













ごあいさつ

このたび、「技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID) |が、2014年度に取り組んでまいりま した研究開発の成果を冊子として取りまとめ、ご紹介させていただくこととなりました。この場をお借り して、日頃よりIRIDの活動にご理解とご支援をいただいている皆さま方に厚く御礼申し上げます。

IRIDは、発足以来、東京電力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、「東京電力(株)福島第一原子力発電所1~4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマッ プ | (中長期ロードマップ)に基づいて研究開発に取り組んでまいりましたが、2014年度は補助事業 17件と自社研究1件の研究開発を実施いたしました。

具体的には、(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 マに対し、全体を俯瞰しつつ、各案件相互の連携を図るという一元的なマネジメントの下で、国内外 の叡智を結集しながら進めてまいりました。

成果の一例をご紹介しますと、IRIDが開発した遠隔操作ロボット等の実証試験を通じて、福島第 一原子力発電所原子炉建屋内での除染作業や汚染水の漏えい箇所特定調査等に有効な技術を 検証することができました。また、燃料デブリ取り出しに向けて、デブリの位置・形状など炉内状況を把 握するために、宇宙線ミュオンを活用した原子炉内の透視技術やロボット等を活用した格納容器内 部調査のための機器開発も進めています。

福島第一原子力発電所の事故炉のような前例のない、世界的にも極めて困難な廃炉事業を効 率的かつ着実に進めていくために、IRIDは、研究開発の面から政府や原子力損害賠償・廃炉等支 援機構、東京電力と連携してその一翼を担っていく所存です。IRIDがしっかり成果を出していくこと によって廃炉事業が着実に進捗し、避難生活を余儀なくされ、ご苦労されている福島の方々の一日 も早いご帰還が実現するよう、また、広く社会の皆様に安心していただけるように、着実かつスピード 感を持って研究開発に邁進してまいります。

本冊子を通じて、多くの皆さまにIRIDの研究開発成果について一層のご理解をいただくとともに、 私どもの研究開発活動につきまして、引き続き、ご支援並びにご指導、ご鞭撻を賜りますようお願い申 し上げます。

2015年3月

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 剱田 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り出した燃料集合体他の長期 使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理7 ■ 重点課題2 - 燃料デブリ取り出し準備に 原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発 —— 原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の開発 原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の実規構 原子炉格納容器内部調査技術の開発 — 原子炉圧力容器内部調査技術の開発 —— 過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握 ―― 原子炉内燃料デブリ検知技術の開発 —— サプレッションチェンバー等に堆積した放射性物質の 燃料デブリ・炉内構造物の取出技術の開発 —— 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発 -原子炉圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発 燃料デブリ臨界管理技術の開発-燃料デブリ性状把握・処置技術の開発 —— 実デブリ性状分析ー ■重点課題3 – 放射性廃棄物の処理・処分(事故廃棄物処理・処分技術の開発 -

主要な研究成果 — 自社研究

原子炉建屋内汚染サンプルの分析-

その他一情報一覧

平成26年度 主な研究成果の発表・公表一覧 ―――

主な研究設備・装置一覧 ――

共同研究•委託研究一覧 —

| 朝健全性評価 ————— | 2 |
|----------------|----|
| 方法の検討 | 4 |
| 係る研究開発 | |
| | 6 |
| | 8 |
| 莫試験 | 10 |
| | 12 |
| | 14 |
| | 16 |
| | 18 |
| 非破壊検知技術の開発 ――― | 20 |
| | 22 |
| | 24 |
| <u> </u> | 26 |
| | 28 |
| | 30 |
| | 32 |
| に係る研究開発 | |
| | 34 |
| | |

| 36 |
|--------|
| 50 |
| |
| |
| |
| |
| 37 |
| |
| 39 |
| |
| 10 |

| 研究成果 |
|---------|
| 補助事業 |
| 主要な研究成果 |
| 自社研究 |
| その他 |
| 情報 |

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他の長期健全性評価

背景

福島第一・1~4号機の使用済燃料プール内の燃料集 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、共用プール等で長 期にわたり保管していくためには、燃料集合体部材への 影響や健全性、また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。これにより、共用プール等で保管される燃料集合体部材について、長期保管時の構造健全性等を評価します。

主な成果

1. 燃料集合体の長期健全性評価のための技術開発

a- 長期健全性評価技術開発

燃料集合体を取り扱う際には、その上部と下部に大きな負荷がかかることから、当該部分の健全性は極めて重要 です。使用済燃料プールの水質や瓦礫等の影響によって問題が生じないかどうかを確認するため、試験片を用いた 浸漬試験(最長8000時間強)および強度試験を行い、当該部分の健全性を評価しました。その結果、評価対象箇所 のねじ部や被覆管において、健全性に影響を与えるような腐食は認められず、また機械的強度についても劣化がな いことを確認しました(図1)。

b- 共用プール保管燃料の状態調査

福島第一・4号機の使用済燃料プールから取り出した燃料集合体について、共用プールでの長期保管による腐食 状況を確認するため、燃料集合体の外観観察、すき間部のねじ部内面の観察、被覆管酸化膜の厚さ測定等を行いま した。外観観察の結果、使用済燃料に白色の堆積物が確認されたものの、外観上の問題はありませんでした(図2)。 また、ねじ部内面も腐食の発生はなく、被覆管酸化膜の厚さ測定においても、共用プールにある保管燃料と比べて 酸化膜の厚さに増加がないことを確認しました。

c- 乾式保管時の燃料健全性に関する評価

燃料集合体の乾式保管を想定し、瓦礫による傷が存在する場合の被覆管材料内の水素化物析出挙動やすき間部 に入り込んだ瓦礫に含まれる水分が与える影響について評価する試験を行いました。その結果、乾式保管時の燃料 集合体に与える影響は小さいことを確認しました。乾式保管時の燃料健全性に関しては、今後も材料の経年劣化に 係わる検討を継続する計画です。

2. 長期健全性に係る基礎試験

a- 海水成分の燃料部材への移行挙動評価

海水成分の燃料部材への移行挙動を評価するため、水垢(クラッド)を模擬したものとトレーサを用いた試験を行いました。その結果、クラッドと部材表面への海水成分の移行量は少ないことを確認しました(図3)。また、燃料集合体の被覆管表面に形成される酸化皮膜内部への海水成分の取り込み有無を評価するため、燃料集合体の内部発熱も考慮した確認試験を行い、特に有意な取り込みはないことを確認しました。

b- 放射線下における海水及び瓦礫由来成分の腐食への影響評価

福島第一・4号機の使用済燃料プールにあった新燃料集合体から採取した燃料部材を検査した結果、腐食損傷箇所は認められず健全であることを確認しました。また、放射線下で電気化学試験を行った結果、100ppm以下の塩化物イオンを含む室温の水環境では、腐食すき間再不動態化電位は定常腐食電位より高かったことから、すき間腐食は起こらないことを確認しました(図4)。また、腐食試験で1500時間を超えても腐食の兆候が見られないことを確認しました。



図1 燃料集合体上部を模擬した試験片の断面観察(左)及び外観観 察結果(右)(90℃、塩化物イオン濃度2500ppm、1000時間 浸漬後に60℃、塩化物イオン濃度100ppm、7409時間浸漬) 本条件はコンクリート瓦礫が存在する環境を模擬したもの。上部端 栓(ジルカロイ)及びナット(ステンレス鋼)への腐食は認められませ んでした。



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

Cl濃度が2倍希釈の人工海水へ浸漬することにより、海水成分が部 材のねじ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。

今後の展開

福島第一・1~4号機の使用済燃料貯蔵プールから取り出した燃料集合体を安全に保管するため、4号機の使用済 燃料から取り外した部材を「照射後試験設備」に輸送し、外観観察で確認された白色堆積物について調査等を行いま す。また、乾式保管時の燃料集合体部材の健全性に関しても、当該燃料集合体の環境因子の重畳を考慮した試験を行 い、評価していく計画です。



| 要な研究成果 補助事業

図2 共用プール保管燃料の状態調査 福島第一原子力発電所4号機使 用済燃料の外観観察結果(例)(瓦礫が混入した燃料(燃焼度 =49.3GWd/t)の上部タイプレート部)

上部タイプレート、ロックナット表面等に白色の堆積物を確認したものの、外観上の問題は認められませんでした。



試験を実施) 塩化物イオン濃度100ppm以下の室温の水環境で0~5kGy/hのγ 線照射下では、腐食すきま再不動態化電位は定常腐食電位より高い ことから、すきま腐食は起こらないことを確認しました。

使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の 処理方法の検討

背景

福島第一・1~4号機の使用済燃料は、海水やコンク リート等の不純物の付着・同伴に加えて、落下した瓦礫 による損傷の可能性もあります。これらの損傷した燃料 等の処理方法の決定に向けて、処理方策の一つとして 再処理の技術的な成立性を確認しておく必要がありま す。

目的

損傷した燃料等を再処理する際の技術的な課題を注 出するとともに、再処理の可否を判断するための指標を 整備します。化学処理工程等への影響評価や国内再処 理施設(RRP、TRP)*で想定される影響の抽出・整理等を 行います。 *RRP: 六ヶ所再処理施設、TRP: 東海再処理施設

主な成果

1. 不純物による再処理機器への腐食影響評価

高レベル廃液濃縮缶および高レベル廃液貯槽を対象に、不純物、核分裂生成物成分等を考慮した模擬高レベル廃 液による腐食試験(浸漬腐食試験、電気化学試験)を行いました。その結果、すべての条件において腐食形態は粒界部 の腐食が優先した全面腐食でしたが、孔食は見られませんでした(図1(1))。また、塩化物イオン濃度の増加とともに、 腐食速度の減少が確認されました(図1(2))。

2. 不純物の工程内挙動評価

不純物のウラン・プルトニウム(U・Pu)製品系への移行や不純物によるU・Pu抽出への影響を把握するため、不純物 成分および核分裂生成物成分を添加した模擬液とU·Puを添加した模擬液を用い、溶媒抽出試験を行いました。その 結果、不純物成分の分配比は10-2~10-3オーダーと低く溶媒に抽出されにくいこと、また、U・Puの分配比は不純物の 影響を受けないことを確認しました(図2)。

3. 不純物の廃棄体への影響評価

国内再処理施設で想定される標準廃液組成(加圧水型原子炉、燃焼度45000「MWd/tU])*に、不純物として海水、 モルタルの主要な成分を添加した粉末試料を調合してガラス試験片を作製し、均質性評価及びガラス物性値評価等 を行いました。その結果、すべての条件において相分離物の析出はなく、ガラス化しており、ガラス物性値データにつ いても不純物の影響はありませんでした(図3)。

*過去の類似試験との比較のため、この組成を使用。なお、当該試験と福島第一のケースで結果に違いが出ないことを事前に確認している。

4. その他の影響の抽出及び整理

再処理施設における損傷燃料の処理時の影響を網羅的に抽出し、必要な研究要素の有無を整理しました。その結 果、従来からの評価項目である損傷燃料等のハンドリング等に係わる評価、不純物による再処理機器への腐食影響評 価、工程内挙動評価、廃棄体への影響評価以外の新たな研究要素はありませんでした。

今後の展開

これまでの評価試験等により、再処理の可否を判断するために必要な主要データ(不純物が化学処理工程等に与 える影響など)を取得できました。

損傷燃料等のハンドリング等に係る検討の要否については、今後取り出しが計画されている3号機使用済燃料プー ル内の燃料状態の確認結果等を踏まえて判断します。



(1)浸漬試験片の表面観察結果

図1 高レベル廃液貯槽の浸漬試験結果(浸漬時間960[h]) 模擬FP成分等を含む模擬廃液に不純物(人工海水等)を添加した模擬液を用いた高レベル廃液貯槽 材料(SUS316L)の浸漬試験では、表面観察結果に示されるように不純物中の塩化物イオン等に起因 する孔食も認められず、不純物を添加しない条件の方が粒界腐食の進展が認められました。腐食速度 でも塩化物イオン濃度の増加による腐食速度の減少が認められており、不純物による機器腐食の加 速はないと判断しました。



(1)抽出後静置した試料

(2)模擬FP共存時の不純物成分の分配比

図2 不純物の工程内挙動評価結果

模擬FP成分に不純物成分を添加した模擬液を用いた溶媒抽出試験では、グラフに示されるように不 純物の分配比は10-2~10-3オーダーと低く溶媒(30%TBP/n-ドデカン)に抽出されにくいことを確認 しました。また、U・Pu溶液に不純物成分や模擬FP成分を添加した模擬液を用いた溶媒抽出試験では、 U・Puの分配比は不純物の有無で有意な変化がないことを確認しました。これらの結果より、不純物 のU・Pu製品への移行や、不純物によるU・Puの抽出に影響はないと判断しました。



(1)目視観察 「標準濃度:不純物(海水・モルタル成分)の付着・同伴量を保守的に推定して 試算したガラス固化体への混入濃度

> 図3 海水・モルタル成分を含むガラス試験片の均質性評価結果 標準廃液組成に不純物として海水・モルタルの主要な成分を添加して作製したガラス試験片の均質 性評価では、目視観察で相分離物の析出は認められず、XRD測定でも標準的なガラス同様、標準廃液 由来のRuO2以外のピークは認められませんでした。

な研究成果

補助事業





(2)XRD測定結果

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号機の燃料デブリ取り出し向けて、原 子炉建屋内ではさまざまな作業が計画されています。 円滑に作業を遂行するためには作業場所の環境改善が 欠かせません。除染、遮蔽、線源除去等を組み合せて、総 合的に放射線量を低減してくことが求められています。

目的

平成25年度までに得られた開発成果をもとに、高所 用除染装置の改良・実証試験および上部階用除染装置 の製作・実証を行います。これにより、今後、原子炉建屋 内で計画されている調査、補修などの作業を円滑に行う ために必要な遠隔除染技術を確立します。

主な成果

遠隔除染技術を活用する場として、①1階低所部、②1階高所部、③上部階、④地下階を対象としています(図1)。 平成25年度までに、①1階低所部の開発を完了するとともに、②1階高所用の除染装置の製作・要素試験、③上部階 用の除染装置の設計を行ってきました。平成26年度はこれらの成果を踏まえ、以下について実施しました。

1. 高所用除染装置の開発

a- 除染装置の改良

平成25年度に製作した3種類の高所用除染装置(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)を実機適用に向けて改良しました。高圧水ジェット除染装置は移動台車の製作を行い、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を向上しました。また吸引・ブラスト除染装置についてはホースリー ル部の小型化等を図りました(図2)。

b- 除染装置の実証試験

モックアップ用の試験設備(図3)を製作し、実証試験を行いました。モックアップ設備については、実機適用時に想定される対象設備を抽出し、その多様性や適用の優先度等を考慮して製作しました。実証試験では除染性能、遠隔での走行性・操作性や安全機能など、必要な性能を確認して評価を行いました。

その結果、高圧水ジェットおよびドライアイスブラストについて、高所除染での効果範囲等を確認できました。また 吸引・ブラストについては、主な施工対象となる干渉物撤去後の壁面での施工性を確認できました。これらにより、実 機への適用の目途を得ることができました。

2. 上部階用除染装置の開発

上部階用除染装置は、機器ハッチ開口部から昇降作業台を使用して原子炉建屋上部階(2~3階)にアクセスし、床面および壁面(高さ約2m)の除染を行う計画です。現在、低所用除染で開発した各除染技術(高圧水、ドライアイス、吸引・ブラスト)を共通の台車で施工できるように開発を進めています。

具体的には、平成25年度に検討した上部階へのアクセス方法、装置設計に基づき、各装置の製作に着手しました。 装置は共通台車として、作業台車・搬送台車・支援台車・中継台車および各除染ユニットから構成されます(図4)。同装 置は平成27年度に完成させ、モックアップによる実証試験を行うことを予定しています。

3. 地下階除染の概念検討

今後、地下階バイパスの運用や凍土法により建屋周辺の地下水レベルの低下が想定されるため、これにあわせて 建屋内の滞留水レベルも低下させる必要があります。しかし、その際に建屋内のダストおよび線量率の上昇などが懸 念されることから、地下階でのダスト拡散抑制対策や必要に応じた地下階での除染作業の概念検討を行いました。

今後の展開

高所用除染装置については、実証試験で得られた課題の抽出とその対応を実施するとともに、必要となる対象・ 時期に合わせて、順次、福島第一原子力発電所での活用を図ります。上部階用除染装置については、平成27年度中に 装置を完成させるとともに、モックアップを用いた実証試験を実施します。また、地下階除染については、新規技術の 開発要否について、引き続き検討を行っていきます。







図3 実機を模擬したモックアップ設備のイメージ



図4 上部階用除染装置の概念図(ブラスト装置を搭載した例)

土要な研究成果 補助事業

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(燃料デ ブリ)が原子炉圧力容器内にとどまらず、原子炉格納容 器(PCV)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、格納容器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。

主な成果

1. サプレッションチェンバー (S/C) 脚部の補強技術

「圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発」プロジェクトと連携して、補強材の打設範囲(トーラス室必要埋設 高さ)をコラムサポート上部ピン位置までとし、目標とする圧縮強度を設定しました(図1)。引き続き、補強材打設試験 を実施し、施工実現に向けた開発を進めていきます。

2. 循環冷却系統の検討

PCV循環冷却設備の系統概念と取水点の概念検討を実施しました。今後これに基づき、各補修(止水)箇所の検討 と併せて、工事の作業ステップにおける系統概念図を作成していきます(図2)。

3. ベント管内埋設による止水技術

閉止補助材の展開性改良案による試験において、展開性向上の見込みを得ました。止水材試験についても、2分の 1スケール止水試験を行い、漏水低減を達成する成功パターンを確認しつつあります(図3)。引き続き、止水試験を 実施し、施工実現に向けた開発を進めます。

また、S/C内埋設止水(クエンチャ・ストレーナ・ダウンカマ止水)の要素試験を順次実施しています。その後、実規 模による試験を実施し、施工実現に向けた開発を進めます。

4. 真空破壊ライン埋設による止水技術

布パッカーにモルタル充填する工法とシリコン系材料を用いた止水工法の改良検討を行い、試験を順次実施しています。ガイドパイプについてはフレキシブルタイプの構造を検討中です(図4)。

5.シール部の止水技術及び配管ベローズの止水技術

前年度までの課題・成果を踏まえ、機器ハッチ止水、PCV上部配管貫通部止水、小部屋内埋設止水の試験計画を 検討しています。止水試験を行い、施工実現に向けた開発を進めます。

6.PCV接続配管のバウンダリ構築技術

対象配管としてAC系、RW系、RCW系を選定しました。今後、各系統別に各止水案の検討を進めていきます。さらに、検討結果を踏まえ、止水試験を行い、施工実現に向けた開発を進めます。

7.トーラス室壁面配管貫通部等の止水技術

過去の試験実績の調査を行い、適用性を確認しました。実機の環境と各プロジェクトの進捗を考慮し、現在の建屋 間止水の目的、施工時の条件を考慮した止水対象貫通部の整理、施工可能性、止水材の選定、要素試験の必要性を 確認しながら、計画を進めています。止水試験を行い、施工実現に向けた開発を進めます。

8.ドライウェル (D/W) シェルの補修技術

過酷事故による損傷事象を想定し、止水材の選定や止水方法を検討しています。順次、止水工法の実現可能性についても検討します。

9.PCV水張りまでの計画の策定

冠水時のシステム構成を検討し、水張りまでの計画に必要なプロセスを抽出しています。号機ごとにシナリオを 整理し、冠水計画の明確化を進めていきます。



図1 サプレッションチェンバー(S/C)脚部補強埋設検討範囲



図3 1/2スケールベント管止水試験

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、引き続き試験を行い、課題の整理、分析、評価を進めます。 試験で得られた課題を解決するための方策を立て、不十分な項目がないように着実な研究開発を進めます。また、 PCV冠水シナリオを号機毎に検討し、実機の施工実現に向けた止水工法の確立を目指します。 な研究成果

補助事業



図2 PCV循環冷却設備の系統概念



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止措置を着実に行うた め、燃料デブリを冠水させた状態で取り出す方法(冠水 工法)の実現に向けて、原子炉格納容器(PCV)の漏えい 箇所を対象とした補修・止水技術の確立が求められてい ます。

目的

冠水工法の実現に向けてPCVの漏えい箇所を対象と した補修・止水技術の開発を進めています。本事業で は、その開発技術(工法や遠隔装置など)を現場に適用 するための検証及び操作訓練等を目的とした実規模大 の試験を実施します。なお、本事業は独立行政法人日本 原子力研究開発機構との共同提案として楢葉遠隔技術 開発センター内で実施する計画です。

主な成果

1. PCV下部の補修・止水のための機器・装置等の実規模試験

本プロジェクトでは、「原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の開発」事業(補修・止水技術開発事業)で実施 する「サプレッションチェンバー(S/C)脚部の補強技術」において開発されたS/C脚部の補強用打設装置の操作性 を確認するため、水を使用した実規模試験を計画・実施する計画です。本年度は試験設備の仕様を確定するために、 試験設備の設計に補修・止水技術開発事業からの知見を取り込みました。実規模試験設備の概念検討図は図1の通り です。

2. 実規模試験体の設計・製作

福島第一・2号機のPCV下部を模擬した実規模試験体の設計・製作・現地据付を行う計画で、本年度は製作に向けた 仕様のとりまとめを行い詳細設計に着手しました。

実規模試験体の主要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(ベローズを除く)、ベントヘッダ、ダウンカマ、トーラス室壁面)を模擬した8分の 1セクタの実規模モデルとします。

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

実規模試験は、寸法条件、温度条件等について福島第一・1~3号機の実機環境を可能な範囲で模擬する必要があ るため、以下の設備について検討・設計・製作・設置等を行う計画です。本年度は製作に向けた仕様のとりまとめを行 い詳細設計に着手しました(図2)。

- ■昇温・給水設備:実規模試験で実機の滞留水を模擬した温水を製造する昇温機能を備えるため、必要な容量の温水を供給す る設備の系統設計および配置計画を行い、建築申請に必要な建設予定地のボーリング調査を実施しました(写真1、2)。
- ■濁水処理設備:PCV下部の止水は、グラウト材(セメントを含有)を用いて行う計画のため、試験実施後に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可能な水質に処理する濁水処理設備の系統設計および配置計画を行いました。
- ■作業フロア:福島第一・1号機と2・3号機では原子炉建屋地下1階の階高が異なるため、号機毎に作業フロア(原子炉建屋 1階床)の高さが変更できるように設計・検討を行いました。
- 試験体移動レール:試験体は非常に重量が重く(約5,400t)、試験体組立後に施設のクレーン設備を使った移動が困難であ るため、試験体が移動できるような機構(試験体移動レール)の設置について設計・検討を行いました。

今後の展開

実規模試験の実施に向けて、補修・止水技術開発事業と並行して試験設備の設計、製作および設置を継続して行っ ていきます。試験設備完成後の実規模試験では、その実施状況および結果について福島第一・2号機への適合性を評 価するとともに、現場作業者の訓練にも適用し、冠水工法の実現に向けてPCVの漏えい箇所を対象とした補修・止水 技術の確立と実現を目指します。



図1 実規模試験設備の概念検討図



図2 各種試験設備の設計実施中





IRID International Research Institute for Nuclear Decommissioning





写真2 ボーリング調査時に採取したサンプル土

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)および格納容器(PCV)内に溶け落ちている と想定されています。特に、1号機においては、燃料デブ リがPCV底部に落下した後、ペデスタル(RPVを支える 構造物)の内側から開口部を抜け出て、外側にまで広 がっている可能性がありますが、実際の状況はまだ確認 できていません。

目的

PCVの内部は、これまで得られた映像、放射線量や温 度の情報等から、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 よって想定外の干渉物が発生している可能性もありま す。本事業は、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の開発を目的とします。

主な成果

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

他の関連プロジェクト(燃料デブリ・炉内構造物の取出技術の開発、原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術 の開発等)からのニーズ調査を行い、それらを整理しました。

また、ニーズに対応するため、PCVの内部調査を実施する際のアクセス方法や調査方法の概略を検討し、その検討 結果や計画の見通しについて、他の関連プロジェクトへの情報提供と調整を行いました。

2. 調査装置等の開発

a-ペデスタル内へアクセスする技術

福島第一・2号機のPCV内に入り、さらにペデスタル内側まで進入して調査を行う装置(ペデスタル内部プラット フォームの状況調査装置(略称:A2調査))を開発中です(図および写真1)。

自走式の小型ロボットが、X-6ペネ(PCV貫通部)の開口部(内径約Φ115mm)からPCV内に挿入されたガイドパ イプの中を通過し、CRDレールに沿ってペデスタルの内側まで進入します。ペデスタル内に到達後は、搭載された 計測装置(カメラ等)でさまざまなデータを取得する計画で、平成27年度上期に実証試験を行う予定です。

b- 遮蔽ブロック取外し技術

上記のA2調査のための開発装置を据え付ける前に、まずはX-6ペネの前に設置されている遮蔽ブロックを遠隔 操作で取り外さなくてはいけません。そのための装置(遮蔽ブロック取外し装置)を開発中です(図および写真2)。 平成27年度上期の2号機での実証試験に向けて準備を進めています。

C- ペデスタル外へアクセスする技術

福島第一・1号機PCV内のペデスタル外側を調査する形状変化型ロボット(ペデスタル外1階グレーチング*上 調査装置(略称:B1調査))を開発中です(図および写真3)。

このロボットは、X-100Bペネに設置された既設ガイドパイプ(内径約Ф100mm)通過時は「棒状」になって進み、 PCV内の1階グレーチング到達時には「コの字」に変形することで安定した走行が可能です。PCVの中に入って 調査をするロボットとしては同機が初めてとなる予定で、平成27年度上期に実証試験を行う計画です。 *グレーチング:格子状の床面

d-燃料デブリ計測技術

暗闇、高線量、雨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を 把握するための燃料デブリ形状計測装置を開発中です。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た開発を行います。

今後の展開

平成27年度上期の1号機X-100Bペネ及び2号機X-6ペネからの実証試験に向けた開発を継続します。 また、PCV内のペデスタル内側及び外側のさらなる調査に向けた装置開発も継続していきます。







IRID International Research Institute for Nuclear Decommissioning

研究成果 補助事業

平成26年度研究開発成果概要 13

原子炉圧力容器内部調査技術の開発

背景

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

目的

関連する他プロジェクトや現場からのニーズを整理し て、RPV内部調査の全体計画を最適化します。具体的に は、早期にRPVへアクセスするための調査方法を検討す るとともに、それに向けた調査機器・装置等の技術開発 を行います。

主な成果

1. RPVの調査計画の立案

「燃料デブリ・炉内構造物の取出技術の開発」などの関連プロジェクトや現場(東京電力)からのニーズ(燃料デブリ のサンプリング含む)を収集して、調査すべき対象部位や調査項目、必要時期や必要性等を整理しました。

その結果、各プロジェクトの研究開発を推進する観点からの調査ニーズ(炉心部および炉底部の燃料デブリの量・ 範囲等)が挙げられました。また、現場からは燃料デブリ取り出し工法の選定、工法確定や機器設計の各マイルストー ンに向けた調査のニーズ(RPV内の温度/燃料デブリの冷却状態等)が挙げられました。

燃料デブリのサンプリングに関しては、実施の時期、その目的および位置付けを整理し、「実デブリ性状分析」プロ ジェクト等とも調整して役割分担を明確化しました。

2. 調査方法の検討及び調査装置の開発計画の立案

「原子炉格納容器内部調査技術の開発」プロジェクトの開発技術、また平成25年度にIRIDが実施した RFI(Request for Information)で寄せられた技術から、RPV内部調査に適用可能な技術を調査しました。

これを踏まえ、次の2点をRPV内部調査に適用可能な技術として国内外で公募を行い、実現可能性について検討し ました。

(1)調査装置の搬送技術(小口径配管の拡管・搬送技術) (2)調査支援技術(高線量下での無線通信技術)

3. 調査機器・装置の開発

a-既存ルート(配管等)を利用する調査技術

既存の大口径配管を利用する調査装置の要素試作・試験を行いました。本年度は、走行(水平・垂直・エルボ、異径) 管の通過)、把持(位置・姿勢の保持)、分岐(T字分岐の通過、方向制御)に対するアクセス性を検証しました。 最大1000Gy/hの環境を想定し、水圧式(図1)と電動式(図2)の移動機構を検討しました。

b- 新規ルート(穴開け加工等による)を利用する調査技術

原子炉格納容器の上部からの穴開けによりRPV内部へアクセスするため、遠隔操作による穴開け加工の実現性 を検証するため、要素試験を行いました(図3.4)

今後の展開

本年度に実施した現場からのニーズ等の調査結果に基づいて、平成28年度の原子炉ウェルの早期調査や平成30 年度以降のRPV内部調査に向けた技術開発を進めます。



図1 水圧式走行装置



図2 電動式走行装置

IRID International Research Institute for Nuclear Decommissioning







過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握

背景

燃料デブリの取り出しにかかる対策の立案や安全対 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号機の炉内は極めて高い線量下にあ るため、直接調査したり観察することは困難な状況で す。

目的

本事業では事故進展解明のための過酷事故解析コード(MAAP,SAMPSON)の高度化を図り、事故進展解析、試験等で得られる炉内状況把握に必要な情報を共有することで、廃炉に向けた取り組みを推進します。

主な成果

1. MAAPコードの改良と事故解析

MAAP(Modular Accident Analysis Program)は、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解析コードです。本事業では、福島第一原子力 発電所の事故進展や現場調査結果の分析に基づいて、炉心損傷後に、溶融炉心が下方へ流れてRPV下部プレナムへ 堆積し、RPV外へ放出されるまでの挙動に関する物理現象モデルを改良した後、事故進展解析を行いました(図1)。本 解析結果と現場調査の結果より、RPVやPCV内の燃料デブリ分布を推定しました(図2)。

2. SAMPSONコードの改良と事故解析

SAMPSON (Severe Accident analysis code with Mechanistic, Parallelized Simulations Oriented towards Nuclear fields)は、物理現象を精緻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性状を解析するのに適したコードです。

RPV下部を含めたデブリ分散状況の推定精度を向上させるため、原子炉圧力容器・格納容器連携モデルの機能改良、格納容器内熱水力挙動解析モデルの改良等を実施しています。溶融炉心移動挙動解析モジュールを用いた解析を実施し、RPV底部の水が蒸発後、炉内計装ハウジングが最初に破損する予測結果が得られました(図2)。この検証のため、実機サイズの貫通管と実コリウムを用いた試験を来年度に予定しています。

3. 炉内及び格納容器内の状況に関する分析評価

SAMPSONコードのデブリ拡がり解析モジュールにおけるコンクリート侵食モデルに関し、流体セルの境界条件設定モデルを見直すことで、サンプピットのような床面内部の横方向侵食を解析可能な3次元モデルに高度化しました。 高度化モデルの検証として、OECD-MCCI計画でのCCI試験解析を実施しました。コンクリートの侵食深さと侵食形状の解析結果は、図3に示すように試験結果とも良く一致しており、高度化モデルの予測性能を確認できました。

4. シビアアクシデントの炉内状況を模擬した試験等

福島第一原子力発電所事故において、炉内に注入された海水が熱水力挙動に与える影響を把握するための実験を 行いました。実験結果の一例として、被覆管表面温度に相当する壁面温度と流体温度の差は、図4で示す通り、単位面 積あたりの加熱量(熱流束)の増加とともに大きくなることが分かりました。また、塩化ナトリウム水溶液の濃度を増や すにしたがって大きくなることが分かりました。

5. 炉内状況把握に関する国際連携

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)を平成24年度に開始し、今年度は燃料デブリの位置、量を含む参加8ヶ国の解析結果を報告書としてまとめました(図2)。引き続き、核分裂放射性生成物の移行挙動にまでスコープを広げたBSAF2を12か国が参加して実施予定です。



図1 MAAP解析モデルの改良

炉心損傷後、溶融炉心が下方へ流れ、圧力容器下部プレナムへ堆積 し、圧力容器外へ放出されるまでの挙動に関する物理現象モデルを 改良しました。



図3 ピット部の侵食挙動評価例

コンクリートの侵食深さと侵食形状の解析結果は、OECD/MCCI試験(CCI-2)結果と良く一致し、高度化モデルの予測性能を確認しました。

今後の展開

過酷事故解析コードの高度化をさらに進めて、燃料デブリの位置および核分裂生成核種移行の推定等の評価精度 向上を図ります。また、実機から得られるデータ等を用いて炉内状況の総合的な分析・評価を行い、号機毎の燃料デ ブリ取り出し工法の確定や実施に活用します。

IRID International Research Institute for Nuclear Decommissioning



燃料デブリ量分布

| | 炉心 (%) | RPV底部 (%) | PCV (%) |
|-----------|--------|-----------|---------|
| MAAP | 0 | 約10 | 約90 |
| SAMPSON | 0 | 0 | 100 |
| BSAF(9機関) | 0~2 | 0~5 | 70~100 |

図2 1号機の炉内状況推定結果

1号機は燃料デブリの大部分が格納容器(PCV)床上に流出している と推定されます。(表中の数値は事故前に炉心部に存在した全構造 材の重量に対する比を示し、合計が100%未満の場合は、一部がデ ブリにならずに残っていることを示す。)



図4 塩化ナトリウム水を用いた結果の一例(壁面と流体の温度差) 熱流束を増やすと、壁面の温度が上昇し、流体との温度差が大きくな りました。また、塩化ナトリウム水溶液の濃度を増やすと、壁面と流体 の温度差が大きくなりました。

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、原子炉圧力容器の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。

目的

本事業では、宇宙線ミュオンを活用して、原子炉建屋 の外側から圧力容器内部の燃料デブリ分布を透視しま す。ミュオン透過法により、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、今後の燃料デブリ取り出 し方法の検討に活用します。また、散乱法により、2号機 の炉内残存燃料の位置等を確認できる測定システム (識別能力30cm程度)を開発します。

主な成果

1. 高線量場で測定可能な透過法用検出器システムの開発と測定

放射線量下(0.4mSv/h)でも確実にミュオンの測定が行えるように、適切な遮蔽の厚さを試験等で確認しました。 また、ミュオンの透過位置を測定できる2次元シンチレーション検出器を3層設けることで、それらの同時計数でバック グランドγ線の影響を低減できる測定システムを開発しました。この測定システムを1号機原子炉建屋外に設置し、 原子炉内の透過測定を行いました。また、シミュレーションにより透過法の測定性能を評価しました(図1,2)。

2. 高線量場で使用可能な大有感面積のミュオン軌跡検出器の開発

散乱法により、原子炉建屋外から原子炉圧力容器の内部を可視化するために7m×7mの有感面積を有する大型の ミュオン軌跡検出器を開発しました。ミュオン軌跡検出器は、3.5m長のドリフトチューブ検出器を2本繋いで7m長と し、それを140本並べた7m×7mの有感面積で6層積層した構成としました。検出器の封入ガスには、γ線で分解しや すい炭化水素を用いないガスを採用し使用期間中の耐放射線性を確保しました(図3)。

また、このミュオン軌跡検出器を2組上下に配置して、測定性能を確認しました(図4)。

3. 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(図5)を組み込んだ回路を 開発しました。本信号処理では、4層以上の同時計数と直線パターンの併用により、約50μSv/hの線量でも遮蔽なし でミュオンを測定できます。また、測定性能として、時間分解能2ns以下(=位置分解能0.1mm以下)、同時計数のゲー ト幅1μ以下の性能を達成しました。

4. 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

ミュオン軌跡検出器で得られる2号機の測定値から燃料デブリ分布を推定するための手法を開発しました。具体的には、検出器の角度分解能、位置分解能および遮へい材の影響を考慮して、ミュオンの散乱角を評価し、構造物の組成と構造物を透過するミュオンの散乱角の関係から、密度分布の画像を作成します。開発手法の精度を評価するために、原子炉建屋内の構造を再現した三次元モデルを作成してシミュレーションを行い、その結果から実機での測定結果を予測しました(図6)。

今後の展開

透過法による1号機での測定の拡充とともに、散乱法を2号機(圧力容器下部と炉心部)の燃料デブリの検知に適用 します。また、処理アルゴリズム・測定手法の改良による視野範囲の拡大、測定時間の短縮と分解能の向上による提供 情報の詳細化を行います。これにより原子炉内の燃料デブリ分布の測定技術を確立するとともに、効率的な燃料取り 出し方法の選定に貢献します。



図1 福島第一・1号機に設置する透過法測定装置

3層のシンチレーション検出器は、環境中のガンマ線を遮蔽するため 約10cm厚の鉄遮蔽体内に格納。また、内部は空調器により温度が 一定に保たれるよう管理します。



図3 耐放射線を有するドリフトチューブ検出器の製作

最大設計線量50μSv/hで4年相当のγ線照射においても感度低下の起こらない封入ガス(Ar:CO₂:N₂=96:3:1)を用いたドリフトチューブ検出器(有感長3.5m、右図)を製作しました。





図5 回路システムの性能評価結果

a) 同時計数と直線の反応パターンを回路に組み込むことでγ線場 (50μSv/h)においても90%以上のミュオンを識別可能です。 b) パルス幅は約200nsでγ線除去に必要なゲート幅1μs以下を達

成しました。 い時間公報総(にい/山NIA)も円標20cl-対して 10cl)下であること

c)時間分解能(FWHNM)も目標2nsに対して、1ns以下であること を確認しました。





10日測定

60日測定

な研究成果

補助事業

図2 透過法シミュレーション結果 モンテカルロ法により測定日数と画像鮮明度の検討を実施しました。 画像のコントラストは、ミュオン飛跡区間の密度に比例するため、測 定時間を長くとるとコントラストがより鮮明になります。



図4 ミュオン軌跡検出器のシステム性能試験体系 ドリフトチューブ検出器(3.5m長)3360本を用いた7m×7m有感面 積を有するミュオン軌跡検出器を組立。この検出器を上段と下段に 設置し、その間に鉛等を置いてシステム性能を評価しました。



図6 散乱法シミュレーション結果

7m×7mのミュオン軌跡検出器をタービン建屋および原子炉建屋 外部に上下にそれぞれ設置する実機条件での予測結果(測定期間 20日、40日、80日)

サプレッションチェンバー等に堆積した 放射性物質の非破壊検知技術の開発

背景

サプレッションチェンバー(S/C)等を補修・止水するた めには、そこに堆積する放射性物質の状況を把握する必 要がありますが、その評価手法は確立されていません。ま た、これらの評価は非破壊測定が理想ですが、検知すべき 放射性物質の堆積が非破壊測定で評価できるか明らか ではありません。さらに、S/C等全域における堆積量まで 判断できる手法の確立が課題となっています。

目的

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

主な成果

1. 開発計画の策定

放射性物質の検知までに必要となる可能性のある開発・作業項目を抽出し(表1)、開発計画を策定しました。

2. 放射性物質の移動シナリオ

放射性物質のS/Cおよびトーラス室への移動シナリオを検討しました(表2)。その結果、許容量を上回る燃料デブ リが流入する可能性は低いと考えられるため、相対的に放射性物質が堆積する可能性が高いS/C底部およびサンド クッションドレン管排出口付近を測定すれば、許容量を上回る放射性物質が無いことを確認できます。

3. 止水材などへの放射性物質の影響評価

放射性物質が残存した場合の影響要因の中から、最も少ない堆積量で影響が懸念されるのは、止水材中の発熱に よりセメントが劣化する80℃に温度上昇する項目です。その際のウラン重量を保守的評価により算定しました。

4. 放射性物質の検知技術の開発

a- 放射性物質の核種組成と放射線分布評価

燃料由来核種(測定対象核種(Cm-244, Eu-154等)、バックグラウンド核種および遮蔽材核種)をORIGENコー ドにより評価しました。燃料由来核種と構造材との混在比率は、MAAPコードの解析結果を基に設定しています。 S/C、トーラス室の計算モデル(図1)は、S/C、トーラス室等の16分の1規模を模擬した3次元体系とし、S/C底部 周辺の中性子束及びγ線束を評価しました(図2)。

b- バックグランド放射線の評価

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

C- 放射性物質を検知する最適手法の選定

許容バックグラウンド量や感度等から最適な検出器としてB-10(中性子)、CdTe/LaBr₃(Ce)(γ線)を選定し、 a-およびb-の放射線場における応答を評価しました。

d-S/C内の堆積量の推定方法の検討

放射性物質の堆積可能性のある位置の周辺を測定して得られた測定値とa-の解析から設定した閾値の比較か ら、許容量を上回る放射性物質の有無を判断します。

今後の展開

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

| No. | 内容 | |
|-----|--------------|--|
| 1 | 測定システムの設計・製作 | |
| 2 | アクセス装置の設計・製作 | |
| 3 | 組み合せ性能試験 | |
| 4 | 穿孔装置の設計製作 | |
| 5 | 実証試験 | |
| 6 | 非破壊検知工事 | |

表1 開発·作業項目

開発計画の策定にあたり、放射性物質の検知までに必要 となる開発・作業項目を洗い出しました。

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

表2 相対的に可能性の高い放射性物質流入シナリオ



図2 S/C周辺の燃料由来放射線分布(1号機)

今回設定した燃料デブリを線源として、S/C底部の中性子束およびγ線束を評価しま した。その結果、バックグラウンド環境下(図3)においても、Cm-244(中性子)および Eu-154(γ線)は測定できることを確認しました。







Cs-137計算結果

図3 バックグラウンド(1号機)

滞留水におけるγ線バックグラウンド を評価した結果、トーラス室内の滞留 水部分の放射線量が高い(赤色領域: 10⁻⁷/cm²/source程度)ことを確認し ました。また、S/C内およびトーラス室 内のγ線束は、各々ほぼ均一であること を確認しました。

燃料デブリ・炉内構造物の取出技術の開発

背景

福島第一原子力発電所の原子炉圧力容器(RPV)およ び格納容器(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、放射線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

中長期ロードマップ(平成25年6月改訂)に基づく燃 料デブリ取出工法のモックアップ試験の開始(平成30年 頃計画)に向けて、具体的な研究開発を進めます。本事 業では、プラント毎の工法確定に向けた計画を策定し、 必要となる装置や要素試験の開発計画を立案します。 また、共通する技術の要素試験を実施し、平成27年度計 画へのインプットとします。

主な成果

1. 燃料デブリ・炉内構造物(以下「デブリ」)の取出技術を決定するための条件設定

デブリ取出工法の決定には、プラント毎の状況や関連する他プロジェクトから得られる情報を踏まえた検討が必要 です。そのため、どのような条件やプラント情報等があるのか、いつ明確化するのか整理しました。また、平成33年12 月からのデブリ取出開始に向けて、これらの情報が必要となる時期とその精度を明確化しました。

2. デブリ取出工法の確定に向けた計画の策定

デブリ取出工法の検討にあたり、PCVの水位とデブリへのアクセス方向から12種類に分類し、実用性が高いと考え られる代表3工法について課題の抽出と整理を行いました(図1)。

プラント毎にデブリ取出工法を採用する際の判断項目を示し、その対応状況について整理しました(表1)。

3. 既存技術の調査

技術カタログ*に加えて、TMI-2、セラフィールド、パクシュでの作業で使用された装置類の他、原子力以外の分野 (例:医療関係)を対象に、デブリ取り出しに適用可能な既存技術や実績のある技術を抽出しました。

4. 関連する要素技術や装置の開発計画等の策定

12シナリオ・工法に共通する技術課題について要素試験を実施しました。 ①デブリの回収を想定した切断評価試験 ②切断評価試験等に使用するためのデブリを想定した模擬試験体の試作 ③遠隔作業を想定したアクセス装置の位置制御特性評価試験 ④汚染拡大防止を目的とした隔離用シートの素材選定と取扱い試験(図2) ⑤高線量下での補助作業などを実施するための遠隔作業用アームの試作及び動作試験(図3)

また、上記の「2.デブリ取出工法の確定に向けた計画の策定」の中で抽出された課題に対する対応策を検討し、 開発計画を策定しました。

今後の展開

重要課題である遮蔽/汚染拡大防止および遠隔自動を中心に、下記の項目について技術開発を行い、平成28年度末 にデブリ取出工法(手順)案の提示を目指します。

(1)デブリ取出工法の方針決定に向けた条件設定

(2) 関連する要素技術や装置の開発計画等の策定

①既存技術の調査・検討

②関連する要素技術や装置の開発計画等の策定

③要素試験·技術開発

④実機適用性評価・モックアップ

(3) デブリ取出工法・システム・装置の検討



流蔽

除染

* 散防」

遮蔽

装置

臨界

遮蔽

搬出

装置

臨界

No

遮蔽体の気密機能 動線エリアの隔離

・遮蔽体の気密機能
 ・動線エリアの隔離

高厳体の気密機能

・動線エリアの隔離

|放性装置

1

·中性子吸:

図1 代表工法と課題抽出のイメージ









にまとめました。

な研究成果

補助事業



4 安全に係る設計方針の策定、安全設備の検討ならびに安全評価(事故想定、リスク評価)を実施する必要がある。

表1 燃料デブリの取り出しに向けた各作業ステップの重要課題と開発の進め方

燃料デブリ取出工法(代表3工法)に必要な作業工程を10ステップに分けて課題を抽出 しました。それらの課題解決に向けた方策を検討・整理し、今後の進め方について4項目

* 発電用原子炉等廃炉・安全技術開発費補助金事業に関連するプロジェクトにおいて、平成23年度に「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等

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して、最終処置の方法が決定する までの間は保管する計画です。そのため、燃料デブリの 収納・移送・保管に必要な技術を早期に確立しておく必 要があります。

目的

すでに確立している使用済燃料の輸送・貯蔵技術を ベースに、回収した燃料デブリを収めておく収納缶を開 発します。平成26年度は、福島第一原子力発電所向け の収納缶開発のための要求条件を整理して、収納缶設 計の考え方や基本的な構造等の設計コンセプトを導出 します。

主な成果

1. 燃料デブリ収納・移送・保管システムの検討

回収した燃料デブリの「収納・移送・保管」のシナリオとして、「収納」(上方からの冠水/非冠水、側面からの非冠水) →「移送」(湿式、乾式、半乾式)→「保管」(湿式、乾式、半乾式)のシナリオについて検討しました。その結果、いずれの シナリオも成立することを確認するとともに、個々のステップについて安全確保、作業の効率、実現性等の観点から メリットが見込まれるシナリオを選定しました(図1)。

2. 収納缶の設計コンセプトの設定

上記1.のシナリオで得られた各ステップの作業内容を検討した結果、燃料デブリの回収時は高放射線環境/狭隘 な場所での収納作業となるため、作業性に重点を置いて設計することが必要とわかりました。そのため、収納缶その ものの安全機能は最小限として、その周辺の機器や設備側で安全を担保する考え方としました。今後は周辺の機器や 設備側との調整を進めていきます(表1.表2.図2)。

3. 安全評価手法等の開発

収納缶の形状決定/成立性を確認するための評価手法を検討しました。基本的には使用済燃料輸送容器やプラン ト施設設計で用いられる手法を流用できますが、一部の安全評価では検証データの一層の拡充が必要となることが わかりました。また、燃料デブリ自体の特質(温度制限など)に依存する項目も多いことがわかりました(表3)。

4. 破損燃料の移送・保管に係る調査

上記1.~3.を実施するにあたり、米スリーマイルアイランド発電所2号機(TMI-2)の移送・保管にかかわる技術情 報を収集するとともに、同発電所の燃料デブリを保管している米アイダホ国立研究所(INL)を訪問して未臨界性評価 技術、乾燥技術、水素ガス対策技術の調査を行いました。

今後の展開

本年度の検討結果を踏まえ、基本設計を行ううえで課題となる事項の解決に向けて各解析・評価、要素試験等を行 い、収納缶の基本設計を行います。また、他のプロジェクトで得られた成果を収納・移送・保管シナリオ及び収納缶設計 に反映します。



図1 回収した燃料デブリの収納~移送~保管のシナリオ(一部) 朱書きは、安全確保、作業の効率、実現性等の観点からメリットが見込まれるシナリオの一例です。ただ し、燃料デブリの物性等は不明点も多く知見の充実で難易度やメリットも変化することが予想されるた め、技術開発としては技術要素の共通性を考慮して絞り込まずに進め、優先順位を見直していきます。

| 安全機能 | 収納缶の基本コンセプト | 関連する考慮事 | | |
|------|--|--|--|--|
| 除熱 | シンプルな自然放熱。 | キャスクのバスケット、施設内の語の温度環境担保について調整。 | | |
| 構造 | 未臨界形状維持等の最小限の安全機能 に特化して軽量化。 | 必要に応じて落下事故等でも収ま 加わらないよう緩衝体等を活用す | | |
| 遮へい | 遮へい機能を期待しないことで軽量化。 | 作業員被ばく等は周辺機器や設備 て調整。 | | |
| 閉じ込め | 遠隔でのふた閉め等の観点から密封構 造は不採用。 | 環境への放射性物質放出抑制は、移送容 蔵施設ではベント排気のフィルター処理 | | |
| 未臨界 | 孤立での未臨界を担うものとし、収容の 観点から可能な範囲で胴寸法を大型化。 | 収納缶の配列時の未臨界はラック ト等が担保することとで調整。 | | |
| 水素 | 触媒設置による水素量の低減やフィル ター等による水素放出機構を採用。 | 収納缶外の水素は、移送容器内の ることで検討。 | | |
| 材質 | 想定される環境に適合する材質/防錆機 構を適用。 | 材質/防錆機構を検討。なお、必要 る水質等の管理を実施することも | | |
| 火災防止 | 注水、または、不活性雰囲気(窒素等)で 防止 | 注水または不活性雰囲気のための することで調整。 | | |
| | | | | |

表1 収納缶の基本コンセプト

収納缶は燃料デブリの収納(→移送→仮保管)→移送→保管を通して使用できることを前提 に、作業環境を考慮して各ステップでの安全の考え方を整理し、合理的となる収納缶のコン セプトを設定しました。

| 課 | 題 | 今後の進め方 |
|------------------------|------------|--|
| パーツの 最適化 | フランジ 構造 | 遠隔でのふた閉め構造等、工事側と連携して設計を具体 化。 |
| | フィルター | フィルターを介して収納缶外部に放出される放射性物質 の量、収納缶の事故等での構造健全性を踏まえて選定。 |
| | ドレン | 遠隔での水抜き、燃料デブリ取出工事側と連携して設計 を具体化。 |
| 内部構造 | | 燃料デブリ形状、回収方法に適合した内部構造の具体 化。 |
| 寸法他 | | 安全評価を踏まえて各部寸法を決定。 |
| 材質 防錆機構等の検討を踏まえて材質を設計。 | | |

な研究成果 補助事業

空調等で収納缶周囲 納缶に大きな負荷が る等を調整。 備で抑制することとし 容器の気密性能の向上、貯 等で対応することで調整 ク、移送容器バスケッ)触媒や掃気で対応す 見に応じて、環境側とな 選択肢として調整。

Dガス供給設備を配備



図2 収納缶の基本コンセプト(一例)

表1のコンセプトを図案化した一例。構造 については工事での取扱性等に基づいて 見直しています。

| 安全評価項目 | 今後の進め方 |
|---|---|
| ①未臨界状態の維持 機能評価 | プール水等に混濁する核燃料物質の設定等、前提条件を 検討。 |
| ②構造強度の評価 | 想定事故等の前提条件の調整。収納缶の複雑部位は詳細 解析や落下試験で検証。 |
| ③材料の経年劣化の 評価(腐食を含む) | ステンレス、金属の組合わせによる防錆等について事例収集や 試験等に基づいて選定。 |
| ④水素ガス管理に 関する評価 | 試験等により水による吸収効果を精査。 触媒の再結合効果を評価。 |
| ⑤放射線の遮へい 機能の評価 | 特に課題なし。 |
| ⑥崩壊熱の除熱機能の評価 | 他プロジェクト等と連携して燃料デブリの温度制限等へ最新 知見を反映。 |
| ⑦閉じ込め性能の評価 | 他プロジェクト等と連携して燃料デブリから放出される放射 能量等へ最新知見を反映。 |
| 表3 移送・保管にか | かわる安全評価の進め方(一部) |

原子炉圧力容器/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 力発電所の原子炉圧力容器(RPV)や格納容器(PCV) は、高温となったことや海水の流入、燃料デブリの落下 等の影響により、材料の劣化が懸念されています。炉心 から燃料デブリを取り出すまでの間、長期にわたって PCV/RPVの構造健全性を維持するための方策が必要 です。

目的

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

主な成果

1. PCV/RPVの耐震健全性を踏まえた冠水工法の成立性評価

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

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

事故後の原子炉建屋、PCV/RPVの状態や建屋補修工法、燃料デブリ取出工法などを踏まえ、地震応答解析にお けるモデルの変更の有無、重量の変更の有無などを整理し、プラントの状態と地震応答解析におけるパラメータの 関係性をまとめました。今後、地震荷重変動係数の算定やその組合せ方法の検討を行い、簡易評価法の開発を進めて いきます。

3. 腐食抑制策の開発

本事業においてこれまでに抽出された防錆剤候補(タングステン酸ナトリウム、五ホウ酸ナトリウムなど)に、新たに リン酸塩(亜鉛混合リン酸塩、亜鉛/モリブデン酸ナトリウム混合リン酸塩)、メタバナジン酸ナトリウムを候補として 選定し、放射線照射下での防錆効果を含む確認試験を開始しました(表2)。有効な防錆剤を選定したうえで、放射線分 解による悪影響や水処理設備の機能上への悪影響など、副次的な影響が無いか評価していきます。

4. 長期の腐食減肉量の予測の高度化

腐食減肉量予測モデル構築のため、長時間(10.000時間目標)の腐食試験を開始しました(図1)。ここで得られた 腐食試験データをもとに、腐食減肉量予測モデル式を構築し、燃料デブリ取り出しまでのPCV/RPVの腐食減肉量を 算定し、耐震強度評価へ反映していきます。

5. ペデスタルの侵食影響評価

高温加熱・水中暴露条件下でのコンクリートや鉄筋の材料基礎試験、実機RPVペデスタルの厚さ模擬ブロック試験 や縮小模型による耐力評価試験実施のための試験体を製作しました。RPVペデスタルの検討フロー(図2)に従って 試験・解析を実施し、RPVペデスタルの健全性評価を行います。

今後の展開

腐食抑制策の開発を加速するとともに、本事業で開発する耐震強度の簡易評価手法を随時活用していきます。 また今後、気中-横アクセス工法に相当する評価モデルの検討やホウ酸注入が機器の長期健全性に及ぼす影響を 適切に評価していきます。



| 防结剂 | タングステン酸 | モリプテン酸 | 五木ウ酸 | |
|-----------------------|---------------|---------------|---------------|---|
| NJSH AS | ナトリウム | ナトリウム | ナトリウム | |
| 防錆効果確 認試験実績 | 平成25年度 実施済 | 平成25年度 実施済 | 平成25年度 実施済 | |
| 防食皮膜の 種類 | 酸化皮膜型 | 酸化皮膜型 | 酸化皮膜型 | i |
| 防錆効果 発現に必要 な投入量 | 中 | × | × | |

表2 防錆剤の選定結果



| | _ |
|--|----------------------------|
| ① 円柱試験体に よる高温加熱・ 暖露試験 (コンクリート構成剤) | 2 0 0 2 0 2 |
| | |
| | |
| (3) | RPV |

図1 長時間腐食試験の状況

図2 RPVペデスタルの検討フロー





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、モニ タリング技術、臨界防止技術の開発が必要です。

目的

燃料デブリ取り出しに向けて、工程ごとの再臨界防止 とともに、一般公衆・作業者の過度な被ばくを防止する 臨界管理手法を開発します。平成26年度は原子炉格納 容器(PCV)の水張り工程の臨界管理方法を開発すると ともに、中性子吸収材や燃料デブリ再臨界検知モニタリ ングなどの技術を開発します。

主な成果

1. 臨界評価

PCVの水張りから燃料デブリ取り出しまでの各工程の臨界シナリオについて、炉内状況の最新の知見等を反映しました。また、CRD配管に付着した燃料デブリの臨界評価を追加して、部位ごとの臨界リスク、例えば圧力容器(RPV)下部ヘッドの燃料デブリや炉心内残存燃料の水没に伴う影響等を評価しました。

この評価をもとにPCV水張り時の臨界管理方法を検討した結果、臨界の防止には、五ホウ酸ナトリウム等の「溶解 性中性子吸収材」を用いる場合に必要なボロン濃度が約12,000ppmとなることを確認しました。ただし、これは燃料 デブリ中のU₂₃₅濃縮度を集合体の平均値より大きい約4.0wt%と設定した場合であり、燃料の燃焼効果やガドリニア 等の中性子吸収物質の効果を考慮すれば、必要濃度はさらに低下する見通しです。

また、万一、臨界が生じた場合でも、しっかりとモニターしながら水張りの速度を管理すれば総核分裂数を目標範囲 に抑制できる見通しを得ました(図1)。

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」の実機への適用性を確認しました。具体的には、早期の検知に向けて、核分裂で生じるFP核種の収率の違いを利用した未臨界度推定アルゴリズムを検討しました。

また、燃料デブリ取り出し位置の近傍に検出器を配置して、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」の開発に着手しました。臨界近接検知手法の候補を抽出して適用性を評価(表1)したほか、システム検証のための 試験方法について検討を行いました。

3. 臨界防止技術

「非溶解性中性子吸収材」の開発を進めています。これは、燃料デブリへのアクセスが可能となった際に、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。前年度に選定した候補材に対して放 射線照射試験を実施し、溶出特性等の耐放射線性能(図2)から候補材を選定しました。また、新たに考案された候補 材(水中硬化樹脂/Gd₂O₃)の基礎物性による適用性評価を実施し、「非溶解性中性子吸収材」の適用工法について、 必要とされる機能と投入経路等を検討しました。

「溶解性中性子吸収材」は、PCVの水張りからデブリ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 RPV/PCVの健全性への影響を確認するため、"ホウ酸+pH調整剤"および"五ホウ酸ナトリウム"を用いた腐食試験を 行いました。その結果、臨界の抑制に必要な濃度において有意な腐食は認められず(図3)、投入設備の概略評価等課 題検討の結果と合わせて、PCV水張り時の臨界防止に適用可能であることを確認しました。

今後の展開

本年度に検討したPCV水張り時の臨界管理方法について、最新の知見(デブリの位置など)を反映して精緻化を 図るとともに、燃料デブリ取り出しの気中および冠水等の複数工法を勘案しつつ臨界管理方法の開発を行っていきま す。これに適用する「炉内臨界近接検知システム」について実証試験で成立性を確認します。また、「非溶解性中性子吸 収材」について、核的特性確認により候補材の採取選定を行うとともに適用方法を検討します。これらの技術は、安全 かつ効率的な燃料取り出し方法の選定に向けて活用していく計画です。

1000 暫定目標値 900 800 700 14m3/t 600 ■7m3/h 500 = 3.5m3/h 400 = 1.7m3/h 300 200 100 1.0E+15 1.0E+16 1.0E+17 1.0E+18 1.0E+19 1.0E+20 総核分裂数

図1 PCV水張り時の臨界事故を想定した総核分裂数の評価

臨界到達から検知、抑制操作の間の挙動を模擬した計算により、被ば く量に影響を与える総核分裂数を評価しています。不明な条件をパ ラメータとして頻度分布を求めました。水張り速度を制限することで (青→紫の分布)、総核分裂数を被ばく量を許容範囲とすることが 可能な10¹⁹回未満に抑制可能です。





図2 非溶解性吸収材溶出試験結果例 前年度の基礎的物性確認により選定された候補材について、放射線 照射下での特性による選定を実施しました。

| 検知手法 | 特徴 | 適用性 |
|--|---|--|
| 中性子源 増倍法 | ・外部中性子源を用いる アクティブな方法。 ・中性子計数率の強度に 基づき中性子増倍率を 推定する。 | デブリに対する検出 効率を評価すること が課題 |
| Feynman α法 | ・外部中性子源を不要とす るパッシブな方法。 ・中性子信号のゆらぎ(ノ イズ)の統計量に基づき中 性子増倍率を推定する。 | 中性子増倍率0.7以 上の浅い未臨界に適 用可能。 |
| Time Interval Distribution (TID) 法 | ・外部中性子源を不要とするパッシブな方法。 ・中性子信号のゆらぎ(ノ イズ)の統計量に基づき中 性子増倍率を推定する。 | 予備検討によって自発 核分裂と増倍核分裂 を区別する見通しを得 た。次ステップとして 中性子増倍率推定の 詳細検討が必要。 |

表1 臨界近接検知手法候補

従来から実績のある手法を中心に、燃料デブリ取り出し時の条件で 適用性を検討し、候補を選定しました。今後、気中および冠水など複 数工法への適用性や実証試験での成立性の確認により選定します。



図3 溶解性吸収材腐食試験結果例

写真は、五村酸ナトリウム10,000ppm、被膜なし母材500時間試験の結果。安定な不動態が形成され、有意な腐食は見られないことを確認しました。ホウ酸+pH調整剤や、防錆剤の有無など条件を変えても同様に腐食はありませんでした。

燃料デブリ性状把握・処置技術の開発

背景

燃料デブリを取り出すための装置や治具、収納・保管 容器等を開発・設計・製作するためには、その基礎データ となる燃料デブリの硬さなどの機械的性質や熱物性、化 学的安定性、含水特性等の特性を、十分に把握しておく 必要があります。

目的

燃料デブリ取出工法の検討、取り出し機器・装置の 開発や収納・移送・保管技術の開発など、他のプロジェク トの検討に必要となるデータ・情報を取得・共有すること を目的に、模擬デブリを用いた試験・分析等を実施し、 燃料デブリの性状を推定します。

主な成果

1. 模擬デブリを用いた特性の把握

a- デブリ特性データの把握

正方晶系および単斜晶系ならびにZrO2安定化剤として働く不純物を含む(U,Zr)O2を作製し、その機械的性 質として硬さ、弾性率や破壊じん性を測定・評価し、酸化物系燃料デブリの特性データを拡充しました。同様に、 Fe₂(Zr.U)を作製して金属系特性データの評価にも着手しました。また、特性が異なる複数のコールド材料の穿孔 試験を行い、穿孔性能に各物性が与える影響を明らかにしました。

さらに、U-Zr-O系酸化物のうち高次の酸化物が生じる条件下でのU-Zr-O系の相関係を実験的に調査し、Uの化 学形を予測するためのデータを拡充しました。アーク溶解および集光加熱(図1)の2種類の溶融方法を用いてコン クリートとの反応に関する基礎データを取得しました。冷却水中への長期間の浸漬によって発生する微細デブリの 性状データを取得しました。加えて、酸化物溶融固化デブリを作製し、溶融過程を経ることによるデブリ特性に及ぼ す影響を明らかにしました。Gd含有燃料からの生成デブリを想定した系や構造材(Fe)との複合系等物性データを 測定しました。

溶融炉心・コンクリート反応(MCCI)の生成物に関する国際協力として、フランス原子力・代替エネルギー庁 (CEA)で保管されている過去のMCCI試験生成物(図2)を用いて、その化学成分や硬さなど性状データの取得に 着手しました。また、カザフスタン国立原子力研究所(NNC)でUO2を用いた金属/セラミックス溶融固化体を作製 し(図3)、金属/セラミックスの境界部形態等に関する知見を得ました。

b- TMI-2デブリとの比較

スリーマイル島原子力発電所2号機(TMI-2)事故における燃料デブリの特性を把握し、上記の「a-デブリ特性 データの把握」で得られたデータと比較・検討するため、日本原子力研究開発機構(JAEA)が保管するTMI-2デブリ のうち3種類のサンプルを用いて、試料の加工、金相観察を行い(図4)、ビッカース硬度を測定しました。また、実デ ブリサンプルを用いた性状分析の具体的手法を確立するため、アルカリ溶融法を適用し分析を行いました。さらに 将来の実デブリサンプル分析に対して既存施設が有効に活用されることを想定し、TMI-2デブリを例とした輸送検 討を実施しました。

2. 燃料デブリ処置技術の開発

燃料デブリの収納・移送・保管の技術開発を担当するプロジェクトとの情報共有を行い、今後の技術開発ニーズを 踏まえた研究開発計画を策定しました。また、安全性の観点から問題となる水素発生評価に必要な含水・乾燥特性 データに関して、多孔質セラミックを用いた試験を行い、乾燥特性に影響を与える因子を整理しました。さらに、UO2、 ZrO₂およびPuO₂からなるMOX燃料の模擬デブリを調製し、酸化還元挙動評価および酸化還元中の性状変化を 実験的に評価しました。

今後の展開

福島第一原子力発電所特有の反応も考慮した燃料デブリの機械的性質等について、模擬デブリを用いて評価すると ともに、フランスCEAとのMCCI生成物の特性評価に関する国際協力やUO2含有溶融固化体を作製するカザフスタン NNCとの協力を継続し、平成27年度末までに燃料デブリ性状データに関するとりまとめを行います。

処置技術の開発においては、平成26年度に策定した計画に基づき収納・保管技術開発に必要な含水・乾燥特性等の 評価を実施します。

模擬コリウム(この場合は、Zr+SUS成形体)



図1 集光加熱による模擬MCCI生成物調製の様子

コンクリート片の上に模擬コリウム(写真はZr+SUS成形体)のディス クを置き、集光加熱装置によりディスクのみを加熱することで、模擬 コリウムのみを溶融させて小規模なMCCIの模擬を試みました。こ の方法により福島第一原子力発電所事故で想定されるMCCIの非均 質な部分の特性に着目した性状データを取得しました。





補助事業



図2 フランスCEAにおけるMCCI試験生成物のサンプル選定

フランスCEAが所有する過去のMCCI試験生成物から、福島第一原 子力発電所事故のコンクリート成分や燃料/構造材比率に比較的近 い条件と考えられるキャンペーンを選定し、その試験生成物から、5 つのサンプルを採取し、化学組成分析および硬さ試験に供しました。 これにより、短期間で大まかなMCCI生成物の性状を予測するため のデータを取得しました。

図3 カザフスタンNNCにおける金属/セラミックス溶融 固化体の作製結果

カザフスタンNNCとの協力により、数10kgオーダーの UO2 + Zr + B4Cを加熱溶融し、炉内構成材料のステンレ ス鋼を配置した受皿に落下させ、大型模擬デブリを作製し ました。表面粉状デブリを取り除いた結果、金属/セラミッ クス混合溶融固化体が確認され(図3(2))、金属/セラミッ クスの混合状態や境界部形態と物性に関する知見を得まし t-



図4 TMI-2デブリの切断作業と切断粉のSEM/EPMA 観察結果

JAEA内にて保管されていたTMI-2デブリについて、硬さ 試験や分析前処理試験に供するための前処理(切断作業) の様子(左上)とTMI-2デブリの例としてクラスト部のもの の写真(左下)。外観観察および切断粉についてのSEM観 察およびEPMA分析結果(右)によると、クラスト部から採取 されたデブリはUとZrからなる酸化物が主な材料であると 確認できました。

実デブリ性状分析

背景

実デブリの性状を把握することは、炉心内部の状況把 握、安定管理、取出し・保管作業等を安全・着実に進める ために不可欠です。有用な情報を遅滞なく提供していく ためには、多種多様な性状の物質にも対応できるように 分析の前処理技術や廃液処理技術を含めた分析関連技 術を事前に整備しておく必要があります。

目的

将来、実際に取り出された実デブリを分析して、他の プロジェクトに展開・活用するための物性値を取得する ことが目的です。実デブリの分析全体フローの検討、分 析・測定技術の開発計画の策定、個別の分析・測定技術 の開発等を行い、実デブリの分析が実施できるように 準備します。

主な成果

1. 燃料デブリの分析・測定技術の開発計画の策定

他プロジェクトからのニーズに沿って分析項目、実デブリの分析全体フローを検討し、技術課題を抽出しました。 分析項目には形状観察等の基礎分析、組成評価のための元素・核種定量分析、機械的・熱的物性測定等を選定して います(図1)。主な技術課題としては、デブリの溶解手順の確立、定量分析における融剤成分の影響、試験測定方法の 具体化等が挙げられ、それらの技術課題を整理し今後の開発計画を策定しました。

2. 分析・測定技術の開発

a- 融解法等を用いた溶解方法の開発

燃料デブリ試料の元素分析のため、前処理方法として溶解法の検討を進めています。燃料デブリは、被覆管の Zrや炉内構造物の材料が混合していることに加えて、コンクリートと高温で反応したMCCI生成物も存在している と考えられ、非常に難溶性のものであると推定されています。そこで、難溶解性試料の溶解法として知られている 「アルカリ融解法」によって、過酸化ナトリウムを用いることで模擬デブリを硝酸に完全に溶解できることを確認しま した(図2)。

b- 化学形態分析方法の検討

実デブリ中の組成(化学形態含む)を調査するため、想定される成分で模擬固化体を作製し、SEM/WDX等の固 体分析方法による定量分析方法を検討しました。定量分析方法は、SEM/WDXの反射電子像で組成面積割合を 測定し、スポット分析等で化学形態を特定する方法としました(図3)。U+UO2模擬固化体の試験では、粉末X線回折 による定量結果(リートベルト解析)とほぼ同等の結果が得られました。

C- 実デブリ分析装置の整備

高線量の実デブリはセル内での取り扱いが必要です。実デブリの分析に向けて、分析装置(SEM/EDX/WDX) とセルの構成、セルの仕様および必要な装置の改造について検討しました。安全性、操作性等の観点から装置全体を セル内に設置する必要があるため、装置の保守作業を考慮すると幅2.5m×奥行き2.8m×高さ2.8mのセル寸法が 必要です。装置の改造については、操作性やデブリ放射線の影響低減、メンテナンス性等を考慮して必要な改造箇所 と内容を明らかにしました(図4)。

3. 廃棄物として適切に処理・処分するために必要な性状分析の検討

福島第一原子力発電所で生成された燃料デブリは、炉内構造物等との混合体であるため、取り出しの際に適切に分 析・分類できれば、その後の保管工程および保管場所を合理化できます。そのため「核物質管理」「保管の合理化」 「処分時安全性」の3つの観点から分類を検討しました。また、核物質測定についての仕分け手法案(図5)を検討し、ア クティブ中性子法装置の仕分け性能(検出下限)を解析的に検討しました。

今後の展開

技術課題として抽出した燃料デブリの溶解手順の確立、定量分析における融剤成分の影響等の技術を開発し、 燃料デブリ分析の全体フローに反映していきます。また、他プロジェクトと連携を密にして必要な物性値や項目をより 明確化するとともに、物性値を適切に取得可能な試験方法、分析評価方法を検討します。さらに、早期の分析に備え て、分析用燃料デブリの輸送容器等について検討します。



図1 実デブリ分析全体フロー案(概略)

実デブリ分析を効率的に実施するために検討した分析全体フロー案 (概略)。構成成分が未知であるデブリを非破壊測定により、おおよそ 把握し、分析計画を作成するフローとしました。



スポット分析などにより同定----

図3 SEM/WDX反射電子像画像解析結果と諧調分布 模擬固化体(U+UO2)のSEM/WDXにより得られた反射電子画像の諧調分布により、相毎の割合を測定しま した。相の化学形態の同定はSEM/WDXのスポット分析等により行いました。



必要な改造箇所と内容は以下のとおりでした。

・試料導入部(箇所B)のストローク延長

・対物絞り(箇所A)の自動化

・EDX(箇所C)の駆動装置追加

・WDX(箇所D)の遮蔽体設置

・制御装置(箇所E)の遮蔽体設置





図2 デブリ溶解試験状況

アルカリ融解時の電気炉取出し直後の状況。過酸化ナトリウムと模 擬デブリを850℃に保持して反応させ、放冷後に濃硝酸に溶解しまし た。溶解液には固形物は認められず、完全に溶解したことを確認しま Lit-

図5 核物質含有の有無に係わる仕分け手法案

パッシブ中性子法により有意量の中性子が計数された場合には核燃料含有と仕 分けし、有意量以下の場合、アクティブ中性子法を適用します。有意量の核分裂中 性子を検知した場合、核燃料含有と仕分けします。検知されなかった場合、核燃料 含有の可能性が低いと判断します。

重点課題3-放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発 事故廃棄物処理・処分技術の開発

背景

福島第一原子力発電所の事故により発生した事故廃 棄物は、燃料に由来した放射性核種を含んでいること、 海水成分を含む可能性があること、高線量であり汚染の レベルも多岐にわたりその物量も大きいことなど、従来 の原子力発電所で発生する放射性廃棄物とは異なる特 徴があります。

目的

廃棄物の分析や解析的手法にもとづくインベントリ評 価などによる性状把握、処理・処分まで安定して管理す るための長期保管方策の検討、処理・廃棄体化技術に関 する調査や基礎試験、既存の処分概念や安全評価手法 の特性の調査・整理により、事故廃棄物の安全な処理・ 処分技術の開発を行います。

主な成果

1. 事故廃棄物の性状把握

さまざまな事故廃棄物を分析して放射能量を求めています。汚染水、植物、瓦礫(図1)等の分析を行い、立木の分 析については、137Csや90Srとともに、3H(トリチウム)や14Cなどを検出し、これらの発電所内での分布を明らかにしまし た(図2)。また、低い濃度での分析が難しい核種を対象とした分析方法の開発、水処理二次廃棄物の特性データ(Cs 吸着のためのゼオライトなど)の収集、現在は分析が難しい廃棄物の放射能量(インベントリ)の評価を進めました。

2. 事故廃棄物の長期保管方策の検討

汚染水からセシウムを分離・回収したセシウム吸着塔の長期保管に関して、塔内部の状態を把握するために4分の1 規模での模擬試験を行いました(図3)。その結果、Csを吸着して発熱する部分に、塩素を含む不溶性成分が移動する ことが観察されました。この知見をもとに、内部状態の時間的な変化を計算して推定しました。また、吸着塔材料の腐 食条件を実験により求めました。

多核種除去設備から発生する水酸化鉄および炭酸塩スラリーを安定化するため、実規模試験装置等を用いてスラ リーを脱水・乾燥する試験を行いました。また、放射線照射による安定化物からの水素ガス発生量を評価しました。

3.事故廃棄物の処理に関する検討

廃棄体化処理技術の第一次絞込みに向けて、基礎試験および技術カタログの作成を実施しました。多核種除去設 備から発生するスラリーや廃吸着材などを対象に、種々の固型化材を用いた固化試験を実施し、硬化過程や廃棄体の 特性を調べました。また、樹脂系吸着材などの減容処理試験および高温処理における放射性物質の気相への移行試 験を行いました。既存の廃棄体化処理技術の技術概要、適用廃棄物、プロセスフロー、処理能力、技術成熟度などの 情報を技術力タログ(図4)に整備するとともに、第一次候補技術の絞込みに向けて、技術要件の整理を開始しました。

4. 事故廃棄物の処分に関する検討

既存の処分概念やその安全評価手法(シナリオ、モデル、パラメータ)の調査を踏まえ、それらの基本的考え方や特 性を整理しました。また、既存の処分概念を事故廃棄物に適用することを想定し、事故廃棄物の特徴を考慮した安全 評価手法を暫定的に設定しました。

さらに、想定したシナリオに対して解析ケースを設定し、廃棄物ごとに安全性に関する試算を行うとともに、パラ メータ変動の影響を把握するための感度解析を実施し、処分区分の検討に資する情報、処分の安全性に影響を及ぼ す重要核種に関する情報などを抽出しました。

5. 研究開発の前提の検討

事故廃棄物を性状、汚染履歴などを考慮して分類するとともに、分類ごとに、処分を安全に成立させる可能性のあ る保管、処理、処分するまでの一連の取り扱い(廃棄物ストリーム)例についてフローを作成しました(図5)。また、その 検討に必要な情報項目(発生量、放射能濃度、保管状況など)も合わせて整備しました。関連して取得した水分析結果 のデータについては、平成25年度版水分析結果データベース(JAEA-Data/Code 2014-016)として公開しました。 また、情報を管理するためのツール開発に向けて、処理・処分技術開発の主要作業と情報項目間の関係を整理しまし t-



図1 原子炉建屋の内外で採取された瓦礫や植物(伐採木、立木)に 検出された90Srと137Cs濃度の関係



図3 セシウム吸着塔内部の状態を知るための模擬試験 左:ゼオライトを充填したアクリル製カラム、右:加熱により乾 燥したゼオライト(白っぽい部分)

1284

22423

704370-\$54 85488



今後の展開

事故廃棄物の性状把握については、分析を継続するとともに解析的な手法を用いたインベントリ評価を検討してい きます。長期保管方策の検討では、多核種除去設備のスラリー安定化に関して工学試験などにより全体システムを評 価します。処理に関する検討では、処理・廃棄体化に係るデータ取得を進めます。処分に関する検討では、既存の評価 手法を見直し、事故廃棄物の区分評価と課題提示を行います。研究開発の前提条件の検討では、廃棄物ストリーム候 補や事故廃棄物情報などの整備を継続します。

な研究成果

補助事業







その他―情報―覧

原子炉建屋内汚染サンプルの分析

背景

原子炉建屋内を遠隔で除染する装置を開発するため には、1~3号機の原子炉建屋内の汚染状況の詳細デー タが不可欠です。各原子炉建屋内の汚染サンプルの分 析による汚染状況の把握と基礎データの取得が求めら れています。

目的

原子炉建屋内(1~2号機)の極めて高線量の場所から 採取した汚染サンプルを分析して、放射性物質の種類や 分布状況(特に水蒸気環境に晒されたコンクリート内部 への浸透状態)を詳細に把握します。遠隔除染装置の開 発や除染作業計画の策定に資する基礎データの拡充を 図ります。

主な成果

1.2号機オペフロの汚染サンプル分析結果

ウェルプラグ中央部のサンプルでは、床を覆う養生シートの表面に、137Cs等の放射性物質の固着性汚染 2.6×10⁶Bg/cm²があり、同様に床のエポキシ塗膜表面にも固着性汚染1.4×10²Bg/cm²がみられました。薄いエポ キシ塗膜の表層に劣化の兆候がみられましたが、エポキシ塗膜及びコンクリートの内部へは浸透汚染がなく、エポキ シ塗膜がコンクリート内部への浸透汚染を抑制していたことを確認しました(図1)。ウェルプラグ上方の天井(デッキ プレート)には、表面に重ね塗りされたごく薄い塗膜に固着性汚染1.0×104Bg/cm2があり、切断試験片を調整して簡 易除染試験を行い、除染手法の効果等を確認しました。

2.1号機1階南側の汚染サンプル分析結果

X6ペネと配管の間で採取したサンプルでは、床のエポキシ塗膜表面に固着汚染1.4×102Bg/cm2がみられました が、内部への浸透汚染はありませんでした。AC配管根元の水跡近傍で採取したサンプルでは、床のエポキシ塗膜表 面で2.7×10²Bg/cm²の固着性汚染がみられました。塗膜内部への浸透はありませんでしたが、塗膜の一部にクラッ クが生じていた部分では、下層のコンクリートにおいて1.7×10²Bg/cm²程度の浸透汚染がみられました。これは、 ¹³⁷Cs等を含む水分がエポキシ塗膜のクラックを通過して、コンクリート内部へ浸透したものと推定しました。

今後の展開

本研究開発によって得られた各号機の汚染状況の基礎データを、今後は1号機1階南側、2号機オペフロにおける 除染技術の選定、遠隔除染装置の改良などの他プロジェクトへの活用や実際の除染作業計画に反映する予定です。



図1汚染サンプルのイメージングプレート測定結果 (2号機オペフロ:ウェル上部の床)

サンプルの表面および縦断面のイメージングプレー ト測定により、エポキシ塗膜表面に固着性汚染がみ られましたが、コンクリート内部への浸透汚染はあり ませんでした。(塗膜剥離およびコンタミは、試料採 取時のものと推定)。

平成26年度主な研究成果の発表・公表一覧

| No. | 発表・公表先 | 時 | 期 | |
|-----|------------------------------------|-------|--------|-------------------|
| 1 | 日本原子力学会 | 平成26年 | 7月 4日 | 使用済燃料フ |
| 2 | 日本保全学会 | 平成26年 | 7月24日 | 福島第一発電 コアサンプリ! |
| 3 | 日本原子力学会 | 平成26年 | 8月22日 | 燃料デブリ臨 |
| 4 | 日本原子力学会 | 平成26年 | 8月22日 | 使用済燃料フ |
| 5 | 日本原子力学会 | 平成26年 | 8月22日 | 原子炉建屋内 線量調査結果 |
| 6 | 日本原子力学会 | 平成26年 | 8月22日 | 原子炉建屋内 |
| 7 | 日本原子力学会 | 平成26年 | 8月22日 | ガンマ線照射 |
| 8 | 日本原子力学会 | 平成26年 | 9月 8日 | 過酷事故解析 |
| 9 | 日本原子力学会 | 平成26年 | 9月 8日 | 過酷事故解析 |
| 10 | 日本原子力学会 | 平成26年 | 9月 8日 | 過酷事故解析 |
| 11 | 日本原子力学会 | 平成26年 | 9月 8日 | 過酷事故解析 |
| 12 | 日本原子力学会 | 平成26年 | 9月 8日 | 原子炉建屋内 |
| 13 | WRFPM2014 | 平成26年 | 9月14日 | 使用済燃料フ |
| 14 | WRFPM2014 | 平成26年 | 9月14日 | 燃料デブリ臨 |
| 15 | 第9回高崎量子応用研究 シンポジウム | 平成26年 | 10月 9日 | 福島第一原子 無機固化試料 |
| 16 | NuMAT2014 | 平成26年 | 10月27日 | 過酷事故解析 |
| 17 | ICMST-Kobe2014 | 平成26年 | 11月 2日 | 原子炉建屋内 |
| 18 | ICMST-Kobe2014 | 平成26年 | 11月 2日 | 福島第一原子 インベントリ |
| 19 | 第5回レーザー共同研究所 成果報告会 | 平成26年 | 11月20日 | 燃料デブリ性 |
| 20 | 腐食防食学会 | 平成26年 | 11月26日 | 圧力容器/格 |
| 21 | 原子力機構報告会 | 平成26年 | 11月27日 | 福島第一原子 |
| 22 | 平成26年度放射性廃棄物管理 専門研究会 | 平成26年 | 11月28日 | 事故廃棄物処 |
| 23 | 東電福島第一原発での放射線被ばく 管理等に関するワークショップ | 平成26年 | 12月11日 | 原子炉建屋内 |
| 24 | 第1回東京大学人材育成セミナー | 平成26年 | 12月11日 | 事故廃棄物の |
| 25 | 日本原子力研究開発機構 平成26年度福島研究開発部門成果報告会 | 平成27年 | 2月12日 | 燃料デブリ性 処分に関する |
| 26 | IAEA主催の国際専門家会合 | 平成27年 | 2月19日 | 燃料とB4C制 詳細調査につ |
| 27 | アイダホ国立研究所(INL)との ワークショップ | 平成27年 | 3月 2日 | 燃料デブリ収 |
| 28 | 日本原子力学会 | 平成27年 | 3月20日 | 原子炉建屋内 |
| 29 | 日本原子力学会 | 平成27年 | 3月20日 | 福島第一原子 |

自社研究

| 内 | 容 |
|---|---|
|---|---|

プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価

電所にて実証した遠隔除染技術(MEISTeRによるブラスト・吸引除染、 ング)について

家管理技術の開発

プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価

內の遠隔除染技術の開発(1号機1階南側エリアおよび2号機オペフロの

りの遠隔除染技術の開発(高圧水ジェット除染)

†下における希釈海水を含むゼオライト中ステンレス鋼の局部腐食挙動

fコードを活用した炉内状況把握(改良版MAAP5)

fコードを活用した炉内状況把握(鋳造シミュレーション解析コード)

Fコードを活用した炉内状況把握(SAMPSONコード)

所コードを活用した炉内状況把握(MAAP高度化)

りの遠隔除染技術の開発

プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価

評管理技術の開発

子力発電所の汚染水処理から発生したスラッジを対象とした

斗の耐放射線性の評価

fコードを活用した炉内状況把握

りの遠隔除染技術の開発

子力発電所の水処理装置から発生した廃棄物中の¹³⁷Csの放射能 」評価

状把握・処理技術の開発,事故廃棄物処理・処分技術の開発

各納容器の健全性評価技術の開発

子力発電所の廃止措置技術に係る原子力機構の取り組み

L理・処分技術の開発

内の遠隔除染技術の開発

D処理処分に向けた放射能分析

状把握、損傷燃料の処理方法の検討、炉内状況把握及び廃棄物処理・

成果

御棒材料の溶融固化による模擬燃料デブリの作製および生成相の ついて

、納・移送・保管技術の開発

りの遠隔除染技術の開発

子力発電所の汚染水処理及びそこから発生する廃棄物の現状について

平成26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 | 平成27年 3月20 | 日 模擬MCCI生成物の調製と性状評価(アーク溶解による溶融固化試料中の生成相と微小硬さ) |
| 31 | 日本原子力学会 | 平成27年 3月20 | 目 模擬MCCI生成物の調製と性状評価(コンクリートとの界面付近の性状) |
| 32 | 日本原子力学会 | 平成27年 3月20 | 日 福島第一原子力発電所破損燃料の溶解法の検討(TMI-2デブリの溶解試験) |
| 33 | 日本原子力学会 | 平成27年 3月20 | 日 再処理機器の腐食に及ぼす海水成分の影響評価 |
| 34 | 日本原子力学会 | 平成27年 3月20 | 日 原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発(1号機1階南側床コンクリートサンプル分析) |
| 35 | 日本原子力学会 | 平成27年 3月20 | 日 福島第一原子力発電所構内で採取した立木に対する放射化学分析 |
| 36 | 日本原子力学会 | 平成27年 3月20 | 日 福島第一事故廃棄物のインベントリ評価手法の開発 |
| 37 | 日本原子力学会 | 平成27年 3月20 | 日 廃ゼオライトの長期保管方策の検討 |
| 38 | 日本原子力学会 | 平成27年 3月20 | 日 汚染水処理二次廃棄物の現状と処理処分に向けた取り組み |

主な研究設備・装置一覧

| No. | プロジェクト名 | 名 称 |
|-----|-------------------------------|----------------------|
| 1 | 使用済燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価 | 超純水製造装置 |
| 2 | 使用済燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価 | マルチ水質計 |
| 3 | 使用済燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価 | 自動滴定装置 |
| 4 | 使用済燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価 | 分光光度計 |
| 5 | 使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討 | 減圧式浸漬腐食試験装置 |
| 6 | 原子炉格納容器内部調査技術の開発 | ペデスタル内調査装置 |
| 7 | 原子炉格納容器内部調査技術の開発 | X-6ペネ穴あけ装置 |
| 8 | 原子炉格納容器内部調査技術の開発 | ペネ内ケーブル撤去装置 |
| 9 | 原子炉格納容器内部調査技術の開発 | 堆積物除去装置 |
| 10 | 原子炉格納容器内部調査技術の開発 | 代替遮へい体 |
| 11 | 原子炉格納容器内部調査技術の開発 | ペデスタル内事前確認装置 |
| 12 | 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 |
| 13 | 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 |
| 14 | 原子炉格納容器内部調査技術の開発 | ペデスタル外形状変化型調査装置 |
| 15 | 原子炉格納容器内部調査技術の開発 | ペデスタル外調査装置用飛散防止設備 |
| 16 | 原子炉格納容器内部調査技術の開発 | 燃料デブリ形状計測装置 |
| 17 | 原子炉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 |
| 18 | 原子炉内燃料デブリ検知技術の開発 | 1F向け散乱法用ミュオン軌跡検出システム |
| 19 | 燃料デブリ・炉内構造物の取出技術の開発 | 汚染拡大防止シート評価設備 |
| 20 | 燃料デブリ・炉内構造物の取出技術の開発 | 遠隔作業用アーム(筋肉ロボット) |
| 21 | 燃料デブリ性状把握・処置技術の開発 | 金相画像解析装置 |
| 22 | 燃料デブリ性状把握・処置技術の開発 | ガーボンコーター |
| 23 | 燃料デブリ性状把握・処置技術の開発 | 燃料デブリ音速測定装置 |
| 24 | 燃料デブリ性状把握・処置技術の開発 | 燃料デブリ圧縮試験装置 |
| 25 | 燃料デブリ性状把握・処置技術の開発 | 大容量熱重量天秤及び同時熱分析装置 |
| 26 | 燃料デブリ性状把握・処置技術の開発 | 水晶圧電式4成分切削動力計 |
| 27 | 燃料デブリ性状把握・処置技術の開発 | SEM用元素分析システム |
| 28 | 燃料デブリ性状把握・処置技術の開発 | 油圧式自動埋込機 |
| 29 | 燃料デブリ性状把握・処置技術の開発 | 倒立金属顕微鏡 |
| 30 | 燃料デブリ性状把握・処置技術の開発 | 真空置換アーク溶解炉 |
| 31 | 実デブリ性状分析 | ボールミル |
| 32 | 実デブリ性状分析 | 小型恒温乾燥器 |
| 33 | 実デブリ性状分析 | 廃棄物仕分け測定技術用計測制御システム |
| 34 | 事故廃棄物処理・処分技術の開発 | 小型フィルタープレス |
| 35 | 事故廃棄物処理・処分技術の開発 | 実規模フィルタープレス |
| 36 | 事故廃棄物処理・処分技術の開発 | スラリー調製タンク設備 |
| 37 | 事故廃棄物処理・処分技術の開発 | 粒度分析計 |
| 38 | 事故廃棄物処理・処分技術の開発 | 原子吸光分光光度計 |
| 39 | 事故廃棄物処理・処分技術の開発 | 純水製造装置 |



| (100万円以上) |) |
|-----------|---|
|-----------|---|

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 | 原子炉圧力容器内部調査技術の開発 | 委託研究 | RPV内部調査要素技術F/S(搬送技術) | 東京工業大学 | 平成26年12月 |
| | | | | | ~平成27年2月 |
| 2 | 原子炉圧力容器内部調査技術の開発 | 委託研究 | RPV内部調查要素技術F/S(搬送技術) | 名城大学 | 平成26年12月 |
| | | | | | ~平成27年3月 |
| 3 | 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1号機のミュオン透過 | 大学共同利用研究機関 | 平成26年 6月 |
| | | | 法による原子炉内燃料デブリの測定 | ・高エネルキー加速器 研究機構 (KEK) | ~平成27年3月 |
| 4 | 燃料デブリ性状把握・処置技術の開発 | 委託研究 | 溶融固化デブリの特性評価 | 電力中央研究所 | 平成26年11月 |
| | | | | | ~平成27年2月 |
| 5 | 事故廃棄物処理・処分技術の開発 | 委託研究 | 廃棄物インベントリの評価技術に関する研究 | 電力中央研究所 | 平成26年 9月 |
| | | | | | ~平成27年1月 |
| 6 | 事故廃棄物処理・処分技術の開発 | 委託研究 | ゼオライトの残水蒸発に係わる検討 | 電力中央研究所 | 平成26年10月 |
| | | | | | ~平成27年1月 |
| 7 | 事故廃棄物処理・処分技術の開発 | 共同研究 | キャピラリー電気泳動法を用いるアクチニド | 埼玉大学 | 平成26年 8月 |
| | | | 分析用試薬の精密分取技術に関する研究 | | ~平成27年1月 |
| 8 | 事故廃棄物処理・処分技術の開発 | 共同研究 | ゼオライトの熱伝導率測定及び解析 | 福島工業高等専門学校 | 平成26年 9月 |
| | | | | | ~平成27年1月 |
| 9 | 原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発 | 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 |
| | | | | | ~平成27年8月 |
| 10 | 原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発 | 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 |
| | | | | | ~平成27年8月 |
| 11 | 原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発 | 委託研究 | 遠隔操作ロボットに搭載される疑似俯瞰画像 | 東京大学 | 平成26年11月 |
| | | | 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 | | ~平成27年8月 |
| | | | | | |



