



平成28年度版

研究開発成果概要

IRID Annual Research Report 2016

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.iris.or.jp>



この印刷物は再生紙を利用しています。



この印刷製品は、環境に配慮
資材と工場で製造されています。

発行:2017年3月

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

東日本大震災に伴う福島第一原子力発電所の事故から6年余が経過し、発電所の状況は、事故直後に比べ大きく改善されてきてはいるものの、廃炉作業はこれからが正念場を迎えます。

平成27年6月に改訂された「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」(以下、中長期ロードマップ)では、直近の目標工程(マイルストーン)が明確化されました。また、中長期ロードマップに技術的根拠を与える「福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」も平成28年7月にNDFにより更新され、燃料デブリ取り出しに向けた研究開発も、乗り越えるべき大きな技術的な課題も明らかになりつつある中、さらなる成果が求められています。

技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)は、平成25年8月の設立以来、福島第一原子力発電所の廃炉に向けた研究開発を喫緊の課題として、(1)使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発、(2)燃料デブリ取り出しに係る研究開発、(3)放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発、の3分野におけるさまざまなテーマに取り組んでいます。

研究開発を進めるにあたり、研究開発案件全体を俯瞰して案件相互の連携を図る一元的なマネジメントの下、国内外の叡智を結集して取り組み、平成28年度には補助事業14件と自社研究3件の研究開発プロジェクトを実施しました。

その結果、遠隔操作による原子炉建屋内の除染用ロボットや原子炉格納容器の内部調査用ロボットを開発し、現場での実証試験で技術の有効性を検証するとともに、格納容器内部の有効情報を取得しました。さらに、宇宙線ミュオンを活用して原子炉内を透視する技術により圧力容器内部のデブリの状況を推定し、今後の燃料デブリ取り出しのために必要不可欠な技術開発において成果を上げることができました。

この冊子は、IRIDが平成28年度に取り組んできた研究開発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。

これから正念場を迎える燃料デブリ取り出しに向け、IRIDとして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ので、引き続きご支援並びにご指導、ご鞭撻を賜りますよう、よろしくお願い申し上げます。

平成29年3月



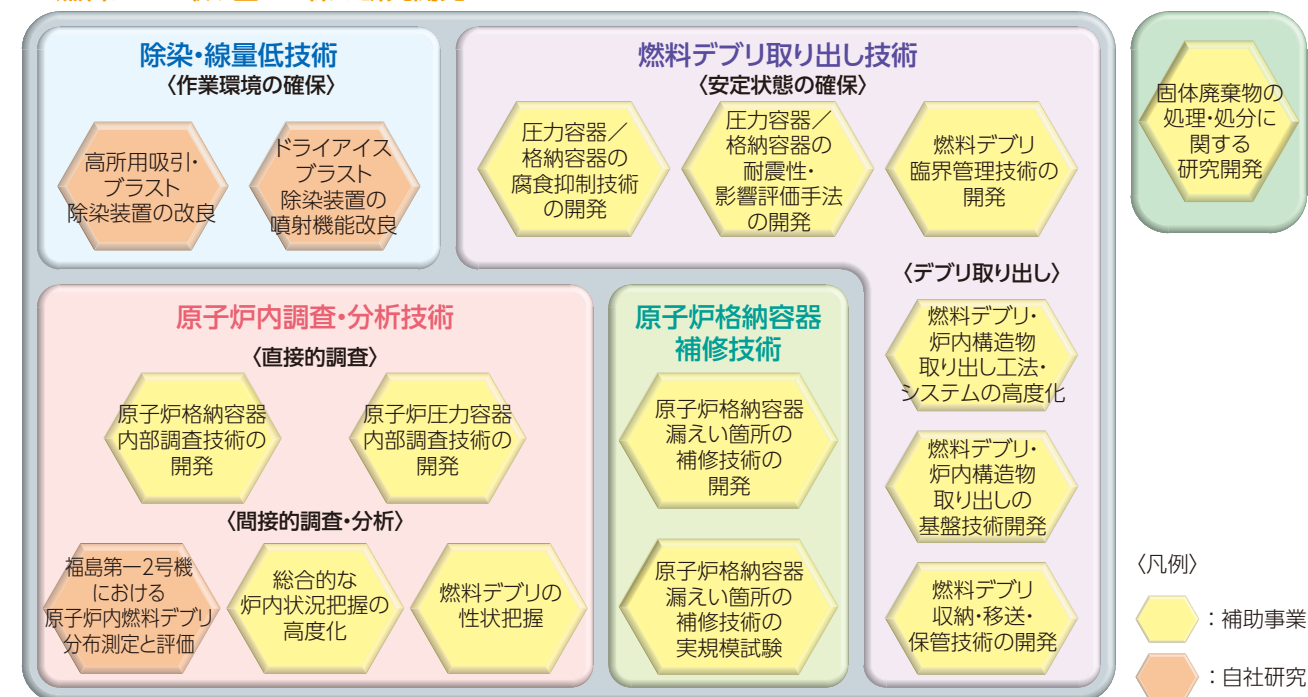
技術研究組合 国際廃炉研究開発機構

理事長 剣田 裕史

1. 使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発

使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の長期健全性評価

2. 燃料デブリ取り出しに係る研究開発



目次

主要な研究成果 - 補助事業

◆重点課題1-使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発	
使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の長期健全性評価	2
◆重点課題2-燃料デブリ取り出しに係る研究開発	
原子炉格納容器内部調査技術の開発	4
原子炉圧力容器内部調査技術の開発	6
総合的な炉内状況把握の高度化	8
燃料デブリの性状把握	10
原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の開発	12
原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の実規模試験	14
圧力容器／格納容器の腐食抑制技術の開発	16
圧力容器／格納容器の耐震性・影響評価手法の開発	18
燃料デブリ臨界管理技術の開発	20
燃料デブリ・炉内構造物取り出し工法・システムの高度化事業	22
燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	24
燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発	26
◆重点課題3-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・処分に係る研究開発	28

主要な研究成果 - 自社研究

福島第一原子力発電所2号機における原子炉内燃料デブリ分布測定と評価	30
高所用吸引・ブラスト除染装置の改良	31
ドライアイスブラスト除染装置の噴射機能改良効果の確認	31

その他 - 情報一覧

平成28年度 主な研究成果の発表・公表一覧	32
共同研究・委託研究一覧	35
主な研究設備・装置一覧	36

重点課題① 使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発

使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の長期健全性評価

背景

福島第一・1～4号機の使用済燃料プールの燃料集合体は、海水注入や瓦礫混入といった通常とは異なる水質環境で保管されたことから、今後、共用プールや乾式貯蔵等で長期にわたり安全に保管していくために、燃料集合体部材への影響や最適な保管環境の条件等について、しっかり評価していく必要があります。

目的

福島第一・1～4号機の使用済燃料プールから取り出した燃料集合体を共用プール等で安全に長期保管できるかを評価するため、実際の保管環境を想定した腐食試験や実機燃料調査を行います。また、乾式保管時の燃料健全性への影響についても模擬試験により評価します。

主な取り組みと成果

① 燃料集合体の長期健全性評価技術開発

① 燃料集合体表面の堆積物の評価

共用プールに保管中の福島第一・4号機燃料集合体の部材(ロックナット)を照射後試験施設に輸送し、白色堆積物の成分分析、腐食すきま再不動態化電位測定を実施しました。白色堆積物の構成成分としてMgが最も多く、Al、Siがその半分程度であり、Clは検出限界以下でした。Mg(OH)₂が析出し、Clも捕捉されていないため腐食の可能性はないと考えられます(図1)。電気化学試験では、塩化物イオン濃度が100ppmよりも低い領域においてすきま腐食感受性がない結果となり、共用プールでの腐食の可能性はほぼないことを確認しました(図2)。

② 乾式保管時の燃料健全性評価

福島第一・1～4号機の使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の乾式貯蔵を想定し、瓦礫落下や海水成分等の影響が重畳した燃料集合体の乾式保管時の健全性について、水素化物析出挙動確認試験、クリープ試験を実施し、福島第一・1～4号機に特有の因子が材料特性に及ぼす影響を評価しました。瓦礫損傷、海水付着等の重畳状態においても、水素化物析出挙動、クリープ挙動に及ぼす影響は小さいことを確認しました(図3,4)。

② 長期健全性に係る基礎試験

燃料部材すきま構造部への海水成分の移行挙動評価試験を行い、すきま構造部で海水成分が濃縮することなく、すきま外の塩分濃度に従って変化することがわかりました(平成27年度完了)。

今後の展開

燃料集合体の長期健全性評価の観点からは、福島第一・1～4号機の使用済燃料プールの燃料集合体は海水注入や瓦礫混入といった通常とは異なる水質環境で保管されたことから、この様な特有な履歴の影響が湿式保管、乾式保管に及ぼす影響を評価し、この影響は小さいことを確認しました。

今後の使用済燃料取り出しの際に、新たな課題が抽出された場合には、新たな健全性評価の要否を検討する必要があります。

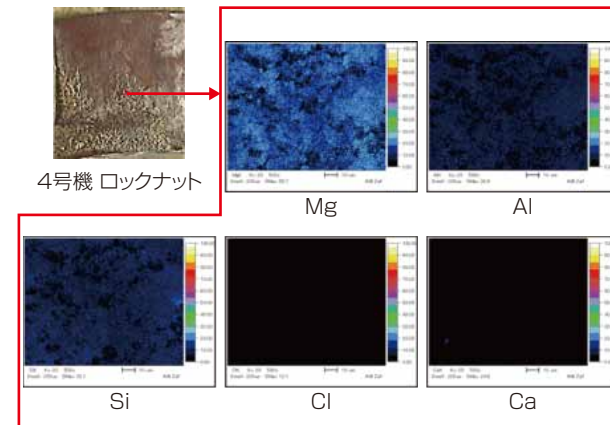


図1 4号機ロックナット白色堆積部の成分分析結果

白色堆積物には海水中の金属成分が検出されていますが、Clは検出されていません。これは塩化物ではなく金属酸化物と考えられ、腐食の可能性はありません。

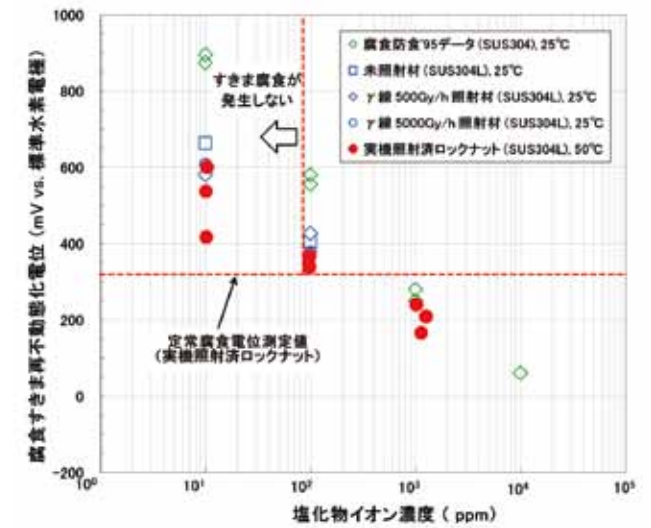


図2 ロックナットの腐食すきま再不動態化電位測定結果

100ppm以下では、すきま腐食の発生する電位が、酸化皮膜の生成により腐食しない領域(腐食すきま再不動態化電位以下)にあるため、腐食の可能性はありません。

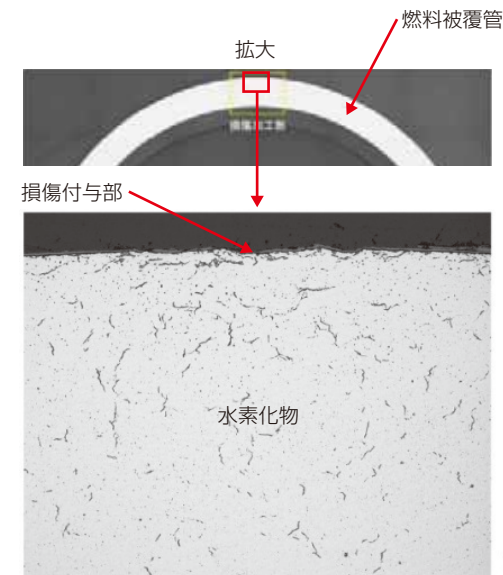


図3 水素化物析出挙動確認試験結果

(照射試験片, 300℃, 冷却速度0.04℃/h, 周方向応力70MPa, 損傷付与, 海水付着, 瓦礫固着)

瓦礫固着、海水付着、損傷付与の3つを合わせた条件でも、損傷付与部の水素化物析出状態に明らかな差異は認められませんでした。

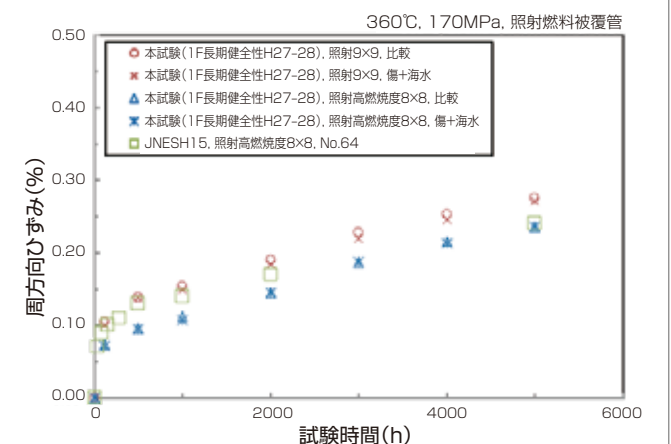


図4 クリープ速度試験結果

(照射試験片, 360℃, 周方向応力170MPa, 損傷付与, 海水付着, 5000h)

海水付着と損傷付与した場合としない場合で、5000時間の長時間クリープ試験結果に両者の差はほとんどありませんでした。

重点課題② 燃料デブリ取り出しに係る研究開発

原子炉格納容器内部調査技術の開発

背景

福島第一・1～3号機では、炉心が溶融し、核燃料が炉内構造物の一部とともに燃料デブリとして原子炉圧力容器(RPV)内および原子炉格納容器(PCV)内に存在していると考えられます。燃料デブリは、RPV底部からRPVを支持するペDESTAL内へ落下した後、ペDESTAL底部の開口からペDESTAL外まで広がり、PCV底部に分布していると考えられますが、燃料デブリの状況はまだ把握できていません。

目的

PCV内部の状況については、1号機においてX-100Bペネトレーションから、2号機および3号機はX-53ペネトレーションからそれぞれPCV内部へアクセスし、PCV内の目視映像、線量、温度の情報が取得されました。高線量、高湿度の過酷環境であることに加えて、暗闇の中で蒸気や滞留水が存在するため視界が制限されることが確認されています。また、事故によって干渉物が発生している可能性もあります。このため、これらの課題を解決して、PCV内部の調査を可能にする技術を開発する必要があります。

主な取り組みと成果

① ペDESTAL内／外へアクセスする技術の開発

① 1号機ペDESTAL外へアクセスする技術(B2調査技術)

1号機X-100BペネトレーションからPCV内へアクセスし、ペDESTAL外地下階の燃料デブリの広がり状態を調査するB2調査装置を開発し、1号機での現地実証に向けて準備を実施しました(装置外観:図1)。

② 2号機ペDESTAL内へアクセスする技術(A2調査技術)

2号機X-6ペネトレーションを遠隔で穿孔可能な装置および、穿孔したX-6ペネトレーションからPCV内へアクセスし、ペDESTAL内の状況を調査するA2調査装置を開発しました。穿孔装置は平成28年12月に現地実証を完了し、平成29年2月にA2調査関連の実証試験を完了しました(装置外観:図2)。

③ 3号機ペDESTAL内へアクセスする技術(3号機調査技術)

3号機X-53ペネトレーションからPCV内へアクセスし、ペDESTAL内の状況を調査する水中遊泳型装置の試作を完了しました(装置のイメージ:図3)。

② 次フェーズのPCV内部調査技術の開発

上記①のペDESTAL内／外へアクセスする技術に加え、更なる詳細情報の取得を目指す調査の必要性から、次フェーズのPCV内部調査技術の計画を立案しました。

計画立案においては、燃料デブリ取り出し技術の開発に関連する各プロジェクトから示された最新のニーズについて整理・分析をしてPCV内部調査の調査目標を設定し、技術開発課題の抽出と、PCV内部調査の調査計画および開発計画の立案を行いました。

その調査計画・開発計画に基づき、PCV内へのアクセスルート構築技術、アクセス調査技術、計測技術について、検討および要素試験を実施しその概念を構築しました。

今後の展開

平成28年度に1号機においてB2調査を実施しました。また、平成29年度に3号機において予定しているペDESTAL内調査に向けて開発を継続し実証試験の完了を目指します。

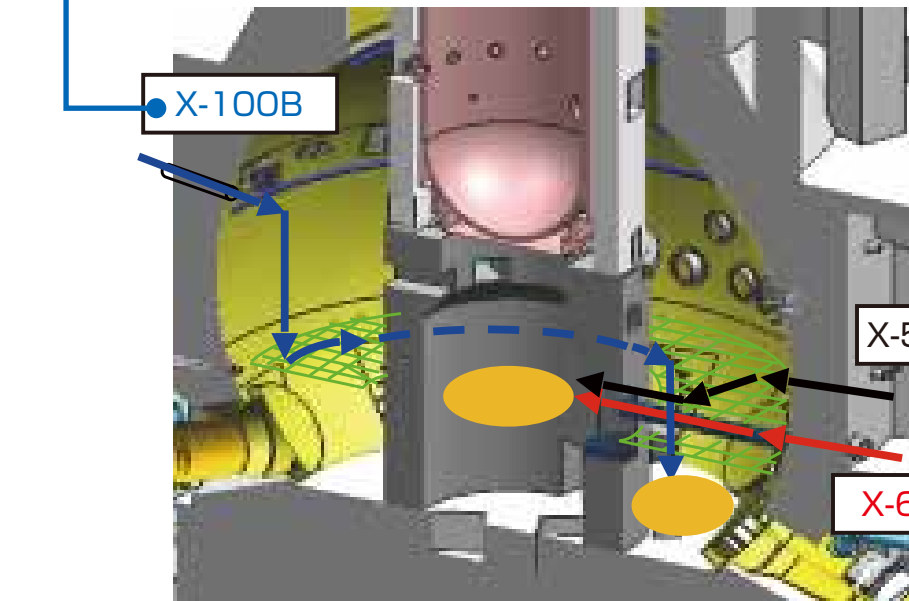
また、PCV内部の更なる情報の取得に向けて、次フェーズ調査の技術開発も継続実施していきます。



図1



図3



アクセスルート : 調査部位



図2

重点課題② 燃料デブリ取り出しに係る研究開発

原子炉压力容器内部調査技術の開発

背景

原子炉压力容器(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を収集することが求められており、このため調査対象、調査方法と得られる結果の関係を明確にし、総合的に調査方法を立案して、それ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・開発計画の立案・更新

関連する開発プロジェクトや現場からのニーズを調査・整理し、炉心部・炉底部から外観情報および放射線量等のデブリ取り出し工法開発に有用な情報を抽出して、調査対象の目標としました。また、炉心部を調査するアクセスルートに関し、RPV上部のオペレーティングフロアからの工法だけでなく、原子炉建屋側面から穴を開けてアクセスする工法についても候補に選定し、建屋の強度評価等の実現性に関する評価を行いました(図1)。

② 上部から炉心にアクセスする装置の開発

① RPVヘッドまでのアクセス用穴開け装置の開発

原子炉格納容器(PCV)ヘッド・RPVヘッド等の穴開けの位置決め、加工片の処理(残置または回収)等、各作業時に適用可能と考えられる複数工法の比較評価を行い、候補となる技術・工法を選定しました(図2)。

② バウンダリ機能維持装置・作業用アクセス装置の開発

炉内構造物加工時の気中へのダスト飛散による被ばくについて簡易モデルで評価を行うと共に、汚染拡大を防止するバウンダリ機能の維持に関し、PCVヘッドとガイドパイプの取合部をシールする工法について、PCVヘッドの表面洗浄後の要素試験を行い、シール性を確認しました。また、取合部に樹脂パッキンを使用した場合の交換方法等、各作業時に適用可能と考えられる複数工法の比較評価を行い、候補となる技術・工法を選定しました(図2)。

③ 上部格子板までの穴開け装置の開発

炉内構造物の狭隙部に遠隔で開口を設けるアブレイシブウォータージェット(AWJ)の小型ツールヘッドを試作し、要素試験を行い、穴開け加工性・作業性を確認しました。また、複雑形状の構造物に開口しつつ降下していく工法を可能とする機構について、気中AWJによる加工片発生状況等の評価を行い、概念設計を実施しました(図3)。

③ 炉心部までの調査方式の開発・選定

小径のアクセスルートを通して内部状況や線量率を調査する技術に関して、要素試験等で環境(高線量・霧)適用性を確認しました。また、炉心部でより深部まで調査装置を近づける機構について概念設計を実施しました。

④ 調査装置全体システムの設計と工法計画

原子炉ウェル内部や各構造物、炉心部までのアクセスルートの状況、線量率等が不明なため、安全・確実な工法とするために、アクセスルートの設定、構築に際して作業ステップを細分化し、調査と一体で実施する計画について検討しました。

今後の展開

上部および側面穴開け調査工法について、安全性を確認しつつ候補となる技術・工法に関する装置の詳細設計を実施し、部分モックアップ試験にて現場での遠隔施工の可能性を確認します。また、現地における装置の設置から調査の実施、調査後の処理に至る一連の作業ステップを策定します。

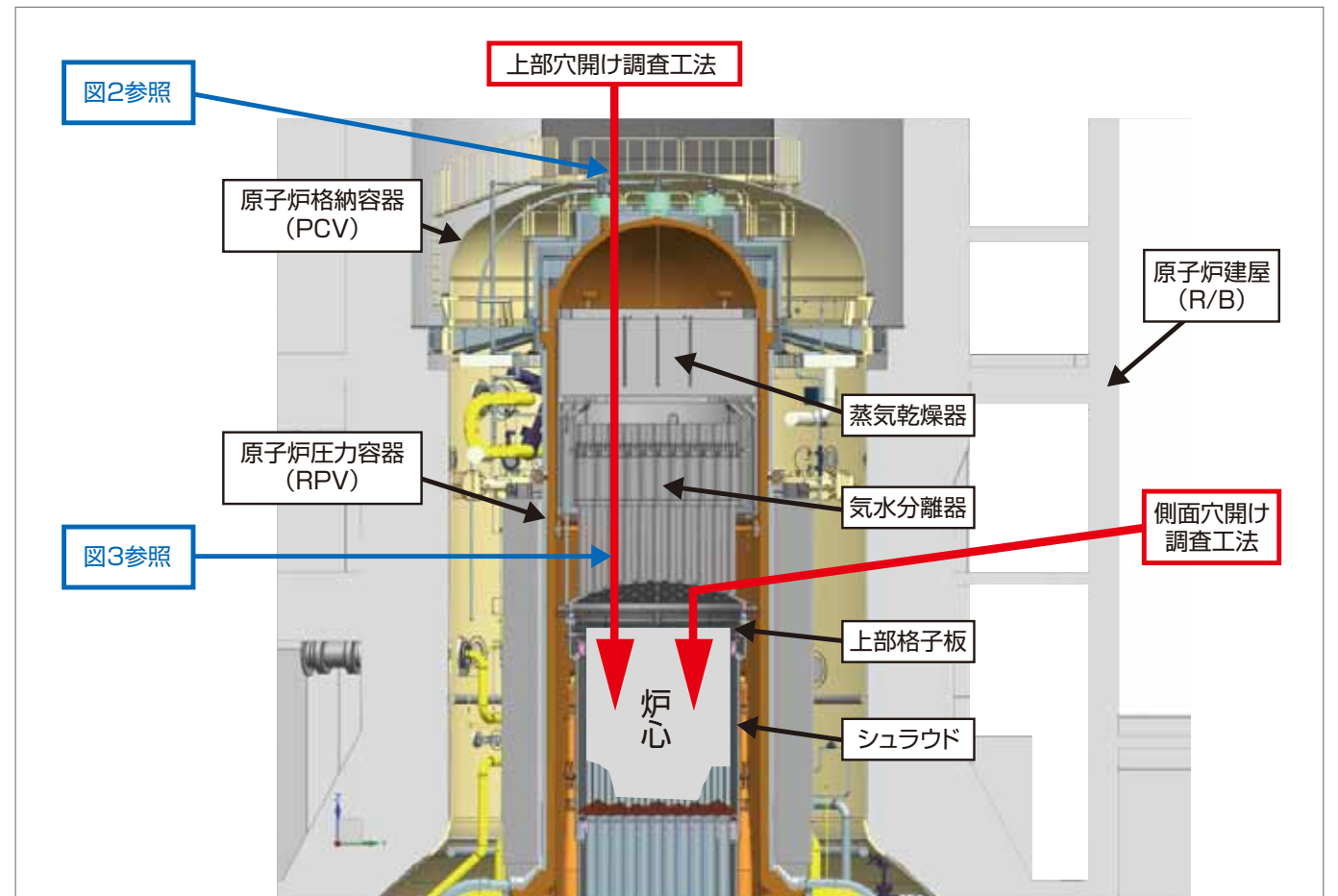


図1 調査工法の概念

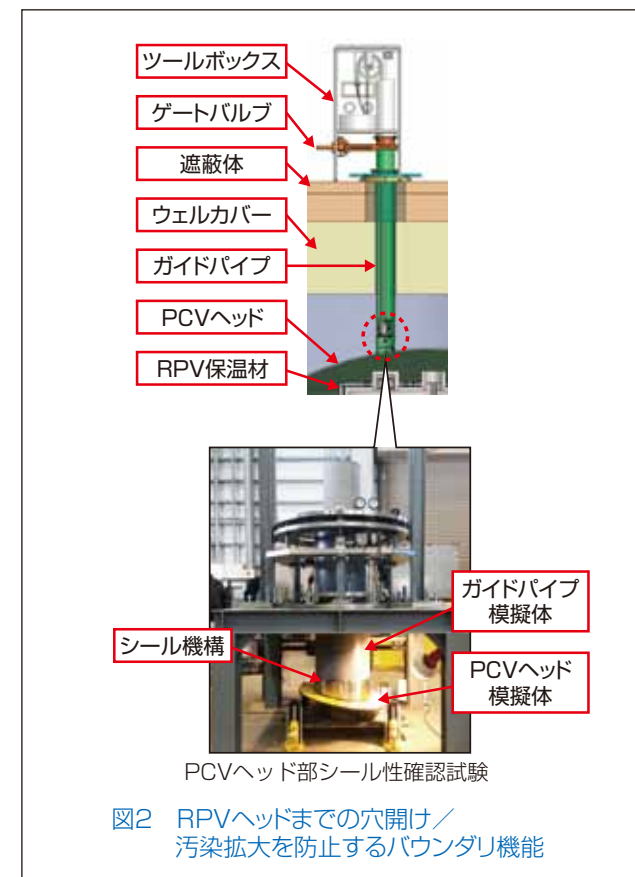


図2 RPVヘッドまでの穴開け／汚染拡大を防止するバウンダリ機能



図3 気中AWJによる炉内構造物の穴開け加工確認試験

重点課題② 燃料デブリ取り出しに係る研究開発

総合的な炉内状況把握の高度化

背景

燃料デブリの取り出し方法の立案や安全対策の策定には、炉内・格納容器内の状態の把握が欠かせません。しかし、福島第一・1～3号機の炉内は放射線量が極めて高いため、直接調査したり観察することが困難な状況です。

目的

本事業では、福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた取り組みを着実にを行うため、事故進展解析および他の研究開発の成果、事故時の圧力・温度等の測定データの分析、現場から得られた情報等を活用し、これらの情報を総合的に分析・評価することで、炉内・格納容器内の状態の推定を進めています。なお、本事業は一般財団法人エネルギー総合工学研究所との共同提案です。

主な取り組みと成果

① 炉内状況の総合的な分析・評価

① 実機データおよび他プロジェクトの成果を踏まえた総合的な分析・評価

各号機の炉内・格納容器内の状態を推定するにあたり、原子炉压力容器、格納容器、原子炉建屋の各所における様々な情報を網羅的に集約した情報集約図を作成しました。これらの情報を総合的に分析・評価することで、燃料デブリ分布の推定図(図1)、FP(Fission Products：核分裂生成物)分布の推定図、線量分布の推定図を作成しました。

② 総合的な分析・評価に必要なデータベースの構築

①の取り組みを効果的に進めるため、実機での計測データや、現場調査の結果等の情報を統合的に収集・整理したデータベースを構築しました。また、総合的な分析・評価に資する計算評価機能として、解析コードにより算出されたFP質量を実測場所における線量率に関する機能を整備しました。

② 総合的な分析・評価に資する燃料デブリの挙動やFPの挙動および特性の推定・評価

① 解析手法を活用した不確かさの低減

事故進展解析コードを用いて、炉内で生じたと推定される事象について境界条件や解析モデルを考慮した感度解析、逆解析等を行い、①①に記載した総合的な分析・評価に資する知見を得ました。また、模擬燃料集合体プラズマ加熱試験(図2)を実施し、BWR体系における炉心損傷・溶融・移動といった現象の不確かさを低減できる知見を取得しました。

② FPの化学特性の評価

FPの化学特性の評価にあたっては、廃炉時の線量の寄与が大きいCsに着目し、標準的な化学種であるCsI、CsOHに加えて考慮すべき化学種の特定、あるいは構造材成分との反応に伴う難溶性Csの偏在の可能性など、Csの分布および化学的特性について検討を進めました。

また、現場で取得された試料を炉内状況把握の観点で分析する作業に着手しました(例:2号機オペレーティングフロアで採取した養生シート(図3))。

③ 国際共同研究を通じた国内外の知見の活用

国際共同研究(OECD/NEA BSAF Phase2)プロジェクトをホストとして運営し、多くの機関の結果を相互比較することで、事故進展シナリオの同定、解析評価の不確かさの範囲の把握などに役立て、その成果を①①に示す総合的な分析・評価に活用しました。

また、SAMPSON-MELCOR Crosswalkを実施し、燃料温度上昇、溶融進展等に関する両コードの共通点・相違点を把握できたことで、事故進展解析の理解に役立てられる知見が得られました。

今後の展開

平成28年度に引き続き、「現場で取得された情報をもとにした分析・評価」、「事故時／事故後のデータ、逆問題解析に基づく分析・評価」、「解析コードを活用した分析・評価」に加え、必要に応じ「解析コードの改良」も1アプローチとして総合的な炉内状況把握を行います。

1号機および2号機の格納容器内部調査など、今後計画されている調査で取得された情報を有効に活用して、総合的な炉内状況把握に繋げていきます。

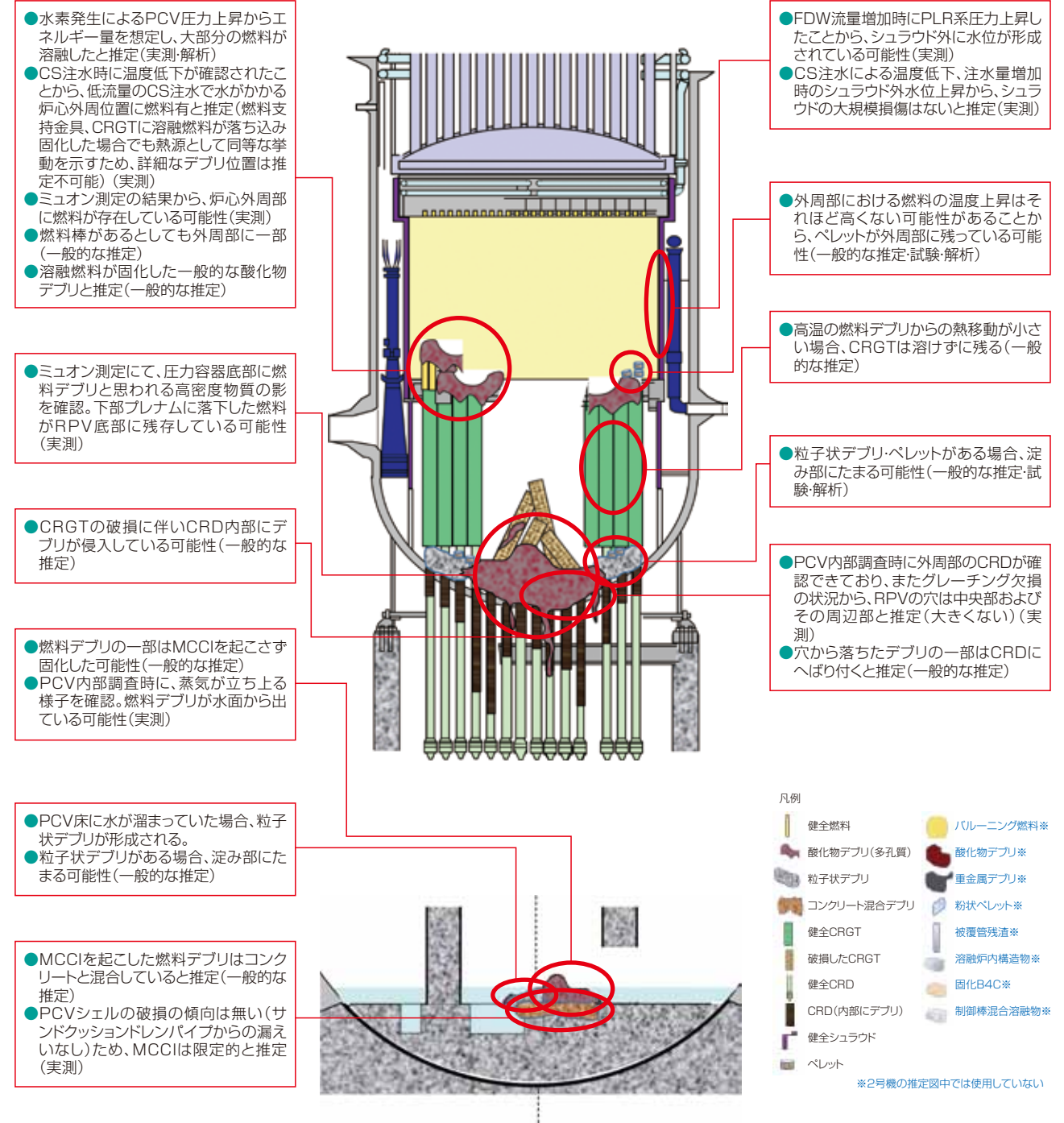


図1 燃料デブリ分布の推定図(2号機の例)

平成29年3月31日現在



図2 模擬燃料集合体プラズマ加熱試験(予備試験の装置・加熱状況・試験体)



図3 分析対象の養生シート

重点課題② 燃料デブリ取り出しに係る研究開発

燃料デブリの性状把握

背景

燃料デブリの取り出し、収納、保管等の廃炉作業を安全かつ着実に実施するためには、取り出し装置開発などに利用できる硬さなどの性状、乾燥特性等の燃料デブリの特性を調査・推定するとともに、燃料デブリサンプルの取得後は実物を分析し、その性状を十分に把握しておく必要があります。

目的

廃炉作業に必要な燃料デブリに関する情報を提供するために、模擬デブリを用いた試験などから福島第一原子力発電所で生成された燃料デブリの性状を推定します。また、燃料デブリの性状評価に有益な実際の燃料デブリの分析ができるように、分析要素技術等の開発を行います。

主な取り組みと成果

① 燃料デブリの性状の推定

平成28年度に得られた成果（熔融炉心・コンクリート反応（MCCI）生成物情報）を基に、燃料デブリの性状を推定した「燃料デブリ特性リスト」（平成27年度まとめ）を更新しました。

② 模擬デブリを活用した特性評価

① 収納・保管に影響を与える燃料デブリ特性の把握

燃料デブリの収納・保管時の水素発生管理などの安全性の観点で重要となる乾燥特性の技術開発などを行っています。MCCI生成物に同伴するコンクリートの乾燥特性については、主成分であるセメントを用いて乾燥挙動試験を継続し、平成28年度は熟劣化セメントの再水和性が乾燥挙動に与える影響を評価しました。また、乾燥しにくいと予想される粉末状の燃料デブリを想定し、粒子径などをパラメータに粉末状燃料デブリの乾燥挙動を評価するとともに、乾燥熱処理時の温度条件設定の基礎データとするために燃料デブリの粉化挙動に関するデータを取得しました（図1）。その他、アクチノイド元素の溶出挙動に関して既存の知見を整理し、これらをとりまとめ収納缶に係る燃料デブリ性状データとして収納・移送・保管プロジェクトへ提供しました。

② 性状不均一に係る評価

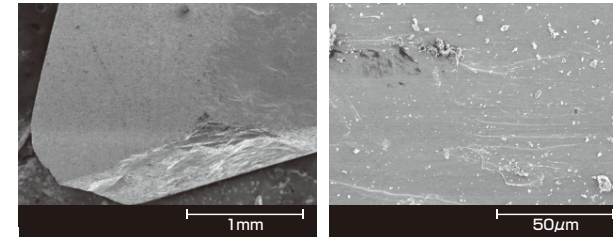
フランス原子力・代替エネルギー庁（CEA）との協力により、CEAで保管されている過去の急冷条件で作製したMCCI試験生成物を用いて、生成されている化合物や硬さなどの特性データを取得し、急冷条件の性状データを拡充しました。また、福島第一原子力発電所の熔融成分やコンクリート成分などを考慮した大型MCCI試験を行い、MCCI試験生成物を作製しました（図2）。作製した試験生成物を解体することで異なる部位のサンプルを取得するとともに、コンクリートの浸食深さや生成物の状態を確認するなど、取り出し時の参考となる知見を得ました。

③ 燃料デブリの分析要素技術等の開発

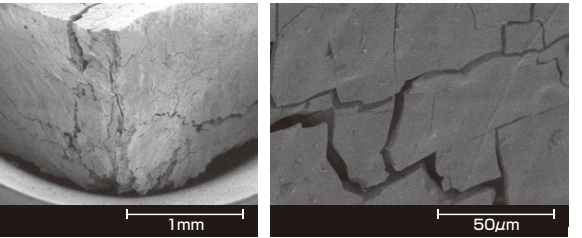
燃料デブリの分析が可能なように、大熊分析研究センターにおける導入も考慮して開発すべき分析要素技術を選定し技術開発を進めています。難溶性である燃料デブリの溶解についてはアルカリ融解法を用いた技術開発を継続し、燃料デブリを構成する酸化物や金属の種々の化合物を用いて溶解条件を評価しました（図3）。また、誘導結合プラズマ発光分光分析装置（ICP-AES）による多元素同時分析技術開発では多量に含まれるウランの分光干渉の評価（図4）およびその解決方法の検討を行うとともに、X線CTによる気孔率等の定量評価方法やICP-MSによる多核種合理化分析手法の技術開発を進め、各技術の実現可能性を確認しつつ技術課題を洗い出しました。さらに、燃料デブリサンプルを輸送するための検討として、燃料デブリの輸送時の安全解析を行い、サンプル輸送の技術的見通しを得ました。

今後の展開

平成28年度に作製したMCCI試験生成物の異なる部位ごとに、各サンプルの硬さなどの分析・測定を行い、「燃料デブリ特性リスト」に反映します。また、乾燥設備検討に必要なFP放出挙動の評価を開始します。さらに、茨城地区での燃料デブリサンプルの分析準備として、分析技術開発および輸送検討を継続するとともに、分析方法に関する要領の作成を行います。



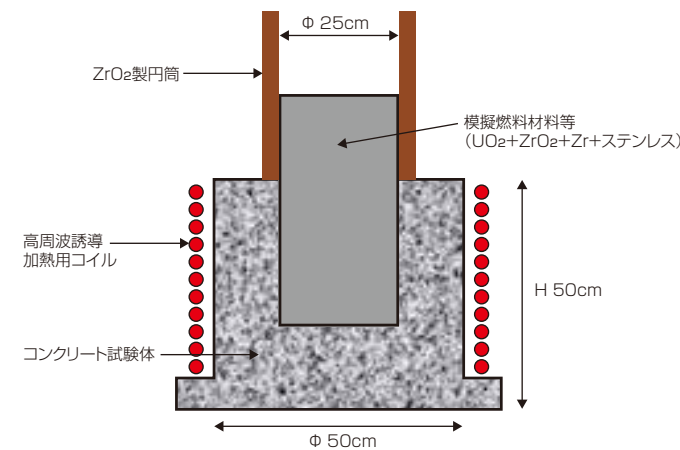
①300℃、低酸素雰囲気下での15時間熱処理後の状況
(クラックの発生なし)



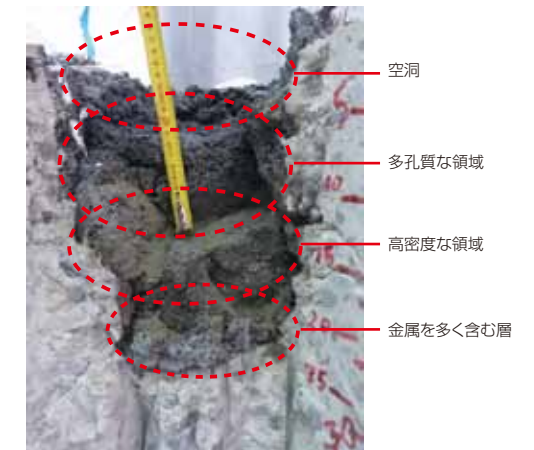
②600℃、低酸素雰囲気下での11時間熱処理後の状況
(クラックの発生あり)

図1 熱処理後の模擬デブリの外観

模擬デブリを用いて、温度・時間および酸素量をパラメータとして試験を行った結果、真空ポンプで減圧した環境を想定した酸素量かつ300℃の熱処理条件では15時間の熱処理でもクラックが発生しなかったため、乾燥温度条件として300℃が一つの目安となります。



①試験装置の断面図



②試験後のMCCI試験生成物の状況

図2 CEAとの協力により実施した大型MCCI試験装置と試験生成物の状況

①の試験装置を用いて、装荷した約50kgの模擬燃料材料とコンクリートとを熔融反応させ大型MCCI試験生成物を作製しました。作製した試験生成物は②に示したように、不均一な状態で多孔質な領域や金属層などが観察されました。試験生成物は解体し異なる部位ごとにサンプルを取得しました。平成29年度に各サンプルの硬さなどの詳細分析を行う予定です。

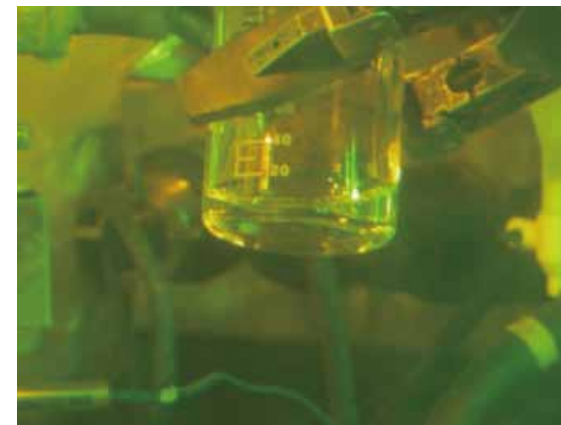


図3 模擬デブリを用いたホットセルでのアルカリ融解試験（溶解液の状況）

これまで検討したアルカリ融解法を用いた溶解手順で、ウラン模擬デブリ（UO₂とジルカロイを溶融させて作製した試料）の溶解試験を行いました。試験の結果、溶解液に残渣は確認されず全量溶解できることを確認しました。

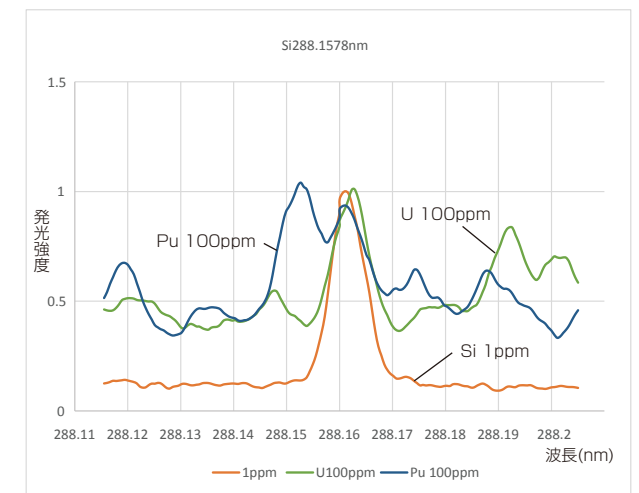


図4 Si元素分析におけるU、Puの干渉状況

燃料デブリにはウランが多量に含まれるため、他の元素を分析するときウランにより分光干渉（妨害）を受ける場合があります。図は試験結果の一例としてケイ素（Si）の分析時の干渉状況を示したものです。このように、分析対象の元素ごとにウランによる干渉を評価し、その解決方法の検討を行いました。

重点課題② 燃料デブリ取り出しに係る研究開発

原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の開発

背景

福島第一原子力発電所では、溶け落ちた燃料が原子炉圧力容器内にとどまらず、格納容器まで至ったと推定されています。この燃料デブリを取り出すために格納容器に水を溜める計画ですが、そのためには格納容器からの漏水を防ぐ必要があります。

目的

本事業では、燃料デブリを冠水あるいは水をかけ流している状態で取り出す方法の実現に向けて、原子炉格納容器(PCV)からの水の漏えい箇所の補修技術を確立することを目的としています。

主な取り組みと成果

1 PCV下部補修技術の開発(図1)

① ベント管内埋設による止水技術

- 平成27年度までの継続開発である閉止補助材／副閉止補助材／止水材について、課題に対する対応方針の決定・試験計画を行い、各試験を実施しました。
- 平成28年度から従来のセメント系止水材に加え、ゴム系止水材を追加し試験を実施しました。

② サプレッションチェンバー(S/C)内充填による止水技術(図2)

- 強め輪乗り越し試験、長距離圧送試験、実機環境想定要素試験を完了しました。また、S/C内を模擬した1/1スケールコンクリート止水試験を実施し、現場環境を模擬した流水を止めることに成功しました。

③ 真空破壊ライン埋設による止水技術(1号機特有)

- 平成27年度までに開発した止水プラグでは、0.45MPaの止水試験で漏えいがないことが確認できましたが、止水プラグの配管内へのインストール性の改善などが課題として抽出されました。平成28年度は、開発した止水プラグを改良し、小型化、簡素化を含め現場適用性向上を検討しています。

2 接続配管のバウンダリ構築技術

- PCVに接続されている配管を止水するため、配管内へ充填する止水材・遠隔装置の開発を行っています。平成28年度は止水工法に応じた各装置の設計に着手し、具体的な検討を行っています。

3 トーラス室壁面配管貫通部等の止水技術の開発

- 吹付け施工可能な止水材を選定し、その止水性を確認するための試験を行いました。平成28年度からゴム系材料を追加し、試験を実施しています。

4 PCV上部他補修技術の開発

シール部の止水技術(機器ハッチ)(図3)

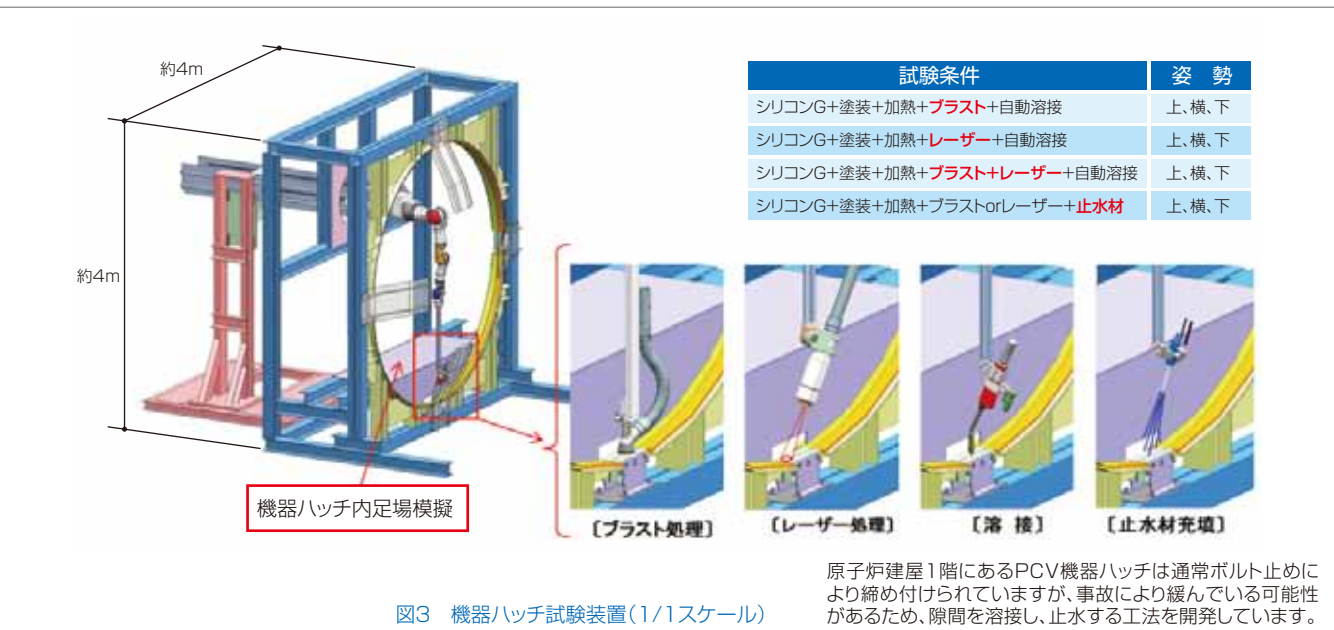
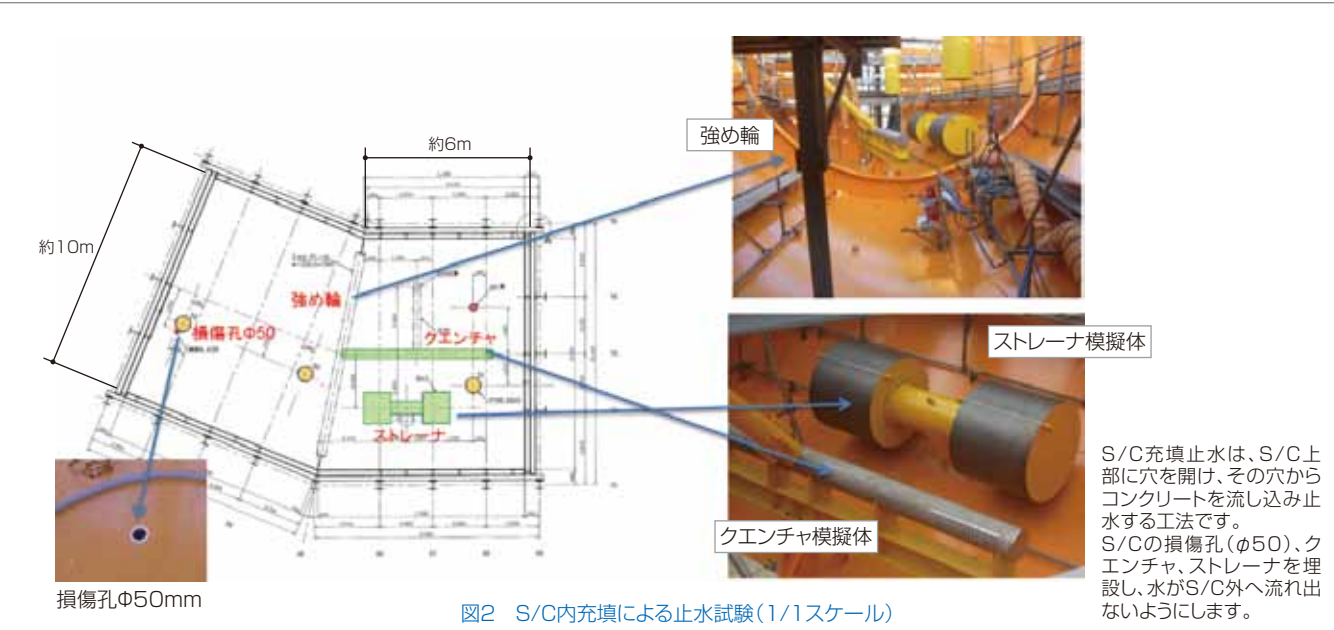
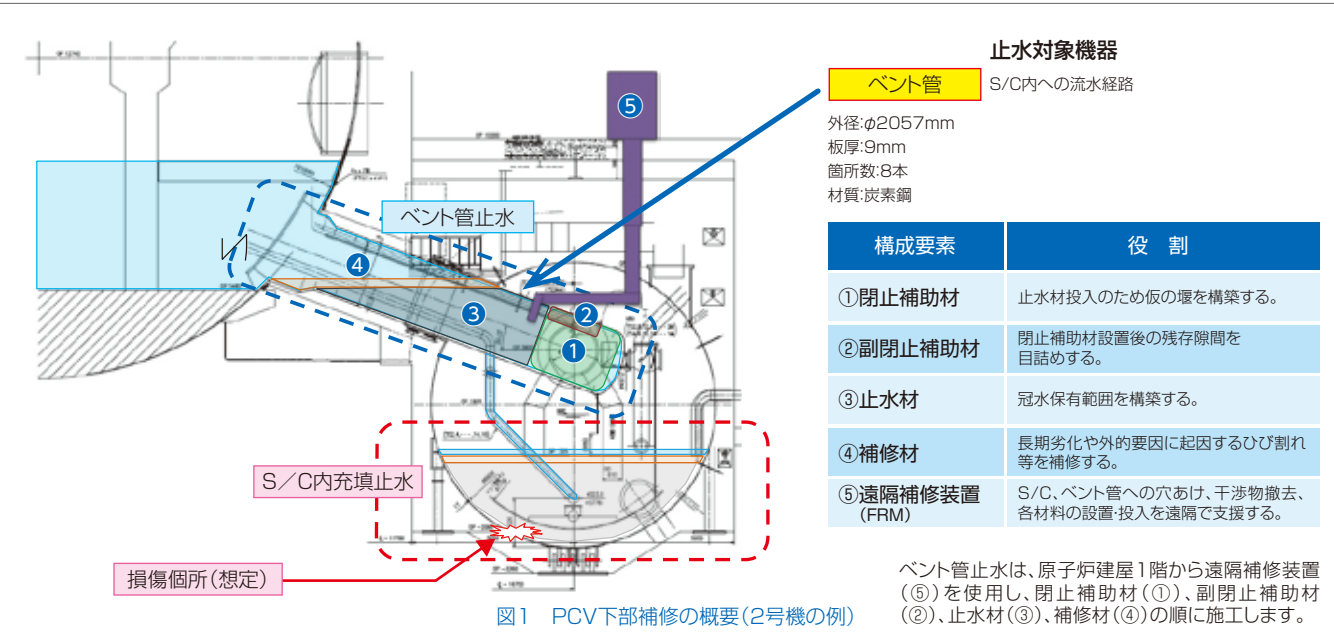
- 機器ハッチフランジ部からの漏洩防止と気密性確保のため、フランジ合わせ部を密封する必要があり、遠隔による溶接工法を検討しています。平成28年度は、溶接部の錆取り・溶接装置を試作し、要素試験を行いました。

5 補修工法の実機適用に向けた環境改善の概念検討

- PCV下部および上部補修にて優先度が高い箇所を抽出し、その中から環境改善代表箇所としてモデルを作成し、線量率評価・線量低減検討に着手しました。

今後の展開

実機への適用性を考慮し、装置の要求性能に反映することが必要です。長期的な止水機能維持に関する検討が必要です。



重点課題② 燃料デブリ取り出しに係る研究開発

原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の実規模試験

背景

福島第一原子力発電所は、高線量、狭隘等の過酷な環境であり、人が近づいて廃炉作業を行うことが極めて難しい部分が多数存在しています。このため、燃料デブリの取り出しに向けては、除染や各部位の調査又は補修等を行う遠隔操作機器・装置を開発し、福島第一原子力発電所の廃炉を着実に進める必要があります。

目的

燃料デブリ取り出しの方針決定に向け、「原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の開発」の研究開発で開発される技術の実規模試験を実施し、遠隔操作による施工性の確認も含め、その成立性を確認する必要があります。また、実工事を念頭とした手順書を作成し、その手順の妥当性と補修・止水性能の確認を行います。なお、本事業は国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の楢葉遠隔技術開発センター内で試験を実施していきます。

主な取り組みと成果

①PCV下部補修技術の実規模試験等

実機適用性の判断目安の一つとして、リスクアセスメントをベースとした評価方法を検討しました。また、下記項目について実規模試験を実施中です。

① サプレッションチェンバー(S/C)脚部補強(図1)

- S/C脚部補強の実規模試験のうち施工性確認試験を実施し、高線量下での作業、遠隔操作による作業およびPCV補修開発で準備した設備の適用性に問題が無いことを確認しました。また、試験を通じて得られた知見を基に、作業性の改善を検討します(図2,写真1,2)。
- 打設試験の実施時期は、耐震性影響評価プロジェクトで実施しているS/C脚部の弾塑性解析結果によるS/C脚部補強の可否を打設試験実施のホールドポイントとするため、平成29年度の実施工程に見直しました。

② ベント管止水

- ベント管止水のうち、遠隔装置のセッティングや遠隔装置によるS/Cやベント管への穴あけなどの作業を検証するための施工性確認試験に着手しました(平成29年度まで継続実施予定)。

③ S/C内充填止水(ダウンカマ止水)

- 技術開発事業による技術開発の状況を共有しながら試験計画の調整中です。

④ 試験準備等(写真3,4)

- 試験準備として、試験体への試験に用いる干渉物の取り付けや、試験体に水を張っての健全性確認などを実施しました。また、試験環境を模擬するための温水供給や試験後の排水処理を行う設備の維持管理や運転訓練も行い、試験を万全にできる体制を整えています。

②予備シミュレーション試験用のVRデータの整備

ベント管止水で使用する遠隔マニピュレータをVR(バーチャルリアリティ)システム上で再現し操作訓練が出来るような環境構築を実施しています。平成28年度は遠隔装置の設計者および操作経験者のヒアリング結果を踏まえて、必要な精度アップ項目を決定し、操作卓の実機同等の模擬および遠隔装置の操作機能の追加を実施しました。

今後の展開

課題としては、実機適用性の判断を行ううえで研究開発担当者だけでなく、工事関係者から見た実機施工上のリスクや課題を抽出して、引き続き作業性の改善や施工手順に反映する必要があると考えます。

また、遠隔装置とVR技術を上手く組み合わせることにより、遠隔装置や遠隔操作にもフィードバックできる環境を構築したいと考えます。

平成29年度については、引き続き各工法の実規模試験および試験後の確認を進めていきます。

原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の実規模試験
サプレッションチェンバー脚部補強技術の概要

S/C内充填止水により止水材の充填による重量増加が見込まれるため、S/Cを支える脚部の耐震補強を目的とした技術開発。

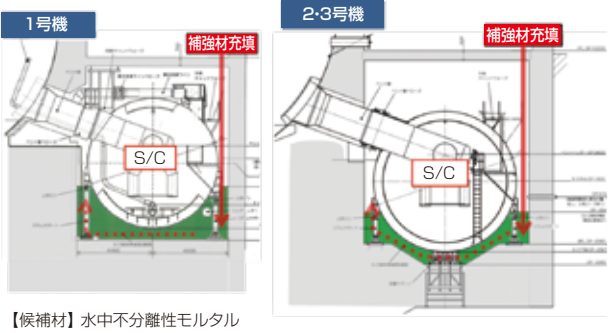


図1 S/C脚部補強技術の概要

S/C脚部補強の施工性確認試験
施工性確認試験の主な実施内容

- 作業フロアから打設装置を用いた打設ホース設定・回収の作業性確認
- 通水による施工手順の確認と遠隔監視(モニタリング)性確認

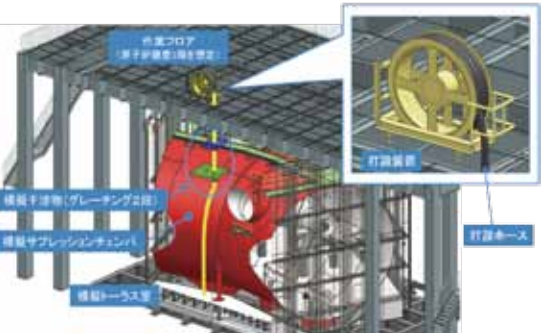


図2 施工性確認試験の概要



写真1 S/C脚部補強施工性確認試験の実施状況



写真2 S/C脚部補の補強材料供給設備(屋外)



写真3 試験体外観



写真4 試験体内部(S/C内部)

重点課題② 燃料デブリ取り出しに係る研究開発

■ 圧力容器／格納容器の腐食抑制技術の開発

背景

東日本大震災による過酷事象により、福島第一原子力発電所の圧力容器(RPV)や格納容器(PCV)は、高温や海水への曝露があり、燃料デブリの落下等が推定されています。炉心から燃料デブリ取り出しまでの長期にわたって構造材料の腐食の進行を防ぎ、健全性を維持するための腐食抑制技術が必要です。

目的

事故直後から実施されている注水の脱気処理やPCV内の窒素封入により、RPV/PCVの腐食は通常的环境よりも抑制されていると考えられます。燃料デブリ取り出し時、PCV内は大気開放状態になることも考えられることから、窒素封入に代わる腐食抑制技術(防錆剤)の開発と実機適用性の評価を進めています。

主な取り組みと成果

1 腐食抑制策の効果・影響の評価(図1,2,3)

① 電気化学測定による防錆剤の耐局部腐食性の評価

- 主な構造部材である炭素鋼の耐局部腐食性を評価するための電気化学測定（腐食すきま再不動態化電位測定、自然電位測定、定電位すきま腐食試験）をガンマ線照射および非照射環境下にて実施し、局部腐食を発生させない防錆剤を選定しました。

② リン酸塩系防錆剤の高温部での固着影響評価

- リン酸塩系防錆剤について高温部での固着影響を評価するためのバッチ試験および通水試験を実施し、固着する場合の温度などを確認しました。また、リン酸塩系防錆剤と滅菌剤を併用した場合の炭素鋼の腐食に対する影響を評価するための滅菌剤との複合影響評価試験を実施し、悪影響のないことを確認しました。

③ 水処理設備への影響評価

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

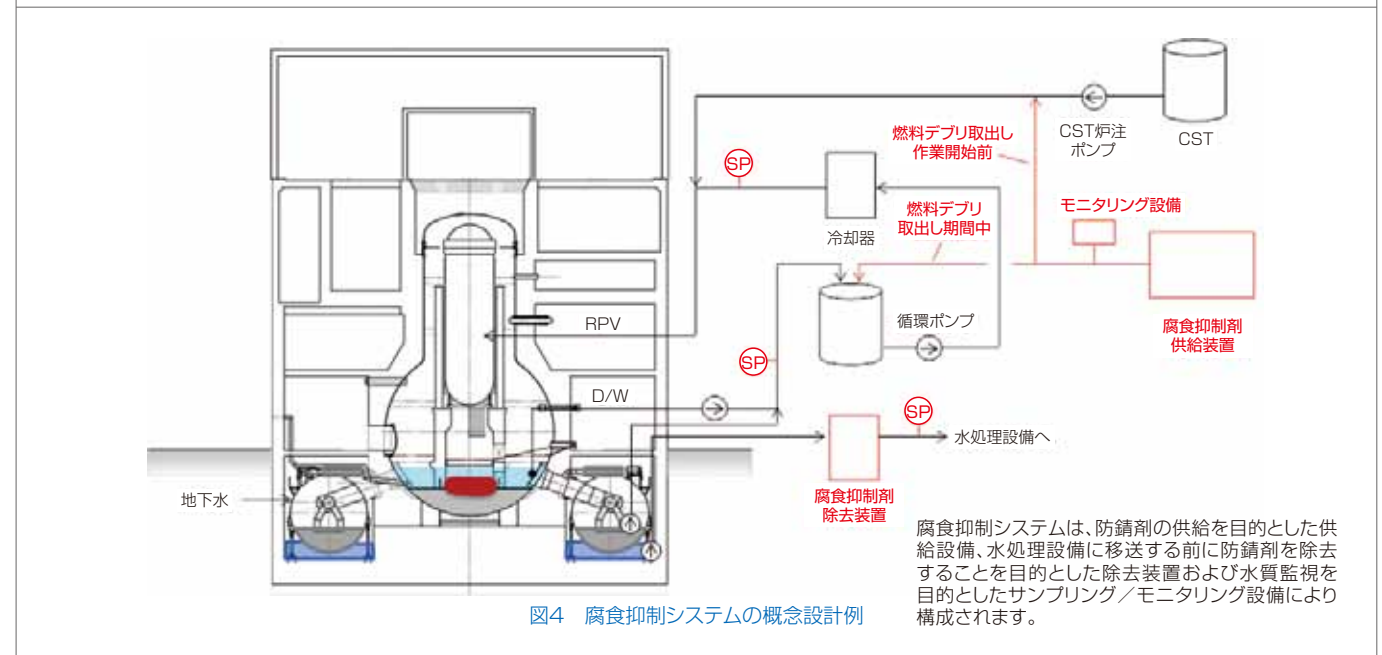
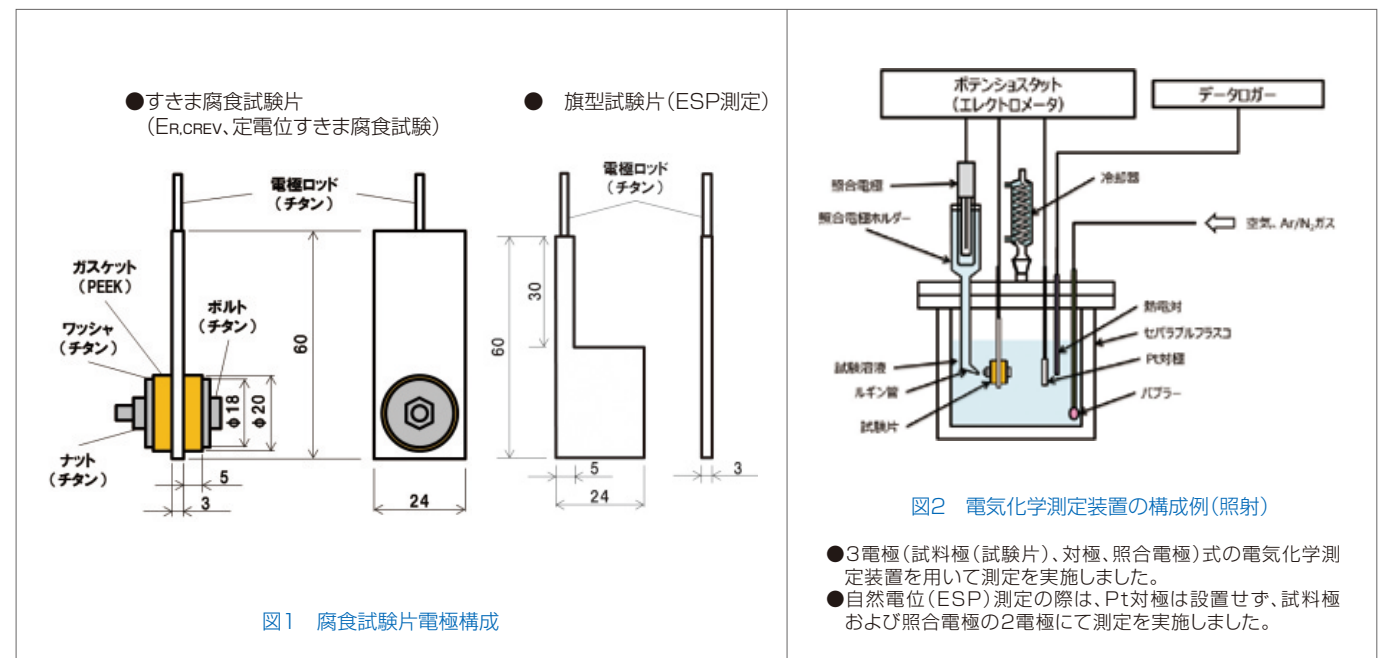
2 腐食抑制システムの概念設計(図4)

- 防錆剤（腐食抑制策）を実機に適用するための腐食抑制システムの概念設計を実施しました。また、防錆剤適用のための管理要領を策定しました。

今後の展開

- 燃料デブリ取り出し工法を踏まえた気中での腐食抑制策の開発

燃料デブリ取り出し工法によって、気中に晒らされた部分の腐食抑制が必要と判断された場合、検討を再開します。



重点課題② 燃料デブリ取り出しに係る研究開発

圧力容器／格納容器の耐震性・影響評価手法の開発

背景

東日本大震災による過酷事象により、福島第一原子力発電所の圧力容器(RPV)や格納容器(PCV)は、高温や海水への曝露があり、また、燃料デブリの落下等が発生したと推定されています。炉心から燃料デブリを取り出すまでの間、長期にわたってPCV/RPVの構造健全性を維持するための方策が必要です。

目的

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

主な取り組みと成果

①大規模地震時における安全シナリオの構築(図1)

これまでの健全性評価と事故時PCV内温度や燃料デブリ侵食状況の解析結果より、波及的影響を及ぼす可能性のある損傷対象部位として圧力抑制室(S/C)脚部とRPVペDESTAL部を選定し、その最大想定時の損傷と波及的影響の評価を実施しました。

PCV漏水によるトラス室水位上昇リスクに対し、安全シナリオの一次案として、S/C脚部補強無しでのPCV内水位制限とS/C内およびベント管の最適止水条件による荷重低減の対策を提示しました。

RPVペDESTALの耐震性については、最新知見による損傷予測条件での耐震性の詳細評価を行います。

②安全シナリオ構築のための耐震性・影響評価手法の開発

安全シナリオの対策案であるベント管およびS/C止水条件に基づく耐震性評価条件を作成し(図2)、両者を連結した全体モデルでの時刻歴地震応答解析モデル(弾性解析)とS/C脚部の極限解析モデル(弾塑性解析)を構築し、解析を実施中です(図3)。

最新のPCV内事故進展解析データに基づく、ペDESTAL温度履歴と分布および燃料デブリによる侵食範囲が及ぼす影響を検討し、それらを考慮したFEM解析モデルと解析ケース案を策定し、解析を開始しました。

最新解析の温度履歴によるコンクリート内鉄筋の強度劣化推定のための高温腐食試験条件を検討し、試験体を製作しました。また、RPVおよびスタビライザー等を一体化した大型機器連成解析モデルを構築しました。

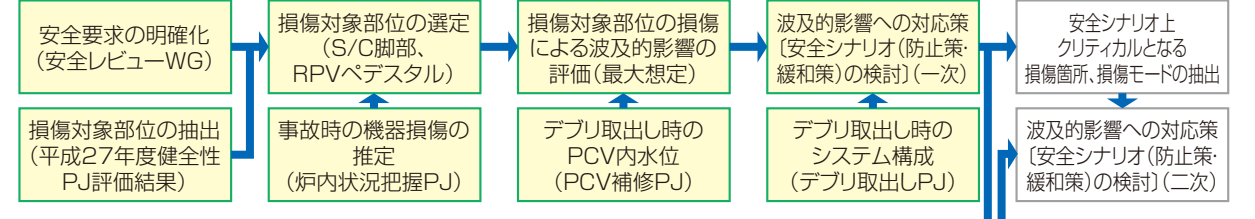
③安全シナリオの高度化

上記②の評価手法の高度化を図るために、実際に想定し得る地震荷重、拘束条件を踏まえた解析や試験等の確認方策を検証します。S/C脚部耐力の評価・検証法として、脚部材料試験の検討を開始しました。

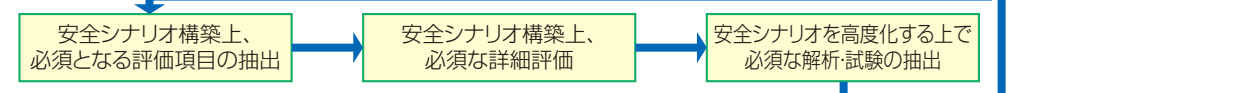
今後の展開

安全シナリオの構築とその高度化のために、材料試験データの拡充や解析手法(モデルや弾塑性解析など)を検討し、耐震性・影響評価手法の確立を行っていきます。

①大規模地震時における安全シナリオの構築



②安全シナリオ構築のための耐震性・影響評価手法の開発



③安全シナリオの高度化



図1 耐震影響評価PJ全体検討フロー



図2 S/C脚部の耐震性評価条件例

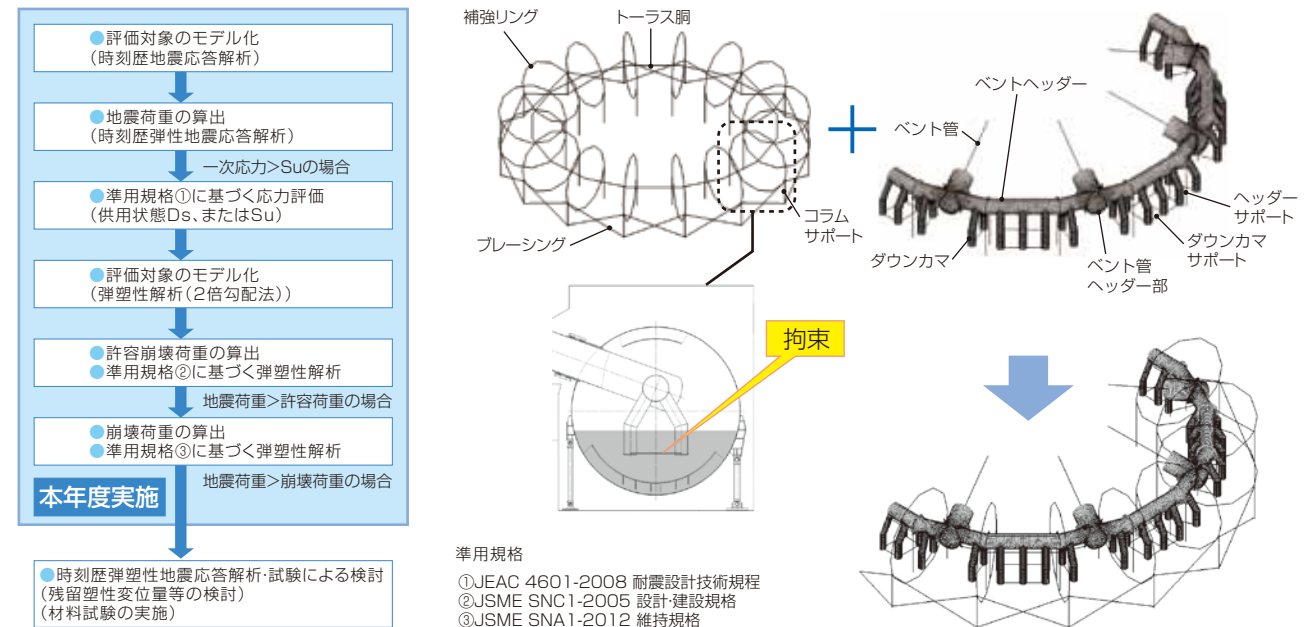


図3 耐震性影響評価手法の開発フローとS/C脚部の全体解析モデル

重点課題② 燃料デブリ取り出しに係る研究開発

燃料デブリ臨界管理技術の開発

背景

燃料デブリは、現状は臨界になっていないと推定されています。今後の燃料デブリ取り出し作業時においては、その形状や水量等の状態の変化が予想されるため、臨界の着実な防止を図るとともに、万が一臨界になった場合でも安全に終息できるように、臨界監視技術や臨界防止技術の開発を進めています。

目的

平成28年度の事業では、複数の取り出し工法に対して、炉内状況の最新の知見に基づき臨界シナリオを整理・評価し号機毎の臨界のリスクを見直すとともに、臨界近接検知技術等の臨界監視技術や、溶解性・非溶解性の中性子吸収材を用いた臨界防止技術の成立性確認を目的とします。

主な取り組みと成果

1 臨界評価手法の確立

平成27年度に実施された炉内状況把握プロジェクトや2号機のミュオン測定による最新の残存燃料、燃料デブリ分布情報に基づき、1～3号機の臨界シナリオの見直しを実施し、臨界リスクを再評価しました(表1)。被ばく評価モデルを付加した臨界時挙動評価モデル(図1)を開発し、臨界検知や臨界停止に係る設備パラメータの感度評価を行い(図2)、被ばく影響緩和に有効となるFPガス漏洩率等の設備要求仕様の検討を実施しました。深層防護の考えに基づき、燃料デブリ取り出し工法ごとに防護系(PS)、緩和系(MS)に各要素技術を適用させた臨界管理方法をまとめました(表2)。また、臨界計算の不確かさの考慮方法の案をまとめました。

2 臨界近接監視手法の開発

中性子計測に基づく、炉雑音法、中性子源増倍法、ペリオド法、仮想中性子源増倍法により、未臨界度を推定し臨界近接を監視する手法(図4)の開発を進めています。これらの手法の現場環境下での成立性を確認するための準備と試験を進めました。高放射線環境下でのB-10中性子検出器の動作性を確認するため、使用済燃料集合体(日本核燃料開発(株)の施設内)の傍に検出器を配置し放射線量と中性子検出性の関係を調べる試験を行いました(図3)。その結果、適切な遮へいの下で中性子を検出できることを確認しました。また、実際に未臨界度の異なる炉心体系を模擬できる臨界集合体(京大炉KUCA)を用いて、各手法の原理実証のための試験の準備を行いました(図5)。

3 再臨界検知技術の開発

早期に再臨界を検知するための手法として、原子炉格納容器内に存在する微量なFPガスから従来のXe-135に加えKr-87、Kr-88を測定可能とする高度化ガスサンプリング系システム技術の開発を進めています。本技術は、ゲルマニウム(Ge)検出器によるγ線測定をベースとしています。このため、Ge検出器を装備した1号機の既設のガス管理システムに追加の分析装置を設置し、γ線エネルギーの計測範囲を3MeVまでに拡大しγ線データ収集を開始しました(図6)。γ線エネルギースペクトル中にKr-87、Kr-88のピークを確認しています。今後、分析し臨界検知時間遅れ等の検討と再臨界検知モデルへの反映に活用する計画です。

4 臨界防止技術の開発

燃料取り出し時に臨界の発生を防止する技術の候補として、非溶解性中性子吸収材の開発を進めています。これまで基礎物性や耐放射線性能試験にて絞り込まれた候補材(B₄C金属焼結材、B-Gdガラス材、セメント/Gd造粒粉材等(表3))を対象として、KUCAでの核特性確認試験の準備を進めました。また、投入時の適用工法や設備の検討、施工性基礎試験等を実施し候補材を選定中です。また、冷却水中に直接投入する溶解性中性子吸収材五ホウ酸ナトリウム(ホウ素Bを含有)については、これまでの研究で、ホウ素だけで未臨界を担保する場合は必要B濃度は約6,000ppm程度であることが分かっています。これは、発電炉で実績のある濃度を超えているため、KUCAで核特性確認試験を実施することとし、そのための準備をしました。また、五ホウ酸ナトリウム水のホウ素濃度維持設備の成立性を確認しました。

今後の展開

炉内状況の最新知見に基づき、臨界シナリオ、臨界リスクを引き続き精緻化すると共に、燃料デブリ取り出し方針の決定や確定に向けて、複数工法の各作業工程に対する臨界管理方法を検討します。また、臨界監視技術や臨界防止技術等の要素技術について、実機運用方法を提示するため、成立性確認試験や実機適用性試験を遂行します。

部位	臨界リスク	1号機	2号機	3号機
炉心	●残存燃料の水没	極小 (残存燃料ほとんどなし)	中 (炉心領域、外周部に燃料残存可能性あり)	小 (外周部に燃料残存可能性あり)
RPV下部	●デブリの水没 ●取出時状態変化	水没時：小 取出時：極小 (残存量少)	水没時：中 取出時：小 (残存量多く、かつ気中に露出)	水没時：中 取出時：小 (残存量多く、かつ気中に露出)
CRDハウジング	●付着デブリ水没	小～極小 (付着形状と量からリスク小)	小～極小 (付着形状と量からリスク小)	小～極小 (付着形状と量からリスク小)
PCV底部	●露出デブリ水没 ●取出時状態変化(含、巻き上がり)	水没：小 取出時：小 (存在量多い、露出量少)	水没：中 取出時：小 (存在量多い、露出量大)	水没：小 取出時：小 (存在量多い、露出量少)

表1 号機毎の臨界シナリオと臨界リスク

燃料や燃料デブリの最新の存在量予測に基づき再臨界リスクを評価しました。デブリ取り出し作業では臨界近接検知や臨界防止技術の適用を展開します。

	第一層 異常の発生防止(PS系)	第二層 異常状態の把握と 異常の終息(PS系)
目標	臨界近接を監視し、臨界を防止する	臨界を速やかに検知し、抑制する
臨界管理	パラメータ監視 Monitoring	異常発生防止 Prevention
具体的手段 (主要項目)	●臨界近接検知システムによる臨界近接監視 ●水位／ホウ素濃度等の監視	●1回のデブリ取り出し量制限 ●ホウ酸水／非溶解性吸収剤適用 ●中性子束あるいはFPガス濃度による臨界検知 ●ホウ酸水、あるいは非溶解性吸収剤投入による臨界終息

表2 深層防護に基づく臨界管理方法案

臨界の発生を防止、また、万が一臨界が発生したとしても速やかに検知し終息するために、臨界発生防止系と影響緩和系を多重に備える安全対策案をまとめました。

カテゴリ	候補材	評価 気中 水中	今後の方針
固体	B ₄ C/金属焼結材	◎ ○	核的特性評価候補
	B-Gd入ガラス材	○ ○	核的特性評価候補(高性能)
	中空ボロン Gd ₂ O ₃ 粒子	— —	取下げ 核的特性評価候補(高性能)
液体 ↓ 固体(固化材)	セメント/Gd ₂ O ₃ 造粒粉材	△ △	取下げ
	水ガラス/Gd ₂ O ₃ 造粒粉材	○ △	核的特性評価候補(無機系)
	水中硬化樹脂/Gd ₂ O ₃ 粉末 水中硬化樹脂/B ₄ C粉末材	○ ○	核的特性評価候補(有機系) 止水材候補
液体(粘性体)	スラリー/Gd ₂ O ₃ 造粒粉材	△ ○	720kGy以上で固化のため(液体→固体)の核的特性評価有機系第二候補
	B ₄ Cゲル材	△ —	照射材溶出特性の改善が必要

表3 スクリーニングされた非溶解性中性子吸収材の候補材

非溶解性の候補材(固体、固化材、粘性体)の中から、水中や気中で安定した特性を有する材料を対象として核特性評価試験を行うことにしました。

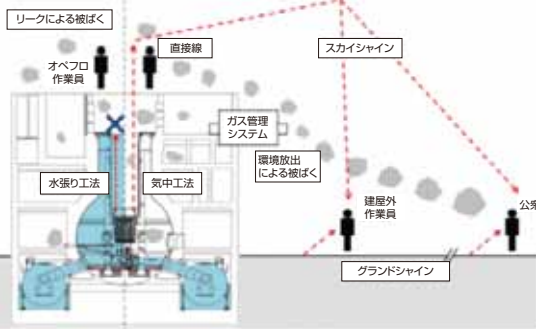


図1 被ばく評価モデルイメージ

安全対策設備の仕様を検討するため、臨界が発生した場合でも臨界を検知し、臨界を終息させ、その間の作業員や公衆の被ばく量を評価できるモデルを開発しました。万一の臨界時にも被ばくが発生しないよう設計に反映されます。

(a) 臨界検知遅れ時間の感度評価例 (b) 設備パラメータの感度評価例

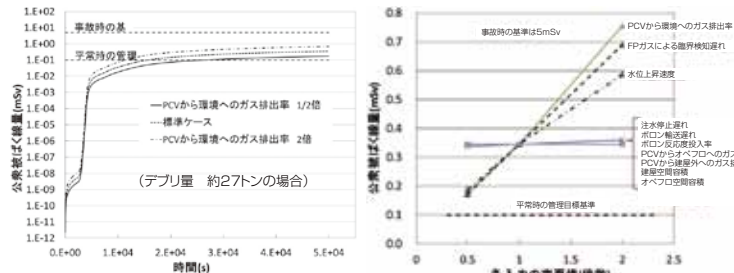


図2 PCV水張り時の臨界発生想定時の被ばく量評価例

被ばく量評価に影響する主要パラメータ(臨界検知遅れ時間、ガスリーク率、ホウ酸注入遅れ時間等)を変化させた感度解析により設備仕様を検討しました。

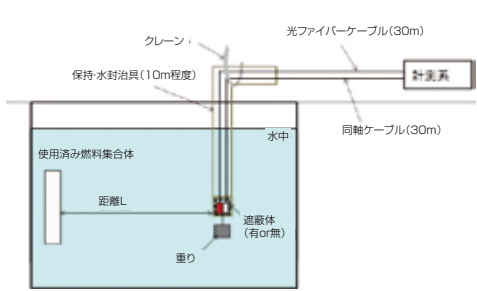


図3 高放射線下での検出器の動作確認試験体系

燃料デブリの近傍は放射線量が高いため、そのような環境下にあっても、B-10中性子検出器が中性子を検出できるか確認するための試験を、使用済み燃料のある施設のプールにて実施しました。

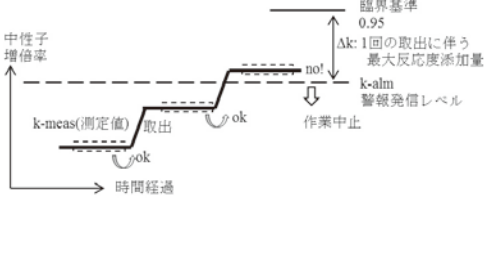


図4 臨界近接を監視するイメージ



図5 成立性確認試験の準備

KUCAにて未臨界度の異なる炉心を複数構成し、B-10中性子検出器にて中性子を測定し、得られたデータから未臨界度をどの程度の精度にて予測できるかの試験の準備を行いました。

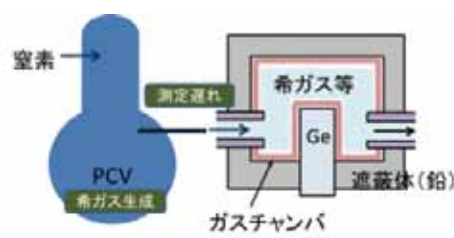


図6 PCV内FPガスのγ線測定試験のイメージ

1号機の格納容器内のガスをガスチャンバ内に導き、Ge検出器にてγ線測定を行い、Kr-87、Kr-88が測定できるかを確認します。現在、測定を実施中です。

重点課題② 燃料デブリ取り出しに係る研究開発

燃料デブリ・炉内構造物取り出し工法・システムの高度化事業

背景

福島第一原子力発電所の原子炉圧力容器(RPV)および格納容器(PCV)内部の燃料デブリは、現在、臨界はしていないと推定されています。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。燃料デブリを取り出して未臨界の状態を維持しつつ、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に向けて、冠水ー上アクセス工法、気中ー上アクセス工法、気中ー横アクセス工法の3工法を対象に、燃料デブリ・炉内構造物取り出し方針決定に向けたプラント情報の整理、燃料デブリ・炉内構造物取り出し工法・システム・装置の検討、工法・全体システムの実現性の目途の確認および取り出しシステム・装置の開発計画の策定を行います。

主な取り組みと成果

① 燃料デブリ・炉内構造物取り出し方針決定に向けたプラント情報の整理

プラントデータや関連するプロジェクトの開発成果を整理して、燃料デブリ取り出し工法の方針決定の際に必要な情報を整理しました。

② 燃料デブリ・炉内構造物取り出し工法・システム・装置の検討

① 工法実現性の検討

冠水ー上アクセス工法、気中ー上アクセス工法、気中ー横アクセス工法の代表3工法について、燃料デブリを取り出していく一連の流れを示すプロセスフローと、各作業単位の詳細をステップ図として検討・作成し、技術的な課題を抽出しました(図1)。

また、関連する他プロジェクトの最新状況を共有し、共通課題の抽出と前提条件の見直しを実施しました。

② システムの概念検討

燃料デブリの取り出しを安全・確実に行うために、燃料デブリ取り出し時の安全要求を検討し、深層防護の考え方を取り入れてシステムに対する機能要求を整理し、安全性を確保するためのシステム構成を検討しました(図2)。

さらに、燃料デブリ加工時の飛散率、バウンダリからの漏えい率等の条件を仮定し、被ばく評価を実施し、主要なシステムについて要求仕様の検討を実施しました。

③ 取り出し装置の設計検討

燃料デブリ・炉内構造物取り出しを行うための装置について、設計検討を実施しました。

③ 燃料デブリ・炉内構造物取り出しシステム・装置の開発計画策定

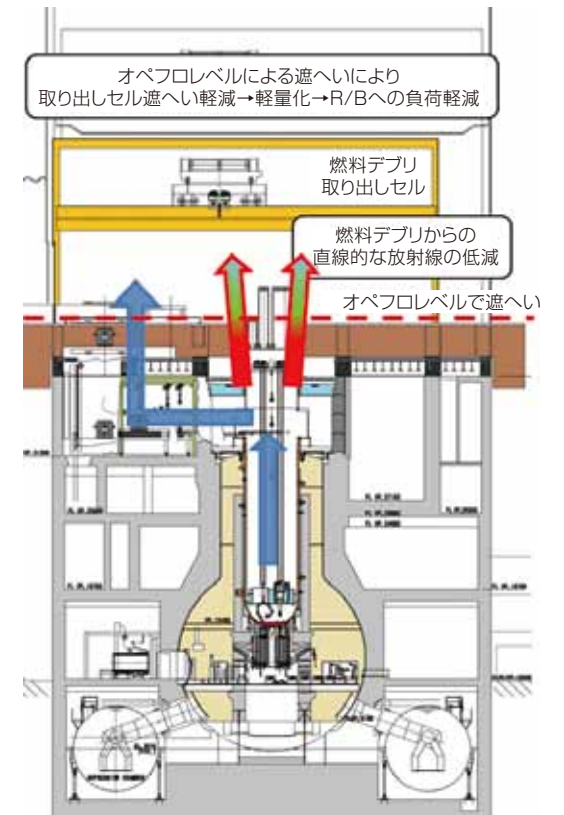
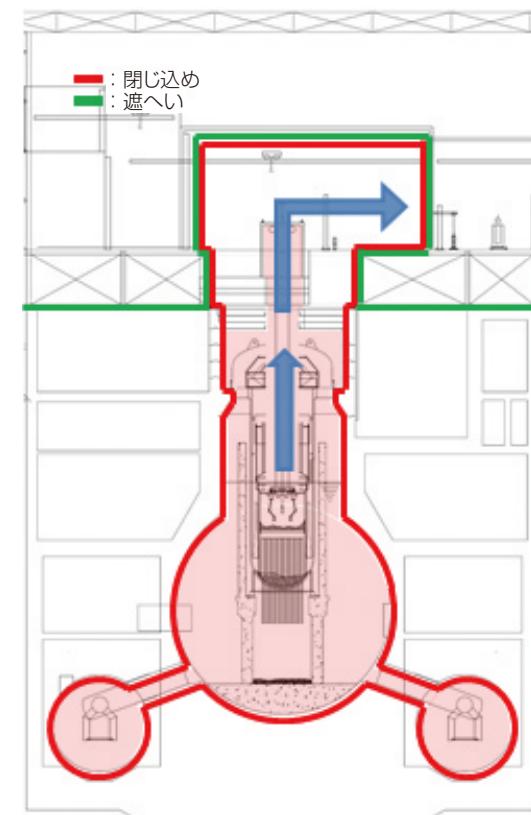
遠隔作業、切断、遮へい、ダストの飛散防止等の技術調査を実施するとともに、燃料デブリ・炉内構造物取り出し工法・システム・装置の検討で策定した開発計画の整理をしました。

④ 燃料デブリのサンプリングおよびシステム・装置の開発計画策定

作業線量の低減や、さまざまなリスクとベネフィットを勘案し、安全系と中間セルの追加検討を行いました。切削した後の燃料デブリを回収する装置の要素試験を踏まえて、切削条件と実機構造を検討しました(図3)。計測装置の精度向上や、小石や砂状と言った様々な形状のデブリへの対応案を検討しました。また、RPV内の燃料デブリについても、サンプリング装置の概念を検討しました。

今後の展開

現在検討を進めている複数案ある燃料デブリ取り出し工法について、標準化・共通化をします。全ての工法で必要になる共通技術と、標準化・共通化検討によって洗い出された個別技術について、要素試験等により成立性を確認します。安全系システムについては、本年度に検討した安全要求・系統機能要求に対する成立性を確認します。また、燃料デブリサンプリングについては、シナリオ策定と技術の成立性を確認します。



→ : 燃料デブリ取り出しルート → : 炉内からの直接放射線

【ルートA】

- オベフロ(原子炉建屋最上階床)上の燃料デブリ取り出しセルで遮へい
- ▶ シンプルな動線
- ▶ 非常時の対応が比較的容易
- ▶ 原子炉建屋への負荷軽減のため、セル・設備を小型化

【ルートB】

- オベフロ(原子炉建屋最上階床)レベルで遮へい
- ▶ 損傷した原子炉建屋への負荷軽減が必要。
- ▶ オベフロレベルで遮へいし、燃料デブリ取り出しセルの遮へい機能を軽減することが可能。→ 軽量化
- ▶ 燃料デブリからの直線的な放射線を遮へいすることが可能。
- ▶ DSP(機器貯蔵プール)を作業スペース(収納缶への収納など)として活用。

図1 上アクセス工法の検討イメージ

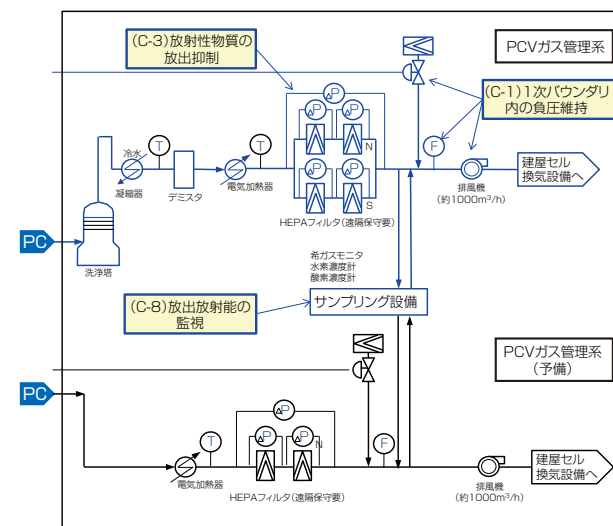


図2 気体系漏えい防止システム構成(例)

PCV内を負圧に維持し、排気ラインには、高性能粒子フィルターを備えます。

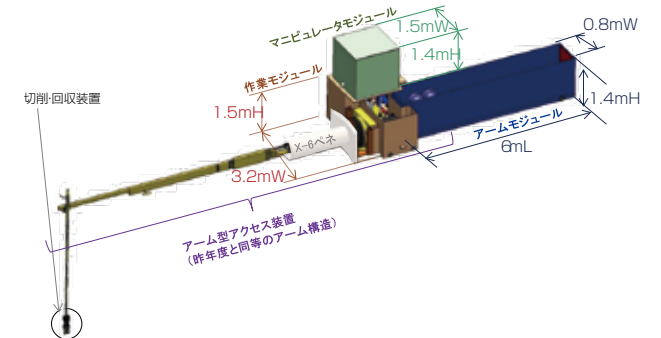


図3 サンプリングアクセス装置(アーム型)の例

サンプリングの切削条件から、切削・回収装置とアクセス装置の組み合わせを検討した例です。

重点課題② 燃料デブリ取り出しに係る研究開発

燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業

背景

福島第一原子力発電所の原子炉圧力容器(RPV)および格納容器(PCV)内部の燃料デブリは、現在、臨界はしていないと推定されています。しかし、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。そのため、燃料デブリを取り出して未臨界の状態を維持し、放射性物質を拡散させず安定な状態にする必要があります。

目的

燃料デブリ取り出し方針の決定(平成29年夏頃)、初号機の取り出し方針の確定(平成30年度)および初号機の取り出し開始(平成33年)に向けて、具体的な研究開発を進めます。本事業では、燃料デブリ取り出し工法として、冠水ー上アクセス工法、気中ー上アクセス工法、気中ー横アクセス工法の3工法を対象に、工法の実現性を評価するために必要なデータ情報を取得するための要素試験を行いました。

主な取り組みと成果

①各要素試験の総合調整及び要素試験の結果分析

この事業には、IRID以外にも、事業の一部を担う部分提案者が研究開発に参加しました。IRIDは、部分提案者が計画・実施した要素試験も含めて事業全体の成果について整理を行いました。

②工法実現性の見極めに必要な要素試験

平成28年度は、平成27年度に立案した各要素試験計画に沿って、部分試作や部分要素試験により必要な確認を行いました。

① 大型構造物の取り出しにおける汚染拡大防止技術

●汚染拡大防止技術を確認するため、作業ステップ単位のスケールモデル試験を実施しました(図1)。

② RPV内燃料デブリの取り出しにおける汚染拡大防止技術

●気中ー上アクセス工法におけるRPV内アクセス装置のRPV内面シールおよび装置下部シールに関する試験を実施しました(図2)。

③ 燃料デブリへのアクセス技術

- 液圧マニピュレータに関する試験を実施しました(図3)。
- 冠水ー上アクセス工法におけるRPV内アクセス装置に関する試験を実施しました(図4)。
- 気中ー横アクセス工法におけるベDESTAL内アクセス装置に関する試験を実施しました(図5)。

④ 燃料デブリ取り出しにおける遠隔作業技術

- 遠隔作業柔構造アームに関する試験を実施しました(図6)。
- 燃料デブリ収納缶の取扱装置に関する試験を実施しました。

⑤ 燃料デブリ取り出しにおける汚染拡大防止技術

- 冠水工法のプラットフォーム／セルに関する試験を実施しました(図7)。
- 気中ー横アクセス工法のセルに係わる遠隔シール溶接のため、PCV溶接装置に関する試験を実施しました(図8)。

⑥ 燃料デブリ取り出しにおける作業員被ばく低減技術

- 上アクセス工法に適用する形状追従、軽量遮へい体に関する試験を実施しました。

⑦ 燃料デブリ取り出しにおける切削・集塵

- 燃料デブリの切削・集塵技術の性能に関する試験を実施しました。

今後の展開

平成28年度に実施した要素試験について、継続して実施する要素試験のほか、要素試験の実施により新たに抽出された課題をクリアするための要素試験を計画・実施する予定です。また、工法実現性の評価から抽出された課題をクリアするための要素試験も実施する予定です。

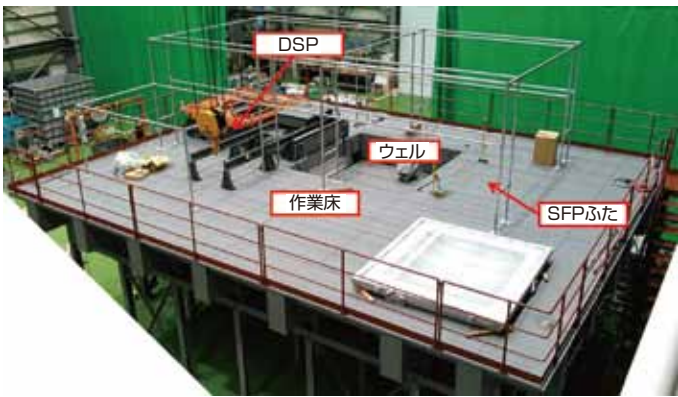


図1 スケールモデル試験設備

スケールモデル試験により、汚染の拡大防止に向けた検討を行いました。



図2 RPV内アクセス装置(炉内装置)実機大モデル

装置の実機大モデルによるシール性能の確認などを実施しました。



図3 液圧マニピュレータの試験

圧力フィードバックを付加し、制御精度を向上させました。



図4 RPV内アクセス装置試験

RPV内アクセス装置の反力保持性能を確認しました。



図5 ベDESTAL内アクセス装置の試験

ロボットアームとアクセスレールのアクセス性試験を行い、基本的な成立性を確認しました。



図6 遠隔作業用柔構造アームの試作例

柔構造アームを使用したロボットを試作し、PCV内における作業について試験しました。

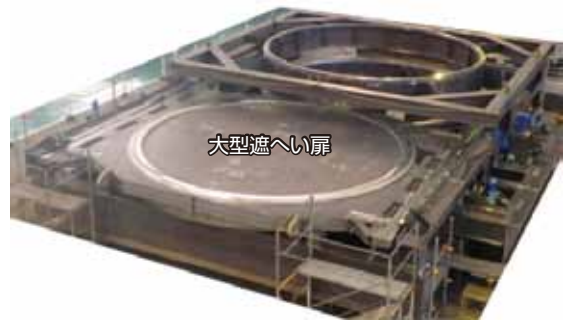


図7 プラットフォーム／セルの大型遮へい扉の試験装置

冠水工法のプラットフォーム／セルのうち、セル内の大型遮へい扉を試作し、動作性等に関する確認試験を実施しました。



図8 PCV溶接装置の試験

遠隔による溶接試験を行い、基本的な成立性を確認しました。

重点課題② 燃料デブリ取り出しに係る研究開発

燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発

背景

東京電力(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28年度は主に安全設計の観点から収納缶の設計案をまとめました。

主な取り組みと成果

1 破損燃料輸送・貯蔵に係る調査及び研究計画立案

後述②～⑤の検討に資すると考えられる未臨界管理技術、水素管理技術、破損燃料乾燥技術および熔融炉心とコンクリートとの反応による生成物(MCCI生成物)の特性の調査のため、英国セラフィールド施設および米国アルゴンヌ国立研究所を訪問し、関連情報を取得しました。

2 燃料デブリの保管システムの検討

平成27年度に引き続き、現場の最新状況や関連プロジェクトからの情報、本事業で得られた知見を踏まえて平成26年度に検討した燃料デブリの保管概念を検証し、現在検討している保管システムの概念を見直す必要がないことを確認しました。

3 安全評価手法等の開発

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・保管することへの対応が求められます。また、燃料デブリを安全かつ効率的に収納・移送・保管する観点から収納缶内径の拡大や遠隔での取扱いが求められます。

平成27年度に引き続き、これらの要求事項を収納缶の設計に反映するための水素発生量評価(水素発生対策)、材料の経年劣化評価(材料選定)、臨界評価(水分量の制限による未臨界条件の緩和検討)およびこれら要求事項を満たす収納缶の構造検討(落下時の構造健全性を確保するための緩衝構造)について、国内外の事例調査、試解析、試験を実施し、評価手法案をまとめました(図1,2,3)。

4 燃料デブリの収納技術の開発

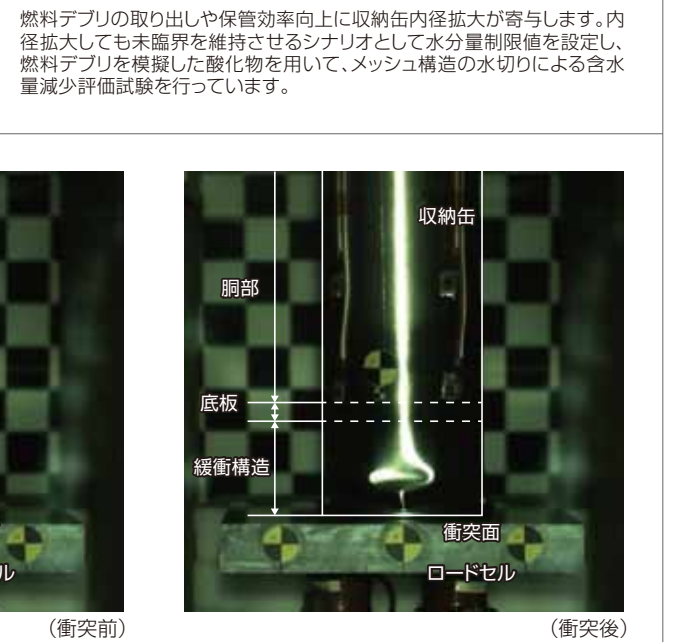
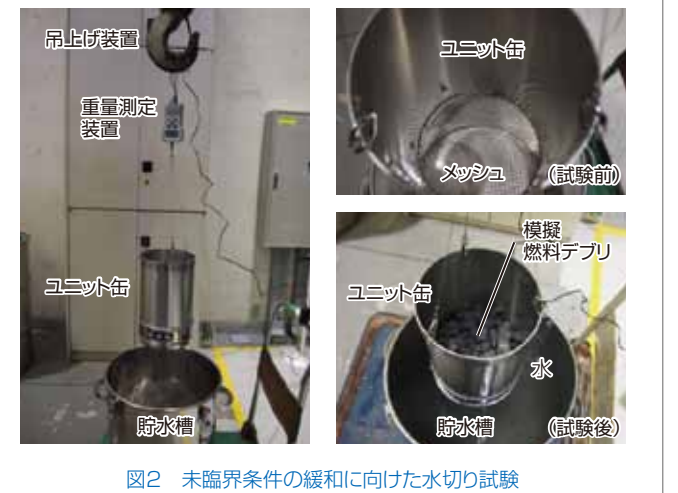
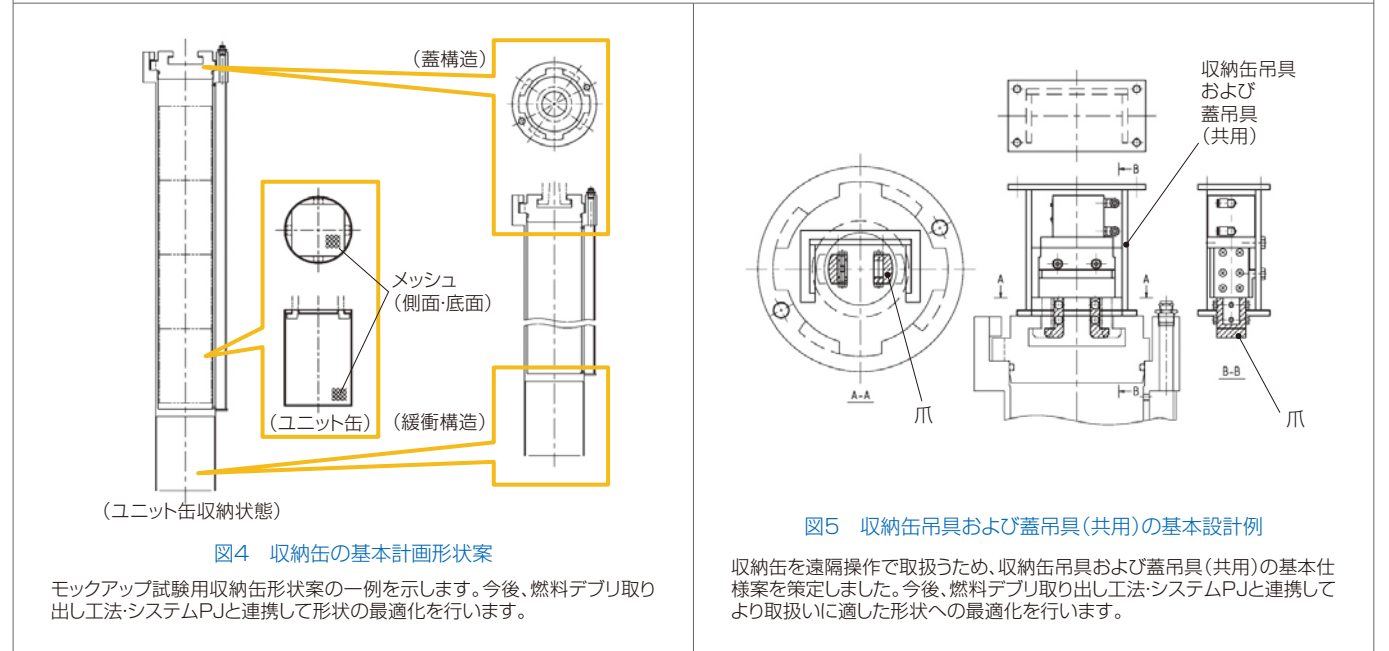
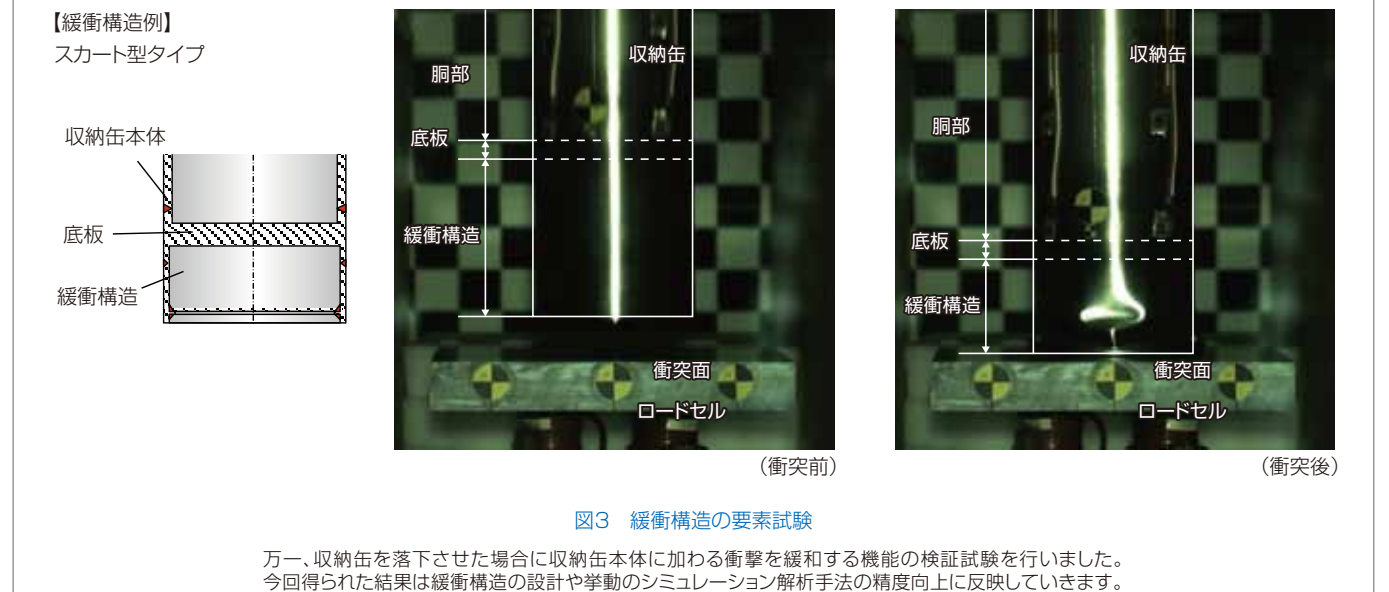
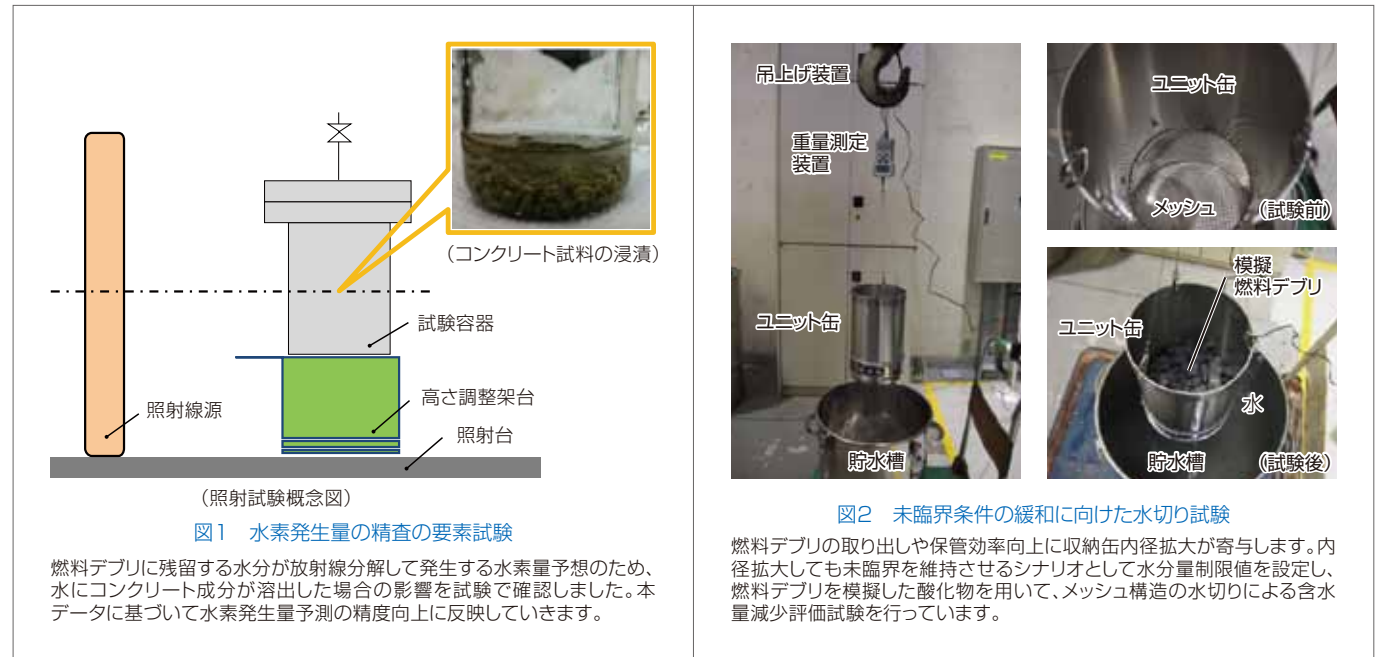
平成27年度に設定した収納缶の基本仕様に基づき、前述③に示す安全評価手法検討成果や関連プロジェクトからの要求事項(遠隔操作による取扱いに対応した蓋構造等)を反映して燃料デブリ取り出しモックアップ試験用収納缶の形状案をまとめました(図4)。

5 収納缶の移送・保管技術の開発

前述④で設定した収納缶を取扱う設備類として基本となる遠隔操作用収納缶吊具、遠隔操作用収納缶蓋吊具等の基本仕様案を策定しました(図5)。

今後の展開

特に燃料デブリ取り出し工法・システムプロジェクト、基盤技術高度化プロジェクトで今後行う燃料デブリの取り出し・回収等の検討結果を反映するとともに、安全性、取扱い性の双方からの検証作業を行い、最終的な収納缶および取扱装置の仕様を適正化します。



重点課題③ 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、事業に移す必要があります。

目的

主要な廃棄物の一連の保管管理方策の検討と廃棄物ストリームの更新、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、処理に関する基礎試験、水処理二次廃棄物の長期保管方策の検討、処分概念の特徴把握や事故廃棄物の処分区分の検討などから、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 研究開発成果の統合

廃棄物ストリームに関して、複数の選択肢を持つ廃棄物ストリームを絞り込む手法を構築し、事例検討から手法を適用する上での課題を抽出しました。また、OECD/NEAが設置した専門家グループによる事故廃棄物の管理に関する報告書の内容についてのワークショップに参加し、報告書の公開に協力しました。

② 性状把握

瓦礫、水処理二次廃棄物や汚染水をサイト外施設に輸送し、放射能分析を実施しました。1号機原子炉建屋(R/B)の瓦礫(コンクリート)は、これまで得られた瓦礫の分析データと整合する結果を示しました(図1)。高線量の試料となる、セシウム吸着塔ゼオライトを採取する方法を検討し、セシウム吸着装置吸着塔の試料採取装置の概念設計を実施し、採取工法を提案しました。また、解析的にインベントリを推定する評価手法について、評価の不確実性を低減する方法を検討し、それに基づき改良した方法によりインベントリデータセットを求め、処分の安全評価のインプットとしました。

③ 廃棄物の処理に関する検討及び長期保管方策の検討

固化処理実績のない汚染水処理二次廃棄物に対する既存の技術による固化基礎試験を実施し(図2)、固化の可否、固化物の健全性確認データを取得しました。また、これらのデータを技術評価のための要件と照らし合わせ、各々の廃棄物について適用可能な候補技術の評価しました。

多核種除去設備(ALPS)スラリーの安定化のため、スラリー安定化装置の現場導入に向けた運用面の検討や確認試験(図3)の結果を踏まえて、装置概念の検討を実施しました。

セシウム吸着塔の発熱に伴う残水蒸発挙動の加速試験並びに塩分濃縮挙動評価を実施し、長期保管に必要な対策と検証方法を提示しました。

④ 廃棄物の処分に係る検討

海外の処分概念の事例調査(図4)に基づき、処分概念構築に向けた情報を整備し、既存の処分概念の特徴をまとめました。また、不確実性を考慮した処分区分を評価するための安全評価手法を整備しました。

今後の展開

性状把握では、処理・処分の検討結果をフィードバックさせ分析計画を更新し、インベントリ推定モデルの改良に反映します。長期保管方策の検討では、水処理二次廃棄物の安全かつ合理的な保管のため、水素発生の評価方法や発生水素の取扱い方法等に関する調査・検討を行います。処理に関する検討では、固形化物の長期的な物性変動の可能性を調査し、試験計画を立案します。処分に係る検討では、海外の処分概念や評価方法、設定根拠や背景を詳細に調査します。以上の結果から、廃棄物ストリームを基盤として、統合的に研究の進捗や成果の整合を図っていきます。

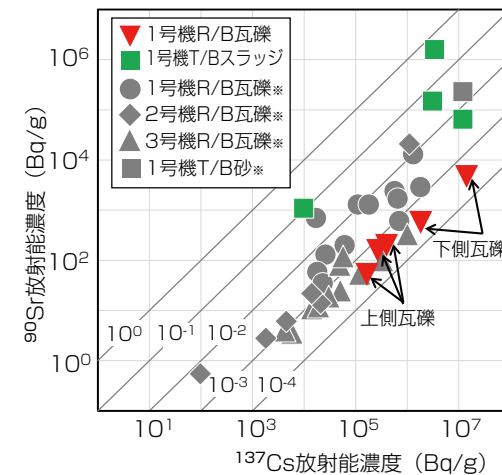


図1 瓦礫中の⁹⁰Sr/¹³⁷Cs比

1号機R/B瓦礫中の⁹⁰Sr/¹³⁷Cs比は、これまでに得られているデータ(※平成26年度～平成28年上期データ)と整合するものでした。

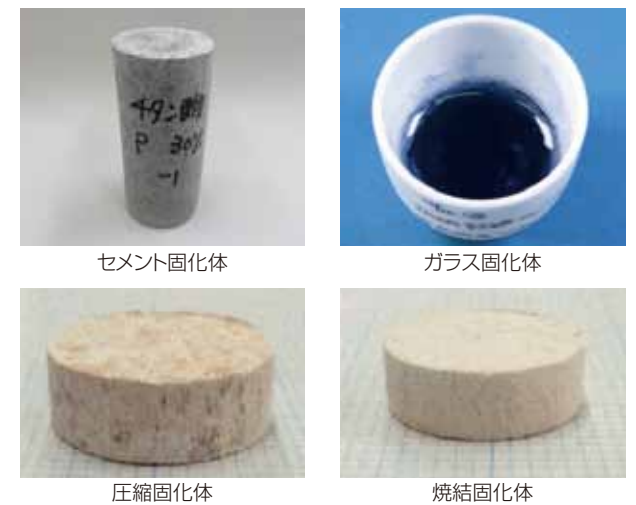


図2 模擬廃棄物の各種固化体

既存技術による汚染水処理二次廃棄物の固化基礎試験を実施し、固化試料の圧縮強度、進出率、水素ガス発生量等の基礎データを収集しました。

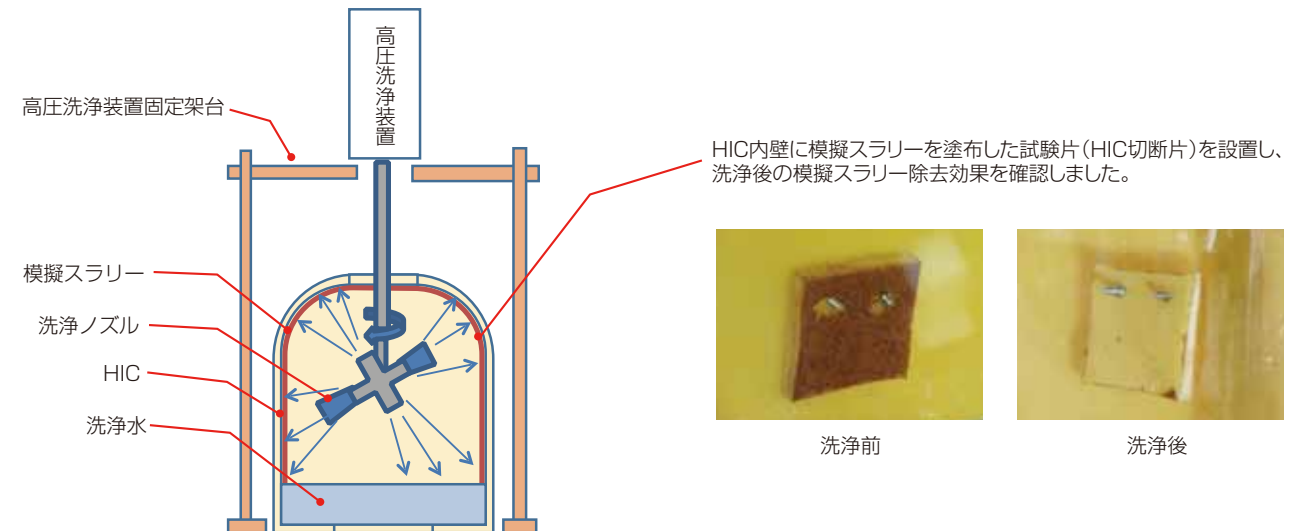


図3 HIC容器内面洗浄確認試験

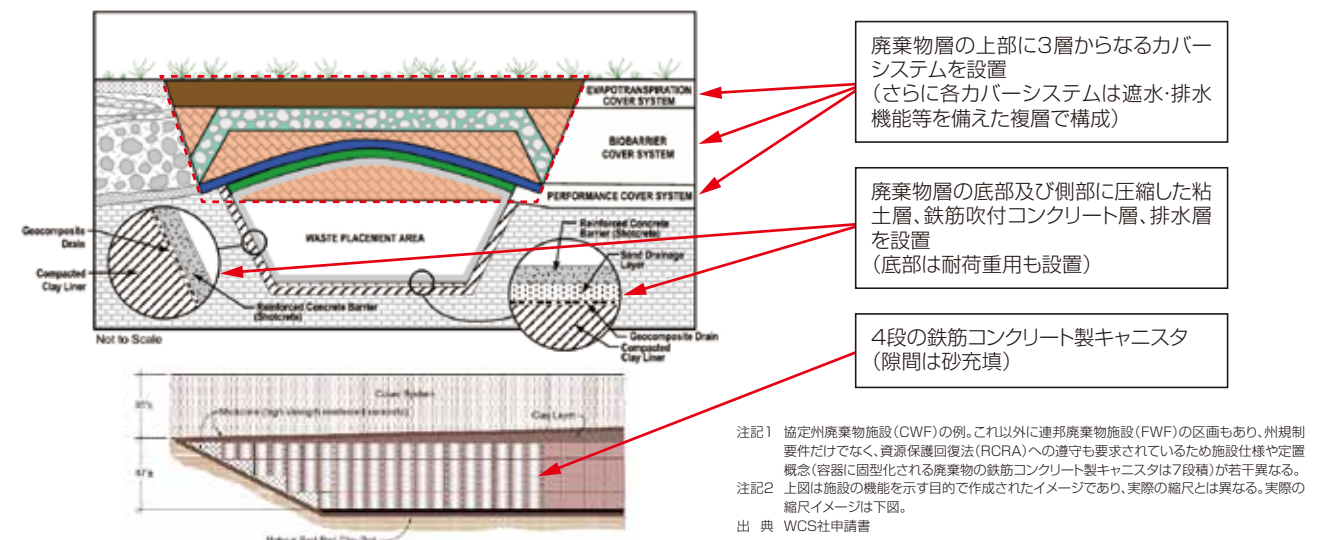


図4 海外の処分概念の事例調査の一例 [米国テキサスWCS(ライナ付トレンチ)処分施設の概念図]

福島第一原子力発電所2号機における原子炉内燃料デブリ分布測定と評価

背景

効率的な燃料の取り出し方法を選定するためには、原子炉内の燃料デブリ分布等を把握することが重要です。このため、宇宙線ミュオンを利用して原子炉内部を透視する技術を国内外の機関の協力を得て開発してきました。現在、この技術を各号機の調査に活用する計画を進めています。

目的

高エネルギー加速器研究機構のミュオン透過法技術をベースに、福島第一原子力発電所向けに改良したミュオン透過法を用いて、福島第一・2号機を対象として測定を行い、原子炉圧力容器内の燃料デブリ分布を確認することを目的とします。

主な取り組みと成果

1 小型化された透過法測定装置による測定

平成26～27年度に実施した1号機の測定では、現場作業が輻輳していたことから原子炉建屋近傍に装置を設置することができず、圧力容器の下部を測定するために必要な仰角が確保できませんでした。このため、より現場作業との干渉が少ない接地面積が約5分の1の小型化装置を開発しました。今回の測定ではそれを初めて使用しました。また、現場でのハンドリング性を高めるため、環境γ線の遮蔽は、従来の鉄箱による遮蔽体に代え、現場にて鉛の板で囲む方式としました(写真1,2)。これにより、大型クレーンが寄り付けない場所でも設置ができたことも測定完了に対して貢献しています。

2 原子炉圧力容器内部における測定結果と物質分布

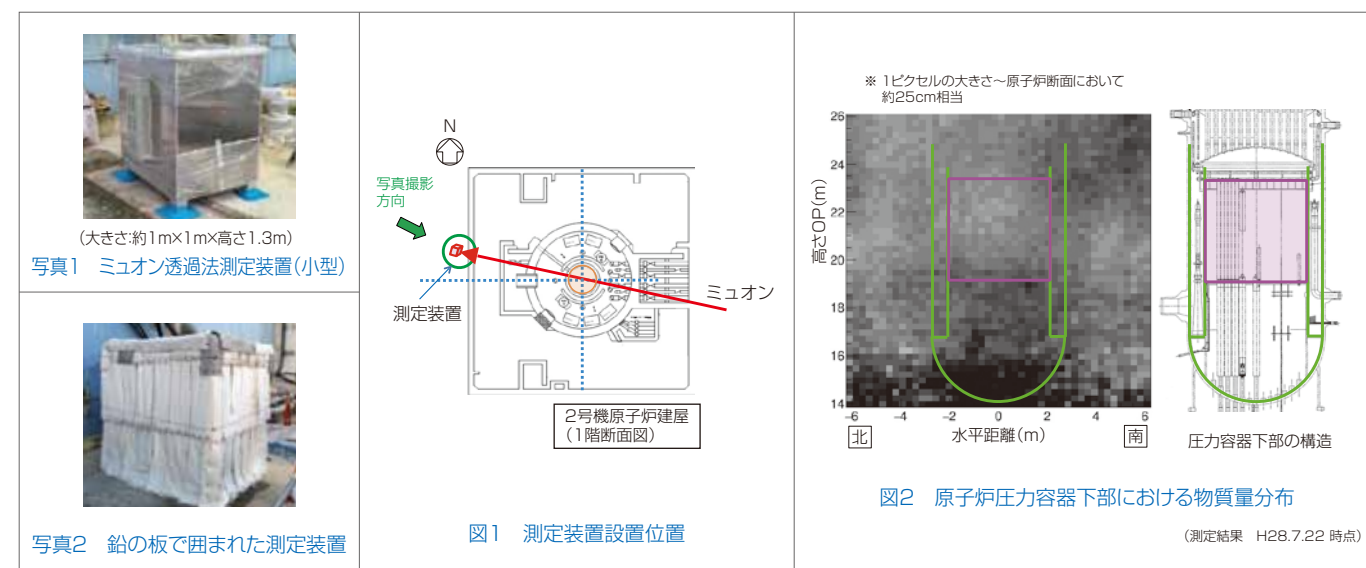
2号機の原子炉建屋西側の地面上に測定装置を設置し(図1)、平成28年3月から7月まで測定を行いました。測定結果から物質分布を評価し(図2)、原子炉圧力容器底部に燃料デブリと思われる影を確認しました。

3 まとめ

- より小型化したミュオン透過法測定器による2号機の測定を行い、主要な構造体(高密度物質)の影を確認できました。
 - ▶格納容器外周の遮へいコンクリートの影を確認。
 - ▶使用済燃料プールの位置に影を確認。
 - ▶原子炉建屋の壁や床などの構造体の影を確認。
- 得られたデータを評価した結果、圧力容器底部に燃料デブリと考えられる高密度の物質が存在していることを確認しました。
- また、シミュレーションとの比較による評価からは、炉心下部および炉心外周域にも燃料と思われる高密度の物質が若干存在している可能性が推測されました。ただし、評価には原子炉建屋の構造体の影響などによる不確かさが残ります。

今後の展開

ミュオン透過法では、1号機での測定と今回の2号機での測定と2回の測定で原子炉内の高密度物質の有無を調査することができました。今後も、短期間に情報を取得できる方法として、現場状況や調査ニーズを踏まえて活用を検討していきます。



高所用吸引・ブラスト除染装置の改良

背景と目的

平成25年度補正予算で開発した高所用吸引・ブラスト除染装置のモックアップ実証試験中にシリンダー部が破損したため、対策・設計変更を行い、当該技術が適正に機能することを導出できました。本研究では、作動確認試験を行い当該改良が有効であることを確認することとしました。

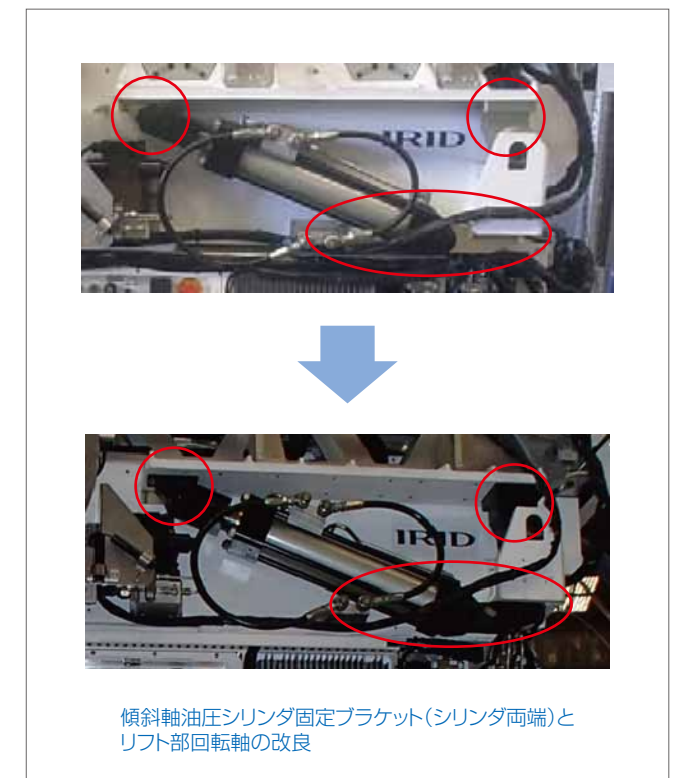
主な取り組みと成果

1 対策・設計変更

- ①応力集中箇所をなくし、過大な荷重(加速度)による発生応力にも満足する材料に変更(超々ジュラルミン⇒炭素鋼)するとともに部品を改良しました。
- ②過大な荷重(加速度)に対する動作設定速度の上限リミッタを設けるとともに、1.71～2.42G範囲での使用に制限しました。

2 動作確認試験結果

改良後にモックアップ設備を用いた作動確認試験を行い、装置性能を満足することを確認しました。今後は現場ニーズに応じて投入します。



ドライアイスブラスト除染装置の噴射機能改良効果の確認

背景と目的

平成25年度補正予算で開発した高所用ドライアイスブラスト除染装置が、福島第一・3号機実機適用中にドライアイスが噴射できなくなる事象が発生したため、再現性を確認、対策検討し当該技術が適正に機能することを導出できました。本研究では、さらに原因の特定とその対策を行い、当該対策が噴射確認試験で有効であることを確認することとしました。

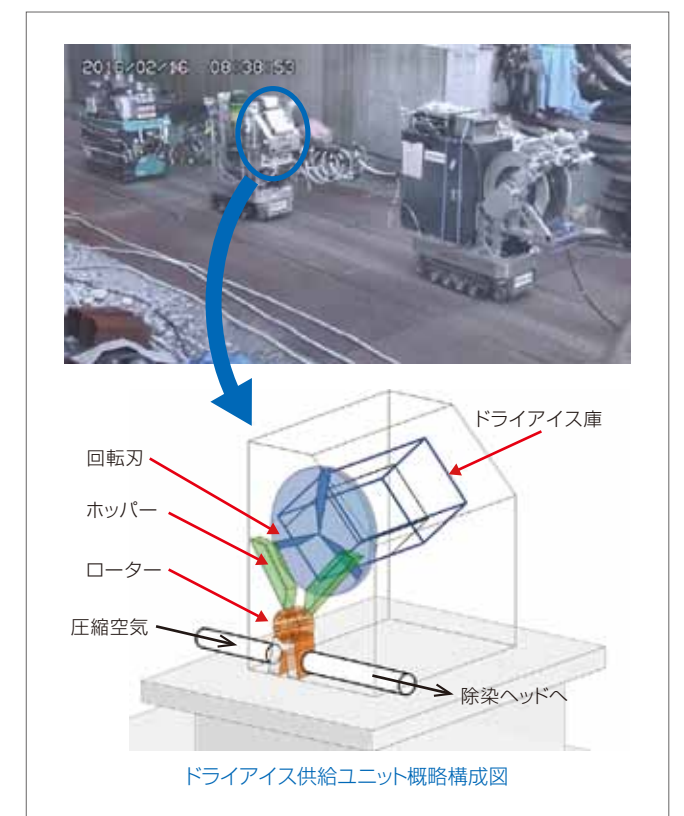
主な取り組みと成果

1 原因の特定と対策

ドライアイス供給系および噴射経路へ氷等が混入しドライアイスが閉塞してしまうことが原因であると特定し、装置使用前後に、ドライアイス庫内の状況を確認・清掃し、噴射経路のエアブローを行うこととしました。

2 噴射確認試験結果

当該対策をして噴射確認試験を行い、ドライアイスが閉塞せず装置性能を満足することを確認しました。今後は現場ニーズに応じて投入します。



平成28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	平成27年度「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 廃炉加速化研究プログラム(日英原子力共同研究)」報告書	平成 28年 4月 1日	Present status in Fukushima - Robot and sensing technologies for decommissioning of Fukushima Daiichi -
2	第一回福島廃炉国際フォーラム	平成 28年 4月10～11日	A2調査/B2調査の概要説明(パネル)、A2調査装置静態展示、B1調査装置の試作機によるデモ
3	京都大学「原子力プラント工学」講義	平成 28年 4月 14日	福島第一発電所の現状と復興への取組
4	平成28年度 原子炉廃止措置工学特論(東京工業大学)	平成 28年 4月 22日	燃料デブリの存在状態と取出し技術
5	International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP2017)	平成 28年 4月 24日	Characterization of Carbonate Slurry generated from Multiple Radio-nuclides Removal System in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
6	Nuclear Materials and Energy 誌	平成 28年 4月	Radioactive Contamination of Several Materials in the Accident of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
7	日本機械学会	平成 28年 5月 1日	ミュオン散乱法原子力応用の紹介
8	非破壊検査(雑誌)	平成 28年 5月 1日	ガンマ線強度分布を可視化するピンホール型ガンマカメラの開発
9	"Conditioning and Geological Disposal of Radwastes" 会議	平成 28年 5月 23日	JAEA R&D activities on fuel debris characterization and related research for 1F decommissioning 等2件
10	日本保全学会	平成 28年 5月 25日	Development of Remote Decontamination Technologies improving Internal Environment of Reactor Building at Fukushima Daiichi NPS
11	英国Sellafield Ltd との意見交換	平成 28年 5月 25日	Current status of Fuel Debris Retrieval Technology Development for 1F 等6件
12	平成28年度 原子炉廃止措置工学特論(東京工業大学)	平成 28年 5月 27日	遠隔技術
13	核物質管理学会／日本原子力学会核不拡散等連絡会 合同研究会	平成 28年 6月 1日	東京電力福島第一原子力発電所の廃炉、デブリ燃料に関する研究開発と課題
14	電力中央研究所「Annual Report 2015」	平成 28年 6月 1日	シビアアクシデント時の破損・溶融燃料のふるまいの解明に向けた技術基盤強化
15	日本原子力学会「水化学部会」第27回定例研究会	平成 28年 6月 3日	圧力容器/格納容器向け防錆剤の水処理設備への影響評価 福島第一原子力発電所事故廃棄物の処理・処分技術開発の概要
16	原子力発電部会「社会人と学生との交流セミナー」講演	平成 28年 6月 4日	国内外原子力への取り組み
17	平成28年度非破壊検査総合シンポジウム	平成 28年 6月 7日	「原子力事故に対応した放射線による計測と可視化技術」環境放射線モニタ用ピンホール型ガンマカメラの開発
18	第26回鉄道総研技術士会／日立技術士会合同シンポジウム	平成 28年 6月 20日	環境放射線モニタ用ピンホール型ガンマカメラの開発
19	ICONE24(The 24th International Conference on Nuclear Engineering)	平成 28年 6月 26日	IN PLANT 3D POSITIONING SYSTEM USING POINT CLOUD DATA FOR REMOTE DECONTAMINATION MACHINE
20	WNE(World Nuclear Exhibition)	平成 28年 6月 28日	MEISTeRII、Super Giraffeの紹介
21	日本原子力学会 第29回「核燃料部会 夏期セミナー」	平成 28年 7月 6日	燃料デブリ取り出しのための課題／MCCI生成物中の海水塩・FP等の化学形
22	大阪大学 環境・エネルギー工学専攻 先端特別講義	平成 28年 7月 8日	福島第一原子力発電所 溶融燃料の状況把握と臨界管理
23	3rd Workshop of the OECD/NEA BSAF Project Phase 2	平成 28年 7月 8日	Introduction of Japanese national projects on debris characteristics
24	日本保全学会 保全学誌	平成 28年 7月 10日	上部階除染装置の実証試験
25	Journal of Nuclear Science and Technology	平成 28年 7月 12日	Estimation of the Inventory of the Radioactive Wastes in Fukushima Daiichi NPS with a Radionuclide Transport Model in the Contaminated Water
26	第8回インフラ検査・維持管理展	平成 28年 7月 20日	MEISTeRII、Super Giraffe紹介
27	日本技術士会 原子力・放射線部会	平成 28年 7月 22日	東電福島第一発電所廃炉に伴う廃棄物の処理処分の課題、研究開発の状況
28	日本保全学会 第13回学術講演会	平成 28年 7月 25～27日	福島廃炉に向けた燃料取出しのための技術開発／福島第一原発事故廃棄物の処理・処分技術開発 等6件
29	総合土木技術雑誌「土木施工」	平成 28年 7月	原子炉格納容器内部調査技術の開発 -1号機B1調査における課題への対応と調査結果-
30	Analytical Chemistry	平成 28年 7月	Development of an Extraction Chromatography Method for the Analysis of 93Zr,94Nb and 93Mo in Radioactive Contaminated Water Generated at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

No.	発表・公表先	時期	内容
31	Research Conference on Radiation Measurement for Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP	平成 28年 8月 4日	Technology development for investigation of inside of PCV ～Development light - section method～
32	Research Conference on Radiation Measurements for Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP (廃炉のための放射線サマースクール)	平成 28年 8月 4日	燃料デブリ形状計測装置の概要説明(発表)
33	IRIDシンポジウム	平成 28年 8月 4日	A2調査/B2調査の概要説明(パネル)、A2、B1調査装置の試作機によるデブリ取出し工法／基盤技術開発の概要説明(パネル)、筋肉ロボットを試作機展示
34	第13回 原子力発電技術夏期セミナー	平成 28年 8月 5日	国内外原子力への取り組み①
35	福島工業高等専門学校専攻科セミナー	平成 28年 8月 5日	炉心溶融反応の概要と燃料デブリ性状把握研究紹介
36	日本原子力学会 2016年秋の大会	平成 28年 9月7～9日	◆燃料デブリの臨界管理技術の開発 ～デブリ取出しに係る臨界管理方針、臨界挙動評価、臨界近接モニタ、非溶解性中性子吸収材 等10件
37	日本原子力学会 2016年秋の大会	平成 28年 9月7～9日	◆原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発 ～上部階用除染装置実証試験結果(プラストシステム・高圧水システム) 等2件
38	日本原子力学会 2016年秋の大会	平成 28年 9月7～9日	◆PCV健全性 ～過酷事故を経た鉄筋コンクリート構造体の耐力評価 等3件
39	日本原子力学会 2016年秋の大会	平成 28年 9月7～9日	◆使用済燃料プールから取出した燃料集合体の長期健全性評価 ～乾式保管時の燃料健全性評価/トレーサによる海水成分移行評価 等3件
40	日本原子力学会 2016年秋の大会	平成 28年 9月 7日	◆炉内状況把握の解析・評価 ～MAAP関連4件、SAMPSON関連6件、その他5件
41	日本原子力学会 2016年秋の大会	平成 28年 9月7～9日	◆燃料デブリの性状把握 ～模擬デブリによる生成物の挙動試験ならびに評価 等8件
42	日本原子力学会 2016年秋の大会	平成 28年 9月7～9日	◆固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発 ～福島第一原発事故廃棄物の処理・処分技術開発/インベントリ評価手法の開発 等12件
43	日本原子力学会 2016年秋の大会	平成 28年 9月7～9日	◆原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の開発 ～水中不分離性コンクリート充填によるS/C内止水技術の開発
44	第34回日本ロボット学会学術講演会	平成 28年 9月 7日	異径配管内調査用ロボット
45	EUROCORR2016	平成 28年 9月 11日	Corrosion behavior of SUS316L in nitric acid solution containing seawater components -Effect of metal ions in high active liquid waste-
46	神奈川版オープンイノベーション交流	平成 28年 9月 16日	オープンイノベーション交流会 技術交流パネル
47	平成28年度 原子炉廃止措置工学概論／特論	平成 28年 9月 17日	燃料デブリの特性把握と処理について
48	平成28年度 原子炉廃止措置工学概論／特論	平成 28年 9月 17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
49	ISTP(The 27th International Symposium on Transport Phenomena)	平成 28年 9月 20日	配管閉止補助のための流体構造連成解析
50	7th International Scientific and Practical Conference	平成 28年 9月 21日	CHARACTERIZATION OF FUEL DEBRIS BY LARGE-SCALE SIMULATED DEBRIS EXAMINATION AT NNC KAZAKHSTAN FOR FUKUSHIMA DAIICHI NUCLEAR POWER STATIONS
51	デコミッショニング技法 No.54	平成 28年 9月 30日	アルカリ活性材料－ジオポリマー－を用いた放射性廃棄物の固化技術の現状
52	13th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management(PSAM13)	平成 28年 10月 2日	Water Injection Influence for Accident Progression in Fukushima Daiichi Unit 1
53	HOTLAB2016 ドイツカールスルーエ	平成 28年 10月 2～3日	Approach to estimating fuel debris properties generated in Fukushima Daiichi NPS
54	PSAM 13	平成 28年 10月 2～7日	Water Injection Influence for Accident Progression in Fukushima Dai-ichi Unit1
55	日本原子力学会 燃料デブリ研究専門委員会	平成 28年 10月 4日	解析・評価等による燃料デブリ分布の推定について
56	12th International Conference on NDE in Relation to Structural Integrity for Nuclear and Pressurized Components	平成 28年 10月 6日	Overview of Revitalization for Fukushima Nuclear Accident and Study on Robotics and Inspection Technologies for Decommissioning
57	NUTHOS-11	平成 28年 10月 9～13日	Analysis for the TEPCO Fukushima Daiichi unit 2 by the SAMPSON code with core support plate model
58	NUTHOS-11	平成 28年 10月 9～13日	Validation of severe accident code SAMPSON debris cooling analysis module (DCA) against OLHF experiments and development of creep models
59	腐食防食学会	平成 28年 10月 17日	希釈人口海水中におけるPCV材料の腐食に及ぼす亜鉛／炭酸ナトリウム混合リン酸塩の影響評価(2)
60	核物質管理学会	平成 28年 10月 17～18日	Limit of detection of a bare nuclear material debris lump

平成28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
61	日本フルードパワー学会	平成28年10月19～21日	制御系設計のための油圧マニピュレータシミュレータの開発と綿型化モデル同定手法の評価 等2件
62	RADIEX2016	平成 28年 10月 20日	日本原子力研究開発機構における廃止措置への取り組みについて
63	RADIEX2016	平成 28年 10月 20日	A2調査/B2調査の概要説明(パネル)
64	月間オプトロニクス2016年12月号	平成 28年 10月 27日	原子炉格納容器内遠隔調査ロボットの開発～これまでと今後 A Robot Developed to Investigate Primary Containment Vessel(PCV) Interiors
65	INES-5	平成 28年 10月 下旬	PHITS Benchmarking for HPGe Detector Efficiency
66	ICMST2016	平成 28年 11月 2日	Development of the Remote Decontamination Robot 'MHI-MEISTeR II' for an Upper Floor of Reactor Building in Fukushima Daiichi NPP
67	サイエンスアゴラ	平成 28年 11月5～6日	A2調査(パネル)、静態展示
68	Nuclear Materials Conference (NuMat2016)	平成 28年 11月 7日	Phases and morphology in the simulated MCCI products prepared by arc melting method 等6件
69	Annual Meeting of the International Network of Laboratories for Nuclear Waste Characterization (LABONET)	平成 28年 11月 7日	Characterization of Carbonate Slurry generated from Multi-Radionuclide Removal System in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
70	Annual Meeting of the International Network of Laboratories for Nuclear Waste Characterization (LABONET)	平成 28年 11月 7日	Study on H2 gas produced by radiolysis of the waste of carbonate slurry generated from Multi-Radionuclide Removal System
71	LS-DYNA&JSTAMPフォーラム2016	平成 28年 11月 8日	配管閉止補助のための流体構造連成解析
72	第2回光・量子計測シンポジウム	平成 28年 11月 10日	宇宙線を用いた大型構造イメージング
73	日本原子力学会 燃料デブリ研究専門委員会	平成 28年 11月 16日	燃料デブリ性状把握研究の成果概要 -大規模MCCI試験、MOX模擬デブリ等、U含有模擬デブリ、TMI-2との比較検証
74	ロボットフェスタふくしま	平成 28年 11月 19日	A2調査/B2調査の概要説明(パネル)、A2調査装置静態展示、 B1調査装置試作機によるデモ
75	日本保全学会 電子ジャーナル	平成 28年 11月 25日	High-pressure Water Jet Decontamination Aparatus for Upper Part of 1st Floor of Reactor Buildings for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station 等2件
76	International Conference on the Safety of Radioactive Waste Management	平成 28年 11月 25日	Inventory Estimation for Accident Waste Generated at the Fukushima Daiichi NPS
77	International Conference on the Safety of Radioactive Waste Management	平成 28年 11月 25日	Approaches of Selection of Adequate Conditioning Methods for Various Radioactive Wastes in Fukushima Daiichi NPS
78	NTHAS10	平成28年11月27～30日	Validation of Debris Freezing Model in a Penetration Tube for the SAMPSON Code against the GEYSER experiments
79	電気学会 レーザプロセッシング技術調査専門委員会	平成 28年 11月 30日	福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出しへのレーザー利用
80	計測自動制御学会	平成 28年 12月 15日	複数クローラロボットのRSNP遠隔操作システムの構築と基礎実験
81	日本原子力学会核燃料部会「燃料デブリ研究専門委員会」	平成 29年 1月 26日	燃料デブリ臨界管理技術の開発の概要
82	保健物理	平成 29年 2月 2日	福島第一原子力発電所において採取した瓦礫試料の放射化学分析
83	IAEA[First Coordinated Research Meeting and Consultancy Meeting on Management of Severely Damaged Spent Fuel and Corium]	平成 29年 2月 14日	Characterization to Estimate Fuel Debris properties Generated in Fukushima Daiichi NPS
84	WM2017(Waste Management Symposia)	平成 29年 3月 5日	Long Reach Manipulator for PCV Repair at Fukushima Daiichi 等2件
85	日本原子力学会 2017年春の年会	平成 29年3月27～29日	福島第一原子力発電所で採取された放射性廃棄物中のPd-107分析法の開発
86	日本原子力学会 2017年春の年会	平成 29年3月27～29日	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 SAMPSON関連7件、その他1件

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	総合的な炉内状況把握の高度化	委託研究	バーチャル炉による逆問題評価	東京大学	平成28年8月1日～平成29年2月28日
2	総合的な炉内状況把握の高度化	委託研究	炉心物質スランピング時の配管変形解析	東京大学	平成28年8月1日～平成29年2月28日
3	総合的な炉内状況把握の高度化	委託研究	炉心スランピング時の事象推移に関わるMELCOR解析	早稲田大学	平成28年8月1日～平成29年2月28日
4	総合的な炉内状況把握の高度化	委託研究	MCCI反応物の溶融・凝固時の偏析解析	東北大学	平成28年10月17日～平成29年2月28日
5	総合的な炉内状況把握の高度化	委託研究	セシウムの補足反応と拡散挙動の研究	大阪大学	平成28年10月17日～平成29年2月28日
6	燃料デブリ臨界管理技術の開発	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及び中性子吸収材の実証試験	京都大学	平成28年12月26日～平成29年2月28日
7	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	委託研究	不連続・大荷重先端制御に関する調査	大阪大学	平成28年6月24日～平成29年2月28日
8	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の破損燃料の地層処分における臨界安全性に関する研究	米国カリフォルニア大バークレー校	平成28年4月1日～平成29年3月31日
9	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	委託研究	ガンマ線測定を用いた廃棄物管理手法に関する研究開発(2)	東京工業大学	平成28年4月21日～平成29年2月28日
10	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	委託研究	廃棄物インベントリの推算・評価技術に関する研究(Phase 2)	電力中央研究所	平成28年5月20日～平成29年1月31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	遠隔除染技術の開発	高所用吸引・プラスト除染装置
2	遠隔除染技術の開発	高所用吸引・プラスト除染装置 試験機材
3	遠隔除染技術の開発	高所用ドライアイスプラスト除染装置
4	遠隔除染技術の開発	高所用ドライアイスプラスト除染装置 試験機材
5	遠隔除染技術の開発	高所用高圧水ジェット除染装置
6	遠隔除染技術の開発	高所用高圧水ジェット除染装置 試験機材
7	遠隔除染技術の開発	上部階用除染装置（作業台車、吸引・プラスト除染ユニット）
8	遠隔除染技術の開発	上部階用除染装置（中継台車、ケーブル巻き取り装置、ドライアイスプラスト除染ユニット）
9	遠隔除染技術の開発	上部階用除染装置（搬送台車、支援台車、高圧水ジェット除染ユニット）
10	遠隔除染技術の開発	上部階用除染装置 試験機材
11	遠隔除染技術の開発	台車位置計測ソフトウェア
12	遠隔除染技術の開発	干渉検証ソフトウェア
13	遠隔除染技術の開発	協調制御検証用クローラ台車
14	遠隔除染技術の開発	ケーブル・ホース耐久試験装置
15	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
16	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
17	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
18	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
19	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
20	原子炉格納容器内部調査技術の開発	B1調査装置
21	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
22	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
23	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
24	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
25	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
26	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
27	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）
28	原子炉格納容器内部調査技術の開発	X-6ベネ穴あけ装置一式
29	原子炉格納容器内部調査技術の開発	ベネ内事前確認装置一式
30	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）
31	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
32	原子炉格納容器内部調査技術の開発	ペDESTアル内事前確認装置 一式
33	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
34	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
35	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
36	原子炉格納容器内部調査技術の開発	B2調査装置
37	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
38	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
39	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
40	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
41	原子炉格納容器内部調査技術の開発	X-6ベネ遠隔穴あけ装置 一式
42	原子炉内燃料デブリ検知技術の開発	透過法用測定装置遮蔽体
43	原子炉内燃料デブリ検知技術の開発	透過法用小型測定装置
44	原子炉内燃料デブリ検知技術の開発	散乱法用小型ミュオン軌跡検出システム
45	原子炉内燃料デブリ検知技術の開発	散乱法用福島第一原発向けミュオン軌跡検出システム
46	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
47	燃料デブリの性状把握	水晶圧電式4成分切削動力計
48	燃料デブリの性状把握	SEM用元素分析システム
49	燃料デブリの性状把握	油圧式自動埋込機
50	燃料デブリの性状把握	倒立金属顕微鏡

100万円以上

No.	プロジェクト名	名称
51	燃料デブリの性状把握	カーボンコータ
52	燃料デブリの性状把握	真空置換アーク溶解炉
53	燃料デブリの性状把握	燃料デブリ圧縮試験装置
54	燃料デブリの性状把握	燃料デブリ音速測定装置
55	燃料デブリの性状把握	金相画像解析用装置
56	燃料デブリの性状把握	ダイナミック微小硬度計
57	燃料デブリの性状把握	同時熱分析システム
58	燃料デブリの性状把握	ガス配管バルブヒーター
59	燃料デブリの性状把握	試料切断機
60	燃料デブリの性状把握	試料研磨機
61	燃料デブリの性状把握	コア採取装置
62	燃料デブリの性状把握	レーザー回折式粒度分布測定装置
63	燃料デブリの性状把握	乾式自動密度計
64	燃料デブリの性状把握	熱分析装置用加熱炉
65	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
66	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
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スケール試験用装置
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スケール試験用設備
69	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
70	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
71	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
72	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
73	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
74	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
75	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
76	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
77	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
78	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	レーザーガウジングパワー測定ユニット
79	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	レーザーガウジングヘッド
80	燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業	アクセス装置要素試験用機材
81	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
82	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
83	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
84	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
85	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
86	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
87	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
88	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
89	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	コア試料採取装置