

平成27年度版

研究開発成果概要

IRID Annual Research Report 2015



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

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



この印刷物は再生紙を利用しています。

発行：2016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

平成27年度 IRIDの研究開発プロジェクト（概要図）



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5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正念場を迎えます。昨年6月に改定された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、廃炉に向けた技術の研究開発においても、これまで以上に着実な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年の発足以来、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準備に係る研究開発、(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きております。研究開発を進めるにあたっては、研究開発案件全体を俯瞰しつつ案件相互の連携を図る一元的なマネジメントのもと、国内外の叡智を結集して取り組み、平成27年度には補助事業15件と自社研究1件の研究開発プロジェクトを実施いたしました。

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を開発し、圧力容器中心部には燃料デブリがほぼ存在しないことを確認し、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27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28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



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準備に係る研究開発
 - 原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発……………4
 - 原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の開発……………6
 - 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……………8
 - 原子炉格納容器内部調査技術の開発……………10
 - 原子炉圧力容器内部調査技術の開発……………12
 - 事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化……………14
 - 原子炉内燃料デブリ検知技術の開発……………16
 - 燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業……………18
 - 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……………20
 - 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発……………22
 - 圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発……………24
 - 燃料デブリ臨界管理技術の開発……………26
 - 燃料デブリの性状把握……………28
- ◆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 関する 研究開発……………30

主要な研究成果—自社研究

- 原子炉建屋内遠隔除染技術の信頼性評価……………32

その他—情報一覧

- 平成27年度 主な研究成果の発表・公表一覧……………33
- 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ていたことから、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をしっかり評価する必要があります。

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

a- 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号機の使用済燃料の表面に観察された白色堆積物の分析等を行うために、燃料部材輸送準備および照射後試験施設での試験準備を行いました。

燃料部材の輸送準備では、輸送作業が滞りなく行えるようにロックナット採取／輸送容器積込手順を検討し、そのうちロックナットの輸送容器への積込作業のモックアップ等を行いました。

照射後試験施設での試験準備では、白色堆積物の分析等の試験要領を作成するとともに、ロックナットを用いた電気化学的試験の検討を行い、照射後試験施設での試験が可能であることを確認しました。

b- 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を乾式保管する場合、混入した瓦礫による燃料被覆管への傷や海水注入による海水付着が燃料集合体の健全性に与える影響を評価する必要があります。

そのため、低延性条件試験(水素化物析出挙動評価試験)および高ひずみ条件試験(クリープ試験)を行いました。平成27年度の試験条件では、燃料被覆管への瓦礫による傷や海水付着が燃料集合体の健全性に及ぼす影響は小さいことを確認しました(図1,2)。引き続き、福島第一1～4号機に特有の要因が、乾式保管を行う場合に燃料集合体の健全性及び及ぼす影響を検討していく計画です。

② 長期健全性に係る基礎試験

燃料部材(上部端栓部材)すきま構造部における海水成分の移行挙動を定量評価するため、トレーサを用いた試験を行いました。

この試験により、海水投入に伴い塩化物イオンは上部端栓部材すきま構造部に取り込まれますが、浸漬液の水質を改善することで、塩化物イオンの濃度は浸漬液の濃度に追従して低下すること、また、すきま構造部での濃縮等は生じないことを確認しました(図3,4)。

今後の展開

燃料集合体表面の白色堆積物を分析・特定し、共用プール保管中における腐食発生の検討に役立つデータを取得します。

また、福島第一1～4号機に特有の要因が、乾式保管時の燃料集合体の健全性に及ぼす影響を引き続き検討していく計画です。

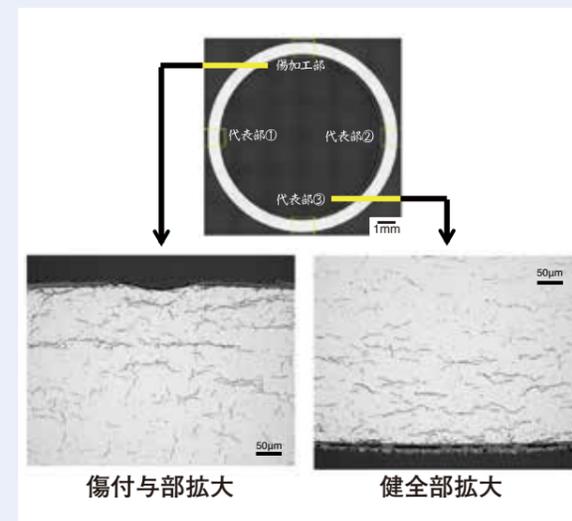


図1 水素化物析出挙動確認試験結果の例 (照射済9×9燃料被覆管、300℃、冷却速度0.3℃/h、周方向応力70MPa、傷付与)

傷付与部の水素化物析出方位は、健全部と同様に概ね周方向であり、傷付与の水素化物析出挙動に及ぼす影響は認められませんでした。

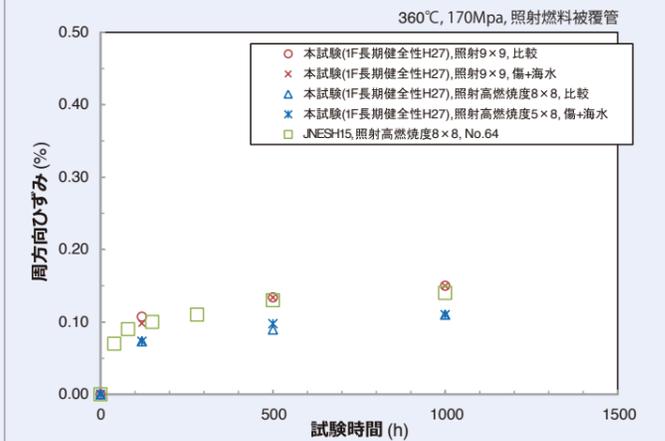


図2 クリープ速度に及ぼす(傷+海水付着)の影響検討結果例 (照射済燃料被覆管、360℃、周方向応力170MPa、傷+海水付着)

1000時間までの試験では、(傷+海水付着)の有無による明瞭な差異は認められませんでした。引き続き、挙動を確認していく計画です。

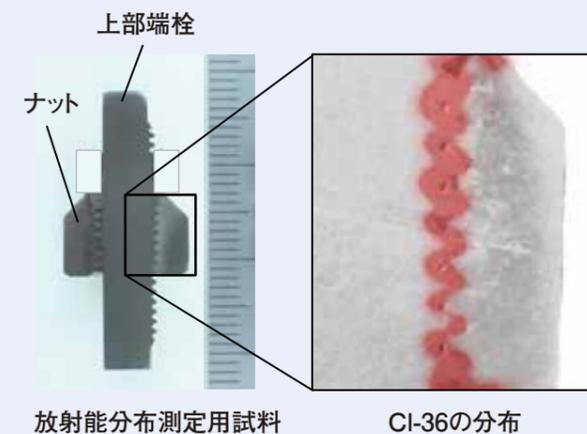


図3 上部端栓部材すきま構造部のCl-36分布(80℃、2倍希釈人工海水50h浸漬後時点)

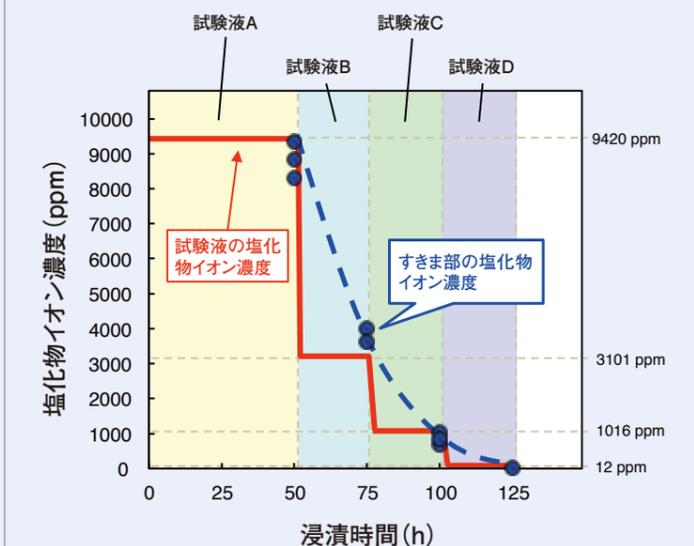


図4 上部端栓部材すきま構造部の塩化物イオン濃度評価結果

図3および図4より、2倍希釈濃度の塩水へ浸漬することにより、海水成分が上部端栓部材のすきま構造部へ移行しますが、その後の水質改善により濃度が低下することを確認しました。

重点課題2－燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発

背景

福島第一1～3号機の原子炉压力容器、原子炉格納容器から燃料デブリを取り出すにあたって原子炉建屋内での各種作業が計画されています。その円滑な作業遂行のためには、除染、遮蔽、線源除去等の組合せにより総合的に線量率低減を図り、作業場所の環境改善が必要です。

目的

平成26年度までに実施した成果をもとに、高所用除染装置の改良・実証および上部階用除染装置の製作・実証、さらに地下階除染の概念検討を行います。これにより、今後、原子炉建屋内で計画されている調査、補修・止水などの作業を円滑に行うために重要な一技術である遠隔除染技術を確立します。

主な取り組みと成果

遠隔除染技術の開発対象としては、主に原子炉建屋1階低所部、1階高所部、上部階、地下階があります。平成26年度までに低所用除染装置の開発を完了し、高所用除染装置の製作・実証試験および上部階用除染装置の設計・製作を実施しました。平成27年度はこれらの成果を踏まえて以下の取り組みを実施しました。

1 高所用除染装置の開発

a- 除染装置の改良

平成26年度に実施した実証試験結果を受けて、高圧水ジェット除染装置は視認性やメンテナンス性の向上等、ドライアイスブラスト除染装置は走行時や除染時の操作性向上等、吸引・ブラスト除染装置は視認性、非常時の回収作業性の向上等の改良を行いました(図1)。

b- 除染装置の実証試験

原子炉建屋1階高所を模擬した工場モックアップ試験設備にて、高圧水ジェット除染装置、ドライアイスブラスト除染装置、吸引・ブラスト除染装置それぞれについて、改良項目を主体に除染性能、遠隔による走行性・操作性、安全機能などの再実証試験の実施および実機適用性評価を行い、実機適用の目途を得ました。

2 上部階用除染装置の開発

a- 除染装置の製作

平成26年度に続き上部階用除染装置の製作を行いました。上部階用除染装置は、昇降作業台を使用して原子炉建屋上部階(2～3階)にアクセスし、床面および壁面(高さ約2mまで)の除染を行う装置です。作業台車・搬送台車・支援台車・中継台車で構成し、各台車には高圧水ジェット除染ユニット、吸引・ブラスト除染ユニット、ドライアイスブラスト除染ユニットを搭載しています(図2,3,4)。

b- 除染装置の実証試験

原子炉建屋2階を模擬した工場モックアップ試験設備と試験用昇降設備を製作し、実証試験を実施しました。各除染システムにおける除染性能、遠隔による走行性・操作性、上部階へのアクセス性および非常時の回収などの安全機能について試験を実施して、実機適用の目途を得ました。

3 地下階除染の概念検討

タービン建屋地下階の線源としてこれまで検討してきた地下滞留水、底部堆積スラッジのほか、主復水器内に残存する高濃度汚染水(初期滞留水)の処置方法の概念検討を実施し、概ね既存技術で対応可能である見通しを得ました。

原子炉建屋地下階については、実施した概念検討の成立性を確認するため線量に寄与する汚染などの必要な情報を整理しました。

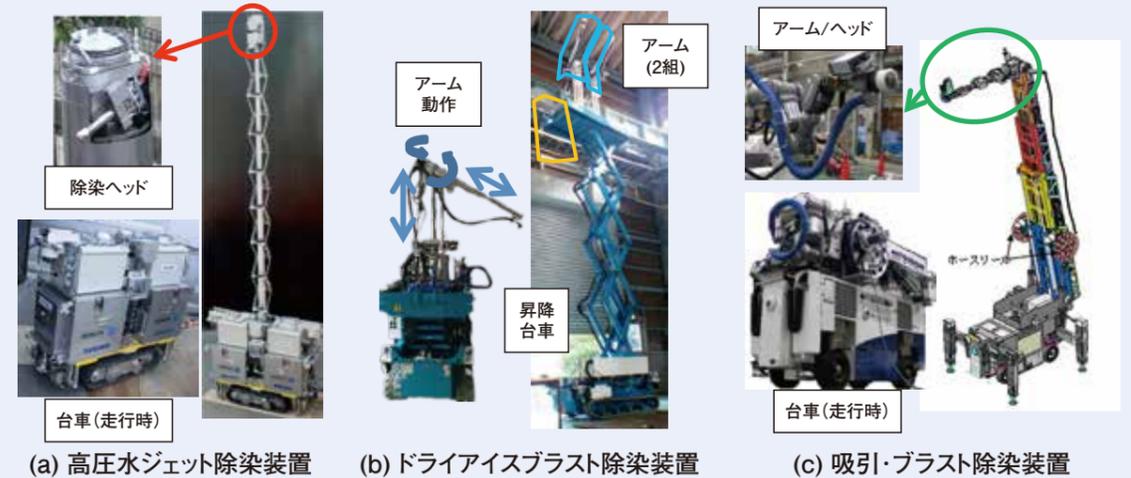


図1 高所用除染装置

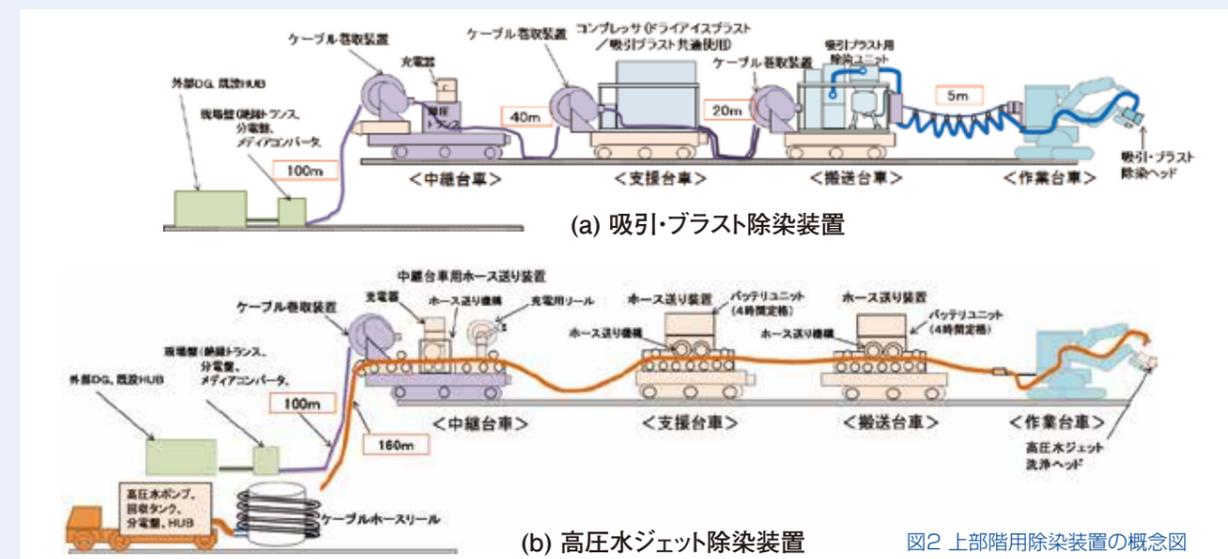


図2 上部階用除染装置の概念図



図3 上部階用除染装置(吸引・ブラスト装置を搭載した場合)



図4 上部階用除染装置(昇降)

今後の展開

高所用除染装置、上部階用除染装置ともに開発は平成27年度で完了しました。高所用ドライアイスブラスト装置は平成27年度下期に実機適用しましたが、他の除染装置も現場の必要性や施工可能時期等に合わせて実機へ適用していきます。

タービン建屋の地下階については、水位の低下に伴って除染が実施される計画で、今回の概念検討や現場調査結果がその参考となります。原子炉建屋の地下階については、ニーズが明確になると現場調査が必要となることから、今回の整理結果が活用できます。

重点課題2－燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の開発

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を冠水する計画ですが、そのためには格納容器からの漏水を確実に防ぐ必要があります。

目的

本事業では、燃料デブリを冠水させた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・止水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 サプレッションチャンバー脚部の補強技術

サプレッションチャンバー(S/C)脚部の補強技術(図1)については、平成25年度の試験において、補強材を打設した後の長距離流動に伴い、補強材の強度が低下することが判明しました。この課題を解決するため、補強材を改良し、その後の試験で必要な強度を保持できることを確認しました。さらに長距離流動性、打ち上がり性(図2)、また障害物を乗り越える際の影響を確認し、目標とする性能が確保できる見込みを得ました。

② ベント管内埋設による止水技術

a- ベント管内埋設による止水技術

ベント管先端に設置する閉止補助材(布バック)の展開性試験を実スケールで実施し、課題を抽出しました。今後は抽出した課題の対応とともに、副閉止補助材(ベント管と閉止補助材との隙間の目詰材)の要素試験を実施し、実機への適用に向けた候補材の絞り込みを行います。

b- サプレッションチャンバー(S/C)内充填による止水技術

止水材の材料配合を決定し、ダウンカム止水およびクエンチャ、ストレーナ止水試験を実施しました。また、2方向から流し込んだ止水材の合流部の長距離流動確認試験(図3)と真空破壊弁止水試験を行い、本止水材による基本的な止水性能を確認しました。

c- 真空破壊ライン埋設による止水技術

1号機原子炉建屋1階の真上からアクセスできない真空破壊ラインについて、斜め方向からアクセスできるフレキシブルガイドパイプおよび止水プラグを挿入する実規模試験を実施しました。その結果、ガイドパイプ設定、真空破壊ラインへの穴あけ、止水プラグの挿入、耐圧性能確認等により、施工性や成立性を確認できました(図4)。

③ シール部の止水技術および配管ベローズの止水技術

機器ハッチは高線量で人が近付けないため、遠隔による溶接工法について概念検討を開始しました(図5)。

④ 原子炉格納容器(PCV)接続配管のバウンダリ構築技術

PCV接続配管をPCVから隔離するため、配管の止水案の検討を進めています。対象配管として格納容器不活性ガス系(AC系)、廃棄物処理系(RW系)、原子炉補機冷却水系(RCW系)を選定し、止水材の要求性能を設定後、止水試験を実施しています。

今後の展開

各補修(止水)対象箇所の止水技術を確立するために、引き続き実用化に向けた試験を実施し、課題の整理・対策、分析、評価を行います。また、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や長期的な止水機能維持に関する検討を進めていきます。

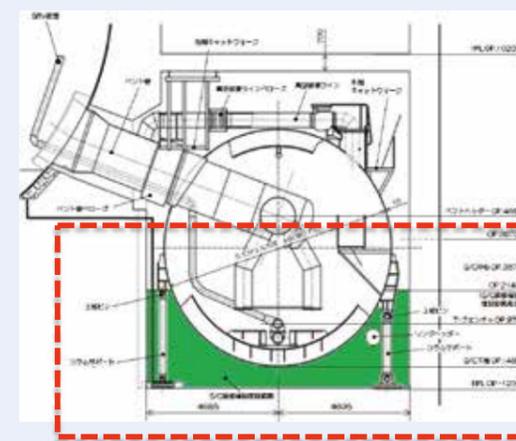


図1 1号機 S/C脚部補強埋設範囲(緑)

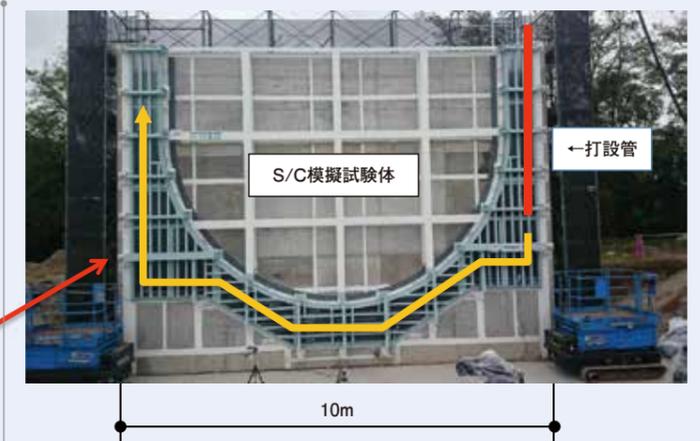


図2 S/C脚部補強打ち上がり性状確認試験(1分の1スケール:2・3号機を模擬) 打設管より補強材を流し込み、S/Cの下を回り込み反対側まで均等に立上るか確認しました。

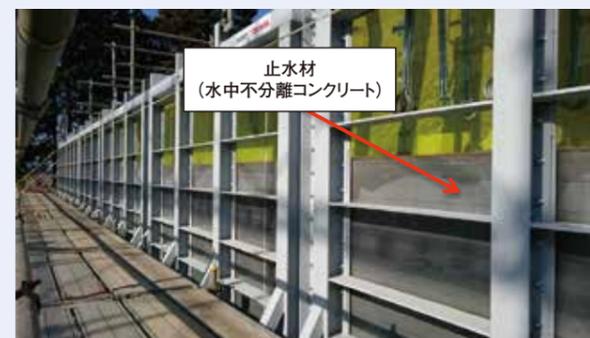


図3 ダウンカム長距離流動試験状況 24m水槽の両端から止水材を打設し、合流した中央部付近のダウンカム内部への充填性・止水性能を確認しました。

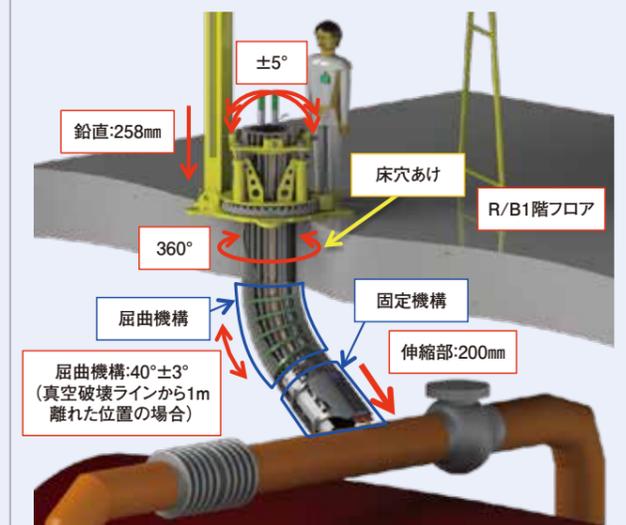


図4 フレキシブルガイドパイプ概念図 1階床の穴あけ位置に干渉物があり、真空破壊ラインの真上に穴を開けられないため斜めからアクセスするガイドパイプを開発しました。

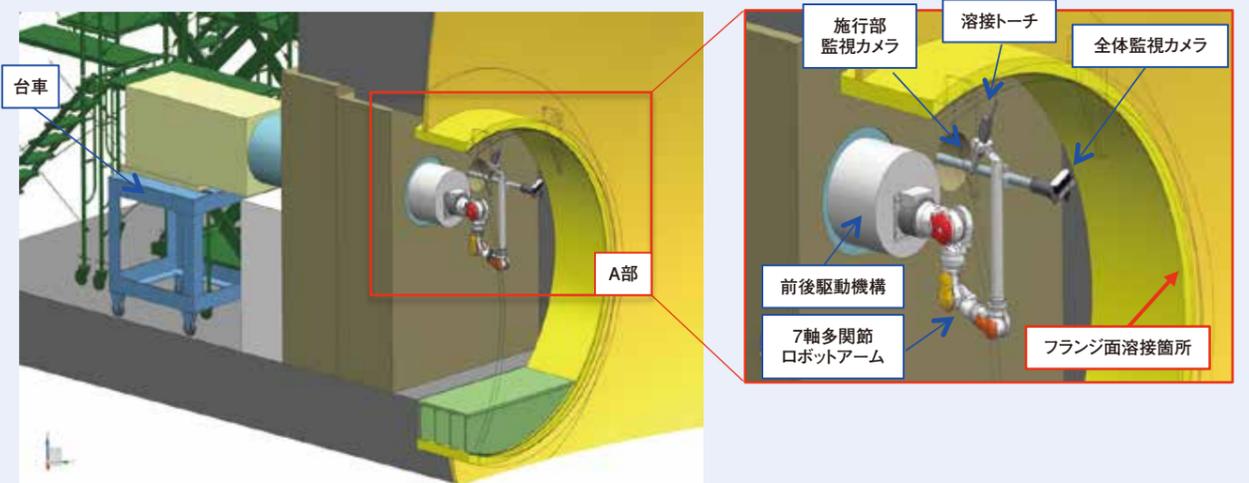


図5 シール部の止水技術(機器ハッチ止水)

機器ハッチの止水は、これまでセメント系材料による埋設工法を検討してきましたが、完全止水が難しいことから、遠隔溶接による止水工法の検討を開始しました。

重点課題2－燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の実規模試験

背景

福島第一原子力発電所の廃炉に向けて、燃料デブリを冠水させた状態で取り出す方法(冠水工法)を行うためには、原子炉格納容器(PCV)の漏えい箇所の補修・止水技術の確立が必要です。

目的

本事業は、冠水工法のために開発した補修・止水技術(工法や遠隔装置など)の現場適用に向けて、開発技術の検証および操作訓練等を目的とした実規模大の試験を実施するものです。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構との共同提案として、楢葉遠隔技術開発センター内での試験実施を計画しています。

主な取り組みと成果

① PCV下部の補修・止水のための機器・装置等の実規模試験

「原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の開発」事業で開発したサブプレッションチャンバー(S/C)脚部の補強用打設装置の操作性を確認するため、水を使用した実規模試験に着手しました(写真1)。

また、実際の工事の検討に必要な試験・確認項目を抽出し、今後の実規模試験での試験・確認項目に漏れが出ないように整理をしました。

② 実規模試験体の設計・製作

平成26年度に引き続き、福島第一2号機のPCV下部を模擬した実規模試験体を設計・製作・組立を行いました。本年度は楢葉遠隔技術開発センター内で実規模試験体の組立を計画通りに完了しました(写真2)。

実規模試験体の主要な仕様は以下の通りです。

- 福島第一2号機のPCV下部(S/C、ベント管(ペローズを除く)、ベントヘッダ、ダウンカメラ、トラス室壁面)を模擬した8分の1セクタの実規模モデル。

③ 給排水設備、濁水処理設備等の必要な設備等の検討・設計・製作・設置

実規模試験では、寸法や温度条件等について福島第一1～3号機の実際の環境を可能な範囲で模擬することとしました。平成26年度に引き続き、以下の設備について検討・設計・製作・設置等を行い、楢葉遠隔技術開発センター内に必要な設備等の設置を計画通りに完了しました。

【昇温・給水設備】実規模試験では、実機の滞留水を模擬した温水を使用する計画です。昇温機能を備え、必要な容量の温水を製造する設備を設置しました。

【濁水処理設備】PCV下部の止水は、止水材(グラウト材(セメントを含有))を用いることから、試験の実施後にはセメントを含有する水が発生します。この水を施設外に排水できるように処理する濁水処理設備を設置しました。

【作業フロア】福島第一1号機の原子炉建屋地下1階の階高は、2・3号機とは高さが異なります。実機での作業は1階からの止水装置等の設置を想定しているため、実規模試験を行う場合は、対象とする号機毎にフロアレベルが変更できるような作業フロアを設置しました。

【試験体移動レール】試験体は非常に重量が重く(約5,400t)、組立後の移動は困難なことから、試験体が移動できるような移動レールを設置しました。



写真1 実規模試験実施状況
左上:打設装置、右上:打設装置の先端監視カメラ映像、左下:ミキサー、右下:打設装置のノズル降下状況

写真2 実規模試験体組立状況
左上:S/Cシェル組立、右上:S/Cシェルとダウンカメラ組立、左下:ベント管組立、右下:トラス壁模擬(全景)

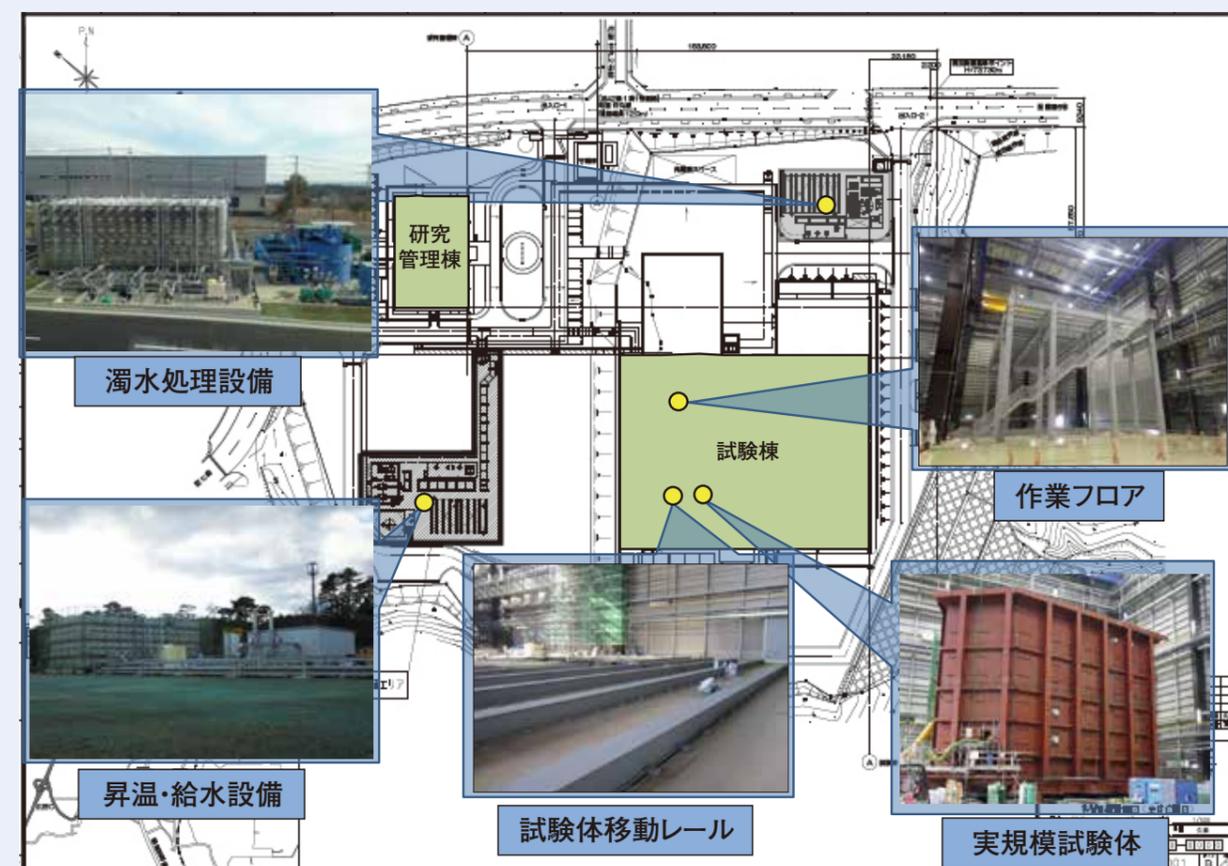


図1 試験設備準備状況

今後の展開

補修・止水技術の開発事業の成果を活用し、実規模試験を継続実施していきます。実規模試験では、実際の工事を念頭に置いた手順書を作成し、手順の検証を行います。また、補修・止水材の充填状態を観察して補修・止水材の性能確認を行います。これらの成果は、燃料デブリ取り出し工法選定の判断材料として活用します。

重点課題2ー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、そ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(以下、「ペネ」)から、2号機においてX-53ペネからそれぞれPCV内部へアクセスし、ペネ周辺の遠隔目視映像、線量、温度の情報を取得しました。その結果、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を確認しています。また、事故によって想定外の干渉物が発生している可能性もあります。このため、これらの課題解決に向けて、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 PCV内部の調査計画の立案及び調査装置等の開発計画の立案

計画の立案にあたっては、他の関連プロジェクトと連携してニーズを整理・分析しました。また、1階グレーチング上調査(略称:B1調査)等の結果をもとに、再度ニーズについて議論を行い、今後の調査計画について検討しました。

2 調査装置等の開発

a- ペDESTAL内へアクセスする技術

ペDESTAL内部プラットフォーム上状況調査(略称:A2調査)装置に関しては、これまでの試験結果を反映して、装置の改善を行い、2号機での現地実証に向けて、現地実証の準備まで完了しました(写真1)。

また、ペDESTAL内のさらなる調査(略称:A3調査)に向けて、X-6ペネのハッチを開放するための装置の試作・試験を実施するとともに、調査技術の要素試験を行いました。

b- 遮蔽ブロック取外技術

2号機X-6ペネの前に設置されている遮蔽ブロックを遠隔操作で取り外す装置(遮蔽ブロック取外装置)を開発し、平成27年6～7月に現地実証試験を行いました。その結果、遮蔽ブロック135個のうち128個と、背面鉄板3枚のうち2枚の取り外しを完了しました。残存ブロックと鉄板は、据付構造が想定と異なっていたうえ強固な固着が確認されたため、固着解除用のエンドエフェクタを追加で開発しました(写真2)。

c- ペDESTAL外へアクセスする技術

1号機のPCV内1階グレーチング上を走行し、映像/線量/温度を取得する調査(略称:B1調査)を、平成27年4月に実施しました。これにより、PCV内部の既設設備に大きな損傷がないことや1階グレーチング上の約4分の3の範囲の線量/温度データを取得しました(写真3)。

また、B1調査に続く調査(地下階状況調査:略称:B2調査)に向けて、概念検討や要素試作・試験を実施し、調査工法を立案しました(図1)。

d- 燃料デブリ計測技術

暗闇、高線量、水滴かつ霧という非常に厳しい環境下において、燃料デブリと推定される溶融物の位置と分布の把握を目指す燃料デブリの形状計測装置の設計・試作を行いました。PCV内の厳しい環境を考慮し、光切断方式を採用し、平成28年度以降の実証試験に向けて開発中です。

写真1 A2調査装置
(2号機ペDESTAL内)



写真3 B1調査装置
(1号機ペDESTAL外)

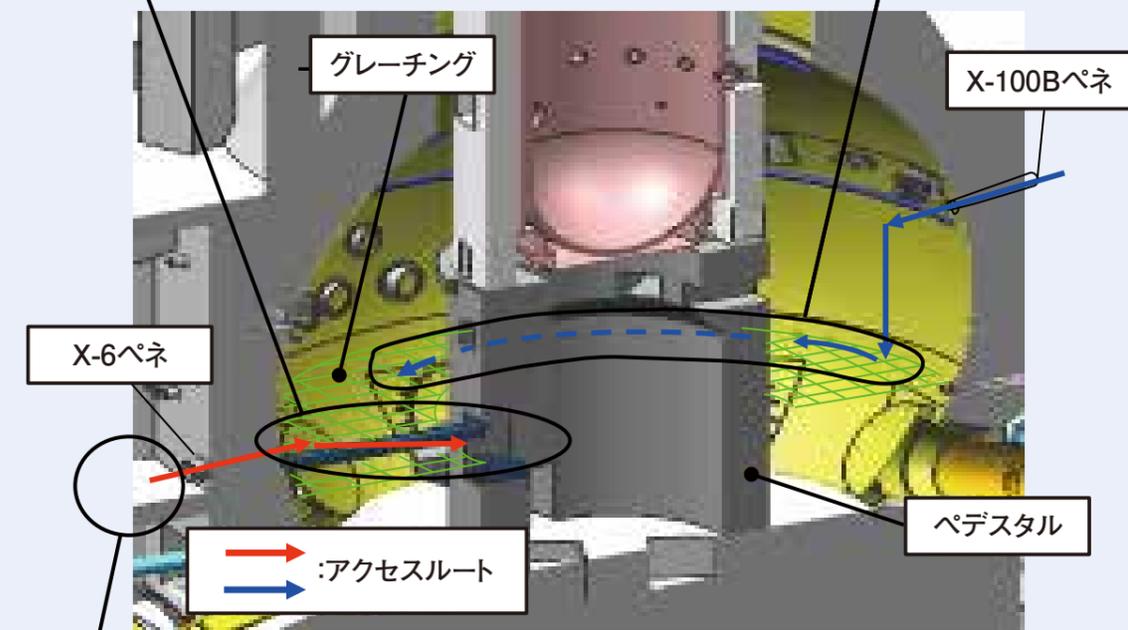
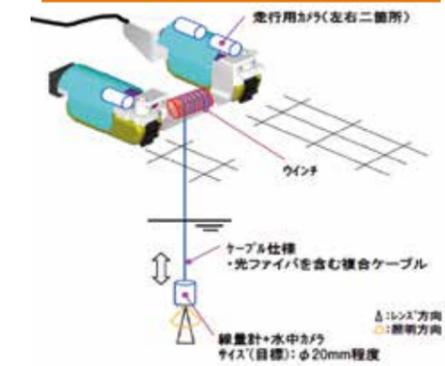


写真2 遮蔽ブロック取外装置
(2号機X-6ペネ前)



図1 B2調査装置(イメージ)*
(1号機ペDESTAL外地下階)



開発した装置の概観と適用先

*図1は、IRIDで検討したコンセプトを踏まえた現状の案です。今後の開発・要素試験の状況を踏まえ、さらなる見直し・改良により、当イメージ図は変更の可能性があります。

今後の展開

平成28年度に実施予定の2号機A2調査および1号機B2調査の実証試験に向けて開発を継続します。また、PCV内のペDESTAL内側および外側のさらなる調査に向けた装置開発も継続実施していきます。

重点課題2－燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

原子炉压力容器内部調査技術の開発

背景

燃料デブリ・炉内構造物を取り出す装置の開発には、燃料デブリや炉内構造物の位置・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、原子炉内の複雑な構造に加えて、極めて高い放射線量のため、現状は、原子炉压力容器 (RPV) 内部の情報を直接取得するのは困難な状況です。

目的

関連プロジェクトや現場からの調査ニーズを再整理し、平成26年度に策定した調査計画・開発計画を更新します。また、RPV内部調査の主要な技術であるバウンダリ機能を維持するシステム、炉心部へのアクセス技術および燃料デブリのサンプリング技術について、要素試験等で実現性の確認を行います。

主な取り組みと成果

① 調査計画・開発計画の立案・更新

RPV内部調査により取得すべき情報のニーズを、燃料デブリ取り出しに係る関連プロジェクトや現場関係者から収集しました。また、それらを分析・評価し、特に必要性の高い項目として、RPV内の線量率や燃料の溶け残り状況、燃料デブリの分布、燃料デブリの組成を抽出しました。そして、これらの情報を取得するため、炉心領域の目視確認や燃料デブリのサンプリングなどの調査項目を更新・整理しました。また、下記技術(②、③)の実現性評価結果を踏まえ、平成28年度以降の開発計画を更新しました。

② 上部穴開け加工による調査技術の要素試験及び実現性評価

a- バウンダリ機能を維持するシステムの概念検討

調査ルート構築のための上部穴開け作業に伴う放射性物質の飛散防止システムとして、原子炉格納容器(PCV)ヘッドに設置する代替バウンダリ(ガイドパイプ)設備の概念検討を行いました(図1)。また、代替バウンダリとPCVヘッドの取合い部のシール性に係る要素試験を行い、バウンダリ機能の実現見込みを確認しました。

b- 炉心部へのアクセス技術の概念検討

炉心部への調査ルート構築のため、複雑な構造を有する炉内構造物(蒸気乾燥器、気水分離器、上部格子板等)に遠隔で穴開け加工を行う技術の概念検討を実施しました。要素技術としては、遠隔操作による加工時の反力支持が困難なことを考慮し、非接触のレーザ切断・プラズマ切断・ウォータージェット(アブレイシブ)切断を検討し、基礎試験を行いました。また、炉内構造物の部分模擬試験体を用いた穴開け加工の要素試験を行い、調査ルート構築の実現見込みを確認しました(図2)。

③ 燃料デブリのサンプリング技術の調査及び実現性評価

関連プロジェクトから要求される燃料デブリのサンプリング成果として、主に燃料デブリの成分組成と機械的性質(硬さ)を抽出しました。そして、サンプリングシステムの設計条件を設定するため、サンプル形状、数、位置等のサンプリング実施項目を整理しました。

また、燃料デブリサンプリングから分析までの全体フローを検討しました(図3)。そして、サンプリングの構成装置である切削・採取装置、アクセス装置(PCV側面からのアクセス)、ウラン・プルトニウム計測装置、サンプリングセル等について、概念設計(要素試験を含む)を実施し、開発中のサンプリング技術の実現見込みを確認しました。さらに、燃料デブリの分析等のため、福島第一原子力発電所の構外に燃料デブリのサンプルを輸送する際に必要な評価項目を整理しました。

今後の展開

平成27年度に実施したニーズ調査および概念検討・要素試験の結果に基づき、RPV内部調査技術の開発を進めます。上部穴開け調査技術については、調査システムおよびバウンダリ機能を維持するシステムの試作、モックアップ試験の計画を進めます。燃料デブリサンプリング技術については、切削・採取装置の試作と性能確認試験を行うとともに、アクセス装置とセルの高度化について検討を行います。

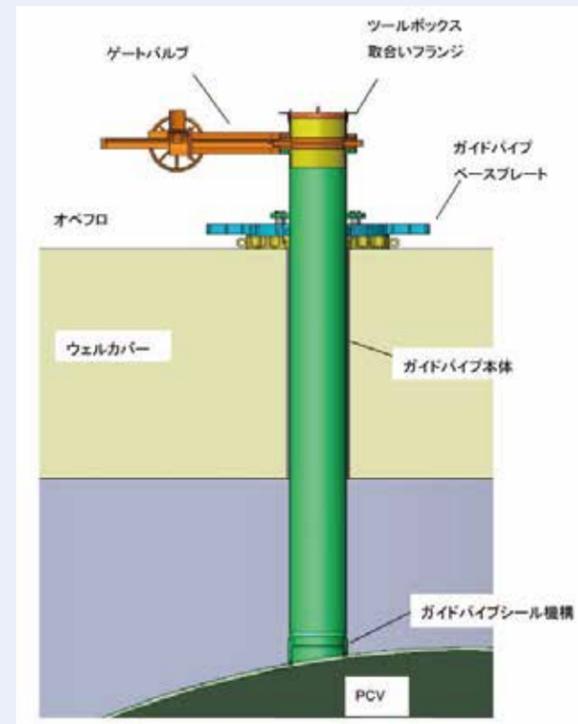


図1 バウンダリ機能維持装置のイメージ

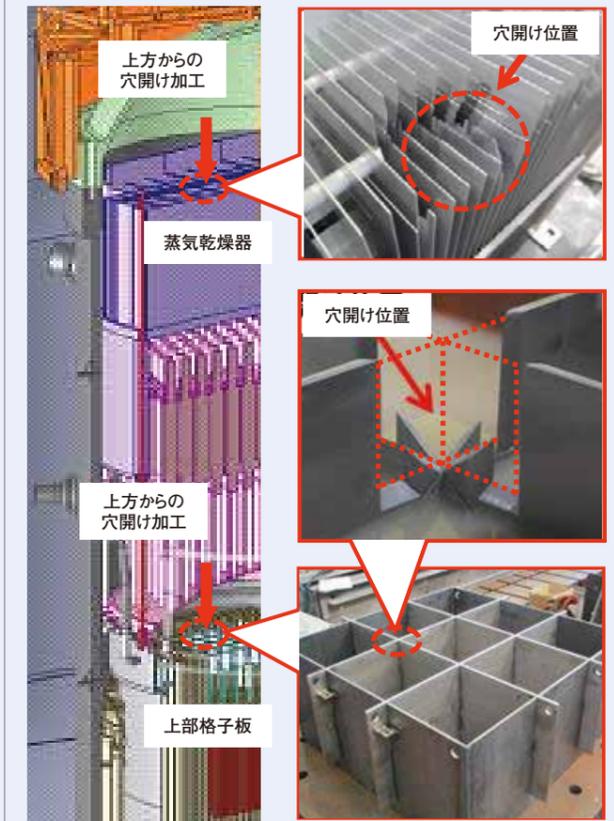


図2 炉内構造物の部分模擬試験体を用いた穴開け加工の要素試験状況

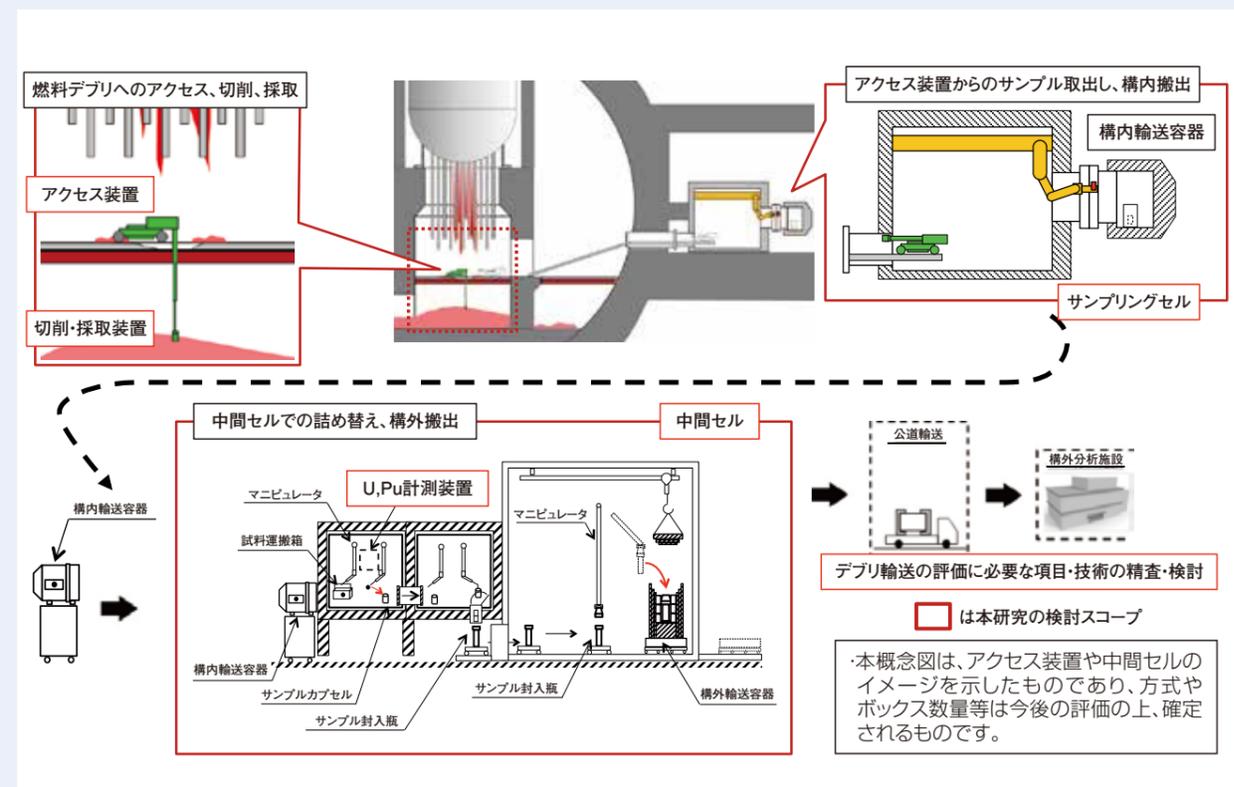


図3 燃料デブリサンプリングから分析までの全体フロー(イメージ)

重点課題2－燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化

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、炉内状況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、事故進展解析コード(MAAPおよびSAMPSON)の高度化を図り、事故進展解析や実機データなどを活用した総合的な分析・評価を実施することで、炉内状況把握に必要な情報を提供し、廃炉に向けた取り組みを推進します。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 事故進展解析コードの改良・高度化

平成26年度に策定した高度化仕様に基づき、事故進展解析コード(MAAPおよびSAMPSON)の燃料デブリの挙動や核分裂生成物の移行に関する物理現象モデルを改良し(図1)、事故進展解析技術を高度化しました。

- MAAP(Modular Accident Analysis Program):原子力発電所過酷事故時の原子炉圧力容器(RPV)および格納容器(PCV)内の熱水力・核分裂生成物挙動を一貫して評価できる総合解析コード。
- SAMPSON(Severe Accident analysis code with Mechanistic, Parallelized Simulations Oriented towards Nuclear fields):物理現象を精細に表現した多次元の数式・理論式で構築したモデルで、燃料デブリの分散配置やその形状を解析するのに適したコード。

2 事故進展解析を活用した炉内状況の推定・評価

改良した解析コードによる事故進展解析および感度解析を実施し、燃料デブリや核分裂生成物が存在する位置・量と組成等を推定しました(図2)。また、燃料デブリとコンクリートの相互作用(MCCI)を詳細に評価する解析コードを開発し、格納容器に落下した燃料デブリの挙動を推定しました(図3)。さらに、韓国原子力研究所(KAERI)において、実機サイズの貫通管と実コリウムを用いた試験を実施し、炉内計装管等が破損する状況を確認しました(図4)。これに加え、福島第一原子力発電所事故に関する国際ベンチマーク解析プロジェクト(BSAF: Benchmarks Study of the Accident at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station)のPhase-2プロジェクトを3ヶ年計画で開始し、その成果を炉内状況の評価に活用しました。

3 総合的な分析・評価に必要なデータベースの開発

事故進展解析に関連する情報および他の研究開発プロジェクトや現場オペレーション等から得られるデータ・情報を収集・整理した炉内状況総合分析評価データベースを開発し、総合的な分析・評価に活用しました。

4 実機データ及び他プロジェクトの成果を踏まえた総合的な分析・評価

事故進展解析結果や実機の調査から得られたデータ・情報、また他の研究開発の成果も活用した総合的な分析・評価(下表参照)を実施し、燃料デブリや核分裂生成物が存在する位置・量と組成等を推定しました。その結果、1号機および3号機では、燃料デブリの大部分が原子炉圧力容器(RPV)から落ち、格納容器(PCV)に移行したと評価しています。また、2号機では、一定割合の燃料デブリがRPVとPCVの両方に存在すると評価しています。

項目	1号機	2号機	3号機
事故進展解析	燃料デブリの大部分がPCV側に移行	燃料デブリの分布は消防車注水量の設定に大きく依存	燃料デブリの大部分がPCV側に移行
熱バランス法評価等	RPV内に熱源が少ない	一定割合がRPVとPCVの両方に存在	一定割合がRPVとPCVの両方に存在
ミュオン測定	炉心部に高密度物質(燃料)は殆ど無い	炉心部に大きな燃料デブリは殆ど無い※	測定なし
PCV内部調査	確認範囲ではPCV壁等の大規模な損傷なし	RPV下部外周部の大規模な損傷なし	確認範囲ではPCV内構造物の損傷なし
総合評価	燃料デブリの大部分がPCV側に移行	一定割合がRPVとPCVの両方に存在	燃料デブリの大部分がPCV側に移行

※東芝・名古屋大学による共同研究成果を活用

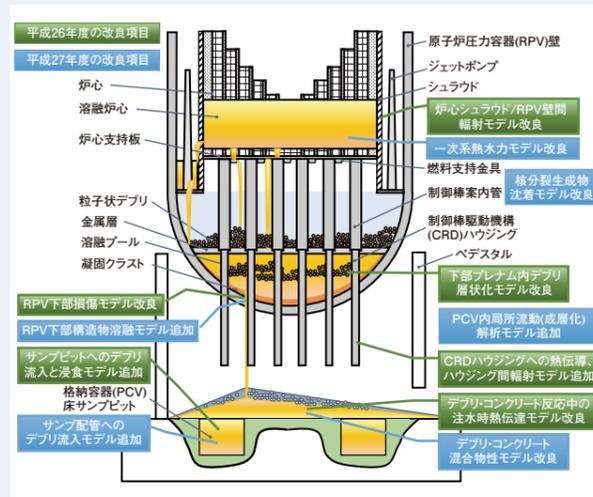


図1 MAAP解析モデルの改良・高度化

燃料デブリの挙動や核分裂生成物の移行に関する物理現象モデルを改良し、事故進展解析技術を高度化しました。

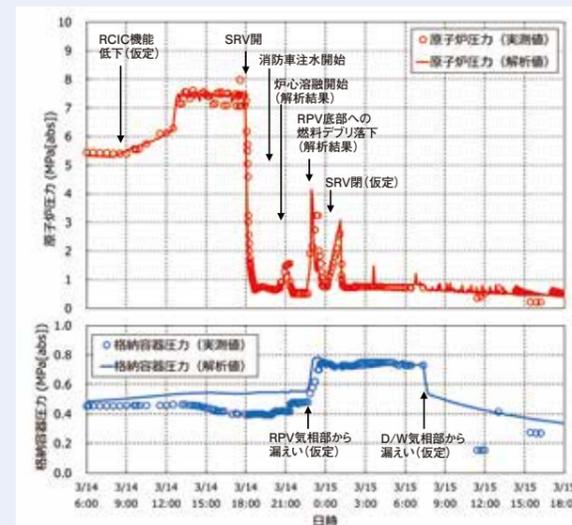


図2 MAAPコードによる事故進展解析例(2号機)

コード改良と感度解析により、複雑な事故進展事象である2号機についても、実測値をほぼ再現する解析結果を得られました。

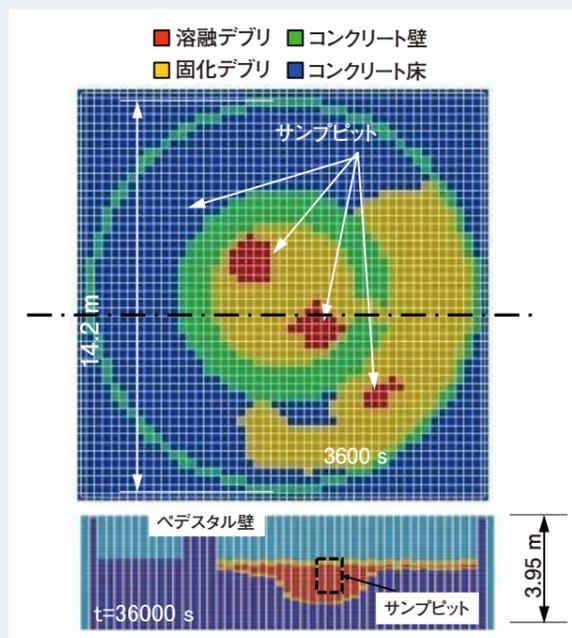


図3 格納容器内の燃料デブリ挙動評価例(1号機)

燃料デブリとコンクリートの相互作用(MCCI)を詳細に評価する解析コードを開発し、格納容器に落下した燃料デブリの挙動を推定しました。

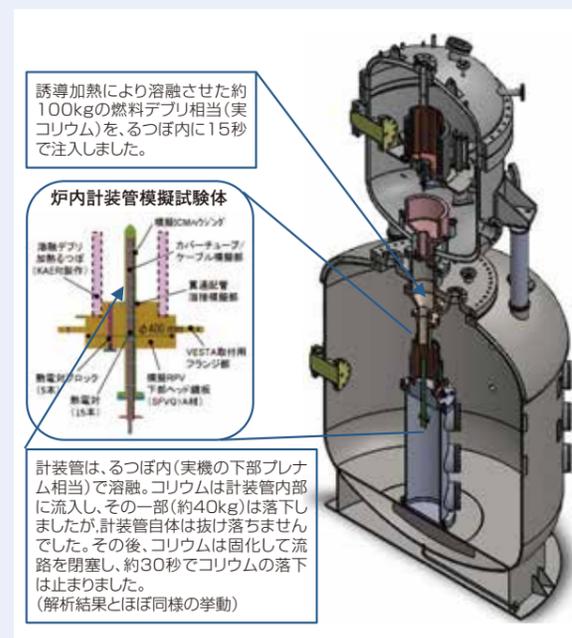


図4 圧力容器貫通管溶融破損試験(炉内計装管模擬試験)

韓国原子力研究所(KAERI)において、実機サイズの貫通管と燃料デブリ相当(実コリウム)を用いた試験を実施し、炉内計装管等が破損する状況を確認しました。

今後の展開

実機データ・情報を踏まえた感度解析等を実施し、事象進展の推定精度向上を図り、総合的な分析・評価結果の信頼性を向上させます。また、BSAF Phase-2プロジェクトの運営およびデータベースの整備を継続して実施し、炉内状況把握の高度化を推進します。

重点課題2－燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

原子炉内燃料デブリ検知技術の開発

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の分布等を把握することが重要です。しかし、原子炉内部は極めて高い放射線環境下にあるため、人が近寄れず確認が困難な状況にあります。このため、宇宙線ミュオンを利用した原子炉内部の透視技術に期待が寄せられています。

目的

ミュオンによる内部透視技術には透過法と散乱法があります。早期に実現できる透過法により、福島第一1号機の燃料デブリの有無を1m程度の識別能力で評価します。また、炉内残存燃料の位置等を30cm程度の精度で測定できる散乱法による観測システムを開発します。

主な取り組みと成果

① 1号機での透過法による小規模実証試験(識別能力1m程度)

a- 透過法検出器装置の現場適用性の向上

1号機で使用した検出器装置は、高放射線環境下(0.4mSv/h)でもミュオンの測定ができるように検出器を鉄遮蔽体に格納するとともに、同時計数によりγ線の影響を除去できるよう3台の検出器ユニットで構成しています(図1)。一方、現場での取り扱いや設置場所の制約を少なくするため、ミュオン検出器面の改良により、分解能を落とさずに、装置全体の大きさを現行の約4分の1にコンパクト化した装置を開発しました(図2)。

b- 1号機での透過法による測定と評価

原子炉内の燃料デブリまたは使用済燃料プール内の燃料を1m程度の識別能力で検知できることを実証するため、1号機の3地点で約3か月間の測定を実施しました(図3)。この結果、使用済燃料プール内の燃料を評価し、1m程度の識別能力があることを実証しました。また、圧力容器や格納容器等の高密度の構造物は測定データから確認できた一方、元々は燃料があるはずの炉心位置に高密度の大きな物質の塊が確認できなかったことから、燃料はほとんど無いと考えるのが妥当との結果が得られました(図4,5)。

② 散乱法による検出器システムの設計・製作(識別能力30cm程度)

a- 高線量場(50μSv/h以下)でミュオン軌跡を測定可能な測定システムの開発

散乱法の検出器は大型となるため、遮蔽量の低減のために信号処理にγ線除去ロジックを組み込んだ回路を開発しました。この回路を組み込んだ7m×7mのミュオン軌跡検出器を組み立て、福島第一原子力発電所の炉心模擬材として、鉛ブロック(燃料模擬)、コンクリートブロック(生体遮蔽、建屋)、ポリエチレンブロック(水模擬)を配置して、2つのミュオン軌跡検出器(上段・下段)で挟み込むようにして測定試験を行いました(図6)。その結果、測定されたミュオンの散乱角を鉛の散乱角で弁別することにより、ポリエチレンやコンクリートは見え、鉛のみの像が見えたことから、原子炉においても構造物に影響されずウランを可視化できることを確認しました。また、本測定システムの測定結果を用い、検出器の位置校正等のアルゴリズムが機能することを確認しました。

b- ミュオン軌跡から原子炉内の燃料デブリ分布を推定する手法の開発

燃料デブリ分布を推定する手法として、医療用CT技術に用いられる3次元再構成アルゴリズムに独自のノイズ抑制技術を追加した改善手法を開発しました。この改善手法により、測定時間を短くしても誤検知率(燃料デブリのない位置で燃料デブリと判定する割合)を低下させずに、燃料デブリ分布を推定できることを確認しました(図7)。また、建屋構造の散乱成分を除去する手法を適用することで、圧力容器下部に堆積した燃料デブリの形状等をより鮮明に評価できることを確認しました(図8)。



図1 1号機の測定に使用した透過法測定装置
3台の検出器ユニットが10cm厚の鉄遮蔽体内に格納されています。外形は、おおよそ長さ2.5m、幅2.0m、高さ2.1mです。



a) 2層化したシンチレータ面 b) 組み立てられた小型の検出器

図2 小型の透過法測定装置の概要

x-y方向共に1cm角のシンチレータ要素を5mmずらして2層化した構造とすることにより位置分解能を4倍にできるため、検出器の大きさを縦横2分の1にし、且つ検出器ユニット間距離を半分にしても現行と同じ分解能が得られます。

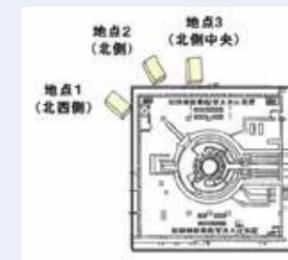


図3 透過法測定装置の位置

現場の状況により測定場所は限定されましたが、1号機建屋の北西方向3地点から測定を実施しました。

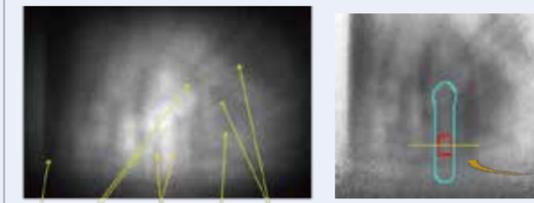


図4 観測データ画像(左図)と透過率分布図(右図)

黒い部分がミュオンの透過量が少ない箇所、白い部分が透過量が多い箇所です。この観測データから、原子炉内の透過率分布を求めました。

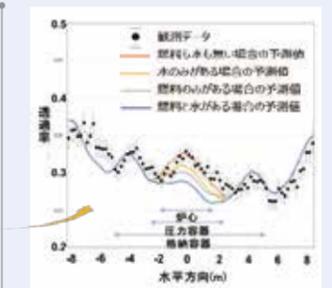


図5 シミュレーションによる透過率予測値との比較

建屋内を通過するミュオン透過量をシミュレーションにより予測し観測データと比較しました。これより、炉心部には燃料がほとんど無いと考えるのが妥当との考えに至りました。

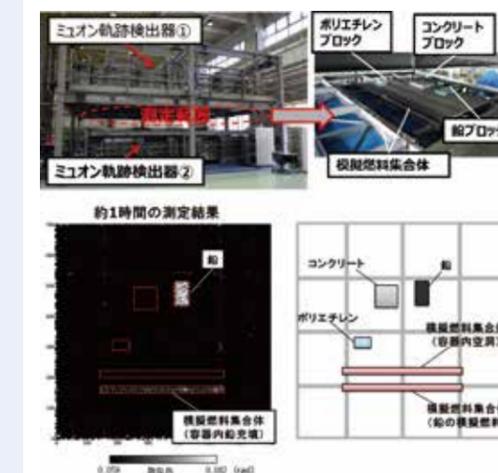


図6 開発システムによる透過測定結果

2つのミュオン軌跡検出器(上段・下段)および福島第一原子力発電所の炉心模擬材として、鉛ブロック(燃料模擬)、コンクリートブロック(生体遮蔽、建屋)、ポリエチレンブロック(水模擬)の配置図です。また、この配置での約1時間での散乱角分布を示します。

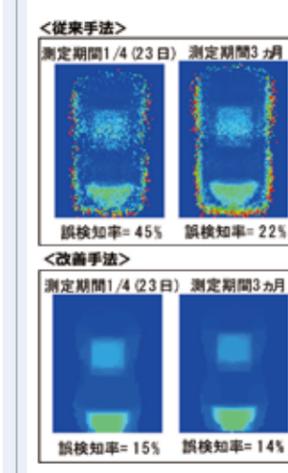


図7 測定時間の短縮

従来の手法と、一般医療分野で用いられる手法(ML-EM法)を適用した改善手法のデブリ分布のシミュレーション結果の比較図です。測定時間は約3か月と、その1/4相当(23日)です。

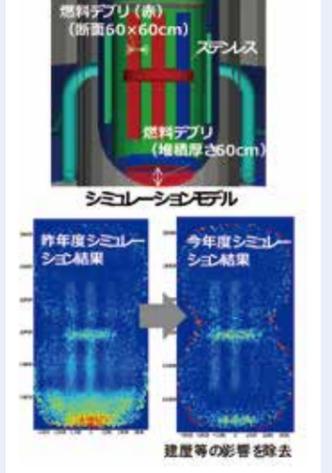


図8 建屋影響の低減

圧力容器内に燃料デブリと比較のためにステンレスを配置したシミュレーションモデルに対するシミュレーション結果です。昨年度のシミュレーション結果に比べ、今年度シミュレーション結果は、建屋等の影響を差し引くことで、圧力容器下部での燃料デブリの堆積をより高いコントラストで確認できます。

今後の展開

透過法は、1号機での測定実績により、高放射線環境下での燃料デブリ分布測定技術として適用性を確認できました。散乱法については、実機向けの大型検出器システムを完成させ、高い識別能力で燃料デブリを識別できることを確認しました。今後、現場状況も踏まえながら、炉内状況把握の進捗に応じて、透過法と散乱法のシステムを適切に現場へ適用していく考えです。

重点課題2－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法の確定(平成30年度上半期)および初号機の取り出し開始(平成33年12月頃)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-上アクセス工法、気中-上アクセス工法、気中-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す。

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ています。IRIDは、部分提案者が計画・実施する要素試験も含めて事業全体の整理を行います。現在は、部分提案者の計画も含めた試験計画を整理しています。

② 工法実現性を見極めるに必要な要素試験

平成27年度は、各要素試験について、試験計画を立案しました(現在立案中のものも含む)。この試験計画に基づき、部分試作や部分要素試験により必要な確認をしています。

a- 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ています(図1)。

b- 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-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ています(図2)。

c- 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ています(図3)。
- 冠水-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計画の策定および要素試験を計画しています(図4)。
- 気中-横アクセス工法におけるペDESTAL内アクセス装置に関する試験計画の策定およびモックアップ試験を計画しています(図5)。

d- 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ています(図6)。
- 燃料デブリ収納缶の取扱装置に関する試験計画の策定および要素試験を計画しています(図7)。

e- 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/セルに関する試験計画の策定および要素試験を計画しています(図8)。
- 気中-横アクセス工法のセルに係る遠隔シール溶接のため、PCV溶接装置に関する試験計画の策定および要素試験を計画しています(図9)。

f- 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計画の策定および要素試験を計画しています。

g- 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ています。

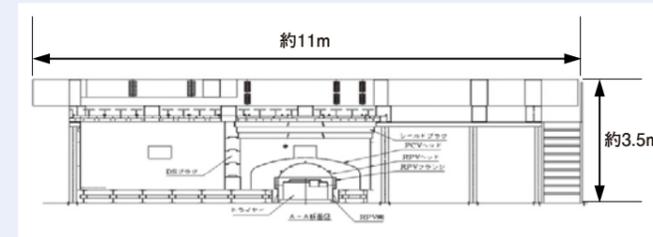


図1 スケールモデル試験設備の計画図の検討イメージ
スケールモデル試験により、汚染の拡大防止に向けた検討を進めています。

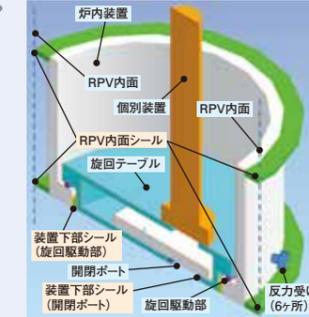


図2 RPV内アクセス装置(炉内装置)の検討イメージ
装置の部分モデル等によるシール性能の確認など、実際に使う際の課題を明確にします。



図3 液圧マニピュレータに関する試験装置の外観写真
実際の遠隔距離を模擬した上での作動誤差の確認等を行っています。

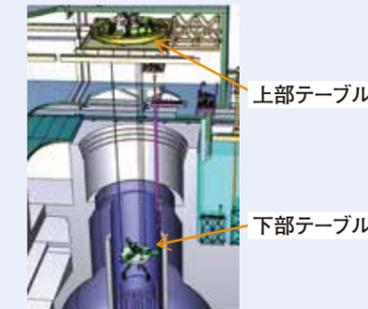


図4 RPV内アクセス装置(案)のイメージ
ワイヤーで吊った下部テーブルの水平方向支持方式の比較検討などを実施しています。

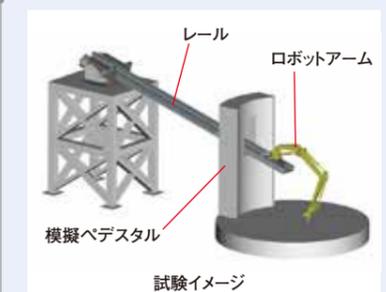


図5 ペDESTAL内アクセス装置のモックアップ試験設備と試験イメージ
実機の配置を模擬することで、気中-横アクセス工法の成立性を確認します。



図6 遠隔作業用柔構造アームの実使用イメージ
柔構造アームは、ブロック式おもちゃのように、多様な形状・機能の遠隔装置を構築できる可能性があります。図は、ペDESTAL内の作業試験イメージです。

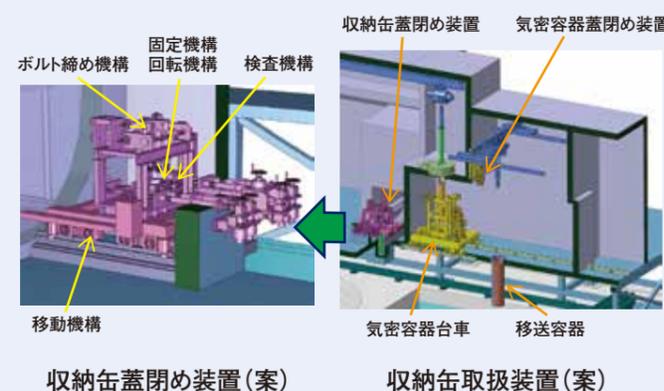


図7 収納缶取扱装置のイメージ
装置の基本設計と蓋閉め装置の要素試験項目を抽出します。

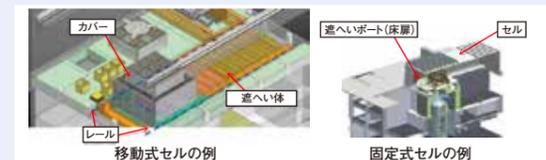


図8 移動式/固定式セルのイメージ
機能要求、作業性等から、移動式セルと固定式セルについて比較評価を行います。

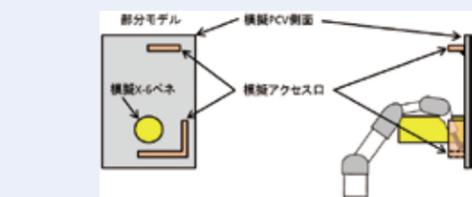


図9 PCV溶接装置の模擬試験のイメージ
実機と同じ条件下で遠隔による溶接試験を行い、課題の解決および基本的な成立性の確認を行います。

今後の展開

平成28年度末には、燃料デブリ取り出し工法として、冠水-上アクセス工法、気中-上アクセス工法、気中-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の要素試験を行います。これにより、さらなる課題を抽出、整理して、対応策について検討します。

重点課題2ー燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

燃料デブリ・炉内構造物取り出し工法・システム高度化事業

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。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的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

a- 工法実現性の検討

燃料デブリを取り出す際のプラント水位(大きく冠水と気中)と燃料デブリへのアクセス方向(上から、横から、下から)を組み合わせると12通りの工法があげられます。その中でも代表的な3工法(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)の技術的な課題を洗い出すために、プラント状態の移り変わり、各作業ステップの流れ、取り出した燃料デブリや廃棄物の流れなどのフロー図(図1,2)や、作業ステップ図を作成してまとめました。

課題抽出後は、工法の実現性の評価とその解決に向けた開発計画の策定を行います。

収納缶開発などの関連プロジェクトと連携して、各種検討範囲の確認や最新情報の共有、共有課題の抽出および前提仮定条件を設定しました。

b- システムの概念検討

燃料デブリの取り出しを安全・確実にを行うためには、燃料デブリを冷却するための水を循環・清浄に維持する系統設備や燃料デブリの切断等で発生する放射性物質を含む粉じんを飛散させない系統設備などのシステムが必要です。そのシステムに関する安全の考え方や要求事項について整理をしています。

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

燃料デブリ・炉内構造物取り出しシステム・装置の開発計画の策定に向けて、課題の抽出を行っています。

今後の展開

状況変化や新たな課題・要求に柔軟に対応しながら、平成27年度に引き続き、計画の推進に向けた検討を継続します。本成果を、中長期ロードマップ(平成27年6月改訂)に基づく燃料デブリ取り出し方針の決定、初号機の取り出し方針の確定および初号機の取り出し開始へのインプット情報とします。

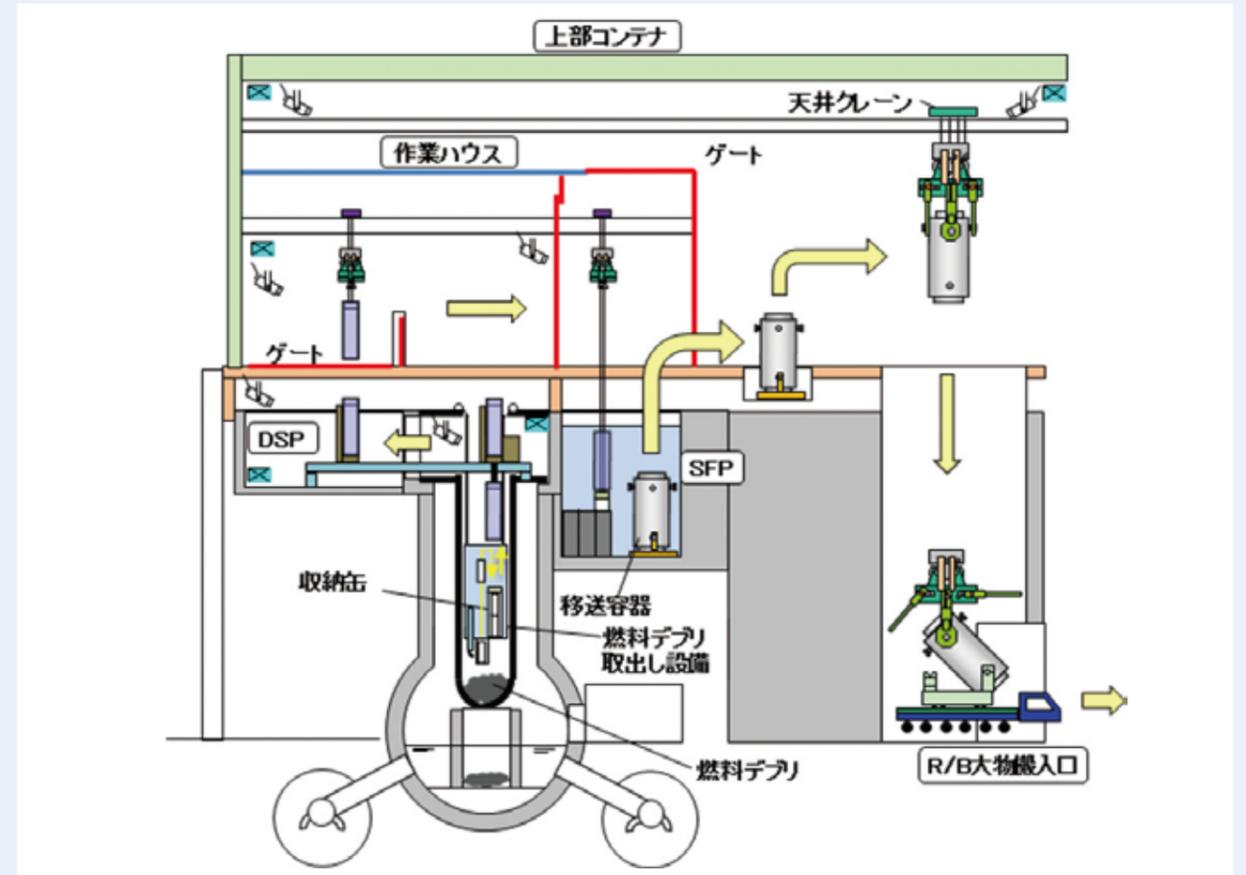


図1 気中ー上アクセス工法でのデブリ取り出しフロー(イメージ)

気中ー上アクセス工法で、RPV底部の燃料デブリを取り出し、収納缶に収め、原子炉建屋(R/B)外に移動させる移送車両に積み込むまでの流れを示したものです。

実際の燃料デブリを具体的にどのように取り扱うのかについて、フローの中で詳細に描き、技術的な問題や課題の抽出・分析を行います。

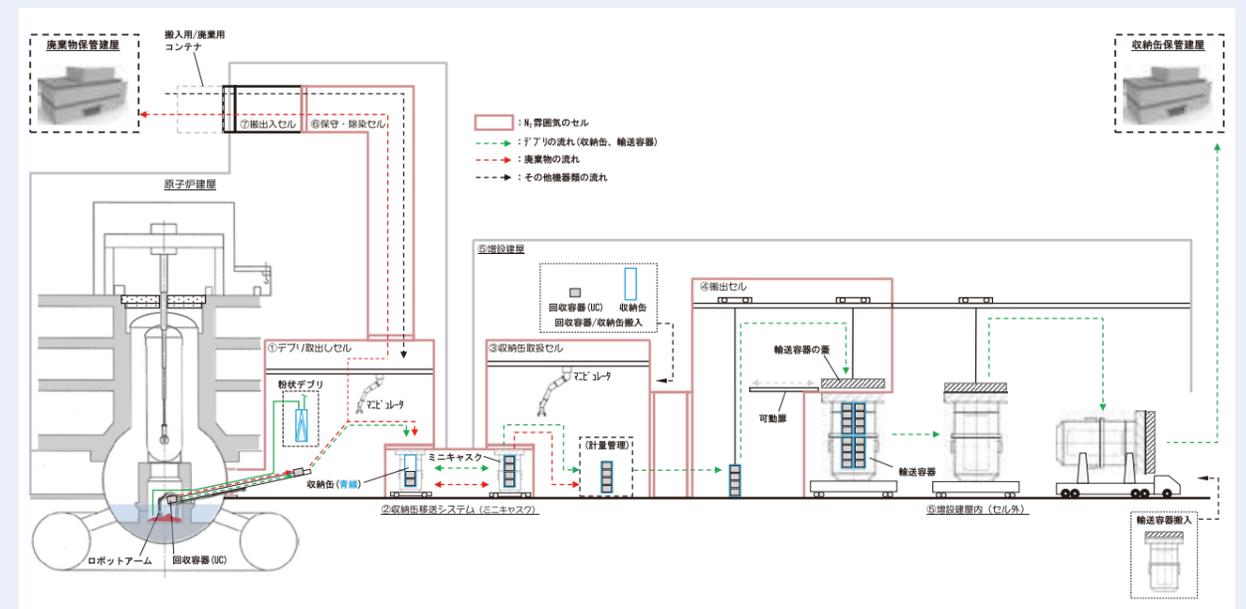


図2 気中ー横アクセス工法による燃料デブリ取り出しフロー(イメージ)

気中ー横アクセス工法で、PCV下部にある燃料デブリを横方向に移動し、収納缶に収め、移送車両に搭載するまでの流れを示したものです。赤線で示した四角い枠をつなげ、その中を順番に移動することにより、燃料デブリを安全に移動させます。図1と同様に、その細部にわたり、このフローを実現するための技術的な問題や課題の抽出・分析を行います。

重点課題2ー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

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、最終の処置方法が決定するまでの期間、安全に保管する必要があります。そのために燃料デブリの収納・移送・保管システムを確立する必要があります。

目的

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27年度は収納缶の材料や構造等を検討し、収納缶の基本仕様を作成します。

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

収納缶設計、未臨界評価技術、水素発生評価技術、スラッジ回収技術、真空乾燥技術の調査のため、ハンガリーパクシュ原子力発電所、米国パシフィックノースウエスト国立研究所(PNNL)、米国ハンフォードサイト等を訪問し、技術情報を取得しました(図1,2)。

2 燃料デブリの保管システムの検討

現場の最新状況や他の研究開発プロジェクトからの情報、また本事業で得られた知見を踏まえ、平成26年度に検討した燃料デブリの保管概念を検証しました。その結果、現在検討している保管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

米国スリーマイル島原子力発電所2号機(TMI-2)燃料デブリの実績と異なり、福島第一原子力発電所の燃料デブリには、海水成分や熔融炉心とコンクリートとの反応(MCCI)による生成物が混濁しています。また、こうした多量の燃料デブリを効率的かつ安全に収納・移送・保管するためには、収納缶内径の拡大や遠隔操作による取り扱いも必要です。これらの事項を収納缶の設計に反映するために、水素発生量の評価(水素発生対策)や材料の経年劣化評価(収納缶の材料選定)、臨界評価(未臨界設計)および収納缶の構造強度評価について、文献調査、海外事例調査、試解析、試験を実施し、評価手法案をまとめ、詳細検討を行うための項目を決定しました(図3)。

4 燃料デブリの収納技術の開発

現在までに本研究開発で得られた知見に基づいて収納缶の設計要求事項を精査し、収納缶の基本仕様をまとめるとともに、今後の課題を抽出しました(図4)。

5 収納缶の移送・保管技術の開発

収納缶を取り扱う設備類の検討を行うため、現場の最新状況や他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、平成26年度に策定した「燃料デブリを収納した収納缶の搬出、移送・保管のフロー」を更新しました(図5)。

今後の展開

平成27年度の成果を踏まえ、他の研究開発プロジェクトと調整を進め、収納缶の基本仕様の妥当性について確認します。さらに、課題として抽出した項目を解決するため、解析・評価や要素試験等により、収納缶の基本設計を行います。

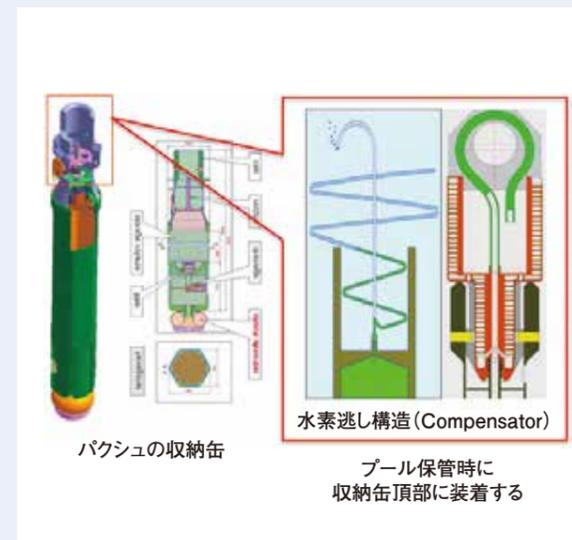


図1 ハンガリーパクシュ原子力発電所で用いられた収納缶
パクシュ原子力発電所での破損燃料の収納、移送、保管経験に関わる技術情報を取得しました。
出典:L. Szöke, Managing of the damaged fuel at Paks NPP, Meeting in Vienna on Management of Severely Damaged Spent Fuel And Corium 2013

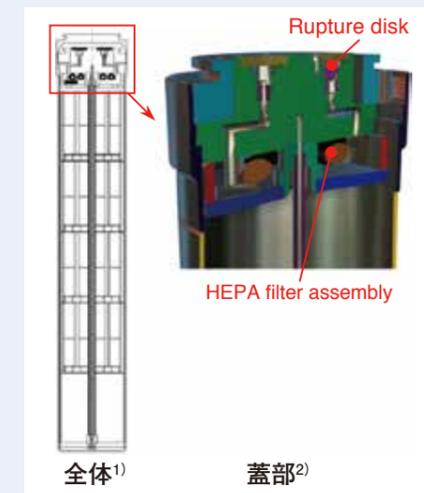


図2 米国ハンフォードサイトで用いられた収納缶(参考)
ハンフォードサイトでのプール廃止措置に伴う金属ウラン破損燃料の収納、移送、保管経験に関わる技術情報を取得しました。
出典:
1)R.McCormack,Multi-Canister Overpack, Nuclear Waste Technical Review Board, 2014
2)N Reactor (U-metal) Fuel Characteristics for Disposal Criticality Analysis, DOE/SNF/REP-056, Rev0, 2000



図3 収納缶の鉛直落下試験例
収納缶の構造評価手法の一環として、収納缶取扱における事故事象を仮定した収納缶鉛直落下試験を行いました。

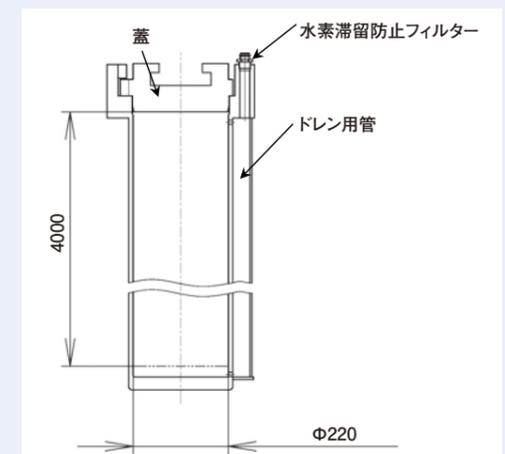


図4 収納缶の基本設計(例)
これまで得られた情報や要求事項に基づき収納缶の基本設計を検討しました。引き続き安全評価結果や燃料デブリ取り出し作業での収納缶取扱性等の検討結果に基づいて形状他の仕様を更新していきます。

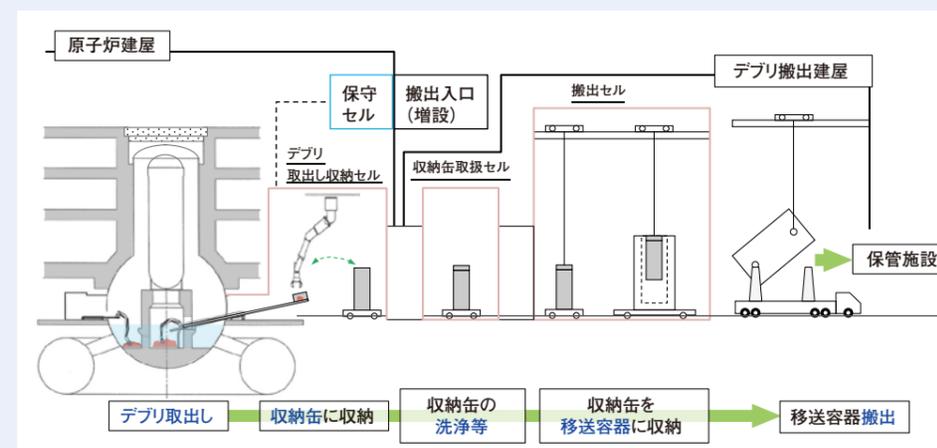


図5 収納缶の搬出までのフロー例(図は原子炉側面からの非冠水取り出し工法)
収納缶の搬出に必要な設備検討の準備のため、平成26年度に行った収納缶の取り扱いフローを見直しました。引き続き更新していきます。

重点課題2－燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発

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、燃料デブリの落下等の影響で、材料の劣化が懸念されています。炉心から燃料デブリを取り出すまでの間、長期にわたってPCV/RPVの構造健全性を維持するための方策が必要です。

目的

冠水工法の成立性を評価するため、想定される多様なプラント状態に応じた耐震強度評価を迅速に行う必要があります。また、長期間の腐食減肉量を考慮した耐震強度評価に基づき、PCV/RPVの健全性を評価するとともに、健全性を維持するための腐食抑制策の検討を行います。

主な取り組みと成果

① PCV/RPVの耐震健全性を踏まえた冠水工法の成立性評価

想定プラント状態を反映したPCV/RPV機器の耐震強度評価により、気中および完全冠水(上アクセス)での燃料デブリ取り出し工法の成立性を検討し、評価結果が厳しい部位について、耐震性詳細評価を実施しました。また、圧力抑制室(S/C)脚部補強を行わない場合を想定した耐震性詳細評価を実施しました(図1)。

② PCVの補修(止水)や水位上昇を踏まえた機器の耐震強度の簡易評価

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

③ 腐食抑制策の開発

防錆剤の候補を選定し、放射線照射下などでの防錆効果の確認試験を実施した結果、現地適用可否の判断に資する知見が得られました。また、各防錆剤に対する水処理設備への影響評価試験を実施し、課題を抽出しました(図2)。

④ 長期の腐食減肉量の予測の高度化

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

⑤ ペDESTALの侵食影響評価

円柱試験体、縮小模型試験体およびブロック試験体等について、高温加熱・気中／水中暴露試験を実施し、コンクリート強度試験や鉄筋腐食試験など各種データを取得し、今後の考察に有効な知見を得ました(図3)。

今後の展開

実機へ適用するためには、すきま腐食などの局部腐食による漏えいを起こさない防錆剤の選定が必要です。これまでの500時間の浸漬試験ではその判断はできないため、評価時間によらない電気化学的測定などによる局部腐食の発生・進展可能性の評価が必要となります。また、沈殿皮膜型の防錆剤(リン酸塩系)は燃料デブリ表面高温部での固着が懸念されるため影響を評価していきます。

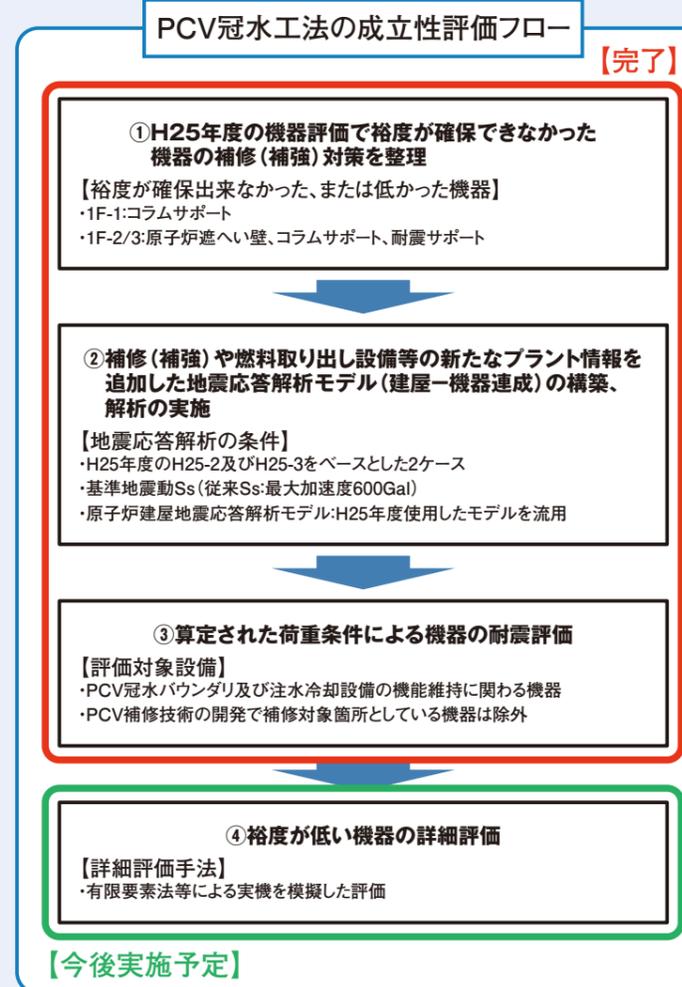


図1 PCV冠水工法の成立性評価フロー

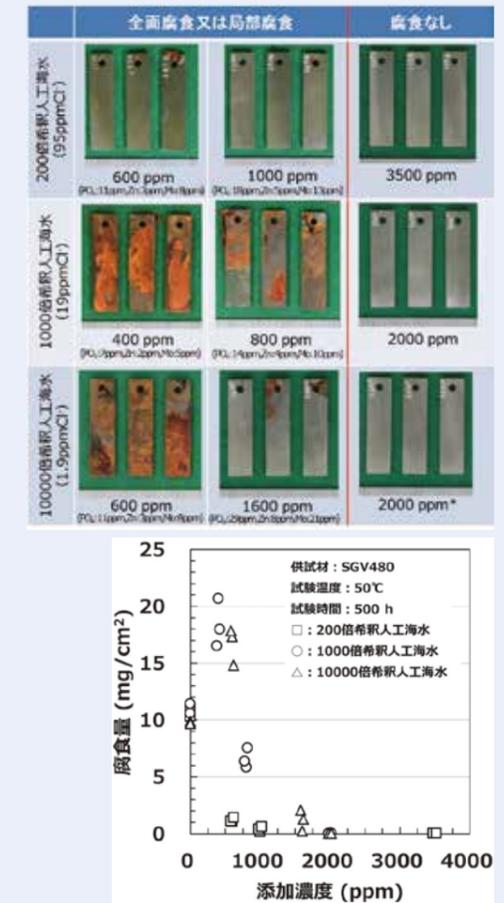


図2 防錆剤の腐食抑制効果の確認試験例 (亜鉛/モリブデン酸ナトリウム混合リン酸塩添加試験結果)

・200倍希釈海水条件では3500ppm、1000倍および10000倍希釈海水条件では2000ppmの添加にて、試験片は金属光沢を呈し、腐食量もほぼ0mg/cm²となりました。(炭素鋼に対する腐食抑制効果を確認)



図3 RPVペDESTAL耐力評価試験 (載荷フレーム設置状況)

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

重点課題2ー燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

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。しかし、今後の燃料デブリ取り出し作業等においては、その形状や水量が変化することも想定されるため、そうした場合に備えた臨界シナリオ、臨界評価、臨界監視技術、臨界防止技術の開発が必要です。

目的

平成27年度は複数工法(完全冠水、部分冠水、部分気中、完全気中)に対する臨界シナリオを整理します。また、臨界近接検知などの臨界監視や中性子吸収材等を用いた臨界防止の技術開発を実施し、未臨界状態の維持や、再臨界が万一起こっても速やかに検知して過度の被ばくを防止するための臨界管理技術を開発します。

主な取り組みと成果

① 臨界評価

複数工法を対象に、最新情報を反映して臨界シナリオを見直し、号機および部位毎の臨界リスクを評価しました(図1)。原子炉格納容器(PCV)上部までの水張りによって臨界リスクが高まる炉心部に残存した燃料を対象に、臨界時挙動評価と被ばく評価を実施しました。その際には、各号機の運転履歴を考慮した燃料棒単位の詳細な燃料組成を用いて、現実的な評価を行いました。その結果、炉心部の残存燃料が想定範囲内であれば、純水の水張り方法が適用可能という見通しを得ました。また、実機データを用いて燃料デブリ中のガドリニウム(Gd)の割合を考慮した臨界解析を実施し、臨界評価の合理化について検討しました(表1)。

複数工法における臨界管理の基本的な考え方を検討しました。事故・異常事象を踏まえた深層防護に基づく臨界安全の考え方を検討し、燃料デブリ取り出しシステムに対する要求を整理しました(表2)。

② 炉内の再臨界検知技術

再臨界を検知する「ガスサンプリング系FPガンマ線検出器システム」について、複数工法を対象に実機への適用性を検討し、適用可能と評価しました。また、本システムの成立性を確認するため、実機における未臨界度推定アルゴリズム実証試験計画を立案しました。

「中性子検出システム」については、バックアップとしての適用方法を検討しました。

臨界到達前に異常を検知する「炉内臨界近接検知システム」については、複数手法を組み合わせた検知システムの概念を構築しました(図2)。また、検知システムの成立性を確認するため、使用済燃料保管設備や臨界集合体を用いた試験計画を策定しました。

③ 臨界防止技術

「非溶解性中性子吸収材」は、デブリに直接塗布することで溶解性中性子吸収材を補助して臨界を防止する技術です。平成26年度に引き続き候補材の選定を進めるため、新たな候補材や改良した候補材の照射試験を行いました。また、「非溶解性中性子吸収材」の必要投入量を評価し、適用設備の概念設計を行いました。

「溶解性中性子吸収材」は、PCVの水張りから燃料デブリの取り出しまで広く臨界防止に活用します。これを適用した際のPCVや原子炉圧力容器(RPV)の健全性への影響を確認するため、「五ホウ酸ナトリウム」を用いた低濃度領域での腐食試験を行いました。その結果、2,000ppm以上の濃度であれば有意な腐食は認められないことを確認し、高濃度領域での試験とあわせて適用可能範囲を明確にしました(図3)。また、「溶解性中性子吸収材」の実機への適用について、核種除去設備への影響を考慮した水質管理設備等の概念検討を行いました。

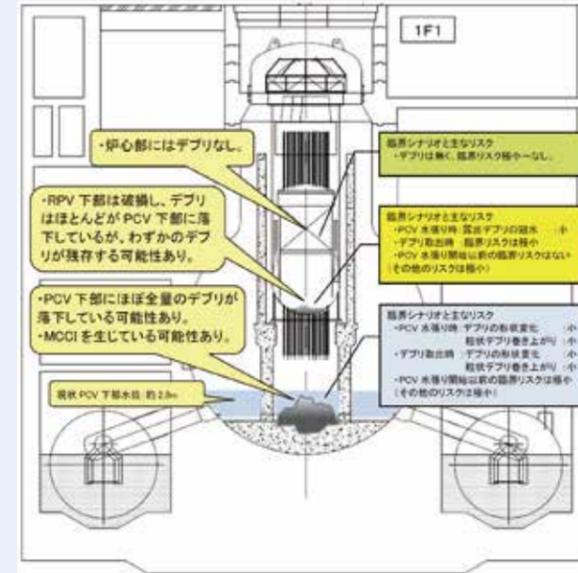


図1 1号機臨界リスク評価結果

1号機の炉内推定状況に基づき、臨界リスクを評価しました。その結果、炉心部並びにRPV底部にほとんど燃料デブリがない場合、PCV水張り時に冠水することによるリスクは小さいことがわかりました。

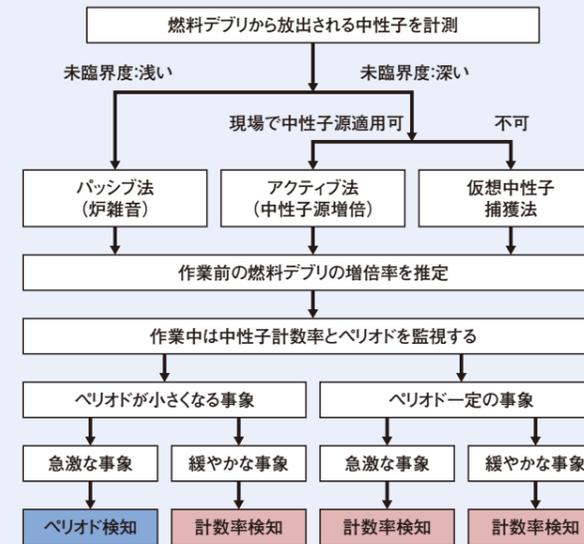


図2 炉内臨界近接検知システムの検知プロセス

燃料デブリから放出される中性子を計測して、パッシブ法にて燃料デブリの増倍率を推定します。未臨界度が深く、パッシブ法による測定が困難である場合には、バックアップの仮想中性子捕獲法で増倍率を推定します。現場状況に応じてアクティブ法もオプションとします。推定された増倍率に基づき、中性子計数率とペリオド(計数率の変化率に相当する)の制限値を定めて、作業中は計数率とペリオドを監視します。

	濃縮度	Gd濃度	必要ホウ素濃度(ppmB)
1号機	最低燃焼度燃料 集合体平均	Gd無	8,500
		炉心平均	6,400
2号機 (3号機)	最低燃焼度燃料 集合体平均 (2号機で代表)	Gd無	10,100
		炉心平均(3号機)	5,150
		炉心平均(2号機)	2,550

表1 Gdを考慮した必要ホウ素濃度

燃焼度の低い燃料を対象に当初燃料に含まれていたGdが残っていないとした場合と平均的に残っているとした場合の解析を行ったところ、Gdを考慮すると、未臨界を維持するために必要なホウ素濃度は6,000ppm程度まで下げられることがわかりました。なお、3号機は2号機より濃縮度が低いので、2号機の燃料で代表して評価しました。

臨界管理方法	PCV水張り		デブリ取り出し
	純水	ホウ酸水	
臨界管理方法	未臨界を確認しながら段階的な水張り	同左	未臨界を確認しながら取り出し
臨界防止(PS)	水張り速度制限により、未臨界を確認しながらの段階的な水張り	・ホウ酸による臨界防止	・デブリ近傍の臨界近接検知システムの未臨界監視 ・溶解性/非溶解性吸収剤による臨界防止
臨界時影響緩和(MS)	ガスサンプリング系FPガンマ再臨界検知システムの臨界検知、ホウ酸水投入で臨界終息	同左	同左

表2 臨界管理の基本的な考え方

PCVの水張り時には、未臨界を確認しながら段階的に純水で水張りする場合と、ホウ酸水を用いて臨界防止を図りながら水張りする場合が考えられます。燃料デブリ取り出し時には、作業時に臨界近接検知を行いながら、必要に応じて中性子吸収材を使用する予定です。

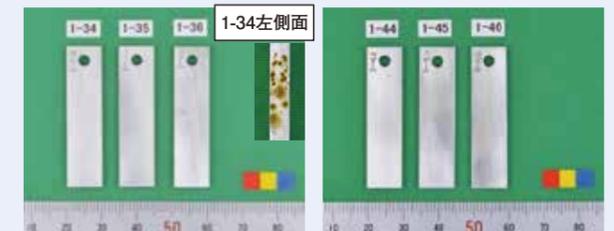


図3 溶解性吸収材低濃度腐食試験結果例

左の写真は、五ホウ酸ナトリウム1,000ppmB、被膜なし母材、1,000倍海水、100時間の結果。右の写真は、五ホウ酸ナトリウム2,000ppmBで、他の条件は同じとした結果。低濃度の五ホウ酸ナトリウムの場合、1,000ppmBでは一部に腐食が生じましたが、2,000ppmBであれば腐食は生じないことが確認できました。

今後の展開

平成27年度に検討した複数工法を踏まえた臨界評価について、最新の知見を反映して更新・精緻化を図るとともに、燃料デブリ取り出し作業時の臨界管理方法を検討します。

「炉内臨界近接検知システム」や「非溶解性中性子吸収材」等の要素技術については、成立性確認試験を実施し、臨界管理に必要な要素技術を確認するとともに、複数工法に対応する臨界管理方法の開発を進めます。これらの技術は、平成29年夏頃の燃料デブリ取り出し方針の決定に向けて活用していく計画です。

重点課題2ー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

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、燃料デブリの硬さなどの機械的性質や熱物性、含水特性等を分析・調査・推定・評価し、その性状を十分に把握しておく必要があります。

目的

燃料デブリの取り出し工法検討、収納・移送・保管技術開発などに必要な情報を取得・共有するために、模擬デブリを用いた試験・分析を実施し、燃料デブリの性状を推定します。また、燃料デブリの分析を可能にするために、分析シナリオの検討、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 炉内燃料デブリの性状の推定

燃料デブリ取り出し準備に係る各プロジェクトのニーズ調査をもとに、評価が必要な性状項目を設定し、燃料デブリのミクロ性状およびマクロ性状を推定し、取りまとめました(図1)。

② 模擬デブリを用いた特性評価

a- デブリ特性データの把握

金属系燃料デブリの特性データを拡充するため、酸素量をパラメータとしたZr(O) (ジルコニウム中に酸素が固溶した状態)を作製し、機械的性質(硬さ、弾性率、破壊じん性)を測定・評価しました。また、SUS成分、FP元素等が固溶した(U、Zr)O₂を作製し、生成相の成分や、その機械的性質を測定・評価しました。これにより、FP元素等の固溶する可能性がある成分の影響を明らかにし、必要な酸化物系燃料デブリの特性データをまとめました。さらに、熔融炉心とコンクリートとの反応(MCCI)生成物中のFP元素等の挙動を評価するために、アーク溶解により均質熔融体のMCCI生成物模擬体を作製し、生成相、組織、機械的性質を評価するとともに、局所集光加熱により温度勾配下での不均質(階層)構造を持つMCCI生成物模擬体を作製し、FP元素の挙動等の特性を把握しました(図2)。

燃料デブリの収納・保管時の水素発生に影響を与える含水・乾燥特性について、UO₂、ZrO₂およびセメントペーストを用いて試験を行いました。また、空気雰囲気等の酸化が進みやすい条件における燃料デブリの酸化速度および酸化による性状変化について、MOX模擬デブリを用いて評価しました。

b- TMI-2デブリとの比較

a-で取得された燃料デブリの特性データと、スリーマイル島原子力発電所2号機事故における燃料デブリ(TMI-2デブリ)の特性を比較・検討するため、下部ヘッドに堆積した部位を含む3種類のTMI-2デブリを用いて、金属組織の観察、ピッカース硬さを測定しました(図3)。また、燃料デブリの溶解方法として有効と考えられるアルカリ融解法やアンモニウム塩融解法により、熔融プール等のTMI-2デブリも溶解できることを確認しました。

c- 性状不均一性に係る評価

フランス原子力代替エネルギー庁(CEA)との協力により、CEAが過去に作製したMCCI試験生成物を用いた化学形、硬さ、気孔率等の特性データの取得を継続しました。また、カザフスタン国立原子力研究所(NNC)との協力によりUO₂を用いた金属セラミックス熔融固化体を作製し(図4)、硬さや金属セラミックスの境界部形態、粒径分布等、燃料デブリ取出機器開発や臨界管理に資する知見を得ました。

③ 燃料デブリの分析要素技術等の開発

燃料デブリの分析作業について、サンプル採取から分析までの作業フローの検討を行い、技術開発要素を抽出し開発計画を作成しました。また、アルカリ融解法により溶解した燃料デブリに対するICP-AESによる元素定量分析方法の検討として、共存元素による分光干渉およびイオン化干渉の影響を評価しました。MOX燃料由来の燃料デブリも含めた輸送に係る検討を実施しました。

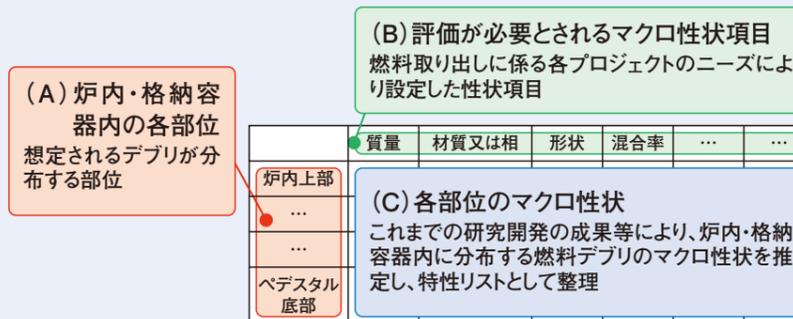


図1 燃料デブリのマクロ性状とりまとめイメージ(一部)

燃料デブリ取り出しに係る各プロジェクトからのニーズに基づき、取得すべき性状項目(B)を設定しました。デブリが分布していると想定される部位(A)ごとに、その性状項目に基づくデータを埋めてまとめています。性状データは実験的に取得したデータ、熱力学的な解析結果、既知情報等から推定しています(C)。

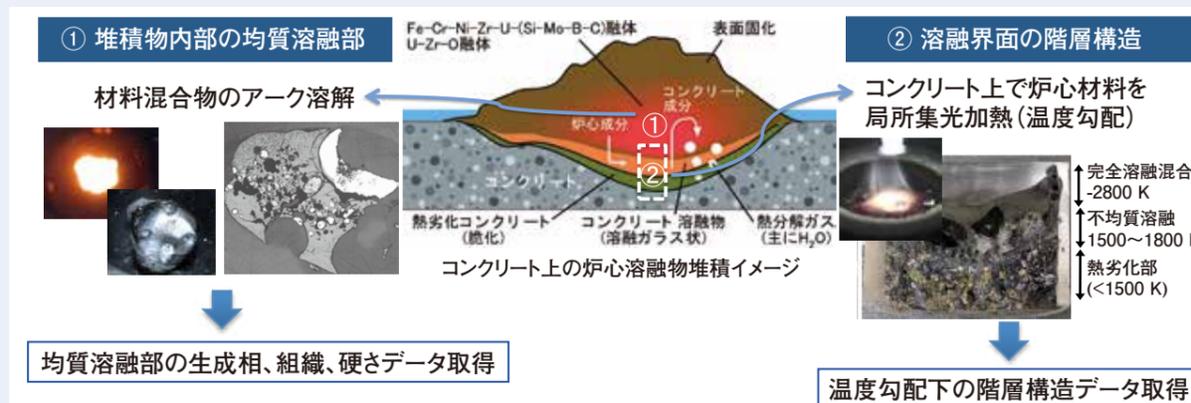


図2 試験目的に応じた2種類のMCCI生成物模擬体の作製方法

圧力容器の底から落下した熔融燃料が格納器のコンクリートと反応することでMCCI生成物が生成します。生成相の性状データ(図①)は、アーク溶解により均質熔融させてMCCI生成物模擬体を作製し、組織、硬さ等のデータを取得しました。また、温度勾配下での不均質な階層構造に関するデータ(図②)は、局所集光加熱によりMCCI生成物模擬体を作製し、MCCI生成物中でのGd、FP元素等の挙動データを取得しました。

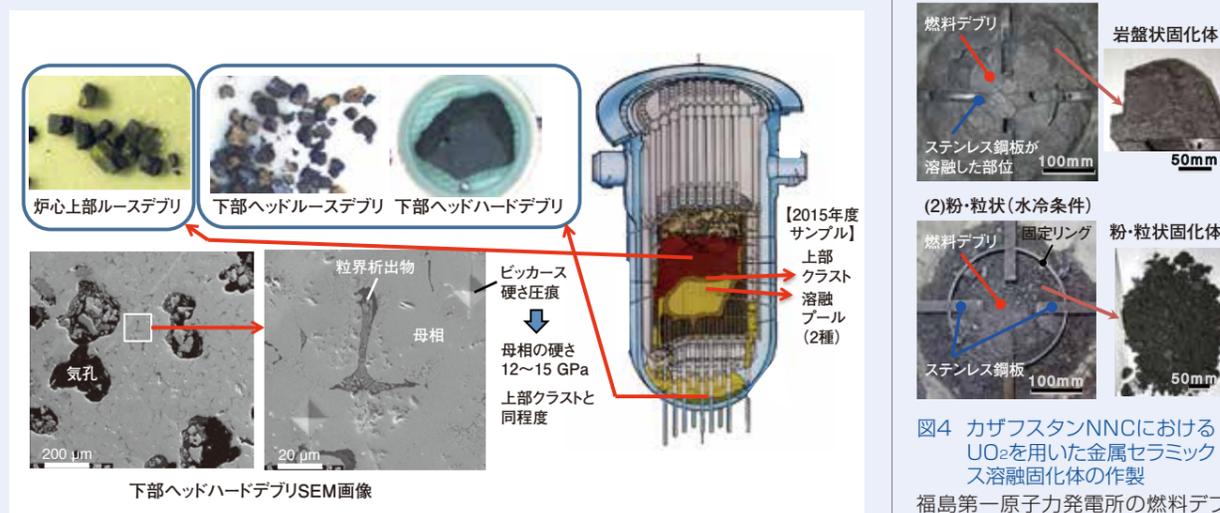


図3 TMI-2デブリの外形と断面のSEM観察結果

JAEAにて保管されているTMI-2デブリのうち、炉心上部ルースデブリ、下部ヘッドルースデブリ、下部ヘッドハードデブリの3種類について、外形観察、SEM/EPMA分析、硬さ測定等を行いました。SEM/EPMA分析等の結果によると、下部ヘッドのデブリの母相は主に立方晶((U、Zr、Fe、Cr)O₂)であり、粒界にFe-Cr-Al-Ni-O系酸化物が析出し、硬さは上部クラストと同程度であることを確認しました。

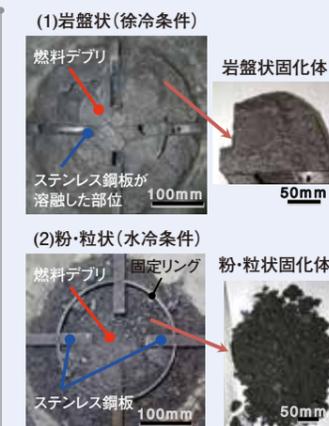


図4 カザフスタンNNCにおけるUO₂を用いた金属セラミックス熔融固化体の作製

福島第一原子力発電所の燃料デブリの成分を模擬したUO₂+Zr+B₄Cの大型熔融固化試験をカザフスタンNNCで行い、金属とセラミックスが混じる岩盤状固化体や、粉・粒状固化体を初めて作製しました。また、取得した物性データは燃料デブリ取り出しのための機器開発や臨界管理に活用します。

今後の展開

フランスCEAとのMCCI生成物の特性評価に関する国際協力を継続し、知見の少ないMCCI生成物に関する特性データを拡充します。収納・移送・保管技術開発に必要な燃料デブリの含水・乾燥特性等について試験・調査により評価を継続し、収納缶に係る燃料デブリ性状データを平成28年度末にとりまとめます。また、燃料デブリの分析技術については、平成27年度に策定した開発計画に基づき分析要素技術等の開発を行います。

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、事業に移すことが必要です。

目的

主要な廃棄物の一連の保管管理方策(廃棄物ストリームの)の検討、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(処理・処分に係る基本的考え方の提示)

廃棄物ストリームに関して、現状の知見を集約し、分岐点での評価事項やストリームに沿った物量・インベントリの変化を取りまとめました。また、研究開発を支援するための情報管理ツールについて検討し、性状把握、処理と処分に係る作業フローとデータの関係を整理しました。さらに、OECD/NEAが設置した専門家グループによる検討会に参画し、事故廃棄物の管理に関する報告書の取りまとめに協力しました。

② 性状把握

廃棄物の分析に関する中長期計画を作成するとともに、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。その結果、多核種除去設備(ALPS)スラリーは⁹⁰Srが主成分でありPuなども含むことが分かりました(図1)。インベントリ評価のための解析的モデルに関しては、分析結果などから不確実性を低減して改良しました。第二セシウム吸着装置から発生する廃棄物については、処理水などの分析データを用いてインベントリを評価しました。

③ 廃棄物の処理に関する検討及び長期保管方策の検討

放射性廃棄物の廃棄体化技術の絞り込みのため、技術評価フローおよび評価要件を検討・整理しました。また、ALPSスラリーや吸着材などの汚染水処理二次廃棄物のセメント固化、ジオポリマー固化、焼結固化、圧縮成型固化試験を実施し、技術評価に必要な基礎データを取得しました。ALPSスラリー安定化のため、脱水技術(乾燥およびろ過)の実機装置(図2)による適用性試験を実施し、処理装置の選定要件を整理しました。

セシウム吸着塔の長期保管に関しては、第二セシウム吸着装置の吸着塔の実規模試験体(図3)を用いてセシウム吸着分布測定試験を実施し、その結果をもとに核種吸着コードの妥当性を検証しました。吸着分布から実機線量を評価するためのモデルを構築し、コードを整備しました。

④ 廃棄物の処分に係る検討

廃棄物の安全性を評価するために設定したインベントリデータセットなどに基づき、暫定的な廃棄物の区分を設定するとともに、処分の安全評価手法(シナリオ、モデル、パラメータ、解析ケースなど)を見直しました(図4)。また、暫定的な廃棄物の区分を対象とした安全評価を行うとともに、安全性を向上させる対策などに繋がる情報を整理しました。

今後の展開

事故廃棄物の性状把握では、分析を継続するとともにインベントリデータセットを見直します。
 長期保管方策の検討では、ALPSスラリーの安定化処理装置の現場導入に向けた運用面の検討および選定を行います。
 処理に関する検討では、技術情報や基礎試験データの拡充を図り、処理・廃棄体化技術の評価を行います。
 処分に係る検討では、適切な処分概念・安全評価手法の候補案をまとめます。
 以上の処理、処分方法の検討結果を反映し、廃棄物ストリームの検討を促進します。



図1 ALPSの運転により生じた放射性廃棄物(スラリー)の分析データ



図2 ALPSスラリーの脱水処理を検討するための加圧ろ過試験装置



図3 吸着など各種の試験に用いる実規模吸着塔の外観

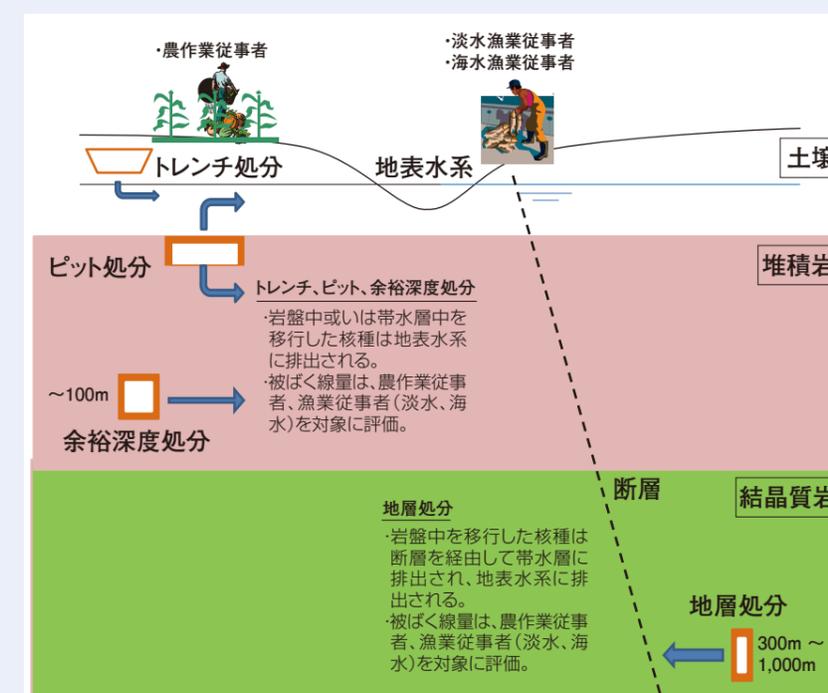


図4 地下水移行に対するモデル概念

原子炉建屋内遠隔除染技術の信頼性評価

背景

福島第一原子力発電所の原子炉建屋1階では、まず床面など低い位置での除染が行われました。一方で、建屋内の汚染状況調査の結果によれば、高所部分(ダクト、ケーブルトレイ、配管など)からの放射線量が7割程度と最も高いことがわかっています。そのため、高所エリアの線量低減による効果が期待されています。

目的

福島第一3号機の原子炉建屋1階南西部エリアの高所除染を行うにあたり、平成26~27年度で開発した高所用ドライアイスブラスト除染装置に、平成25年度に開発した低所用装置の除染台車と支援台車を連結して、装置の信頼性と除染性能等を確認します。

主な取り組みと成果

① 高所用と低所用のドライアイスブラスト除染装置の組合せ試験

福島第一原子力発電所内で保管中の低所用ドライアイスブラスト除染装置のメンテナンスを行うとともに、高所用装置との組合せ試験を実施しました。その結果、3号機原子炉建屋の高所除染に向けて問題なく導入できることを確認しました(写真1)。

② 高所線量率の測定

高所用ドライアイスブラスト除染装置に低所用ドライアイスブラスト除染装置の支援台車を連結し、平成27年12月23日~平成28年1月22日、3号機原子炉建屋1階南西部の19エリアの線量率(β 線、 γ 線)測定を実施しました(写真2)。

③ 高所除染(吸引およびドライアイスブラスト除染)

高所線量率の測定結果に基づき、3号機原子炉建屋1階南西部の線量率(β 線)の高い箇所から優先して除染(吸引およびドライアイスブラスト)を実施しました。

今後の展開

除染作業の結果を評価、考察し、今後の実機適用について東京電力と相談していく計画です。



写真1 高所除染装置と低所除染装置の組合せ試験の状況



写真2 高所線量率調査の状況(左:高所除染装置、右:低所除染装置の2台構成)

平成27年度 主要な研究成果の発表・公表一覧

No.	発表・公表先	時期	内容
1	放射線科学研究会	平成27年4月17日	宇宙線ミュオン散乱による原子炉イメージング
2	日本原子力学会 若手研究者発表会	平成27年4月17日	炉心溶融物とコンクリートの界面での生成反応物
3	日独シンポジウム 原子力施設廃止措置のための技術と教育	平成27年4月21日	R&D on Treatment and Disposal of Radioactive Waste resulting from Accident at Fukushima Daiichi NPS
4	2015 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2015)	平成27年5月3日	Improvement of Molten Core-Concrete Interaction Model of the Debris Spreading Analysis Module in the SAMPSON Code
5	非破壊検査国際会議	平成27年5月19日	Fukushima Daiichi Muon Imaging
6	ICONE(The 23rd International Conference on Nuclear Engineering)	平成27年5月19日	Fukushima Daiichi Muon Imaging
7	ICONE(The 23rd International Conference on Nuclear Engineering)	平成27年5月19日	Mechanical properties of fuel debris for defueling toward decommissioning
8	ICONE(The 23rd International Conference on Nuclear Engineering)	平成27年5月19日	Study of Treatment Scenario for Fuel Debris Removed from Fukushima Daiichi NPS
9	The 5th International Conference on the Chemistry and Physics of the Transactinide Elements	平成27年5月25日	Current Status and JAEA's Challenges for Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Stations
10	EPRI D&D Workshop and International Low-level Waste Conference and Exhibition	平成27年6月14日	Fukushima Inspection Manipulator (FIM)
11	日本原子力学会 水化学部会	平成27年6月15日	福島第一原子力発電所の環境改善活動と技術開発
12	動力・エネルギー技術シンポジウム	平成27年6月18日	遠隔調査技術の取り組みおよび成果
13	Summer School on Radiation Detection and Measurements	平成27年6月18日	Issues of Radiation Measurement for Fukushima-daiichi restoration activities—Visualization and non-invasive inspection—
14	日本原子力学会 核燃料部会・材料部会・水化学部会	平成27年7月9日	燃料デブリ取出しに向けた性状予測データ取得
15	日本保全学会 学術講演会	平成27年7月14日	低所用除染装置の開発 吸引ブラスト除染/ドライアイスブラスト除染/高圧水ジェット除染
16	日本保全学会 学術講演会	平成27年7月14日	福島第一ミュオン透過法による原子炉調査
17	日本保全学会 学術講演会	平成27年7月14日	シビアアクシデントコードMAAPの改良と事故解析
18	日本保全学会 学術講演会	平成27年7月14日	燃料デブリの特性に関する研究概要
19	日本原子力学会 バックエンド夏季セミナー	平成27年8月5日	放射性廃棄物処理・処分に係る研究開発について
20	17th Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors	平成27年8月9-13日	RPV/PCV構造健全性評価に資する腐食評価技術に関する研究成果
21	日本原子力学会 日韓合同サマースクール	平成27年8月16日	燃料デブリ取出し作業に向けた臨界管理技術開発の概要について
22	ImPACT タフ・ロボティクス・チャレンジ	平成27年8月23日	廃炉作業に伴うロボット技術の開発状況
23	10th International Conference NUCLEAR AND RADIATION PHYSICS 2015	平成27年9月8日	Characterization of fuel debris by large-scale simulated debris examination for Fukushima daiichi nuclear Power stations
24	光・量子計測シンポジウム	平成27年9月9日	宇宙線ミュオンによる大型構造物の非破壊検査システムの開発
25	日本原子力学会 2015年秋の大会	平成27年9月9-11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
26	日本原子力学会 2015年秋の大会	平成27年9月9-11日	高所用除染装置実証試験 吸引ブラスト除染/ドライアイスブラスト除染/高圧水ジェット除染
27	日本原子力学会 2015年秋の大会	平成27年9月9-11日	過酷事故解析コードMAAPIによる炉内状況把握に関する研究
28	日本原子力学会 2015年秋の大会	平成27年9月9-11日	シビアアクシデント時の炉内状況把握に関する海水の影響評価
29	日本原子力学会 2015年秋の大会	平成27年9月9-11日	BWR下部プレナム複雑構造物内ジェットブレイクアップ現象予測手法の開発

平成27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
30	日本原子力学会 2015年秋の大会	平成27年9月9-11日	燃料デブリの臨界管理技術の開発
31	日本原子力学会 2015年秋の大会	平成27年9月9-11日	福島第一原子力発電所の事故に伴う水処理二次廃棄物の性状調査
32	日本原子力学会 2015年秋の大会	平成27年9月9-11日	多核種除去設備の二次廃棄物に関する分析方法の検討
33	日本原子力学会 2015年秋の大会	平成27年9月9-11日	福島第一事故廃棄物のインベントリ評価手法の開発
34	日本原子力学会 2015年秋の大会	平成27年9月9-11日	汚染水処理二次廃棄物の廃棄体化技術の検討
35	日本原子力学会 2015年秋の大会	平成27年9月9-11日	原子炉圧力容器/格納容器の構造健全性
36	日本原子力学会 2015年秋の大会	平成27年9月9-11日	燃料デブリの性状把握
37	Top Fuel 2015	平成27年9月13-17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
38	日本動力協会 公開シンポジウム	平成27年9月17日	高圧水除染装置/2号機トラス室調査/1号機格納容器内部調査について
39	Global2015	平成27年9月20-24日	過酷事故における放射性汚染水を対象としたSr吸着材の比較研究
40	東北大学 軽水炉安全セミナー	平成27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
41	核物質管理学会	平成27年9月29日	ミュオン散乱法の原子炉/核セキュリティ応用
42	高崎量子応用研究シンポジウム	平成27年10月8-9日	ALPS廃棄物を模擬した無機固化体を対象としたγ線照射時における水素ガスの評価 他
43	日本中間子科学会	平成27年秋号	ミュオン散乱法による原子炉の透視測定
44	レーザー学会 学術講演会	平成27年10月15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
45	放射線計測研究会	平成27年10月17日	宇宙線ミュオンを利用した原子炉内可視化技術の開発
46	アメリカ物理学会	平成27年10月29日	Muon Reactor Imaging
47	腐食防食学会 材料と環境討論会	平成27年11月26-28日	RPV/PCVの構造健全性評価に資する腐食評価技術に関する研究成果
48	Annual Meeting of the International Network of Laboratories for Nuclear Waste Characterization (LABONET)	平成27年11月10-13日	福島第一原子力発電所の汚染水処理システムにおいて発生した廃棄物に関する汚染水の分析データに基づくインベントリ評価
49	東電福島第一原発作業等に係る被ばく低減に関する好事例集等のためのワークショップ	平成27年11月10日	福島第一-2号機原子炉建屋除染による線量率低減について
50	自動制御連合講演会	平成27年11月14日	ロボットの遠隔操作性を向上させる技術に関する研究開発
51	国際ロボット展	平成27年12月2-5日	スーパーシラフ高所除染システム
52	放射線計測フォーラム福島	平成27年12月7日	福島第一-1号機1階南側エリア調査結果の公表
53	神戸 人材育成セミナー	平成27年12月12日	福島第一原子力発電所の廃止措置で活躍するロボットについて
54	放射線計測フォーラム福島	平成27年12月15日	福島復旧・復興を支える日立における放射線計測技術の開発
55	発電設備技術検査協会 発電技術セミナー	平成27年12月15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
56	東京工業大学 原子力道場 原子力基礎教育シリーズセミナー	平成27年12月22日	高所除染装置の開発、ガンマカメラによる線量測定、水中遊泳ロボット・床面走行ロボット形状変化型ロボットの開発と実機調査等について
57	The 2015 International Chemical Congress of Pacific Basin Societies (Pacifichem)	平成27年12月	福島第一原子力発電所の汚染水処理設備から発生する廃棄物の廃棄体化に関する基礎検討
58	日本学術振興会 先導的研究開発委員会	平成28年1月15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
59	日本原子力学会 廃炉検討委員会 建屋の構造的な検討分科会	平成28年1月15日	1FRPVベダスタル鉄筋コンクリート健全性評価 試験・解析の進捗状況報告

平成27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
60	発電設備技術検査協会 原子力技術セミナー	平成28年1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
61	原子力機構福島部門報告会	平成28年1月27日	燃料デブリの取り出しとその後の取り組み -燃料デブリの取出しに向けた研究開発の方針と成果反映先- 他
62	原子力システム研究工学会	平成28年2月16日	原子炉格納容器内部調査の概要説明
63	電気学会全国大会	平成28年3月16-18日	福島第一原子力発電所の廃炉に向けた原子力技術と動向 -計測・分析技術の動向-
64	電気学会全国大会	平成28年3月16-18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
65	日本原子力学会 2016年春の年会	平成28年3月26-28日	EMアルゴリズムに基づくミュオン散乱法のロバスト性改善
66	日本原子力学会 2016年春の年会	平成28年3月26-28日	廃ゼロライトの長期保管方策の検討(第10,11報)
67	日本原子力学会 2016年春の年会	平成28年3月26-28日	福島第一原子力発電所の事故に伴う水処理二次廃棄物の性状調査
68	日本原子力学会 2016年春の年会	平成28年3月26-28日	多核種除去設備から発生した炭酸塩スラリーの放射線分解による水素発生
69	日本原子力学会 2016年春の年会	平成28年3月26-28日	MCCI解析における侵食コンクリート移流拡散モデルの開発

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	原子炉内燃料デブリ検知技術の開発	委託研究	福島第一原子力発電所のミュオン透過法による原子炉内燃料デブリの測定	大学共同利用研究機関 高エネルギー加速器研究機構(KEK)	平成26年6月 ~平成27年12月
2	原子炉内燃料デブリ検知技術の開発	委託研究	ミュオン散乱法の燃料デブリ識別アルゴリズム開発支援	米国ロスアラモス研究所(LANL)	平成26年7月 ~平成27年11月
3	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	電力中央研究所	平成27年5月22日 ~平成28年1月29日
4	固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発	委託研究	事故廃棄物の臨界に関する特性に関する検討	米国カリフォルニア大バークレー校	平成27年9月30日 ~平成28年1月29日
5	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	東京工業大学	平成27年11月26日 ~平成28年2月29日
6	燃料デブリの性状把握	委託研究	溶融固化デブリの物性評価(2)	電力中央研究所	平成27年10月 ~平成28年2月
7	遠隔除染装置の開発	委託研究	遠隔操作ロボットに搭載される疑似俯瞰画像生成システムにおけるカメラキャリブレーション手法の研究	東京大学	平成26年12月15日 ~平成27年8月31日
8	遠隔除染装置の開発	委託研究	ロボット周囲の3次元把握技術に関する研究	筑波大学	平成26年12月15日 ~平成27年8月31日
9	遠隔除染装置の開発	委託研究	マニピュレータの遠隔操縦性向上に関する研究	神戸大学	平成26年12月15日 ~平成27年8月31日
10	遠隔除染装置の開発	委託研究	複数台車の協調移動制御に関する研究	芝浦工業大学	平成28年1月20日 ~平成28年3月9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

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
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	原子炉内燃料デブリ検知技術の開発	透過法用測定装置遮蔽体
37	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
38	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
39	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
40	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
41	燃料デブリの性状把握	水晶圧電式4成分切削動力計
42	燃料デブリの性状把握	SEM用元素分析システム
43	燃料デブリの性状把握	油圧式自動埋込機
44	燃料デブリの性状把握	倒立金属顕微鏡
45	燃料デブリの性状把握	カーボンコータ
46	燃料デブリの性状把握	真空置換アーク溶解炉
47	燃料デブリの性状把握	燃料デブリ圧縮試験装置
48	燃料デブリの性状把握	燃料デブリ音速測定装置
49	燃料デブリの性状把握	金相画像解析用装置
50	燃料デブリの性状把握	ダイナミック微小硬度計
51	燃料デブリの性状把握	同時熱分析システム
52	燃料デブリの性状把握	ガス配管バルブヒーター
53	燃料デブリの性状把握	試料切断機
54	燃料デブリの性状把握	試料研磨機
55	燃料デブリの性状把握	コア採取装置
56	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
57	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
58	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
59	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