発しています。非溶解性吸収材を燃料デブリ近傍に投入するための装置やその運用方法の検討のため、粘性体タイプ(水ガラス/Gd₂O₃造粒粉体)及び粉粒体タイプ(Gd₂O₃粒子)の非溶解性中性子吸収材について、ホッパーとポンプで構成される投入装置を試作し、水深5m相当の水中で投入できることを、再圧チャンバーを用いた要素試験で確認しました(図4)。
- 粘性体タイプの非溶解性中性子吸収材が燃料デブリと共に加工されることによる影響を確認するための要素試験を実施し、燃料デブリの加工性(加工範囲や加工速度)への影響は見られないことを確認しました。
- 構造物の腐食を防止するために防錆剤の使用が検討されていますが、非溶解性吸収材を投入した場合での、放射線影響下での腐食影響の検討をQST高崎研で照射試験により実施し、腐食への影響がないことを確認しました。

今後の展開

- 臨界監視技術の開発については、引き続き要素試験等を実施し、1Fへの適用性を評価していきます。また、実機を想定した管理手順についても、引き続き整理していきます。
- ダストの挙動予測及び臨界防止技術については、得られた成果が事業者のエンジニアリングに活用されるよう図っていきます。

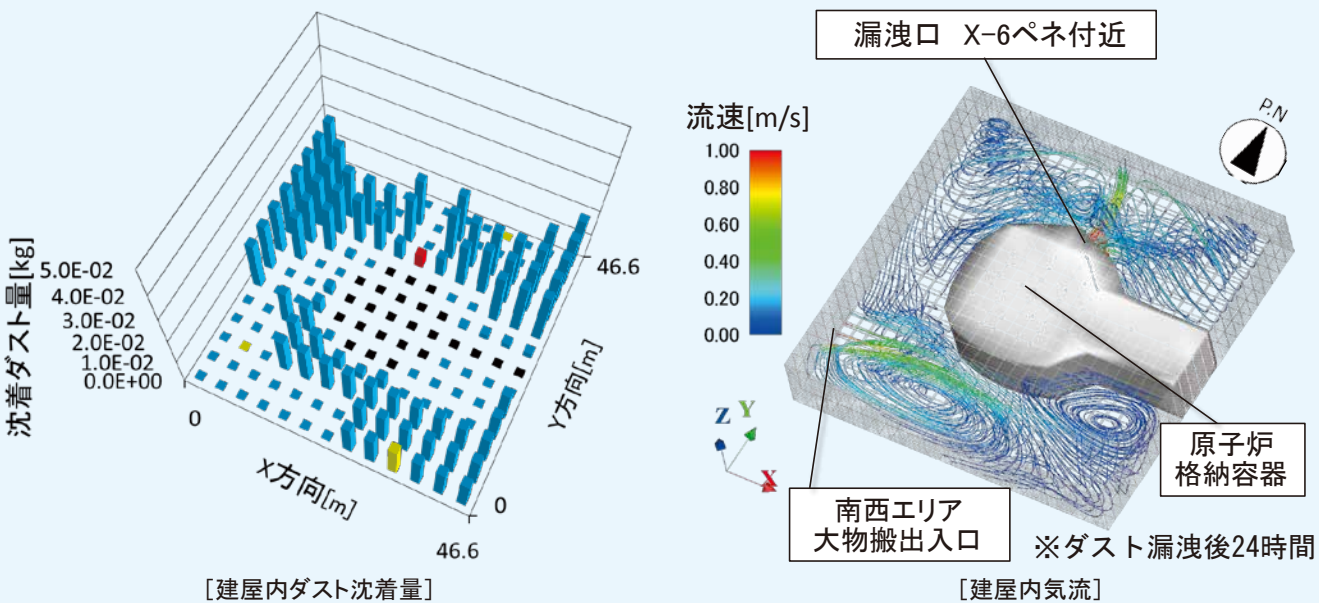


図1 GOTHICコードによる原子炉建屋内気流・ダスト予測
(例: 3号機原子炉建屋1階X-6ペネ付近からの漏洩を想定した場合)

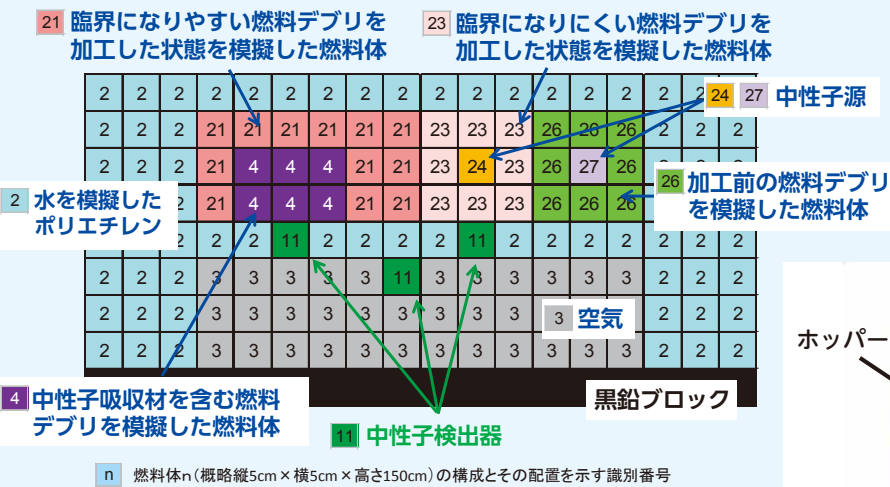


図2 京都大学臨界集合体(KUCA)における
未臨界度測定試験体系の燃料体配置例

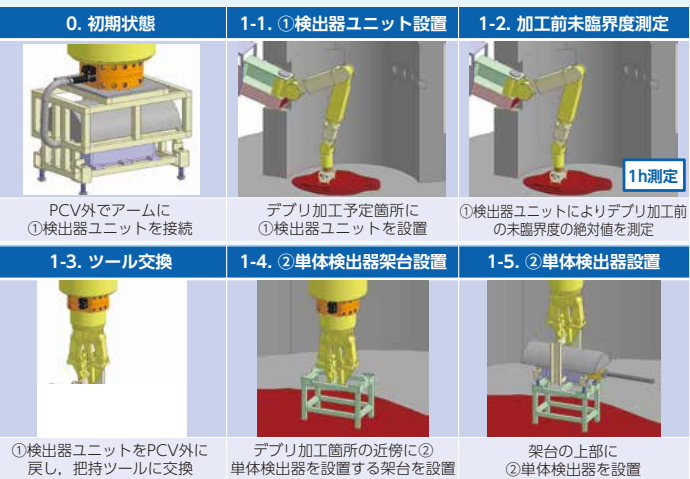
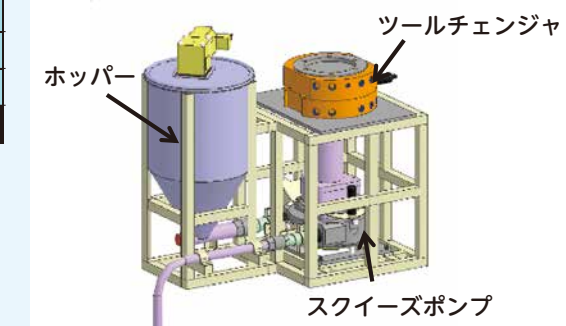
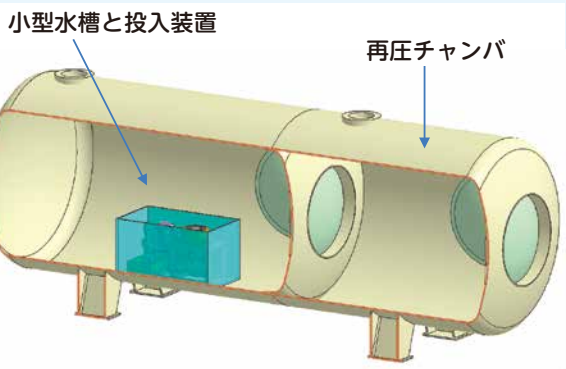


図3 横取り出し工法における
臨界近接監視の作業手順の一例



(a) 吸収材投入装置



(b) 水中投入試験装置

図4 粘性体用の吸収材投入装置及び
水中投入試験の様子

燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

▶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 (燃料デブリのダスト集塵システムの技術開発)

背景

燃料デブリ取り出しでは、原子炉格納容器(P C V)内に存在する燃料デブリの切断加工において、加工部近傍で切粉や粉塵などの様々な粒径のダストが発生します。公衆や作業員の被ばく低減の観点から、その加工部でのダストの発生を抑制するシステムの開発が求められています。

目的

燃料デブリ取り出しにおいて、遠隔保守等の現場適用性を考慮してデブリ加工点近傍におけるダスト集塵・抑制システムの概念検討を行います。代表的な加工工法に対してダストの気相、液相への移行率、集塵効率を評価すること、原子炉格納容器の換気系に必要な除染性能の負担軽減効果について評価することを目的とします。

主な取り組みと成果

P C V内の燃料デブリ取り出しと取り出し装置の保守作業の効率向上を考慮し、各種加工工具に組み合わせるダスト集塵・飛散抑制システムの概念検討を行いました。ダスト集塵・飛散抑制効果を評価する試験での切断加工法として、燃料デブリ取り出しの機械切断加工法のうち、大量の廃棄物となるアブレイシブなどの研磨材を不要としセラミックや金属材料の切断に適用できる回転式機械切断(ディスクソー)を選定しました。ディスクソーを用いてダスト発生量、飛散方向、速度データなどを計測する予備試験を実施し、課題を整理しました。

1 ダスト集塵・飛散抑制システムの開発

P C V内に存在すると考えられる燃料デブリは様々な状態(塊状、小石状、粒状デブリ等)が組み合わさっており、燃料デブリの加工時にダストが発生すると想定されます。燃料デブリ取り出し用のロボットアームに取り付けられるデブリ加工装置に装備され、加工点近傍での気中ダストを低減するダスト集塵・飛散抑制システムを概念検討しました。

従来の集塵システムを広く調査した結果、加工部周辺に囲いを設け、囲いの内部を水エジェクタで吸気しダストを排水に移行させること、周囲に漏えいしたダストを捕集するため、ミスト散布を行う構成としました。回転式機械切断(ディスクソー)ツール、油圧カッターツール、チゼルツール、レーザガウジングツール等、各種加工工具に同システムを組み合わせる概念設計を行いました(図1)。

2 ダスト集塵・飛散抑制システムの遠隔保守技術開発

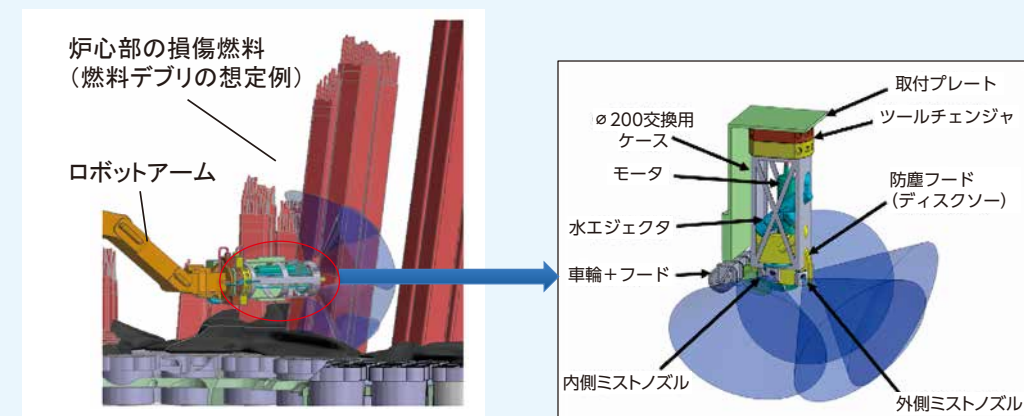
ダスト集塵・飛散抑制システムのうち、P C V内に設置される装置は汚染物になり、フィルタや廃液タンクなどは廃棄物になります。消耗する装置の交換、廃棄物の取り出しなどの保守作業頻度を低減するために、保守作業最小化の観点で、フィルタや廃液タンクを必要としないダスト集塵・飛散抑制システムの概念を検討しました。P C Vあるいは一次バウンダリセル内で加工工具などの消耗品を遠隔操作で交換する方法を検討しました(図2)。

3 ダスト集塵・飛散抑制評価試験

国内外で行われてきた加工時のダスト評価試験を改めて調査し、評価結果を導出できる評価試験要領を検討しました。今後のダスト集塵・飛散抑制システム設計とダスト評価試験に資するため、ディスクソーによる加工部近傍のダスト発生状況を把握する予備試験を行いました(図3)。また、模擬デブリの製作方法の検討を行い、P C V底部の模擬燃料デブリとしてM C C I(熔融炉心コンクリート反応)生成物の模擬体を製作しました。

今後の展開

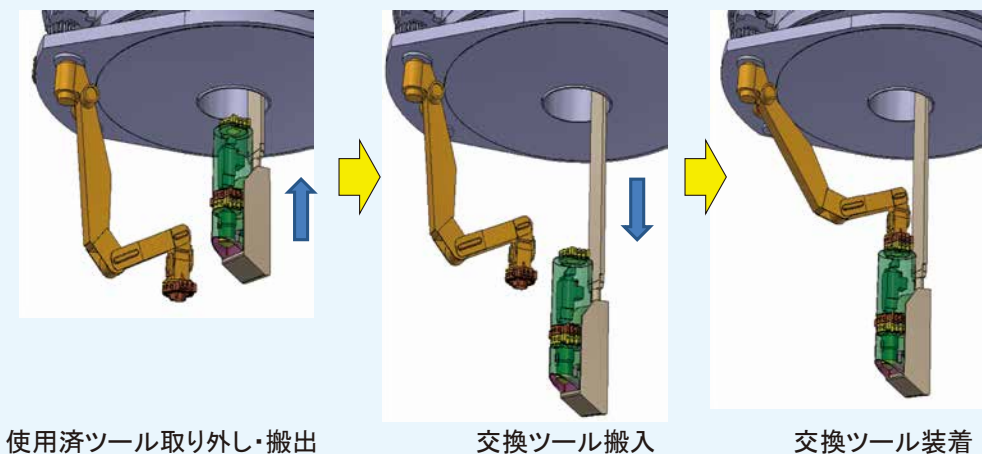
- ディスクソーを用いたダスト評価試験を遂行するため、ダスト集塵・飛散抑制システムを備えたディスクソーと燃料デブリ模擬体を用いてダスト評価試験を行います。
- このダスト評価試験を通じて、加工に伴う欠損量に対して、気中浮遊ダスト、水中浮遊ダスト、脱落ダストの重量評価を行い、各々の飛散率を計算します。この計算結果に基づいた、P C V内の気流解析を行って、環境制御システムの換気設備に到達するダスト量を評価します。
- 燃料デブリ取り出し時と取り出し装置の保守時において、これらのダスト集塵・飛散抑制システムの概念設計結果に対して実機適用性の評価を行います。



炉心部の損傷燃料への適用例

ディスクソーツールへの適用例

図1 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例

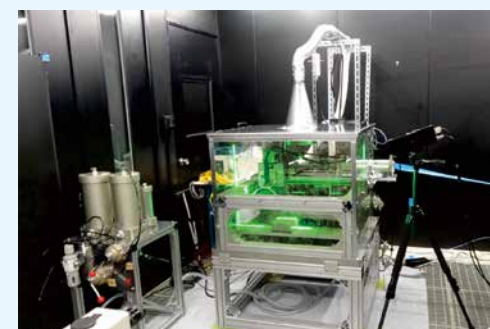


使用済ツール取り外し・搬出

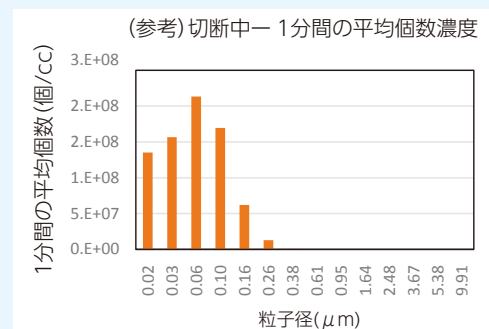
交換ツール搬入

交換ツール装着

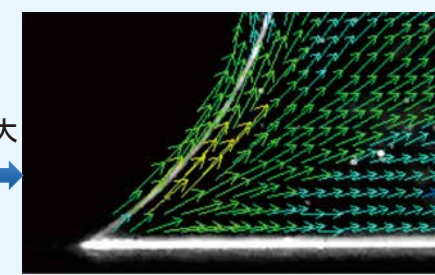
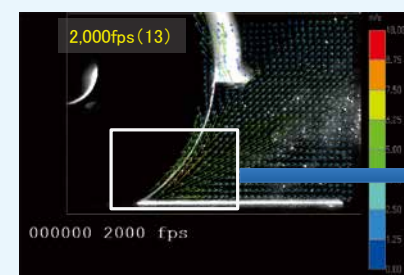
図2 遠隔保守ツール交換の概念



ダスト評価試験装置



気中浮遊ダスト粒径分布



ディスクソー加工時のダスト飛散状況観察

図3 ディスクソーのダスト評価試験概況

燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

▶燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発

背景

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によると、福島第一原子力発電所で回収された燃料デブリは原子炉建屋から搬出後、処理・処分方法が決定するまでの間保管する計画とされています。そのため、燃料デブリの収納・移送・保管システムを確立する必要があります。

目的

米国スリーマイル島原子力発電所2号機(TMI-2)での実績や既に確立している使用済燃料の輸送・貯蔵技術をベースに、燃料デブリを安全かつ効率的に収納・移送・保管する燃料デブリ収納缶(以下、「収納缶」)および収納缶取扱装置を開発します。2019年度は主に燃料デブリ収納缶の実機大構造検証試験に向けた計画立案と供試体の試作準備、移送条件案の提案に向けた水素発生予測法の検討、燃料デブリの乾燥条件の検討を行い、2020年度に実施する収納缶の実機大構造検証試験および移送中における水素ガス対策、燃料デブリの乾燥システムの基本概念の提案などに向けた準備を行いました。

主な取り組みと成果

1 収納・移送・保管に係る調査及び研究計画立案

福島第一原子力発電所の現場の最新状況を入手するとともに、2018年度までに仮構築した燃料デブリの取り出しから保管までの工程や作業ステップ、燃料デブリの物性に関わる知見を最新化し、下記2項から4項に示す項目の実施に必要な調査(一般産業での乾燥技術、水素濃度測定技術など)、解析や分析、試験などを研究計画に反映しました。

2 収納技術の開発

収納缶の構造健全性を検証するための各種検討を実施しました。

たとえば、2018年度に仮設定した収納缶の仕様案や構造案に対して、シール構造およびベント機構などの設計方針を決定し、2020年度に予定している実機大構造検証試験用の収納缶(試験体)の設計(図1)を行い、収納缶(試験体)の試作に向けた準備を行いました。また、実機大構造検証試験の検証項目および試験計画の立案(図2)を行いました。

3 移送技術の開発

燃料デブリの移送中における水素ガス対策を立案するための各種検討、試験を実施しました。

たとえば、過去の研究成果の調査や専門家の意見聴取に基づく、移送条件案の提案に必要な検討項目および実施内容の検討、水素発生予測法の検討に向けた評価手法の検討および水素発生試験計画の立案を行いました。また、触媒による水素対策の有効性を確認するための触媒の性能確認試験(図3、図4、図5)を行いました。

4 乾燥技術／システムの開発

燃料デブリの移送、乾式保管中における水素発生量の抑制を図る観点から水分量を低減するための乾燥システムの各種検討、試験を実施しました。

たとえば、乾燥装置の運転条件を検討するための乾燥要素試験の実施、乾燥処理完了を確認するための水素濃度測定技術について、要求技術仕様等を整理したうえで、調査を行いました。

5 関連する技術開発

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開発において実施する燃料デブリと放射性廃棄物を仕分けする技術の調査に対し、収納・移送・保管の効率向上に有効となる条件および利点について提示しました。

今後の展開

収納缶の実機大構造検証試験の実施／評価による収納技術の開発を行います。また、移送時の水素計測方法や水素対策の検討による移送条件案の提案をするとともに、乾燥処理技術および保管前処理評価技術の検討による乾燥技術／システムの開発を行います。

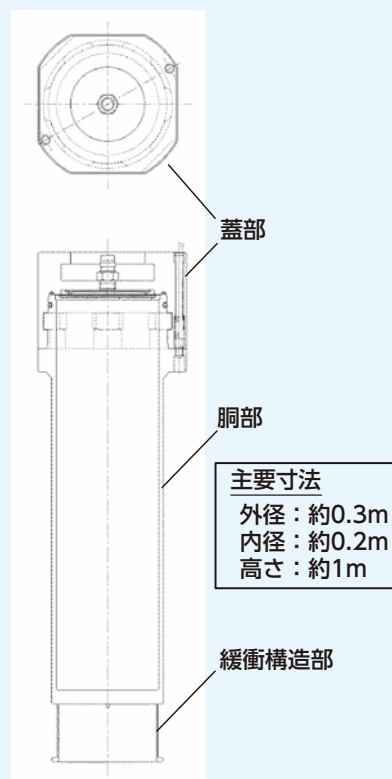


図1 収納缶(試験体)の構造案

・収納缶の構造健全性を検証するため、実機大構造検証試験用の収納缶(試験体)の設計を行いました。

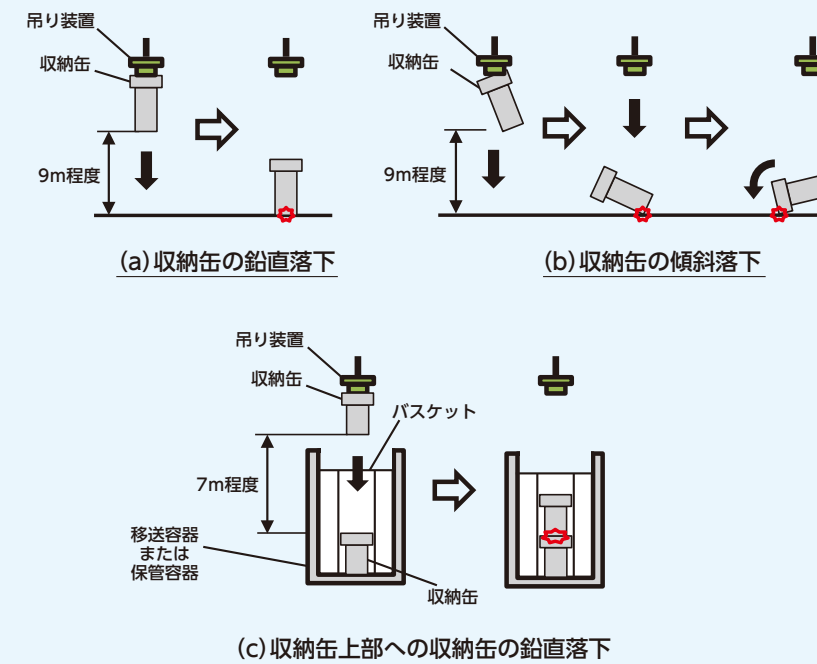


図2 評価事象のイメージ図

・収納缶の構造検証のため、構造強度評価として影響が大きいと考えられる評価事象を模擬した実機大構造検証試験の計画立案を行いました。



図3 触媒(写真)

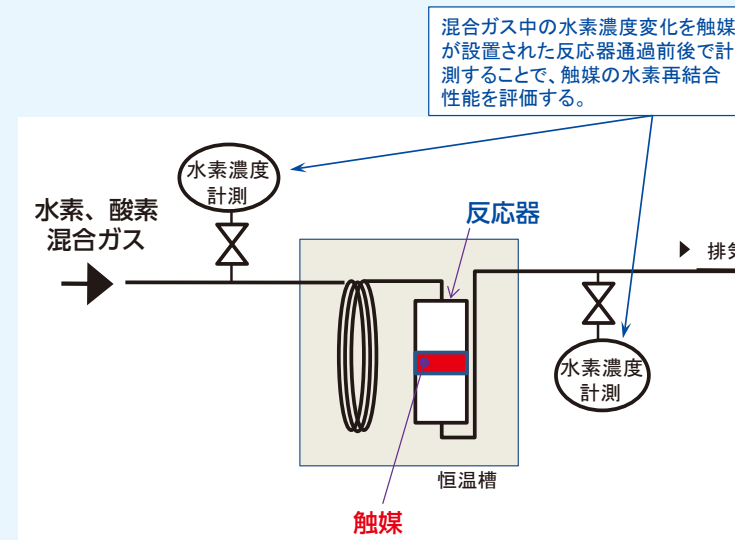


図4 触媒性能確認試験の概念図

・触媒による水素対策の有効性を確認するため、触媒の性能確認試験を行いました。



図5 反応器(写真)

固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発

▶ 固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発

背景

福島第一原子力発電所においては、既に保管されている瓦礫や伐採木のほか、燃料デブリの取り出しなどが進むにつれて、今後も多くの廃棄物が発生する見通しです。そうした中で、廃棄物の性状把握を進めながら、これと並行して保管、処理、処分の方法を開発し、事業に移すことが必要です。

目的

事故廃棄物の特徴を考慮した保管・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、また、これら検討・開発を行うにあたって必要となる性状把握を行うとともに、得られた成果を統合し、事故により発生した固体廃棄物を安全に処理・処分するための技術を開発します。

主な取り組みと成果

1 保管管理

(1) 保管・管理方法の検討評価

燃料デブリ取り出しにより発生する廃棄物について、燃料デブリ取り出しに係る他プロジェクトの進捗を反映し、廃棄物情報を更新しました。また、これまでの検討にて課題として抽出されている内容、容器、フィルタベント、乾燥設備、および測定設備について、概念具体化の検討を行い、プロセスフローを更新しました。

(2) 固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発

アルファカメラ試作機の改良、および要素試験を継続実施し、要素試験結果を基に、現場環境、測定方法を想定した測定システムの仕様を設定しました。その上で、パン・チルト機構、およびデータ合成などのシステム化予備試験を実施し、測定システムの設計を実施しました(図1)。

2 処理処分概念と安全評価手法の開発

(1) 先行的処理方法の選定手法の構築

水処理二次廃棄物を低温で固化処理する技術について、固化条件を簡易に評価する手法を検討するとともに、炭酸塩スラリー等の固化試験を行い凝結、変質等の特性を調べました。種々の候補技術から適用可能性のある方法を選ぶため、手法の開発を進めるとともに(図2)、高温処理法も含め設備特性等のデータを収集しました。

(2) 処分方法の提示及び安全評価手法の開発

廃棄物種類ごとの特徴を考慮した処分方法と、その処分方法に適した安全評価手法の開発に向け、検討を進めました(図3)。まず、27種類に分類した事故廃棄物を対象とし、原廃棄物のまま処分した場合の処分区分(トレンチ・ピット・中深度)を評価するとともに、処分方法検討に必要な廃棄物情報・特徴を整理・評価しました。続いて、これまでの検討成果(国内外処分事例、廃棄物情報・特徴、原廃棄物の処分区分)を基に、選定した廃棄物の処分方法を複数設定し、その安全評価手法(シナリオ・モデル・パラメータ)を検討しました。

3 性状把握の効率化

廃棄物の分析を継続してデータを蓄積するとともに、そのデータを利用して廃棄物の含有放射エネルギーを推定する方法の開発を進めました。確率論的手法を取り入れ、推定値の確かさを示す方法を確認しました(図4)。難分析核種の分析方法を合理化するため、放射線の代わりに質量測定による方法(ICP-MS/MS法)、化学分離操作の自動化などの検討を進めました。また、高線量率のために接近困難であるセシウム吸着塔について、内部の吸着材を採取する装置の試験検討を進めました(図5)。

4 研究成果の統合

廃棄物側(性情把握)および処理側(前処理・処理・再加工)の研究成果に加えて、処分側(廃棄体化、廃棄前保管)の研究成果に基づく要求を廃棄物ストリームに反映し、廃棄物性状・処理・処分の観点から処理方法の選択肢を整備しました。

今後の展開

廃棄物の性状把握のため、試料の採取、分析の効率化、インベントリ推定方法改良の検討等を継続します。また、高線量廃棄物の発生に備え、分別や保管方法を検討します。更に、水処理二次廃棄物等の安定化処理のため、先行的処理技術の選定を継続すると共に、廃棄体をより具体的に想定した複数の処分方法を検討します。

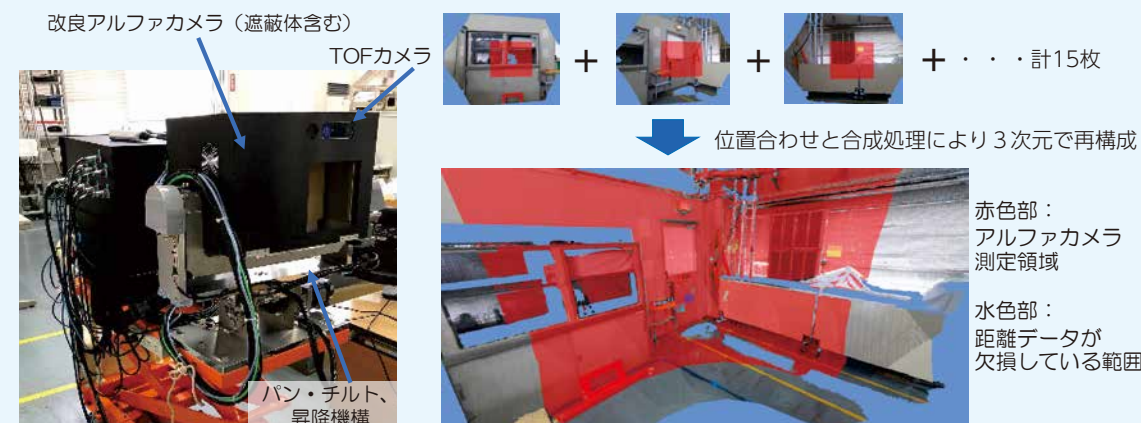


図1 α汚染測定システム化予備試験用の装置および結果の例

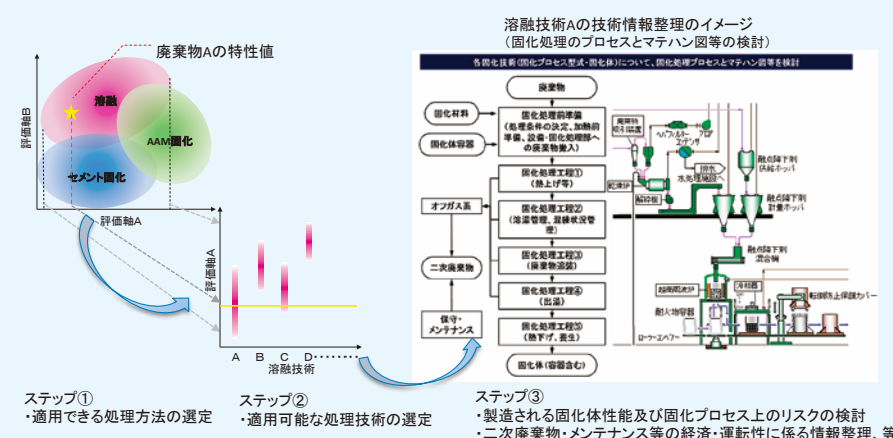


図2 種々の固化処理技術から有望な技術を抽出する方法 (検討の流れのイメージ)

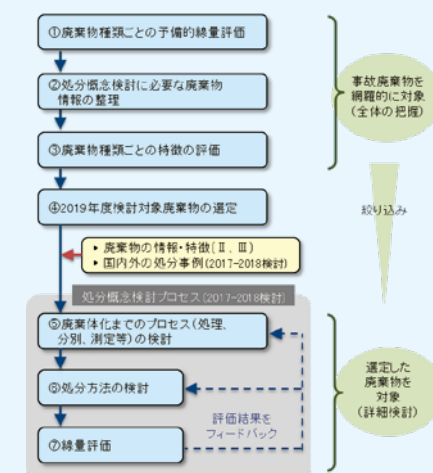


図3 処分方法と安全評価手法開発に向けた検討の進め方

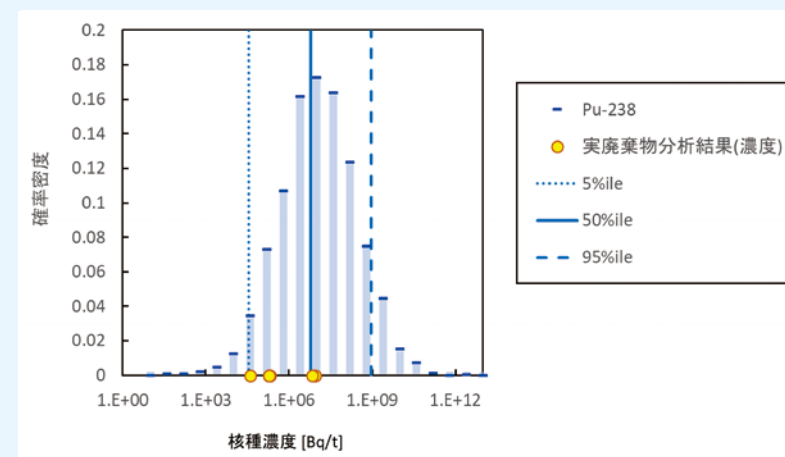


図4 放射エネルギーを推定するための手法への統計論的手法の導入 (炭酸塩スラリーの核種濃度分布の例)

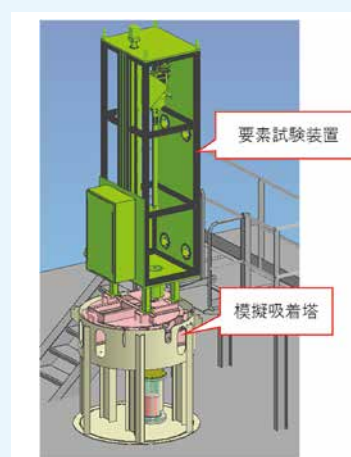


図5 吸着塔試料採取装置要素試験のイメージ

▶2019年度 主な研究成果の発表・公表一覧

No.	発表・公表先	時期	内容
1	KURNS Progress Report 2018 (京都大学複合原子力科学研究所年次報告書)	2019年4月4日	Measurement of fundamental characteristics of nuclear reactor at KUCA (Ⅲ)
2	東北大学金属材料研究所 量子エネルギー材料科学国際研究センターでの講演	2019年4月11日	IRIDにおける燃料デブリ取り出し技術の開発
3	第65回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議	2019年4月25日	廃棄物試料の分析結果(1～3号機原子炉建屋内瓦礫)
4	The 27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE27)	2019年5月20日～23日	○Approach to the Stabilization of Fukushima (パネル展示) ○Development of remotely controlled device for investigation inside primary containment vessel at Fukushima Daiichi Unit 2 ○Hitachi's Activities for Technological Development Necessary in the Japan Nuclear Industry
5	International Topical Workshop on Fukushima Decommissioning Research (FDR2019)	2019年5月24日～26日	○Robot Technology for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Stations (Keynote) ○Characterization of Sludge Generated from Decontamination Device in Fukushima Daiichi NPS ○Investigation of the Spearing Contamination on the Operation Floor of Unit 2 Based on the Radiochemical Analysis Data ○Study on the Radioactive Contamination in the Reactor Building Unit #4 of Fukushima Daiichi NPS
6	第66回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議	2019年5月31日	福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内で採取された試料の分析
7	雑誌「金属」 2019年7月号(株)アグネ技術センター)	2019年6月	ロボットの実証試験 楢葉遠隔技術開発センター
8	福島復興のための廃棄物処理・除染技術に関するシンポジウム (早稲田大学ナノ・ライフ創新研究機構ナノプロセス研究所主催)	2019年6月4日	福島第一原子力発電所 燃料デブリ取り出しにかかわる技術開発の現状について
9	The Comprehensive Nuclear-Test-Ban Treaty Organization (CTBTO): Science and Technology conference (SnT 2019)	2019年6月24日～28日	Radioactive gas metrology at NPL and the development of short-lived gas standards (ポスター発表)
10	福島県ハイテクプラザ研究成果発表会	2019年6月25日	国際廃炉研究開発機構 (IRID) における1F廃炉技術開発の状況
11	第67回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議	2019年6月27日	廃棄物試料の分析結果(1～4号機のスラッジを含有する滞留水、汚染水の ²³⁷ Np及び ¹²⁹ I)
12	TOSHIBA REVIEW SCIENCE AND TECHNOLOGY HIGHLIGHTS 2019	2019年7月	Image Capture Using Remotely Operated Robot Inside PCV of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 2
13	日本保全学会誌「保全学」 Vol.18 No.2 (7月号)	2019年7月	国際廃炉研究開発機構 (IRID) 福島第一原子力発電所の廃炉に向けた研究開発の概要
14	日本原子力学会 水化学部会 第36回定例研究会	2019年7月9日	使用済燃料を用いた水素発生試験
15	筑波技術大学「システム工学」での特別講義	2019年7月11日	原子力発電所で活躍するロボット技術の変遷～通常運転時の定期点検用から廃止措置用まで～
16	Third TITECH-CRIEPI-JAEA Joint Workshop-R&D updates on fuel debris and FP behavior during severe accidents	2019年7月15日	Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident-Leaching behavior of Zn, Si and other elements from inorganic Zn-rich paint- (ポスター発表)
17	原子力規制委員会 原子力機構バックエンド対策監視チーム会合資料として原子力規制委員会のホームページに掲載	2019年7月18日 (討論会開催日)	廃棄物処理の加速に向けた検討
18	日本保全学会 第16回学術講演会	2019年7月25日～26日	○高線量環境下に於ける低床式台車による遠隔搬送工法について ○日立グループの福島廃止措置ロボット
19	第12回放射線計測フォーラム福島 (日本学術振興会第186委員会主催)	2019年7月30日	○福島第一原子力発電所2号機/3号機の格納容器内部調査 ○近赤外蛍光を利用した小型線量計の開発および格納容器内での線量率分布測定
20	IRIDシンポジウム2019	2019年8月1日	○IRIDの研究開発の状況 (講演) ○各技術開発の紹介 (パネル展示)
21	25th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMIRT25)	2019年8月4日～9日	Development of Fuel Debris Canister
22	第4回福島第一廃炉国際フォーラム (技術ポスターセッション)	2019年8月5日	○Prediction of the dose rate of various fuel debris to be sampled from Fukushima Daiichi Nuclear Power Station ○Introduction of Research and Development Regarding Treatment Technology for TEPCO's Fukushima Daiichi NPS Accident Waste ○Uranium-Containing Particles Found in the Fukushima Daiichi Primary Containment Vessel Interior ○Development of analytical methods for 1F-samples ～Analysis of .93Zr by ICP-QQQ-MS and automated sample preparation instruments～ ○The radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site
23	13th Vietnam Conference on Nuclear Science and Technology (VINANST-13)	2019年8月8日	Development of Analytical Methods for Measurement of Radioactive Elements

No.	発表・公表先	時期	内容
24	日本原子力学会 材料部会第17回夏季セミナー	2019年8月10日	福島第一原子力発電所廃炉作業におけるロボット技術の開発と現場適用の状況
25	第37回日本ロボット学会2019学術講演会 (RSJ2019) オープンフォーラム	2019年9月3日	デブリ取り出し技術の開発における遠隔作業への期待
26	56th Annual Meeting on Hot Laboratories and Remote Handling (HOTLAB 2019)	2019年9月8日～12日	○Current situation of OECD/NEA Preparatory Study on Analysis of Fuel debris (PreADES) project ○Collection of Information on International Hot Analysis Capabilities for the OECD/NEA Preparatory Study on Analysis of Fuel Debris(PreADES) Project
27	Severe Accident Phenomenology-2019 Short Course	2019年9月9日～14日	Fukushima-Daiichi (1F) Accident, Current Status
28	英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」研究成果報告会 (敦賀廃止措置セミナー)	2019年9月10日	国際廃炉研究開発機構 (IRID) における1F廃炉技術開発の状況
29	日本原子力学会 2019年秋の大会	2019年9月11日～13日	○多様なサンプリング燃料デブリの線量率予測手法の開発 ○燃料デブリの臨界管理技術の開発 (50) 大型の燃料デブリを模擬した二分割炉心の末臨界度測定 ○燃料デブリの臨界管理技術の開発 (51) チゼル加工によるデブリ破砕に及ぼす非溶解性中性子吸収材散布の影響 ○燃料デブリ用収納缶の開発 (14) 収納缶蓋構造の検証試験 ○燃料デブリ用収納缶の開発 (15) 使用済燃料を用いた水素発生試験によるα線の影響検討 (その2) ○福島第一事故廃棄物のインベントリ評価手法の開発 (15) 解析的推算方法へのベイズ統計手法導入の検討 ○福島第一原子力発電所内採取試料分析データによる核種移行の検討 (5) 炉内汚染物の由来に関する推定方法 ○福島第一原子力発電所内採取試料分析データによる核種移行の検討 (6) 1及び2号機炉内汚染物に関する放射性核種の由来の推定 ○福島第一原子力発電所内採取試料分析データによる核種移行の検討 (7) 汚染水中のアクチノイド核種 ○廃ゼロライトの長期保管方策の検討 (13) 実規模乾燥試験における水の挙動 ○廃ゼロライトの長期保管方策の検討 (14) 実規模乾燥試験における塩化物イオンの挙動 ○福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 (1) 処理に係る課題の検討 ○福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 (2) 廃棄物固化処理技術抽出のためのアプローチの検討 ○福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 (3) 低温固化処理材料に関する特性評価研究の概要 ○福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 (4) 低温処理材料の溶解挙動の評価 ○福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 (5) 低温処理材料の照射試験 ○福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 (6) シミュレーションによる廃棄物中核種インベントリと廃棄体温度の解析 ○福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内で採取された試料の分析 (1) 燃料デブリの性状把握のための分析について ○福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内で採取された試料の分析 (3) 格納容器内で採取された核種分析 他
30	11th International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC2019)	2019年9月15日～20日	○The High-Speed Statistical Criticality Evaluation Method Based on the Multidimensional Interpolation for On-Demand Criticality Evaluation ○Sub-criticality Monitoring System for the Retrieval of Fuel Debris in Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plants
31	17th International Conference on the Chemistry and Migration Behavior of Actinides and Fission Products in the Geosphere (Migration 2019)	2019年9月17日	ESTIMATION OF FUEL DEBRIS PROPERTIES BY EXPERIMENTAL APPROACH FOR FUKUSHIMA DAIICHI NPS
32	東北大学軽水炉安全セミナー (原子炉廃止措置編)	2019年9月18日～21日	○福島第一の廃炉研究開発の現状と課題 ○廃炉作業に伴うロボット技術の開発と現場適用の状況 ○燃料デブリの特性把握と処置について
33	原子力年鑑2020	2019年10月	福島第一原子力発電所の廃炉に向けた国際廃炉研究開発機構 (IRID) における遠隔調査技術の開発
34	地盤工学会誌2019年10月号 「廃炉地盤工学」特集	2019年10月	福島第一原子力発電所廃止措置におけるIRIDの研究開発の現状
35	The 9th INMM-ESARDA-INMM JAPAN Joint Workshop	2019年10月7日	Overview of IRID R&D for fuel debris retrieval technologies at Fukushima-Daiichi
36	電気学会調査専門委員会 「福島第一原子力発電所廃炉に関わる放射線計測技術調査専門委員会」	2019年10月18日	1Fにおける表面α汚染イメージング

No.	発表・公表先	時期	内容
37	地盤工学会第2回廃炉地盤工学委員会	2019年10月28日	国際廃炉技術研究開発機構 (IRID) における 1F 廃炉技術開発の状況
38	2019 International Joint -Workshop Post-Fukushima Challenges on Severe Accident Mitigation and Research Collaboration (SAMRC-2019).	2019年11月 6 日 ～ 8 日	○Current situation of OECD/NEA, Preparatory Study on Analysis of Fuel debris(PreADES)project ○Current status of JAEA R&D effort and international cooperation toward decommissioning of Fukushima Daiichi NPP
39	NACE East ASIA & Pacific Area Conference 2020	2019年11月11日	Assessment of Corrosion Risks by Neutron-Absorbers Used for Criticality Prevention during the Fuel Debris Removal in the Fukushima-Daiichi NPPs
40	第18回鉛年間大会	2019年11月20日	国際廃炉技術研究開発機構 (IRID) における 1F 廃炉技術開発の状況
41	ロボット・航空宇宙フェスタふくしま2019	2019年11月22日 ～23日	IRID研究開発状況(パネル)並びに水中遊泳ロボット展示
42	関西原子力懇談会 第2回 原子力構造物の高経年化に関わる維持技術の高度化に関する調査委員会	2019年11月29日	廃炉作業に伴うロボット技術の開発と現場適用状況
43	日立評論2020年展望号	2019年12月	原子炉直下の熔融燃料を調査する遠隔計測技術
44	アトックス技報 No.11 2019	2019年12月 1 日	スラリー安定化処理設備に関する試験研究
45	OHM 2019年12月号 (オーム社雑誌)	2019年12月 5 日	原子力発電所内の除染ロボット技術
46	QST高崎サイエンスフェスタ2019 施設共用優秀賞 受賞講演 (国立研究開発法人 量子科学技術研究開発機構)	2019年12月11日	燃料デブリ臨界管理のための非溶解性中性子吸収材の耐放射線特性評価
47	原子力バックエンド研究 Vol. 26 No. 2, (12月号) (日本原子力学会バックエンド部会誌)	2019年12月13日	福島第一原子力発電所廃棄物分析の現況
48	2019国際ロボット展	2019年12月18日 ～12月21日	三菱重工業の極限環境ロボットアーム技術
49	Journal of Nuclear Materials Volume 528	2020年 1 月	Material characterization of the VULCANO corium concrete interaction test with concrete representative of Fukushima Daiichi Nuclear Plants
50	第1, 2回 廃炉人材育成研修 (国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 原子力人材育成センター)	2019年12月11日 ～13日 2020年 2 月 5 日 ～ 7 日	○廃炉研究開発の状況(廃炉・汚染水対策事業) ○遠隔操作技術-高線量率下で動作可能なロボットの技術- ○燃料デブリ取り出し時の臨界管理技術
51	日本原子力学会会誌 Vol.62 No.2 (2020)	2020年 2 月	連載講座 基礎から分かる未臨界 第5回 1F燃料デブリの臨界近接監視手法の開発

▶2019年度 共同研究・委託研究一覧

No.	プロジェクト名	事業区分	件名	相手先	期間
1	燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術開発	委託研究	微粒子の気相・気液界面及び液相における移行挙動に関する研究	国立大学法人東京大学	2019年 7 月 1 日～ 2020年 1 月31日
2	燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術開発	委託研究	国内外の原子力施設における放射性微粒子の飛散事例の調査に関する研究	公益財団法人原子力バックエンド推進センター	2019年 7 月 1 日～ 2020年 1 月31日
3	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	委託研究	視界不良かつ狹隘環境での遠隔操作支援ツールの妥当性評価	国立大学法人 神戸大学	2019年 7 月 1 日～ 2021年 2 月15日
4	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	委託研究	燃料デブリを含む不均一等の体系に適用する臨界近接検知システムの実証試験	国立大学法人 京都大学	2019年11月 8 日～ 2020年 3 月13日
5	固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発	委託研究	セメント系材料の長期挙動評価に係る検討	株式会社太平洋コンサルタント	2019年 4 月 1 日～ 2020年 2 月28日
6	固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発	委託研究	評価アプローチの検討に利用するデータの取得と整理	一般財団法人 電力中央研究所	2019年 4 月 1 日～ 2020年 2 月28日
7	固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発	委託研究	アルカリ活性固化材料(AAM)の長期挙動評価に係る検討	国立大学法人 北海道大学	2019年 4 月 1 日～ 2020年 2 月28日
8	固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発	委託研究	福島第一原子力発電所の固体廃棄物の処理・処分のための簡易・迅速な分析方法の研究	公益財団法人 日本分析センター	2019年 7 月 1 日～ 2020年 1 月31日
9	固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発	委託研究	統計的インベントリ推算方法の信頼性向上に関する研究	一般財団法人 電力中央研究所	2019年 6 月 1 日～ 2020年 1 月31日
10	固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発	委託研究	福島第一原子力発電所事故に関わる高汚染物の分析及び評価	日本核燃料開発株式会社	2019年 6 月 1 日～ 2020年 2 月28日
11	固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発	委託研究	Implementing arrangement between Japan atomic energy agency and National nuclear laboratory limited for co-operation in development of statistically underpinned sampling and analysis plans for fukushima daiichi wastes.	英国国立原子力研究所	2019年 8 月28日～ 2020年 2 月14日

▶主な研究設備・装置一覧

100万円以上

No.	プロジェクト名	名称
1	原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の実規模試験	昇温・給水設備
2	原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の実規模試験	濁水処理設備
3	原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発	位置合わせ装置
4	原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発	3Dハンディスキャナ(隙間計測装置に搭載する測定機器)
5	原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発	S/C継手溶接装置
6	原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発	溶接ビード処理装置
7	原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発	仮設シール装置
8	原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発	PCV内でのD/W取水配管敷設に関する要素試験設備
9	原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発(実規模試験)	インсталレーションカート
10	原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発(実規模試験)	搬送カート
11	原子炉格納容器内部調査技術の開発	B1調査装置
12	原子炉格納容器内部調査技術の開発	B1調査装置用飛散防止設備
13	原子炉格納容器内部調査技術の開発	B1調査装置用付帯設備
14	原子炉格納容器内部調査技術の開発	B1調査装置 モックアップ試験用模擬体
15	原子炉格納容器内部調査技術の開発	遮蔽ブロック取外し装置
16	原子炉格納容器内部調査技術の開発	燃料デブリ形状計測装置
17	原子炉格納容器内部調査技術の開発	燃料デブリ形状計測装置 要素試験用機材
18	原子炉格納容器内部調査技術の開発	A2調査装置(チャンバー、ガイドパイプ含む)
19	原子炉格納容器内部調査技術の開発	X-6ペネ穴あけ装置 一式
20	原子炉格納容器内部調査技術の開発	ペネ内事前確認装置 一式
21	原子炉格納容器内部調査技術の開発	堆積物除去装置 一式(チャンバー含む)
22	原子炉格納容器内部調査技術の開発	A2調査用付帯機材 一式
23	原子炉格納容器内部調査技術の開発	ペデスタル内事前確認装置 一式

No.	プロジェクト名	名称
24	原子炉格納容器内部調査技術の開発	P C V内構造物模擬モックアップ体 一式
25	原子炉格納容器内部調査技術の開発	A3調査要素試験機 一式
26	原子炉格納容器内部調査技術の開発	ハッチ開放装置 関連機材 一式
27	原子炉格納容器内部調査技術の開発	B2調査装置
28	原子炉格納容器内部調査技術の開発	B2調査装置用飛散防止設備
29	原子炉格納容器内部調査技術の開発	B2調査装置用付帯設備
30	原子炉格納容器内部調査技術の開発	B2調査装置 モックアップ試験用模擬体
31	原子炉格納容器内部調査技術の開発	水中遊泳型装置試作機 一式
32	原子炉格納容器内部調査技術の開発	X-6ペネ遠隔穴あけ装置 一式
33	原子炉圧力容器内部調査技術の開発	単一ケーブルドラム
34	原子炉圧力容器内部調査技術の開発	r θ位置決め機構
35	原子炉圧力容器内部調査技術の開発	摺動性試験用短尺テレスコパイプ
36	原子炉圧力容器内部調査技術の開発	長尺テレスコパイプ
37	原子炉圧力容器内部調査技術の開発	カメラ遠隔制御ソフトウェア
38	原子炉圧力容器内部調査技術の開発	炉内構造物加工装置
39	燃料デブリの性状把握	大容量熱量天秤及び同時熱分析装置
40	燃料デブリの性状把握	水晶圧電式4成分切削動力計
41	燃料デブリの性状把握	SEM用元素分析システム
42	燃料デブリの性状把握	油圧式自動埋込機
43	燃料デブリの性状把握	倒立金属顕微鏡
44	燃料デブリの性状把握	カーボンコータ
45	燃料デブリの性状把握	真空置換アーク溶解炉
46	燃料デブリの性状把握	燃料デブリ圧縮試験装置
47	燃料デブリの性状把握	燃料デブリ音速測定装置
48	燃料デブリの性状把握	金相画像解析用装置
49	燃料デブリの性状把握	ダイナミック微小硬度計
50	燃料デブリの性状把握	同時熱分析システム
51	燃料デブリの性状把握	ガス配管バルブヒーター
52	燃料デブリの性状把握	試料切断機
53	燃料デブリの性状把握	試料研磨機
54	燃料デブリの性状把握	コア採取装置
55	燃料デブリの性状把握	レーザー回析式粒度分布測定装置
56	燃料デブリの性状把握	乾式自動密度計
57	燃料デブリの性状把握	熱分析装置用加熱炉
58	燃料デブリの性状把握・分析技術の開発	アルファ粒子エアロゾル基礎実験装置
59	燃料デブリの性状把握・分析技術の開発	粒子計測器
60	燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術開発	UNIV ワークステーション
61	燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術開発	高分散型粉体発生器
62	燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術開発	COMSOL Multiphysics
63	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	実規模試験用装置
64	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	実規模試験用設備
65	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	1/4スケール試験用装置
66	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	1/4スケール試験用設備
67	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	1/4モデル試験設備
68	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	1/4スケール反力保持機構組合せ試験体
69	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	RPV上部水遮へい試験体
70	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	柔構造アーム 一式
71	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	柔構造アーム制御装置
72	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	P C V内モックアップ用設備
73	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	機器ハッチ搬入試験用設備
74	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	1/1スケール液圧式反力保持機構

No.	プロジェクト名	名称
75	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	1/1スケール電動式反力保持機構
76	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	レーザガウジングパワー測定ユニット
77	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	レーザガウジングヘッド
78	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	アクセス装置要素試験用機材
79	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	ロボットアーム
80	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	アクセスレール
81	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	PCV溶接装置
82	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	油圧カッター（燃料デブリ加工要素試験用）
83	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	吸収材投入装置（粘性体）（臨界防止技術の開発用）
84	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	吸収材投入装置（粉粒体）（臨界防止技術の開発用）
85	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	ツールチェンジャー（臨界防止技術の開発用）
86	燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発	初号機の試験的取り出し回収装置
87	燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発	遠隔輸送台車要素試験装置
88	燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発	取り出し回収装置
89	燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発	X-6ペネトレーション接続構造ダブルドア要素試験装置
90	燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発	切削粉飛散率試験装置
91	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	アルファ核種分析用チャンバー
92	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	デジタルスペクトロメータ
93	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	γ線測定用効率計算プログラム
94	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	エアロゾル移行観察装置
95	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	井戸型Ge検出器
96	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	コア資料採取装置
97	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	ゼオライト試料採取試験装置
98	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	小型コア試料採取試作機
99	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	ポータブル蛍光X線分析計
100	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	アルファカメラ
101	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	光学試験装置
102	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	画像データ合成ソフト
103	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	昇降、パンチルト機能付き台車
104	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	KURION、SARRY模擬吸着塔
105	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	固化体試料粉碎機
106	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	溶出試験用恒温槽
107	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	固化体養生庫
108	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	固化体残渣分解装置
109	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	乾燥調湿装置
110	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	固化材料凝結試験機
111	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（先行的処理手法及び分析手法に関する研究開発）	評価システムソフト
112	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（先行的処理手法及び分析手法に関する研究開発）	材料断面加工機
113	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（先行的処理手法及び分析手法に関する研究開発）	固化材料凝結試験機
114	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（先行的処理手法及び分析手法に関する研究開発）	α線遠隔計測装置1（検出器、カメラ、温度調整機構等を全て筐体にまとめた装置一式）
115	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（先行的処理手法及び分析手法に関する研究開発）	α線遠隔計測装置2（検出器と回路の組合せ。上記α線計測装置1との比較用、バックアップ用）
116	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（先行的処理手法及び分析手法に関する研究開発）	粉塵試験装置
117	多核種除去設備スラリー安定化処理設備の安定稼動を目指した試験研究	実規模フィルタープレス
118	多核種除去設備スラリー安定化処理設備の安定稼動を目指した試験研究	スラリー調製タンク設備用タンク収納デント
119	多核種除去設備スラリー安定化処理設備の安定稼動を目指した試験研究	スラリー調製タンク設備
120	多核種除去設備スラリー安定化処理設備の安定稼動を目指した試験研究	実規模フィルタープレス脱水機ポンプ、洗浄配管の追加
121	多核種除去設備スラリー安定化処理設備の安定稼動を目指した試験研究	実規模フィルタプレス試験装置用布交換用架台
122	多核種除去設備スラリー安定化処理設備の安定稼動を目指した試験研究	破碎移送装置