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

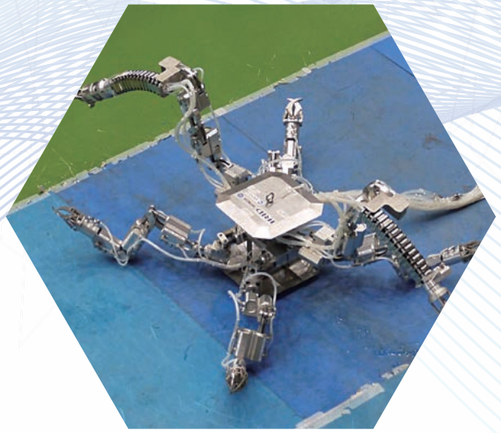
〒105-0003
東京都港区西新橋2-23-1　3東洋海事ビル5階
TEL 03-6435-8601 (代)　http://www.irid.or.jp

VEGETABLE OIL INK
この印刷物は再生紙を利用しています。

発行：2019年3月

研究開発成果概要

IRID ANNUAL RESEARCH REPORT 2018



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

2017年9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2017」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、「燃料デブリ取り出し方針」として、「気中・横」工法に軸足を置き、格納容器底部のデブリ取り出しを先行的に行うことや、2019年度に初号機の燃料デブリ取り出し方法を確定することが示されました。

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2018年度に取り組んできた研究開発プロジェクト（補助事業15件と自社研究2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。

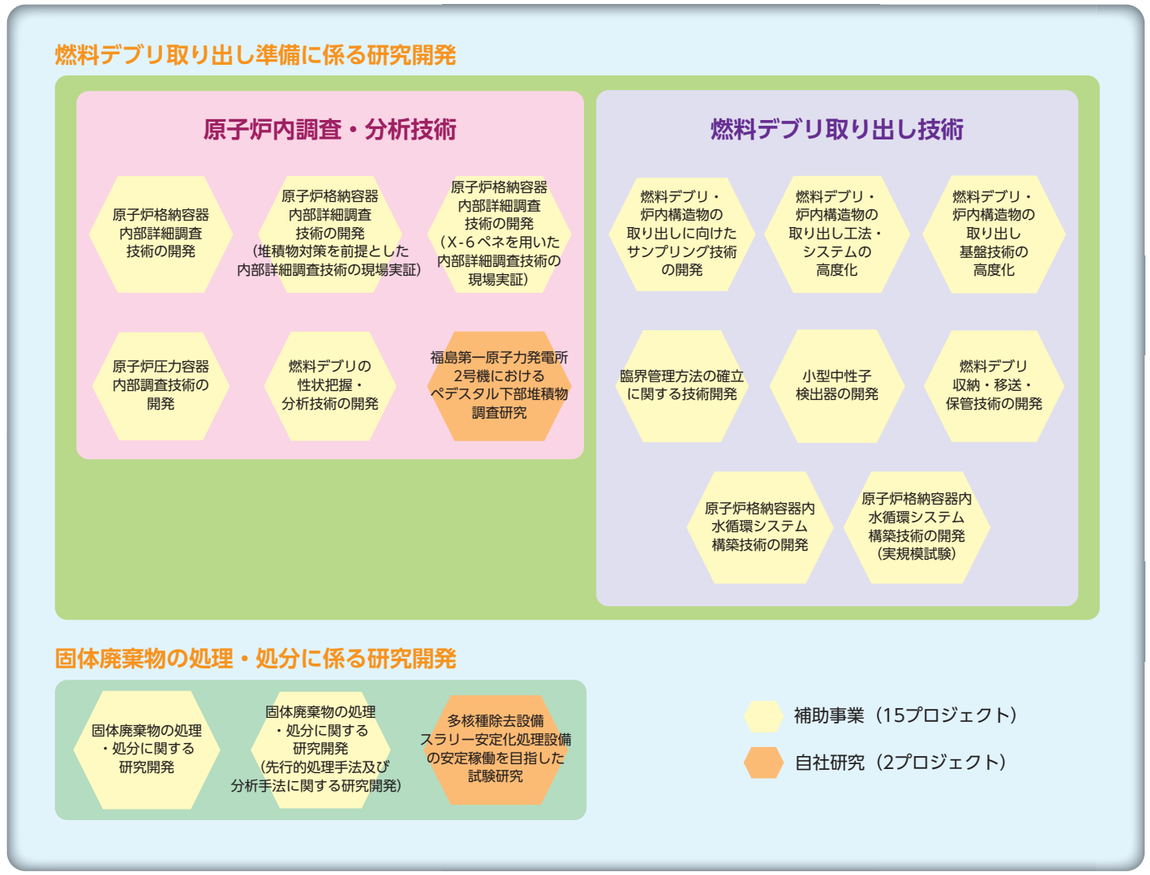
東日本大震災に伴う福島第一原子力発電所の事故から8年余りが経過し、発電所の状況は、事故直後に比べ大きく改善されてきましたが、廃炉作業はこれからが正念場を迎えつつあると言えます。私どもIRIDは着実かつスピード感をもって廃炉に向けた研究開発に邁進し責任を果たしてまいります。
引き続き、ご支援ならびにご指導、ご鞭撻を賜りますよう、お願い申し上げます。

2019年3月
技術研究組合　国際廃炉研究開発機構
理事長　石橋（いしばし）　英雄（ひでお）

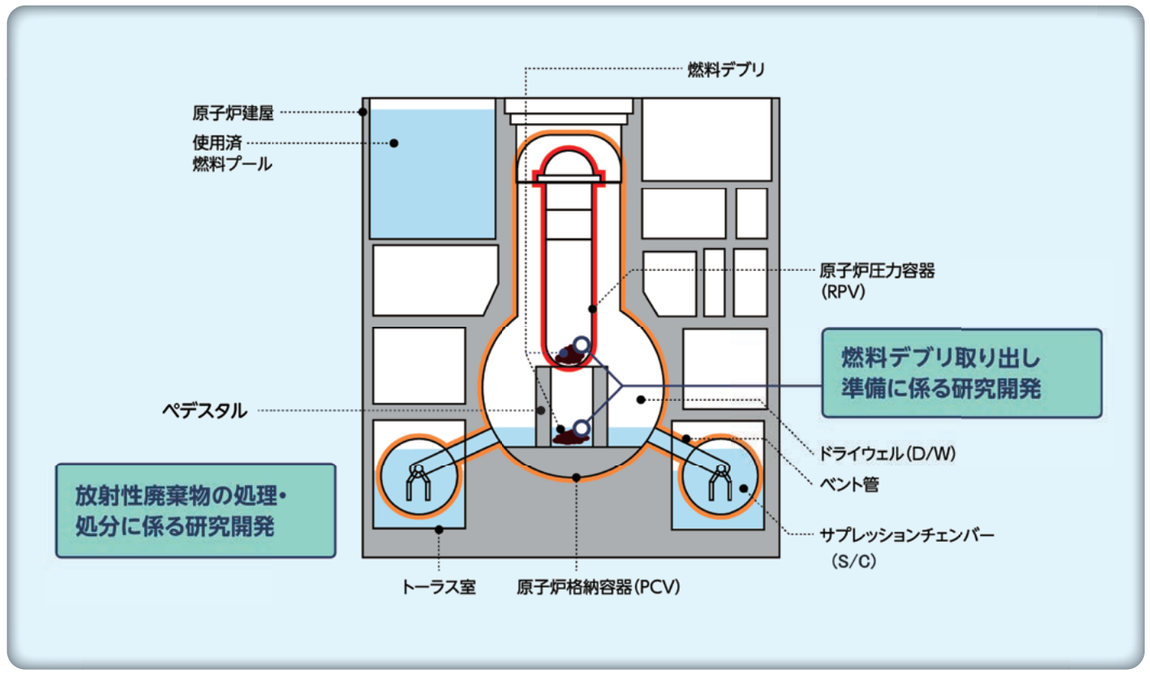
目 次

主要な研究成果　補助事業	2	原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発
	4	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） （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）
	6	原子炉圧力容器内部調査技術の開発
	8	燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けたサンプリング技術の開発
	10	燃料デブリの性状把握・分析技術の開発
	12	原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発 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工法・システムの高度化
	16	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 （臨界管理方法の確立に関する技術開発）
	18	燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化
	20	燃料デブリ・炉内構造物の取り出しの基盤技術開発事業 （小型中性子検出器の開発）
	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・処分に関する研究開発
	26	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）
主要な研究成果　自社研究	28	①福島第一原子力発電所2号機におけるペデスタル下部堆積物調査研究 ②多核種除去設備スラリー安定化処理設備の安定稼働を目指した試験研究
その他　情報一覧	29	2018年度　主な研究成果の発表・公表一覧
	32	2018年度　共同研究・委託研究一覧 主な研究設備・装置一覧

2018年度　IRIDの研究開発プロジェクト（概要図）



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

背　景

福島第一原子力発電所１～３号機では、溶融した燃料デブリがペデスタル内に落下したと考えられます。これまでの１～３号機のペデスタル内や外の調査で貴重な情報が取得されましたが、既設貫通口の寸法制約でデブリ取出しに向けてニーズに十分応えていない面がありました。

目　的

従来の「PCV内部調査」に続く「PCV内部詳細調査」では、燃料デブリ取り出しに向けたニーズに応えるために、アクセス装置の大型化とそれらに搭載する計測技術の高度化を図り、新たに設置するより大きなPCV内アクセスルートから詳細な調査を行うための装置開発を行います。

主な取り組みと成果

1 調査計画・開発計画の策定

１号機の計画では１・３号機のペデスタル内外の調査結果と最新の現場状況を踏まえ、X-2 ペネトレーションからPCV内にアクセスし、地下階の広範囲を移動可能な水中遊泳型アクセス装置を選定し、２号機の計画では２号機のペデスタル内の調査結果と最新の現場状況を踏まえ、X-6ペネトレーションからPCV内にアクセスし、気中部を移動可能なアーム型アクセス装置を選定しました。また、１・２号機の調査内容とアクセス装置に搭載する計測技術の検討を行い、計画の具体化・更新を行いました。

2 アクセス・調査装置の開発

① X-6ペネトレーションからのPCV内アクセスルート構築

X-6ペネトレーションのハッチ開放時にPCVバウンダリとなる隔離部屋の設計・製作を行い、隔離部屋と遠隔でハッチ開放する装置の組合せ試験を実施しました。また、隔離部屋の中で遠隔操作によりX-6ペネトレーションに接続する隔離弁付き連結管（X-6ペネ接続構造：図１参照）の設計・製作を行い、X-6ペネトレーション接続構造の工場内検証試験で各種機能（X-6ペネトレーションへの接続（フランジの把持）、PCVバウンダリ（気密）、隔離弁の隔離機能、遠隔での自走等）の確認を行いました。

② X-2ペネトレーションからのPCV内アクセスルート構築

新たなPCVバウンダリとなる延長管と隔離弁、X-2ペネトレーション内外２重扉への穴あけ部を繋ぐガイドパイプなど、PCV内へのアクセスルートとなる機器の設計・製作を行いました。また、新バウンダリの接続、PCV内部と隔離した状態での内外２重扉とPCV内グレーチングへの穴あけ、ガイドパイプ取付け等の作業に必要な装置類の設計・製作を行い、性能、工法、施工条件等の確認および課題抽出と対策を行いました（内扉への穴あけの工場内検証状況：図２参照）。

③ アクセス・調査装置

１号機向けに６種類の水中遊泳型アクセス装置とPCV内と隔離した状態でアクセス装置の搬出入を行う調査設備の設計・製作を行い、性能、工法、組合動作等の確認および課題抽出と対策を行いました（水中遊泳型アクセス装置の工場内検証状況：図３参照）。

２号機向けにX-6ペネトレーションからPCV内にアクセスするアーム型アクセス装置（アームおよびアームを収納するエンクロージャ）の製作を行いました（アーム型アクセス装置の製作状況：図４参照）。

3 要素技術の適用性検証

１号機向けに堆積物3D形状測定、堆積物厚さ測定、燃料デブリ検知および位置特定の各システムを設計・製作し、単体とアクセス装置との組合せでの性能、計測動作、測定外乱等の確認および課題抽出と対策を行いました（堆積物3D形状測定の適合性検証状況：図５参照）。

２号機向けにデブリ推定に資するためPCV内高線量下でPCV内の形状・寸法情報を把握するためのセンサおよび線量を把握するセンサの製作と適用性検証を実施しました（レーザスキャナの適用性検証状況：図６参照）。

今後の展開

本事業で開発したアクセスルート構築とPCV内部詳細調査を行うための装置でのモックアップ試験、作業訓練および１号機と２号機の現場実証は、平成30～31年度の事業（「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）」と「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)」）で実施します。

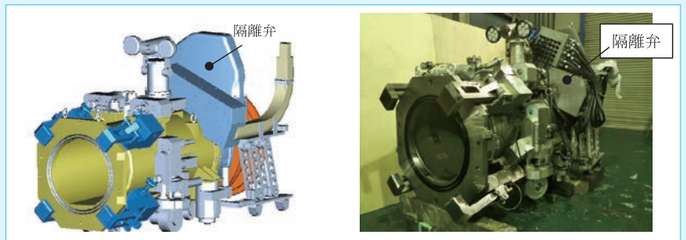


図1　X-6ペネ接続構造

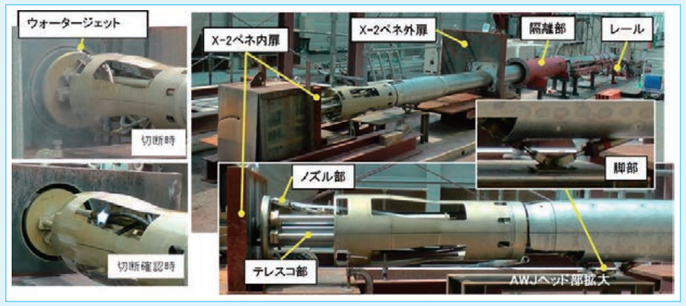


図2　X-2ペネトレーション内扉への穴あけの工場内検証状況

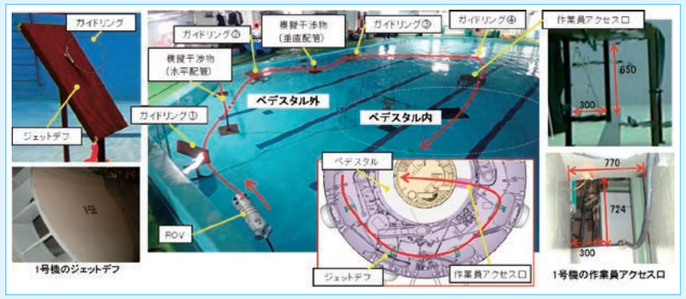


図3　水中遊泳型アクセス装置の工場内検証状況

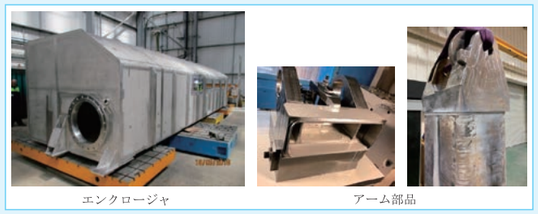


図4　アーム型アクセス装置の製作状況

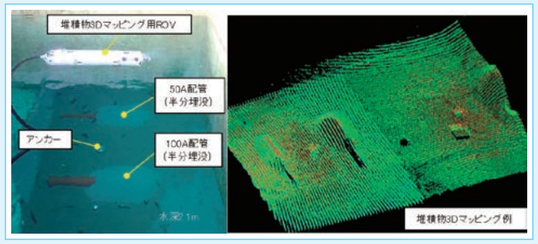
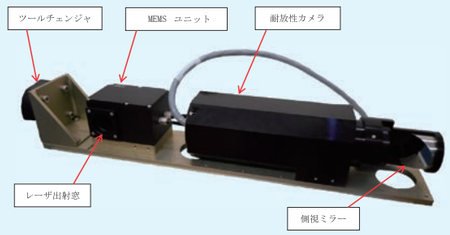


図5　堆積物3D形状測定の適合性検証状況



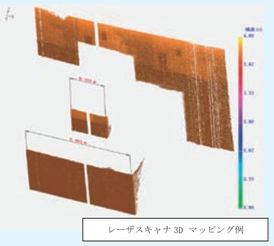


図6　レーザスキャナの適用性検証状況

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（堤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デスタル内外の燃料デブリなどを回収するために、堆積物、ペデスタル内の状況などの情報が必要となります。

目　的

開発したX-2ペネトレーションからPCV内へのアクセスルート構築と計測技術を搭載した水中遊泳型調査装置で１号機の現場実証を行います。

主な取り組みと成果

1 調査計画・開発計画の策定

１号機向けにモックアップ試験の計画と試験設備の設計を行いました。アクセスルート構築のモックアップ試験結果から作業時間と被ばく量を算出し、現場実証の計画を検討しました。また、６種類の水中遊泳型調査装置による詳細調査の順番を検討しました。

2 アクセス・調査装置の開発

① PCV内アクセスルート構築

X-2ペネトレーションへの新バウンダリ接続、内外扉と干渉物などの切断、ガイドパイプ取付のモックアップ試験でPCV内部との隔離した状態で作業できることを確認しました。作業訓練を実施後、現場実証の準備を開始しました。（350A用AWJモックアップ試験状況：図１参照）。

② アクセス・調査装置

作業エリア、ペデスタル内とペデスタル外の半周を模擬したモックアップ試験設備を製作し、モックアップ試験を開始しました。

今後の展開

アクセスルート構築と詳細調査の現場実証は2019年度に実施します。詳細調査ではガイドリング取付と詳細目視を行い、その後の調査の順番を決め、堆積物厚さ測定、燃料デブリ検知、堆積物サンプリング、堆積物3Dマッピング測定を行う予定です。

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、ペデスタル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。

目　的

X-6 ペネトレーションに大きな開口部を設けてPCV 内部に入り、PCV内の状況を詳細に調査するアクセス・調査装置および調査技術を現地で実証します。

主な取り組みと成果

1 調査計画・開発計画の策定

２号機のPCV内部調査結果やアクセス・調査装置の設計結果を踏まえ、X-6ペネからのアクセス・調査装置のアクセス手順、アクセスの際の障害物撤去、アクセス可能範囲（計測可能範囲）、取得データ、調査スケジュール等の検討を行い、調査計画を策定しました。

2 アクセス・調査装置および調査技術の現場実証

① 現場状況を考慮したモックアップ試験

アーム型のアクセス・調査装置に関するモックアップ試験について、「原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発」にて検討した試験計画を踏まえ、試験手順の検討等を行い、試験計画を具体化しました。また、モックアップ試験に必要となる試験設備の一部製作を実施しました。

② 作業訓練

シミュレーションによる作業訓練を実施するために、アクセス・調査装置の設計結果（各部の仕様、寸法、アームの各関節の可動範囲等）やPCV内部形状を反映したVR（Virtual Reality）システムを構築しました（アクセス・調査装置のVRシステム：図１）。

③ 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

ハッチ開放に関わる作業訓練を実施しました。また、遠隔操作でX-6ペネに接続する隔離弁付連結管（X-6ペネ接続構造）について、隔離部屋との組合せ試験を実施し、ケーブルの取扱いや不具合時の緊急離脱動作の試験を実施しました（組合せ試験の状況：図２）。

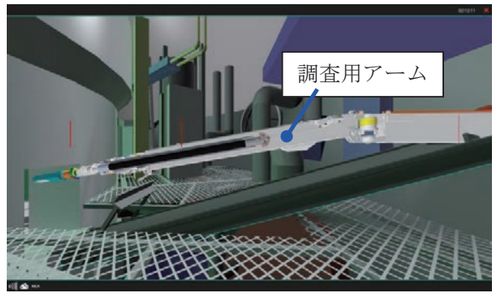
④ 現場実証

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、仕様（検出器、遮へい体、中性子減速材等）を設定しました。また、中性子検出システムの検証試験計画を立案するとともに、設計および製作に着手しました。

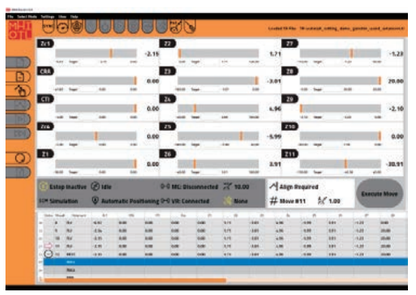
今後の展開

アーム型のアクセス・調査装置に関するモックアップ試験および調査技術との組み合わせ試験により現場への適用性を確認・評価し、作業訓練を実施します。各装置のモックアップ試験および作業訓練完了後、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　350A用AWJモックアップ試験状況

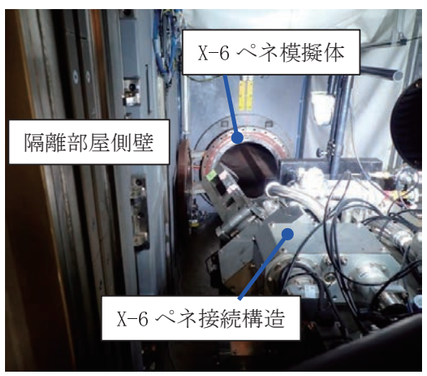


表示画面（PCV内へのアームのアクセス）

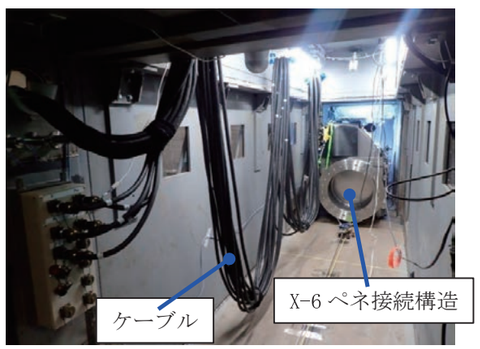


入力画面

図1　アクセス・調査装置のVRシステム



隔離部屋内作業（X-6ペネ近傍）



隔離部屋内作業（ケーブル配置状況）

図2　組合せ試験の状況

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、このために必要な情報を整理し調査対象を明確にし、RPV上部あるいは側面から炉心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

燃料デブリ取り出しに必要な情報を整理・更新し、取得情報の要求は従来通り外観情報、線量率という結果となりました。従って、開発計画については、炉心部までのアクセスルートを構築して調査装置を炉心部まで投入することを想定した装置開発を行うこととしました。調査計画については、各ステップの調査結果を①RPV内部調査の次ステップに反映するとともに、②デブリ取り出し工法検討に反映するという２つの検討に供する情報を取得することを目的とした、ステップバイステップの調査計画へ更新を実施しました。

2 工法計画の立案

調査時の安全要求に対する考え方を整理し、安全評価手法を検討しました。さらに、事故進展解析結果に基づき加工対象物である構造物の汚染度推定を行い、加工時の放射性ダストの影響評価を行うため、PCV内の気流解析を用いた被ばく評価の簡易モデルを構築しました。

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、水処理システム等、調査の実施や安全の観点で必要となる付帯システムについて要求仕様を抽出しました。

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

過年度の成果や残った課題を踏まえ、机上検討や部分試験にて装置仕様の策定を実施しました。また、装置仕様の妥当性を確認するための要素試験（PCV/RPVヘッドの小径穿孔確認試験、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試験）の計画を具体化しました。

汚染拡大防止システムとして構築する作業用セル内で取り扱う装置の作業手順の合理化を考慮した構造変更、被ばく低減の観点から作業用セル内作業の簡素化等の検討を実施し、設備仕様に反映しました。さらに、霧環境を模擬した調査装置の視認性試験結果から、調査時に取得できると想定される外観情報のシミュレーションを実施しました。

② 側面穴開け調査工法の装置開発

設備仕様を検討するために必要となる要素試験（ハイブリッド・ウォータジェットツールによる切削性試験、コンプレストシール試験、処理水の回収・排水試験、ケミカル樹脂接合部強度試験）の試験計画を具体化し、供試体や要素試験用装置の準備を進めました。

今後の展開

本年度の進捗を受け、次年度は安全評価に必要な被ばく評価や各装置の部分試作機を用いた要素試験等を実施し、その結果を踏まえた装置設計を行い、装置・設備仕様の策定を行います。また、調査の作業手順やメンテナンス方法についても整理し、調査計画の具体化を図ります。

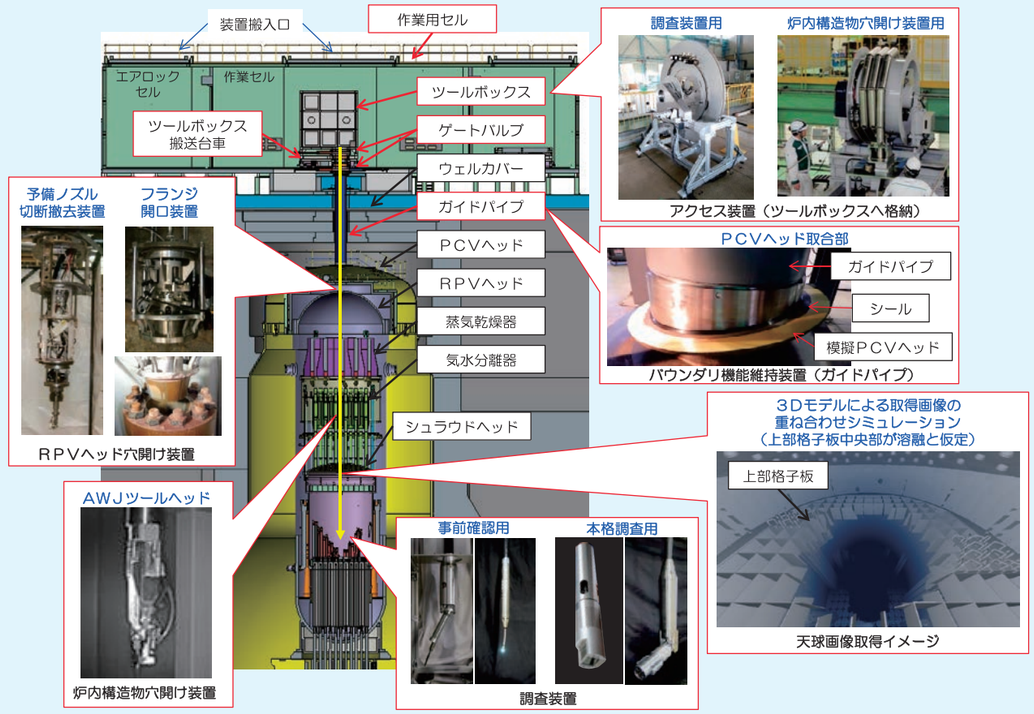


図1　上部穴開け調査工法概要

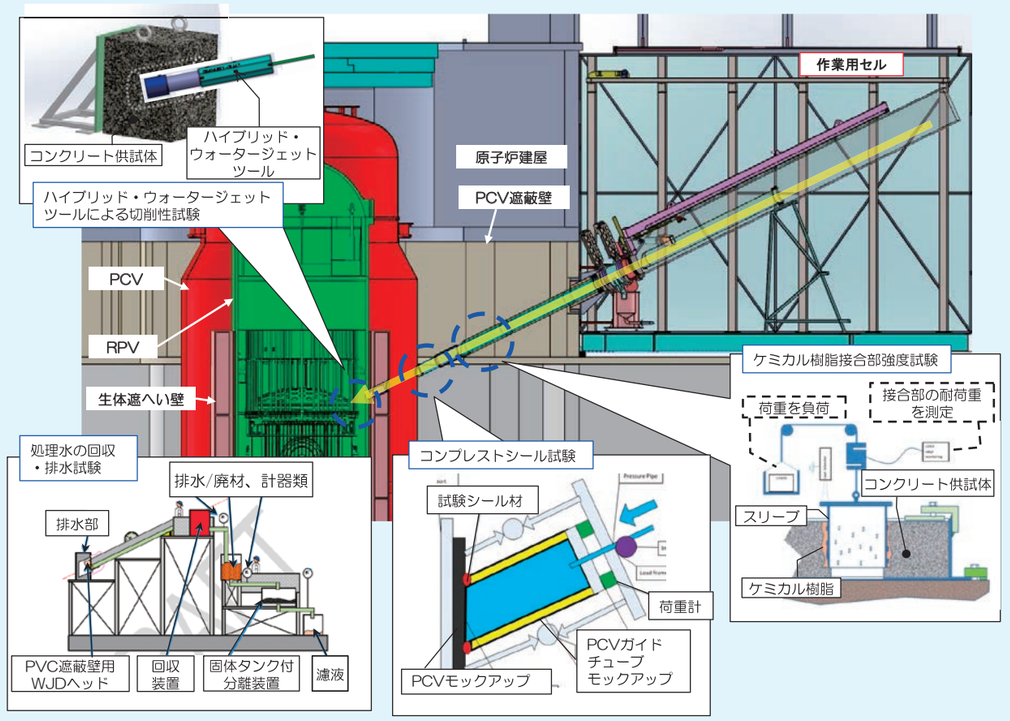


図2　側面穴開け調査工法概要

燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

▶燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けたサンプリング技術の開発

背　景

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

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、サンプリングのシナリオを策定し、サンプリング装置の設計・試作、安全検討、サンプル搬出のための設備検討を進め、安全で速やかにデブリ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 燃料デブリの採取、サンプリングシナリオの検討および策定

以下の観点で燃料デブリ採取の全体シナリオと開発計画を検討・更新しました。

① 分析ニーズと分析施設側の対応能力のバランスに配慮して段階的なサンプリングステップに見直しました。
② PCV内部詳細調査時に特別な設備無しで実現可能な少量デブリサンプリングの方法を策定しました。
③ PCV内部の干渉物によって溶け落ちたデブリへのアクセスが困難な場合の対応を抽出しました。

2 原子炉格納容器（PCV）内燃料デブリサンプリングシステムおよび装置の設計・試作

燃料デブリサンプリング特有の必要技術について設計・試作を進めました。

① 燃料デブリサンプリングシステムの基本設計

高線量のサンプリング現場からデブリサンプルを遠隔制御で輸送するシステムや、デブリ切削時の亀裂発生による再臨界兆候を検知するための中性子モニタの構造・仕様を策定しました。合わせて、デブリサンプルを遠隔制御で輸送するシステムの成立性を確認しました。

② 燃料デブリ付近へのアクセス装置の設計・試作

PCV内部詳細調査用アーム型アクセス装置をデブリサンプル回収に適用できるように性能強化策を策定しました。具体的には放射性物質の閉じ込めに配慮したエンクロージャの構造見直しや、上記アーム型アクセス装置では対応が難しいペデスタル内の構造物を回避できる関節の追加などを設定しました。

③ 燃料デブリサンプル回収装置の設計・試作

昨年度に具体化したサンプル回収装置の構造に対して、分析施設とのサンプル受け渡しに配慮した取扱性の向上や、アーム型アクセス装置によるPCV内への持ち込みやすさやデブリへの押付けやすさの向上を図り、要素試験に基づいた装置仕様を具体化しました 。

3 原子炉圧力容器（RPV）内燃料デブリサンプリングシステムの概念検討

RPV内部調査の開発動向を踏まえ、原子炉建屋の上面および側面の 2 方向からのアクセスによって、原子炉内から燃料デブリを採取するシステム概念を検討し、これに対するリスクアセスメントを行って、潜在的な弱点（RPV内の構造物との接触による装置回収不能など）を抽出しました。この弱点を克服するための概念の見直しや開発課題の摘出を行いました。

4 PCV内部詳細調査時の微量サンプル回収装置の試作

少量サンプリングに向けてPCV内部詳細調査用アーム型アクセス装置に接続可能で、サンプルをサンプリング現場で密封して持ち出せる 2 種類の回収装置を製作しました。

今後の展開

- デブリ取り出しでも必須となる技術を見極め、検証項目、目指すべき設計仕様と開発工程をまとめました。次年度以降は、早期のデブリサンプリングを目指すべく装置の開発を進めていきます。
- 並行する「原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発」と連携し、少量サンプリングの実現を目指していきます。

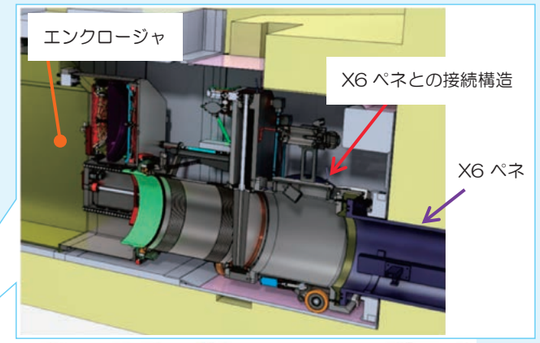


図2
放射性物質閉じ込めに配慮した
エンクロージャおよび
X6ペネとの接続構造

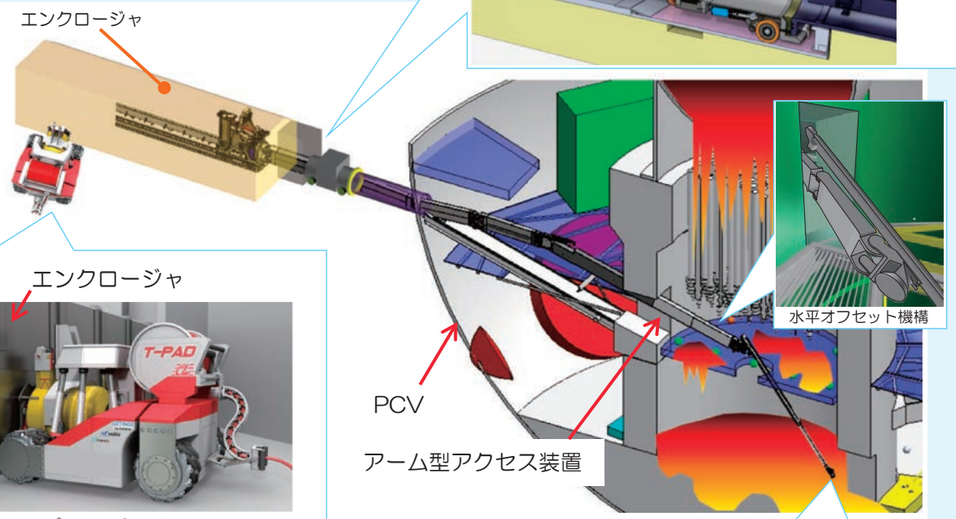


図1　PCV内デブリのサンプリング概念

高線量のサンプリング現場から
デブリサンプルを搬出する。

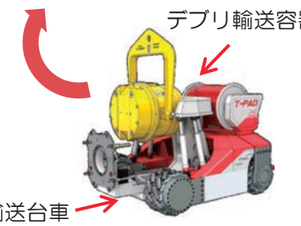


図3　デブリ遠隔輸送システム

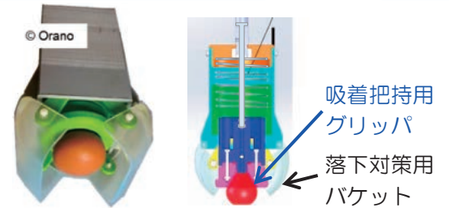


図4　小石・砂状デブリ回収装置概念

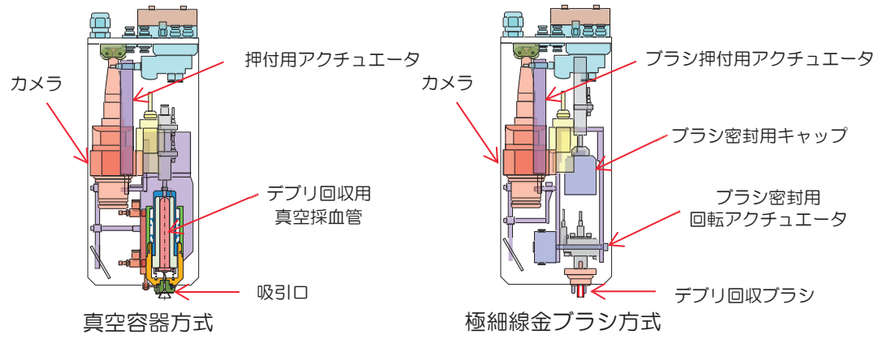


図5　少量デブリ回収装置の検討例

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・分析技術の開発

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、作業の検討に必要となる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、将来、燃料デブリのサンプルが採取された際の分析を行うため、その技術を開発する必要があります。

目　的

付着物の分析やデブリの模擬材料等による基礎試験を通じて燃料デブリの性状を推定し、廃炉作業を検討するプロジェクトに提供することを目的としています。また、燃料デブリの分析要素技術の開発や輸送技術の調査を行い、将来の燃料デブリサンプリングに対する準備を行います。

主な取り組みと成果

1 燃料デブリの性状の推定

燃料デブリの性状推定の一環として、表面線量率の推定に関する検討を引き続き行うとともに、放射性飛散微粒子の挙動に関する検討およびPCV内部調査時の付着物（炉内付着物）の分析を実施しました。

まず、燃料デブリの表面線量率を推定するため、2017年度に構築した表面線量率の評価式について見かけの燃焼度や放射化線源を考慮した改良を行い、多様な燃料デブリへの適用性を向上させるとともに、代表的ないくつかのケースを評価しました。

放射性飛散微粒子の挙動に関する検討として、取り出し作業時に課題となりうる放射性飛散微粒子の挙動の理解のため、既存のホット施設でのGB（グローブボックス）解体作業時の放射性飛散微粒子のデータ採取・評価（図１）を行うことにより、燃料デブリ取り出し作業において発生する放射性飛散微粒子についての知見を得ました。加えて、種々の粒径の粉体や無機材料を供試体として選定し、気中、水中および気液界面における微粒子の輸送・移行挙動等の特性データを試験により採取しました。

付着物の分析については、３号機ペデスタル内調査時（図２）など、各号機の内部調査時の付着物サンプルについて表面観察や元素・核種分析を行い、これまでの炉内状況に関する推定との整合を確認しました。

これらの知見は「燃料デブリ特性リスト」としてとりまとめています。

2 模擬デブリを活用した特性評価

乾燥熱処理における核分裂生成物（FP）の放出挙動評価

取り出した燃料デブリを保管する際の前処理のひとつとして検討されている乾燥処理について、設備のオフガス処理を検討するための基礎データとするため、揮発性FPについて評価しました。処理条件等により揮発性が変わりうると考えられる、2017年度に選定した環境放出評価上厳しい核種の中のFPに着目し、それらの化合物について、その放出挙動として、放出開始温度、放出温度を実験的に評価しました。また、燃料デブリの乾燥処理における揮発性FPのオフガスへの移行に関して表面積の変化や気圧の影響を確認しました。

3 燃料デブリなどの分析要素技術の開発

燃料デブリサンプルの分析準備として、2017年度から継続して全22項目の分析要領書の作成を行い、各分析結果の整合や効率等を考慮して試料の受け入れから廃棄・返還までの一連の作業フローを見直しました。

新型ICP-MS（誘導結合プラズマ質量分析計）により多核種を同時かつ迅速に分析する方法の開発として、測定対象核種の測定の際に妨害となる核種の影響を十分に低減させるための反応ガスの種類や流量について検討しました。その結果、当初想定した測定対象核種とその妨害核種に対し、一部の核種を除き、妨害核種と十分に分離できることを確認しました。妨害核種の分離が十分でない一部の核種については、当該装置導入前に妨害核種の分離操作が必要なことが分かりました。

輸送容器の受け入れについて候補となる茨城地区の既存施設に聞き取り調査を行い、大規模な工事等なく受け入れが可能なことを確認するなど受け入れに当たっての課題を整理しました。

今後の展開

少量サンプリングで得られる燃料デブリサンプルについて、輸送容器を用いて茨城地区へ輸送する計画への対応として、分析に向けた準備を引き続き実施します。分析より得られたデータから実際の燃料デブリの性状に関する知見を得ることにより燃料デブリの性状を把握します。さらに、放射性飛散微粒子挙動についても引き続き検討を行い、国内外の研究機関と協力し、取り出し作業時に発生する微粒子の挙動データの採取を検討していきます。

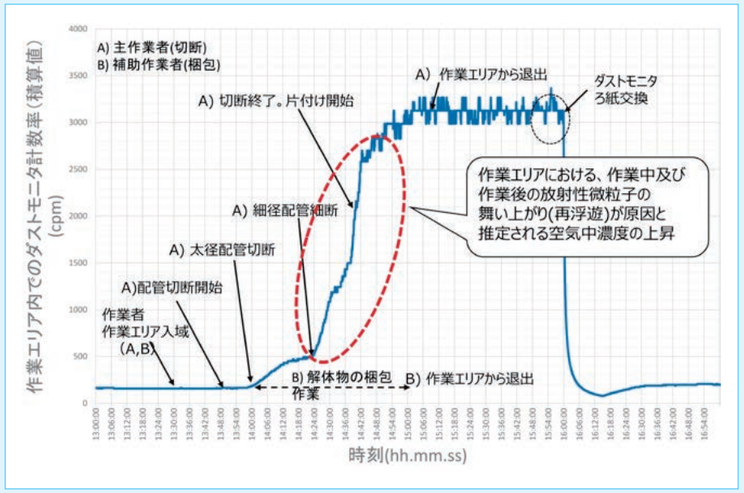


図1　既存のホット施設におけるGB解体作業時の例

放射性物質に汚染されているエリアでの作業では、各種作業によって、放射性微粒子が飛散します。当プロジェクトでは、GBの解体作業によって発生する微粒子のデータを参考に、燃料デブリの取り出しの際に飛散する放射性微粒子の検討を行います。

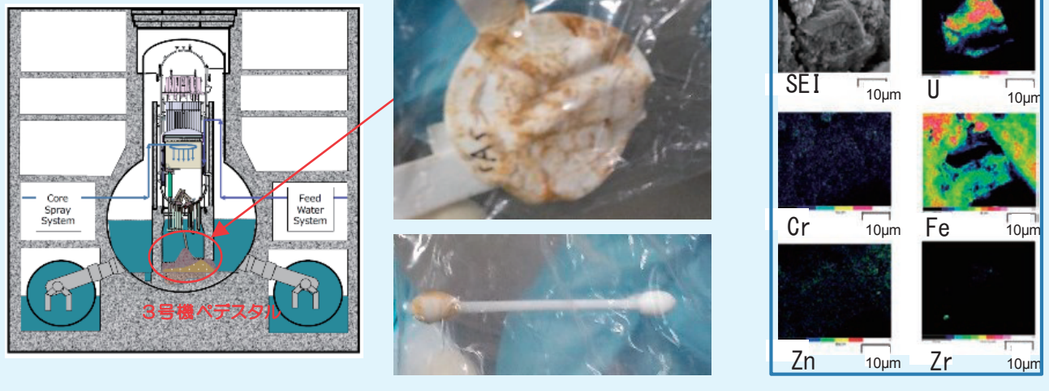


図2　付着物を拭取った様子（中央写真）と付着していた微粒子等の電界放出型走査電子顕微鏡による分析結果（右図）

３号機のペデスタル内部から戻ったロボットに付着していた物質を、スミアろ紙や綿棒でふき取り分析しました。表面観察によって観察できる各種部位において元素分析等を実施し、そのデータからこれまで検討してきた炉内状況との整合を確認しました。

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 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」が進められており、これを受けて原子炉格納容器（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、作業計画の検討および開発計画の立案

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（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。
- これらの整理結果に加え、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）事業での水循環システム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。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 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取水部構造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取水部構造候補位置を選定しました。
- 工法・システムの高度化事業での検討結果を踏まえて、S/C取水部の機能要求を整理し、それを満足するS/C取水部の構造および維持計画を策定しました。
- S/C取水部の構築作業・維持の計画に基づいて既存技術を整理した結果、延長配管の接続方法が主な開発課題であり、要素試験により妥当性を確認する方針としました。
- 施工、メンテナンス時の適用装置のうち本事業での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

- H31年度にD/WおよびS/C内アクセス・接続等に必要となる要素試験での検証を計画しています。

3 PCVアクセス・接続技術等の実規模スケールでの検証

- １号機D/Wからトーラス室S/C内周側に流出している冷却水対策の一環として、日本原子力研究開発機構楢葉遠隔技術開発センター（JAEA楢葉開発センター）の実規模試験体を活用したトーラス室内での水循環システムバウンダリの有効性確認の試験計画を立案しました。本試験はトーラス室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を確認するものです。
- JAEA楢葉開発センターの試験準備として、昇温・給水設備および濁水排水設備の維持管理を実施しました。

今後の展開

開発計画の立案を進め、D/W取水部構築に必要となる遠隔操作でのポンプ（配管）の吊り降ろしや、配管の接続方法、メンテナンス時の交換方法、およびS/C取水部構築に必要となる延長配管の接続方法などを要素試験で検証するとともに、実規模スケールでの遠隔操作によるS/C取水部構築の施工性確認、水循環システムバウンダリの有効性確認試験を行います。

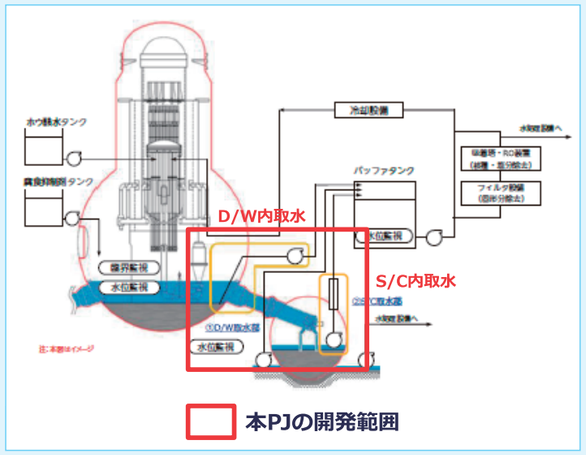


図1　燃料デブリ取り出し時の水循環システム

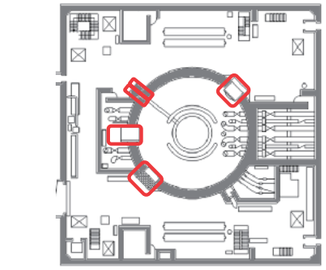
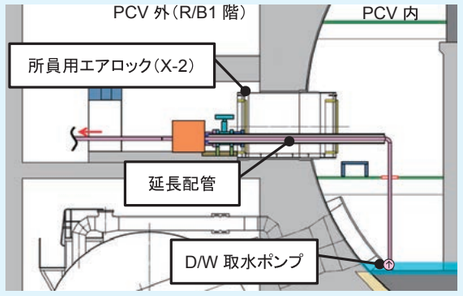


図2　D/W取水口候補ペネの選定結果
（例：3号機）



D/W 取水口は、水循環システムの配置要求に応じて使用貫通部を選定します。本図は所員用エアロック（X-2）を取水口とした場合の例。

図3　D/Wを用いた水循環システムの構築イメージ

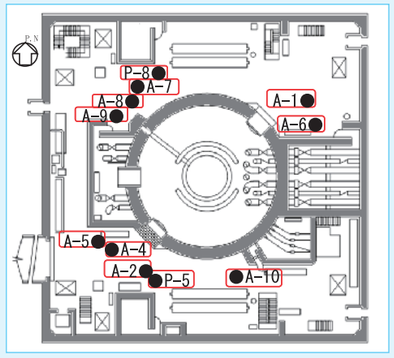


図4　S/C取水部構造候補位置の選定結果
（例：3号機）

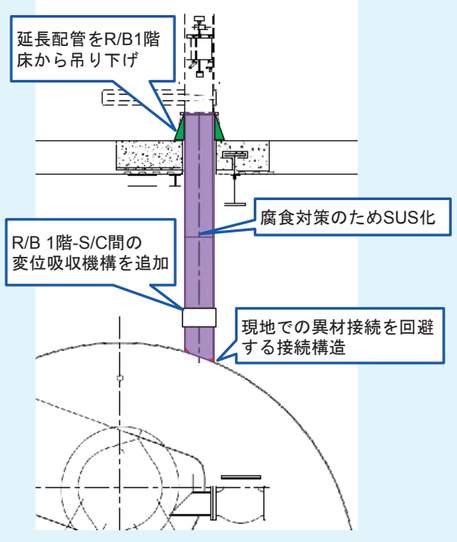
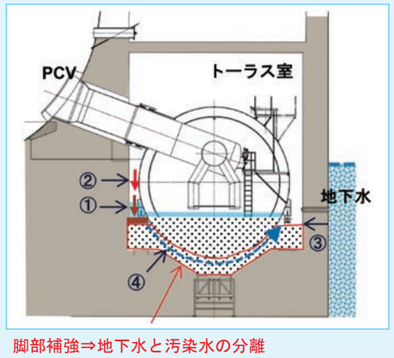


図5　S/C取水部構造



脚部補強⇒地下水と汚染水の分離
①補修材打設
②汚染水とデブリ粉模擬体の投入
③汚染水、燃料デブリ粉模擬体の漏えい状況を確認
④S/C 切断により汚染水、燃料デブリ粉模擬体の浸透状況を確認

図6　水循環システムバウンダリの有効性確認の試験概要

燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

▶燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化

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

燃料デブリや炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化に向けた技術のうち安全確保上の課題である、閉じ込め機能の確保、燃料デブリ由来のダストの捕集・除去、α核種（α線を放出する放射性核種の総称）のモニタリング等について、解決のための技術開発を行い、工法・システムの安全確保に向けた最適化を実施します。

主な取り組みと成果

1 閉じ込め機能に関する技術開発

- 差圧管理による閉じ込め機能確保のための要素技術開発として、気流分布予測、ダストの拡散予測（図１）、水素の局所滞留検討に適用可能な解析手法を概ね確立するとともに、要素試験により放射性ダストの閉じ込めを担保可能な差圧条件を設定しました。
- 気中-横アクセス工法にて原子炉建屋（R/B）外の作業セルとPCVを、気密や遮へい機能を持ったアクセストンネルで接続する工法（図２）を検討し、R/B外からアクセストンネルを遠隔で送り出してPCVと接続することを模擬した要素試験（図３）を実施して実現性を確認しました。

2 燃料デブリ由来のダストの捕集・除去に関する技術開発

- 気相系システムおよび液相系システムにおけるダストの捕集・除去技術開発として、確認が必要な項目のある捕集・除去方法に対し要素試験（図４、図５）を実施し、実機におけるダストを含んだ流体性状が明らかになった際に比較可能なデータを取得しました。
- α核種が水に溶解する可能性も想定し、液相系システムにおける溶解性核種の捕集・除去技術開発として、確認が必要な項目のある捕集・除去方法に対し代表核種による要素試験を実施し、実機水質におけるα核種の挙動が明らかになった際に比較可能なデータを取得しました。

3 燃料デブリ取り出しに伴うα核種モニタリングシステムの検討

- α核種のモニタリング技術について、燃料デブリ取出しにおける必要性、目的について、昨年度の整理を更新するとともに、気相系および液相系について必要測定レンジの整理を行いました。
- 気相系および液相系α核種モニタリングの既存技術について調査を実施し、実機適用にあたっての課題の整理を行いました。

4 工法・システムの安全確保に関する最適化検討

- 昨年度に引き続き気中-横アクセスに軸足をおいて、工法のブラッシュアップを行いました。
- 深層防護を踏まえた燃料デブリ取出し時に必要となる安全要求、機能要求の再整理を実施し、この要求を実装するために必要な監視パラメータの整理等を実施しました。
- 燃料デブリ取出し時の公衆および作業者に対する被ばく評価手法の検討および試算を実施し、設備設計への要求事項の拡充を行いました。
- 燃料デブリ取出し時に必要となる安全システムについて、現状知見に対して不足する情報は前提条件を設定し、保守的な条件下での必要設備構成を構築しました。

今後の展開

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し作業の効率化および合理化を進め、最適な工法となるよう検討を具体化していく予定です。今年度構築した安全システムに対する実機適用を見据えた検討の詳細化は、現場状況を踏まえた検討が必要となることから、事業者エンジニアリングに引き継いでまいります。

閉じ込め機能および液相系システムの捕集・除去技術の一部については、引き続き実機に適用可能な技術の開発を予定しています。

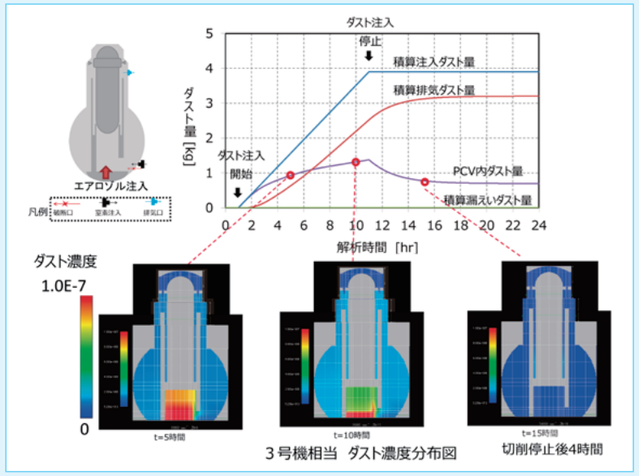


図1　閉じ込め機能の技術開発の実施例（ダスト拡散予測）

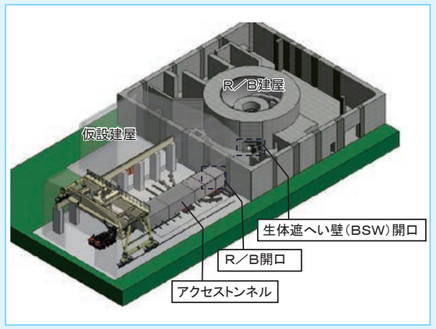


図2　アクセストンネル設置工法

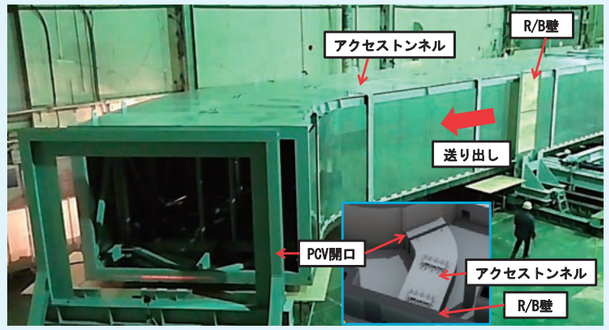


図3　アクセストンネル要素試験

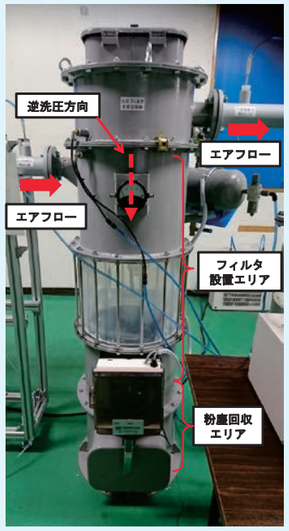


図4　捕集・除去試験例
逆洗フィルタ試験機

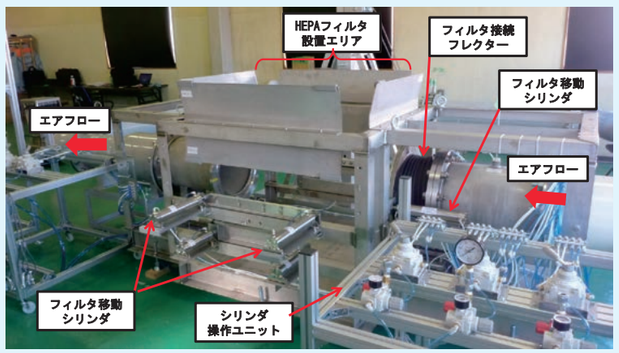


図5　捕集・除去試験例
遠隔交換HEPA　試験機

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工法・システムの高度化（臨界管理方法の確立に関する技術開発）

背　景

現状の燃料デブリは臨界になっていないと推定されていますが、今後の燃料デブリ取り出し作業に伴って予想される燃料デブリの形状や水量の変化によっても臨界を着実に防止できるとともに、万が一臨界が発生した場合でも安全に終息できるように臨界管理方法の開発を進めています。

目　的

これまでの臨界管理の要素技術開発の成果を踏まえ、現場の状況を踏まえた各要素技術の成立性確認や取り出し装置や取り出しシステムへの実装に向けた検討及び取り出し作業全体の安全確保の観点からの臨界管理方法の最適化検討を行います。

主な取り組みと成果

1 未臨界度測定・臨界近接監視のための技術開発

中性子計測に基づく未臨界度推定手法の開発を進めています。今期は、格納容器内部調査の映像等を踏まえて、広範囲に広がる燃料デブリ体系を想定した場合の未臨界度測定技術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）において、二つの炉心からなる実験体系を種々構成し、得られた中性子信号の分析（炉雑音法）から、局所的な未臨界度変化を捉えられることを確認しました（図１）。

また、臨界監視装置の取り出し装置への実装検討のため、燃料デブリ上に設置するための中性子検出器ユニットの概念（図２）やケーブル類のハンドリング方法を検討し、装置の大きさ、重量、ハンドリング性等の実装に向けた基本案と課題を整理しました。

2 再臨界を検知する技術開発

放射性ガス管理システムの高度化により、より早期に再臨界が生じた場合の検知を目指した開発を進めています。今期は、燃料デブリ取り出し時の負圧管理システムの運用条件を踏まえた臨界事象評価を行い、現在監視中のXe-135より速く応答するKr-88を監視することにより、早期に臨界事象の発生を検知できることを定量的に確認しました（図３）。

また、ガス放射線検出器の放射能濃度測定に係る誤差を低減し臨界検知の精度をあげるため、英国物理学研究所（NPL）の中性子照射パイル（図４）を活用して、実際にKr-88等の放射性ガスを生成して、ガス放射線検出器を校正するための技術を確立しました。

3 臨界防止技術の開発

臨界発生を防止するための中性子吸収材として、水への溶解性タイプと非溶解性タイプの吸収材開発を進めています。今期は、非溶解性吸収材（B4C金属焼結材、Gd2O3粒子等）の燃料デブリ収納時影響を評価するため長期照射試験を行い、水素発生や水質（図５）へ与える影響は小さいことを確認しました。

また、非溶解性吸収材の燃料デブリへの施工性検討として燃料デブリへの投入・破砕試験（図６）や、現場への実装に向けた検討として吸収材投入装置の概念検討を行い、実装に向けた基本案と課題を整理しました。

4 工法・システムの安全確保に関する最適化検討（臨界管理関連）

安全性や現場適用性等を踏まえて、最適な臨界管理の方法を検討しています。引き続き格納容器内部調査の結果や統計的評価による現実的臨界リスクの評価の結果、臨界リスクにこれまでの評価から大きな変更はなく臨界リスクが高まる傾向も見られませんでした。

また、段階的な燃料デブリ取り出し規模拡大時の各段階での臨界管理方法案や、デブリ取り出し作業全体の安全の考え方と整合した臨界管理の深層防護案を策定しました。

今後の展開

臨界管理技術の成立性検討や取り出し装置やシステムへの実装に向けた検討成果を踏まえ、今後は検証試験や現場適用性検討を実施して、臨界防止・監視に関わる要素技術開発の完了を目指す予定です。

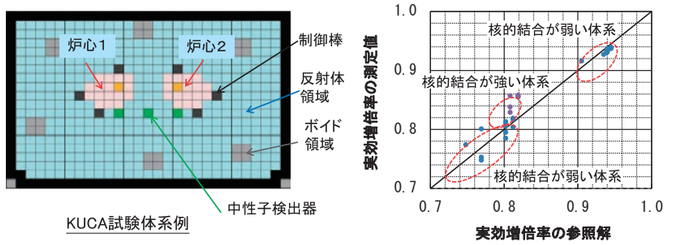


図1　京都大学臨界集合体(KUCA)における未臨界度測定試験と測定結果

燃料デブリの拡がりの大きい体系では、領域間において核的な結合の度合いが強い場合、弱い場合が考えられます。そのような場合でも、局所的な未臨界度は推定できることを確認しました。

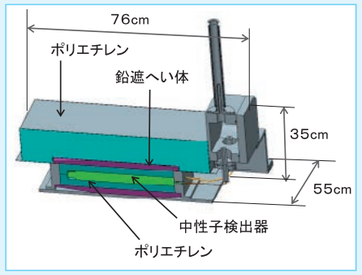


図2　中性子検出器ユニット設計概念

中性子検出器の周りには、γ線の遮蔽のために鉛を、他所からの中性子を遮へいするためにポリエチレンなどをまく案を検討しています。

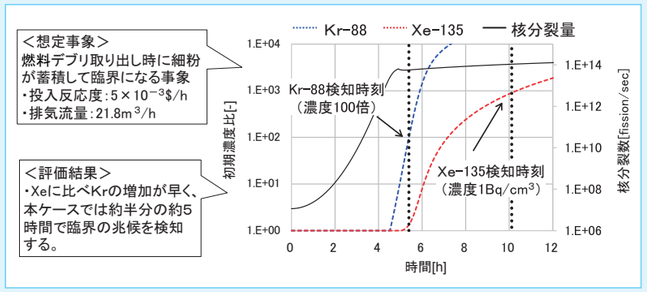


図3　臨界事象想定時の臨界検知性評価結果（細粉蓄積による微小臨界例）

図4　英国NPLの中性子照射パイル

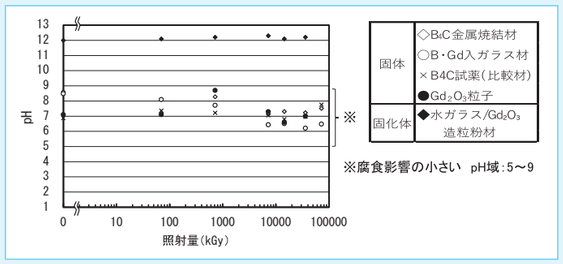


図5　非溶解性吸収材の長期照射による水質影響評価試験結果

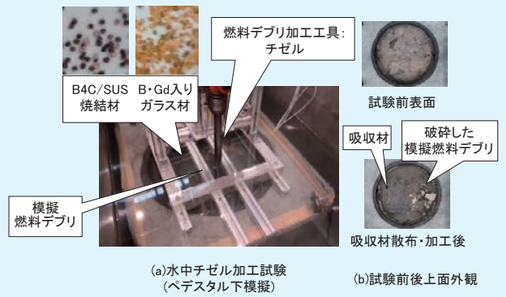


図6　非溶解性吸収材の燃料デブリへの投入・破砕試験

燃料デブリと非溶解性中性子吸収材が燃料デブリの加工時にどのように混ざり合うか、偏在しないか等を実験的に調べています。

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基盤技術の高度化

背　景

燃料デブリ取り出し方針の決定を受けて、気中-横アクセス工法に軸足をおいた検討を行っています。本事業は、工法の実現性を評価するために、要素試験や概念検討を実施することで、必要なデータ・情報を取得することを目標としています。

目　的

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化に係る補助事業で机上検討されている工法について、机上だけではなく、要素試験に基づくデータを取得して、より実現性が高い検討につなげていくことを目的とします。また、検討課題を抽出し、開発計画を策定します。

主な取り組みと成果

1 燃料デブリの拡散防止に係る技術開発

① 燃料デブリの回収システムの開発

- 原子炉格納容器（PCV）底部の燃料デブリの回収プロセスを想定し、粉状の燃料デブリ回収システムに関する技術情報を整理しました。
- 加工した燃料デブリおよび小石状の燃料デブリについて、効率的に回収作業を行うためのツールに関する技術情報を整理しました。

② 燃料デブリの切削・集塵システムの開発

- 切削・集塵の対象となる燃料デブリについて、可能性のある存在箇所や状態などから効果的な加工方法および回収方法について整理しました。
- MCCI（溶融炉心・コンクリート相互作用）生成物に対してチゼル加工および超音波コアボーリングによる加工性確認試験を実施し、加工特性や加工速度を確認しました。
- MCCI生成物の成分や模擬燃料デブリとしての試作方法などについて検討するとともに、実際に試作したものを加工試験において加工し加工廃液を分析することで粒径分布などのデータを取得しました。

③ 燃料デブリの拡散防止工法の開発

- 燃料デブリ取り出し作業に伴い、PCV底部の燃料デブリが、ベント管、サプレッションチェンバー（S/C）等に拡散することを防止するために、PCV内に堰を設置する想定とした要素試験を実施し遠隔設置性などについて実現可能な見通しを得ました。

2 取り出し装置設置のための要素技術開発

① 作業セルに関する要素技術開発

- セルの閉じ込めおよびPCVと接続する技術について比較し整理しました。
- セルとPCV接続時のシール手段であるインフレートシールに関する要素試験を実施し、作業ステップの実現性確認および課題の抽出を行いました（図１）。

② 燃料デブリ取り出し時の干渉物撤去技術の開発

- 主に気中-横アクセス工法により、PCV底部の燃料デブリに到達するまでに撤去が必要となる干渉物について、加工手段を整理しました。
- 干渉物の整理結果に基づき干渉物撤去に関する要素試験を実施し、作業ステップの実現性確認および課題の抽出を行いました（図２）。
- 気中-上アクセス工法において撤去する炉底部の干渉物撤去要素試験を実施し、CRD（制御棒駆動機構）ハウジングなどの基本的な切断手段や切断片の回収方法について確認しました（図３）。
- 気中-横アクセス工法に関するペデスタル内およびペデスタル外の干渉物撤去要素試験を実施し、狭隘部における基本的な切断･回収作業について実現可能な見通しを得ました（図４）。
- ロボットアームとアクセスレール組み合わせ要素試験により課題を抽出し、燃料デブリ/干渉物の撤去に係る基本的な動作の成立性を確認しました。（図５）

3 燃料デブリ取り出し装置の遠隔保守技術の開発

- 気中-横アクセス工法のセル内設備を例に遠隔保守の基本的な考え方を検討し、保守区分や保守設備などについて整理しました。

今後の展開

- 模擬燃料デブリ加工試験や干渉物撤去に関する要素試験において抽出した課題から、開発計画を策定し工法の実現性に資する検討を具体化していく予定です。
- 工法を効率化するために必要となる燃料デブリ取り出し作業の合理化を進め、最適な工法となるよう検討を具体化していく予定です。
- 取り出した燃料デブリや廃棄物の輸送保管方法を考慮し、他の関連PJと協調して、燃料デブリおよび廃棄物の搬出プロセスの具体化を進めて行く予定です。

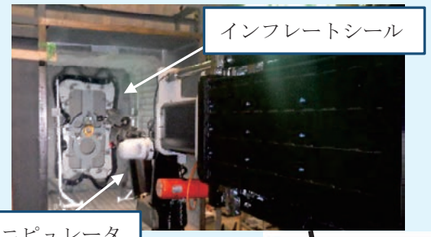


図1　気中－横アクセス
インフレートシール要素試験

図3　気中－上アクセス工法
干渉物撤去要素試験

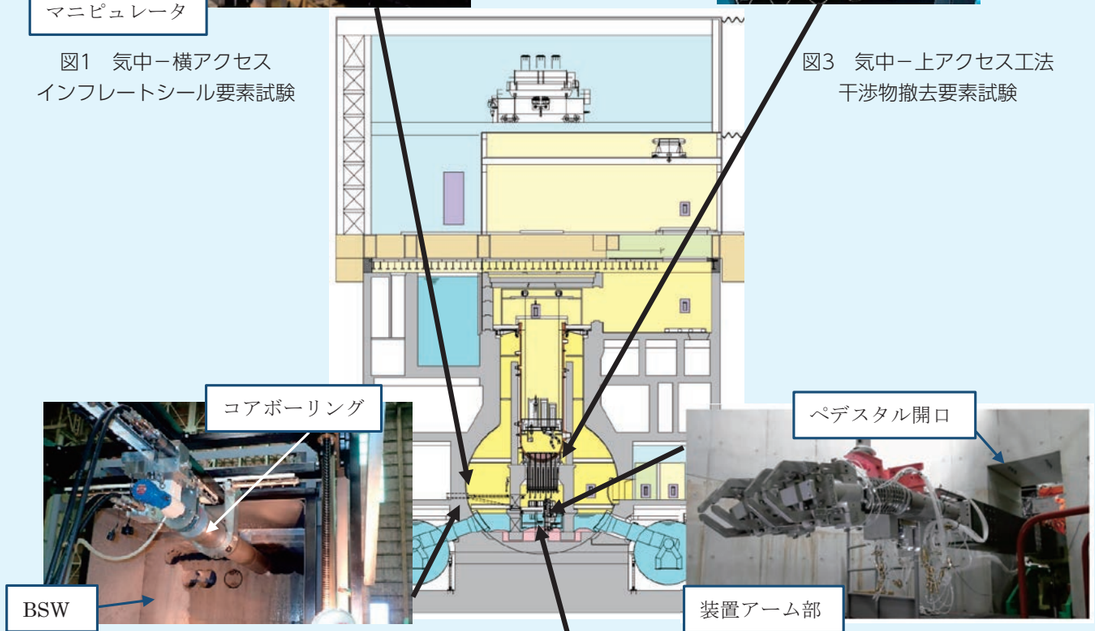


図2　気中－横アクセス
生体遮へい壁（BSW）撤去要素試験

図4　気中－横アクセス工法
干渉物撤去要素試験

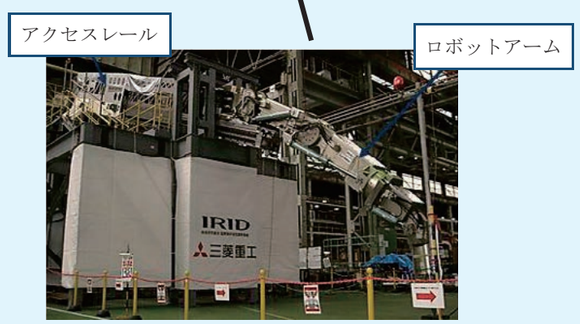


図5　気中－横アクセス
ロボットアームとアクセスレール組合せ要素試験

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の基盤技術開発事業（小型中性子検出器の開発）

背　景

燃料デブリを取り出すには、その位置や量を把握する必要があります。その手法の一つとして、燃料デブリ内の元素が自発核分裂により発する中性子を計測する方法が挙げられます。しかし、既存のセンサは寸法制約上、使用できない場合があり、小型のセンサが必要になります。

目　的

燃料デブリを検知するには、検出器を燃料デブリ近傍にアクセスし、高γ線量下で微弱な中性子を計測する必要があります。燃料デブリ近傍にアクセスするためのルートは狭隘であり、センサは小型であることが求められます。本事業では、このニーズに対し小型中性子検出器を開発します。

主な取り組みと成果

1 福島第一原子力発電所における燃料デブリ取り出し等適用可能な中性子検出技術の特定およびその実現可能性調査（フェーズ1）における要素試験結果

CMOS型中性子検出器について要素試験を実施し、中性子単一場における中性子束検出、ガンマ線の単一場におけるガンマ線検出、ガンマ線と中性子線の複合照射環境下での検出性能を確認しました。複合場において中性子起因のアルファ線によるクラスタパターンを識別できることを確認しました（図１の原理を確認）。ガンマ線の集積線量が1000Gy程度までは中性子の誤検知が無いことも確認しました。

2 中性子検出装置の開発（フェーズ2）

フェーズ１の検討結果を用い、小型の中性子検出器を試作しました。センサ配置検討、センサユニットの設計、検知ソフトウェアの制作、性能確認を実施しました。

センサユニットは、センサを３枚重ね、感度を確保するとともに、放熱性を考慮した設計としました（図２）。また、映像伝送先のPC内に中性子検出のためのソフトウェアを実装し、リアルタイムで中性子カウントを表示できる構成としました。

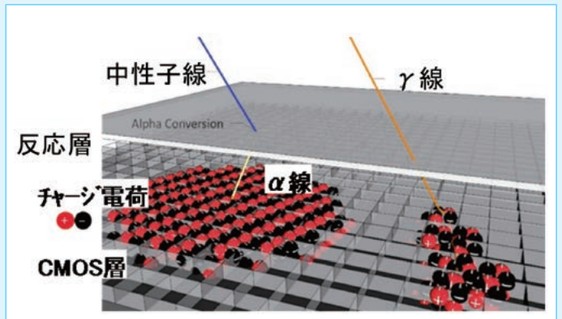
評価試験の結果、以下の性能を確認しました（図３、図４）。①中性子検出感度は、0.1n/（cm2・s）の中性子束に対し１時間で中性子計数を取得できることの要求に対し、合計７時間の測定を実施し１時間当たり平均2.3個の中性子を検出することができました。②中性子束の計測範囲として、0.1n/（cm2・s）以上、1,000n/（cm2・s）以下の中性子束を計測できることを確認しました。③耐放射線性として、累積線量1000Gyまで中性子を弁別可することができました。④耐熱性として、温度40℃の環境下でも、常温と同一性能で検出可能でありました。⑤耐水性として、水中においても浸水無く動作しました。

また、実機適用を想定した試験を実施し以下の結論を得ました。①水中環境において、使用エリア近傍（200～300mm以内）の周囲に中性子源がある場合には、中性子吸収材等を用いた遮蔽構造の検討が必要です。②気中環境においては、中性子が熱化されないので、CMOSセンサの周囲に中性子減速材を設けることで熱化の促進が必要であること、より効率的に中性子を検知するため、また使用目的に応じて、コリメータ形状やコリメータ内減速材サイズを変更することで、実用性が高まると想定できること。

本センサは、適用先によって要求仕様が異なるため、それに合わせた設計、製作が必要になります。

今後の展開

本研究において完成させた小型中性子検出器は、従来の中性子検出器と比較し小型であることから、そのメリットを活かせる適用先への活用を図っていきます。具体的には、現在進められている格納容器内部調査や燃料デブリ取出し時のモニタリング、等、福島第一原子力発電所の廃止措置に掛かるプロジェクトに対し、適用を具体化させていきます。また、廃止措置以外の一般産業、医療産業等への活用も可能であることから、広いニーズマッチングを図っていきます。



CMOS層に塗布した反応層に中性子が入射すると、重荷電粒子が発生し、CMOS層に電荷としてチャージされて明るいパターンが表出されます。一方、ガンマ線は比較的小さいパターンが現れるため、中性子の入射とは弁別されます。

図1：CMOS型中性子検出器の原理

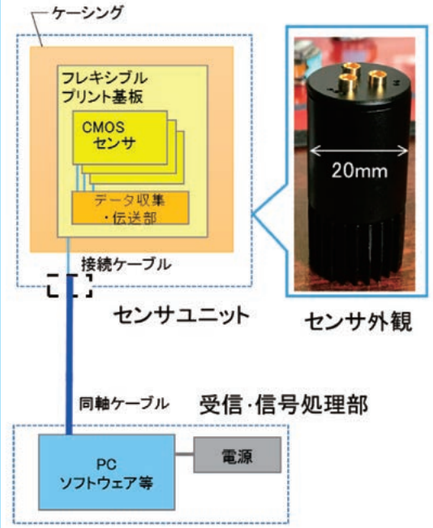


図2：CMOS型中性子検出システム概要

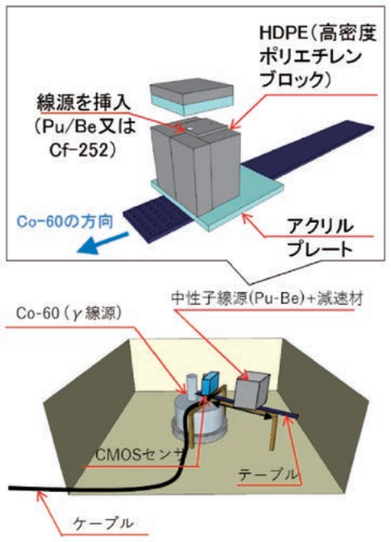


図3：要素試験の試験体系

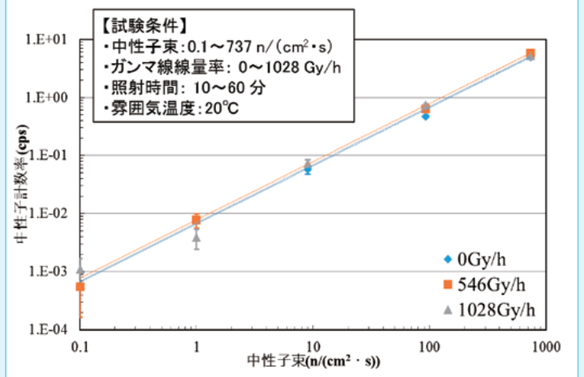


図4：中性子束検出性能(放射線環境下)

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。平成30年度は主に燃料デブリ取り出し工法に対応した収納缶と収納缶取扱装置の仕様および形状の適正化を図りました。

主な取り組みと成果

1 輸送・貯蔵に係る調査および研究計画立案

福島第一燃料デブリ収納缶設計における安全評価や安全性検証の検討に関して、廃炉の実績や知見を有する海外技術者と情報交換を行い、収納缶基本仕様の妥当性を確認しました。

2 燃料デブリ収納缶の移送・保管に係る安全要件・仕様および保管システムの検討

燃料デブリ取り出し・収納・移送・保管（乾燥処理含む）の一連のプロセスフロー案およびスループット（要求処理物量、収納缶本数、保管面積含む）を更新するとともに、燃料デブリ取り出しプロジェクトおよび廃棄物処理・処分プロジェクト間の要求事項を明確化しシナリオを改訂しました。また、収納缶と建屋設備の安全機能分担に基づき、機能分担の見直しと精緻化を行いました。さらに、水素ガス発生量低減の観点から乾燥設備設計の仕様案を提示しました。

3 安全評価手法の開発および安全性検証

TMI-2燃料デブリの実績と異なり、福島第一原子力発電所では、海水成分の含有が想定される燃料デブリやMCCI生成物も含めて安全に収納・移送・保管するため、臨界、構造、材料の経年劣化、水素発生に対する収納缶の安全性を検証することが求められます。

燃料デブリ収納缶の安全性を検証するための各種検討、試験を実施しました。たとえば、収納缶構造（取扱いフローおよび安全要件を考慮した収納缶蓋構造の成立性確認試験（図１、２））の検討および水素ガス対策（使用済燃料を用いた水素発生量測定試験（図３、４）、水素再結合触媒の有効性評価）の検討を実施し、安全評価手法の確立に必要な知見を拡充しました。

4 燃料デブリの収納形式の検討

燃料デブリ収納缶の基本仕様について、前述2、3に示す安全要件検討および安全性検証結果を踏まえ、塊状、粒状、粉状を呈する燃料デブリ性状・形状に対応した収納形式を検討しました（図５）。その結果、現時点で収納缶仕様案はスループットや燃料デブリ性状・形状に適用可能であることがわかりました。

今後の展開

収納缶構造検証試験の立案および検証試験の実施／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の明確化をするとともに、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。

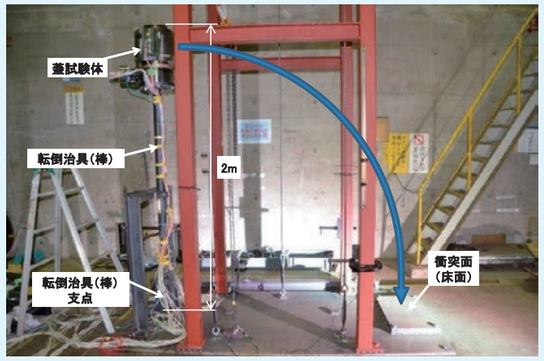


図1　試験装置外観

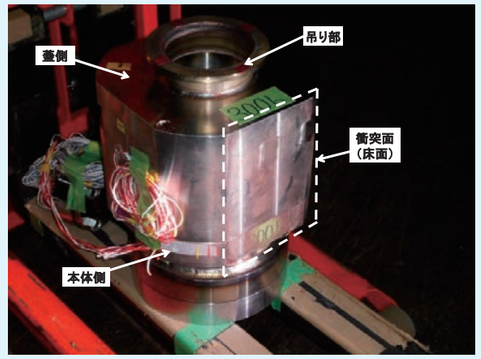


図2　試験後の蓋試験体の状況例

- 収納缶蓋構造の成立性確認試験の状況（収納缶の転倒、収納缶内径220mm）
- 収納缶蓋構造の成立性確認のため、構造強度評価として影響が大きいと考えられる事象を模擬した荷重試験を実施し、各事象により衝撃荷重を受けた際の蓋構造の閉じ込め性を確認しました。

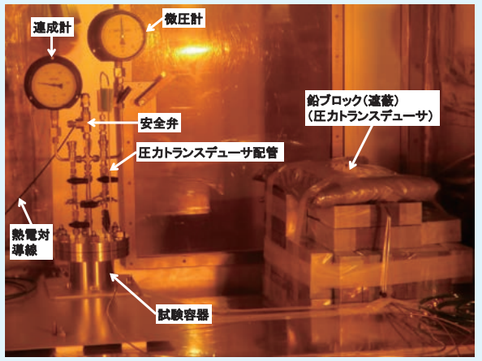


図３　試験装置外観

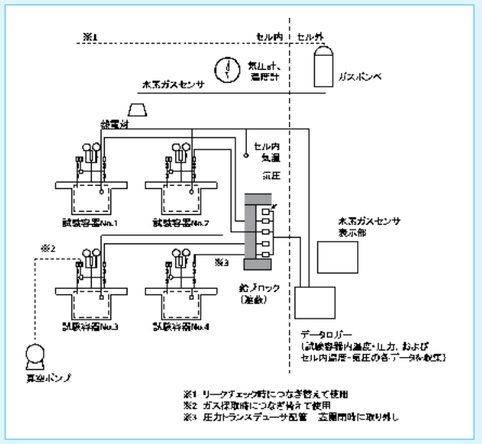


図４　試験装置構成

- 水素発生量へのα線の影響を確認するため、α線源として使用済燃料を用いて水素発生量測定試験を行い、取得した試験データを水素発生量評価へ取り込みます。

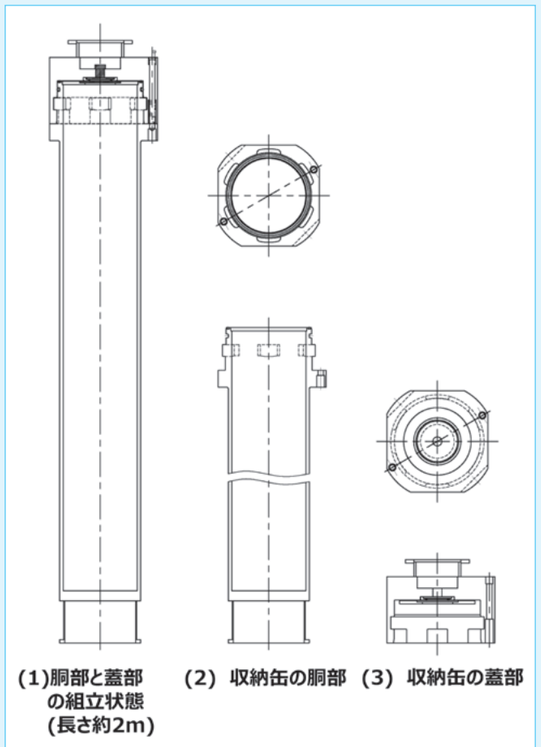


図5　収納缶の基本計画形状案

- 胴と蓋を回転により結合する方式としました。
- 収納缶設計に関する各種検討および確認試験に基づく安全性検証結果を踏まえて、燃料デブリ収納缶の基本計画形状の検討を行いました。

放射性廃棄物の処理処分に係る研究開発

▶固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発

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

廃棄物の分析とそれに基づくインベントリ評価などによる性状把握、固化処理技術や水処理二次廃棄物の安定化に関する検討、処分概念や安全評価手法に関する検討などから研究開発成果を統合し、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 性状把握

瓦礫類、水処理二次廃棄物や汚染水の分析を継続して実施中であり、瓦礫類試料の局所的な汚染分布を調べ、汚染が不均一であることを明らかにしました（図１）。また、蓄積した分析データを廃炉の促進に資する様、インターネットで閲覧できるデータ集を作成、公開しました。（図２）更に、廃棄物の放射能量推定に関して、放射性核種による汚染の頻度分布が対数正規分布であることを見出し、それを利用して分析データの増加を考慮した推定方法を検討しました（図３）。改良した評価手法を用いて廃棄物の放射能インベントリを試算するとともに、計算ツールを整備しました。

2 処分前管理

① インドラム式ガラス固化処理技術の適用性評価

水処理二次廃棄物の処分前管理に必要となる安定化技術の一つとして、インドラム式ガラス固化処理技術に着目し、汚染水処理に用いたゼオライトと他の水処理二次廃棄物の模擬廃棄物を同時に溶融した固化体（るつぼ試験と工学規模試験）を作製しました（図４）。ガラス組成の検討とるつぼ溶融試験を実施して、その結果に基づいたガラス固化体の製作条件で工学規模試験を実施し、固化体性状やオフガス系への核種移行および固化体の化学的耐久性について評価しました。

② 高線量廃棄物の保管対策の検討（水素発生への対策）

水素ガス発生に関する考え方、水素ガス発生評価手法、容器の仕様、水素ガス発生への対応等について、日本と海外の相違点を、その理由を含めて調査し、水素ガス発生評価手法およびベント等の要件に係る知見を示しました。また、スラリー状廃棄物および炉内構造物（金属廃棄物）について、保管、処理、処分の一連の水素発生対策を検討し、水素ガス発生評価手法および水素ガス発生対策における課題を整理しました。

3 固体廃棄物の特徴に適した処分概念および安全評価手法の検討

海外処分場で着目すべき事例リストを作成し、福島第一原子力発電所固体廃棄物への適用性・課題を整理しました。また、廃棄物の特徴を考慮した処分概念を検討するための手法を整備しました（図５）。この手法により複数の処分概念のケーススタディを行い、廃棄物の特徴に応じた廃棄物処理・処分方針の検討が可能となることを確認しました。

4 研究開発成果の統合

廃棄物ストリームに関して、既往研究で得られた最新の成果を反映し、進捗、成果の整合性および残された課題を統合して行く手法の構築に着手し、試行を通じて運用上の課題を整理しました。

今後の展開

廃棄物の性状把握は分析の実施とともに、試料の採取、分析の効率化、インベントリ推定方法の改良の検討を継続します。また、高線量廃棄物の発生に備え、分別や保管の方法を検討します。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します。廃棄体をより具体的に想定し、複数の処分方法を検討します。

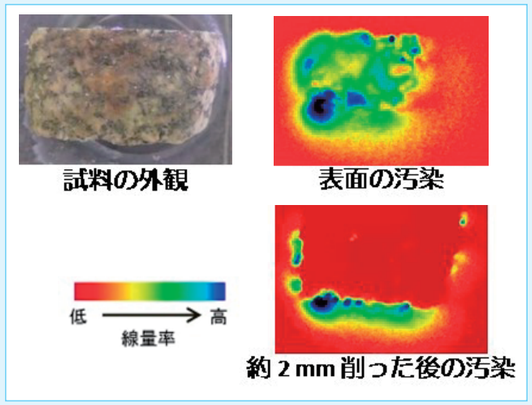


図1 瓦礫の局所的に不均一な汚染の様子
（イメージングプレート測定による）

図2　公開した分析データ集

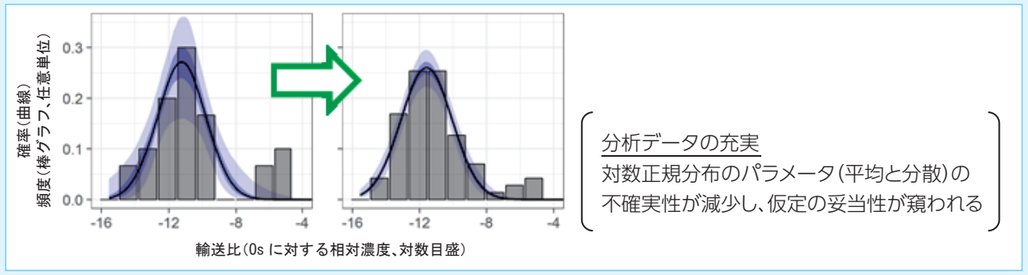


図3　分析データの増加に伴う分布パラメータの不確実性減少の例

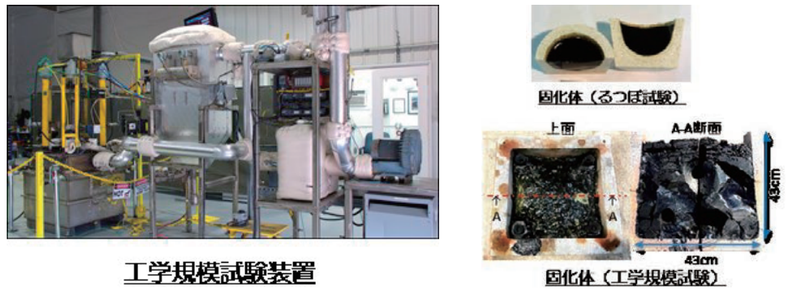


図4　インドラム式ガラス固化処理技術の試験装置及び固化体

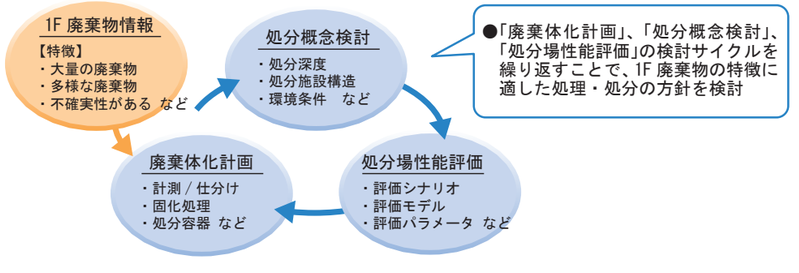


図5　廃棄物の特徴を考慮した処分概念検討プロセス

放射性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）

背　景

福島第一原子力発電所においては、既に多種・多様な廃棄物が発生しており、今後も長期間にわたり発生し続ける見通しです。廃炉を着実に進めるためには、将来の廃棄物処理・処分の検討を進めつつ、それらとの整合性を確保しながら発生した廃棄物を安全かつ適切に管理することが必要です。

目　的

別途実施されている固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発との整合性を図りつつ、処理技術の適用性評価手法と処分成立性検討に必要な処分影響物質の影響評価手法を構築するとともに、廃棄物の適切な分別管理に資する汚染評価技術と、大量に必要となる分析を合理的なものとする技術開発を実施します。

主な取り組みと成果

1 実績のある処理技術の固体廃棄物処理への適用性に係る見通しの評価

① 固体廃棄物処理に係る要素技術の工学規模での適用性評価

国内外で採用実績のある４つの処理技術（高温：ガラス固化/溶融、低温：セメント固化/AAM〈Alkali Activated Materials〉固化）に係る情報を多角的に収集し、適用可能性のある処理技術の選定指標（評価軸）の洗出しと、定性/定量的情報を整理（表１）するとともに、今後情報取得が必要な項目を明確化しました。また、低温処理を中心に不足していると推定されるデータを取得し定量的情報を補完するとともに、AAM固化の特性として、セメントに対し早期の強度発現性があること（図１）、と溶解安定性に優れる可能性、配合により凝結時間が異なること（図２）などの特性を見出しました。

② 処分安全評価に影響を及ぼす項目の抽出と、処分影響物質等に関する解析評価手法の検討

核種収着等挙動および廃棄物情報より、処分の安全評価上影響がある可能性が高い、もしくは確認が必要な影響物質として抽出した６物質（有機物、海水成分、ホウ酸、フェロシアン化物、硫酸塩、炭酸塩）に対して、核種との相互作用に関する情報が不足するデータの調査・取得を行うとともに、利用可能なデータ量に応じて核種収着挙動への影響度を定量的に評価する手法を提示し、収着低減係数評価の試行（図３）と課題の抽出を実施しました。

2 固体廃棄物の保管・管理関連技術の開発

① 固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発

表面α汚染測定技術については、実機適用時の現場環境を想定し、環境温度、線量率等の測定に影響するパラメータを整理し、測定ニーズに基づいた、測定装置の要求仕様を設定しました。また、要求仕様をもとに、レンズの大型化、温度調整機構等を追加した試作機（図４）の製作と要素試験を実施し、現場適用に向けた課題を整理しました。

浸透α汚染測定技術については、現場適用範囲の検討や測定ニーズを調査し、想定される環境条件で使用することを目的とした技術調査を実施しました。そのうえで、α核種に随伴すると考えられるCs-137等のγ核種の浸透深さを測定する手法（図５）の性能を評価しました。

② 簡易・迅速な分析方法の検討

大量かつ幅広い線量の廃棄物試料の分析を、分析値の信頼性を確保しつつ安全かつ合理的に分析するための手法開発を行いました。具体的には、試料代表性を確保しつつ極力少量の試料分取で済むような方法論を構築するとともに、核種分離プロセスの省力化と検出下限値の改善などが期待される質量分析等を導入した分析プロセス（図６）を提案しました。また、分析操作で最も煩雑な７段階の操作（溶解～イオン交換/固相抽出）の自動化技術を開発し、熟練作業者と同等の精度を有するシステムであることを確認しました。併せて取得データの信頼性確保のための分析精度管理や分析者の力量維持などの具体的方法について体系的に構築・整理しました。

今後の展開

他の研究開発を踏まえつつ、処理技術の適用性評価および有害物質による影響評価で抽出された不足する情報、データ等について追加調査・試験を実施するとともに評価手法の妥当性検証を行います。また、汚染評価技術および分析方法の検討で構築・提案した方法について、現場導入に向けた技術的、管理的検証を進めます。

表1 主な評価軸と整理情報
（例：超高周波溶融固化）

（評価軸）		（定性/定量的情報）
技術実績		国内で小型装置（30L/バッチ）の実証試験
プロセス性能	・プロセス数 ・処理温度 ・処理容量 ・Cs揮発率	14 1450 ℃ 0.4t/バッチ/d Cs10～70%
運転性	・高影響パラメータ ・主なプロセスリンク	・廃棄物組成(Ca濃度,不純物), 廃棄物含水率, 溶湯温度 ・内圧上昇, 溶融不十分による固化体性能低下
経済性	・主要設備構成 ・発生二次廃棄物	・乾燥設備, 高周波電源, 水冷コイル, オフガス系 ・バグ・HEPAフィルタと残渣とスクラバ排水
固化体製品	・固化体寸法 ・浸出率 ・G値	200Lドラム缶 10^{-4}kg/m²/d 水素発生無し

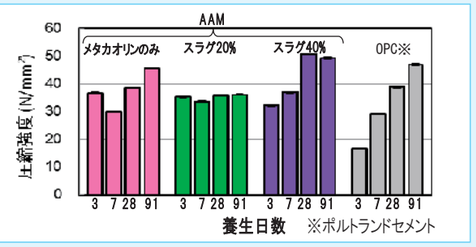


図1　圧縮強度と経過時間の関係

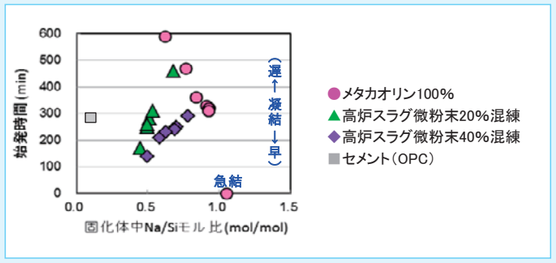


図2　配合と凝結時間の関係

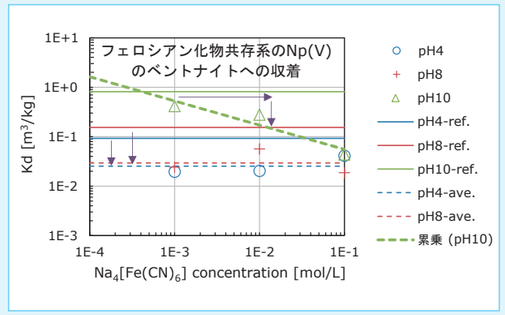


図3　人工バリアへの収着低減係数評価例

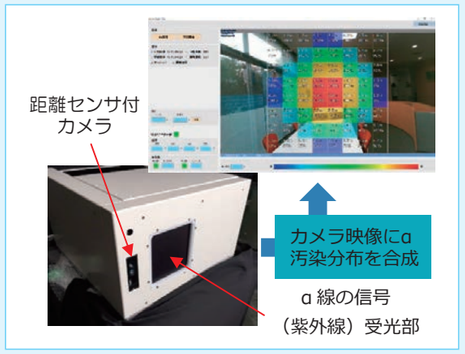


図4　表面α汚染測定装置（アルファカメラ）

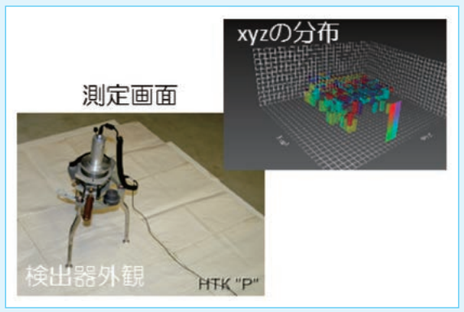


図5　浸透α汚染測定技術調査結果の例：
検出器外観と測定結果のイメージ

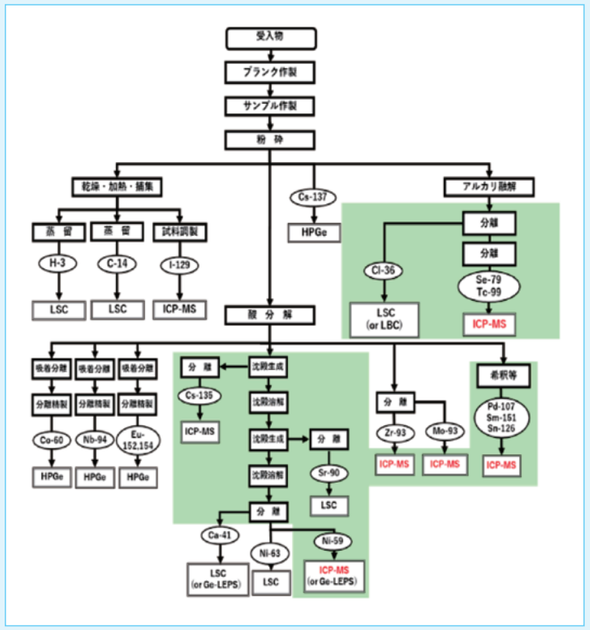


図6　開発した分析プロセス

▶福島第一原子力発電所2号機におけるペデスタル下部堆積物調査研究

背景と目的

福島第一原子力発電所２号機においては、これまでのPCV内部調査によってペデスタル下部に堆積物が存在していることが明らかになっています。本研究においては、これまで開発したPCV内部調査装置を基に、ペデスタル下部堆積物に触れた際の挙動から堆積物の状態の変化を確認することを目的とします。

主な取り組みと成果

2018年１月のPCV内部調査で使用した調査ユニットを変更し、堆積物にフィンガ構造を動作させることで機械的な力を加え、堆積物の状態の変化を確認しました。今回の調査において、ペデスタル底部の小石状の堆積物について動くことを確認しました。また、プラットホーム上にも把持可能な堆積物が動くことも確認しました。

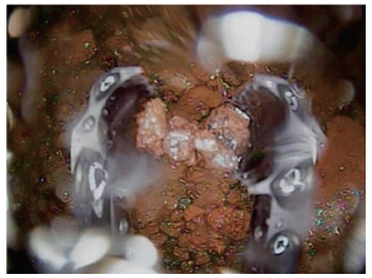


写真１　ペデスタル底部の調査結果
（堆積物接触中）

今後の展開

燃料デブリ取り出しに向けて有益な情報が得られたことから，初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定に向けて、検討を進めていきます。

▶多核種除去設備スラリー安定化処理設備の安定稼働を目指した試験研究

背景と目的

平成25年度および平成26年度補正予算の補助事業において成立性が確認された加圧圧搾ろ過（フィルタープレス）を用いたスラリー安定化処理設備について、脱水物解砕・移送、脱水物充填、および系統閉塞対応に係る試験を実施することにより、実機展開で求められる処理規模への適合性を確証することを目的とします。

主な取り組みと成果

❶ 脱水物解砕・移送技術適用性試験

一般産業で実績のあるワイヤーを用いた脱水物解砕試験を行い、適用性の見通しを得ました。また、コンベアを用いた移送試験を実施し、運用面で課題が残ることが分かりました。

❷ 脱水物充填技術適用性試験

脱水物の自由落下による容器への充填を想定し、排出後における脱水物のかさ密度や散らばり具合について確認しました。また、脱水物の含水率測定について、遠隔による測定とプロセス監視データからの算出の２パターンについて適用性を検討しました。

❸ 系統閉塞への対応策適用性確認

スラリーが固着し系統が閉塞した場合を想定し、洗浄剤を用いた除去効果について確認しました。

写真１　模擬脱水物による解砕試験の様子

今後の展開

本研究の成果をスラリー安定化処理設備の基本設計に反映し、実機への展開を図っていきます。

▶2018年度　主な研究開発成果の発表・公表一覧

No.	発表・公表先	時期	内容
1	日本ロボット学会　英文誌　Advanced Robotics ＜論文＞	2018年５月	Shape Changing Robot for Investigation Inside PCV named PMORPH
2	日本保全学会　東北・北海道支部設立10周年記念総会	2018年５月11日	福島第一原子力発電所廃止措置へ向けたロボット開発
3	福島復興・廃炉に貢献する学協会連絡会（ANFURD） （「燃料デブリ取出しにおける潜在的課題」に関する勉強会）	2018年５月15日	燃料デブリ取出し技術の現状と学協会への期待
4	IAEA Regionaltrain trainer sourse on NDT for civil infrastructure ワークショップ	2018年５月31日	福島第一原子力発電所の極限環境における調査技術として格納容器内部調査（A2、A2'、水中ROV）の調査装置開発および調査実績
5	The 35th International Nuclear Air Cleaning Conference by International Society for Nuclear Air Treatment Technologies	2018年６月４日	R&D for Fuel Debris Retrieval at Fukushima Daiichi Nuclear Power Statioin
6	第23回動力・エネルギー技術シンポジウム	2018年６月14日 ～15日	福島第一原子力発電所の廃止措置に関わる高放射線環境下作業ロボットの開発
7	第23回動力・エネルギー技術シンポジウム	2018年６月14日 ～15日	平成27年度補正予算　廃炉・汚染水対策事業費補助金 福島第一原子力発電所　第２／３号機　格納容器内部調査の状況
8	第８回ロボット大賞	2018年６月29日	平成27年度補正予算　廃炉・汚染水対策事業費補助金　原子炉格納容器内部調査技術の開発　「３号機を対象としたペデスタル内調査」
9	第10回放射線計測フォーラム福島	2018年７月４日	福島第一原子力発電所におけるデブリ調査装置の開発
10	第26回アトックス技術発表会	2018年７月10日	国プロに対するアトックスの取り組み
11	日本保全学会　第15回学術講演会	2018年７月10日 ～12日	平成27年度補正予算　廃炉・汚染水対策事業費補助金 福島第一原子力発電所　第２/３号機　格納容器内部調査のための遠隔調査装置の開発と調査結果
12	第26回原子力工学国際会議　26th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE26)	2018年７月22日	Example of R&D on criticality control technique of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
13	International Conference on Nuclear Engineering (ICONE26)	2018年７月23日	Development of ROV to investigate inside of primary containment vessel at Fukushima Daiichi Unit 3
14	第56回廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議	2018年７月26日	廃棄物試料の分析結果（瓦礫,水処理設備処理二次廃棄物,汚染水,処理水,土壌）
15	電気学会誌　８月号	2018年８月	原子炉格納容器内部調査技術の開発
16	電気学会誌　８月号	2018年８月	宇宙線ミュオンによる原子炉内の透視
17	IRIDシンポジウム2018	2018年８月２日	IRIDの研究開発の状況
18	IRIDシンポジウム2018	2018年８月２日	IRIDの研究開発の状況 ～安全と実現性を高める概念設計と今後の技術開発～
19	IRIDシンポジウム2018	2018年８月２日	クローラロボットにおける狭隘部走行実験
20	第３回福島第一廃炉国際フォーラム	2018年８月６日	Application of ICP-MS to analysis of samples from 1F site at Redioactive Material Analysis and Research Facility
21	第３回福島第一廃炉国際フォーラム	2018年８月６日	Core Material Melting and Relocation tests
22	第３回福島第一廃炉国際フォーラム	2018年８月６日	Characterization of the large-scale MCCI test products for fuel debris removal from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant
23	第３回福島第一廃炉国際フォーラム	2018年８月６日	Progress of 1F PCV contaminant analysis by TEM observation
24	第３回福島第一廃炉国際フォーラム	2018年８月６日	Development of a remote concrete sampling device
25	第３回福島第一廃炉交際フォーラム	2018年８月６日	「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析のためのNDAシステム」 （「NDA system for Fuel Debris Characterization at Fukushima dai-ichi」）
26	第３回福島第一廃炉国際フォーラム	2018年８月６日	Development of a remote concrete sampling device

No.	発表・公表先	時期	内容
27	日本原子力学会　原子力発電部会 第15回「原子力発電技術」夏期セミナー	2018年８月９日	福島第一原子力発電所１～３号機における燃料デブリ分布の推定 （関連事業：平成27年度補正予算　廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）の成果を含む報告
28	日本原子力学会　2018年秋の大会	2018年９月５日 ～７日	燃料デブリ用収納缶の開発 （11）γ線照射下での水の放射線分解による水素発生量の測定（その２） （12）γ線照射下での水の放射線分解による水素発生量の解析的評価（その２） （13）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
29	日本原子力学会　2018年秋の大会	2018年９月５日 ～７日	福島第一原子力発電所の燃料デブリの元素分析方法の検討
30	日本原子力学会　2018年秋の大会	2018年９月５日 ～７日	2017年度「燃料デブリの臨界管理技術の開発」の成果
31	日本原子力学会　2018年秋の大会	2018年９月５日 ～７日	Comparative study of Cs silicates properties between DFT calculation and experimental data
32	日本原子力学会　2018年秋の大会	2018年９月５日 ～７日	（１）福島第一事故廃棄物のインベントリ評価手法の開発、（13）解析的推算方法への統計論的アプローチ導入の検討 （２）福島第一事故廃棄物のインベントリ評価手法の開発、（14）汚染水水質の変化が核種のゼオライトへの収着に及ぼす影響 （３）福島第一原子力発電所事故で発生した放射性廃棄物の分析データベースの構築
33	日本原子力学会　2018年秋の大会	2018年９月５日 ～７日	（下記、炉内状況把握関連シリーズ発表の内の５件） 東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価 （107）デブリ堆積状態の感度解析による格納容器床の長期浸食評価（日立GE） （109）２号機、３号機の炉心物質移行過程における炉心エネルギーの差とその影響（JAEA） （113）総合的な分析・評価のまとめ -3号機-（東電HD） （114）総合的な分析・評価のまとめ -1号機-（日立GE） （115）総合的な分析・評価のまとめ -2号機-（JAEA）
34	日本原子力学会北海道支部　サマーセミナー	2018年９月10日	廃炉に向けた東芝エネルギーシステムズの取組み ～燃料デブリ取出しに向けた格納容器内部調査の進展と課題～
35	JOINT ICTP-IAEA International School on Nuclear Waste Actinede Immobilization	2018年９月10日	Fission Product Behaviour under Light Water Reactor Sever Accident in the light of Fukushima Dai-ichi NPS
36	2018年度地球化学会年会	2018年９月11日 ～13日	不溶性セシウム粒子タイプAの生成メカニズムに関する考察
37	第７回東北大学　炉物理・各データ研究会	2018年９月21日	福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出しに係わる研究開発の紹介（臨界管理技術開発を中心として）
38	福島県環境創造センター　原子力発電所の廃炉に関する講演会	2018年９月21日	福島第一原子力発電所廃炉にかかわる技術開発の現状
39	東北大学　集中講義「平成30年度原子力廃止措置工学概論/特論」	2018年９月28日	廃炉作業に伴うロボット技術の開発と現場適用の状況
40	東北大学　集中講義「平成30年度原子炉廃止措置工学概論/特論」	2018年９月29日	燃料デブリの特性把握と処置について
41	原子力年鑑2019	2018年10月	福島第一原子力発電所廃止措置に向けた国際廃炉研究開発機構（IRID）における研究開発の状況
42	2018 International Severe Accident Managemente Conference（ISAMC）	2018年10月15日	Challenging Issues and International Joint Research Project regarding fuel debris characterization toward decommissioning of Fukushima Daiichi NPP
43	International Conference on Dismantling Challenges：Industrial Reality,Prospects and Feedback Experience	2018年10月22日	The CMMR Program：BWR Core degradation in the CMMR-3 Test
44	4th International Conference on Maintenance Science and Technology 2018（ICMST-Tohoku 2018）	2018年10月23日 ～26日	Shape-Changing Robot"PMORPH"
45	4th International Conference on Maintenance Science and Technology 2018（ICMST-Tohoku 2018）	2018年10月23日 ～26日	Muscular Robot with Flexible Structuring Mechanism
46	2018年NFD研究討論会	2018年10月24日	廃炉作業に伴うロボット技術の開発と現場適用の状況
47	Journal of Nuclear Science and Technology	2018年10月24日	Fiber optic type compact dosimeter using Nd：YAG for basement investigation inside primary containment vessel
48	日本フルードパワーシステム学会　平成30年秋季フルードパワーシステム講演会	2018年10月25日 ～26日	システム同定を用いた油圧シリンダー出力の推定と制御
49	MATLAB EXPO 2018 JAPAN	2018年10月30日	MBDを活用した福島第一原子力発電所燃料デブリ取出しロボットの設計開発
50	日本ロボット学会　第116回ロボット工学セミナー	2018年10月31日	原子力発電所で活躍するロボット技術の返還
51	日本原子力学会「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会FP実験ワーキング　平成30年度第２回会合	2018年11月２日	原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発　汚染状況調査を主とした成果の紹介
52	NPO法人　慣性センサ応用技術研究協会 第６回定期講演会	2018年11月９日	原子力発電所向けロボットにおける慣性センサの活用
53	研究会「ミューオンによる非破壊分析の可能性」	2018年11月13日	ミュオン散乱法による３次元分析
54	Materiaux,ストラスブール	2018年11月19日 ～23日	First analyses of concrete-corium solids surrogate for the Fukushima Daiichi severe accidents
55	ロボット・航空宇宙フェスタふくしま2018	2018年11月22日	平成27年度補正予算　廃炉・汚染水対策事業費補助金　原子炉格納容器内部調査技術の開発「３号機を対象としたペデスタル内調査」
56	ロボット・航空宇宙フェスタふくしま2018	2018年11月22日	IRIDが取り組む研究開発の状況 -ロボットによる燃料デブリの調査・取り出し-
57	E-Journal of Advanced Maintenance Vol.10 No.3	2018年11月25日	Development of a MAV Equipped with Rotatable Attachment Adhesive Mechanism for Movable Observation System
58	日本原子力学会第７回炉物理専門研究会	2018年11月26日	臨界シナリオに基づくデブリ取り出し作業を想定した臨界挙動解析 臨界近接監視システムの開発 （１）KUCAを用いた臨界近接監視システムの検証 臨界近接システムの開発 （２）MVP2.0.33Time-listモードの検証
59	日本原子力学会　廃炉検討委員会 建屋の構造性能検討分科会	2018年11月28日	平成29年度研究開発成果　福島第一原子力発電所　圧力容器/格納容器の耐震性・影響評価手法の開発 RPVペデスタルの鉄筋高温腐食試験
60	一般社団法人　日本機械工業連合会　会員講演会	2018年11月30日	福島第一原子力発電所廃炉にかかわる技術開発の現状
61	日本学術振興会第186委員会 「放射線計測フォーラム福島第11回」	2018年12月３日	福島第一原子力発電所を想定したα汚染遠隔計測技術の開発
62	第15回茨城地区分析技術交流会	2018年12月７日	レーザー誘起ブレークダウン分光法（LIBS）の複数スペクトル同時計測による新たな材料硬度評価手法への応用検討（１）LIBSを用いた硬度計測のための試験片物性評価
63	第15回茨城地区分析技術交流会	2018年12月７日	レーザー誘起ブレークダウン分光法（LIBS）の複数スペクトル同時計測による新たな材料硬度評価手法への応用検討（２）LIBSによる材料高度計測への応用検討
64	平成30年度東京工業大学廃止措置技術・人材育成フォーラムとIRIDスモールワークショップ	2018年12月26日	IRIDにおける福島第一原子力発電所廃炉の技術開発の現状
65	平成30年度東京工業大学廃止措置技術・人材育成フォーラムとIRIDスモールワークショップ	2018年12月26日	福島第一原子力発電所１号機のPCV内部調査状況 ～潜水機能付きボートの開発状況～
66	日本保全学会　保全学誌	2019年１月	平成27年度補正予算　廃炉・汚染水対策事業費補助金 福島第一原子力発電所　２/３号機　格納容器内部調査のための遠隔調査装置の開発とペデスタル内の状況

2018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・分析技術の開発	委託研究	液相および気液界面における放射性微粒子挙動に関する研究	国立大学法人東京大学	2018年４月１日～2019年１月31日
2	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（臨界管理方法の確立に関する技術開発）	委託研究	燃料デブリを含む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	2018年８月６日～2019年１月31日
3	燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化	委託研究	多自由度ロボットの環境との干渉回避を考慮した軌道生成の評価	国立大学法人　神戸大学	2017年６月15日～2019年２月15日
4	燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化	委託研究	油圧駆動マニュピレータの手先負荷力の推定・制御に関する調査	国立大学法人　大阪大学	2017年８月１日～2019年２月15日
5	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	委託研究	解析的評価手法の精度向上に関する検討	一般財団法人電力中央研究所	2018年７月１日～2019年１月31日
6	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	委託研究	廃棄物管理（水素発生）に関する研究	National Nuclear Laboratory (英国)	2018年８月３日～2019年２月28日
7	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	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	2018年９月３日～2019年１月31日
8	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）	委託研究	評価アプローチに係る調査研究	一般財団法人電力中央研究所	2018年４月１日～2019年２月28日
9	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）	委託研究	再利用材料を含む新材料の固型化特性に係る調査研究	一般財団法人電力中央研究所	2018年４月１日～2019年２月28日
10	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）	委託研究	セメント系新材料中の含水成分評価手法の開発	株式会社太平洋コンサルタント	2018年４月１日～2019年２月28日
11	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）	委託研究	セメント系材料の物性変化特性に係る調査	株式会社太平洋コンサルタント	2018年４月１日～2019年２月28日
12	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）	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	2018年７月２日～2019年１月31日

主な研究設備・装置一覧

100万円以上

No.	PJ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	原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の実規模試験	作業フロア
4	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	試験体移動レール
5	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	実規模試験体
6	原子炉格納容器内部調査技術の開発	B1調査装置
7	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
8	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
9	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
10	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
11	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
12	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
13	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）
14	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
15	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
16	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）
17	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
18	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
19	原子炉格納容器内部調査技術の開発	PCV内構造物模擬モックアップ体　一式
20	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
21	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
22	原子炉格納容器内部調査技術の開発	B2調査装置
23	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
24	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
25	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
26	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
27	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
28	燃料デブリの性状把握	大容量熱重量天秤及び同時熱分析装置
29	燃料デブリの性状把握	水晶圧電式４成分切削動力計
30	燃料デブリの性状把握	SEM用元素分析システム
31	燃料デブリの性状把握	油圧式自動埋込機
32	燃料デブリの性状把握	倒立金属顕微鏡
33	燃料デブリの性状把握	カーボンコータ
34	燃料デブリの性状把握	真空置換アーク溶解炉
35	燃料デブリの性状把握	燃料デブリ圧縮試験装置
36	燃料デブリの性状把握	燃料デブリ音速測定装置
37	燃料デブリの性状把握	金相画像解析用装置
38	燃料デブリの性状把握	ダイナミック微小硬度計
39	燃料デブリの性状把握	同時熱分析システム
40	燃料デブリの性状把握	ガス配管パルプヒーター
41	燃料デブリの性状把握	試料切断機
42	燃料デブリの性状把握	試料研磨機
43	燃料デブリの性状把握	コア採取装置
44	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
45	燃料デブリの性状把握	乾式自動密度系
46	燃料デブリの性状把握	熱分析装置用加熱炉
47	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
48	燃料デブリの性状把握・分析技術の開発	粒子計測器
49	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
50	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
51	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
52	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
53	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
54	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
55	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
56	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
57	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
58	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	PCV内モックアップ用設備
59	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
60	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
61	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
62	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
63	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
64	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
65	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
66	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
67	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
68	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
69	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
70	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
71	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
72	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
73	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
74	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
75	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
76	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
77	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
78	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
79	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
80	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）
81	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）
82	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
83	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
84	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テント
85	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
86	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
87	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ろ布交換用架台
88	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	破砕移送装置