

(1-1) 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
(平成27年2月末時点における進捗状況)

湿式保管時のSFP燃料健全性評価対象箇所(図1)を考慮して、1Fの環境を模擬した腐食試験や海水成分の移行挙動等の試験を行い、健全性評価に資する知見を得るとともに、4号機から移送した燃料集合体の状態調査を実施した。乾式保管時の燃料健全性評価に関しては被覆管材料内の水素化物析出挙動や瓦礫に含まれる水分の影響に関する試験を実施した。

実施内容及び成果

1. 長期健全性評価のための試験条件検討
共用プールへ移送した燃料部材の輸送計画、材料試験マトリクス、試験要領を含む試験計画を策定した。
2. 長期健全性評価技術開発
燃料部材を模擬した試験片を用いて、瓦礫や応力等の腐食への影響を評価するための腐食試験及び強度試験を実施し、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や強度劣化はないことを確認した(図2)。
3. 共用プール保管燃料の状態調査
4号機から移送した燃料集合体の外観観察や被覆管酸化膜厚さ測定等を実施した。調査した使用済燃料において異常な腐食は認められなかった(図3)。
4. 乾式保管時の燃料健全性に関する評価
被覆管材料内の水素化物析出挙動や瓦礫に含まれる水分が乾式保管時の燃料集合体健全性に与える影響について評価した。
5. 海水成分の燃料部材への移行挙動評価
クラッドや被覆管酸化皮膜等への海水成分移行挙動を評価した。
6. 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
シルカロイとステンレス鋼を組合せた試験片を用い、 γ 線環境下での電気化学試験及び腐食試験を実施した(図4)。

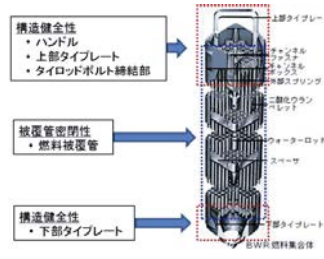


図1 1FSFP取出し燃料集合体の湿式保管時の長期健全性評価項目

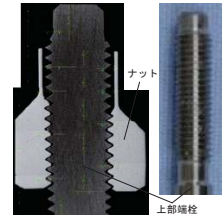


図2 腐食試験後のロックナット等外観



図3 4号機使用済燃料上部タイプレート締結部の外観

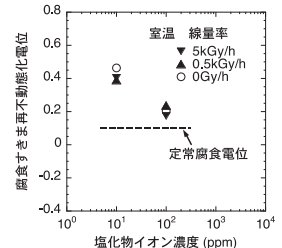


図4 希釈人工海水中での腐食すきま再現動態電位と塩化物イオン濃度の関係

課題及び今後の方向性 湿式保管時の健全性評価として実機部材を用いた評価を検討するとともに、乾式保管時の燃料集合体健全性評価について、国内の当該基準の評価項目に対して検討を行う方針

(1-2) 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
(平成27年2月末時点における進捗状況)

再処理が可能か否かを判断するための指標を整備することを目的として、国内再処理施設(TRP、RRP)を例に、不純物による再処理機器への腐食影響評価、不純物の工程内挙動評価、不純物の廃棄体への影響評価に関する試験等を実施するとともに、新たな研究要素の有無を確認・整理した。

実施内容及び成果

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及び高レベル廃液貯槽を対象とし、FP成分を考慮した模擬液を用いた腐食試験(浸漬試験・電気化学試験)を実施し、不純物成分の腐食影響を評価した。その結果、全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あり、孔食は見られなかった(図1)。また、不純物(Cl⁻)濃度の増加とともに腐食速度の低下が確認された(図2)。
2. 不純物の工程内挙動評価
FP共存条件で不純物の抽出操作を行い、FPが不純物の抽出に与える影響を確認した。また、U・Puの抽出を阻害する可能性のある陰イオン(Cl⁻、SO₄²⁻)共存条件でU・Puの抽出操作を行い、U・Pu抽出に与える陰イオンの影響を確認した。その結果、不純物の分配比は10⁻²~10⁻³オーダーと低いこと(図3)、U・Puの分配比は陰イオンの影響を受けないことを確認した。
3. 不純物の廃棄体への影響評価
標準廃液組成に不純物(海水、モルタル)の主要な成分を添加した粉末試料(不純物濃度:標準、10倍、100倍)を用いてガラス試験片を作製し、均質性評価等を実施した。その結果、全ての条件において相分離物の析出はなくガラス化していることを確認した(図4)。
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た。また、今年度までの研究・検討で得られた知見を取りまとめた。

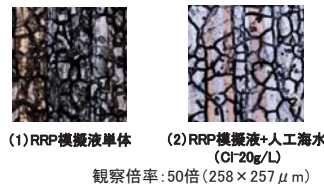


図1 高レベル廃液貯槽材料の浸漬試験片の表面観察結果

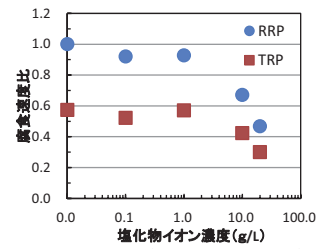


図2 高レベル廃液貯槽材料の腐食速度(腐食速度比:不純物を含まないRRP模擬液の腐食速度を1とする)

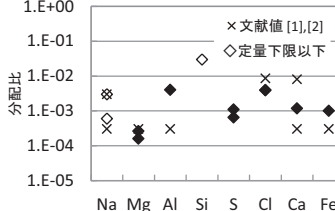


図3 FP共存条件での不純物成分の分配比



図4 ガラス試験片の均質性評価(目視観察)

課題及び今後の方向性

損傷燃料等の化学処理工程等への影響評価については、不純物の工程内挙動評価試験を前倒してきたこと等を踏まえH26年度迄の成果をもって終了することとなった。損傷燃料等のハンドリング等に係る検討の要否は、3号機使用済燃料の取り出しにおける燃料状態の確認結果等を踏まえて判断される。

(2-①) 原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発
(平成27年2月末時点における進捗状況)

原子炉建屋内1階高所エリアを除染するための除染装置の開発及び上部階(2階~3階)を除染するための除染装置の開発を実施。高所用除染装置は、平成25年度に製作した除染装置の改良を行い、工場モックアップでの実証試験を完了予定。上部階除染装置は平成27年度の完成を目途に装置製作中。また地下階の除染についてはドライアップ時の対策について概念検討を実施した。

実施内容及び成果

1. 高所用除染装置の開発

(1) 除染装置の改良

平成25年度に製作した高所用除染装置(図1: 高圧水ジェット除染装置、ドライアイスプラスト除染装置、吸引・プラスト除染装置)の改良を実施した。

(2) 除染装置の実証試験

工場モックアップ試験設備(図2)を製作し、実証試験を実施予定。実証試験では除染性能、遠隔での走行性・操作性、安全機能など原子炉建屋内で使用するために必要な性能を確認し、適用性評価を行う。

2. 上部階用除染装置の開発

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、装置の製作を実施中(平成27年度に製作完了予定)。また、平成27年度に実施予定の実証試験に向けた計画を実施中。

3. 地下階除染の概念検討

滞留水浸漬部をドライアップした後の対策についてのシナリオ検討および技術調査(新規技術の開発要否の検討)を行った。ダスト対策については、既存技術で対応できることを確認。地下階除染については既存技術で実施できる除染方法を検討。新規技術の開発要否については引き続き検討が必要。

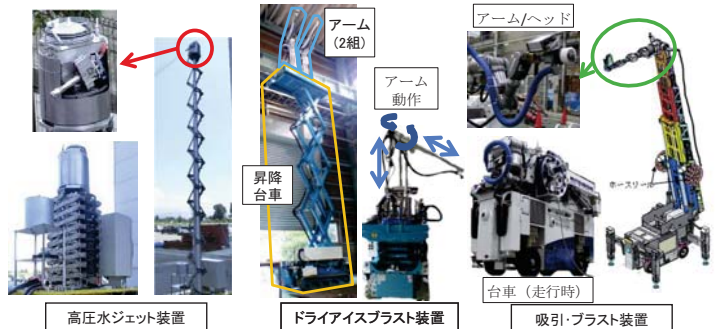


図1 H26年度に改良を実施した高所用除染装置

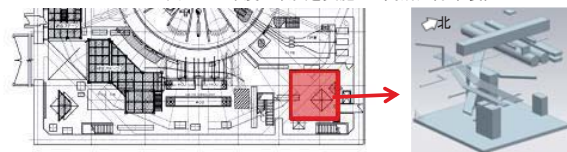


図2 実機を模擬したモックアップ設備のイメージ

課題及び今後の方向性

- 高所用除染装置は実証試験での課題抽出、対応と実機投入
- 上部階用除染装置は装置完成と実証試験の実施
- 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

(2-②-1) 格納容器水張りに向けた補修(止水)技術の開発
(平成27年2月末時点における進捗状況)

• 補修(止水): 一部試験の実施(ベント管内埋設による止水技術)と、来年度実施の試験に向けての計画立案を実施中。

実施内容及び成果

格納容器補修(止水)技術の開発

1. サプレッションチェンバー(S/C)脚部の補強技術

使用する止水材料について流動性と強度を両立するよう昨年度の開発品の改良を実施中。また、流動性試験等計画。(図1)

2. 循環冷却系統の検討

取水点について検討し候補を選定中。また、課題を抽出中。

3. 原子炉格納容器(PCV)の止水技術

- ベント管止水の止水材及び閉止補助材の試験を実施中。サプレッションチェンバー内埋設止水材の試験計画を立案中。(図2)(図3)
- ダウンカマ止水の実現性を検討。(図4)

4. 真空破壊ライン埋設による止水技術

閉止補助材である、布バックャーと、シリコン系材料による止水工法の試験計画を立案し、試験を実施中。

フレキシブルタイプのガイドパイプの開発を実施中。(図5)

5. シール部の止水技術/配管ペローズの止水技術

機器ハッチのモルタルによる止水工法の検討を進めていたが、他の止水対象部位も含め、より漏えい量の少ない工法について検討中。

6. 接続配管のハウダリ構築技術

トラス室内のドライウェル接続配管(原子炉格納容器接続配管隔離弁)の止水工法概念を検討し、試験計画を立案中。

7. D/Wシールの補修技術

損傷事象の想定による対象部位の想定を実施中。

8. PCV水張りまでの計画の策定

冠水時のシステム概念をもとに、水張りまでの作業ステップを検討中。

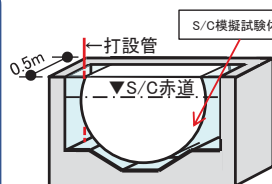


図1 S/C脚部補強打ち上がり性状確認試験イメージ



図2 ベント管止水用止水材試験状況



図3 ベント管止水用閉止補助材試験状況

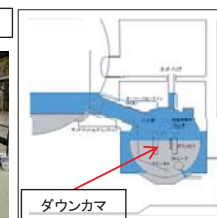


図4 ダウンカマ止水イメージ

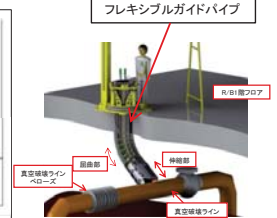


図5 真空破壊ライン止水工法(フレキシブルガイドパイプの概念図)

課題及び今後の方向性

水張り水位等を含めた補修の全体シナリオについて、他プロジェクトと連携・協議を行い技術開発装置の設計に反映することが必要。

(2-②-2) 原子炉格納容器漏えい箇所補修・止水技術の実規模試験 (平成27年2月末時点における進捗状況)

実規模試験関連としては、実規模試験に必要な原子炉格納容器(PCV)下部を模擬した試験体や試験設備について、試験の要求仕様を取りまとめ、試験体、給排水設備等の詳細設計に着手した。モックアップ試験施設側の設備の整備及び維持管理に関する検討を終えた。また、遠隔操作機器の機能及び操作者の技能に関する検証システムの調査を完了した。

実施内容及び成果

1. PCV下部の補修・止水のための機器・装置等の実規模試験等
 - ① PCV下部の補修・止水のための機器・装置等の実規模試験
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・止水技術開発事業の意見取りまとめを実施。
 - ② 作業手順の検討、作業者の操作訓練のためのデータ等の作成
VR(バーチャルリアリティ)システムに取り込む遠隔操作機器(マニプレータ)に係るデータについて、遠隔装置の開発側(データ提供側)を交え、必要なデータの範囲、利用方法等について検討を開始。
2. 実規模試験に必要な試験体や設備等についての検討、維持管理等
 - ① 実規模試験体の設計・製作
福島第一原子力発電所2号機のPCV下部(サブプレッションチャンバ、ベント管(ペローズを除く)、ベントヘッド、ダウンカマ、トラス室壁面)を模擬した1/8セクタの実規模モデルの詳細設計に着手。
 - ② 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
実規模試験に必要な以下設備について製作に向けた仕様のとりまとめを行い詳細設計に着手。
○昇温・給水設備、○濁水処理設備、○作業フロア、○試験体移動レール
 - ③ 給排水設備等の運転
運転・点検マニュアル作成に必要な情報の収集、モックアップ試験施設の建設工事との工程調整を実施中。
3. モックアップ施設側に必要な設備等の検討、維持管理等
 - ① モックアップ試験施設側の整備及び維持管理に関する検討
試験施設と給排水設備の配管・電源等の取合い条件、ユーティリティ供給容量の検討及びモックアップ試験施設側で準備する環境模擬体(現場環境を模擬した水槽、階段など)の仕様検討(現場状況の反映等)を終えた。
 - ② 遠隔操作機器の機能と操作者の技能を検証するシステムに関する調査
国内外の機関における遠隔操作機器の機能及び操作者の技能に関する検証システムの調査を完了した。

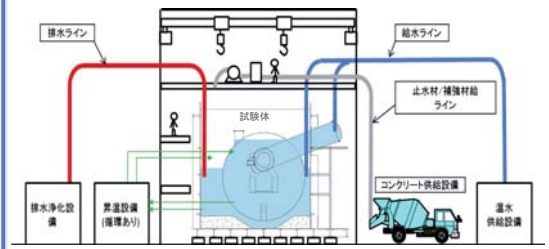


図 実規模試験設備の概念検討図

課題及び今後の方向性

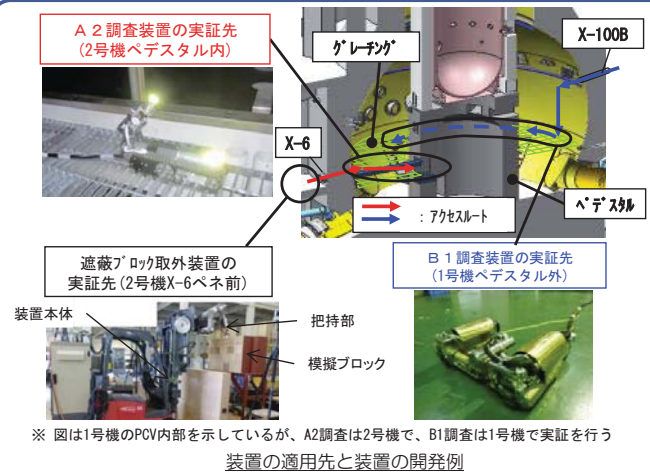
実規模試験実施に向けて、補修・止水技術開発事業と並行して試験設備の設計、製作及び設置をモックアップ試験施設の建設工事と調整を図りつつ、継続して行っていく。
試験設備完成後の実規模試験では、その結果について福島第一原子力発電所2号機への適合性を評価するとともに、現場で作業する作業員への訓練にも適用し、冠水工法の実現に向けてPCVの漏えい箇所を対象とした補修・止水技術の確立と実現を目指す。

(2-③-1) 原子炉格納容器内部調査技術の開発 (平成27年2月末時点における進捗状況)

- ・ペDESTAL内/外へアクセスする技術の中で、平成24年度から開発を継続してきたA2調査装置及びB1調査装置については、工場での検証試験を完了し、装置の改造を実施中。同様に平成24年度から開発を継続してきた遮へいブロック取外し技術(A2調査と同時期に実証)についても、工場での検証試験を完了し、装置の改善を実施中。いずれも平成27年度上期での実証試験を調整中。
- ・ペDESTAL内外の更なる調査に向けたアクセス装置及び計測装置については、検討及び要素試作/試験を実施中。

実施内容及び成果

1. ペDESTAL内へアクセスする技術(2号機)
これまでのA2調査(ペDESTAL内部プラットフォーム上状況調査)検討結果及び有識者より頂いたアドバイスに基づき改良課題を再抽出。その課題に対する対策を検討し、要素試験等により、その効果を確認し装置改良を実施中。(改良例: 転倒時の自力起き上がり能力追加、霧環境下での視認性向上、等)
2. 遮へいブロックを取外す技術(2号機)
これまでの現場調査結果及び機能検証試験を踏まえた装置改善を実施中。(改良例: 想定ブロック重量増加に伴う把持能力の向上、ブロック背面の鉄板取外しツールの追加、等)
3. ペDESTAL外へアクセスする技術(1号機)
B1調査(ペDESTAL外1階グレーチング上調査)の検証試験結果に基づいて装置の改善を完了し、操作技術確認試験等 実証試験の準備を実施中。(改善例: カメラ照明角度変更による霧環境での視認性向上、等)
4. 燃料デブリ形状計測技術
これまでの要素試験結果に基づき、装置詳細仕様の検討と実運用に向けた要素試験の準備を実施中。



※ 図は1号機のPCV内部を示しているが、A2調査は2号機で、B1調査は1号機で実証を行う装置の適用先と装置の開発例

課題及び今後の方向性

- ・平成27年度上期で実施調整中の1号機(B1調査)及び2号機(A2調査)の実証試験に向けて最終的な準備を行う。
- ・上記実証試験の結果を次期装置等の開発へフィードバックするとともに、得られた情報を他プロジェクトにインプットする。

(2-③-2) 原子炉圧力容器内部調査技術の開発 (平成27年2月末現在における進捗状況)

燃料デブリ取出しプロジェクト(以下「PJ」)等の関連PJや、現場からの原子炉圧力容器(以下「RPV」)内部調査に対するニーズと調査の実現可能性評価を加え、整理した。また、平成25年度に立案した計画に基づき、早期にRPV内部にアクセスするために、配管等の既存ルート/穴開け等による新規ルートからのアクセス技術、および調査技術の基本設計・要素試験を実施した。

実施内容及び成果

1. RPV内部調査計画の立案

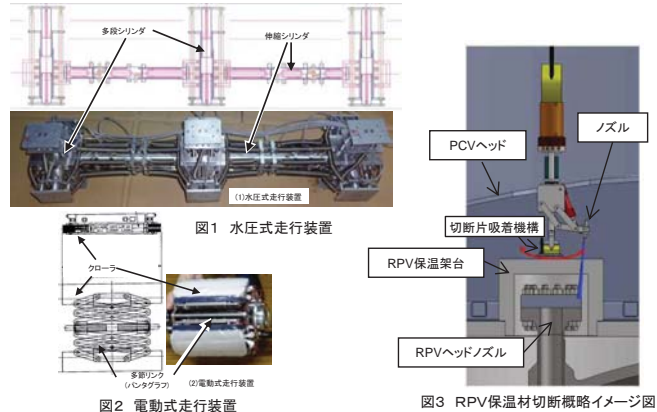
- IRID事業の関連PJ、および現場(東京電力)から調査ニーズ(燃料デブリのサンプリングを含む)を収集し、調査対象部位、調査項目、必要時期、調査の必要性等を整理した。
- 関連PJからは、主に研究開発推進の観点からの調査ニーズが挙げられた。
- 現場からは、燃料デブリ取出し工法選定、工法確定、および機器設計の各マイルストーンに向けた調査のニーズが挙げられた。
- サンプリングに関する目的及び位置づけを整理し、他の関連する取組みとも調整して役割分担を明確化した。

2. 調査方法の検討及び調査装置の開発計画の立案

- RPV内部調査に適用可能な技術を公募し、実現可能性検討を実施中。
 - 調査装置の搬送技術(小口径配管の搬送技術)
 - 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

- 既存の大口径配管を利用する調査装置の要素試験・試験を実施した。本年度は、走行(水平・垂直・エルボ、異径管の通過)、保持(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た。
- 最大1000Gy/hの環境を想定し、水圧式および電動式の移動機構を検討した(図1)(図2)。
- 穴開けによりRPV内部へアクセスするために、遠隔での穴開け加工の実現性について、要素試験を実施した(図3)。



課題及び今後の方向性

- 今後、現場では使用済燃料取出し関連工事の進捗がオペレーションフロアにおける作業工程を左右する。同作業の大変さと穴開けによるRPV内部調査の効果を十分に評価した上で実施要否を決める必要がある。
- 既存の配管を利用する調査は、技術開発の他に除染等の現場の環境改善も課題である。また、調査により得られる効果を十分に評価した上で実施要否を決める必要がある。

(2-③-3) 過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握 (平成27年2月末時点における進捗状況)

海外機関との協力等により国内外の叢智を結集し、燃料デブリの位置等の炉内状況を推察する事故進展解析技術の解析精度の向上を実現した。また、高度化した事故進展解析技術の成果を活用し、現場のオペレーションから得られる新たな情報も踏まえ、圧力容器内、格納容器内に分布すると想定される燃料デブリの存在位置、存在量及び組成等を推定した。

実施内容及び成果

1. PIRTの改訂(原子力学会と連携)

平成25年度までに作成したPIRTをMAAP5.03の感度解析に基づき評価し、重要度ランクを再設定した。

2. MAAPコードの改良と事故解析

平成25年度改良コードの課題の分析に基づき、RPV内熱水力・炉心溶融物挙動、RPV下部プレナム内炉心溶融物挙動及びRPV損傷、PCV内熱水力・炉心溶融物挙動のモデルの高度化を実施し、1F事故進展解析を実施中である。図1にモデルの改良、図2に1号機のデブリ量分布を示す。

3. SAMPSONコードの改良と事故解析

圧力容器の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、圧力容器底部破損モデル、PCV内熱水力モデル等の改良を実施し、1F事故進展解析を実施した。図2に1号機のデブリ量分布を示す。

4. 炉内及び格納容器内の状況に関する分析・評価

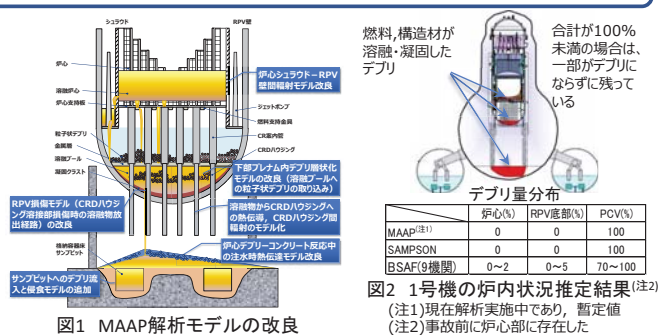
デブリ拡がりに関する熱流動解析、MCCIモデルの高度化等を実施した。図3にMCCIモデルの検証例を示す。

5. 炉内状況把握に関する国際連携

OECD/NEA BSAF Phase-1を取り纏め、またPhase-2を開始した。1号機はデブリの大部分が格納容器床上に流出していると推定。2号機は圧力容器内にデブリが留まっていると推定。3号機はHPCIの注水流量の想定によって結果が異なる。図2に1号機のBSAF参加機関の評価結果を示す。

6. シビアアクシデントの炉内状況を模擬した試験等

海水の熱伝達試験(海水が熱伝達、圧損に与える影響評価:例として図4に被覆管表面温度に相当する壁面温度と流体温度の差を示す。)、溶融燃料落下挙動試験(デブリ落下、微粒化に対するRPV下部プレナム構造物の影響の確認)を実施し、基本モデルを構築した。圧力容器貫通管溶融破損試験用の試験体2体を製作し、実デブリを溶融させる予備試験を実施した。



	炉心(%)	RPV底部(%)	PCV(%)
MAAP(注1)	0	0	100
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(注2)

(注1)現在解析実施中であり、暫定値
(注2)事故前に炉心部に存在した全構造材重量に対する比

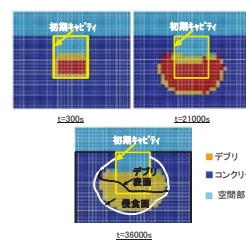


図3 ピット部の侵食挙動評価例

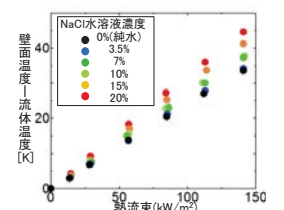


図4 塩化ナトリウム水を用いた壁面と流体の温度差の結果

課題及び今後の方向性

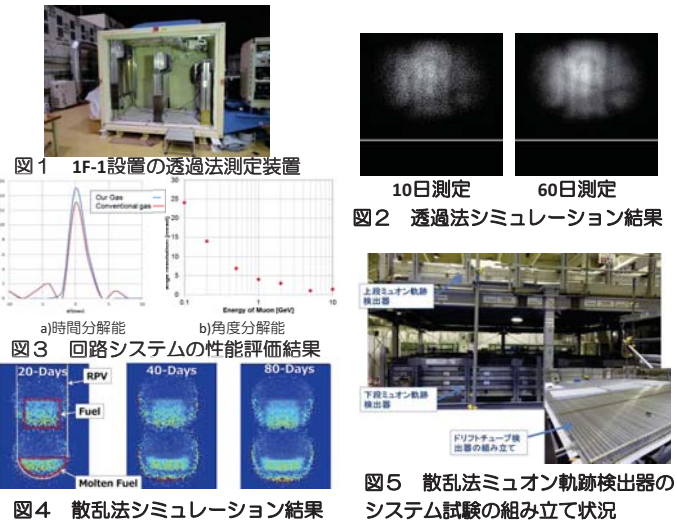
過酷事故解析コードの高度化を更に進めて、燃料デブリ位置及び核分裂生成核種移行の推定等の評価精度向上を図り、実機から得られるデータ等を用いて炉内状況の総合的な分析・評価を行い、号機毎の燃料デブリ取り出し工法の確定や実施に資する。

(2-③-4) 原子炉内燃料デブリ検知技術の開発 (平成27年2月末時点における進捗状況)

概要 燃料デブリ取り出し工法の成立性判断に資する炉内の燃料デブリの分布を推定するために、高放射線場である1F-1においてミュオン透過法による測定と、更に1F-2向けに散乱法による7m×7mの有感面積を有する大型のミュオン軌跡検出器の製作を完了した。

実施内容及び成果

1. 小規模実証試験の実施（透過法：識別能力1m程度）
 - 1F-1設置位置の高線量（0.4mSv/h）で動作する3層の同時計数を行う測定系と遮蔽システムを構築し、測定を開始（図1）。
 - シミュレーションにより測定性能を評価（図2）。
2. 検出器システムの設計・製作（散乱法：識別能力30cm程度）
 - (1) 検出器システムの設計・製作の実施
 - 7m長のドリフト検出器及び測定回路の製作を完了。目標の時間分解能2ns以下（=位置分解能0.1mm以下）、角度分解能5mrad以下の処理性能を確認（図3）。
 - (2) 検出器で収集するデータ処理の実施
 - ミュオンエネルギー分布の校正データの取得完了、及びシミュレーションによる周辺構造物の影響等の評価完了（図4）。
 - (3) システム評価の実施
 - 7m×7mの有感面積を有する2個の検出器を上下に組み合わせたミュオン軌跡検出システムを構築（図5）。
 - (4) 高放射線環境下での耐性確認試験の実施
 - 1m×1mの有感面積を有する小型のミュオン軌跡検出システムを構築完了。（2月中に放射線照射試験を実施予定。）



課題及び今後の方向性

- 透過法の1号機での測定の拡充、散乱法の2号機への適用とともに、現場作業として3号機への展開等を検討
- 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検討



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(2-③-5) サプレッションチェンバ等に堆積した放射性物質の非破壊検知技術の開発 (平成27年2月末時点における進捗状況)

平成26年度主要目標

サプレッションチェンバ（以下、「S/C」とする）の補修（止水）作業に必要な放射性物質の情報（放射性物質除去の要否等）を提供するために、S/C等に存在する可能性のある放射性物質について、堆積状況の推定および計測手法開発を行う。

平成26年度の実施内容及び成果

1. 開発計画の策定

放射性物質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（主要なものを表1に示す）、開発計画を策定した。
2. 放射性物質の移動シナリオ

放射性物質のS/Cおよびトラス室への移動シナリオを検討した（表2）。検討の結果、許容量を上回る放射性物質が流入する可能性は低いと考えられるが、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ることで、許容量を上回る放射性物質が無いことを確認できる。
3. 止水材などへの放射性物質の影響評価

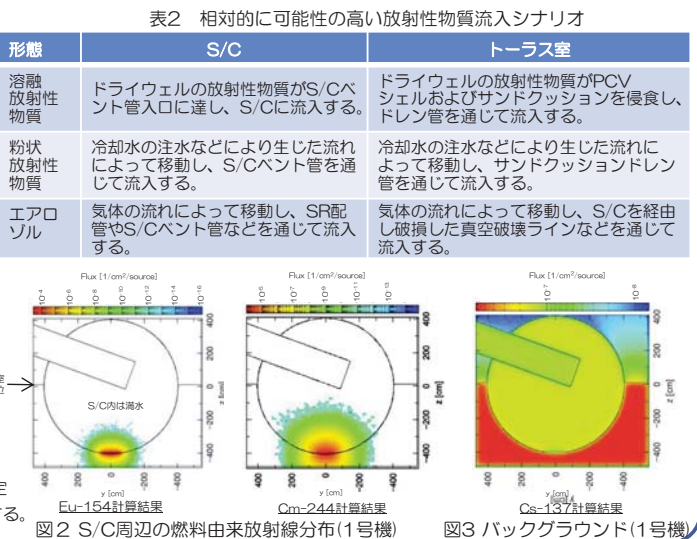
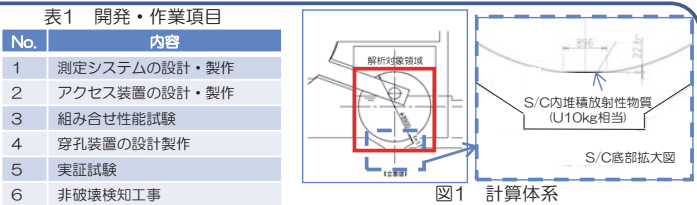
放射性物質が残存した場合の影響要因の中から、最も少ない堆積量で影響が懸念される項目は、止水材中の発熱によりセメントが劣化する80℃に温度上昇する項目であり、その際のウラン重量は保守の評価で約13kg以上となった。よって、非破壊測定で検知すべきウラン重量として10kgを選定した。
4. 放射性物質の検知技術の開発
 - (1) 放射性物質の核種組成と放射線分布評価

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た。S/C、トラス室の計算モデル（図1）は、S/C、トラス室等の1/16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線束を評価した（図2）。
 - (2) バックグラウンド放射線の評価

滞留水におけるγ線バックグラウンド（Cs-134, Cs-137）の評価を実施した（図3）。
 - (3) 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（γ線）を選定し、(1)および(2)の放射線場における応答を評価した。
 - (4) 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(1)の解析から設定したしきい値（ウラン重量10kg相当）の比較から許容量を上回る放射性物質の有無を判断する。



課題及び今後の進め方

許容量を上回る放射性物質の有無確認のための非破壊検知が技術的には可能であると確認できた。測定システムおよびアクセス装置の設計・製作については、補修止水工法の開発結果を踏まえて判断される。

(2-④-1) 燃料デブリ・炉内構造物の取出技術の開発 (平成27年2月末時点における進捗状況)

プラントデータや他プロジェクト開発成果の整理を行うと共に、燃料デブリ・炉内構造物の取出し工法を12種類に分類し代表3工法について課題を抽出し整理した。それらの結果を元に、プラント毎に工法の適用判断を行うための項目を整理した。また、抽出した課題に対する対応策の開発計画を策定すると共に、燃料デブリ取出しに必要な技術について要素試験を実施した。

実施内容及び成果

- 燃料デブリ・炉内構造物の取出工法を決定するための条件**
 - プラントデータや他プロジェクト開発成果の整理を行い、燃料デブリ取出しに必要な情報を整理した。
- 取出工法の確定に向けた計画の策定(右欄に策定の概要を示す)**
 - 燃料デブリ取出し工法を12種類に分類し、実現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実施した。
 - 各プラント毎に工法を採用する際の判断項目を示し、情報整理の結果からそれらの判断項目に対する対応状況について整理した。
- 既存技術の調査**
 - 技術カタログ、海外技術、他技術分野の技術調査を行い、燃料デブリ取出し作業への適用可能な技術を抽出した。
- 関連する要素技術や装置の開発計画等の策定**
 - 2項で抽出した課題に対する対応策を示し、開発計画を策定した。
 - 燃料デブリ取出しに必要な要素試験として、以下の試験を実施した。
 - 燃料デブリ・炉内構造物の回収を想定した切断評価試験
 - 切断評価試験等に使用するための燃料デブリを想定した模擬試験体の試作
 - 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
 - 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試験
 - 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および動作試験

重要課題の抽出

- 代表3工法の作業ステップ毎に課題とリスクを抽出
- 抽出した課題の軽重分類と対策案を検討し、共通課題を整理
- 重要課題と開発の進め方を提示

作業方法

- 作業開始前状況
- シールドプラグ撤去
- PCVヘッド撤去
- 保温材・RPVヘッド撤去
- ドライヤ/セパレータ撤去
- 炉心部機器、燃料デブリ撤去
- 炉底部機器、燃料デブリ撤去
- RPV底部撤去
- ペDESTAL内機器/燃料デブリ撤去
- ペDESTAL外機器、燃料デブリ撤去

6 炉心部機器、燃料デブリ撤去	
遮蔽	・必要遮蔽量の評価 ・遮蔽構造(重量物設置、開閉含む) ・搬出方法/手順の成立性検討
飛散防止	・負圧管理 ・遮蔽体の気密機能 ・動線エリアの隔離
搬出	・回収デブリの臨界防止(収納容器) ・回収デブリの計量管理
装置	・遠隔装置の開発 ・不均質・高硬度対象物の加工装置 ・エアソール等二次生成物回収技術 ・耐放射性装置 ・装置/部品の遠隔保守・交換方法 ・非常時の装置回収方法 ・臨界監視モニタの設置 ・中性子吸収材投入設備の設置
臨界	

課題と開発の進め方

- 「遮へい」と「飛散防止」は全作業ステップでの共通課題。
⇒モデル等を使用した成立性検討、課題抽出
- 高線量環境下での遠隔自動化は難度が高い。 ⇒要素技術開発による早期取り組み
- モックアップ準備の計画的な推進。
- 安全の設計方針、設備検討ならびに評価の実施。

課題及び今後の方向性

重要課題である遮へい/汚染拡大防止および遠隔自動を中心に技術開発を実施し、2016年度末に燃料デブリ取出工法(手順)案の提示を目指す。

(2-④-2) 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発 (平成27年2月末時点における進捗状況)

1F向けの燃料デブリ収納開発のための要求条件を設定し、収納缶の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た。

実施内容及び成果

- 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、デブリの収納(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、乾式)のシナリオを検討し安全確保、作業の効率、取出し時期等の観点から優先するシナリオを導出した(図1)。
- 収納缶の設計コンセプトの設定**

シナリオで導出した収納～保管の各ステップにおける収納缶及び収納缶を構成する各部位の機能を設定するとともに収納缶が担う機能/収納缶側からの要求事項(収納缶以外の設備が担う機能)を明らかにした(表1)。
- 安全評価手法等の開発**

収納缶コンセプトを具体化するための安全評価の方針を設定し課題を整理するとともに開発計画を策定した。
- 破損燃料の移送・保管に係る調査**

収納・移送・保管シナリオ及び収納缶コンセプトを検討・確立するために必要な未臨界性評価技術、乾燥技術、水素ガス対策技術の調査を行った。

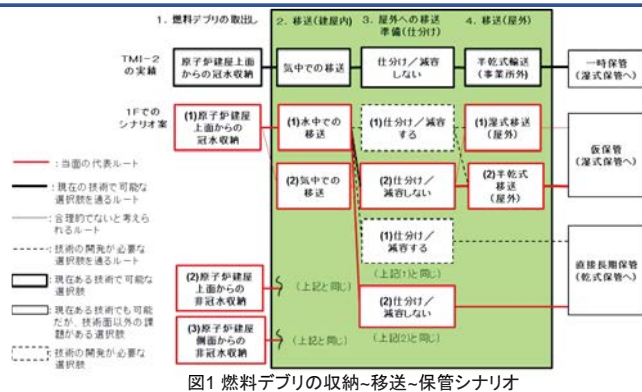


図1 燃料デブリの収納～移送～保管シナリオ

安全機能	収納缶の設計コンセプト
除熱	収納缶は自然放熱による除熱とすることで単純化する。なお、収納缶周囲の温度環境はキャスクのバスケット、施設内の空調等で扱うこととする。
構造	収納缶は未臨界形状維持等の最小限の安全機能が保持される構造強度とすることで軽量化し、取扱性の向上を図る。
遮へい	収納缶は遮へい機能を持たないことで軽量化し、取扱性の向上を図る。なお、遮へいは周辺機器や設備で扱うこととする。
閉じ込め	収納缶は遠隔でのふた閉め等の観点から密封構造は採用しない。なお、閉じ込めは移送容器の気密性能の向上、貯蔵施設ではベント排気のフィルター処理等の周辺機器や設備で対応する。
未臨界	収納缶は基本的に孤立した未臨界を担うものとし、燃料デブリ収容の観点から可能な範囲で耐寸法を大型化する。なお、収納缶の配列時の未臨界は基本的にラック等が担うこととする。
水素	水の放射線分解で発生する水素は収納缶内の触媒設置による水素量の低減やフィルター等により収納缶外へ放出する。なお、収納缶周囲の水素濃度は揚気等の周辺機器が担うこととする。
材質	燃料デブリ収容～移送～保管を通して使用できるような状態で想定される環境に適合する材質/防錆機構を収納缶に適用する。

表1 収納缶の基本コンセプト

課題及び今後の方向性

H27年度は、導出された課題に対する技術開発に着手し、コンセプト設定した収納缶の基本設計を行う。また、他PJで得られた成果を収納缶設計に反映する。

(2-④-3) 原子炉圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発
(平成27年2月末時点における進捗状況)

PCV/RPV冠水工法の成立性評価のため、補修などの最新計画プラント状態を反映した地震応答解析を実施するとともに、燃料デブリ取出し工法など今後想定される多種多様なプラント状態に対応できる耐震強度の簡易評価手法の開発に着手した。また、耐震強度評価に用いる燃料デブリ取出しまでの長期間の腐食減肉量予測や腐食抑制策抽出のための腐食試験に着手するとともに、燃料デブリ侵食等を考慮したRPVペダスタルの耐震強度評価手法の構築に用いるコンクリートや鉄筋の高温劣化材料データ取得のための試験体製作に着手した。

実施内容及び成果

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プラント状態を反映した耐震強度評価条件を策定し、そのモデル作成と地震応答解析を実施した。(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
事故後の原子炉建屋、PCV/RPVの状態や建屋補修工法、燃料デブリ取出し工法などを踏まえ、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た。
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)に加え、新規防錆剤候補として、リン酸塩等を選定し、腐食試験を開始した。
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(図2)及び淡水希釈条件でのループ試験を開始した。
5. ペダ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ペダ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た。(図3)

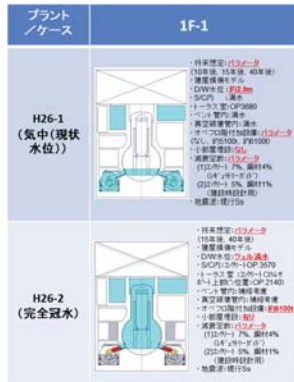


図1 補修などの最新計画プラント状態を反映した耐震強度評価条件例



図2 長時間腐食試験の状況

課題及び今後の方向性

- ・ 気中-横アクセス工法に相当する評価モデルを検討する必要がある。
- ・ 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するための検討が必要である。
- ・ 腐食抑制策の開発を加速する。
- ・ 本事業で開発する耐震強度の簡易評価手法を今後随時活用する。

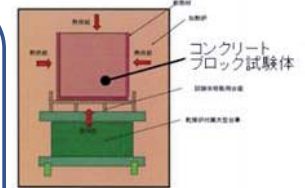


図3 コンクリート加熱試験のイメージ



(2-④-4) 燃料デブリの臨界管理技術の開発
(平成27年2月末時点における進捗状況)

平成31年までに燃料デブリ取出し時の臨界管理手法を開発するため、平成26年度は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開発を実施し、PCV水張り工程について臨界を管理し、万一の再臨界の場合にも事前に検知し過度の被ばくを防止するため臨界管理技術を開発した。

実施内容及び成果

1. 臨界評価
 - ・ PCV水張りから燃料デブリ取出しまでの各工程における臨界シナリオを最新知見を反映して見直すとともに、CRD配管付着デブリ臨界評価などでシナリオを補完した。
 - ・ PCV水張り時の臨界管理方法として、臨界時挙動評価により被ばく量に影響を与える総核分裂数を評価し、万一の臨界時にも被ばく量を許容範囲に抑制できる水張り方法を見出した(図1)。また、溶解性中性子吸収材を用いて臨界を管理する方法を検討した。
2. 炉内の再臨界検知技術
 - ・ 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、再臨界早期検知のための未臨界度推定アルゴリズムを検討し、実機への適用性を確認した。(本年度で開発完了)
 - ・ 炉内臨界近接検知システムの開発に着手。臨界検知手法の候補について適用性を評価した(表1)。また、システム検証のための試験方法について検討を行った。
3. 臨界防止技術
 - ・ 非溶解性中性子吸収材の照射試験を実施し、耐放射線性能から候補材の選定を実施した(図2)。また、新規候補材の基礎物性による評価を実施した。さらに適用工法についても検討した。
 - ・ 溶解性中性子吸収材適用時の腐食試験(図3)及び適用時の課題検討を実施し、五ホウ酸ナトリウムが適用可能であることを確認した。

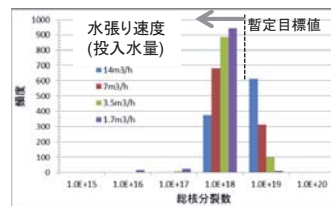


図1 PCV水張り時の臨界事故を想定した総核分裂数の評価

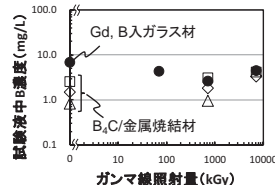


図2 非溶解性吸収材溶出試験結果例

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。 ・ 中性子増倍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困難
Feynman α 法	・ 外部中性子源を不要とするパッシブな方法。 ・ 中性子増倍率のゆらぎ(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以上の低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。 ・ 中性子増倍率のゆらぎ(ノイズ)の確率分布に基づき中性子増倍率を推定する。	○ 予備検知によって自発核分裂と増倍核分裂を区別する技術を得た。高データレートで中性子増倍率推定の詳細検知が必要。

表1 臨界近接検知手法候補

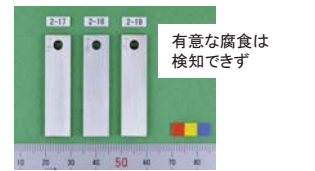


図3 溶解性吸収材腐食試験結果例(五ホウ酸ナトリウム10,000ppm,500時間,無被膜条件)

課題及び今後の方向性

最新知見を反映してPCV水張り時臨界管理方法を精緻化するとともに、複数工法を勘案して燃料デブリ取出し時の臨界管理手法の開発を進める。炉内臨界近接検知システム、非溶解性吸収材開発を継続し、平成28年度の取り出し工法選定に資する。



(2-⑤-1) 模擬デブリを用いた特性の把握、デブリ処置技術の開発 (平成27年2月末時点における進捗状況)

燃料デブリ取出し技術の検討に向けて実際のデブリの性状を推定するため、それを模擬した材料（模擬デブリ）やTMI-2デブリなどを用いて硬さ等の機械的性質をはじめとした性状データを取得した。また、収納・保管に資する燃料デブリ性状データを取得するための研究開発計画を立案し、含水・乾燥特性などの試験に着手した。

実施内容及び成果

1. 模擬デブリを用いた特性の把握

(1) デブリ特性データの把握

- 正方晶系及び単斜晶系等の(U,Zr)O₂並びにFe₂(Zr,U)の機械的性質を測定・評価した。
- 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た。
- 酸化雰囲気でのU-Zr-O系やコンクリートとの反応試験を行うとともに、水中で発生する微細デブリの性状データを取得した。
- 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た。
- 仏国CEAでの過去のMCCI試験生成物の性状データを取得に着手した。
- カザフスタンNNCとの協力によりUO₂を用いた金属/セラミックス溶融固化体を作製した。

(2) TMI-2デブリとの比較

- JAEA内保管のTMI-2デブリを用いた試験として、試料の加工、金相観察を行った後、ピッカース硬度の測定に着手した。また、分析のためのアルカリ溶融法の適用性の確認に着手した。
- 実デブリサンプル輸送検討を実施した。

2. デブリ処置技術の開発

- 収納・保管に資するデブリ特性に関する研究開発計画を策定した。
- デブリの含水・乾燥特性に関して、多孔質セラミックを用いて試験を行い含水・乾燥特性を評価した。

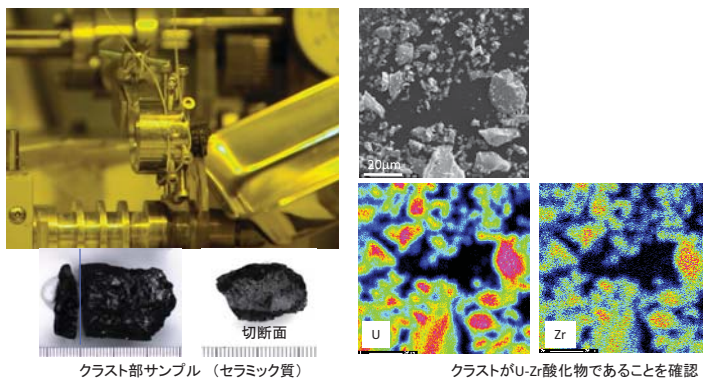


図 TMI-2デブリの切断作業と切断粉のSEM/EPMA観察結果

課題及び今後の方向性

模擬デブリを用いた硬さ等の物性把握、圧力容器内外の材料との反応性の評価、MCCI生成物の特性評価等を継続実施し、2015年度末に性状データに関するとりまとめを行う。デブリ処置技術の開発では、今年度策定した計画に基づき収納・保管技術開発に必要な、含水・乾燥特性などの評価を実施する。

IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(2-⑤-2) 実デブリ性状分析 (平成27年2月末時点における進捗状況)

他プロジェクトへの情報提供を目的に、実デブリの性状を把握するための分析全体フローを検討し技術開発の全体計画を作成するとともに、当面の課題として明らかになっているデブリ溶解技術の検討等の技術開発を実施した。また、実デブリ等を廃棄物として適切に処理処分するために必要な分析を検討するとともに、分類に重要である核物質の検知技術として、アクティブ中性子法の適用性を検討した。

実施内容及び成果

1. 燃料デブリの分析・測定技術の開発計画の策定

各PJからのニーズに沿って分析項目、分析全体フローを検討し、技術課題を抽出した(図1)。また、技術課題を整理し今後の開発計画を策定した。

2. 分析・測定技術の開発

(1) 融解法等を用いた溶解方法の開発

作製した模擬デブリを用いて3種類の溶解方法を試験した結果、アルカリ融解を用いた溶解方法により完全溶解可能であることを確認した(図2)。

(2) 化学形態分析方法の検討

実デブリ中の組成(化学形)を調査するために、想定される主なデブリ成分で模擬固化体を作成し、SEM/WDX等の固体分析方法による簡易的な定量分析方法を検討した(図3)。

(3) 実デブリ分析装置の整備

分析装置(SEM/EDX/WDX)に対し、実デブリ分析が可能な装置を検討し、必要な改造箇所を検討した。

3. 廃棄物として適切な処理処分するために必要な性状分析の検討

デブリの保管、処分に共通する「核物質管理の観点からの分類」等による分類検討をすとともに、核物質有無の検知技術として微量の誘発核分裂性核種を高い感度で検知可能なアクティブ中性子法の適用性を検討した(図4)。

4. 分析・研究施設に必要な設備等の検討

実デブリ等について、受入れ、受入れ、試料分取、前処理、分析、後処理を行うために必要な技術検討として、大型重量物のハンドリング方法、X-CT装置、ガンマカメラの形状把握、核種分析への適用性検討等を行った。

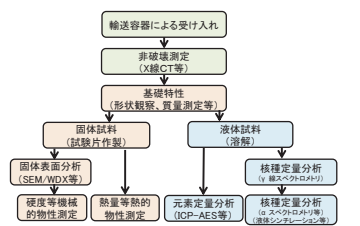


図1 分析全体フロー案(概略)

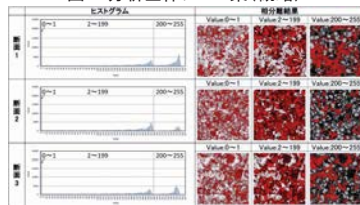


図3 模擬固化体(U+UO₂)のSEM/WDX測定結果(諧調範囲による存在相割合の測定)

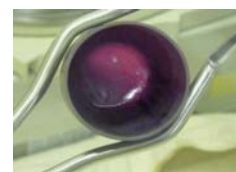


図2 デブリ溶解試験状況(アルカリ融解時の電気炉取出し直後の状況)

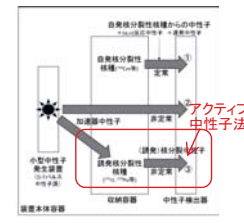


図4 アクティブ中性子法概念図(③(誘発)核分裂中性子を弁別することで核分裂性物質を検出する技術)

課題及び今後の方向性

今年度の検討により抽出された課題に係る技術開発及び今年度実施した分析・測定技術の開発について継続実施すべき検討を進めるとともに、既存分析施設を使った早期のデブリ分析に備えるデブリ輸送等の準備を進めていく。

IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(3) 固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発 (平成27年2月末時点における進捗状況)

- ・廃棄物の分析や解析的手法に基づくインベントリ評価などによる性状把握、処理・処分まで安定に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・整理を実施。

実施内容及び成果

1. 性状把握

- ・瓦礫、伐採木や水処理二次廃棄物をJAEAに移送し、放射能分析を実施した。瓦礫と伐採木に ^{137}Cs と ^{90}Sr 濃度に比例の傾向があることが分かった(図1)。
- ・処理水の濃度分析データを元にして、水処理二次廃棄物(セシウム吸着塔等)が含有する放射能(インベントリ)を推定した。

2. 長期保管方策の検討

- ・セシウム吸着塔について、模擬試験を元に内部状況を推定した(図2)。材料腐食がゼオライトの共存により抑制されることを見いだした。
- ・多核種除去設備から発生するスラリーを安定化するための技術を選定し、模擬試料を用いた試験を実施した。

3. 廃棄物の処理に関する検討

- ・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、種々の固型化剤を用いて固化試験を実施した。
- ・既往の処理・廃棄体化技術をカタログとして整理した。

4. 廃棄物の処分に係る検討

- ・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(シナリオ等)を暫定的に設定した。
- ・設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った。

5. 研究開発の前提の検討

- ・性状、汚染履歴などを考慮して事故廃棄物を分類するとともに、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、処分までの一連の取扱いの例を作成した。
- ・昨年度作成した分析データ集に、今年度得られたデータを追加、更新した。また、情報を管理するツール開発のために、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た。

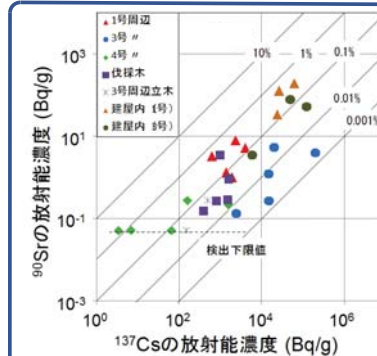


図1 ^{137}Cs と ^{90}Sr 放射能濃度の関係



図2 セシウム吸着塔内部の状態を知るための試験用模擬カラム

課題及び今後の方向性

- ・現場ニーズを反映し、廃棄物試料のサンプリング計画、分析計画を作成し、データの拡充を図る。