（１－①）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
（平成２８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叡智を結集し、燃料デブリの位置等の炉内状況を推定・把握する事故進展解析技術を高度化した。また、高度化した事故進展解析技術の成果を活用して、現場等で得られる様々な測定データ・情報を考慮した総合的な分析・評価を実施し、原子炉圧力容器(RPV)内、格納容器(PCV)内に分布すると想定される燃料デブリや核分裂生成物(FP)等の状況を推定した。

実施内容及び成果

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コード及びSAMPSONコード)の燃料デブリ挙動モデルや核分裂生成物(FP)移行モデル等を改良し、事故進展解析技術を高度化した(図1)。

２．事故進展解析を活用した炉内状況の推定・評価

改良したコードによる事故進展解析及び感度解析を実施している（図2）。

また、溶融炉心・コンクリート相互作用(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た（図3）。さらに、韓国原子力研究所(KAERI)において、圧力容器貫通管溶融破損試験を実施して解析結果確認用データ等を取得する（図4）とともに、国際共同研究(OECD/NEA BSAF Phase2)プロジェクトをホストとして運営し、その成果を炉内状況の評価に活用した。

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及び他の研究開発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・整理したデータベースを開発した。

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、実機の調査から得られるデータ・情報に加え、他の研究開発からの成果も活用した総合的な分析・評価（下表）を実施し、燃料デブリやFPが存在する位置・量と組成等を推定している。

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	炉心部に存在する燃料は僅か	測定なし
PCV内部調査	確認範囲ではPCV壁等の大規模損傷なし	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

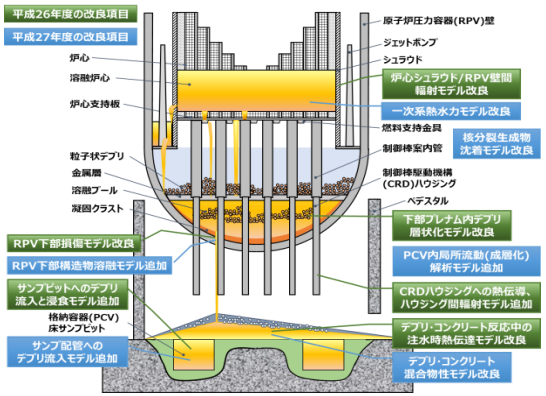


図1　MAAP解析モデルの改良・高度化

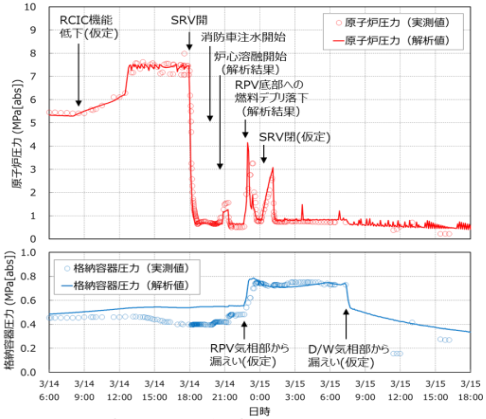


図2　事故進展解析(２号機：MAAP)

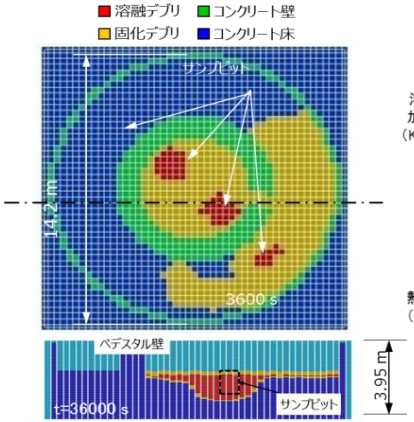


図3　格納容器内デブリ挙動評価（１号機）

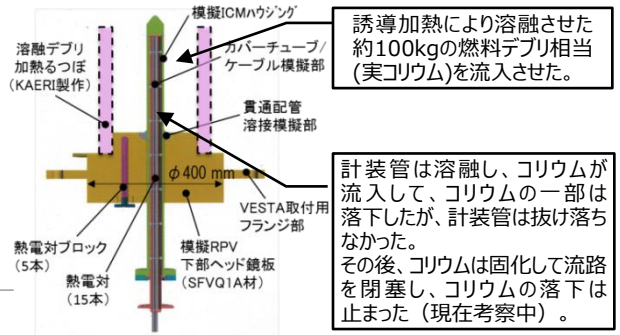


図4　圧力容器貫通管溶融破損試験
（炉内計装管模擬試験）

課題及び今後の方向性

SAMPSONコードの改良と感度解析、BSAF Phase2プロジェクトの運営及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する。

また、必要に応じて、実機データ・情報を踏まえた感度解析等を実施し、事象進展推定精度の向上を図り、総合的な分析・評価結果の信頼性を向上させる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（1－②）燃料デブリの性状把握
（平成28年2月末時点における進捗状況）

燃料デブリ取り出し技術の検討に必要な実際の燃料デブリ性状を推定するため、各種の模擬材料（模擬デブリ）や米国スリーマイル島原子力発電所(TMI-2)デブリ等を用いて、硬さ等の機械的性質をはじめとした物性データを取得し特性リストに取りまとめるとともに、乾燥特性を評価した。また、炉内等から得られたサンプルについて、採取場所でのサンプルの取扱いから分析施設での分析までの全体フローを検討し分析技術の開発計画を作成するとともに、燃料デブリの分析要素技術の開発として燃料デブリ中の元素定量分析方法の検討とサンプルの輸送に係る安全解析を実施した。

実施内容及び成果

1．炉内燃料デブリ性状の推定

燃料デブリ取り出し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を抽出し、燃料デブリのミクロ性状、マクロ性状を推定し特性リストに取りまとめた（図1）。

2．模擬デブリを用いた特性評価

取り出し･収納･保管の機器設計に必要となるデータについて、以下に示すように模擬デブリを作製し取り出し機器の耐久性･切削性能に係る機械的性質を中心に物性データを取得･評価した。同様に福島第一原子力発電所(1F)の主要な燃料デブリであり既存データも少ないMCCI生成物についてもデータ取得を行った。また収納･保管に必要な乾燥特性、酸化時の性状変化を評価した。

- Zr(O)、FP元素等が固溶した$(U,Zr)O_2$及び炉内溶融物とコンクリートとの溶融反応生成物の機械的性質を評価した（図2）。
- TMI-2デブリを用いて硬さ等を測定するとともに、分析要素技術開発のためにアルカリ溶融法の適用性を評価した。
- 仏国原子力代替エネルギー庁(CEA)において過去のMCCI試験生成物を用い硬さ等の物性データを取得した。またカザフスタンNNCにおいてUO_2を用いた金属セラミックス溶融固化体を作製し、硬さや粒径分布等の知見を得た。

3．燃料デブリ等の分析要素技術の開発

サンプル分析について、採取場所から分析施設までの分析作業の全体フローを作成した。また、分析の技術課題を抽出し開発計画を作成した。

燃料デブリの溶解方法及び元素定量分析方法（ICP-AES）を検討するとともに燃料デブリのサンプル輸送の安全解析を実施した。

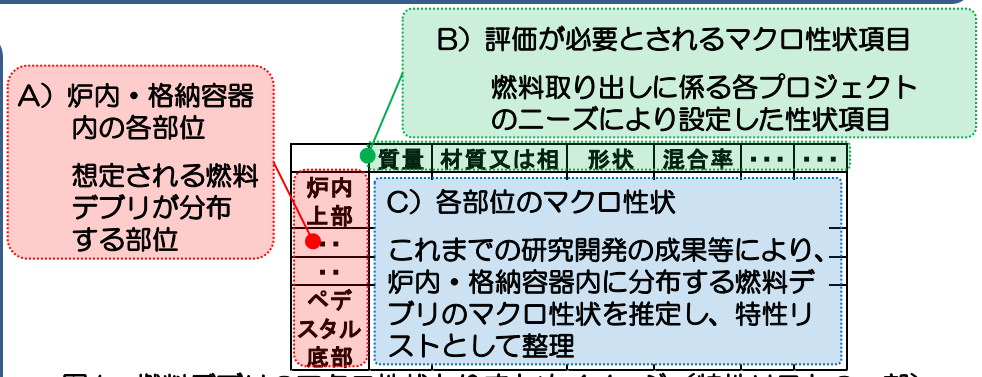


図1　燃料デブリのマクロ性状とりまとめイメージ（特性リストの一部）

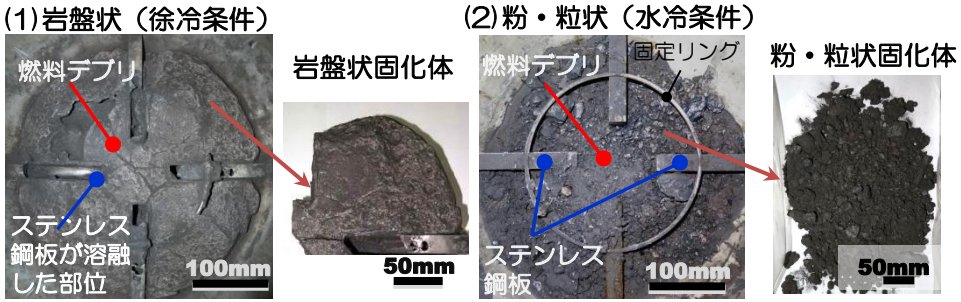


図2　UO_2を用いた金属セラミックス溶融固化体の作製結果

1Fの燃料デブリの成分を模擬したUO_2+Zr+B_4Cの大型溶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・粒状固化体を本事業で初めて作製した。また、取得した物性データは取り出し機器開発や臨界管理に活用する。

課題及び今後の方向性

燃料デブリの含水･乾燥特性についての評価等を継続し、収納缶に係る燃料デブリ性状データを平成28年度末に取り纏める。また今年度策定した計画に基づき、燃料デブリの分析要素技術開発を継続する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（1－③）原子炉格納容器内部調査技術の開発
（平成２８年2月末時点における進捗状況）

- Ａ２調査（ペデスタル内部プラットホーム上状況調査）関連及びＢ１（格納容器内1階グレーチング上調査）調査関連装置の工場での検証試験を完了し、Ａ２関連では２号機X-６ペネ前の遮蔽ブロック取り外しを完了、Ｂ１関連では１号機１階グレーチング上の実証を完了した。
- ペデスタル内／外の更なる調査に向けたアクセス装置及び計測装置は、上記成果を踏まえて検討及び要素試作／試験を実施した。

実施内容及び成果

１ペデスタル内へアクセスする技術

A2調査装置に関しては、Ａ３調査での調査項目を取得可能なよう、前倒して装置開発を実施した。なお、これまでの試験結果を反映・改善し、２号機での現地実証に向けて、現地実証の準備まで実施した（装置外観：図１参照）。

また、ペデスタル内の更なる調査（A3調査）について、X－６ペネのハッチを開放するための装置の試作・試験を実施すると共に、調査技術の要素試験を実施した。

２.遮へいブロックを取外す技術

開発した遮蔽ブロック取外し装置の現地実証試験を平成２７年6,7月に実施し、2号機X-6ペネ前の遮蔽ブロック128/135個と背面鉄板2/3枚の取外しを完了した（装置外観：図２）。

３.ペデスタル外へアクセスする技術

１号機においてB1調査を平成２７年4月に実施し、原子炉格納容器(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3/4周の範囲の線量/温度データを取得した（装置外観：図３）。また、更なる調査（B2調査）について、概念検討や要素試験・試作を実施し、調査工法を立案した。

４.燃料デブリ計測技術

これまでの要素試験結果に基づき、試作機の製作を実施中。今後は、平成２９年度以降の燃料デブリ調査に向け、計測技術の高度化開発を実施する予定。

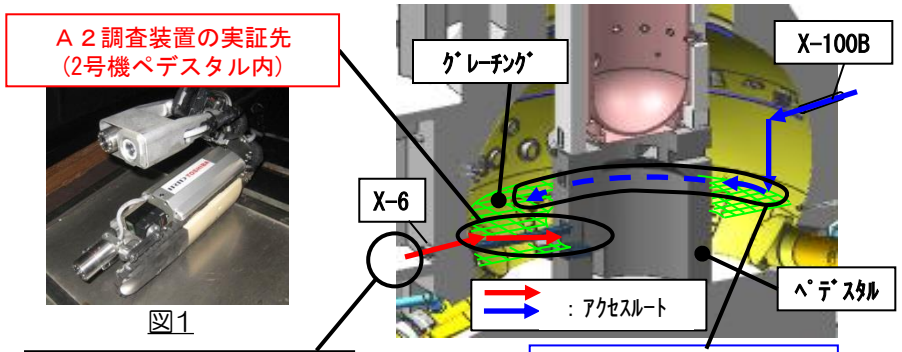


図1

図2

図３

※ 図は1号機のPCV内部を示しているが、実証はA2調査を2号機で、B1調査を1号機で行った

課題及び今後の方向性

- Ｂ１調査等で得られた成果や課題（高線量や視認性等の新たな現地環境への対応）を検討し、Ａ２調査／Ｂ２調査の実証試験に向けて開発を継続する。
- また、ペデスタル内/外の更なる調査に向けた装置開発も実施する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（１－④）原子炉圧力容器内部調査技術の開発
（平成２８年２月末時点における進捗状況）

平成28年度以降の圧力容器(RPV)内部調査計画、技術開発計画の見直しの判断に資する情報を提示するため、RPV内部調査の主要な技術であるRPV上部穴開け加工技術、バウンダリ機能を維持するシステム、及び格納容器(PCV)側面からの燃料デブリのサンプリング技術について、要素試験等で実現見込みを確認した。

実施内容及び成果

１．調査計画・開発計画の立案・更新

- 関連プロジェクトや現場からのニーズを再整理し、平成26年度に策定した調査計画・開発計画を更新した。なお、開発計画の更新については、下記の実現性評価結果も踏まえて行った。

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

(1) 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に伴う放射性物質の飛散を防止するシステムとして、PCVヘッドに設置する代替バウンダリ設備の概念検討（図１）及び要素試験を行い、バウンダリ構築の実現見込みを確認した。

(2) 炉心部へのアクセス技術の概念検討（図２）

- 複雑構造である炉内構造物に遠隔で穴開け加工を行う技術として、非接触のレーザ切断、プラズマ切断、ウォータージェット切断を検討した。また、炉内構造物の部分模擬体を用いた穴開け加工の要素試験等を実施し、炉心部への調査ルート構築の実現見込みを確認した。

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

- 燃料デブリのサンプリングに必要な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)、サンプリングセル等の概念設計（図３）や一部要素試験を実施し、開発中のサンプリング技術に実現見込みを確認した。
- デブリ試料の分析等のため、1Fサイト外への燃料デブリ試料を輸送するための評価に必要な項目を精査するとともに、オンサイト分析する技術及び設備概念を検討し、実現見込みを確認した。

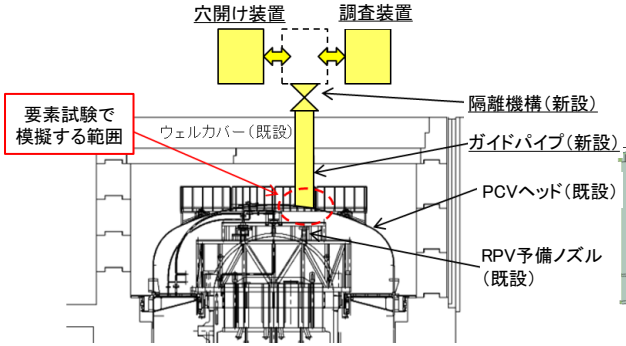


図１ 上部穴開け時のバウンダリ機能維持システムの概念

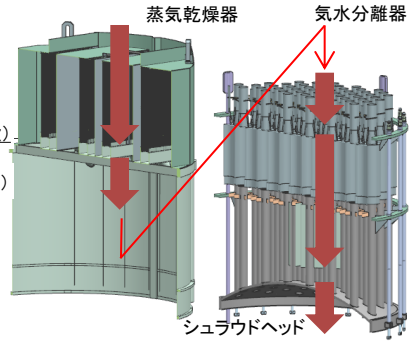


図２ 炉内構造物への穴開けによる炉心アクセス概念

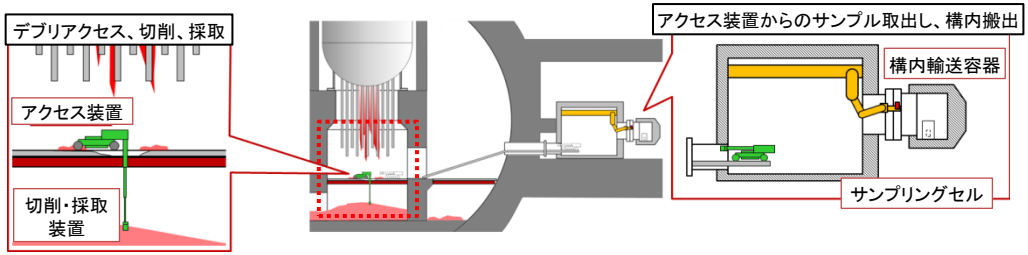


図３ 燃料デブリサンプリングシステムの概念

課題及び今後の方向性

- 付帯設備も含めた調査装置全体のシステム設計を進める。
- 上部穴開け加工による調査システム及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、検討を進める。
- 切削・採取装置の試作と性能確認試験を行い、アクセス装置とセルの高度化検討結果と併せて、サンプリング技術・設備の計画、検討を進める。

IRID
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（２－①）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
（平成２８年２月末時点における進捗状況）

「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2015」を踏まえ、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、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・全体システム実現性の目途の確認及び取り出しシステム・装置の開発計画策定を実施する。

実施内容及び成果

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
   - プラントデータや他プロジェクト開発成果の整理を行い、燃料デブリ取り出しに必要となる情報を整理した。

2. 燃料デブリ・炉内構造物取り出し工法・システム・装置の検討
   (1) 工法実現性の検討
   - 冠水-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工法について課題抽出・要求仕様設定のためのプロセスフローを検討・作成中（図１）。
   - 収納缶プロジェクトなどの他プロジェクトとも技術的な打合せを実施し、各検討範囲の確認や最新状況の共有、共通課題の抽出および前提仮定条件を設定した。

   (2) システムの概念検討
   - 安全に関する考え方や要求事項を整理中。

   (3) 取り出し装置の設計検討
   - 取り出し装置の要求事項について整理中。

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
   - 年度末までに得られた成果を元に、開発計画案を整理中。

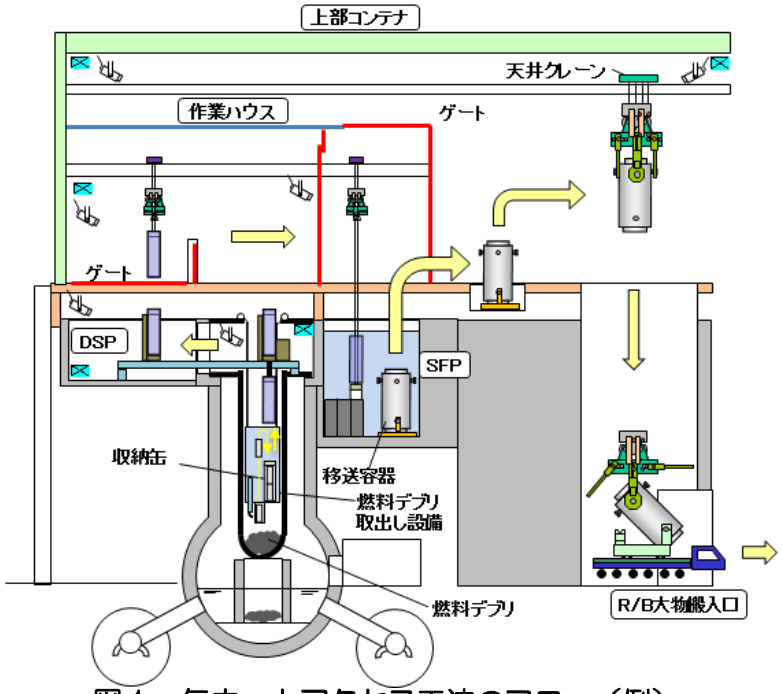


図１　気中ー上アクセス工法のフロー（例）

課題および今後の方向性

- 工法実現性の検討として工法を構成する大型設備の検討から工法実現までの計画策定を行う。
- システムの概念検討として実現可能性検討並びに検討計画の策定を行う。
- 取り出し装置については、開発計画を策定する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（２－②）燃料デブリ・炉内構造物取り出しの基盤技術開発事業
（平成２８年２月末時点における進捗状況）

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要素試験を実施する。

実施内容及び成果

1. 各要素試験の総合調整及び要素試験の結果分析
   - 部分提案事業者による要素試験を含め、各要素試験を整理した。
2. 工法実現性の見極めに必要な要素試験
   - 各要素試験の実施に向けた試験計画を立案した。また試験計画に基づき、部分試作や部分要素試験により状況を確認した。実施項目は以下の通り。

(1)大型構造物の取り出しにおける汚染拡大防止技術
①汚染拡大防止技術を確認するための作業ステップ単位のスケールモデル試験
(2)圧力容器(ＲＰＶ)内燃料デブリの取り出しにおける汚染拡大防止技術
①気中－上アクセス工法におけるRPV内アクセス装置のRPV内面シール及び装置下部シールに関する試験
(3)燃料デブリへのアクセス技術
①液圧マニピュレータに関する試験（図１）
②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（図２）
③気中－横アクセス工法におけるペデスタル内アクセス装置に関する試験（図３）
(4)燃料デブリ取り出しにおける遠隔作業技術
①遠隔作業用柔構造アームに関する試験（図４）
②燃料デブリ収納缶の取扱い装置に関する試験
(5) 燃料デブリ取り出しにおける汚染拡大防止技術
①冠水工法のプラットフォーム／セルに関する試験（図５）
②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の格納容器(PCV)溶接装置に関する試験
(6)燃料デブリ取り出しにおける作業員の被ばく低減技術
①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
(7) 燃料デブリ取り出しにおける切削・集塵、視覚・計測技術
①燃料デブリの切削・集塵技術の性能に関する試験

図１　液圧マニピュレータに関する試験例

図２　RPV内アクセス装置イメージ

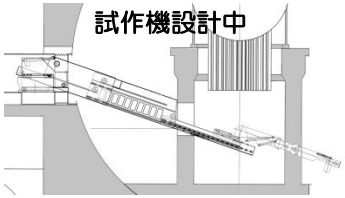


図３　気中-横アクセス工法/ペデスタル内アクセス装置試験イメージ

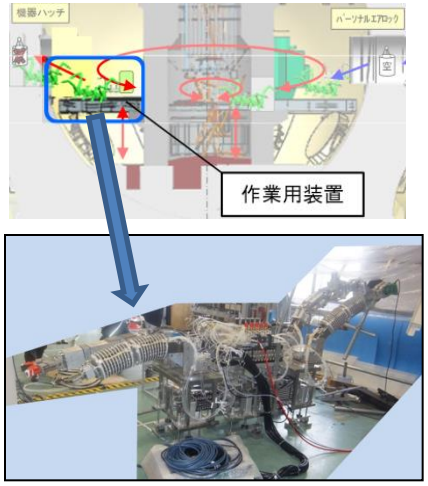


図４　遠隔作業用柔構造アームに関する試験例

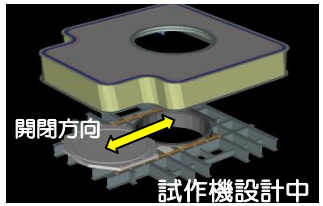


図５ プラットフォーム/セルイメージ

課題および今後の方向性

- 現状は、全体的におおむね計画どおりに進行中。
- 各試験を計画に従って実施し、課題の抽出、整理及び対応策の検討を行う。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（２－③）原子炉圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発
（平成２８年２月末時点における進捗状況）

圧力容器(RPV)/格納容器(PCV)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行うとともに、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を実施した。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を行うとともに、燃料デブリ侵食等を考慮したRPVペデ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を実施した。

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（図１）
- 想定プラント状態を反映したRPV/PCV機器の耐震強度評価により、気中及び完全冠水（上アクセス）での燃料デブリ取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、耐震性詳細評価を追加実施中。

2．PCVの補修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（D/W水位など）を抽出・選定の上パラメータケースでの地震応答解析を実施し、パラメータの変動による地震荷重の応答比を整理した。また、これらの組合せ等を観点に機器の耐震強度の簡易評価手法を開発した。簡易評価手法と通常の動的解析手法から得られた評価結果を比較することで、妥当性を確認した。

3．腐食抑制策の開発（図２）
- 選定した防錆剤に対し、放射線照射下を含む防錆効果の確認試験を行い、実機適用可能な防錆剤候補の絞込みを実施した。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、課題を抽出した。

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、10000時間の腐食試験を実施した。
- 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、新たな知見を得た。

5．ペデスタルの侵食影響評価（図３）
- 円柱試験体、縮小模型試験体及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た。

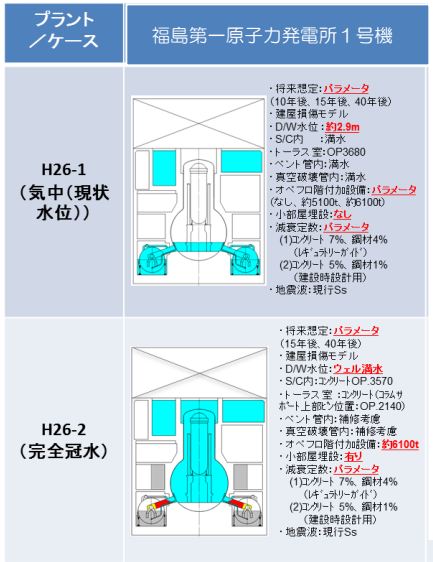


図１　補修などの最新計画プラント状態を反映した耐震強度評価条件例

図２　腐食抑制策の開発状況例

課題及び今後の方向性

- S/C脚部支持構造物や補強材の耐震性評価試験の実施が必要である。
- 福島第一原子力発電所（１F）に最適な腐食抑制策を開発する。
- 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　RPVペデスタルの耐力評価試験（縮小模型試験体）

IRID
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（2-⑤）燃料デブリの臨界管理技術の開発
（平成２８年２月末時点における進捗状況）

平成３２年までに燃料デブリ取り出し時の臨界管理手法を開発するため、平成２７年度は、検討中の複数工法に対して臨界シナリオを整理するとともに、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、未臨界状態を維持し、再臨界が万一起こっても速やかにそれを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た。

実施内容及び成果

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、号機及び部位毎の臨界リスクを評価した(図1)。また各号機の運転履歴を考慮して解析評価した燃料組成を用い臨界評価精度を高めた。
- 格納容器(PCV)上部水張りについては、炉心部残存燃料の臨界時挙動並びに被ばく評価を実施し、同残存燃料が想定範囲であれば、純水を水張りする方法が適用可能であることを解析により確認した。
- 複数工法における臨界管理の基本的考え方を整理し、事故･異常事象を検討することにより、深層防護に基づく臨界安全の考え方を纏め、燃料デブリ取出しシステムに対する要求を整理した(表1)。

２．臨界近接検知技術開発

- 臨界近接検知手法を検討し、中性子検出器を用いた複数手法の組み合わせによる検知システム概念を構築した。使用済燃料保管設備や臨界集合体を用いた成立性確認試験計画(案)を立案した。

３．再臨界検知技術開発

- 中性子及び核分裂生成物(FP)ガスγ線計測システムは、複数の工法に適用可能と考えられ、同γ線システムの妥当性や成立性確認に向け、実機での未臨界度測定等実証試験計画(案)を立案した。

４．臨界防止技術

- 非溶解性中性子吸収材について、新規/改良候補材照射試験結果から候補材を選定し、必要投入量を求め、適用設備概念を導出した。
- 溶解性中性子吸収材が与える材料腐食影響を評価した(図2)。核種除去設備影響を考慮した水質管理設備等の概念を導出した。

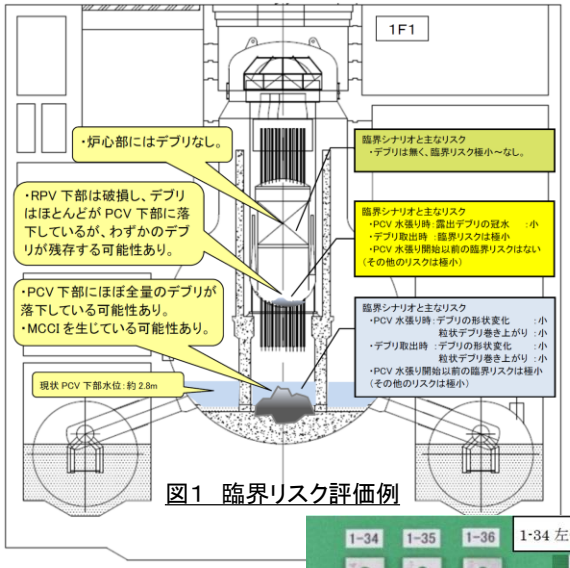


図1　臨界リスク評価例

表1　臨界管理の基本的な考え方

	PCV水張り		デブリ取り出し
臨界管理方法	純水	ホウ酸水	未臨界を確認しながら取り出し
	未臨界確認しながら段階的な水張り		
臨界防止	水張り速度制限、段階的水張り	ホウ酸による臨界防止	・臨界近接検知システム未臨界監視 ・吸収材による臨界防止
影響緩和	FPｶﾞｽγ線による臨界検知、ホウ酸水投入で臨界終息		FPｶﾞｽγ線+中性子による臨界検知、吸収材投入による臨界終息

（左：五ホウ酸ナトリウム1,000ppmB, 100時間,無被膜条件）

（右：五ホウ酸ナトリウム2,000ppmB, 100時間,無被膜条件）

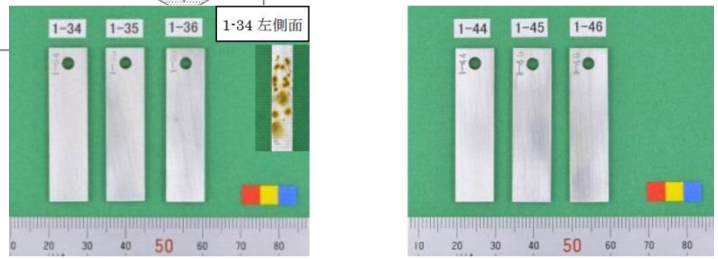


図2　溶解性中性子吸収材による腐食影響評価試験結果例

課題及び今後の方向性

臨界近接検知システム、非溶解性吸収材の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立するとともに、複数工法に対応する臨界管理方法の開発を進め、平成２９年度の燃料デブリの取り出し方針の決定に資する。

IRID
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（２－⑥）格納容器水張りに向けた補修（止水）技術の開発
（平成２８年２月末時点における進捗状況）

実機適用に向けて要素技術の開発と要素試験を実施し、止水性能と止水成立性を確認した。

実施内容及び成果

１．格納容器(PCV)補修・止水技術の開発

(1)サプレッションチェンバー脚部の補強技術

補強材を改良し，流動性・打ち上がり性・障害物の影響を確認し、実機適用の見込みを得た。（図１）

(2)循環冷却系統の検討

(3)-1 ベント管内埋設による止水技術

閉止補助材の実スケール展開性試験を実施した。副閉止補助材の候補材を絞り込み要素試験を実施し、実機適用へ向け課題を抽出した（図２）。

(3)-2 サプレッションチェンバー(S/C)内充填による止水技術(図３･図４)

配合試験により材料配合を決定し、ダウンカマ止水およびクエンチャ、ストレーナ止水試験を実施した。また合流部長距離流動確認試験と真空破壊弁止水を行い、本止水材による止水性能を確認した。

(3)-3 真空破壊ライン埋設による止水技術

フレキシブルガイドパイプ及びプラグの挿入の実規模試験を実施し、の一連の工法の成立性を確認した。

(4)シール部の止水技術/(5)配管ベローズの止水技術

機器ハッチの溶接工法概念検討を実施した。

(6)接続配管のバウンダリ構築技術

止水材の要求性能を設定して、止水試験を実施し、課題を抽出した。

(7)トーラス室壁面配管貫通部等の止水技術

(8)ドライウェル(D/W)シェルの補修技術

止水工法及び止水材の適用確認試験の検討と止水装置の概略設計を実施。

２．PCV水張りまでの計画の策定

１･２号機の水張りまでの作業ステップ(PCV止水手順)を作成した。

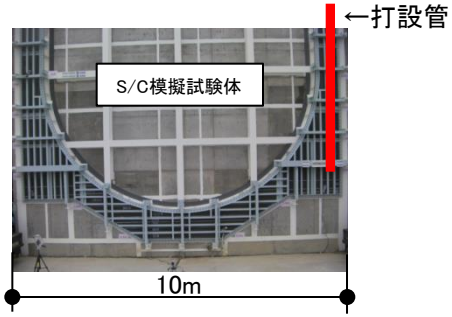


図1 S/C脚部補強打ち上がり性状確認試験（1/1スケール）

図2 ベント管止水用副閉止補助材止水試験状況

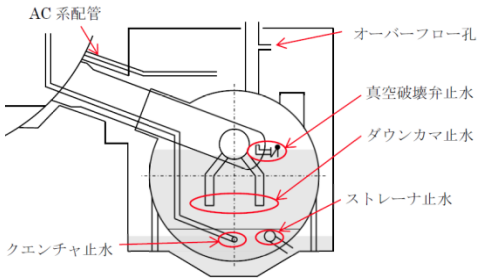


図3 止水材の充填範囲（2号機）

図4 大型ダウンカマ試験の打設状況

課題及び今後の方向性

実機への適用性を考慮し、装置の要求性能に反映することが必要。

長期的な止水機能維持に関する検討が必要。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（２ ―⑦）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
（平成２８年２月末時点における進捗状況）

平成26年度及び平成27年度にて、実規模試験に必要な試験体や設備等についての検討、維持管理として、原子炉格納容器(PCV)下部を模擬した試験体や給排水設備等の設置等を行い、実規模試験実施に必要な試験の準備と、遠隔装置の操作訓練のためにバーチャルリアリティシステムに関連する技術の開発事業にて開発した遠隔操作機器(マニピュレータ)のデータの取り込みを行った。また、平成27年度にはサプレッションチャンバ(S/C)脚部補強の打設用遠隔装置の水試験を実施し、実規模試験に着手した。

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

S/C脚部補強工法の実規模試験に着手した。本年度は、脚部補強の打設用遠隔装置の水試験を実施し、装置が問題なく使用可能であることを確認した。

(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（マニピュレータ）に係るデータを作成し、VRシステム内で動作可能であることを確認中(３月末まで)。

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（図１）

福島第一原子力発電所２号機のＰＣＶ下部（サプレッションチャンバ、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１／８セクタの実規模モデルを試験施設内で組立て、3月末までに完了予定。

(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、以下の設備を3月末までに設置完了予定。
〇昇温・給水設備、〇濁水処理設備、〇作業フロア、〇試験体移動レール

(3)給排水設備等の運転

モックアップ試験施設の建設工事との工程調整を実施した。
運転・点検マニュアル（初版）の作成が完了した。

３．モックアップ施設側で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1　試験体製作状況
（楢葉遠隔技術開発センター　平成27年1月12日撮影）

課題及び今後の方向性

補修・止水性能の判断基準について、関連する技術開発事業の成果と比較しながら実規模試験体でどのように取り扱う必要があるか検討を要する。また、遠隔装置の操作訓練に向けたVRシステムに取り込んだデータについては、更なる精度アップが求められる。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（２－⑧）燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発
（平成２８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缶開発のための要求条件をまとめ、収納缶の基本仕様案を設定した。

実施内容及び成果

１．破損燃料輸送・貯蔵に係る調査及び研究計画立案

下記３～５に資するハンガリー国Paks発電所、米国パシフィックノースウエスト国立研究所の収納缶設計情報、安全評価技術、燃料デブリの乾燥技術を調査し、海外の技術知見を得た（図１）。

２．燃料デブリの保管システムの検討

昨年度検討の燃料デブリの湿式・乾式貯蔵システムについて、他のプロジェクトの最新情報等を踏まえ、現時点で見直しの必要がないことを確認した。

３．安全評価手法等の開発

燃料デブリの収納缶の設計に必要となる未臨界管理、構造強度（図２）、水素発生対策等の観点から、安全評価手法について文献調査、海外事例調査、試解析、要素試験を実施し、安全評価に係る課題等をまとめるとともに次年度の詳細検討項目を決定した。

４．燃料デブリの収納技術の開発

燃料デブリの取り出し工法等と連携して要求事項をまとめ、塊状燃料デブリ用の収納缶の基本仕様案を設定した（図３）。

５．収納缶の移送・保管技術の開発

収納缶の取扱装置検討の前提となる収納缶の取扱フロー案を設定した（図４）。

図1　ハンガリー国Paks発電所での技術会議

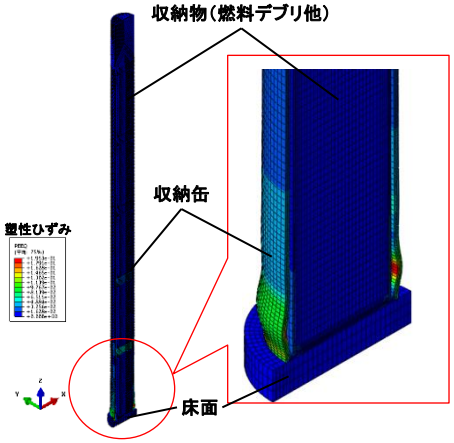


図2　収納缶の構造強度評価例（静的落下解析例）

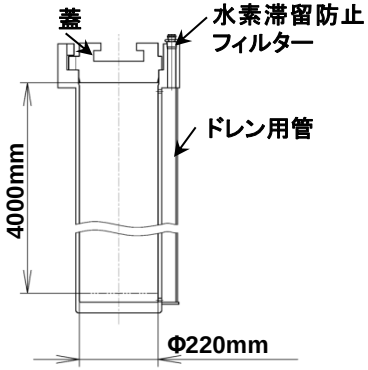


図3　収納缶の構造例

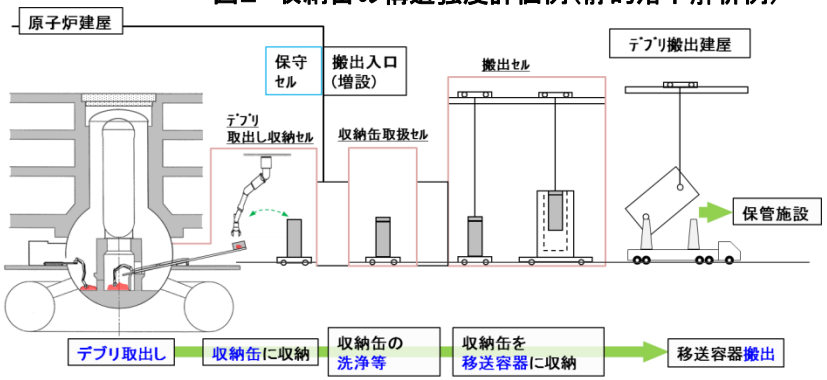


図4　収納缶の取扱いフロー例

課題及び今後の方向性

安全評価にかかわる詳細検討を実施して各評価手法を決定するとともにモックアップ試験用収納缶設計のための基本計画をまとめる。また、取扱フローを検討し、モックアップ向け装置の仕様を確定する。

IRID
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（３）固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発
（平成２８年２月末時点における進捗状況）

事故により発生した固体廃棄物を安全に処理・処分するために、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、既存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を実施した。

実施内容及び成果

１．研究開発成果の統合（処理・処分に関す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、処理と処分に関する作業フローとデータの関係を整理した。
- 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を取りまとめた。

２．性状把握

- 分析の中長期計画を作成した。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た。多核種除去設備スラリーは^{90}Srが主成分でありPu等も含むことが分かった（図１）。
- インベントリ評価のための解析的モデルに関し、分析結果等を用いて不確実性を低減し、改良した。多核種除去設備廃棄物について、処理水等分析データを用いてインベントリを評価した。

３．廃棄物の処理に関する検討及び長期保管方策の検討

- 多核種除去設備スラリー安定化のため、脱水技術（乾燥及びろ過）の実機装置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た（図２）。
- スラリーや廃吸着材の廃棄体化技術評価のため、固化（化学処理・焼結）や圧縮成型試験により基礎データを取得した。また、技術の絞り込みに必要な情報を抽出し、評価要件を整理した。
- セシウム吸着塔の保管に関して、実規模試験を実施してセシウム吸着挙動を調べ、解析評価した。

４．廃棄物の処分に関する検討

- 核種のインベントリデータセット等に基づき、処分の観点からの廃棄物の暫定的な分類を実施した。処分の安全評価手法（シナリオ、モデル、パラメータ、解析ケース等）を見直した。
- 暫定的な廃棄物の分類に対する安全性を評価するとともに、安全性を向上させる対策等に繋がる情報を整理した。

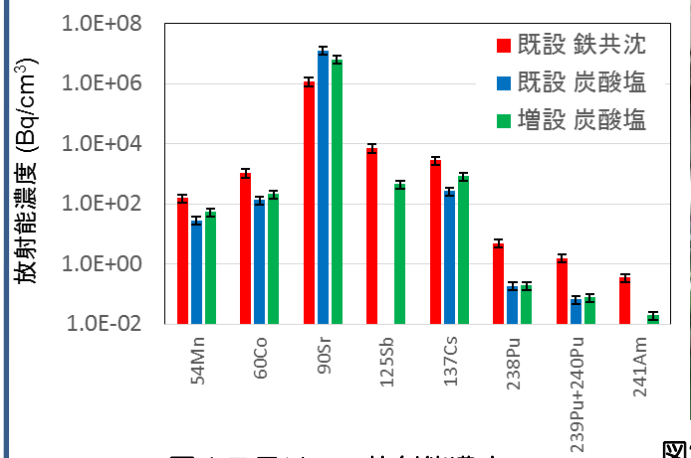


図１スラリーの放射能濃度

図2　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

課題及び今後の方向性

- 分析試料の採取方法を検討し、計画的に採取及び分析を進める。処理、処分方法の検討結果を反映し、ストリームの検討を促進する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

（４）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
（平成２８年２月末時点における進捗状況）

平成２６年度に行った共用プール内の使用済燃料外観観察で確認された白色堆積物についての分析やねじ内面付着の分析を行うための燃料部材輸送準備、照射後試験施設試験準備を実施した。(図１)
乾式保管時の健全性評価については、被覆管材料内の水素化物析出挙動や被覆管クリープ破断基準、被覆管クリープ速度を試験により確認する。
長期健全性に係る基礎試験としては、海水成分のすき間構造部への移行状況、取り込み量を分析し海水成分移行挙動を評価した。

実施内容及び成果

１．燃料集合体の長期健全性評価技術開発

(1)燃料集合体表面の堆積物の評価

共用プールに保管中の福島第一原子力発電所(１Ｆ)４号機使用済燃料の部材を照射後試験施設に輸送し、材料調査を実施するための準備作業を実施した。燃料部材輸送準備では、ロックナット採取/輸送容器積込手順の検討等を実施した。照射後試験施設試験準備では試験要領の作成を実施するとともに、ロックナットを用いた電気化学的試験等の試験検討、準備を実施した。

(2)乾式保管時の燃料健全性評価

１Ｆの燃料プールから取出した使用済燃料の乾式貯蔵を想定し、瓦礫落下や海水成分等の影響が重畳した燃料集合体の乾式保管時の健全性について、低延性条件試験における水素化物析出挙動確認試験、高ひずみ条件でのクリープ試験など、影響確認試験を実施中。水素化物析出挙動確認試験では、水素化物再配向への傷付与の影響は認められなかった(図２)。

２．長期健全性に係る基礎試験

１Ｆ４号機の燃料プールに保管されていた新燃料集合体から採取した燃料部材の詳細検査により海水成分の部材表面への移行･付着が確認された。昨年度に行った放射性トレーサを用いた浸漬試験技術を基に、燃料部材すき間構造部への海水成分の移行挙動評価試験を行い、すき間構造部で海水成分が濃縮することはなく、すき間外の塩分濃度に従って変化することがわかった (図３)。

図1　共用プール内の燃料集合体
白色堆積物が確認された

浸漬液（NaCl溶液）		Cl濃度 [ppm]	温度 [℃]
試験液A	2倍希釈海水濃度	9120	80
試験液B	7倍希釈海水濃度	2988	23
試験液C	20倍希釈海水濃度	979	23
試験液D	2000倍希釈海水濃度	11	23

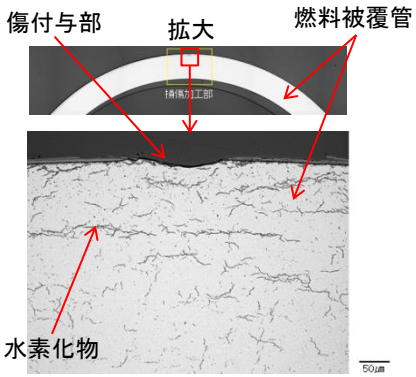


図2　水素化物析出挙動確認試験結果の例
（300℃、冷却速度0.3℃/h、周方向応力70MPa、傷付与）

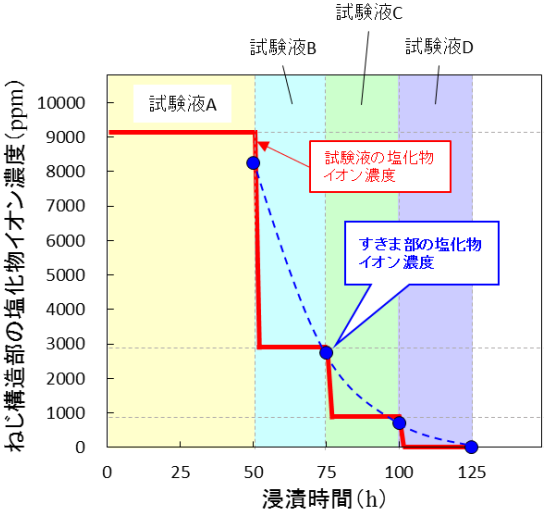


図3　海水成分のすきま構造部への移行状況、取り込み量の分析結果

課題及び今後の方向性

白色堆積物の同定や共用プール保管中における腐食発生の検討に資するデータを取得する。乾式保管時の燃料集合体健全性評価では、1F特有の条件が貯蔵時の燃料健全性へ及ぼす影響を検討する。

IRID
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発
（平成２８年２月末時点における進捗状況）

原子炉建屋1階高所エリアを除染するための高所用除染装置は工場モックアップ実証試験の結果出された課題について対策し再試験を実施して現場適用可能であることを確認した。原子炉建屋2階、3階を除染するための上部階用除染装置は工場モックアップ実証試験を実施し、課題について対策し現場適用可能であることを確認した。

実施内容及び成果

1. 高所用除染装置（図1）

平成27年3月～4月に実施した工場モックアップ実証試験で、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1階で使用するにあたって必要な性能にかかる確認、適正性評価を実施した結果、現場に適用するにあたって技術的課題(例　視認性）が抽出され、その対策としてたとえば、カメラの追加等の改造を実施した。改造したところについて再試験を実施し、現場適用可能であることを確認した。

2. 上部階用除染装置（図2）

平成25年度に検討したアクセス方法、装置設計に基づき装置を製作完了し、平成27年8月～12月に工場モックアップ実証試験を実施した。除染性能、遠隔での走行性・操作性、上部階へのアクセス性、安全機能など原子炉建屋2、3階で使用するにあたって必要な性能にかかる確認、適性評価を実施した。

その結果、現場に適用するにあたって抽出された技術的課題（例　非常時回収）の対策として、たとえば搬送/支援台車のクラッチの構造修正と潤滑剤の変更等により、現場適用可能であることを確認した。

3. 地下階除染概念の検討

平成26年度に検討したモデル評価の結果と実測値に違いがあり、想定線源以外の線源が存在することが示唆されたため、線源を明確にした上で、再モデル評価して除染概念検討を行った。

原子炉建屋地下階の除染概念検討としては、原子炉建屋1階に穴をあけて実施する方法、三角コーナーからアクセスする方法等、現状技術で実施できる方法について概念検討を行った。さらに、原子炉建屋地下階のアクセス目的や線源を仮定した上で、当該の線源に対する除染概念検討を行い、新規技術の開発要否を検討した。

高圧水ジェット　ドライアイスブラスト　吸引・ブラスト

図１　高所用除染装置

図２　上部階用除染装置

課題及び今後の方向性

- 現場適用するにあたってはオペレータの習熟が必要である。
- 両装置とも必要に応じて順次、福島第一の現場へ適用していく。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

原子炉内燃料デブリ検知技術の開発
（平成２７年１２月末完了状況）

宇宙線ミュオンを利用した原子炉内燃料デブリ分布検知技術として、“透過法”と“散乱法”の二つの手法の開発を行い、透過法については福島第一原子力発電所１号機において測定と評価を完了すると共に、散乱法については７ｍ×７ｍの有感面積を有する大型のミュオン軌跡検出器の性能試験を完了し、それぞれ高放射線環境下にある原子炉体系への適用性を確認した。

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）

(1) １号機での透過法による測定と評価（図１）。

- 計3地点で約90日間の測定を実施した結果、使用済み燃料プール内の燃料により1m程度の識別能力を確認。また、炉心部には燃料がないと考えることが妥当な結果を得た。

(2) 透過法検出器装置の現場適用性の向上（図２）。

- ミュオン検出器面の改良により、分解能を落とすことなく装置全体の大きさを現行の約1/4とする小型の測定装置を開発した。

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

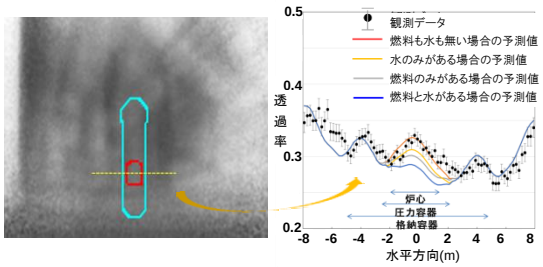
- システム評価試験により実機施工に向けた改良項目(検出器の位置ずれ対応等)を抽出した。実機適用判断後に製作検証を予定。

(2) 検出器で収集するデータ処理の実施

- 医療用再構成アルゴリズムに独自ノイズ抑制技術を追加し、従来の1/4(23日)の測定期間でも誤検知率が低下しないことを確認できた(図3a)。内部の詳細配置影響や奥行の分解能の改善が課題。
- ミュオンエネルギーの校正及び建屋等の影響が低減された(図3b)。

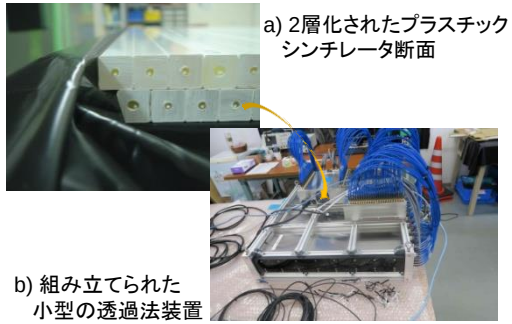
(3) システム評価の実施

- ミュオン軌跡検出システム（7m×7m）を用い原子炉構成材に対する透過試験を行い、コンクリート等に影響されずに鉛(ウラン等重元素を模擬)を画像化できることを実証した（図４）。



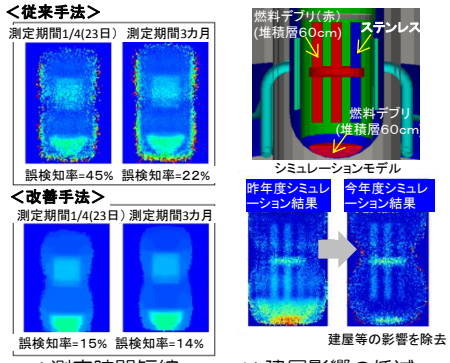
a) 測定データによる透過率　b) シミュレーションによる透過率予測値との比較結果

図１ １号機での透過法による測定と評価結果



b) 組み立てられた小型の透過法装置

図２　小型化した透過法測定装置



a) 測定時間短縮　b) 建屋影響の低減

図３　散乱法シミュレーション結果

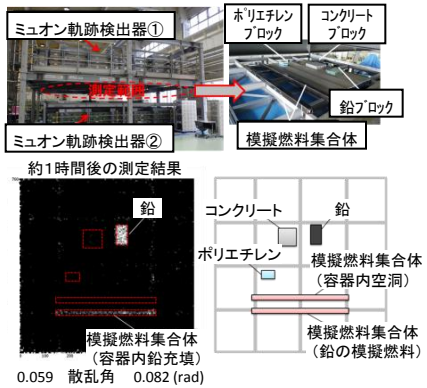


図４　散乱法による透過画像

課題及び今後の方向性

- 今後、現場状況も踏まえながら、炉内状態の把握状況に応じて透過法と散乱法の適切な実機適用を推進していく。なお、散乱法については、現場適用判断後に実機施工に向けた対応やアルゴリズムの微調整、装置起立時の総合試験を行う。

IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning