

研究開発プロジェクトのH24実績評価及びH25見直しの方向性

- ▶ H24年度実施の各研究開発プロジェクトについて、実績及び評価、H25年度計画の見直しの方向性について取りまとめ。
- ▶ 研究開発に当っては、現場状況等を適切に反映しつつ、有識者等の外部の知見を積極的に取り入れながら実施。
- ▶ 各プロジェクトにおいては、概ね今年度当初に計画した通りの成果を得られていると評価。今年度の進捗に伴い新たに判明した課題等については、H25年度以降の実施計画に反映していく予定。
- ▶ 各プロジェクトのポイントは、以下のとおり。

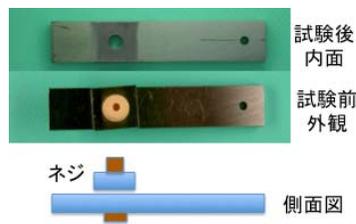
使用済燃料プール燃料取り出し

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

- (H24実績、評価)
 - 未使用および照射材から採取した材料を用いて腐食試験及び強度試験を行い、燃料集合体の長期健全性評価に資する水質及び照射の影響に関するデータを取得。
 - 海水及びガンマ線照射等の実機の環境下において腐食等の可能性が低いことを実験により確認し、今後の燃料の保管を進めるに当って、有意義な情報が得られていると評価。
 - (H25計画の方向性)
 - H25年度から開始する共用プールでの燃料集合体の健全性評価に資する試験では、燃料構造を模擬した試験片で多岐に渡る試験条件について、現場の環境を考慮しつつ、先行して実施した基礎試験による成果を反映し、効率的に進める予定。
- ▶ 今後の燃料集合体の長期保管に資する知見を取得。
 - ▶ H25年度は、共用プールでの長期保管に必要な試験等について、引き続き研究開発を実施予定。



照射済被覆管の電気化学試験



未照射材料を用いたガンマ線照射下すきま腐食試験



照射済被覆管の人工海水浸漬試験



高圧水洗浄除染装置



ドライアイスブラスト除染装置



ブラスト・吸引回収除染装置

燃料デブリ取り出し準備

2-1-1a. 建屋内の遠隔除染技術の開発

- (H24実績、評価)
 - 1～3号機原子炉建屋内通路部の現場調査（汚染状況の確認・分析）、除染技術の整理結果等に基づき、除染装置（高圧水洗浄／ドライアイスブラスト／ブラスト・吸引回収）を開発。福島第二原子力発電所での実証試験により、改良点を抽出。
 - 今後の実機への適用性を確認し、現場作業の計画に繋げることができたと評価。
- (H25計画の方向性)
 - 現場調査の結果から、線量寄与が床からのみではなく、フロア上層部からもあることが判明したため、当初計画の2階以上等の研究開発に加え、フロア上層部からの線量寄与について調査を行った上で、除染技術の開発を検討予定。

2-1-1b. 総合的線量低減計画の策定

- (H24実績、評価)
 - 原子炉建屋1階及び爆発損傷階などの共通アクセス通路等について、作業エリアを特定すると共に各々の環境条件の整理に基づき目標線量率を設定。効率的な除染方法について国内外の技術調査を行い、線量低減計画を立案。
 - 作業エリアの目標線量率を達成する方策を立てることが出来ていると評価。
 - (H25計画の方向性)
 - 建屋内の上層部は、線量率及び汚染データの測定点が少なく汚染分布の把握が十分でないため、H25年度「建屋内の遠隔除染装置の開発」PJにて実施予定の測定データに基づいた研究開発について、計画に反映予定。
- ▶ 今後の現場の作業環境改善に資する装置開発および計画立案を実施。
 - ▶ H25年度は、H24年度成果を踏まえつつ未実施のエリア等に対して、更なる研究開発を実施予定。

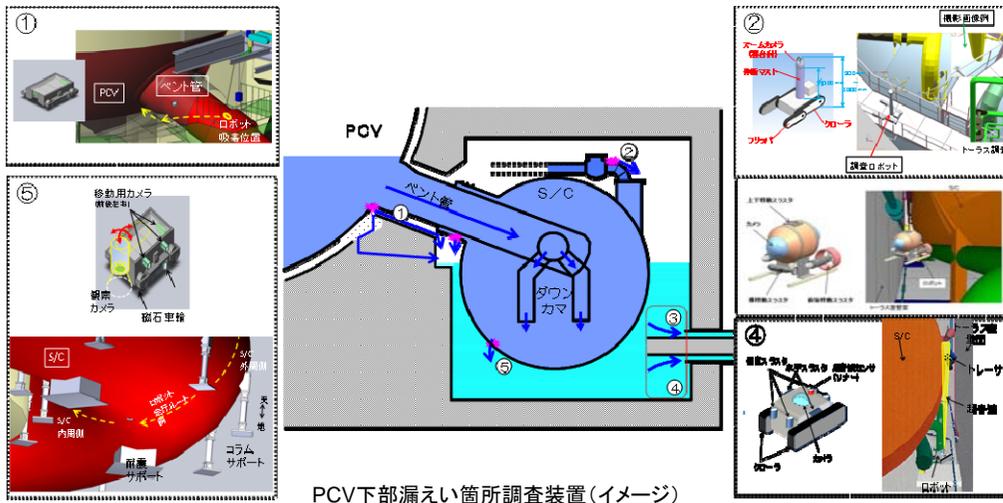
2-1-2. 格納容器漏えい箇所特定技術の開発

- (H24実績、評価)
 - 格納容器（PCV）ハウンドリを構成するため、損傷の可能性がある部位を抽出し、分類毎に点検調査工法を策定。この検討結果や現場状況に基づき、点検調査装置の仕様を取り纏め、設計を実施。
 - 幅広く優れた技術を活用するとともに、現場に適した点検調査装置の開発を進めていると評価。
- (H25計画の方向性)
 - H24年度に実施した装置設計に基づき、各点検調査装置の製作等を実施予定。

2-1-3. 格納容器補修技術の開発

- (H24実績、評価)
 - 格納容器補修に加え今後の廃止措置に有用と思われる技術を含めたカタログを作成。損傷不明なトラス室壁面及びサブプレッションチェンバ（S/C）下部に対して、補修工法及び装置の概念検討を実施。損傷の可能性が高い箇所（フランジ、ペネ）に対して、補修装置の概略設計を実施。また、格納容器ハウンドリの再構築が不可能な場合の冠水代替案について検討し、複数ケース抽出。
 - 実機に適用可能な装置の開発に繋がるものと評価。
- (H25計画の方向性)
 - H24年度に得られた技術情報及び漏えい箇所特定調査結果を踏まえ、補修（止水）工法の検討、損傷の可能性が高い箇所の補修装置の設計を実施予定。

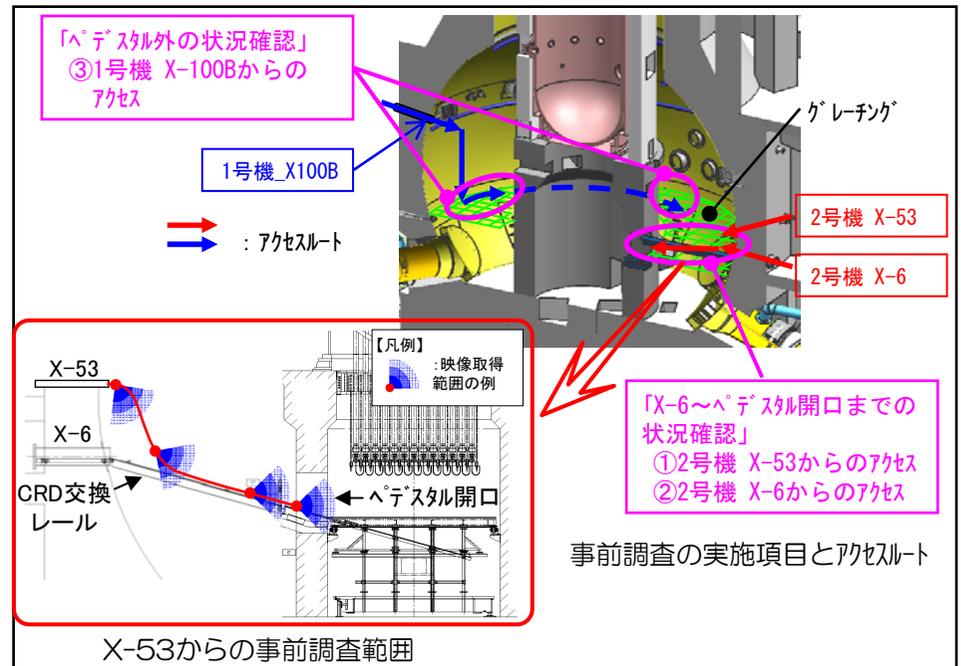
- 格納容器水張りのために必要となる、漏えい箇所の点検調査及び補修のための装置開発等を実施中。
- H25年度は、H24年度成果である設計情報等を活用し、更なる検討、開発等を実施予定。



2-1-4. 格納容器内部調査技術の開発

- (H24実績、評価)
 - 格納容器内部の事前調査（*1）のための装置開発、本格調査（*2）の工法検討を実施。
 - H24年度に実施したPCVエントリー工事調査で得られた現場状況等の情報について、当初の計画に反映できていると評価。
 - 概ね計画通りに実施しているものの、計画拡大や追加公募及び一般競争入札に時間を要したことなどから、事前調査についてはスケジュール見直しの検討が必要。
- *1：本格調査のためのPCV内事前調査。
*2：燃料デブリの位置の把握等のための調査。

- (H25計画の方向性)
 - H25年3月に実施の事前調査（2号機PCV貫通部：X-53ペネ）の結果を全体計画へフィードバックしたうえで、必要に応じて計画の見直し要否等について検討予定。
- 格納容器内部の状況及びデブリの位置把握等のための調査装置について、開発及び検討を実施中。
- H25年度は、H24年度当初からの計画拡大等を反映し、全体計画を見直した上で引き続き研究開発を実施予定。



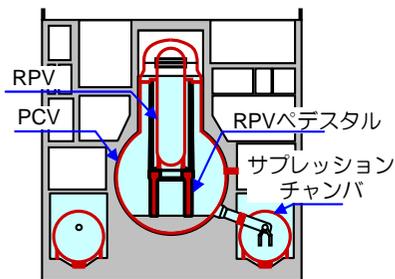
2-1-8. 圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発

- (H24実績、評価)
 - 原子炉圧力容器 (RPV) / 格納容器 (PCV) 、RPVペDESTALについて、腐食や高温履歴による強度特性変化等、余寿命評価に不可欠なデータを取得し、PCV冠水条件等、実機状態を仮定した上で、少なくとも15年以上は、耐震上重要な機器の健全性が概ね保たれるとの評価結果を得た。当初目標は概ね達成されたと評価。
 - 一方、プロジェクト開始以降に明らかになった現場状況や追加的課題 (炉注水等の水質変化、デブリ落下によるコンクリートの侵食、照射影響、等) を踏まえた、より実機状態に即した評価や、追加的な防食措置の必要性検討が課題。
- (H25計画の方向性)
 - 既に実機適用されている窒素封入による防食効果を考慮するなど、余寿命評価の高精度化を図るとともに、先行的な寿命延伸技術の確立を行う。

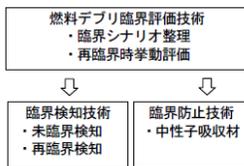
2-1-9. 燃料デブリの臨界管理技術の開発

- (H24実績、評価)
 - 燃料デブリ取出しの工程において臨界に至る可能性のあるシナリオを策定し、これらについて優先順位に応じた臨界評価を実施。今後の水処理システムの設計に資する臨界管理上の要求仕様及び概念を検討。さらに、炉内の再臨界検知のための検出器システムの要求仕様を検討、臨界防止技術に係る中性子吸収材の検討等、及びこれらの基盤研究を実施。
 - 上記は当初計画どおりに進捗しており、今後の燃料デブリ取出し等の臨界管理方策に大きく寄与するものと評価。
- (H25計画の方向性)
 - 他のプロジェクトや現場作業による得られる燃料デブリに関する新知見等の情報について、適切に研究計画に反映予定。検出装置の設計についてはリードタイムを勘案し、必要に応じて研究計画へのフィードバックを行う予定。

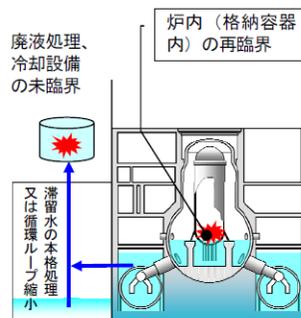
- 今後の燃料デブリ取り出しに向け不可欠である、主要機器の健全性確保及び臨界管理技術について、知見等を取得。
- H25年度は、H24年度成果を踏まえつつ、現場状況や他のプロジェクト情報を反映し、更なる研究開発を実施予定。



健全性評価対象部位
(赤線部)



燃料デブリの臨界管理技術

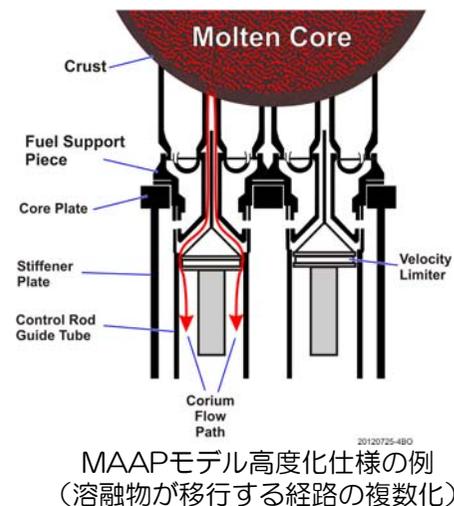


臨界検知技術の対象

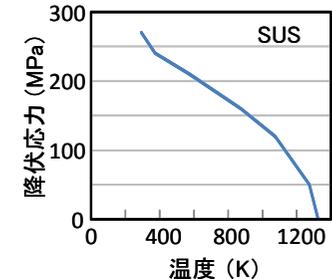
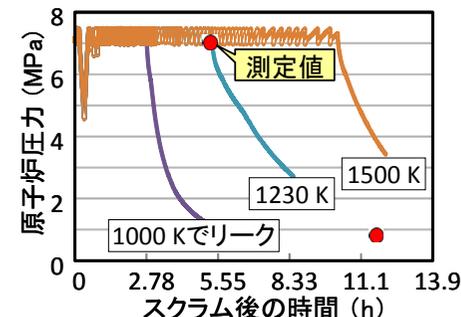
2-2-1. 事故進展解析技術の高度化による炉内状況の把握

- (H24実績、評価)
 - 炉内状況把握のための検討として、以下の①～⑤を実施。
 - ①事故の進展および燃料デブリの分布・性状を模擬するために重要な現象を抽出するために、現象の重要度ランキングをつけるPIRT (Phenomena Identification and Ranking Table) を作成。
 - ②解析コード (MAAP、SAMPSON) 高度化のための仕様策定及び改良。
 - ③最新の解析コード (MAAP、SAMPSON) による1～3号機の事故進展/炉内状況把握に関する解析。
 - ④現場のオペレーションから得られる情報及び他の計算コード等を用いた多角的なアプローチによる炉内状況把握のための検討。
 - ⑤国際ベンチマーク (OECD/NEA BSAFプロジェクト) 及びデータベースの構築 (情報基盤・国際協力に係る取組み)
 - 当初計画通りに事業を進めることで、また、今後のシビアアクシデントコードの高度化の方向付けに大きく貢献するPIRTの作成や、国内外連携により得られた成果等は有用であると評価。
- (H25計画の方向性)
 - H24年度に得られたPIRTや国内外の叢智を活用し、解析コードの高度化及び炉内情報把握のための研究開発を引き続き実施予定。

- 炉内状況把握を目的とした解析コードの高度化等の研究開発を実施中。
- H25年度は、H24年度成果を反映し、国内外連携等を活用しながら引き続き研究開発を実施予定。



MAAPモデル高度化仕様の例
(溶融物が移行する経路の複数化)



SAMPSONモデル高度化を反映した解析例
(炉内計装配管の破断を模擬した解析(1号機))

2-3-1. 模擬デブリを用いた特性の把握

- (H24実績、評価)
 - 炉内状況の解析結果等に基づき、燃料デブリの化学形態、相状態及び組成の推定結果を取得。模擬デブリを作製し、燃料デブリ取出しツール等の開発に必要な物性リストに基づき、機械特性データを取得中。TMIデブリとの比較や、実デブリ特性の推定等も実施。MCCI生成物については、海外機関からの情報を入手。
 - 炉内の燃料デブリ特性を把握するために必要なデータの取得について、当初予定通りに実施できていると評価。
- (H25計画の方向性)
 - 燃料デブリ取出しに係るニーズや現場状況及び新たな知見等を適宜反映しながら、引き続き研究開発を実施予定。

2-3-3. デブリ処置技術の開発

- (H24実績、評価)
 - 取り出した燃料デブリの貯蔵・処理・処分に係るシナリオについて、概念、特徴、課題等についての整理を実施。既存処理技術の適用性について検討。
 - 当初予定通りに実施し、シナリオの整理や、燃料デブリの溶解技術の可能性を見出したことは着実な成果であると評価。(H25計画の方向性)
 - 有識者等の国内外観智を活用しながら、引き続き研究開発を実施予定。

- 今後の燃料デブリ取出し作業に必要な物性データの取得、及びその後の処置に必要なとなる溶解技術等について、研究開発を実施中。
- H25年度は、現場状況や他のプロジェクト情報及び国内外の知見等を反映し、更なる研究開発を実施予定。

2-3-4. 燃料デブリに係る計量管理方策の構築

- (H24実績、評価)
 - TMI-2、チェルノブイリでの核燃料物質測定技術、計量管理手順の調査について継続で実施。福島第一原子力発電所に適用可能な核燃料物質測定のための技術についてカタログを作成し、適用可能性を検討。核燃料物質量の推定に寄与する放射性核種インベントリーについて、炉心情報を基に評価を実施。DOE-JAEA保障措置協力に基づく協力体制を構築。
 - 核燃料物質量の測定及び推定に寄与する成果について、当初計画とおりに着実に進捗していると評価。
- (H25計画の方向性)
 - 他のプロジェクトの情報を適宜反映するとともに、中長期ロードマップに則ったスケジュールにて、研究開発を実施予定。

- 核燃料物質計量に資する技術及びデータ等について研究開発を実施中。
- H25年度は、H24年度成果を踏まえつつ、中長期ロードマップに則ったスケジュールにて、更なる研究開発を実施予定。

放射性廃棄物処理・処分

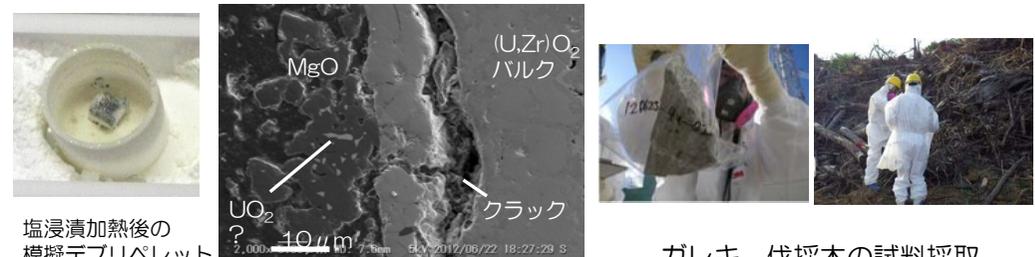
3-1. 汚染水処理に伴う二次廃棄物の処理・処分技術開発

- (H24実績、評価)
 - 汚染水及び二次廃棄物中の放射性核種組成等を評価するために、分析及びデータの取得を実施。スラッジの長期保管方策について必要となるデータを取得。廃ゼオライト・スラッジ等の廃棄体化技術を調査し、必要となるデータを取得中。
 - 概ね計画通りに実施されたと評価。H24年度に採取できなかったスラッジ等については、代替評価手段等を検討。
- (H25計画の方向性)
 - 引き続き、スラッジ等の性状調査、長期保管、廃棄体化のためのデータの取得等を実施予定。多核種除去設備の稼動に合わせて、発生する二次廃棄物の性状調査を実施予定。

3-2. 放射性廃棄物の処理・処分技術の開発

- (H24実績、評価)
 - ガレキ、伐採木を採取し放射性核種分析を実施。Zr-93、Mo-93等の難測定核種に関する分析フローを検討。放射性廃棄物の処理・処分に係るデータベースの概念設計、及び日本原子力学会の特別専門委による研究開発計画の策定検討等を実施。
 - 概ね当初計画とおりに実施され、研究開発計画の作成に当たって外部観智を取り入れていたと評価。
- (H25計画の方向性)
 - H24年度に作成した研究開発計画に基づき、廃棄物の処理・処分における安全性の見通しを得るために必要な研究開発を進める予定。
 - 廃棄物処理方法や処分概念についてあらかじめ幅広く評価する等、H24年度に明らかになった改善点を実施項目に加える予定。

- 汚染水処理に伴う二次廃棄物及びガレキ等の放射性廃棄物について、処理処分のために必要となるデータ取得、廃棄体化技術検討等について研究開発を実施中。
- H25年度は、H24年度に策定した計画等の成果を反映し、引き続き研究開発を実施予定。



塩浸漬加熱後の
模擬デブリペレット

塩との接触部の断面観察像

ガレキ、伐採木の試料採取

U模擬デブリと海水塩との反応



H24年度成果概要

**(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」
－ 長期健全性に係る基礎試験 －**

平成25年4月

(独)日本原子力研究開発機構

「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」 — 長期健全性に係る基礎試験 —

必要性:

使用済燃料プールの燃料集合体は、海水注入、瓦礫コンクリートの混入などによる塩化物イオンや高pHの環境に晒されており、通常の使用済燃料とは異なる保管履歴を経験している。また、落下瓦礫により一部の被覆管が破損している可能性もある。これらの燃料集合体を共用プールに移送し、長期保管する場合、瓦礫や塩化物イオンなどによる水質変化、照射などの要因が重畳し、燃料集合体の強度劣化が加速する可能性も考えられる。

共用プールで長期保管が可能か評価し、今後の保管方法を検討するため、また、将来の再移送時の取り扱い時健全性を確保するため、実機燃料の調査／試験結果を基に長期健全性を評価する必要がある。

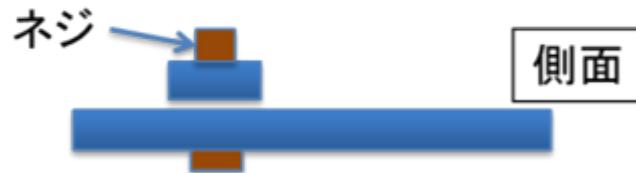
実施内容:

事故後の特殊環境を経験した燃料被覆管の調査結果及び試験結果を健全燃料と比較して評価するため、使用済み燃料被覆管を用い、加速試験として温度や塩化物イオン濃度、pH等の環境を幅広く変えた条件での電気化学試験、強度試験、腐食試験、試験後の腐食形態等の詳細観察を行う。

①ジルカロイの腐食に与える水質及びガンマ線の影響評価

目的: 海水成分が残留する使用済燃料プール(SFP)内においてジルカロイ被覆管に孔食やすき間腐食等が発生する可能性を検討する。

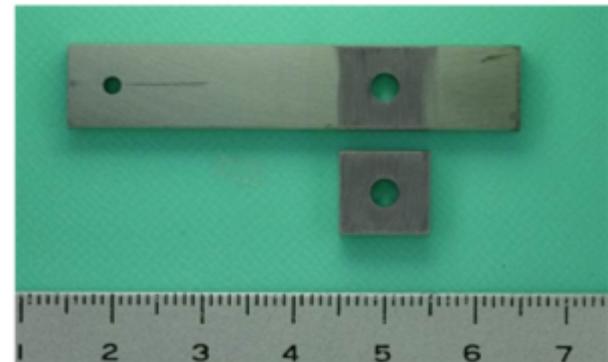
ジルカロイ-2板材を2枚重ねた
すき間腐食試験片



ジルカロイ-2板材の化学組成 (mass%)

Sn	Fe	Cr	Ni	O	Zr
1.40	0.16	0.10	0.06	0.12	Bal.

試験実施場所:
高崎量子応用研究所
コバルト照射棟



人工海水中1ヶ月間ガンマ線
7.5kGy/h照射後の試料外観

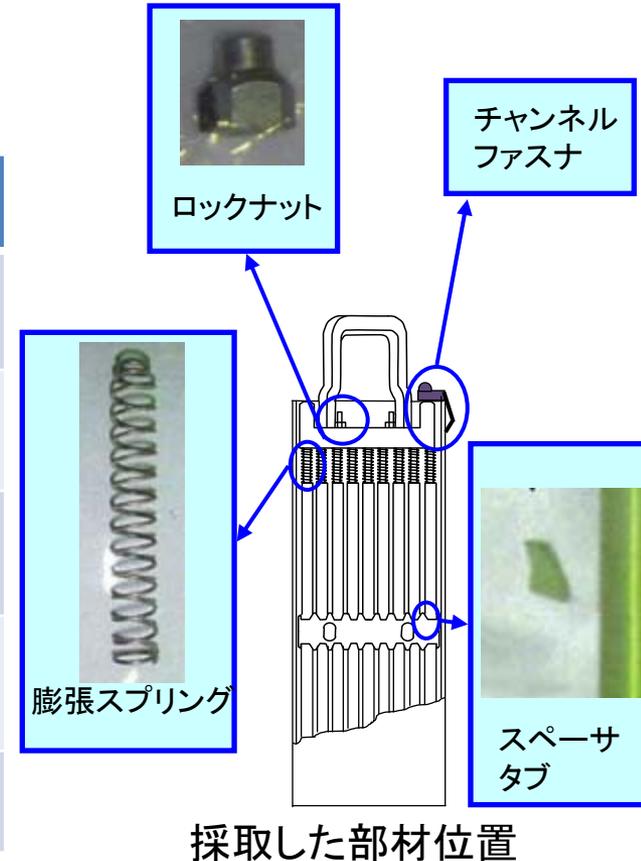
実機に比べて厳しい条件である、人工海水中で1ヶ月間、ガンマ線を照射した後においても、すき間部に孔食及びすき間腐食はしないことを示した。

②1F4未使用燃料集合体から採取した部材の健全性評価

目的： 2012年8月に1F4-SFPから取り出した未使用燃料集合体の部材について、共用プールで行われた目視点検では部材の腐食は認められなかったが、目視で確認できない部位の詳細な評価を実施する。

未使用燃料集合体から採取した部材の検査予定項目

部材	材質	試験項目
ロックナット	ステンレス鋼	表面観察(光顕,SEM)、表面分析(EPMA)、断面観察、核種分析
スペーサタブ	ジルカロイ2	表面観察(光顕,SEM)、酸化膜観察、表面分析(EPMA)、核種分析
膨張スプリング	インコネル	表面観察(光顕,SEM)、表面分析(EPMA)、核種分析、除染試験
チャンネルファスナ	ステンレス鋼 インコネル	表面観察(光顕, SEM)、表面分析(EPMA, XRD)、核種分析、除染試験
瓦礫・砂礫 (JAEAに輸送済)	コンクリート等	核種分析、線量測定

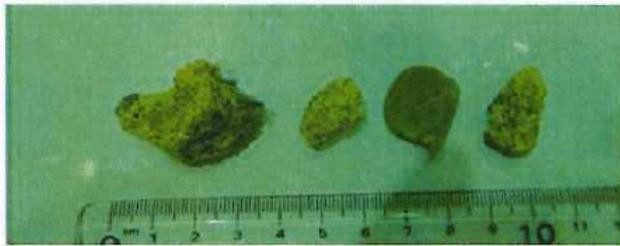


異種金属接触部やすき間部の腐食の確認、表面の放射性物質の同定を行うとともに、除染試験を行い、表面に付着した放射性物質の除去方法の検討を行う予定。本年度は、試験計画の策定とモックアップ試験を実施した。

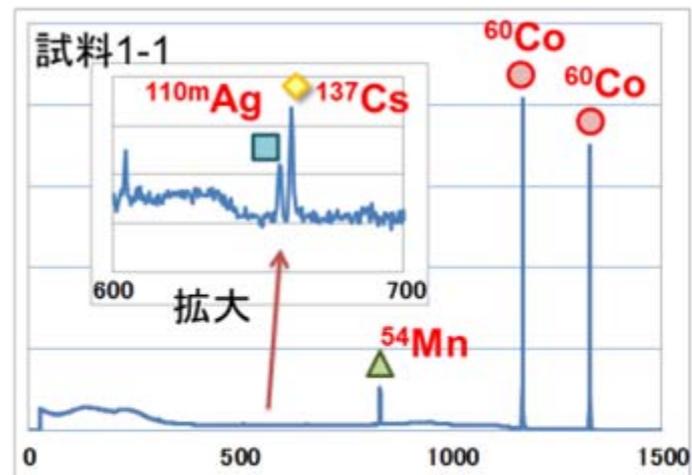
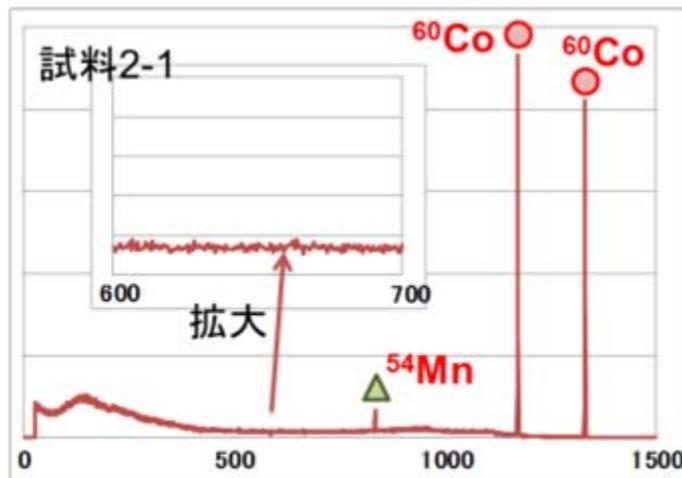
※本項の一部の画像については、メーカーのノウハウを含むことから削除させていただきました。

③1F4未使用燃料集合体から採取したガレキの汚染評価

目的: 1F4-SFPから取り出した未使用燃料集合体から採取したガレキ試料のガンマ線測定を実施し、ガレキに付着した汚染物とその由来を検討する。



未照射燃料から採取されたガレキの写真



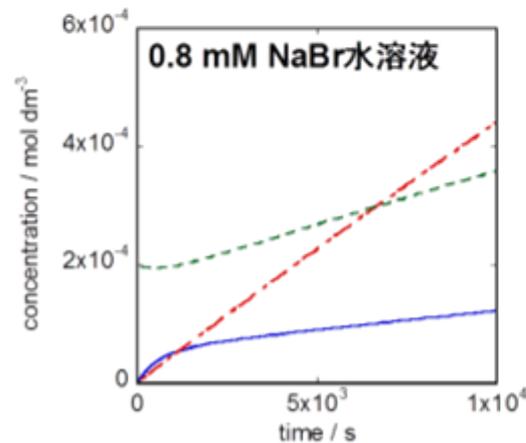
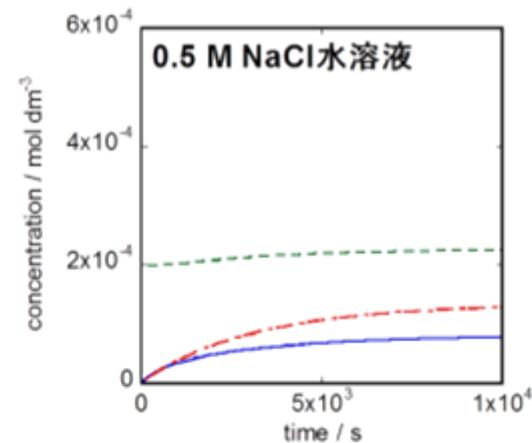
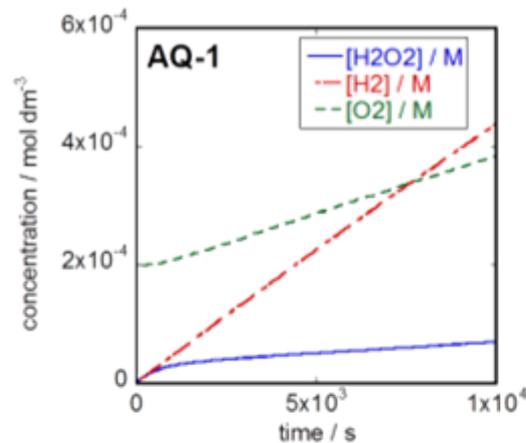
^{60}Co 、 ^{54}Mn の強いスペクトルを検出

^{60}Co と ^{54}Mn の比率からガレキに検出された汚染源は、使用済燃料集合体に付着していた放射性クラッドが移行し付着したものと推定した。

④水の放射線分解に与える海水成分の影響に関する検討

目的: 海水成分を含む水の放射線分解計算を実施し、知見がほとんど無い条件における放射線分解生成物の生成挙動を解析的に評価する。

海水成分を含む水の放射線分解計算の結果



- NaCl水溶液と比べて、Brを含む水溶液の方が溶存水素濃度が高い
- NaCl, NaBr混合水溶液における生成物挙動は0.8 mM NaBr水溶液のものにほぼ一致



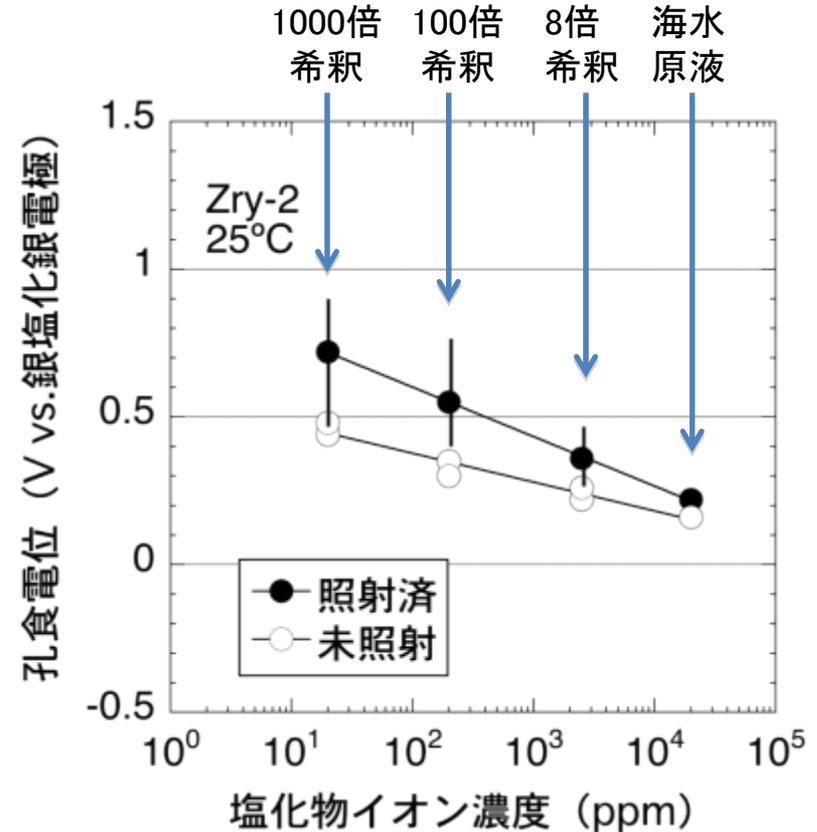
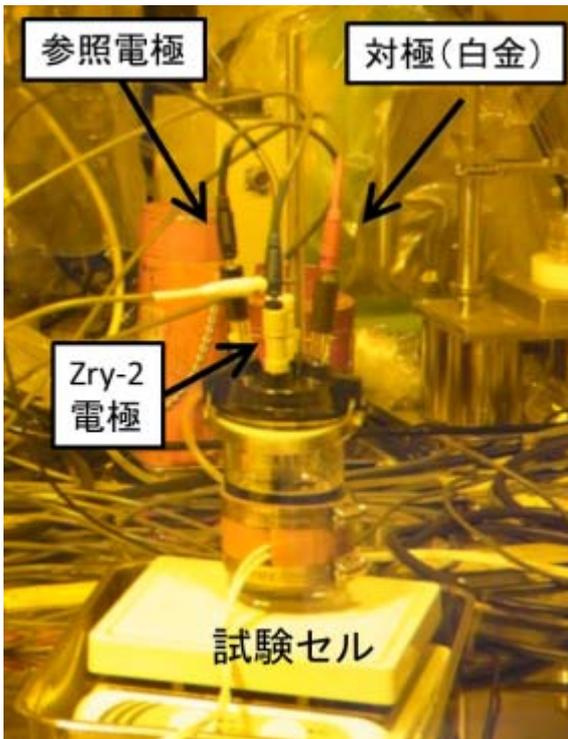
海水の放射線分解が、Brに依存するものであることが示された。実験的に確認中。

放射線分解解析コードに海水成分の反応式を組み入れ、Br等の海水由来成分が水素、酸素、過酸化水素の発生挙動に与える影響を明らかにした。

⑤使用済燃料被覆管の腐食への海水成分の影響評価

目的： 実機で照射されたジルカロイに海水中で孔食等が発生する可能性を電気化学的試験（腐食環境での材料の電位測定）により評価する。

試験材：2F1号機から取出した燃料集合体（最高燃焼度55GWd/t）より採取した被覆管



未照射材と照射材の孔食電位の比較

いずれの海水濃度でも照射材の孔食電位が未照射材より低下することではなく、照射により孔食発生の可能性が上昇しないことを示した。

⑥使用済燃料被覆管の塩水浸漬試験後の機械的特性評価

目的: 使用済燃料被覆管を用いて腐食及び機械的特性評価試験を実施し、高燃焼燃料被覆管の健全性に及ぼす塩化物イオン等の影響を評価する。

試験条件

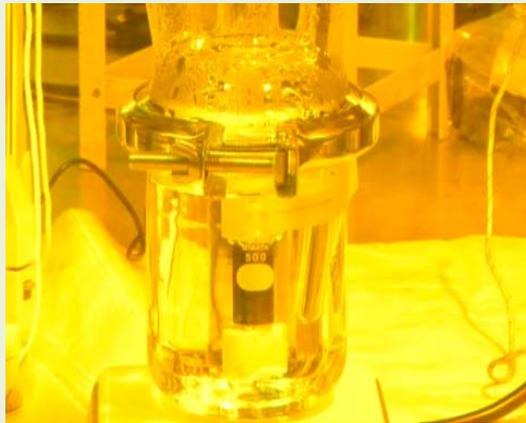
○試験材

BWR条件で使用された「ふげん」被覆管(ジルカロイ-2、燃料は抜き取り済み)、燃焼度:45GWd/t

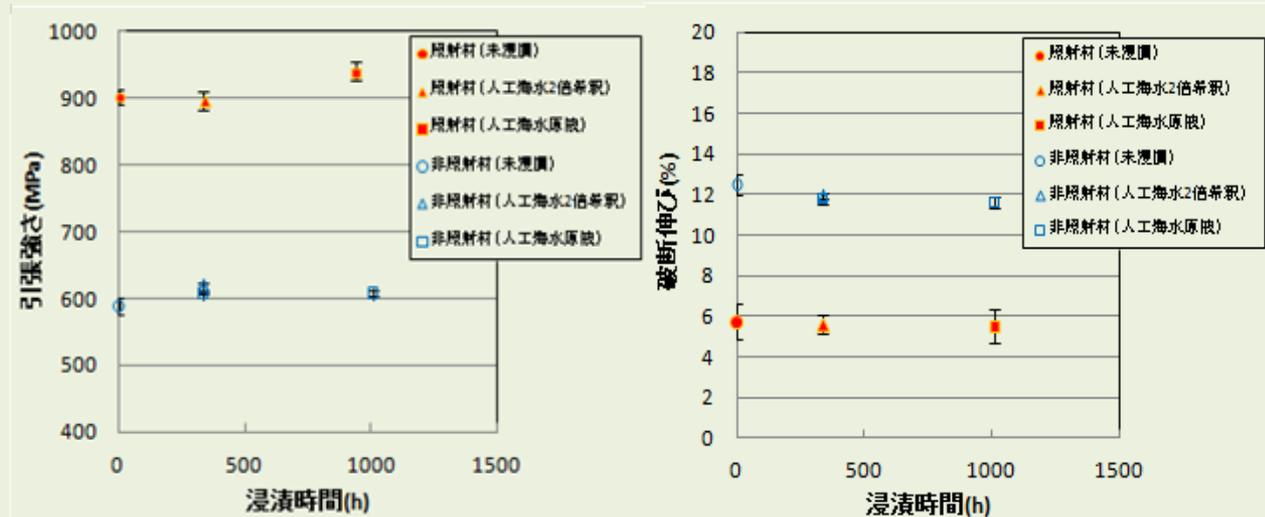
○試験・評価内容

1. 浸漬試験:80°C、濃度の異なる人工海水(無希釈、2倍希釈)へ1,000時間程度まで浸漬
2. 浸漬後に強度試験を実施し、強度特性に及ぼす塩化物イオン等の影響を評価

試験結果:



人工海水中における80°Cでの被覆管浸漬試験の状況



人工海水浸漬試験前後のリング引張試験結果(左: 引張強さ、右: 破断伸び)

80°Cで1000時間まで実施した人工海水原液中の浸漬試験により有意な腐食や強度特性(引張強さ、破断伸び等)の低下は生じないことを示した。

「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」 8

— 長期健全性に係る基礎試験 —

まとめ：

- 未使用および照射材から採取した材料(ジルカロイ-2)を用いて腐食試験および浸漬後強度試験を行い、燃料集合体の長期健全性評価に資する水質及び照射の影響に関するデータを取得し下記を示した。
- 冷却水中の塩化物イオン濃度が低下しつつある現状の使用済燃料プール内に比べて厳しい水質条件のガンマ線照射下においても、未使用燃料被覆管に腐食が発生する可能性は低いことを示した。
- 使用済燃料被覆管の海水成分を含む水中での孔食発生可能性が未使用燃料被覆管に比べて大きくなる可能性は低いことを示した。
- 80°Cの海水原液という現状の使用済燃料プール内に比べて厳しい水質条件でも、1000時間までの浸漬では使用済燃料被覆管に腐食及び強度低下が生じないことを示した。

H24年度 成果概要

2-①-1a「建屋内の遠隔除染技術の開発」

2013年4月

(株)東芝
日立GEニュークリア・エナジー(株)
三菱重工業(株)

遠隔除染PJと総合線量低減PJの関連

プロジェクト会議(2回/月)

(東京電力、メーカー3社、ゼネコン4社、アトックス、JAEA)

建屋内の遠隔除染技術の開発

(東芝、日立GEニュークリア・エナジー、三菱重工業)

- 汚染状況の基礎データ取得
 - 線量率調査
 - 線源調査
 - 表面状態調査
 - 汚染状況調査(オンサイト分析)
 - 汚染状況調査(詳細分析)
 - 実サンプル除染試験

調査結果等

- 除染技術整理及び除染概念検討
技術カタログ

- 模擬汚染の作成、模擬除染試験
模擬汚染による除染試験結果

除染試験結果

- 遠隔除染装置設計製作、遠隔除染実証
遠隔除染装置設計、製作
遠隔除染装置の実証試験
遠隔除染実証の課題

H25調査計画、装置開発計画にフィードバック

H25計画

JAEA殿実施部分

総合的線量低減計画の策定

(アトックス/メーカー、ゼネコン)

他プロジェクト

- 作業エリア内の構造物配置等の整理
- 作業エリア内のホットスポットの整理
- 作業エリア内の線量率分布、放射性汚染状況の整理
- 作業エリア内の目標線量率の設定

- 除染技術の評価・選定
- 作業上必要となる障害物の撤去技術の評価・選定
- 遮へい技術の評価・選定

- 除染技術の組み合わせによる線量低減の評価

- 目標線量率を達成するための課題

メーカー、ゼネコンの関与部分

基礎データの取得

コンクリート表面のエポキシ塗層に最大1mm程度浸透していると考えられていた汚染は、エポキシ樹脂そのものへの汚染浸透ではなく、経年劣化による傷やポーラス状の微小な凹部に汚染が固着しているものと考えられる。

除染技術の妥当性確認

基礎データの取得結果、模擬汚染による除染試験結果から、フェーズⅠの除染方法として選定した高圧水ジェット洗浄、ドライアイスブラスト除染、ブラスト吸引洗浄は妥当であったと評価した。

遠隔除染実証

フェーズⅠで製作した遠隔除染装置について、実機適用を目的とした実証試験を実施し、実機適用できる見通しを得るとともに、課題や改良点の抽出を行った。

汚染状態調査結果(JAEA殿実施)

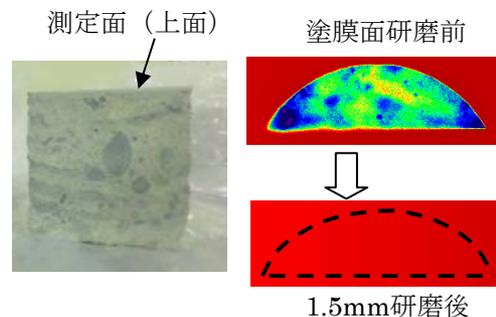
コンクリートコアサンプルの断面、表面についてイメージングプレート測定を実施した。全号機において汚染はコンクリートコアサンプルの塗膜(エポキシ樹脂)表面近傍に存在し、コンクリート内部(深さ方向)への浸透はなかった。

なお、塗膜(エポキシ樹脂)への浸透は、2号機が最大で約1mm程度であった。

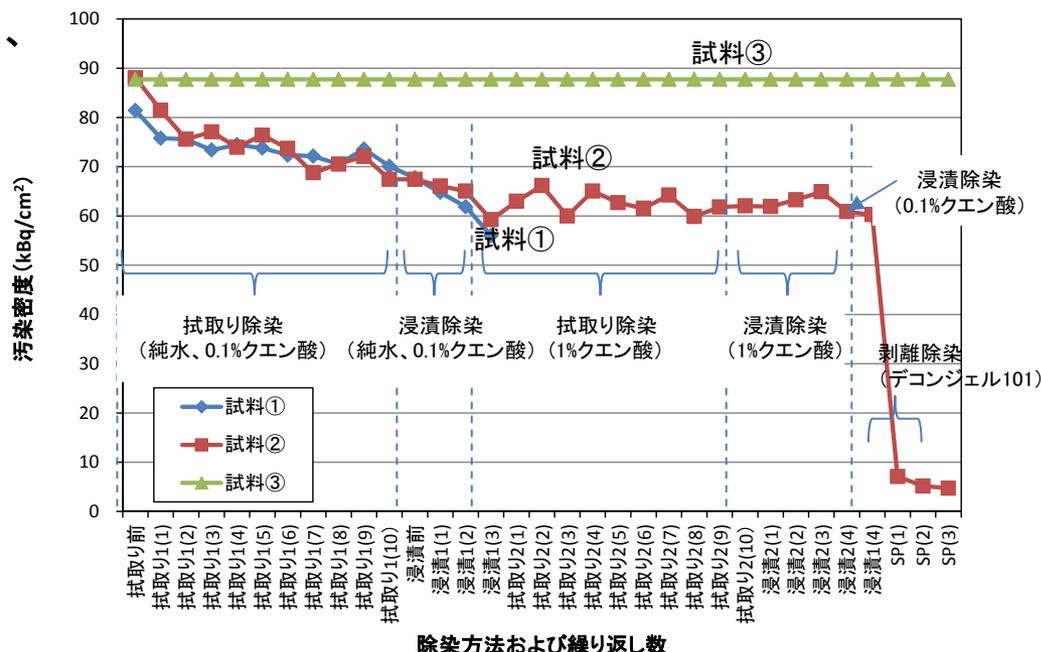
(後述のとおり、除染できたことからエポキシ樹脂そのものへの汚染浸透ではなく、経年劣化による傷やポーラス状の微小な凹部に汚染が固着しているものと考えられる。)

コンクリートコアの残留汚染に対し、除染試験を実施した。

純水、0.1および1%クエン酸による、拭き取り除染で77%(67kBq/cm²)、浸漬試験によりさらに67%(59kBq/cm²)剥離性塗膜(デコンジェル)によりさらに5%(5kBq/cm²)まで残留汚染が低下した。



イメージングプレート測定結果の例



コンクリートコアサンプルの除染による汚染密度の変化

選定した除染技術の妥当性確認

基礎データ取得結果、模擬汚染による除染試験結果から、フェーズ I で装置製作することとした高圧水ジェット洗浄装置、ドライアイスブラスト除染装置、ブラスト除染装置(吸引装置を含む)で除染対象の汚染形態を網羅できると考えられる。

基礎データ取得結果の概要
 1号機床面は遊離性汚染が主体(汚染形態①主体)
 2号機床面は固着性汚染の割合が高い。エポキシ塗層に一部浸透(汚染形態③主体、①、⑤を含む)
 3号機床面は固着性汚染が高い部分と遊離性汚染の高い部分がある。エポキシ塗層に一部浸透(汚染形態①③主体、⑤を含む)

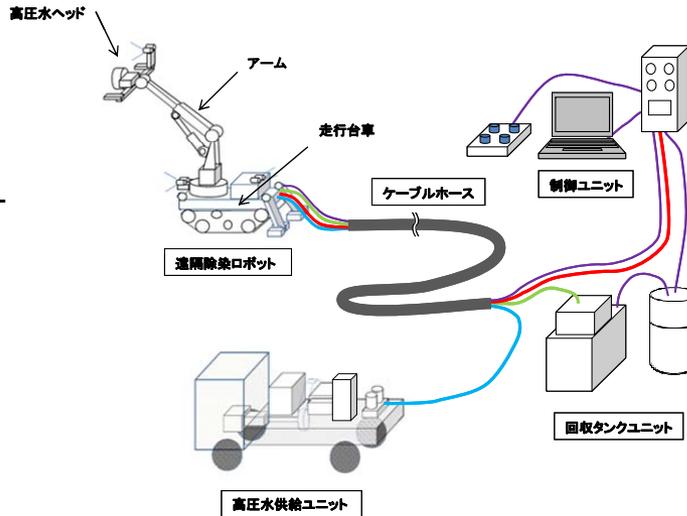
区分	工法の適用範囲(汚染状態)						模擬汚染除染試験結果	汚染形態に対する除染方法の妥当性
	汚染形態① エポキシ塗装コンクリート面に、コンクリート層が堆積	汚染形態② 無垢コンクリート面に、コンクリート層が堆積	汚染形態③ エポキシ塗装のコンクリート面に、汚染蒸気が表面で乾燥	汚染形態④ 無垢コンクリート面に、汚染蒸気が浸透した後乾燥	汚染形態⑤ エポキシ塗装コンクリート面に、滞留水が付着後表面で乾燥	汚染形態⑥ 無垢コンクリート面に、滞留水が浸透した後乾燥		
高圧水ジェット除染法	遊離性汚染	遊離性汚染	固着性汚染	固着性汚染浸透汚染(比較的浅い)	固着性汚染浸透汚染の可能性あり	固着性汚染浸透汚染(比較的深い)	注) 模擬汚染の除染試験で使用した模擬汚染試験片に付着させた非放射性Csの量は実際の福島第一原子力発電所1~3号機1階床面の放射性Cs付着量に対し、分析できる量として、100倍~1000倍程度の量となっているため、模擬汚染除染試験の結果としてのCs除去率は、そのまま実際の除染効果(DF)を評価できるものではなく、相対的に除染効果を評価するための目安とする。	○: 有効である可能性が高い △: あまり良い結果とはなっていないが、可能性はあると考えられる ×: 効果が期待できない
ウォータージェット(超高压水)除染法	Wetな除染方法で、フェーズ I の除染対象を網羅できる見通しを得た。						汚染形態①、②の乾性沈着については、30MPaの条件でエポキシ塗層あるいは無垢コンクリート面を傷つけずに粉塵を除去した。Cs除去率は①に対して70~100%、②に対して60~100%であった。汚染形態③については、30MPaの全てのノズル操作条件において、ほぼ100%Cs除去率が得られた。	①○(30MPaでCs除去率70~100%) ②○(30MPaでCs除去率60~100%) ③○(30MPaでCs除去率ほぼ100%)
吸引回収除染法							汚染形態④については、50MPa以下ではCs除去率0~20%、100~140MPaで50~70%、190MPaでは90~95%であった。汚染形態⑥については、30MPaではCs除去率0%、100~140MPaで0~20%、190MPaで50~60%であった。	④○(190MPaでCs除去率90~96%) ⑥△(190MPaでCs除去率50~60%)コンクリート2mm研削
ドライアイスブラスト除染法							ルースな遊離性汚染に対しては、ブラシなし吸引ノズル(吸引力のみ)でほぼ100%に近い汚染除去率が得られた。強固に固着した遊離性汚染に対しては、汚染形態②に対してはほとんど0%に近い汚染除去率となった。汚染形態①の試験体に対しては高い除去率が得られたものもあったが、0%に近い試験体もあった。	①○(ルースな汚染に対してCs除去率ほぼ100%) ②○(ルースな汚染に対してCs除去率ほぼ100%)
ブラスト除染法							汚染形態③の結果は、除染条件、Cs付着量によらず全ての試験体で97%以上程度の除去率が得られた。汚染形態④については、Cs除去率はばらばらしているものの概ね10%の除去率であった。	③○(Cs除去率97%以上) ④×(Cs除去率10%程度)
スクャーピング除染法							汚染形態③に対しては、走査速度によらず、ほぼ一定で高いCs除去率を示した。エポキシ塗層がされているため、切削深さがほとんどない高速走査でも98%以上の高効率の除去が可能であった。汚染形態④に対しては、中速/低速走査で96~98%、高速走査で90%のCs除去率であった。汚染形態⑥に対しては、中速/低速走査で97~99%、高速走査で80%程度のCs除去率であった。	③○(Cs除去率98%以上) ④○(Cs除去率96~98%程度)中低速走査(3mm研削) ⑥○(Cs除去率97~99%程度)中低速走査(3mm研削)
剥離性塗膜除染法							目視上、汚染の再付着はなく、コンクリートを研削可能であることを確認した。このことからコンクリートに浸透した汚染を除去可能である。	⑥○
							汚染形態③については全ての除染条件においてほぼ100%のCs除去率が得られた。汚染形態④、⑥については1回の塗布、剥離で5~10%の除去率であった。	③○(Cs除去率ほぼ100%) ④×(Cs除去率5~10%程度) ⑥×(Cs除去率5~10%程度)



当初フェーズ I での対象汚染範囲と考えた部分 | 汚染の模擬ができず確認できなかった

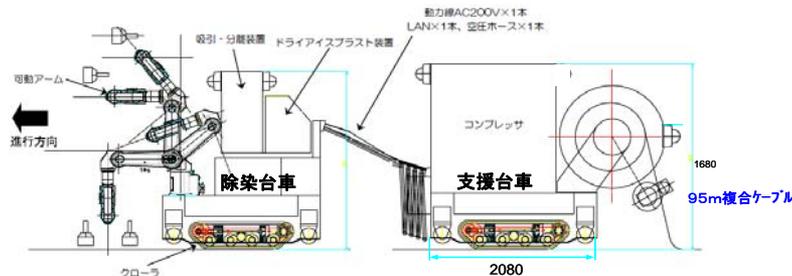
高圧水ジェット洗浄装置の特長

遠隔除染ロボットは高圧水ヘッド、アーム、走行台車から構成され、ケーブルホースを介して制御ユニットから遠隔操作されます。ケーブルホースを介して、高圧水は供給ユニットから供給され、ヘッドで回収した汚染水は回収タンクユニットに回収されます。

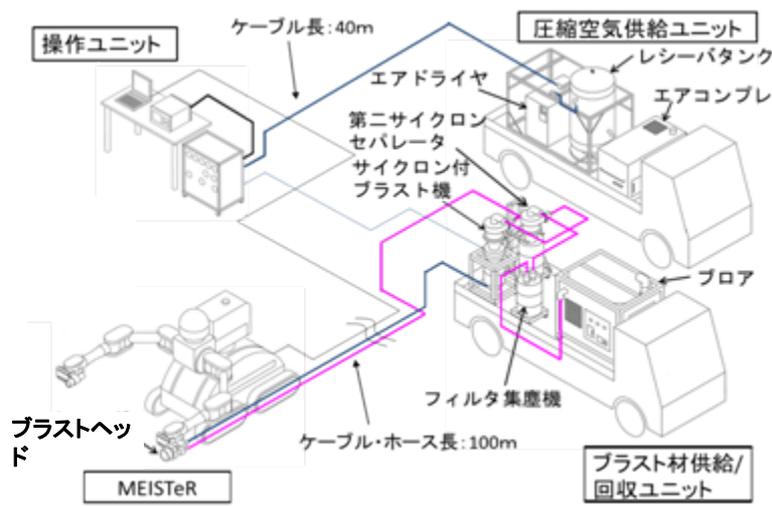


ドライアイスブラスト除染の特長

- ・ドライアイス粒子を除染対象物に吹き付け、ドライアイス吹き付け時の衝撃とドライアイス昇華時の膨張により表面の汚染物を除去する。
- ・金属などの表面を損傷させない。
- ・ドライアイスは昇華するため、二次廃棄物とならない。
- ・除去した汚染物を吸引・分離装置で回収。



ブラスト除染装置の特長
 研削材を除染対象面に噴射し、表面を研削する工法。本装置で使用する研削材はスチールグリッド(特殊鋼製の鋭いエッジを持った多角形粒子)であり、噴射後のスチールグリッドを回収(二次廃棄物の回収)し、セパレータで汚染と分離した後に再利用する。
 なお、本装置は単独吸引モードが可能であり、1cm程度の小さいガレキの回収が可能。



製作した3台の除染装置に関し、工場でのモックアップ試験及び実証試験を実施し、実機適用の目処を得るとともに、実機適用に向けた課題や、効率向上のための改良点の抽出等を行った。

● 主な課題(例)

- ・ケーブル・ホース巻き取り装置による回収作業の機械化(高圧水ジェット洗浄装置)
- ・複合ケーブルの取替え(より線⇒光ケーブル)による通信安定化(ドライアイスブラスト除染装置)

● 主な改良点(例)

- ・レーザポインタ追加あるいは監視ロボット追加による視認性の向上(高圧水ジェット洗浄装置)
- ・フィルタの接続をコネクタ構造とし、着脱時間の短縮により、被ばく低減を図る。(ドライアイスブラスト除染装置)
- ・除染施工位置の教示作業動作ソフトの改良による除染作業時間の短縮(ブラスト除染装置)

学会等発表

基礎データ取得結果について2013春の原子力学会で5件発表予定
(学会発表の件は、1/24(木)の事務打合せ時に報告済み、基礎データ等の内容については、3/7(木)事務打合せ時に紹介済)

広報活動

ドライアイスブラスト除染装置を2月15日にプレスに公開
高圧水ジェット洗浄装置を3月8日にプレスに公開

平成24年度 成果概要

「総合的線量低減計画の策定」

2013年4月

(株)アトックス

平成24年度「総合的線量低減計画の策定」成果

1. 目的

作業員の被ばく低減を目的として、さまざまな線量低減技術と遠隔除染技術を用いた総合的な線量低減方策を立案する。

2. 平成24年度実施内容

1号機、2号機及び3号機の1階、2号機5階、1号機及び3号機の爆発損傷階の作業エリアに対して、除染等の線量低減技術を用いて、目標線量率に到達する線量低減方策を検討した。また、海外の技術を集め、有効性を検討した。

3. 主な成果

(1) 建屋内線量分布の解析

線量低減方策を立案するための基本データとして、建屋内の線量測定データを整理し、作業エリアの線量率分布から汚染された床、壁面などの線源からの線量寄与をモデル化した。

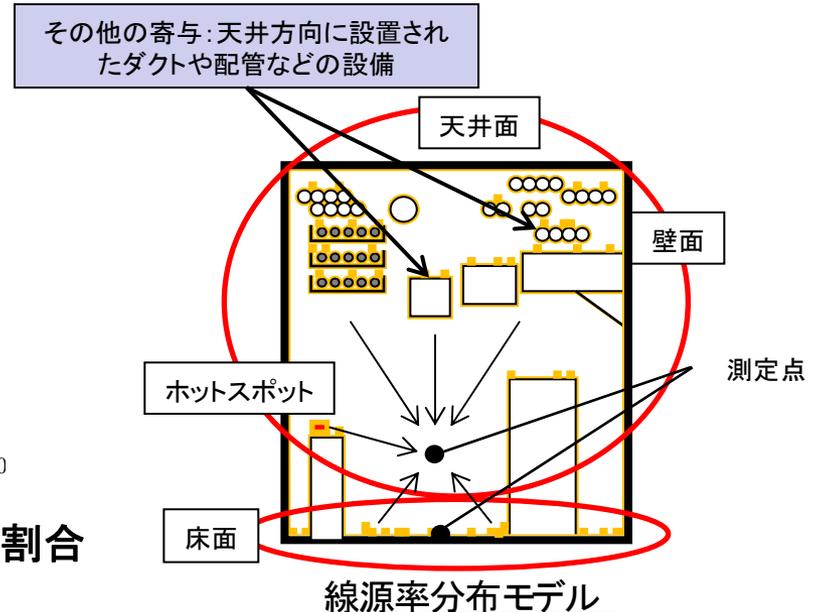
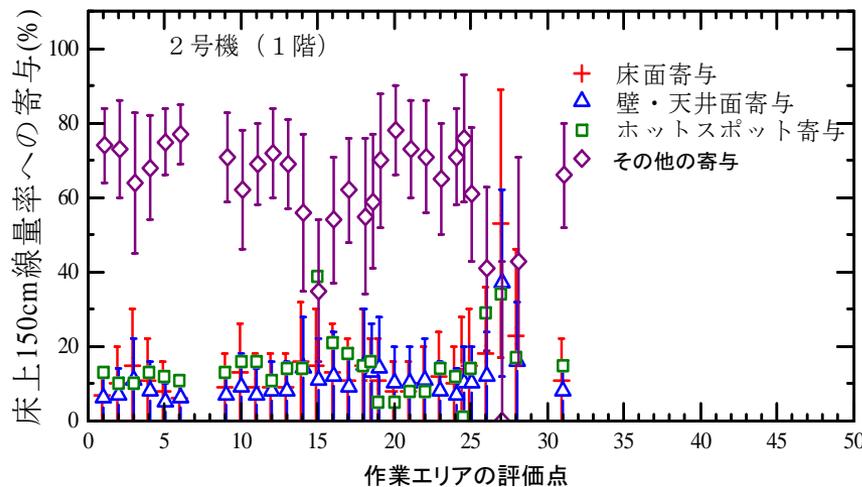
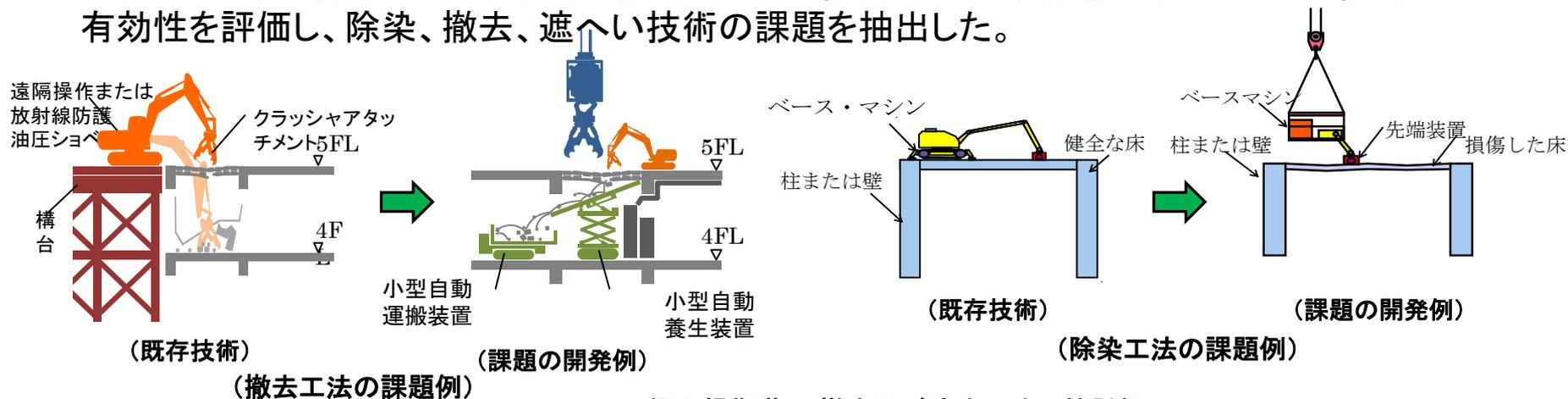


図: 2号機1階の作業エリアにおける線源の寄与割合

【結論】 床面、壁面・天井面、ホットスポット以外の天井方向に設置されたダクトや配管などの設備からのその他の寄与が大きい。

(2) 除染、撤去、遮へいの線量低減技術の評価・選定

床、壁面等の線源に対する除染、撤去、遮へい技術の適用条件を明確にし、既存技術の有効性を評価し、除染、撤去、遮へい技術の課題を抽出した。



爆発損傷階の撤去及び除染工法の検討例

(3) 線量低減方策の検討 (目標線量率 3mSv/h)

各号機の床、壁等について線量低減方策を検討した結果、以下の装置の準備や詳細な追加調査を行うことで目標線量率を達成する方策を得た。



【結論】

作業エリアを目標線量率に達成する方策を立案するには、天井方向に設置された設備等の遠隔操作による除染、撤去、遮へいが施工可能な装置が必要

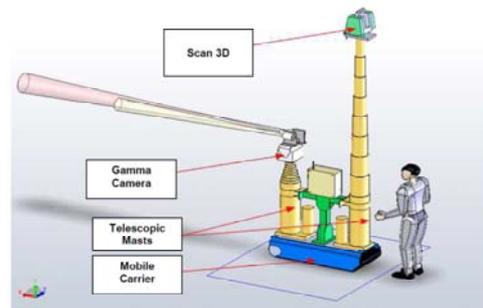
- ① 建屋内の上層部からの線量が高いことから、天井方向に設置された設備等の遠隔操作による除染、撤去、遮へいが施工可能な装置
- ② 天井方向に設置された設備に付着した線源強度の調査、並びに今回検討できなかったエリアの詳細な調査

(4)海外の技術の活用

目的

高放射線、高放射能汚染等の現場経験の豊富な海外機関の技術を活用することで課題を効果的に解決する。

海外機関	提案技術
①AREVA(フランス)	高線量下での遠隔による3D汚染分布測定と線量寄与の評価
②Babcock(イギリス)	高線量下での遠隔による汚染状態の解析手法
③CH2M HILL(アメリカ)	高線量下での、高所のケーブルトレイ、ダクト及びグレーチング等並びに電源盤及び計装ラックの内部計装品の除染
④ONET(フランス)	高線量下での高所ダクト及び配管の遠隔閉止及び撤去方法
⑤Perma-Fix(アメリカ)	高線量下での燃料交換フロア天井部の除染
⑥Plejades(ドイツ)	高線量下での移動型遮へいシェルター



① AREVA社 遠隔線量測定システム



② Babcock社 遠隔サンプリングツール

【結論】

海外で実績のある技術等を効果的に組み合わせた提案内容となっており、要素技術としては確立している。福島で適用するにあたって現場状況に応じた改良、開発を行うことで、課題解決に有効であると考えられることから、引き続き検討する。

4. 目標線量率を達成するための課題

線量低減技術と遠隔除染技術等を用いて、総合的な線量低減方策を検討する過程において、抽出された課題を以下に示す。

①施設の状況に関する事項

- ・天井部に設置された機器の配置、構造についての調査
- ・高線量等の理由で十分に調査がなされていない区域の調査

②線量率及び汚染状況に関する事項

- ・各号機の原子炉建屋内の天井方向に設置されているケーブルトレイ、配管、ダクト等の線量率及び汚染形態の調査
- ・原子炉建屋内の床面から天井面までの線量率の高さ方向分布に関する調査

③線量低減技術に関する事項

- ・高所用の除染、撤去、遮蔽技術の開発
- ・爆発損傷階の解体撤去を確実に遂行するための技術開発

④実証試験等に関する事項

- ・原子炉建屋内の実環境での除染装置の性能確認
- ・線量低減計画の効果を確認する実証試験の実施

H24年度 成果概要

2-1-2「格納容器漏えい箇所特定技術の開発」

2013年4月

日立GEニュークリア・エナジー(株)
(株)東芝
三菱重工業(株)

1. 本研究の実施内容

実施内容

1. 点検調査工法の開発

(1) 漏えい箇所の検討

シビアアクシデント等で生じる環境変動等、および、PCVの設計情報等に基づき、PCVにおいて損傷する可能性のある箇所等を抽出し、漏えい想定箇所を一覧表としてまとめる。

(2) 既存技術の調査

当該環境下(高線量・狭隘・水中等)で点検調査するために必要な要素技術や遠隔操作技術等について、既存技術を調査し技術カタログをまとめる。

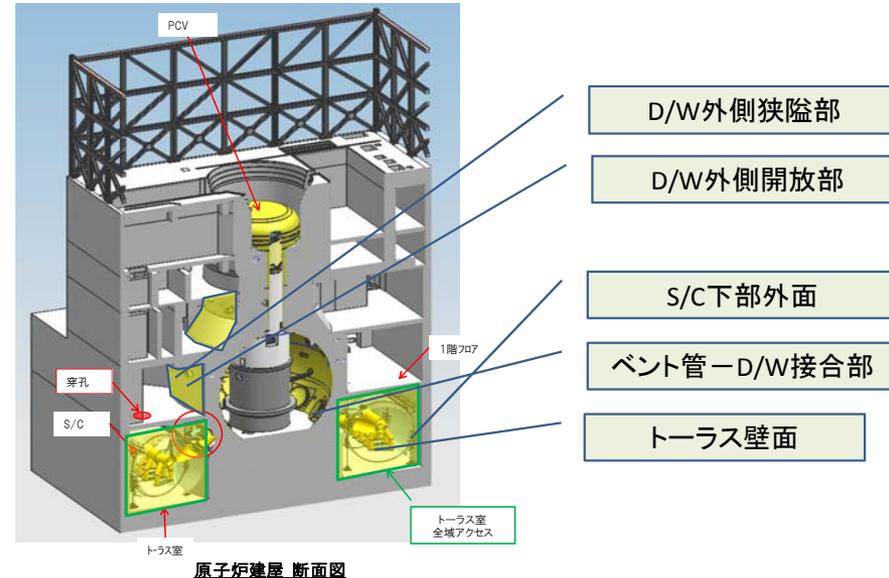
(3) 点検調査工法の検討

- ・各々の漏えい想定箇所等に最適な点検調査工法を検討する。
- ・検討結果を点検調査工法一覧表としてまとめ、点検調査装置で採用すべき調査工法を選定する。

2. 点検調査装置の開発

(1) 要素技術等の開発と装置設計

- ・当該環境下で損傷確認必要と評価した箇所等を点検調査するために必要な要素技術や遠隔操作技術を検討する。
- ・当該箇所等を点検調査できるような点検調査装置を設計し、調査装置の構造が理解できる全体組立図を作成する。



原子炉建屋 断面図

工程表

事項/年度		平成24年度
1. 点検調査工法の開発	(1)漏えい箇所の検討	■
	(2)既存技術の調査	■
	(3)点検調査工法の検討	■
2. 点検調査装置の開発	要素技術等の開発と装置設計	■

2. 点検調査工法の開発

(1) 漏えい箇所の検討

漏えい箇所の検討

- ・各対象に対して破損・漏えいが想定される部位を選定。
- ・漏えい箇所の評価では、既往の知見を調査し活用した。

既存技術の調査

- ・求められる技術を「移動・通信・制御・作業・計測・支援・他」の7種類に分類した。
- ・技術カタログの公募を二度にわたり実施した。(一次:国内、二次:海外、他事前調査)
- ・公募の結果、格納容器関連として、251件の技術提案があった。

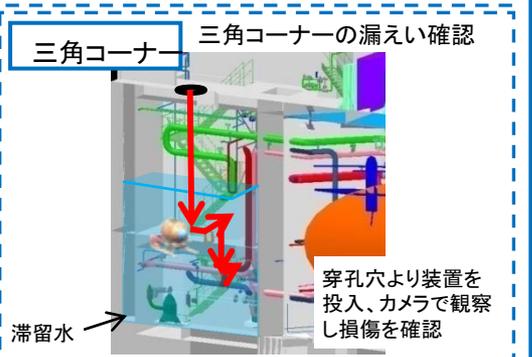
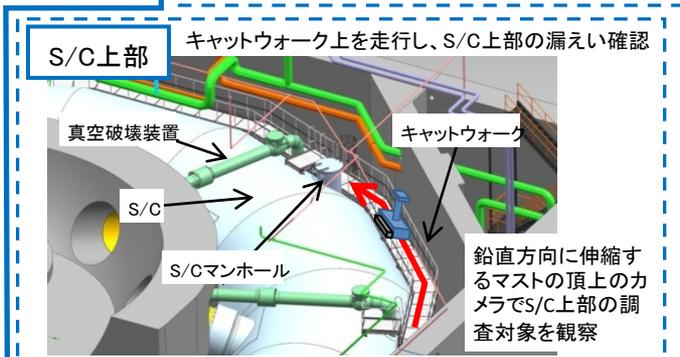
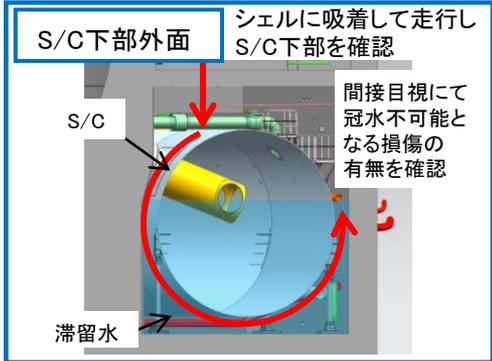
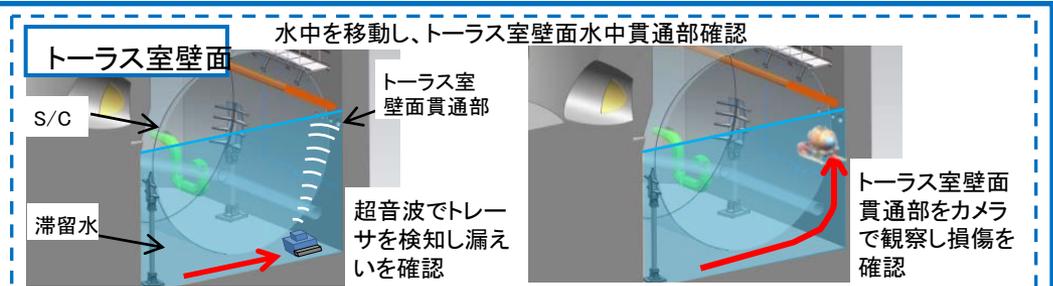
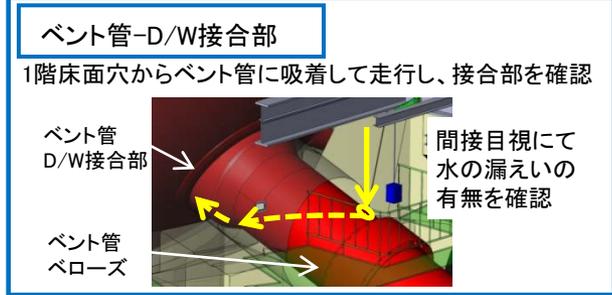
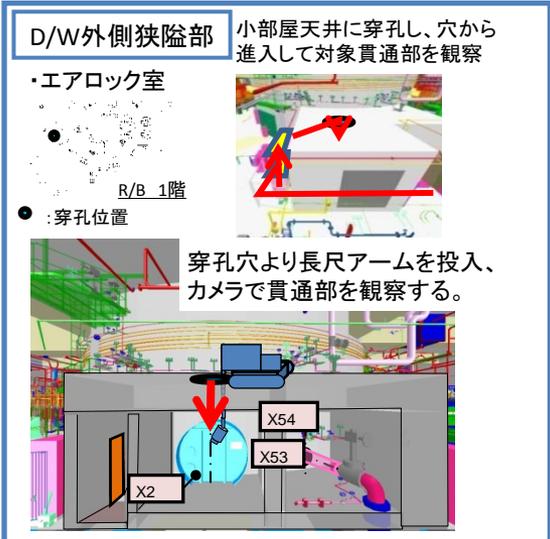
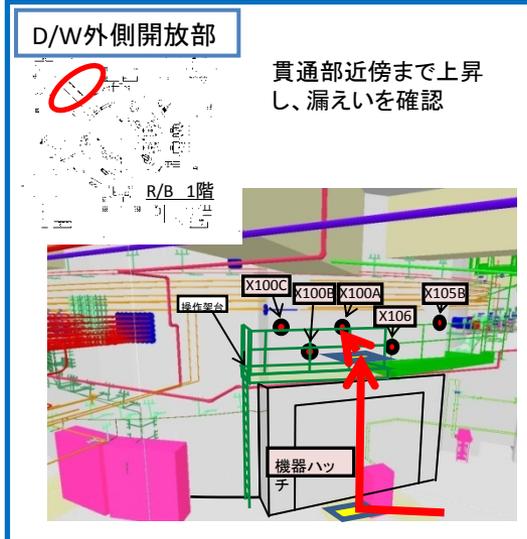
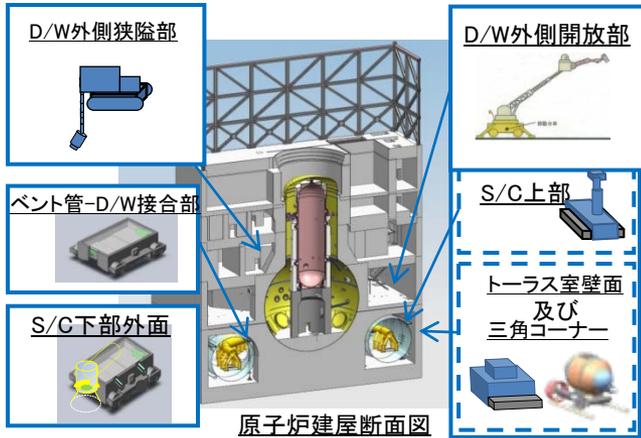
点検調査工法の検討

- ・対象部位へのアクセスルートを複数想定し、アクセス手法を検討。
- ・複数ルートについてアクセス性、作業性等についてアクセスルートおよび、アクセスに必要な機能を評価した。
- ・気中環境における気中からの漏えい検知手法の調査を行った。
- ・水中環境における水中からの漏えいは一般的な市販品そのままの方法では困難。

3. 1 点検調査装置の開発

(1) 要素技術等の開発

各施工対象部位の詳細



3. 2 点検調査装置の開発

(1) 要素技術等の開発(観察方法確認試験)

(シートレーザを用いた空中漏えい確認試験)

試験の結果、今回設定した高速度カメラ、シートレーザの配置関係において、微粒子の流動パターンから漏えい箇所を特定できることを確認した。

(濁水中での超音波方法確認試験)

濁水中における超音波を用いた観察方法について、以下の要素試験により成立性を確認した。

①濁水中での超音波透過性、② マイクロバブル等の外部トレーサの要否、③ケーブルによる信号減衰試験の結果から、想定される減衰分は装置設計により十分に補償することが可能であり、超音波による濁水中の漏えい検知は成立性があると判断できた。

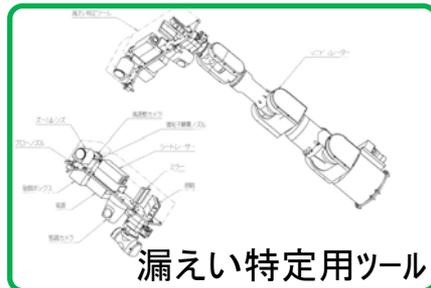
(濁水中での視野確認試験)

(1)透視度60cm においては、人の視認レベルとほぼ同等の視認レベルが得られることを確認した。

(2)照明光は、青色LED よりも白色LED の方が、視認性が良いことを確認した。

3. 3 点検調査装置の開発

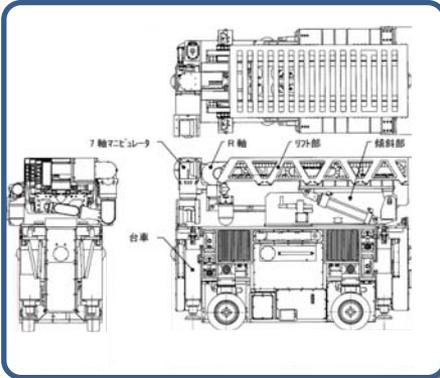
(2)(3)D/W外側調査装置



漏えい特定用ツール

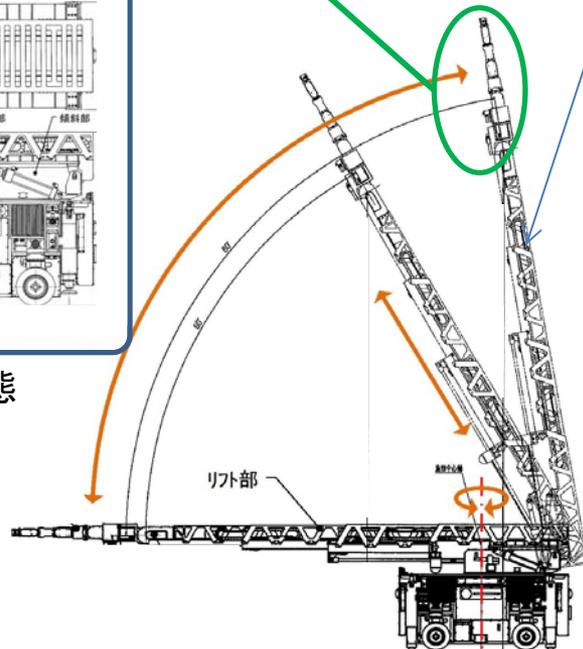
先端の調査
デバイスは交
換可能

床上高さ8mまでアクセス可能
(リフト最大伸張)



走行時状態

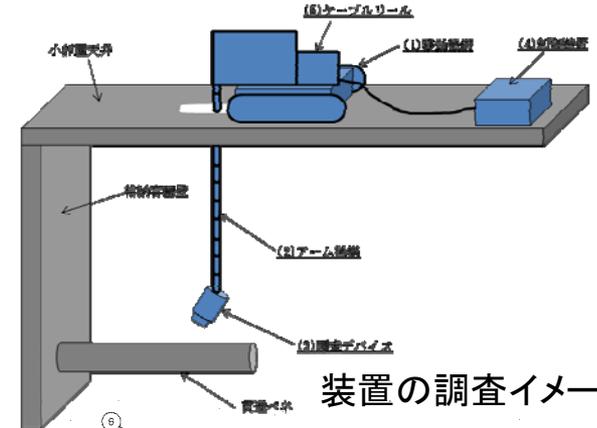
リフト、アウト
リガーを収納し
て狭隘な通路
を走行可能



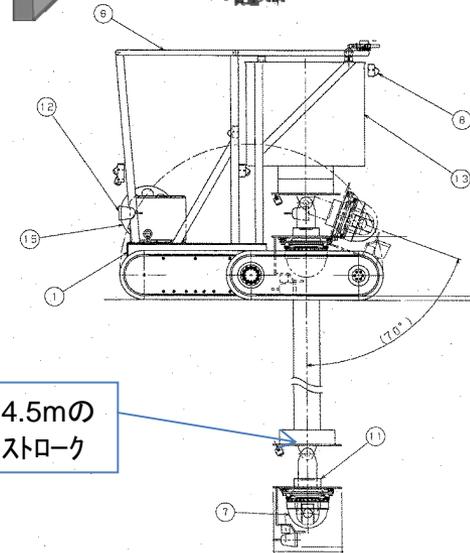
D/W外側開放部調査装置

D/W外側開放部調査装置

- ・床上高さ8mの対象部位にアクセス可能な仕様とした。
- ・走行時はリフト部および、アウトリガーを収納して狭隘な通路を走行可能。



装置の調査イメージ



4.5mの
ストローク

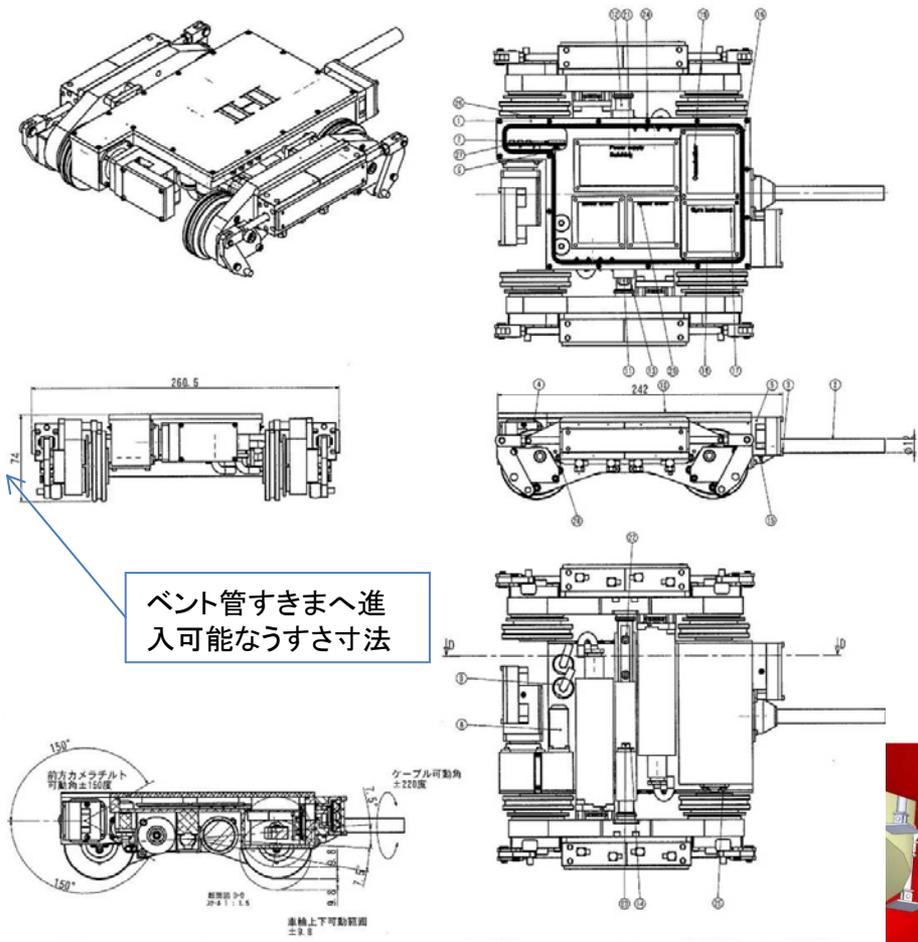
D/W外側狭隘部調査装置

D/W外側狭隘部調査装置

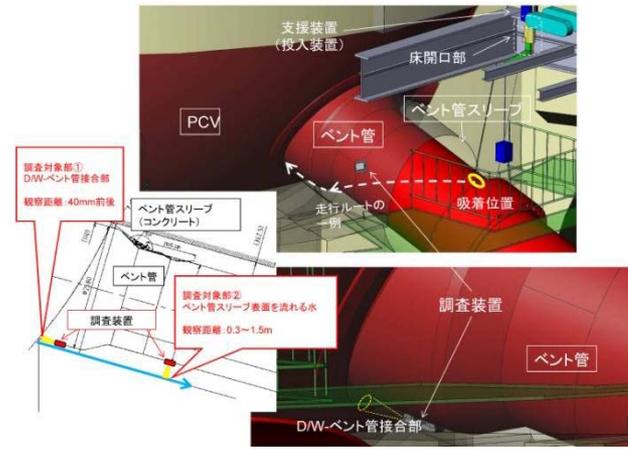
- ・5m程度(約4.5m)部屋内にカメラ部分を伸張し、内部の対象部位の観察を行う。
- ・走行時はカメラ部を収納し、自立走行が可能。

3. 4 点検調査装置の開発

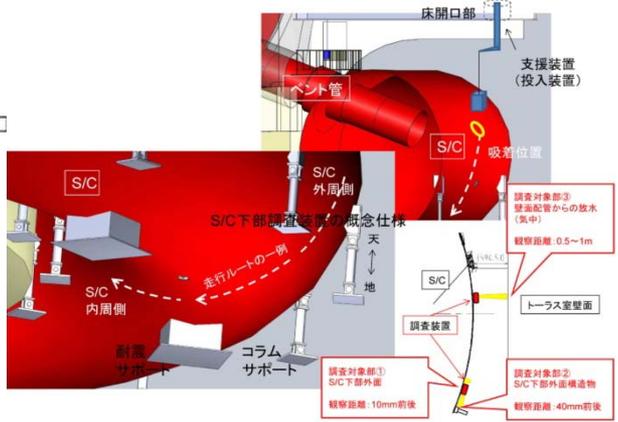
(4) D/W-ベント管接合部及びS/C下部調査装置



装置の全体組立図



装置の調査イメージ (ベント管)

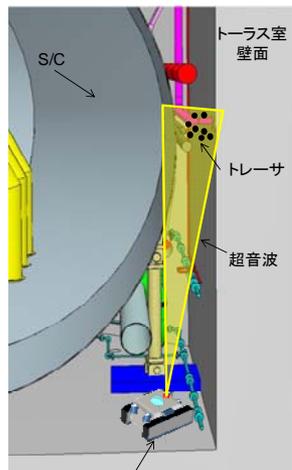
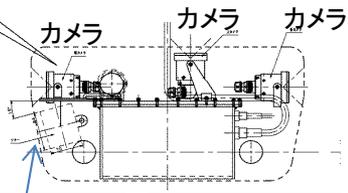
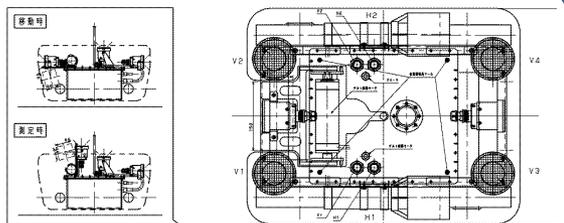


装置の調査イメージ (S/C下面)

- ・ベント管・S/Cに対して、オールポジションの吸着が可能。
- ・高さ5mm、幅15mm程度の段差乗り越えが可能。
- ・どんな位置、姿勢でも車輪が浮くことなく走行が可能。

3. 5 点検調査装置の開発 (5)～(7)トラス室壁面調査装置

V1～V4、
H1～H2
4ヶの垂
直スラ
スタ
2ヶの水
平スラ
スタ

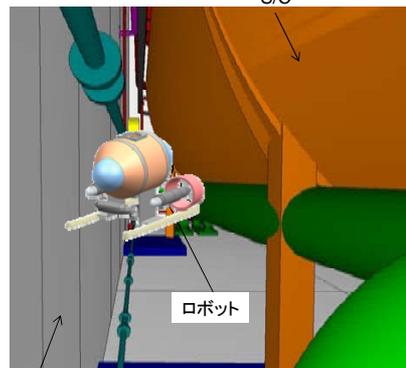
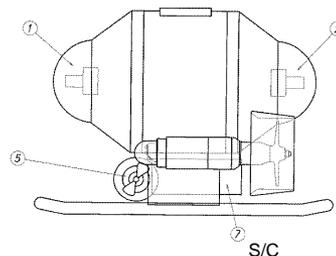
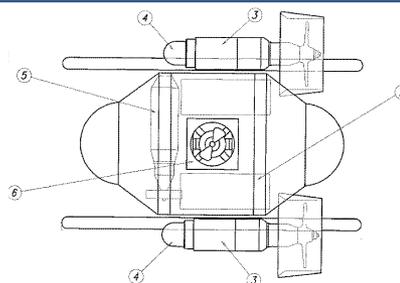


漏えい調査用ソナー

クローラ

水中床面走行装置

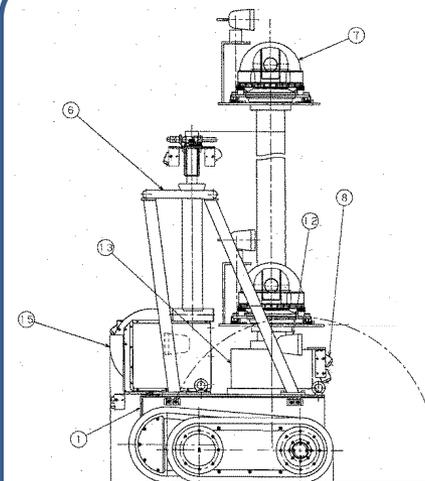
- ・小型で水中床面走行、水中遊泳可能な調査装置。
- ・ソナー装置を搭載し、水中での漏えい箇所の調査が可能。



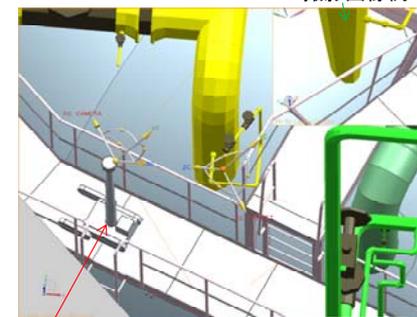
トラス室壁面

水中遊泳装置

- ・マグネットカップリングの採用によりスラスタは長寿命で、メンテナンス性に優れる。
- ・カメラ部は上下左右に約90°の移動範囲を有し、広範囲な視野角を有する。



撮影画像例



調査ロボット

トラス調査

S/C上部調査装置

- ・搭載したカメラ部は3m以上伸張可能であり、S/C上部構造物の状態を観察可能。
- ・装置寸法は口600mmに収まる大きさであり、S/C上部キャットウォーク上を走行可能。

4. まとめ

1. 点検調査工法の開発

(1) 漏えい箇所検討

- ・漏えい箇所検討対象はPCVバウンダリを構成する機器として、PCVの構造図及び工認計算書における応力評価点を基に形状ごとに分類し、シビアアクシデント等で生じる環境変動等に基づき、PCVにおいて損傷する可能性のある箇所等を抽出し、漏えい想定箇所を一覧表としてまとめた。

漏えい箇所の評価にあたっては、既往の知見を調査し、活用した。

(2) 既存技術の調査

- 当該環境下(高線量・狭隘・水中等)で点検調査するために必要な要素技術や遠隔操作技術等について、既存技術を調査し技術カタログをまとめた。

(3) 点検調査工法の検討

- ・各々の漏えい想定箇所等に最適な点検調査工法を検討、その結果を点検調査工法一覧表としてまとめ、点検調査装置で採用すべき調査工法を選定した。

2. 点検調査装置の開発

(1) 要素技術等の開発と装置設計

- ・当該環境下で損傷確認必要と評価した箇所等を点検調査するために必要な要素技術や遠隔操作技術を検討した。
- ・当該箇所等を点検調査できるような点検調査装置を設計し、調査装置の構造が理解できる全体組立図を作成した。

H24年度成果概要

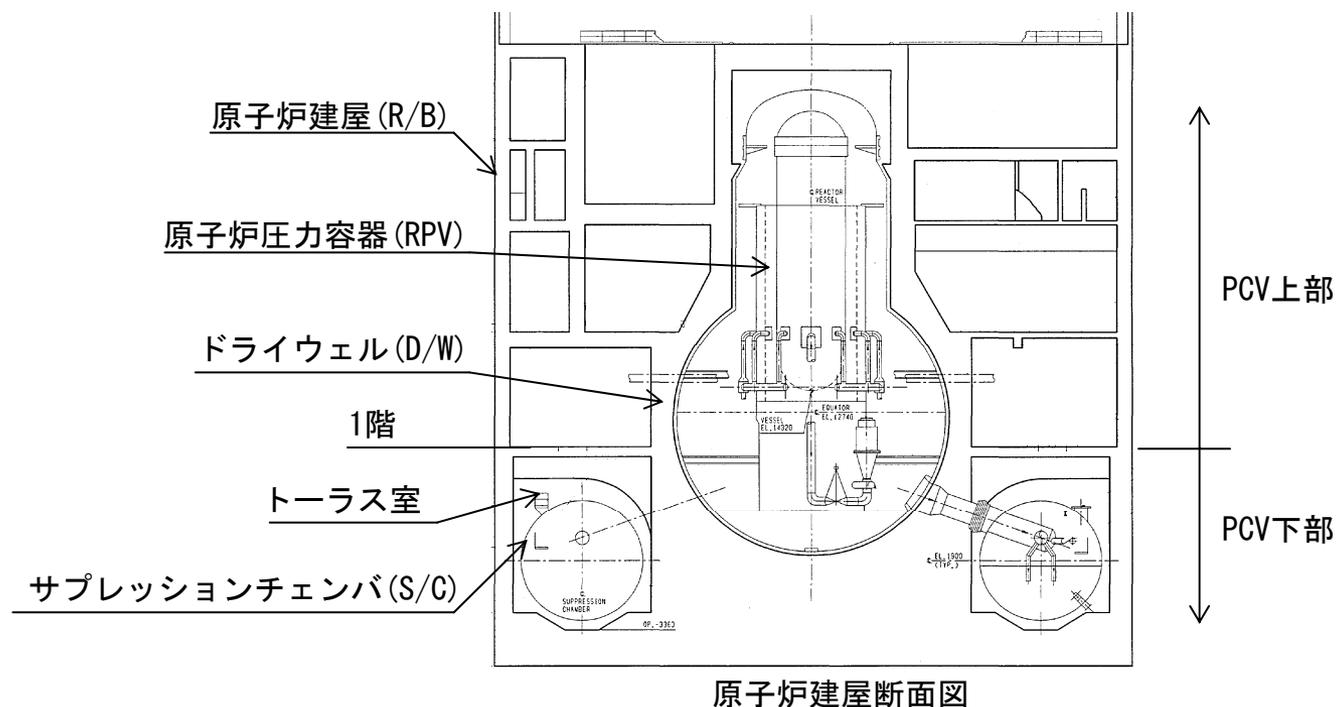
2-1-3「格納容器補修技術の開発」

2013年4月

(株)東芝
日立GEニュークリア・エナジー(株)
三菱重工業(株)

1. 「格納容器補修技術の開発」の実施内容

1. 補修（止水）工法の開発 [損傷の可能性が高い箇所] ・ ・ 格納容器(PCV) 上部
 - (1) 既存技術の調査
 - (2) 補修（止水）工法の検討
2. 補修装置の開発 [損傷の可能性が高い箇所] ・ ・ PCV上部
 - (1) 要素技術等の開発と装置設計
3. 補修（止水）工法の開発 [損傷不明な箇所] ・ ・ PCV下部
 - (1) 概念検討
4. 代替工法の検討



2. 補修工法の開発[損傷の可能性が高い箇所] (1)既存技術の調査

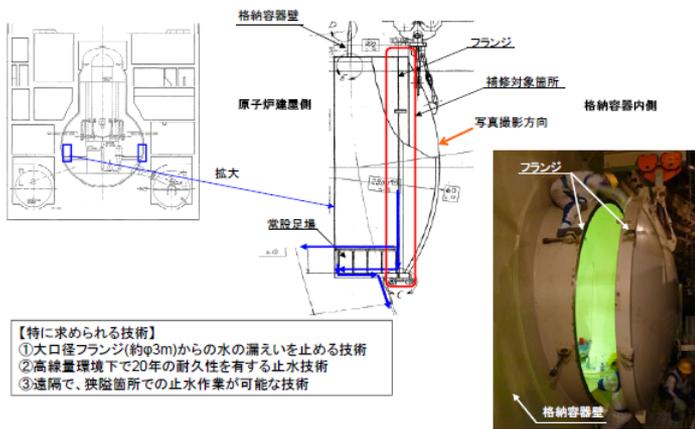
高線量・狭隘・水中等の環境下での格納容器の補修に適用できる可能性のある既存技術の調査を行った。

○調査方法

- ・ 文献調査
- ・ 国内外の各種研究機関、民間企業に向けた「技術カタログ」公募

○調査結果

「格納容器漏えい箇所特定技術」、「格納容器内部調査技術」と合わせて、「格納容器関連技術カタログ」にまとめた。



【特に求められる技術】
 ①大口径フランジ(約φ3m)からの水の漏えいを止める技術
 ②高線量環境下で20年の耐久性を有する止水技術
 ③遠隔で、狭隘箇所での止水作業が可能な技術

「技術カタログ」公募時のニーズ例

No.	技術要素区分			件数*1			
	要素技術	概要	具体例	一次公募	二次公募	メーカー調査	合計
1	移動機構	マニピュレータ等の作業機構を運搬するための移動機構	クローラ	31	14	44	89
2	通信機構	移動機構、作業装置(マニピュレータ等)を遠隔で操作するための通信装置	無線LANケーブル	2	0	1	3
3	制御機構	移動機構、作業装置(マニピュレータ等)を操作するための制御装置	コントローラ	6	0	0	6
4	作業機構	計測装置や作業ツールを搭載し各種作業を行うための作業装置	マニピュレータ	13	18	21	52
5	計測機構	検査、計測を行うための計測装置	カメラ	32	16	21	69
6	支援機構	上記の装置と独立して作業を補助するための装置	飛散防止カバー	11	0	4	15
7	その他	上記に属さない技術	部品・材料	4	1	5	10
8	その他の有用な技術	「特に求められる技術」に属さないが、準備作業等で有用と考えられる技術	-	21	18	5	44
9	合計	-	-	120	67	101	288

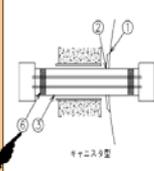
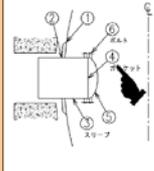
*1: 一つの技術カタログの中で複数の技術要素を含む場合があるため、本件数はカタログ件数と一致しない。

「技術カタログ」集計結果

2. 補修工法の開発[損傷の可能性が高い箇所] (2)補修工法の検討

○補修（止水）工法の開発（遠隔装置）

格納容器漏えい箇所特定技術の開発で損傷の可能性が高いと評価された箇所に対し、構造毎に補修工法をまとめた。

部位	対象部位	構造概略	補修方法					被覆	機械締結(紐軸等)	接着材、パテ (当て板、直接)	その他
			溶接(当て板、直接)	充てん材1	充てん材2	充てん材3	小部屋埋設 (グラウト、コンクリート等)				
電気ベネ		電気ベネの接続箱で隙間のある部位に当て板を当て、全周を溶接にて固定し、漏えいを止める。 ただし、電気ベネ近傍は干渉物が多く、施工は困難なことが想定される。 また、遠隔操作でアクセスし、適切な溶接を実施する技術的なハードルは比較的高いと考える。	電気ベネの接続箱の間のスリーブに止水材圧入用開口を複数箇所設け、止水材(デボン等)の流動性の高いものを圧入、漏えいを止める。 建設時の漏えい試験用加圧タップが残っている場合はこれを利用する。	床からのレベルが低い場合に電気ベネ近傍に型枠を設置するか、接続箱そのものに止水材を充てんし漏えいを止める。 ただし、電気ベネ近傍は干渉物が多く、施工は困難なことが想定される。 グラウト材の種類にもよるが、止水機能を有する止水材の方が止水性が高いと考える。	損傷部の直接的な補修が困難な場合または他ベネの補修方法としてスリーブとコンクリート壁の隙間に止水材を充てんし、PCV周囲の歪へいコークリート壁をワンダリとする。 全ての貫通配管とコンクリートスリーブ管が補修対象となる場合、補修の長期化が予想される。 また、電気ベネシールド部の補修も必要となるため、左記、充てん工法(充てん材1、充てん材2)と組み合わせる工法とする。	電気ベネ接続箱の外周に防水テープを巻き付けることで漏えいを止める。 遠隔操作でアクセスすることを想定しても、その作業自体は簡易なことから、技術的なハードルも比較的低いと考える。 遠隔操作でアクセスできたとしても、電気ベネ接続箱の寸法、種類を考慮すると技術的なハードルが高く困難と考える。	ラバーブーツのようなもので覆う。 ただし、電気ベネ全てをまとめて覆う作業は自動化が困難なことが予測されるため技術的なハードルも比較的高いと考える。	電気ベネ接続箱の全体もしくは隙間部を覆う締結治具を作成・設置し、漏えいを止める。 ただし、電気ベネ近傍は干渉物が多く、施工は困難なことが想定される。 また、締結治具も大型になるため、搬入、移動及び設置作業を考えれば、現実的ではない。	電気ベネ接続箱の外周の隙間に接着材、パテ等を張り付けることにより直接漏えいを止める。 遠隔操作でアクセスすることを想定しても、その作業自体は簡易なことから、技術的なハードルも比較的低いと考える。	ただし、遠隔操作でアクセスできたとしても、電気ベネ接続箱の寸法、種類を考慮すると技術的なハードルが高く困難と考える。	
			△ (※人間によるアクセス)	○	△	△	○ (※アクセス困難な小部屋)	x	x	x	x
PCV層以上		ブロックアウト等のコンクリート壁の1部もしくは全部を撤去し、アクセスが可能となればスリーブに鋼板を溶接にて固定する工法が選択可能。 ただし、分割したとしても閉止可能な鋼板は巨大であり、溶接物量も多いため、重量等が低減した後の耐久補修の位置づけである。	コンクリート壁の1部に孔を明け、そこから止水材(デブリ、シリコン等)を注入することで補修可能と考える。 ただし、必要な止水材の量が多いのと、自止めが困難なことから実現性は低いと考える。	コンクリート壁の1部に孔を明け、そこから止水材(セメント系材料)を注入することで補修可能と考える。 ただし、型枠設置が困難なことが想定されるため、スリーブ内にコンクリートブロックを積載し、隙間をグラウト材や止水材で塞ぐ手法も考えられる。	損傷部の直接的な補修が困難な場合または他ベネの補修方法としてスリーブとコンクリート壁の隙間に止水材を充てんし、PCV周囲の歪へいコークリート壁をワンダリとする。 全ての貫通配管とコンクリートスリーブ管が補修対象となる場合、補修の長期化が予想される。	コンクリート壁の1部を撤去し、アクセスが可能となれば、フランジ部への止水テープやパッチ材の貼り付けは可能と考える。 ただし、遠隔操作でアクセスすることを想定しても、その作業範囲が広域なため技術的なハードルは比較的高いと考える。	アクセスが可能となればラバーブーツによる被覆が考えられる。 しかし、巨大なものとなるため、非現実的である。	コンクリート壁の1部を撤去し、アクセスが可能となれば、フランジ部への止水材の塗布は可能と考える。 遠隔操作でアクセスすることを想定しても、その作業自体は簡易なことから、技術的なハードルも比較的低いと考える。	コンクリート壁の1部を撤去し、アクセスが可能となれば、フランジ部への止水材の塗布は可能と考える。 遠隔操作でアクセスすることを想定しても、その作業自体は簡易なことから、技術的なハードルも比較的低いと考える。 コンクリート壁の撤去は現実的でないため適用から除外する。		
			△ (※人間によるアクセス)	△ (※コンクリート壁への穿孔できる場合)	△ (※コンクリート壁への穿孔できる場合)	△	-	△ (※コンクリート壁への撤去できる場合)	x	x	x

構造毎の補修工法(例)

2. 補修工法の開発[損傷の可能性が高い箇所] (2)補修工法の検討

○補修（止水）工法の開発（遠隔装置）
 補修対象箇所をD/W外側開放部と狭隘部に分類し、個別部位に適用する補修工法を選定した。

種別	対象箇所	補修箇所		対象区画	補修工法	止水材料設置				補修方法	備考		
		種別	位置			小規模箇所	中規模箇所	高さ	長さ			厚さ	形状
PCU 種別	電機室	開放部	開放部	区画1番	Z-020A	両	175箇所	200	400				
				区画1番	Z-020C	両	175箇所	210	400				
				区画1番	Z-020D	両	175箇所	200	400				
		開放部	開放部	区画1番	Z-020B	両	-	20	300	<p>【 補修 ④ 】</p>			
				区画1番	Z-020E	両	-	41	400				
				区画1番	Z-020A	両	-	30	300				
				区画1番	Z-020C	両	-	40	300				
				区画1番	Z-020A	両	コンクリート 止水工法	100	300			<p>【 補修 ⑤ 】</p>	
				区画1番	Z-020B	両	コンクリート 止水工法	100	400				
		区画1番	Z-020D	両	コンクリート 止水工法	141	300						
		狭隘部	狭隘部	狭隘部	狭隘部	区画1番	Z-020A	両	175箇所	200	400		
						区画1番	Z-020C	両	175箇所	210	400		
区画1番	Z-020D					両	175箇所	200	400				

個別部位に適用する補修工法(例)

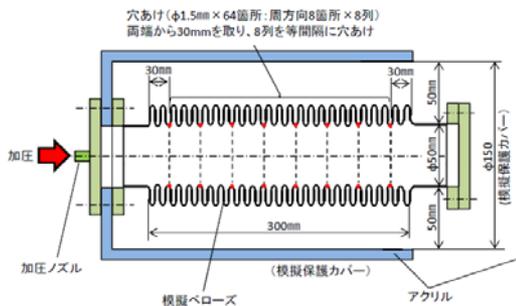
2. 補修工法の開発[損傷の可能性が高い箇所] (2)補修工法の検討

○止水材検証試験

D/W外側の補修に用いる止水材の要素試験を実施した。

○D/W外側開放部

止水材特性確認試験
発泡ウレタン系
シリコン系



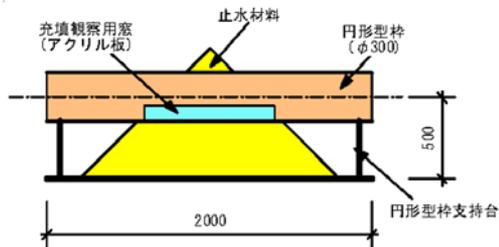
試験結果の例
(発泡ウレタン系)



試験結果の例
(シリコン系)

○D/W外側狭隘部

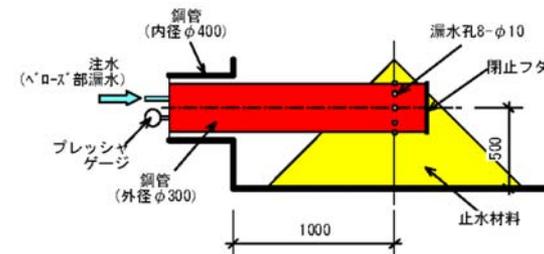
配管下部充填性確認試験
無収縮モルタル(可塑性タイプ)
低スランプモルタル



試験結果の例(無収縮モルタル)

○D/W外側狭隘部

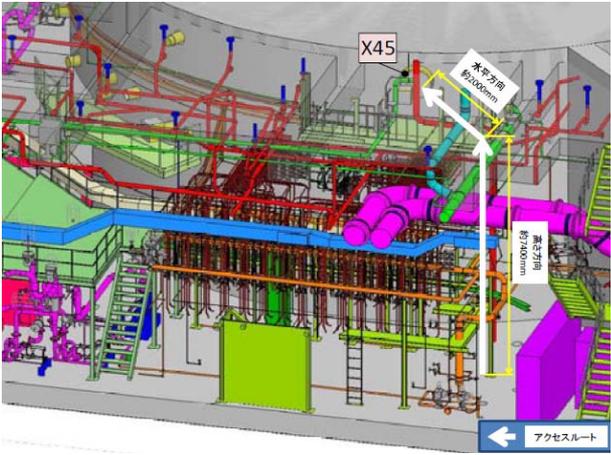
止水性確認試験
無収縮モルタル(可塑性タイプ)
低スランプモルタル



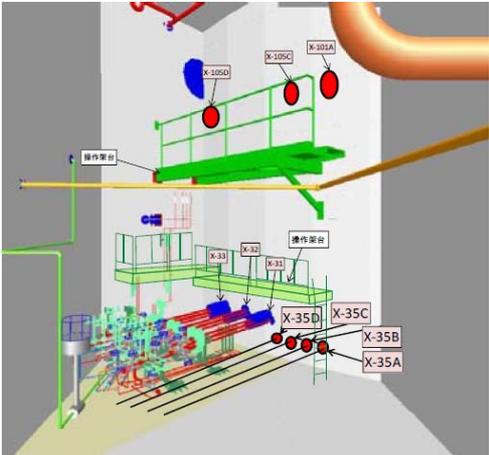
試験結果の例(低スランプモルタル)

3. 補修装置の開発[損傷の可能性が高い箇所] (1)要素技術等の開発と装置設計

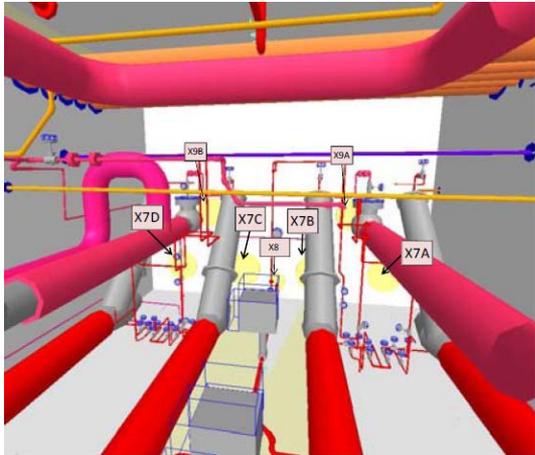
○損傷の可能性が高い箇所 補修装置の対象部位
 補修対象部位を3種類に分類し、装置への要求仕様を整理した。



D/W外側高所



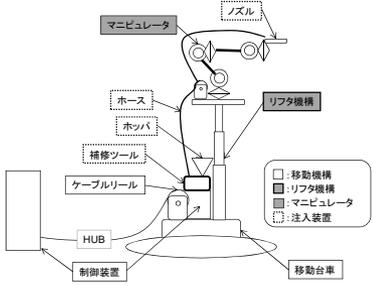
D/W外側低所



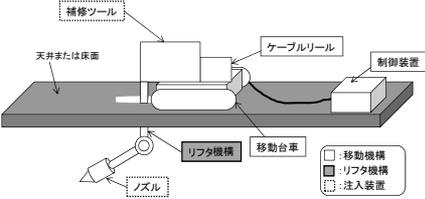
D/W外側狭隘部

D/W外側補修装置の仕様一覧

No.	(1)	(2)	(3)
項目	高所の局部補修	低所の局部補修	狭隘部の周辺埋設補修
装置高さ	1750mm以下	1750mm以下	1750mm以下
装置長さ	2000mm以下 ※ただし、前進で進入した場合、後退で出てこれること。	□960mm内で信地旋回可能な長さであること（装置の床面投影対角線長さが950以下）。 例：幅700mmの場合、長さ640mm以下	□1000mm内で信地旋回可能な長さであること（装置の床面投影対角線長さが980以下）。 例：幅800mmの場合、長さ600mm以下
装置幅	800mm以下	700mm以下	800mm以下
装置重量	4000kg以下	400kg以下	400kg以下
信地旋回の要否	不要 （但し停止位置調整のために全方向への移動が必要）	必要 （部屋進入時のラビリンス通過のため）	必要 （狭隘部がある可能性あり）
代表貫通部	R/B 1FL X45(高さ:7340mm)	R/B 1FL TIP室内 X35(高さ:525.2mm)	R/B 1FL MSトンネル室内 X7A～D(高さ:900mm)



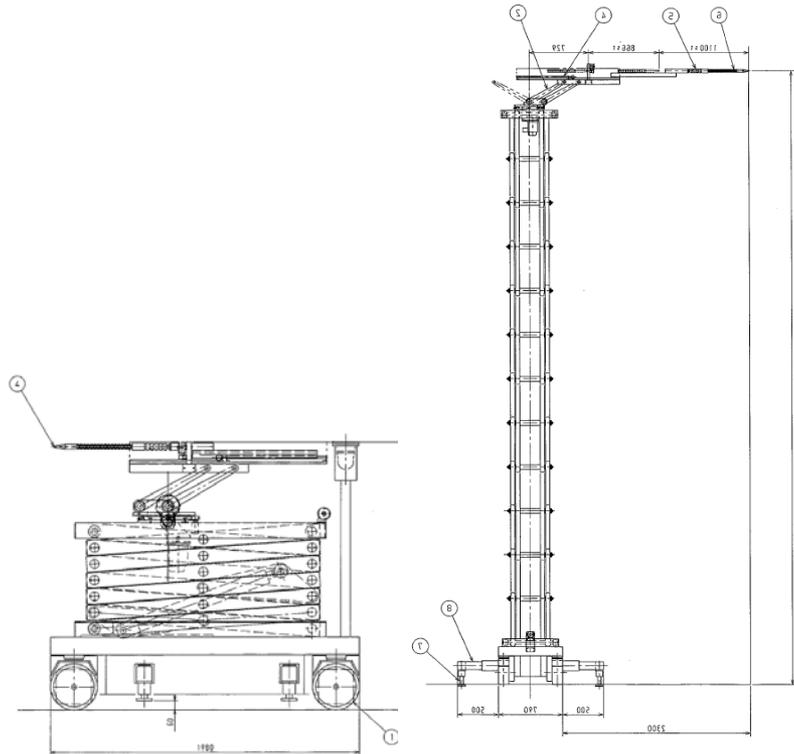
D/W外側補修装置の構成例 (補修箇所が上方の場合)



D/W外側補修装置の構成例 (補修箇所が下方の場合)

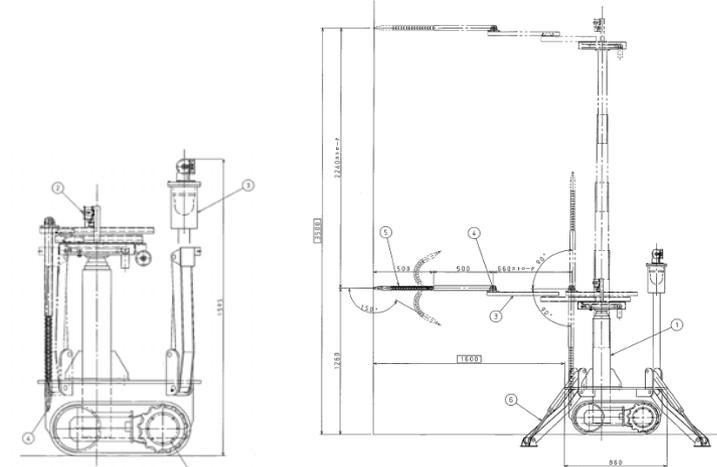
3. 補修装置の開発[損傷の可能性が高い箇所] (1)要素技術等の開発と装置設計

OD/W 外側高所の貫通部局部補修装置



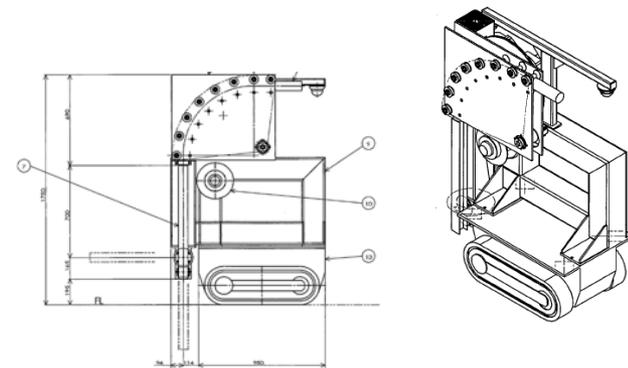
昇降，スイング，旋回，前後伸縮及び2つの関節機構を介して補修材注入ノズルを装備
ノズル先端の自由度を生かして、干渉物を回避しつつ補修対象箇所へと到達することが可能

OD/W 外側低所の貫通部局部補修装置



補修材注入ノズルは干渉物を回避しつつ補修対象箇所へ到達することが可能
ラビンス部を通過して小部屋内へ進入可能

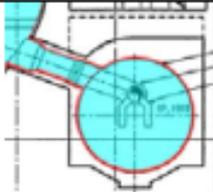
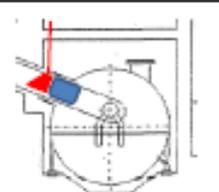
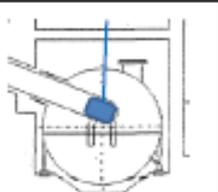
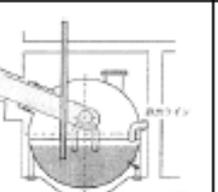
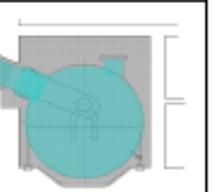
OD/W 外側狭隘部の貫通部周辺埋設補修装置



床面または小部屋天井に穿孔したから大量の補修材を投入することで小部屋内を埋設することが可能

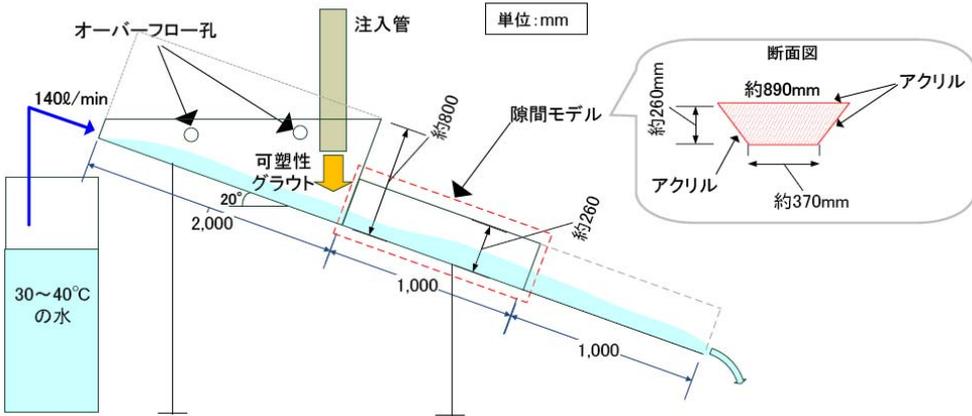
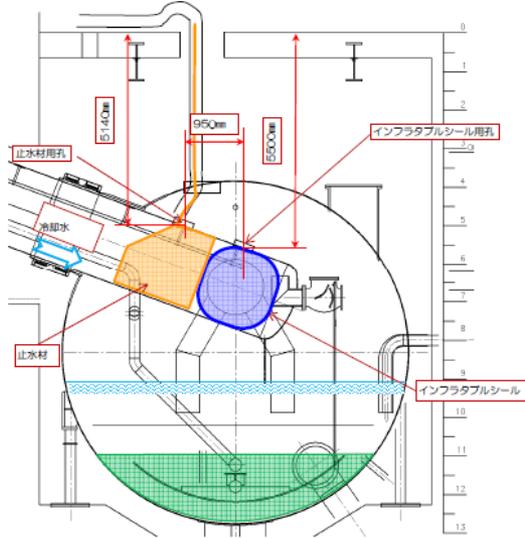
4. 補修(止水)工法の開発[損傷不明な箇所] (1)概念検討

OS/C補修工法概念の検討

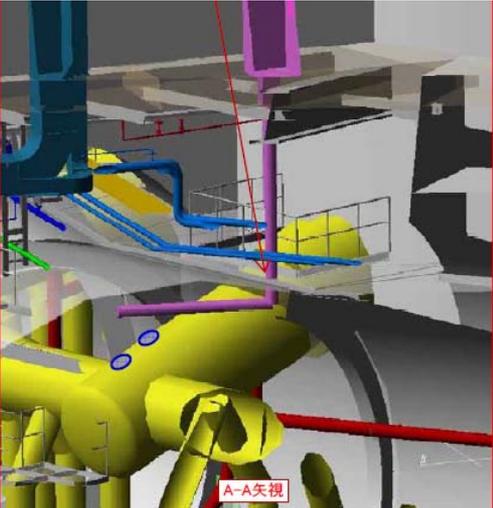
Plan	—	Plan 0	Plan A	Plan A'	Plan B	Plan C
名称	局部補修工法	D/Wペントノズル止水工法	ペント管止水工法	ペント管止水工法	ダウンカム止水工法	トールス室埋設工法
概念図						
工法	<p>S/C バウンダリの損傷箇所を個別に補修して冠水バウンダリを構成する。</p> <p>既存の D/W・ペント管・S/C バウンダリが冠水バウンダリとなる。</p>	<p>D/W ペントノズル部(ジェットアフレクタ部)に止水材を充填して冠水バウンダリを構成する。</p> <p>D/W のみが冠水バウンダリとなる。</p> <p>S/C が冠水バウンダリから除外される。</p>	<p>ペント管に穴を開け、ペント管内部に止水材を充填して冠水バウンダリを構成する。</p> <p>D/W・ペント管の一部が冠水バウンダリとなる。</p> <p>S/C が冠水バウンダリから除外される。</p>	<p>ペント管先端に穴を開け、インフラダブルシールを挿入して止水する。</p> <p>止水材を充填しないため、デブリの調査が不要である。</p> <p>D/W・ペント管の一部が冠水バウンダリとなる。</p> <p>S/C が冠水バウンダリから除外される。</p>	<p>S/C に穴を開け、S/C 下部にコンタリートを充填することによってダウンカムを閉止し、冠水バウンダリを構成する。</p> <p>D/W・ペント管・ペントヘッド・ダウンカムが冠水バウンダリとなる。</p> <p>S/C 上部が冠水バウンダリから除外される。</p>	<p>トールス室全体に止水材を充填して冠水バウンダリを構成する。</p>
成立条件	<p>D/W 基部に溝えいがないこと。</p> <p>S/C の損傷箇所が局部的であること。</p> <p>S/C の損傷箇所が全て特定され、補修可能であること。</p>	<p>D/W 基部に溝えいがないこと。</p> <p>止水材充填箇所(シェル近傍)にデブリが存在しないこと</p>	<p>D/W 基部に溝えいがないこと。</p> <p>止水材充填箇所(S/C 下部近傍)にデブリが存在しないこと。</p>	<p>D/W 基部に溝えいがないこと。</p> <p>止水材充填箇所(S/C 下部近傍)にデブリが存在しないこと。</p>	<p>D/W 基部に溝えいがないこと。</p> <p>止水材充填箇所(S/C 下部近傍)にデブリが存在しないこと。</p>	<p>止水材充填箇所(トールス室)にデブリが存在しないこと。</p>
課題	<p>冠水バウンダリとなるペント管ベローズが冠水期間中に腐食により破損しないこと。</p> <p>S/C の損傷箇所が全て特定されること。</p> <p>遠隔で局部補修を行う遠隔装置の開発、または、トールス室内に人がアクセスできる環境の整備が必要。</p>	<p>D/W ペントノズルに充填材を送るルートが確保できること(8箇所)</p> <p>止水材の硬を作れること</p>	<p>ペント管に充填材を送るルートが確保できること(8箇所)</p> <p>止水材の硬を作れること</p> <p>止水材がペント管内の障害物(SRV 排気管等)周囲の隙間に充填でき、止水可能なこと。</p>	<p>ペント管にインフラダブルシールを挿入するルートが確保できること(8箇所)</p> <p>インフラダブルシールがペント管内部に隙間なく密着し、止水可能なこと。</p> <p>ペント管先端内部の障害物(基準容器系)が除去可能なこと。</p> <p>シール性が長期劣化無く維持可能なこと。</p>	<p>S/C 内に充填材を送るルートが確保できること(8or16箇所)</p> <p>真空破壊弁ベローズ(IP-1)、真空破壊弁(IP-2)の止水方法の検討が必要。</p>	<p>障害物が多いトールス室内に止水材が隙間なく充填できること。</p>
難易度	大	大	中	大	中	中
必要な調査	大	小	小	小	中	小
冠水時滞留水量	大	小	小	小	中	大
工事物量	大	小	小	小	中	大
解体時廃棄物量	小	小	小	小	中	大

4. 補修(止水)工法の開発[損傷不明な箇所] (1)概念検討

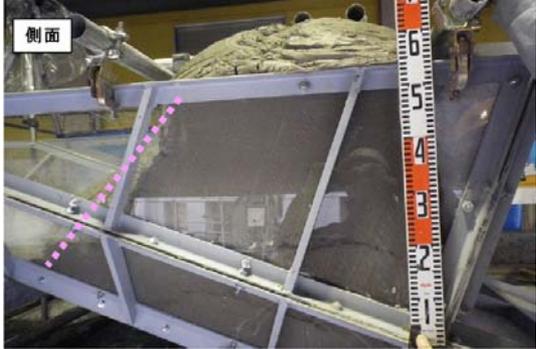
OS/C補修止水材の要素試験



ベント管部止水材要素試験試験装置



ベント管部止水工法

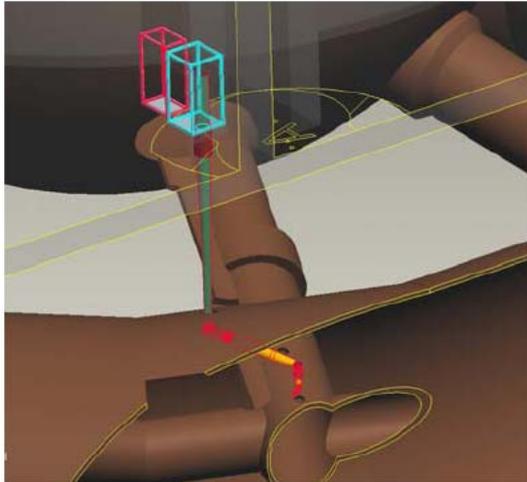


ベント管部止水材要素試験結果(例)

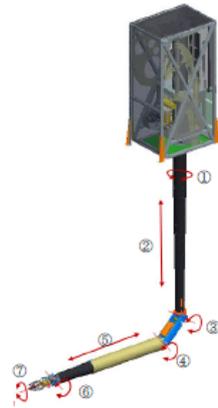
4. 補修(止水)工法の開発[損傷不明な箇所] (1)概念検討

OS/C補修装置の概念検討

S/C補修支援装置の概念検討

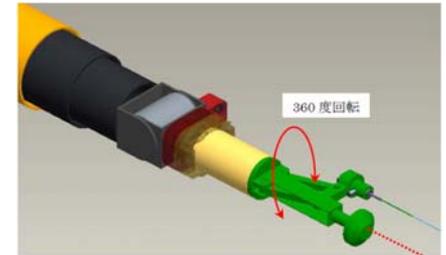


運用概念



1	Mast Rotate	360°
2	Mast Extend	0 m - 6 m
3	Elbow Pivot 1	90°
4	Elbow Pivot 2	100°
5	Forearm Extend	1.7 m - 3.3 m
6	Wrist Pitch	180°
7	Wrist Rotate	360°

装置概念



切断ツール概念

インフラタブルシール要素試験



試験装置



インフラタブルシールの展開

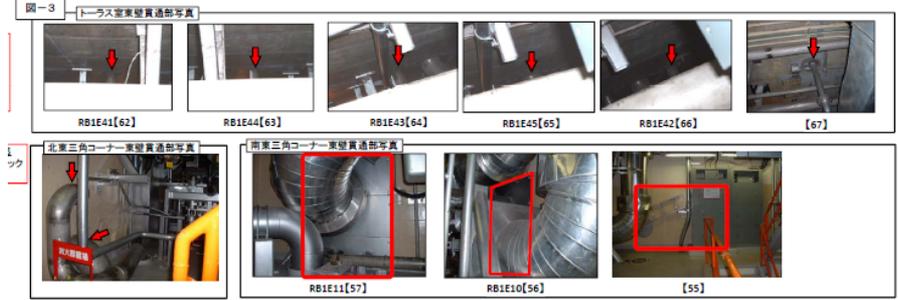
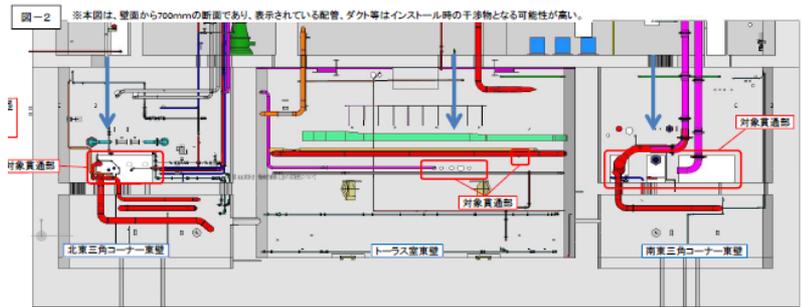
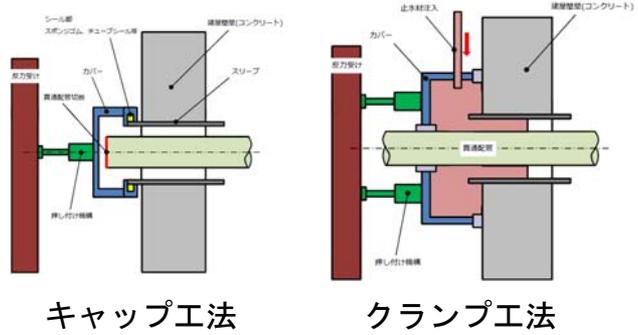


干渉物への回り込み

4. 補修(止水)工法の開発[損傷不明な箇所] (1)概念検討

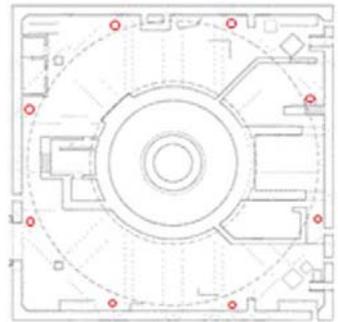
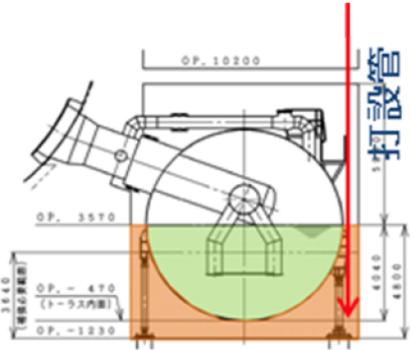
○トラス室壁面補修工法の検討

機械的止水工法の適用性を検討



トラス室壁面の干渉物

○トラス室埋設工法の検討



5. 代替工法の検討

○代替工法概念の検討

工法概念の抽出と課題の整理

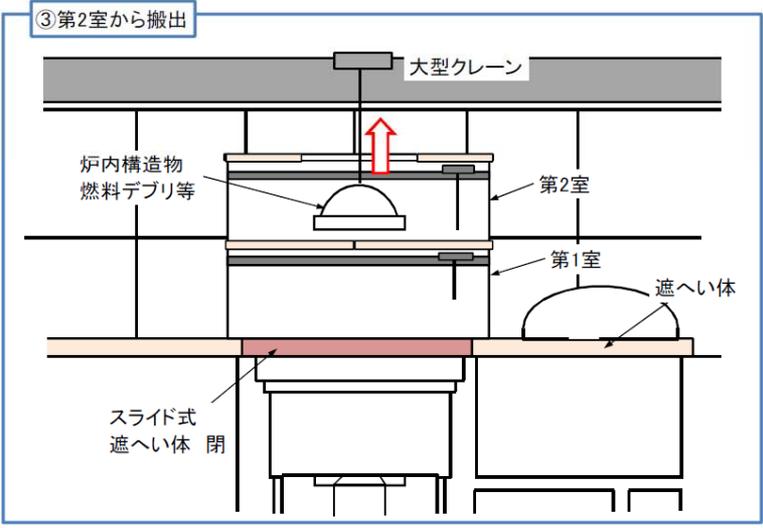
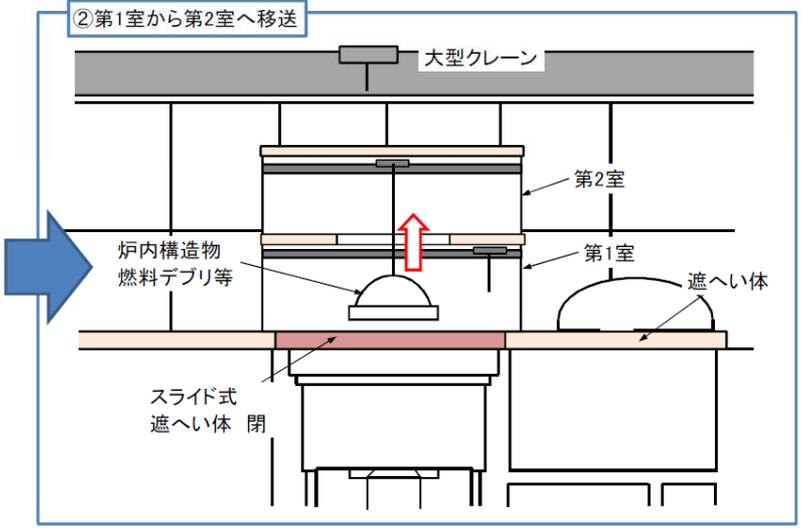
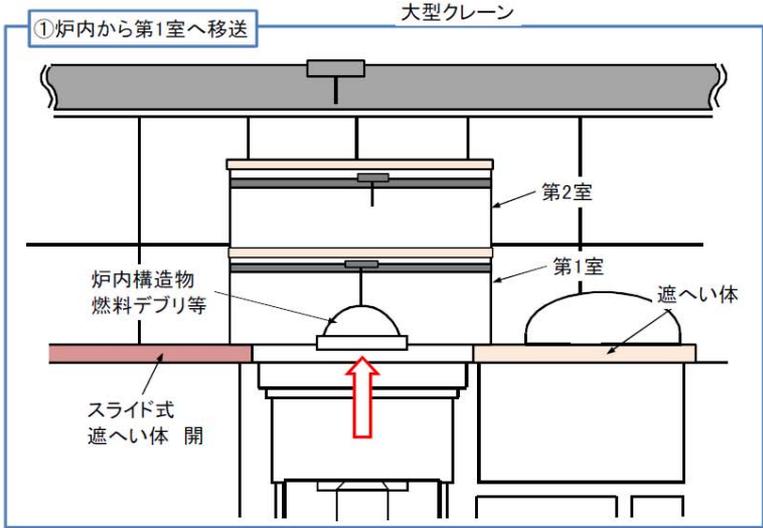
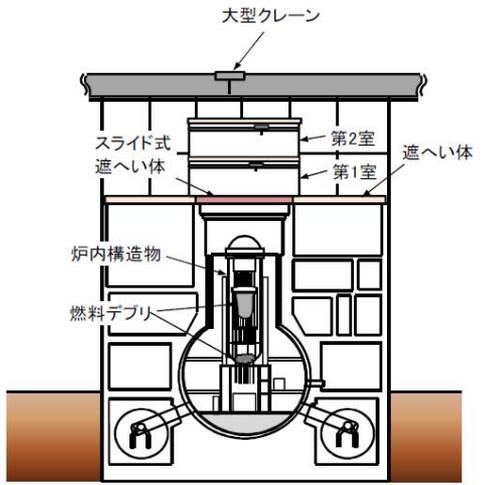
	ケース1			
	冠水工法			
1 デブリ取出し工法				
2 バウンダリ形成方法				
3 デブリ取出し方法	<p>(1) 冠水バウンダリを形成する。 (2) 天井クレーン及び遠隔装置を用いてウェルカバー、PCVヘッド、RPVヘッド、ドライヤ、セパレータを取り外す。 (3) 遠隔装置を用いて燃料を取り出す。</p>			
4 メリット	<ul style="list-style-type: none"> ● 真中筒型と比較してデブリが拡散しにくい。 ● 冠水へいにより線量が低減されるため、真中工法と比較してオペフロ上で作業が真中工法よりも容易。 ● 冠水によりデブリ回収時、デブリの空気中への飛散が防止される。 			
5 デメリット	<ul style="list-style-type: none"> ● 冠水バウンダリの形成が必要。 ● 冷却水循環システムの構築が必要。 ● 臨界防止のための溶解性の中性子吸収剤が大いに必要。 			
	ケース2	ケース3		
	部分冠水工法	真中工法		
	<p>(1) 冠水バウンダリを形成する。 (2) 燃料飛散防止カバー、遠隔の設置 (3) 天井クレーン及び遠隔装置を用いてウェルカバー、PCVヘッド、RPVヘッド、ドライヤ、セパレータを取り外す。 (4) 遠隔装置を用いて燃料を取り出す。</p>	<p>(1) 燃料飛散防止カバー、遮へいを設置する。 (2) 天井クレーン及び遠隔装置を用いてウェルカバー、PCVヘッド、RPVヘッド、ドライヤ、セパレータを取り外す。 (3) 遠隔装置を用いて燃料を取り出す。</p>		
	<p>・冠水バウンダリの形成が燃料増殖部までで済む為、初期の補修範囲を狭く出来る。 ・真中工法と比較するとオペフロでの線量が低くなる。</p>	<p>● 冠水バウンダリの形成が不要</p>		
	<ul style="list-style-type: none"> ● 燃料増殖部までの冠水バウンダリの構築が必要。 ● 冷却水循環システムが必要。 ● 中性子吸収剤が必要。 ● PCV上部、炉内炉壁遠隔物等、冠水状態にない機器の撤出にはカバーの設置が必要。 ● 燃料を冠水状態から取り出す際に、キャスクに水中で収納するスペースがない。 ● 燃料取り出し後、グラウト埋設の際には、デブリの残存がないことを示す必要がある。 	<ul style="list-style-type: none"> ● デブリ飛散防止カバーを設置する必要がある。 ● ウェルカバー、PCVヘッド、RPVヘッド、ドライヤ、セパレータが真中取出しになるため、オペフロへの人のアクセスはできず、天井クレーンや取り出し装置は、全て遠隔自動装置となる。 ● 燃料が真中取出しとなるため、オペフロへの人のアクセスはできず、燃料格納等は、全て遠隔自動装置となる。 		

補修不能箇所と代替工法

番号	工法名	各工法における、代表部位補修(止水)結果とフロー				真中工法移行時の水位イメージ※
		【PCV補修】	【代替工法①】 PCV-RBW簡便工法	【代替工法②】 BW-RBW簡便工法	【代替工法③】 真中工法	
		バウンダリ構築範囲	PCVバウンダリ、ウェルプール	充てん材、BSW貫通配管、ウェルプール	止水材、BSW、ウェルプール	
	代表機器					
	補修イメージ	補修イメージ: PCV貫通配管	補修イメージ: PCV貫通配管	補修イメージ: PCV貫通配管		
	GP: 3002	ボレーコンクリートコア工法				
	1 GP: -	ブル壁型	ブル壁型補修補修不可の場合代替工法②へ	ブル壁型補修補修不可の場合代替工法②へ	ブル壁型補修補修不可の場合代替工法②へ	
	2 GP: -	PCVペロー	PCV壁型補修補修不可の場合代替工法②へ	バウンダリ対象外	バウンダリ対象外	
	3 GP: -	D/Wウェル	個別補修不可損傷が確認された場合代替工法②へ	バウンダリ対象外	バウンダリ対象外	
	4 GP: 3800	シヤラグマンホール	個別補修不可損傷が確認された場合代替工法②へ	バウンダリ対象外	バウンダリ対象外	3階床以上の止水失敗時真中工法水位イメージ
	GP: 3002	ボレーコンクリートコア工法				
	5 GP: -	BSW壁型	バウンダリ対象外	バウンダリ対象外	BSW壁型補修補修不可の場合代替工法②へ	
	6 GP: -	D/Wウェル	個別補修不可損傷が確認された場合代替工法②へ	バウンダリ対象外	バウンダリ対象外	3階床以上の止水失敗時真中工法水位イメージ
	7 GP: -	D/W貫通配管	PCV個別補修補修不可の場合代替工法②へ	PCV個別補修補修不可の場合代替工法②へ	R/B一部埋設止水不可の場合代替工法②へ	
	GP: 18700	R-型放射線遮蔽				
	8 GP: -	BSW壁型	バウンダリ対象外	バウンダリ対象外	BSW壁型補修補修不可の場合代替工法②へ	
	9 GP: -	D/Wウェル	個別補修不可損傷が確認された場合代替工法②へ	バウンダリ対象外	バウンダリ対象外	
	10 GP: -	D/W貫通配管	PCV個別補修補修不可の場合代替工法②へ	PCV個別補修補修不可の場合代替工法②へ	R/B一部埋設止水不可の場合代替工法②へ	
	11 GP: 11500	パーソナルエアロック	PCV個別補修補修不可の場合代替工法②へ	PCV個別補修補修不可の場合代替工法②へ	バウンダリ対象外	3階床以上の止水失敗時真中工法水位イメージ
	12 GP: 11340	機器ハッチ	PCV個別補修補修不可の場合代替工法②へ	バウンダリ対象外	バウンダリ対象外	
	GP: 3002	ボレーコンクリートコア工法				

5. 代替工法の検討

気中取出工法の概念



6. まとめ

1 補修（止水）工法の開発 [損傷の可能性が高い箇所]

(1) 既存技術の調査

高線量・狭隘・水中等の環境下で格納容器（PCV）を補修（止水）するために必要な要素技術や遠隔操作技術等について、既存技術を調査し、「格納容器漏えい箇所特定技術の開発」および「格納容器内部調査技術の開発」で調査したものと合わせて技術カタログをまとめた。

(2) 補修（止水）工法の検討

PCV水張りのための最適な補修（止水）工法を検討する。検討結果を補修工法一覧表としてまとめ、補修装置で採用すべき補修工法を選定した。

2 補修装置の開発 [損傷の可能性が高い箇所]

(1) 要素技術等の開発と装置設計

検討した補修（止水）工法に基づき、高線量・狭隘・水中等の環境下で格納容器を補修（止水）するために必要な要素技術や遠隔操作技術等を検討した（既存技術以外）。また、対象箇所を補修（止水）できるよう開発技術と既存技術を組み合わせた補修（止水）装置を設計し、補修（止水）装置の構造が理解できる全体組立図（部分的な拡大図を含む）を作成した。

3 補修（止水）工法の開発 [損傷不明な箇所]

(1) 概念検討

PCV下部について、補修（止水）工法および装置の概念検討を行った。また、PCV下部（圧力抑制室・トラス室壁面（建屋間）等）への止水材の効果についてモックアップ設備等を用いて検証試験等を実施し、検証試験結果をまとめ、評価を行った。

4 代替工法の検討

PCVを水で満たして炉心燃料を取り出す工法の代替工法について検討し、現時点で考えられる実現性のある代替工法を一覧表に整理するとともに、実施にあたっての課題および評価をまとめた。

H24年度成果概要

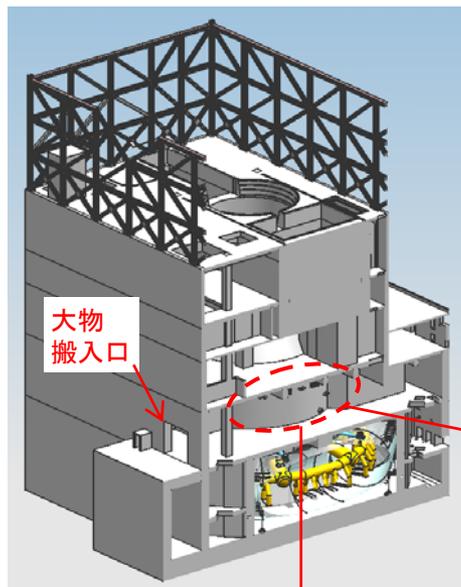
2-①-4 「格納容器内部調査技術の開発」

2013年4月

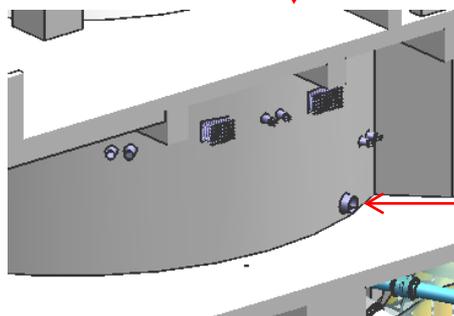
日立GEニュークリア・エナジー(株)
(株)東芝
三菱重工業(株)

1. PCV内部調査の対象部位と概略寸法

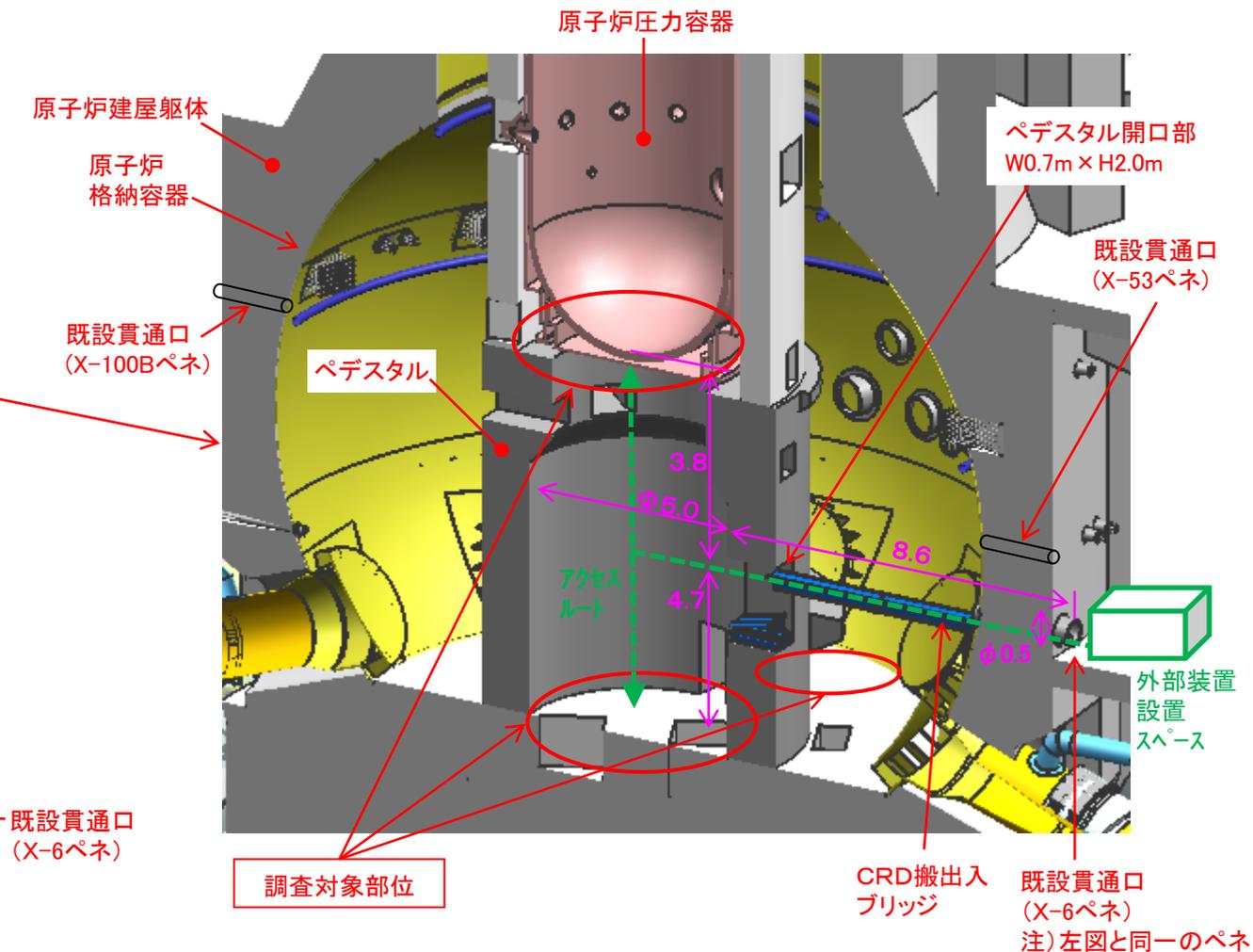
PCV内部のイメージとその概略寸法及びPCV内部調査の調査対象部位を示す



【原子炉建屋】



【原子炉建屋1階フロア】



【断面図, 調査対象部位及び概略寸法[m]】

2.1 全体計画(本格調査の目的と実施内容)

【 PCV内部調査の目的 】

燃料デブリの取出しを計画する上で、必要な情報を早期にする取得するための装置開発を主要な目的とする。

【 対象部位 】

燃料デブリの存在部位により、取出し計画の方向性が決まることから、燃料デブリの存在部位を早期に把握することが求められる。そのため、PCV内部調査では、燃料デブリの存在が想定される以下の部位を調査対象とする。

(1) ペDESTAL内部

- ① ペDESTAL底部：床面、ペDESTAL壁等
- ② RPV下部：CRDの損傷状況

(2) ペDESTAL外部

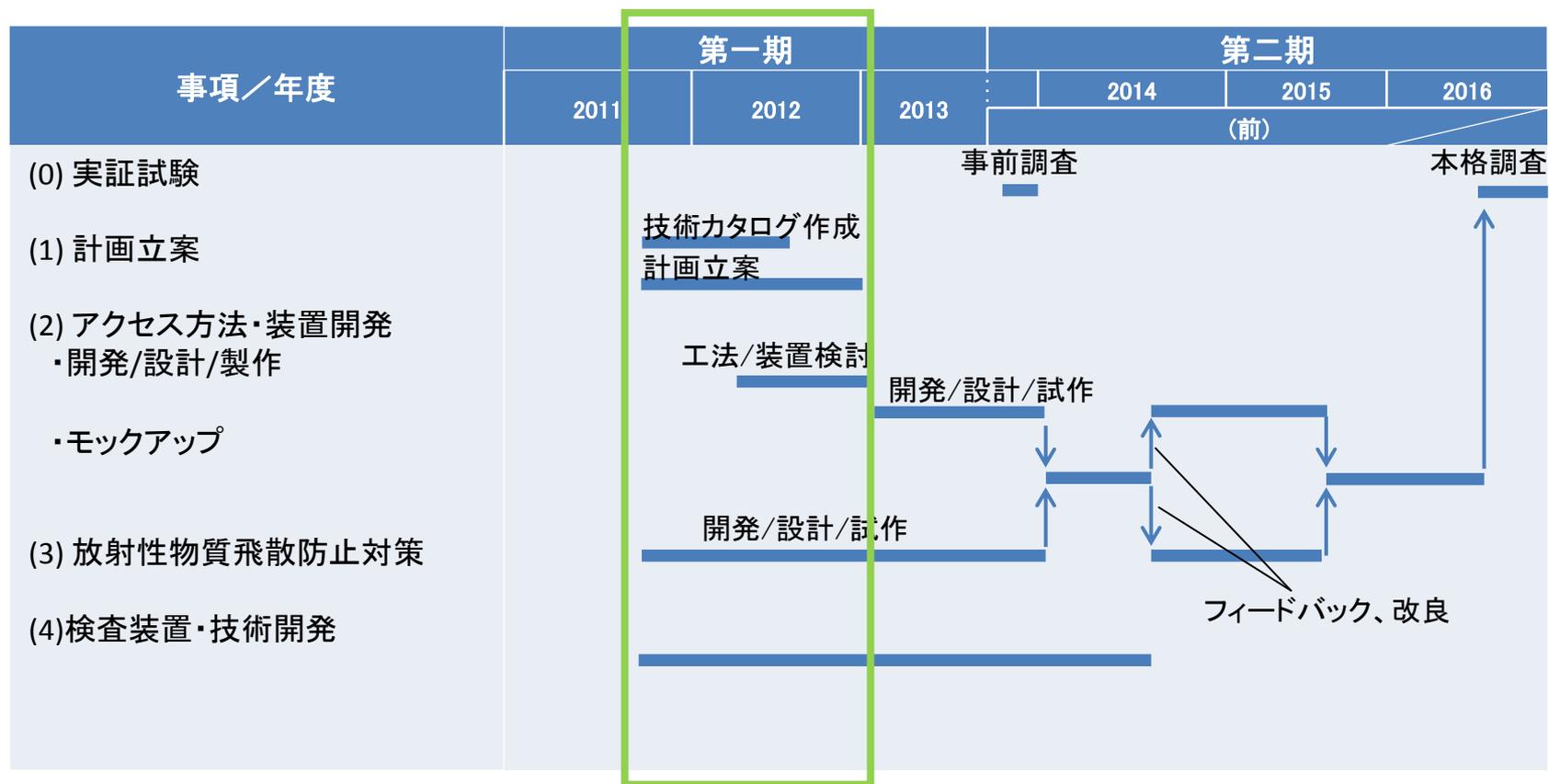
- ① 作業員アクセス口：ペDESTAL内から外への燃料デブリの流出有無
- ② 作業員アクセス口に近いベント管近傍：PCV外への流出有無

【 実施内容 】

燃料デブリの存在部位を把握するために、上記対象部位へアクセスするための装置開発と燃料デブリの外観と形状を計測する装置の開発を行う。

2.2 全体計画(研究工程)

2016年度のPCV本格調査の実証に向けて、当年度(2011~12年度)では、計画の立案や今後の装置開発を実施するための工法検討や装置仕様の立案を実施。合せて、2013年度(予定)のPCV事前調査に向けた装置開発も推進中。



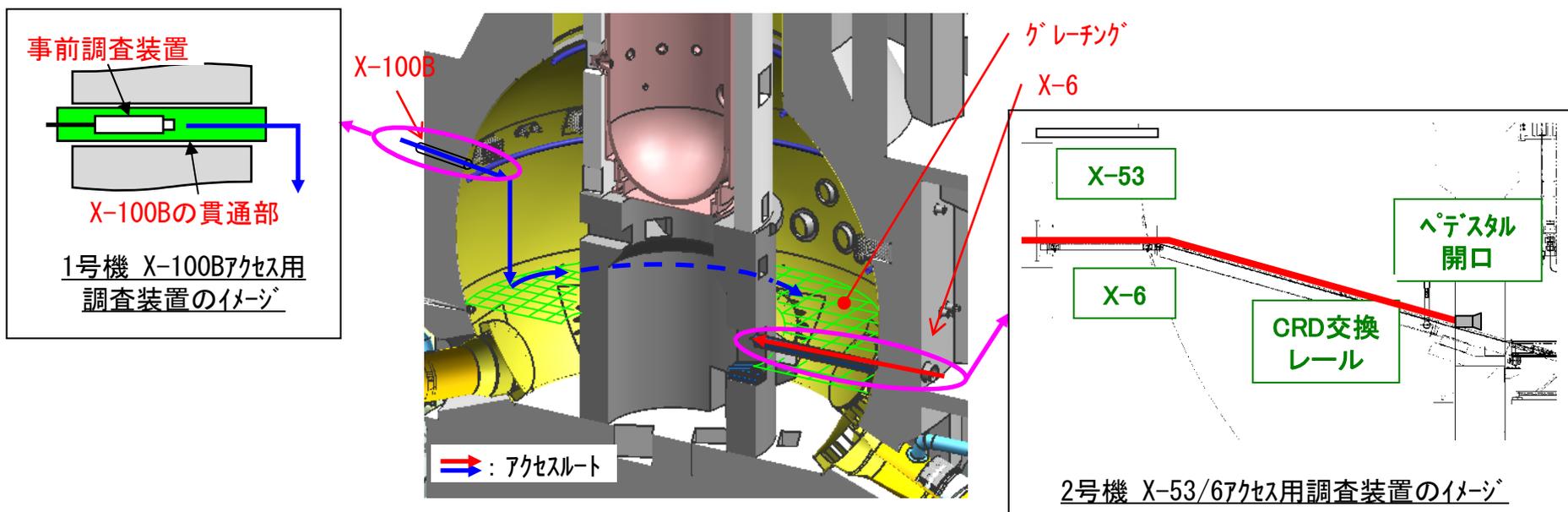
3. PCV事前調査(事前調査の計画概要)

(1) PCV事前調査の主要装置

⇒本格調査装置開発のための環境・状況調査を目的

- ① X-53/X-6ペネトレーションからアクセスする調査装置 :2号機
(CRD交換レールを使用してペDESTAL開口部周辺調査)
- ② X-6ペネトレーション用遮蔽ブロック取外し装置 :2号機
- ③ X-100Bペネトレーションからアクセスする調査装置 :1号機
(グレーチング上を走行しペDESTAL外側を調査)

(2) 調査装置のイメージとアクセスルート:下図に示す



4.1 PCV本格調査(本格調査の計画概要)

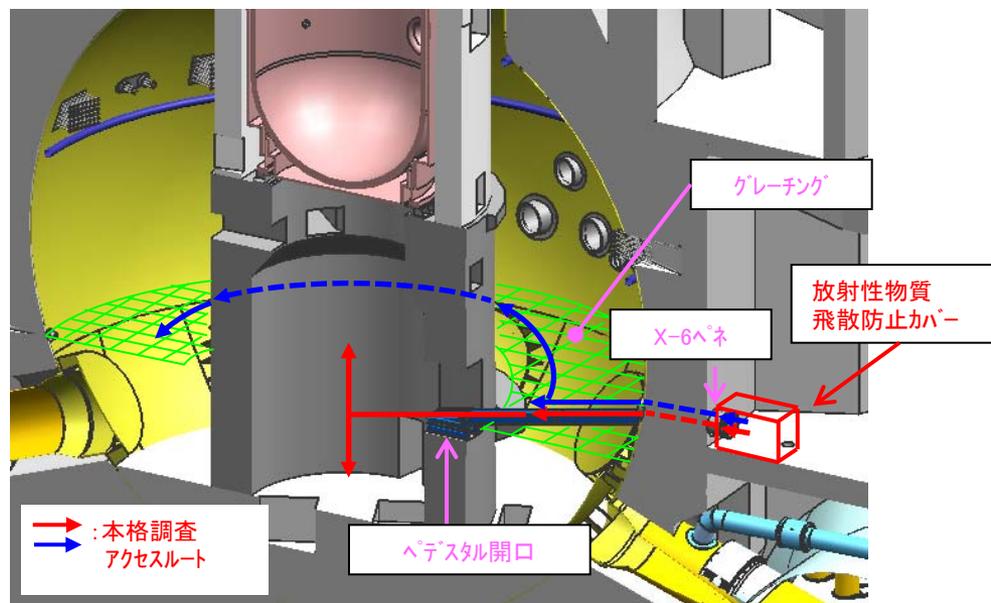
5

(1) 開発する主要装置

⇒燃料デブリの調査を目的(燃料デブリ計測装置を搭載したアクセス装置)

- ① 燃料デブリ計測装置(下記②, ③の装置へ搭載)
- ② ペDESTAL内側にアクセスする調査装置
- ③ ペDESTAL外側にアクセスする調査装置
- ④ 放射性物質飛散防止設備

(2) 調査装置のアクセスルート



4.2 PCV本格調査(燃料デブリ計測装置)

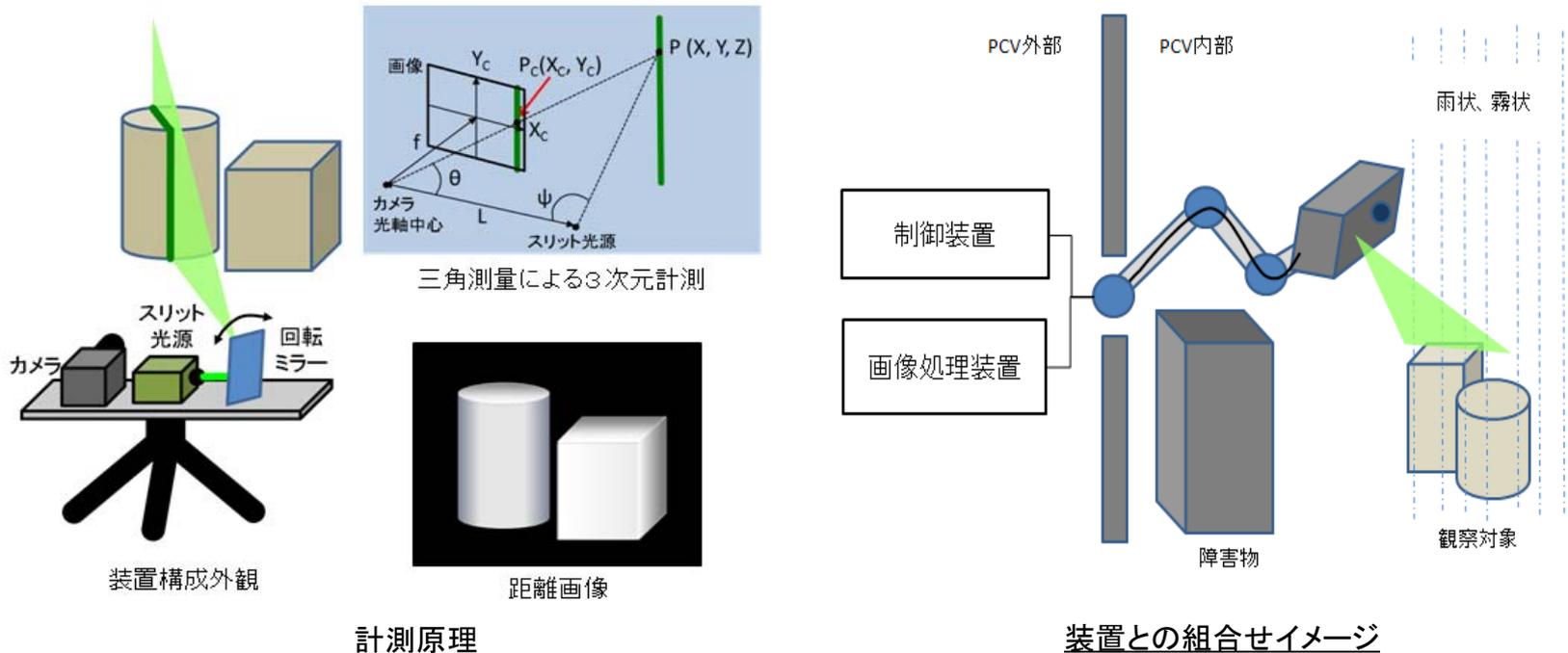
(1) 装置概要

燃料デブリを識別して、その位置と分布を把握する装置

(2) 計測手法の適用性評価と装置の選定

計測手法の適用性評価を実施して、優先的に開発を進める装置として、3次元計測手法の一つである「光切断計測装置」を選定

計測手法: 2次元画像、3次元計測、温度分布計測、放射線計測、成分計測



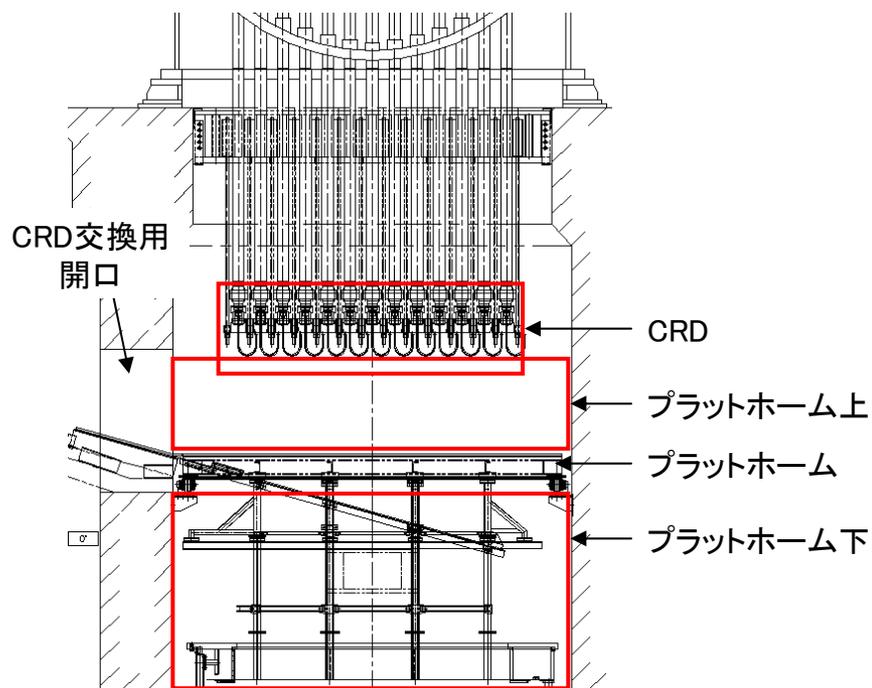
4.3 PCV本格調査(アクセス装置(ペDESTAL内))

(1) 装置概要

⇒ペDESTAL内部の調査対象部位へデブリ計測装置等をアクセスさせる装置

(2) 装置の選定

アクセスする部位(プラットフォーム上/下/CRD)、ペDESTAL内部の状況によって最適なアクセス装置を選定



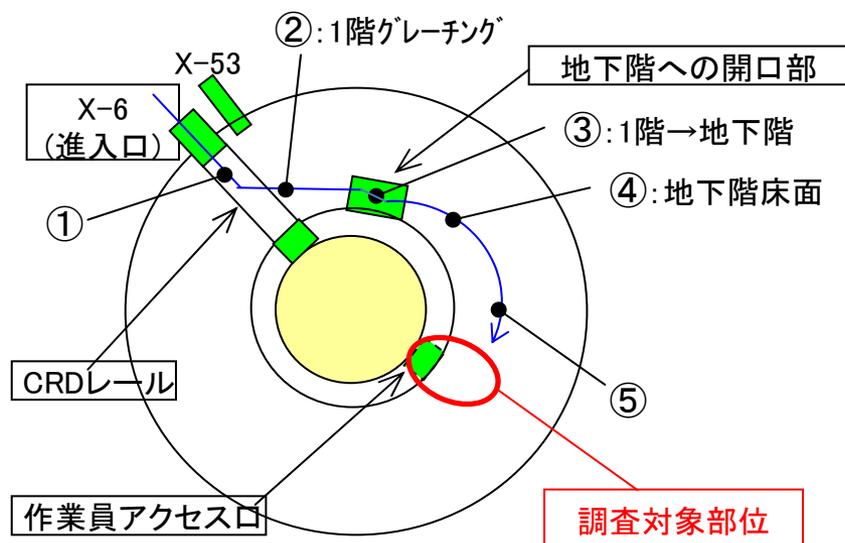
	運用イメージ	アクセス手段		運用イメージ	アクセス手段
プラットフォーム上の調査		クローラ	プラットフォーム上の調査		吊下し治具
		マニピュレータ			水中ビークル
		マニピュレータ + クローラ			展開アーム
プラットフォーム下の調査			プラットフォーム下の調査		

4.4 PCV本格調査(アクセス装置(ペデスタル外))

(1) 装置概要

ペデスタル外部の調査対象部位へデブリ計測装置等をアクセスさせる装置

(2) 調査対象部位へのアクセスルート(案)



<アクセスルート(案)>

- ① X-6ペネ進入
／CRDレール上走行
- ② 1階グレーチングへ乗り移り
／グレーチング上走行
- ③ 開口部進入(1階→地下階)
- ④ 床面(地下階)走行
- ⑤ 燃料デブリ調査

(3) 装置の選定

5. 2項のデブリ計測装置の搭載性、及び CRDレール⇒1階グレーチング⇒地下階床面への適用性の観点から、水中クローラ型装置を選定した。

【 当年度(2011～12年度)の成果 】

- ① PCV内部調査の計画を立案し、「PCV事前調査」と「PCV本格調査」の2ステップで調査を行う計画とし、PCV事前調査は、調査範囲を拡大(ペDESTAL内開口周辺やペDESTAL外側)した装置開発／調査を実施する内容とした。
- ② 国内外の既存の技術を収集／募集し、251件の技術を「技術カタログ」として取り纏めた。この中から現地の環境や装置仕様に適した技術の活用を検討し、効率的な装置開発を推進した。
- ③ PCV事前調査／PCV本格調査の工法と装置仕様を立案し、特にPCV事前調査では、装置の詳細検討を実施した。

【 次年度(2013年度)の計画 】

- ① PCV本格調査向け装置の設計／製作
- ② <<追加研究>> PCV事前調査 装置開発の推進と、現場実証(事前調査)の計画及び実施

H24年度 成果概要

2-①-8 「圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発」

2013年4月

(株)東芝

日立GEニュークリア・エナジー(株)

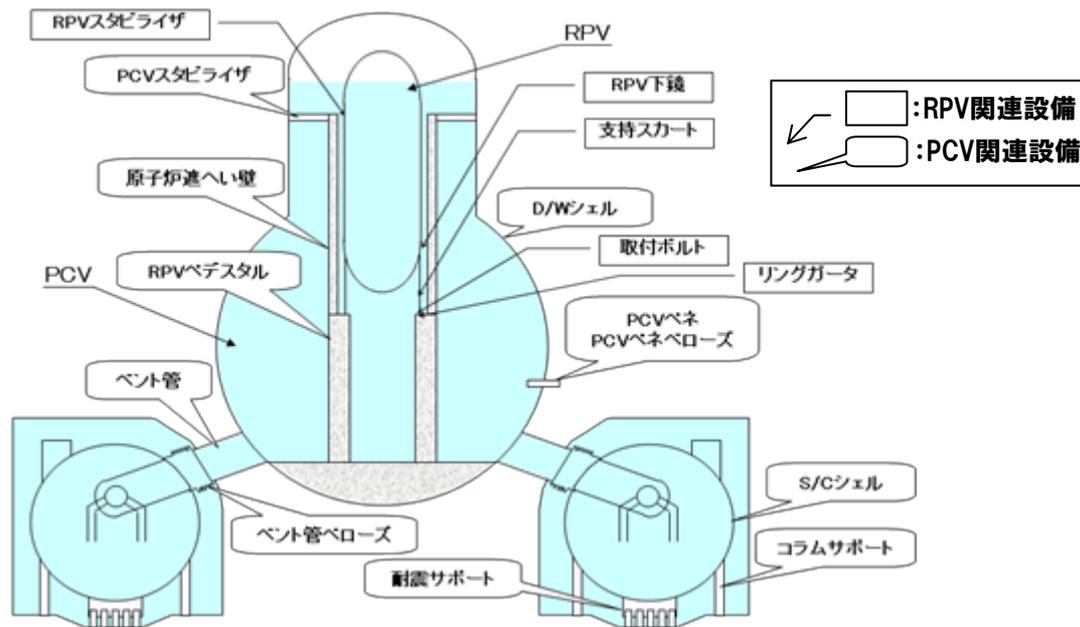
三菱重工業(株)

(財)電力中央研究所

(独)日本原子力研究開発機構

1. 研究目的

- 福島第一原子力発電所(1F)の原子炉圧力容器(RPV)/格納容器(PCV)及びRPVペDESTALは、今後も長期間に亘り希釈海水環境に曝されることが想定され、腐食進行に起因した構造強度の低下が懸念される。また、事故直後の容器周辺は、設計時の想定を超える高温状態に曝されたことにより、材料強度が低下した可能性も考えられる。上記の影響を定量的に考慮した燃料取り出しまでの機器健全性を評価するとともに、健全性確保のための腐食抑制策を抽出する。



健全性評価対象部位(例)

2. 研究成果

2

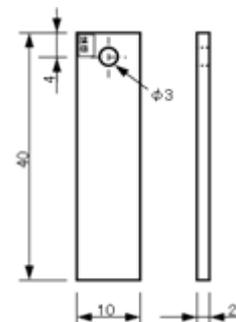
2.1 原子炉容器の構造材料腐食試験

- シビアアクシデント後のプラントデータ(1~3号機RPV/PCVの温度やイベント等)調査や海水腐食等に関する既存研究データ調査結果等をもとに、実機条件や腐食影響因子等を抽出し、機器余寿命評価を行うための試験マトリックス及び試験方を策定し、以下の試験条件にて腐食試験を実施した。

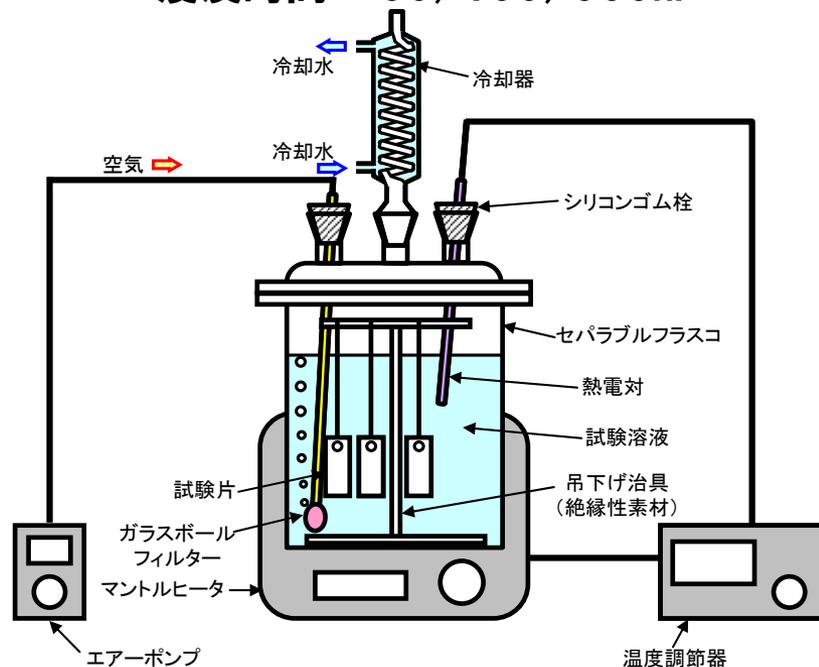
高温腐食データ(100~288℃):電力中央研究所より提供

(試験条件)

- 材 料: PCV材(炭素鋼SGV480)、RPV材(低合金鋼SQV2A)
- 環 境: 中期条件(80℃、20倍希釈海水)、
長期条件(50℃、200倍希釈海水)
ほう酸(ほう酸、もしくは五ほう酸ナトリウム)有/無
- 浸漬時間: 50, 100, 500hr



腐食試験片形状



腐食試験装置模式図

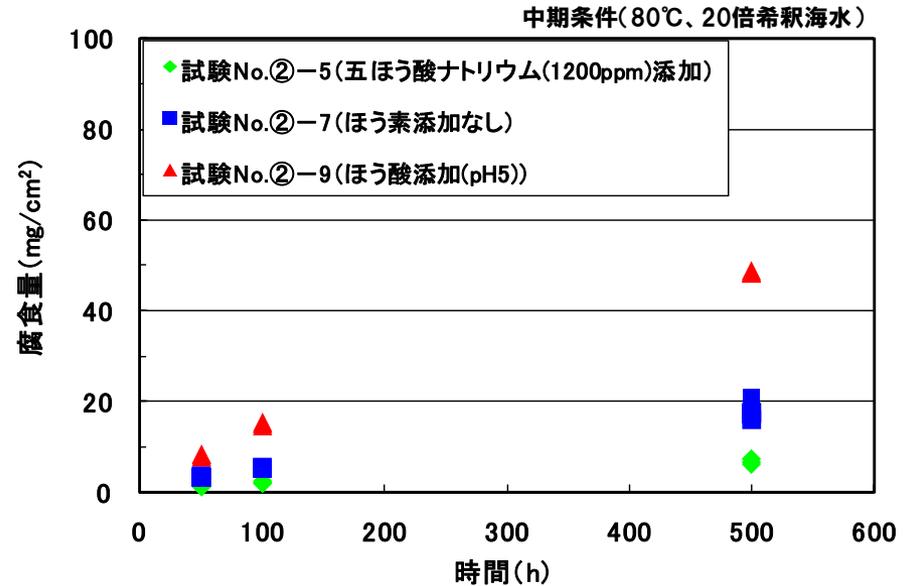
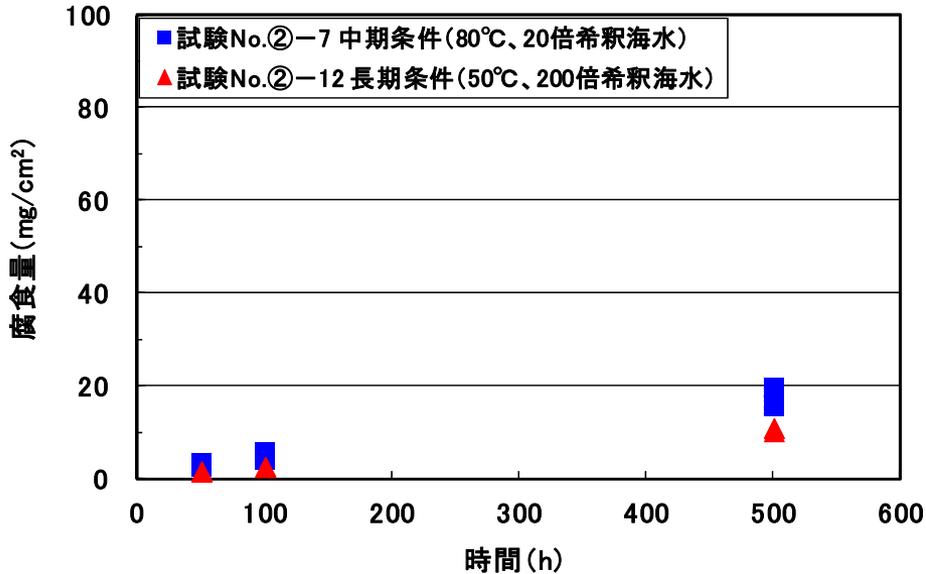


腐食試験状況

2. 研究成果

2.1 原子炉容器の構造材料腐食試験

PCV材(炭素鋼SGV480) (例) (試験結果)



・PCV材(炭素鋼SGV480)の長期条件の腐食量は温度低下により、中期条件のそれよりも低下することを確認した。(RPV材(低合金鋼SQV2A)についても、PCV材と同程度の腐食量であることを確認。)

・五ほう酸ナトリウム添加による腐食量の低下と、ほう酸添加(pH5)による腐食量の増加を確認した。(RPV材についてもPCV材と同様の傾向を確認。)

2. 研究成果

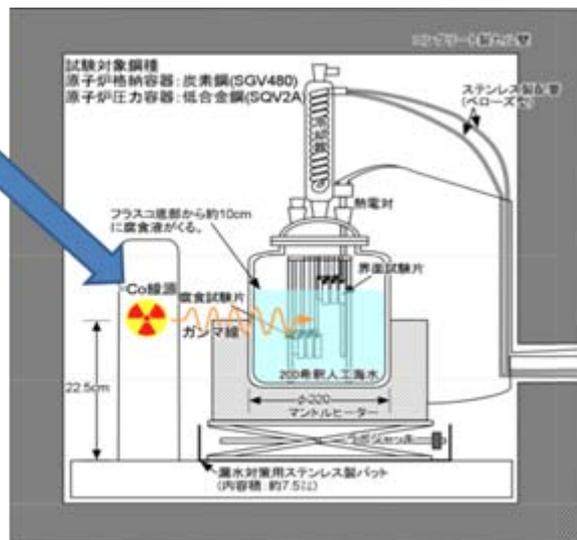
2.1 原子炉容器の構造材料腐食試験

日本原子力研究開発機構の実施内容

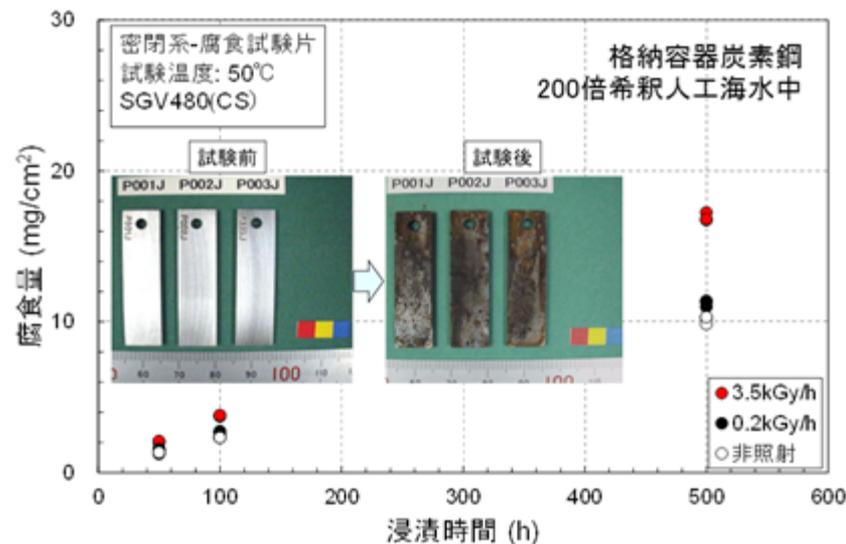
4

格納容器/圧力容器材の腐食への照射影響評価試験

目的： 希釈海水中腐食挙動に与えるガンマ線の照射影響を評価し、非照射試験データの健全性評価への適用性の検討に資する。



ガンマ線照射施設内の腐食試験装置



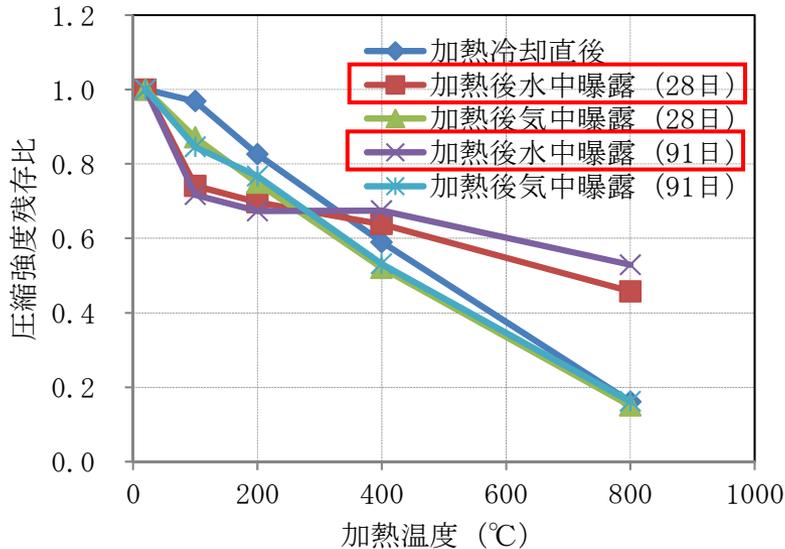
PCV材の照射下腐食試験結果

50℃、200倍希釈海水中において、照射線量率が実機2号機PCV内測定値の数倍程度(0.2 kGy/h)の場合、照射による腐食量の増加は小さいことを確認した。

2. 研究成果

2.2 RPVペDESTアル鉄筋コンクリート劣化試験

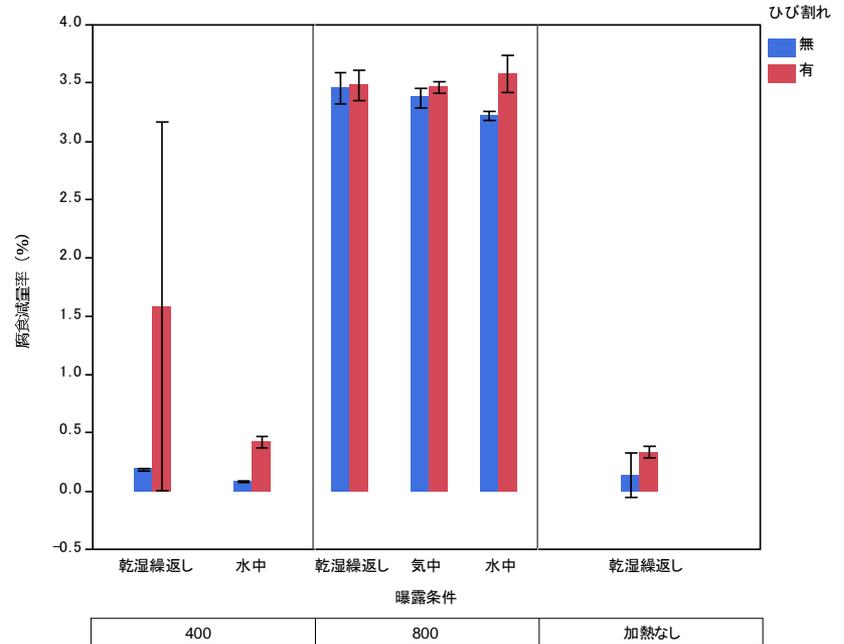
●コンクリートの熱影響評価試験（例）



コンクリート試験体の加熱温度と圧縮強度残存比の関係

加熱後水中曝露では、200°Cまでは加熱冷却直後に比べて強度が低下したが、400°C以上では強度が回復し、温度が高いほど回復の割合が高いことを確認した。

●鉄筋の腐食速度評価試験（例）



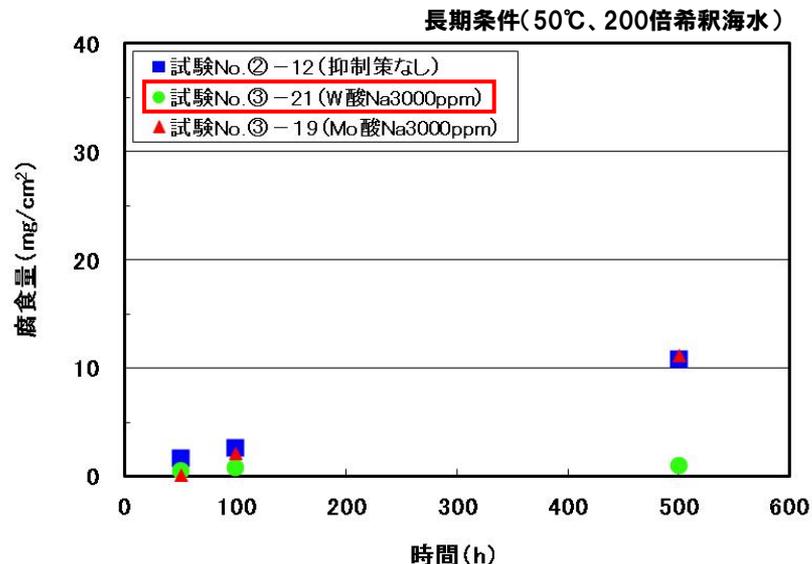
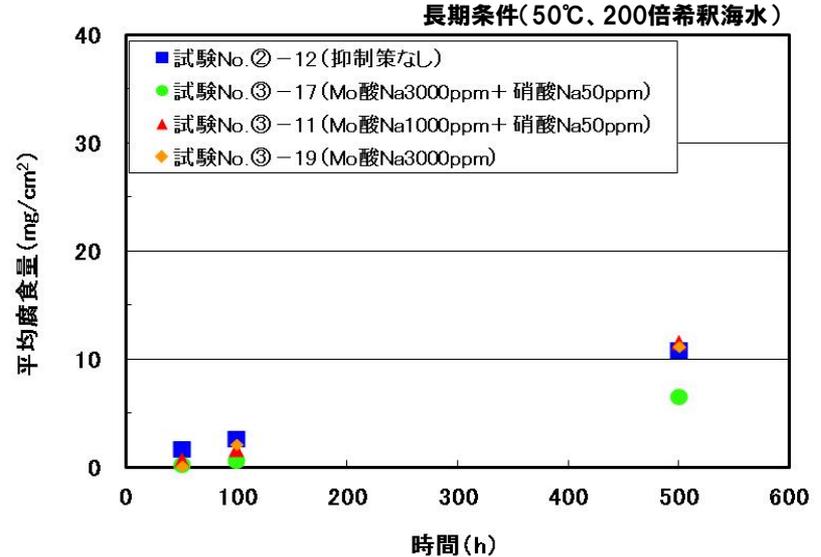
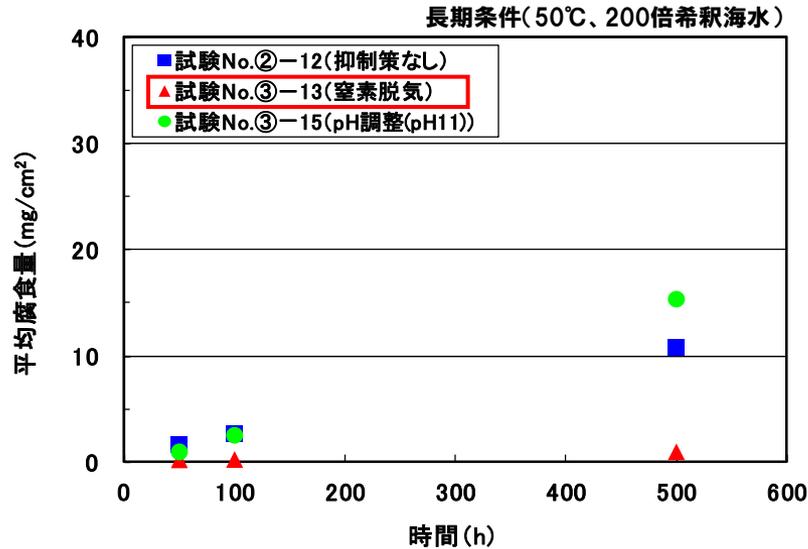
コンクリート中鉄筋の促進期間12週の腐食減肉量 (水中:40°C,20倍希釈海水)

加熱温度800°Cのコンクリート鉄筋の腐食減肉量は、加熱なし及び加熱温度400°Cのそれに比べ増加することを確認した。

2. 研究成果

2.3 原子炉容器、RPVペデスタルに対する腐食抑制策確証試験

PCV材(炭素鋼SGV480) (例) (試験結果)



・腐食抑制策として抽出した窒素脱気及び防錆剤タングステン酸ナトリウム(W酸Na)添加条件の腐食量が、抑制策なし条件のそれよりも大きく低下しており、腐食抑制効果が大いことを確認した。(RPV材(低合金鋼SQV2A)についても、PCV材と同様の腐食抑制効果を確認。)

2. 研究成果

2.4 原子炉容器、RPVペDESTAL構造物余寿命評価、寿命延長評価

● PCV余寿命評価（試験結果より算出した腐食速度を用いた評価）評価結果(例)

評価結果(1号機)

評価設備: 図参照

PCV冠水状態

評価条件: ●耐震条件: Ss波(水位: ベントラインレベル)

●評価温度: 50°C

●供用状態: Ds

●腐食減肉量: 右記表参照

<腐食ケースについて>

ケースA: 腐食試験より算出した減肉量
(抑制策なし)

ケースB: 腐食試験より算出した減肉量
(抑制策あり, 窒素脱気)

1号機 ドライウェル推定減肉量(片面) (mm)

	条件	5年	10年	15年
ケースA	抑制策なし	1.76	2.15	2.44
ケースB	抑制策あり, 窒素脱気	1.31	1.35	1.37

1号機 サプレッションチェンバ推定減肉量(片面) (mm)

	条件	5年	10年	15年
ケースA	抑制策なし	0.74	1.09	1.36
ケースB	抑制策あり, 窒素脱気	0.18	0.21	0.24

評価結果(例):

② ベント管(評価部位: ベント管とD/W胴の接合部)
一次応力評価結果

	応力強さ(MPa)		許容値 (MPa)
	ケースA	ケースB	
腐食前	344		423 (471)
5年後	402	386	
10年後	419	387	
15年後	429*	389	

注*: ベント管はケースAで15年後に供用状態Dsの許容値を上回るが、許容値に()内のSu値を用いた場合、許容値を下回る。

①-1 D/Wシェル(評価部位: サンドクッション部)
一次応力評価結果

	応力強さ(MPa)		許容値 (MPa)
	ケースA	ケースB	
腐食前	336		423
5年後	394	378	
10年後	409	379	
15年後	419	381	

⑨ コラムサポート(評価部位: 外側コラムサポート)
一次応力評価結果

	組合せ応力(圧縮+曲げ) $\sigma_{fc}/c + \sigma_{fb}/fb$		許容値
	ケースA	ケースB	
腐食前	0.923		1
5年後	0.953	0.931	
10年後	0.969	0.931	
15年後	0.981	0.933	

注: コラムサポートの許容値(fc及びfb)は常温でF値をSu値とし評価(圧縮に対してはF値を1.2Sy値とした)

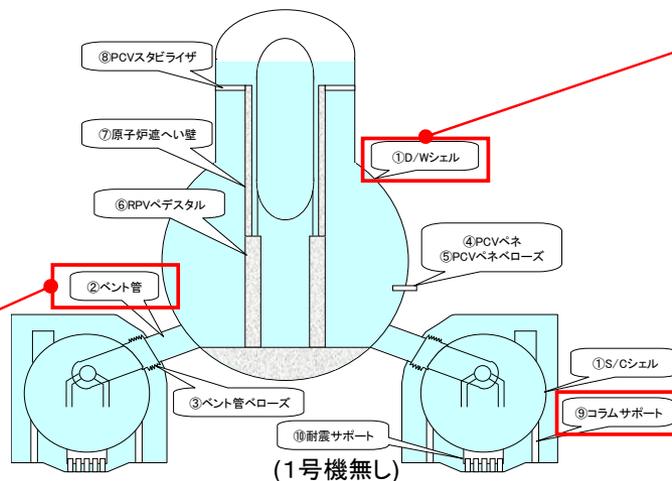


図 評価設備

2. 研究成果

2.4 原子炉容器、RPVペデスタル構造物余寿命評価、寿命延長評価

● RPV余寿命評価（試験結果より算出した腐食速度を用いた評価）評価結果(例)

支持スカート(一次一般膜+曲げ)

1F-1	応力強さ(MPa)		許容値 (MPa)
	ケースA	ケースB	
腐食前	94		360 (240) *2
5年後	98	96	
10年後	100	96	
15年後	102	96	

1F-2/3	応力強さ(MPa)		許容値 (MPa)
	ケースA	ケースB	
腐食前	72		360 (240) *2
5年後	74	73	
10年後	75	73	
15年後	76	73	

支持スカート(座屈)

1F-1	座屈不等式左辺 *1		許容値
	ケースA	ケースB	
腐食前	0.284		1
5年後	0.297	0.288	
10年後	0.301	0.288	
15年後	0.307 (0.437) *2	0.288 (0.404) *2	

1F-2/3	座屈不等式左辺 *1		許容値
	ケースA	ケースB	
腐食前	0.213		1
5年後	0.222	0.218	
10年後	0.225	0.218	
15年後	0.228 (0.321) *2	0.219 (0.309) *2	

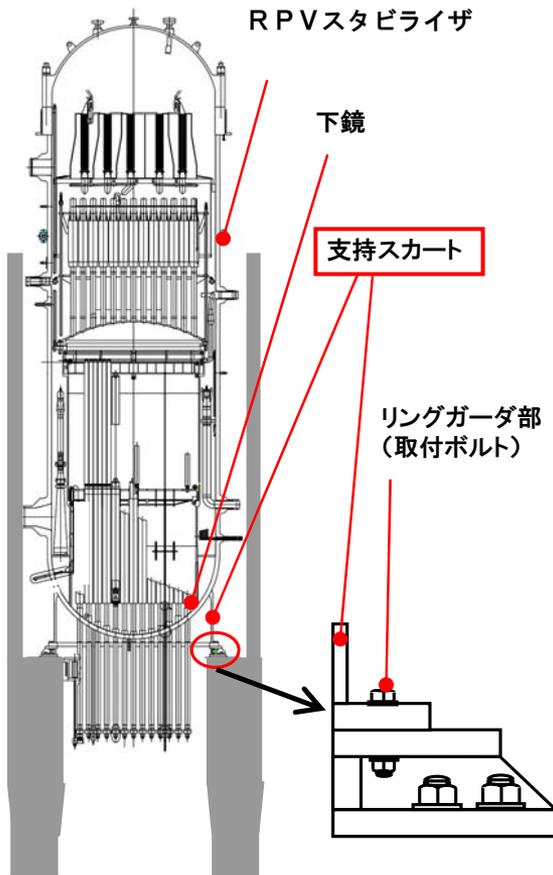


図 評価対象部位

*1; 座屈不等式左辺 = $\alpha B(P/A)/f_c + \alpha B(M/Z)/f_b$ (出展: JEAC4601-2008)

*2; ()内の許容値は、強度試験(熱履歴が材料特性に及ぼす影響評価)の結果を反映して、JSME設計建設規格のSu値を2/3割下げて求めた値を参考に示す。

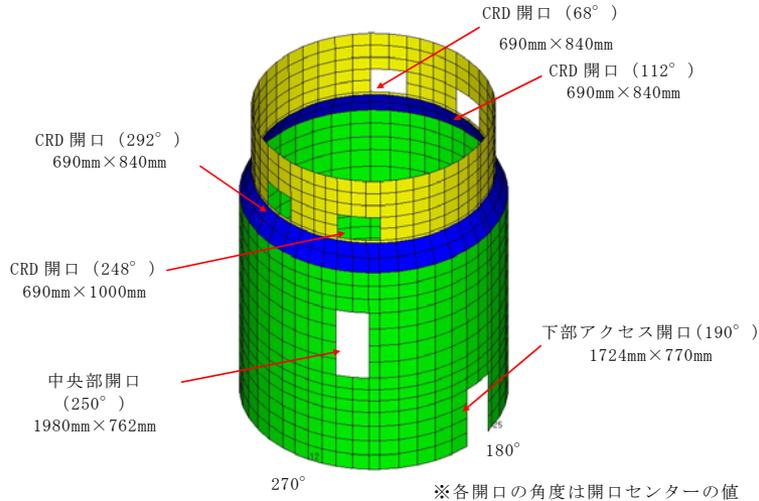
2. 研究成果

2.4 原子炉容器、RPVペデスタル構造物余寿命評価、寿命延長評価

● RPVペデスタル余寿命評価 評価結果(例)

高温および鉄筋腐食による劣化を考慮したRPVペデスタルモデルのFEM応力解析

■1F1PRVペデスタル有限要素モデル図



- 鉄筋腐食を考慮した配筋量
腐食量予測解析結果のうち最も厳しい、ひび割れ有の15年後の腐食による断面減少を考慮した配筋量を設定
- 材料物性
熱影響評価試験結果のうち800℃加熱後水中曝露(91日)の値から高温劣化を考慮した材料物性を設定
- 固定荷重
・RPV本体及び熱遮へい壁の重量を、付加重量としてペデスタル頂部に与える。
・モデル化した部分の重量は、ペデスタル本体の自重を単位体積重量として各要素ごとに与える。
- 地震荷重
・PCV冠水時におけるSs地震に対する建屋機器連成地震応答解析結果に基づく地震荷重を考慮する。
・水平方向地震荷重は、せん断力と曲げモーメントを作用させる。
・鉛直方向地震荷重は、震度として解析モデルに一律に作用させる。

評価項目	発生応力・ひずみ	評価基準
コンクリートひずみ	465 × 10 ⁻⁶	3000 × 10 ⁻⁶
鉄筋ひずみ	895 × 10 ⁻⁶	5000 × 10 ⁻⁶
面外せん断力	1237 N/mm	1336 N/mm

・PCV冠水時地震荷重で1F-1ペデスタルに発生する応力およびひずみは、いずれも評価基準を超えない。

3. まとめ

- PCV、RPV構造物、RPVペDESTALについて、PCV冠水状態を想定したSs波(基準地震動)に対する腐食減肉量を考慮した健全性評価を行い、以下を確認した。
 - PCV構造物の発生応力は、一部の機器において供用状態Dsの許容値を上回るが、許容値にSu値(設計引張強さ)を用いることで、15年後においても全ての評価対象機器に対し、許容値を下回り、健全性を有することを確認した。
 - RPV構造物の発生応力は、15年後においても全ての評価対象機器に対し、供用状態Dsの許容値を下回り、健全性を有することを確認した。
 - RPVペDESTALのコンクリート及び鉄筋の発生応力及びひずみは、15年後においても評価基準(鉄筋コンクリート構造計算基準)を下回り、健全性を有することを確認した。
- 腐食抑制策として抽出した窒素脱気及び防錆剤タングステン酸ナトリウム添加条件において、腐食抑制効果が大きいことを確認した。

H24年度成果概要

2-①-9 「燃料デブリの臨界管理技術の開発」

2013年4月

日立GEニュークリア・エナジー(株)
(株)東芝
三菱重工業(株)

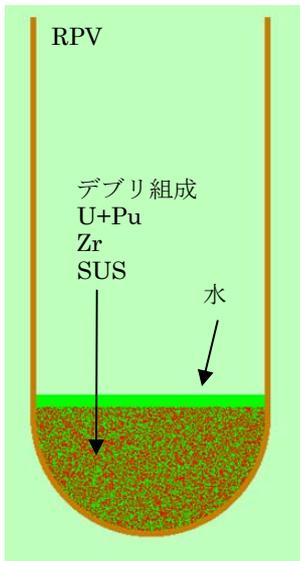
- (1) 臨界評価
- (2) 臨界時挙動評価
- (3) 廃液処理、冷却設備の未臨界管理技術
- (4) 炉内の再臨界検知技術 (中性子検出器システム)
- (5) 炉内の再臨界検知技術 (FPガンマ線検出器システム)
- (6) 臨界防止技術

(1) 臨界評価

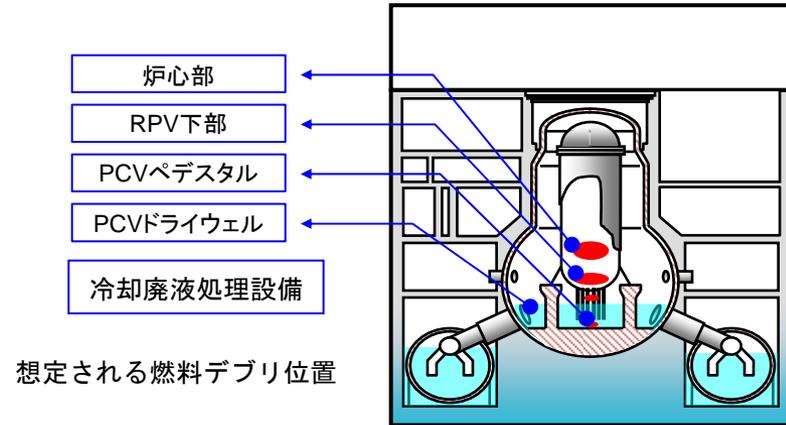
➤燃料デブリの堆積位置、形状、組成を想定して臨界となるシナリオを数百ケース検討し、ランキングにより重要シナリオを選定した。

➤不明なデブリ性状をパラメータとして広範な臨界評価を実施し、今後再臨界となるリスクのある条件範囲を調査した。

RPV下部の臨界評価の一例



➤保守的に、中性子を吸収する核分裂性核種や制御棒を考慮しない場合、臨界となる条件範囲が見いだされたが、燃料に含まれるガドリニウムを考慮すれば、この臨界となる範囲の実効増倍率は下がり、臨界となることはない。



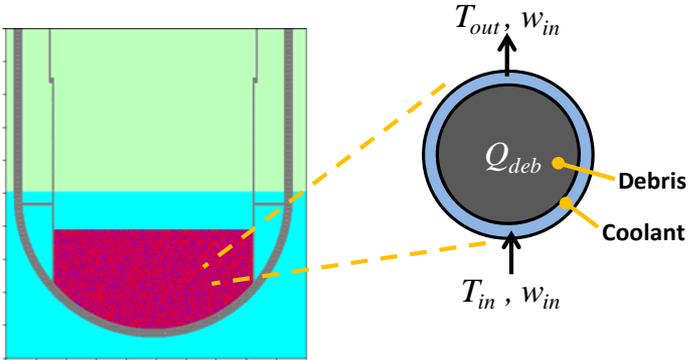
想定される燃料デブリ位置

RPV下部の臨界シナリオの一例

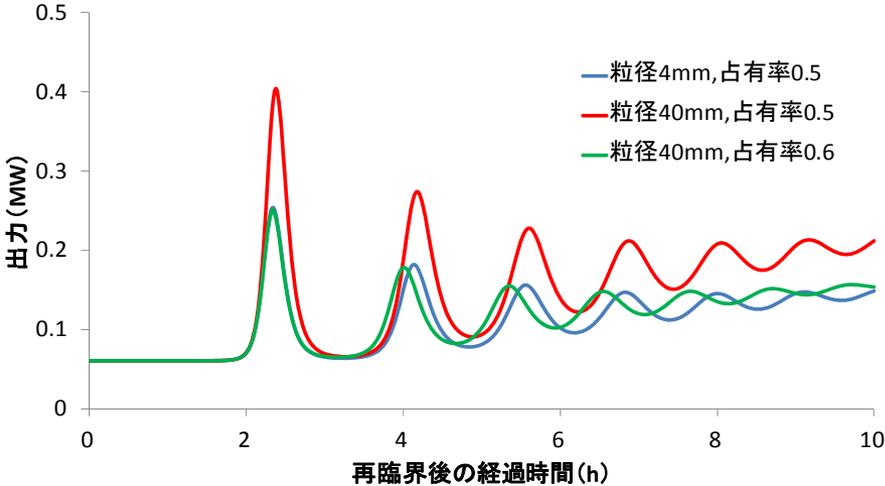
フェーズ	場所	初期状態		再臨界シナリオ
		燃料状態	冷却材状態	
PCV補修直前～補修	下部ヘッド	SUSを巻き込んだデブリ(粒状、塊)	非沸騰で冠水状態	上部からの燃料デブリ落下 吸収材流出
			非沸騰で一部露出	温度低下 水位上昇
		炉心平均組成のデブリ(粒状、塊)	非沸騰で冠水状態	上部からの燃料デブリ落下 吸収材流出
			非沸騰で一部露出	温度低下 水位上昇
		燃焼度の低い(あるいはPu多い)デブリ(粒状、塊)	非沸騰で冠水状態	上部からの燃料デブリ落下 吸収材流出
			非沸騰で一部露出	温度低下 水位上昇

(2) 臨界挙動評価

- JAEA所有の動特性計算コード(PORCAS)をベースとして、燃料デブリの熱伝達モデル、デブリ反応度フィードバックモデルを追加し、水位上昇シナリオによる臨界時挙動評価を実施した。
- 再臨界後の出力挙動において負の反応度フィードバック効果を確認した。
=> 出力は上昇下降を繰り返しながら水位上昇に伴い緩やかに上昇
- 1st 出力ピークの大きさはデブリ粒径と、デブリと水の混合状態、水位上昇速度に依存する。



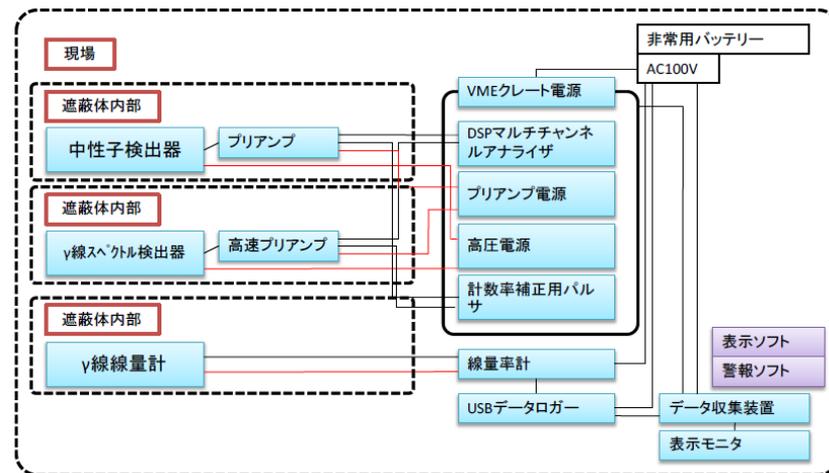
RPV下部の球状デブリによる熱伝達モデル



再臨界後の出力変化 解析結果の一例(水位上昇シナリオ)

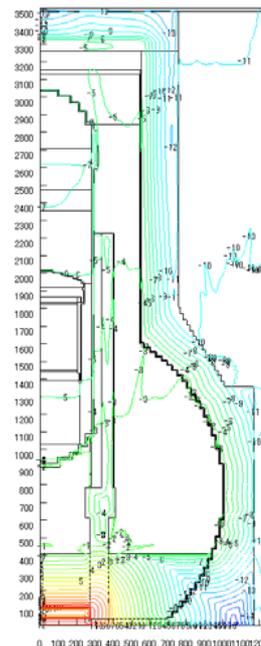
(3) 廃液処理、冷却設備の未臨界管理技術
 (4) 炉内の再臨界検知技術(中性子検出器システム)

- 今後設置予定の小循環水処理ループの未臨界状態を監視するシステムの装置概念を策定した。
- 蓄積するデブリに含まれるキュリウム等の自発核分裂中性子を測定する。
- 中性子検出器とガンマ線スペクトル検出器との組み合わせにより臨界近接を判定する概念を案出した。



廃液処理、冷却設備の未臨界監視装置の概念

- 再臨界となった場合に放出される即発中性子を検知するシステム仕様を策定した。
- PCV内外の中性子線量分布解析結果に基づき、PCV内設置を前提とした。

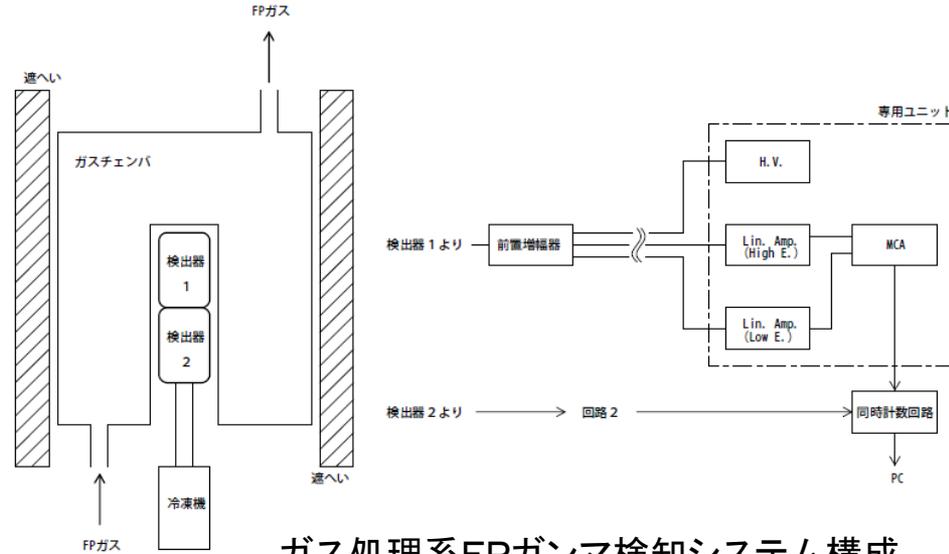


PCVペDESTALで再臨界となった場合の中性子強度分布の解析例

(5) 炉内の再臨界検知技術 (FPガンマ線検出器システム)

ガス処理系を対象としたシステム

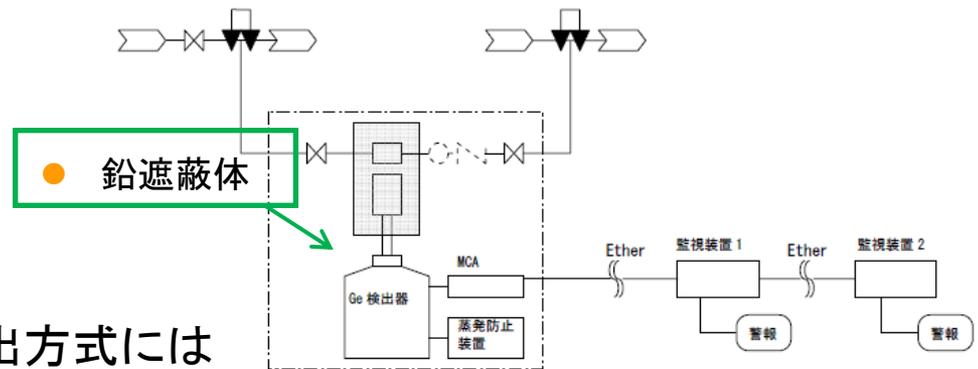
- 再臨界となった際にガス処理系に流出する短半減期FP核種を検知する方式
- Kr-87/88を新たに測定対象とすることで、現行のシステムよりも検知時間を短縮するシステム改良案を策定した。



ガス処理系FPガンマ検知システム構成

水処理系を対象としたシステム

- 再臨界となった際に水処理系に流出する短半減期FP核種を検知する方式
- I-132/135を測定対象として選定し、これを検知するためのシステム構成を策定した。



水処理系FPガンマ検知システム構成

➢ なお、中性子検出方式とFPガンマ検出方式には一長一短があるため、両者を組み合わせることで再臨界検知の有効性は高まることがわかった。

➤ 圧力容器が損傷した福島第一原子力発電所1/2/3号では、格納容器の補修が検討されており、冷却水に溶解する中性子吸収材を用いた臨界防止技術の検討を進めているが、補修作業の進捗によっては、米国のTMI-2と異なり、冷却材がリークした状態での臨界防止技術の適用も考慮しなければならない。

- ⇒ 溶解性の中性子吸収材が使用できない可能性
- ⇒ 溶解性に加えて非溶解性の中性子吸収材について検討

➤ 溶解性については五ホウ酸ナトリウム、非溶解性についてはホウケイ酸ガラス、B4C/SUSを候補材として抽出

➤ 非溶解性中性子吸収材を用いる場合は、散逸せず、効果的に中性子を吸収するように、燃料デブリに吸着させることが望ましい。このため、バインダと組み合わせて投入する方式の効果と課題を整理した。

中性子吸収材とバインダの組み合わせ方式

提案内容		概要	
		構成	特徴
流動体	スラリー		<ul style="list-style-type: none"> ・表面形状に沿った被覆 ・被覆層は流動体 ・特殊な施工装置不要
	ゲル		<ul style="list-style-type: none"> ・表面形状に沿った被覆 ・被覆層は流動体 ・特殊な施工装置不要
コーティング	金属溶射		<ul style="list-style-type: none"> ・表面形状に沿った被覆 ・被覆層は強固に固定 ・高温水中で長期間安定
	セメント		<ul style="list-style-type: none"> ・表面形状に沿った被覆 ・被覆層は強固に固定 ・施工が比較的容易
	水ガラス		<ul style="list-style-type: none"> ・表面形状に沿った被覆 ・被覆層は固定可能 ・施工が比較的容易
	水中塗料		<ul style="list-style-type: none"> ・表面形状に沿った被覆 ・被覆層は固定可能 ・施工が比較的容易
シート	繊維		<ul style="list-style-type: none"> ・繰り返し利用が可能 ・シート形状は任意変形 ・特殊な施工装置が不要

TMI-2: 米国スリーマイルアイランド2号機

* バインダ: 中性子吸収物質を凝集しデブリへ付着させる物質

デブリの臨界管理技術の開発 (平成 24 年度進捗・成果概要)

平成 25 年 4 月

日本原子力研究開発機構
原科研福島技術開発特別チーム
臨界管理技術開発グループ

全体スコープ

性状が不確かな破損燃料(デブリ)の取扱いにおいて再臨界を確実に防止するための研究開発を行い、福島第一原子力発電所のデブリ取扱いに係る臨界管理に資する。

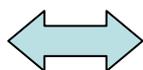
- ✓ 炉内における燃料デブリの現状評価
(再臨界時挙動評価を含む)
- ✓ 取出し時の「加工対象」である燃料デブリ塊(クラスト等)の評価
⇒未臨界担保のあり方
- ✓ 取出した燃料デブリ小片の評価
⇒取出し作業の単一ユニット評価
⇒取出した小片を集めて収納する容器等の単一ユニット評価
⇒輸送・保管(サイト外も想定)の単一・複数ユニット評価

取り組んでいる項目

破損燃料に係る臨界評価

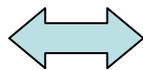
1. 臨界管理手法の整備

燃料デブリの
臨界量等の評価



STACY
更新炉実験

燃焼計算
コードの改良



PIE
(PWR/BWR燃料)

解析的な技術開発を支援・
検証するための実験的研究

2. 未臨界監視システムの開発

燃料デブリ取出行程において中性子毒物
による十分な未臨界担保ができない場合に
備えた、未臨界監視・確認技術の基礎的な
検討

再臨界時挙動解析手法の開発

4. 反応度フィードバック機構の検討及び 動特性解析コードの改良・整備

3. 臨界実験及びPIE

取り組みの流れ

無限増倍率
評価



燃料デブリ性状・
組成の理解・想定
(他PJ知見の活用)



注意すべき組成範囲



有限体系の
臨界量評価



実際のインベントリ



管理が必要な組成範囲



未臨界担保に
必要な中性子
毒物量評価

未臨界or
クレジットを
確認する
測定手法開発

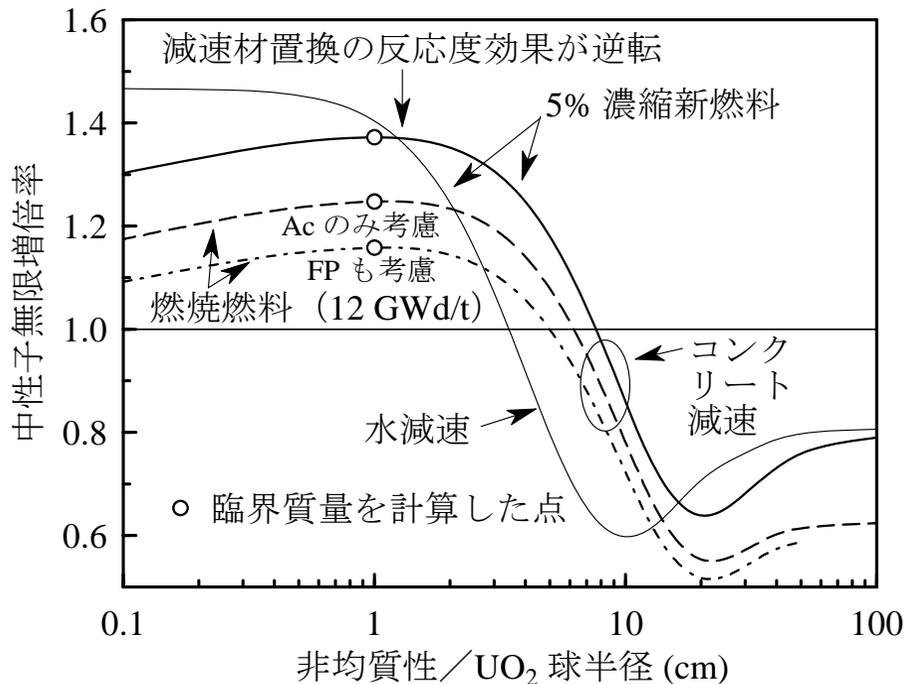
燃焼度・材料
クレジット評価



具体的な臨界管理手法の提案

1. 臨界管理手法の整備—燃料デブリの臨界量等評価

MCCI 生成物の無限増倍率



- ✓ コンクリート中に燃料デブリが分散している非均質体系を想定。
- ✓ コンクリート中の水分でも十分な中性子減速効果あり。
- ✓ 燃焼が進んでいない燃料を仮定すると、広い条件で無限増倍率 > 1

MCCI 生成物の最小臨界量の評価

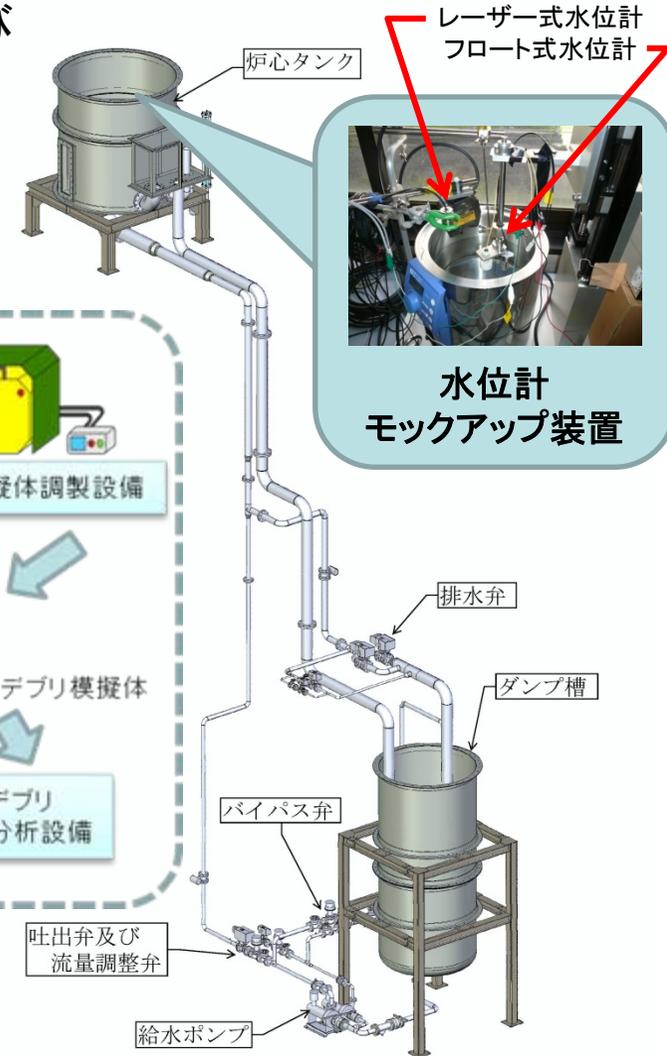
- ✓ 無限増倍率を計算した体系から球形状を切り出して有限体系とし、コンクリート反射体を付加。
- ✓ 最小臨界量
(最低な条件がそろった場合の臨界量)
5%濃縮新燃料 ~ 400 kgU
燃焼燃料 (Acのみ) ~ 800 kgU
燃焼燃料 (FP考慮) ~ 2 tU

MCCI 生成物の臨界管理

- ✓ 格納容器に落下していると考えられている燃料デブリ量 (数十 t) に比べて、上記最小臨界量は小さい。
- ✓ MCCI 生成物の継続的な監視、及び水中における取出作業時の中性子毒物を用いた臨界管理が重要。

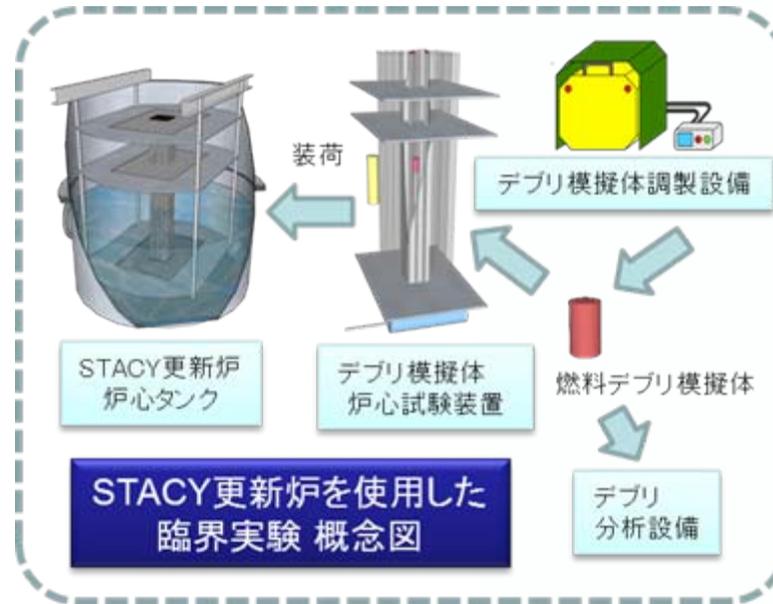
2. 未臨界監視システムの開発

- ✓ 中性子毒物の濃度低下に備えた未臨界監視・確認技術、あるいは、核分裂性物質濃度が低く臨界管理不要な MCCI 生成物の識別技術。
- ✓ 燃料デブリ近傍における局所監視を想定、 γ ・中性子線量及び中性子検出器応答特性を評価。
- ✓ 米国 LLNL との研究協力を準備中。



3. 臨界実験及びPIE— 定常臨界実験装置 STACYの更新

- ✓ 解析手法・核データを検証するベンチマーク実験を計画。
- ✓ 開放タンク・水位反応度制御型臨界実験装置の基本性能をモックアップで確認。レーザー式水位計による水位差法反応度測定の高精度化。(モックアップ図)
- ✓ 燃料デブリ模擬炉心の構成、デブリ模擬体試料の導入が可能になるよう、設置変更許可申請の補正を準備中。(概念図)



給排水系モックアップ装置

まとめ

- ✓ 燃料デブリの臨界管理について、炉内にある現状から、取出作業、収納、サイト内外輸送、保管、処置・処分に至るまで、一貫性のある管理手法・安全ロジックを提案すべく基礎的な検討を実施中。
- ✓ 解析的に幅広くアプローチを開始（無限増倍率評価、有限体系臨界量、組成感度評価、燃焼度・構造材クレジット検討）。今後、燃料デブリ性状の判明に応じて、条件を絞り込む方針。
- ✓ 解析的な技術開発を支援・検証するための実験的研究も準備中。（PIE及びSTACY更新）
- ✓ 国際協力を効果的に行う。米国LLNL等。

平成24年度成果概要

2-②-1 事故進展解析技術の高度化による炉内状況の把握

平成25年4月

(財)エネルギー総合工学研究所
(株)東芝
日立GEニュークリア・エナジー(株)
(独)日本原子力研究開発機構
東京電力(株)

(2-②-1) 事故進展解析技術の高度化による炉内状況の把握(H24年度計画)

H24年度主要目標

シビアアクシデントコード高度化の成果、海外の知見、現場のオペレーションから得られる情報等を活用し、炉内状況把握のための継続的な検討を実施し、福島第一原子力発電所における中長期的な廃止措置に向けた取り組みにおける燃料デブリ取り出し作業へ炉内状況に関する情報を提供する。

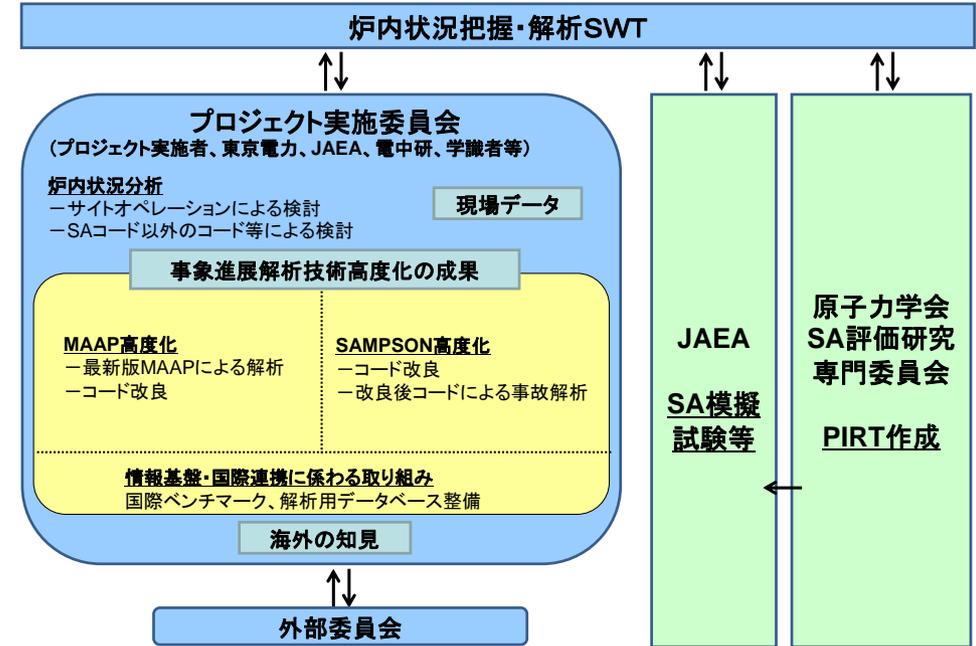
H24年度の実施内容

	目標	得られる成果
①	原子力学会との連携によるシビアアクシデントコードの開発にかかわるPIRT (Phenomena Identification and Ranking Table) の作成	解析コードの高度化に資する検討、実験等の優先順位
②	H23年度に抽出した解析コードの改善点、サイトのオペレーションから得られる情報、既存の模擬試験の結果、最新知見等に基づき解析コード(MAAP, SAMPSON)を改良	高度化した解析コード
③-1	【MAAP】現状最新版であるMAAP5を用いて、構築したデータベースに基づき1~3号機の事故進展/炉内状況の把握に関する解析	既存の解析結果の改善と精度向上に向けた課題の抽出
③-2	【SAMPSON】一部改良した解析コードを用いて、構築したデータベースに基づき1~3号機の事故進展/炉内状況の把握に関する解析	既存の解析結果の改善と精度向上に向けた課題の抽出
④	現場のオペレーションから得られる情報およびシビアアクシデント解析コード以外の計算コード等を用い、多角的なアプローチにより炉内状況把握のための継続的な検討	炉内状況に係わる情報
⑤	国際ベンチマークの実施およびそのためのデータベースの構築(情報基盤・国際協力に係わる取り組み)	海外知見 解析用データベース

JAEAとの連携:

JAEAによるシビアアクシデント事象進展の詳細分析に資する模擬試験等(炉心内温度分布評価、燃料棒損傷・溶融、圧力容器下部ヘッド破損に関する要素試験の実施、模擬試験装置の設計や試験条件の策定、基礎解析モデルの作成等)から必要な知見を取得

実施体制



工程表

事項/年度に	上半期	下半期
① PIRT作成 (原子力学会との連携)	[Progress bar]	
② 解析コードの改良・検証	[Progress bar]	
③-1 最新版MAAPIによる解析	[Progress bar]	
③-2 改良版SAMPSONIによる解析		[Progress bar]
④ 炉内状況分析	[Progress bar]	
⑤ 国際ベンチマーク・データベース整備	[Progress bar]	
(JAEAとの連携) JAEAによる模擬試験等の実施	[Progress bar]	

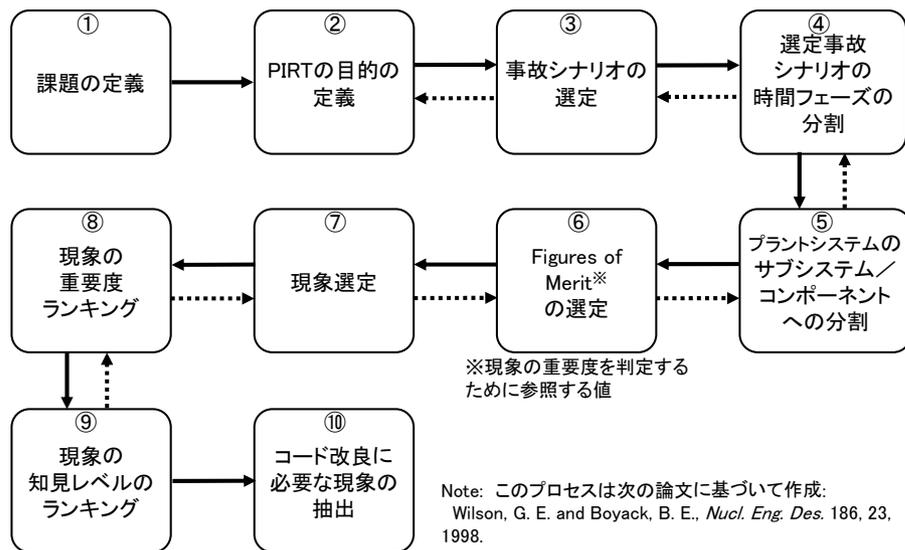
①PIRT (Phenomena Identification Ranking Table)の作成

H24年度の実施内容

●福島第一原子力発電所事故における炉心溶融物の位置／分布を推定するために重要な現象を抽出するため、PIRT(Phenomena Identification and Ranking Table)を作成する。これにより、解析モデル追加・改良項目の客観的な妥当性確認を実施する、

PIRT(Phenomena Identification and Ranking Table)の作成状況

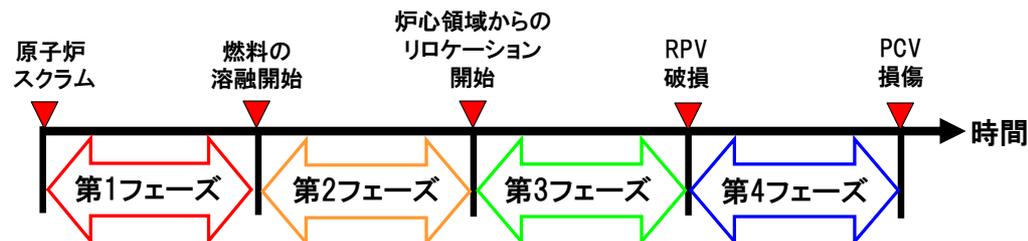
以下のプロセスに基づき作成



.....→ このプロセスを繰り返しながら精度を上げていく

③事故シナリオ: 主要な操作(原子炉への注水・停止、海水注入、減圧操作、消火系からの代替注水、ベント)を含む代表ケースとして、3号機の事故進展シナリオを選定(1/2号機特有シナリオは別途反映)

④事故シナリオ分割:



⑤プラントシステム: MAAPのノード分割方法に基づく

⑥Figures of Merit:

第1フェーズ: 燃料棒エンタルピー

第2フェーズ: 炉心部のエンタルピーまたは平均温度

第3フェーズ: 圧力容器壁最高温度及び炉心溶融物最高温度

第4フェーズ: 格納容器最高圧力及び最高温度

⑦⑧現象の抽出: 計1047個の現象の抽出とランキング策定

原子力学会との連携: シビアアクシデント評価研究専門委員会との合同作業によるPIRT作成

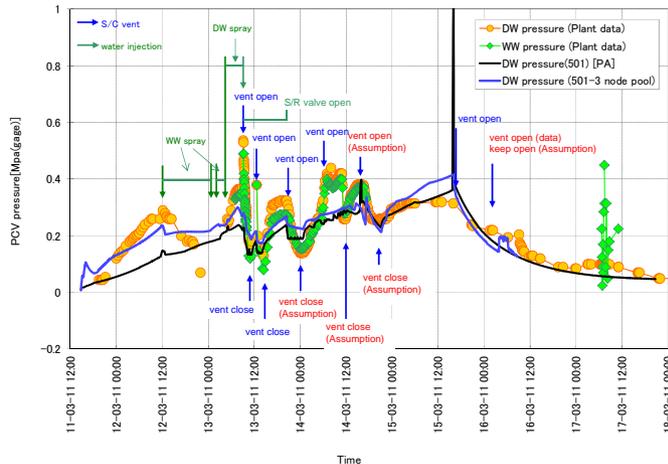
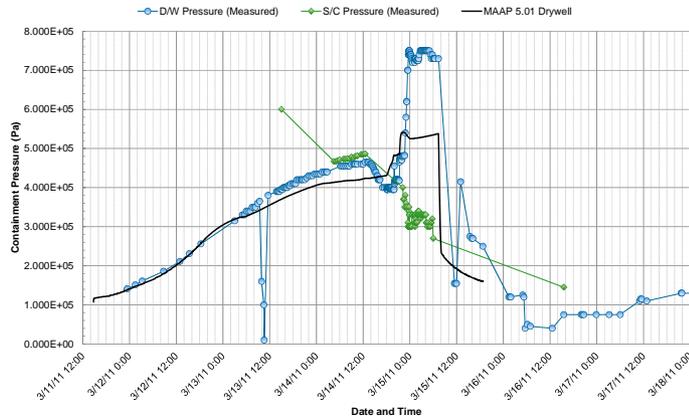
②-1 & ③-1 MAAP高度化およびMAAP5による解析

H24年度の実施内容

改良項目抽出に用いたMAAP4とのバージョンの違いを確認するために、最新版のMAAP5での解析を実施し、この結果をもとに高度化の方針を明確にする。炉内又は格納容器内に分散して存在する燃料デブリの組成、存在位置及び存在量等を定量的に把握することを目的とした解析を実施するため、平成23年度に抽出したMAAP改良項目に基づき、解析コード高度化仕様を策定する。

1. 最新版MAAP5による福島第一原子力発電所事故進展解析

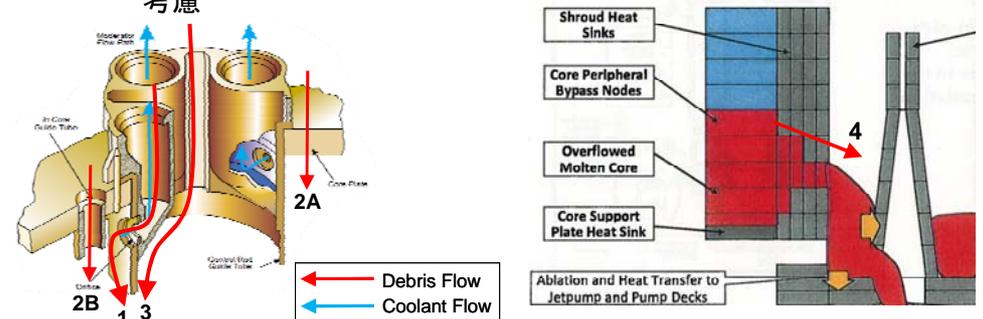
- 既存MAAP4解析データ(プラントデータ及び境界条件)に基づき、MAAP5解析データを作成
- 2/3号機解析例(下図は格納容器圧力変化)によれば、MAAP4と同等な結果が得られることを確認
 - 昨年度抽出した解析モデルの課題はMAAP5に対しても同様



2. MAAP解析モデルの高度化仕様の決定

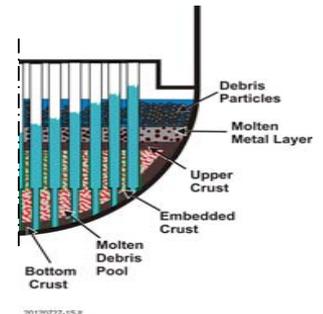
■ モデル改良案の策定

- 原子炉一次系水位評価モデルの改良
 - ダウンカマ形状に関する入力を可能とし、水位評価精度向上
 - 再循環配管/ジェットポンプの2グループ分割(リーク発生ループの考慮)
- 炉心領域の炉心損傷進展モデルの改良
 - 炉心領域から下部プレナムへの新規移行経路と熱的相互作用の考慮



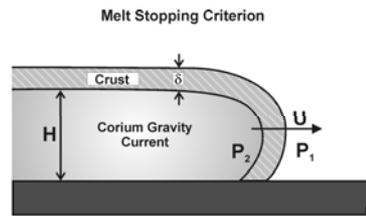
c. 下部プレナム内デブリ挙動モデルの改良

- 熱構造材としてのCRD配管取り扱いの改良(単一⇒複数)
- CRD配管の部分的熔融考慮
- 粒子状デブリの下部プレナム内分布の考慮
- デブリの非対称堆積の考慮



d. 格納容器内デブリ挙動モデルの改良

- デブリ拡がり挙動に関する機構論的モデルの導入
- ペDESTALサンプル内でのコンクリート侵食挙動の考慮
- 側壁との接触有無を考慮したコンクリート侵食モデル



②-2 & ③-2 SAMPSONコード改良・解析(1/2)

H24年度の実施内容

平成23年度に抽出したSAMPSON改良項目に基づき、解析コード高度化仕様を策定する。これらの改良項目を反映した改良SAMPSONコードにより、炉内又は格納容器内に分散して存在する燃料デブリの組成、存在位置及び存在量等を定量的に把握することを目的とした解析を実施し、既存の解析結果の改善と精度向上に向けた課題の抽出を行う。

1. コードの改良・モデルの追加

1.1 炉内計装管等の溶融・損傷モデルの追加

- ・既存のFRHAモジュール内で、チャンネル数の配列を2倍として、配管機能を実装。MCRAモジュールと連係したコード検証を実施。1号機解析に適用。

1.2 圧力容器から格納容器ドライウェルへの直接漏洩経路の追加

- ・インターフェースデータの設定により、圧力容器からドライウェルへ直接漏洩させることができるようにモデルの修正を完了。1号機解析に適用。

1.3 冷却系統機器の部分負荷運転モデルの追加

- ・従来、流量の境界条件で模擬していた1号機の非常用復水器(IC)を、伝熱管と水タンクで模擬。これにより、初期の炉内圧力変化を概ね再現(図1)。
- ・THAモジュールとCVPAモジュールとの複数の接続を可能とする汎用インターフェイスに基づくコード改良を完了。2,3号機解析に適用。

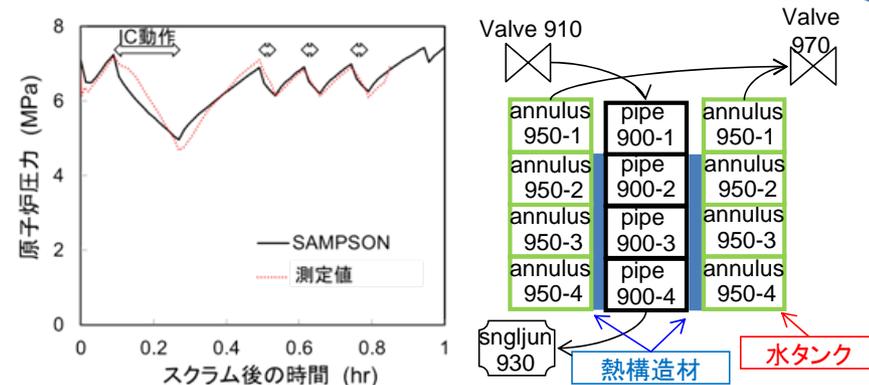
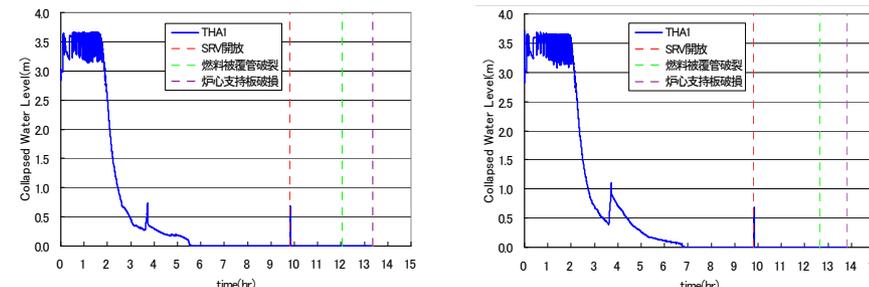


図1 非常用復水器(IC)の模擬性の向上(1号機)

2. 計算時間短縮のためのコード改良

2.1 結果の詳細さと計算時間を両立できる最適な領域分割の検討

- ・DCA、DSAモジュールの領域分割と解析精度、計算時間との関係性を評価。
- ・炉心領域分割(径方向4領域→6領域、軸方向10分割→20分割(図2))と解析精度、計算時間との関係性を評価。軸方向分割増で精度向上するが、計算時間も増加。



(a) Nz=10 計算時間 2.89×10^5 [s] (b) Nz=20 計算時間 6.95×10^5 [s]

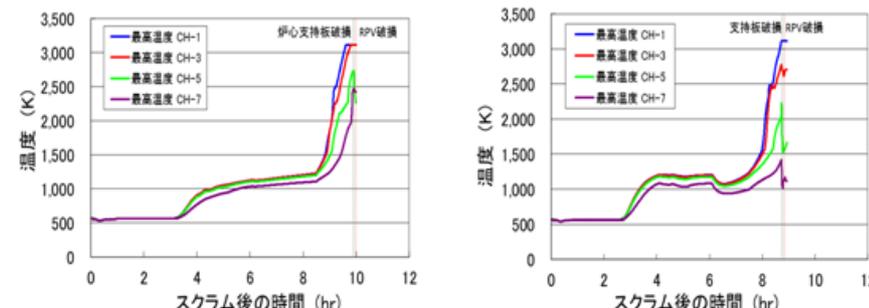
図2 1号機炉内水位変化に及ぼす軸方向分割数の影響

2.2 並列化の手法の調査とコードへの適用性検討

- ・MPI並列化(データ交換はMPI通信)を実装。計算時間を約30%短縮。
- ・OpenMPによるMCRA高速化を検討。8並列の性能加速は、並列化箇所約3倍。

3. 入力データの更新と解析結果のユーザー依存性確認

- ・解析用データベースに基づき1号機から3号機の入力データを更新。
- ・1号機、2号機のSAMPSON解析でユーザー依存性を確認。1号機解析では、発生事象は同じであるが、発生時刻に1割程度の差が発生(図3)。



(a) ユーザーA入力 (b) IAE入力

図3 1号機燃料棒被覆管最高温度の時間変化

②-2 & ③-2 SAMPSONコード改良・解析(2/2)

4. 改良コードによる福島第一原子力発電所1～3号機の解析

改良を実施した解析コードの信頼性確認のため、解析を実施

4.1 改良モデルを反映した1号機解析

- ・中性子計装管($1.33 \times 10^{-4} \text{m}^2$ が12本)、SRVガスケット($8.58 \times 10^{-4} \text{m}^2$)の破損を模擬した解析を実施(図4)。中性子計装管に断面積相当のリークが発生するとした場合、圧力の低下が実機計測値よりも早くなる。別途実施した解析より、中性子計装管のリーク有効断面積は10%以下であった可能性がある。
- ・723KでSRVガスケット破損を想定した解析では、スクラム後10.2時間で压力容器底部が破損。10.7時間までに、23トンのデブリが下部へ流出。

4.2 改良モデルを反映した2号機解析

- ・RCICの部分負荷運転を、タービン・ポンプモデルで模擬する解析を実施。原子炉圧力は実測値の傾向を概ね再現(図5(a))。
- ・今回の解析では、ドライウェルからのリークを仮定(図5(b))。サプレッションプールからトラス室への熱伝達を模擬した解析を別途実施中。
- ・スクラム後77.2時間でRPVが破損。79時間までに34トンのデブリが下部へ流出。

4.3 改良モデルを反映した3号機解析

- ・RCIC/HPCIの部分負荷運転をポンプモデルで模擬し、原子炉圧力の測定値と整合する解析結果を得た(図6(a))。
- ・サプレッションプール(S/P)での温度成層化を蒸気の不完全凝縮で模擬。格納容器スプレイモデルを改良して格納容器圧力の模擬性を向上(図6(b))。
- ・スクラム後51.3時間で、下部プレナムに25トンのデブリが蓄積。この後、压力容器底部破損が発生する見込み。

4.4 1号機のシュラウド構造解析

- ・1号機の最新解析結果における温度分布を境界条件として採用し、シュラウドの構造解析を実施。
- ・応力のかかる箇所、温度の高い箇所での変形の可能性が高まることが確認され、構造解析コードの適用性を確認した。

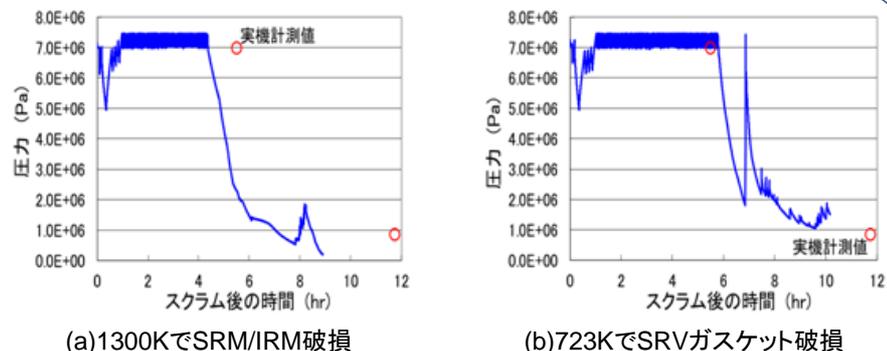


図4 1号機原子炉圧力に及ぼす減圧条件の影響

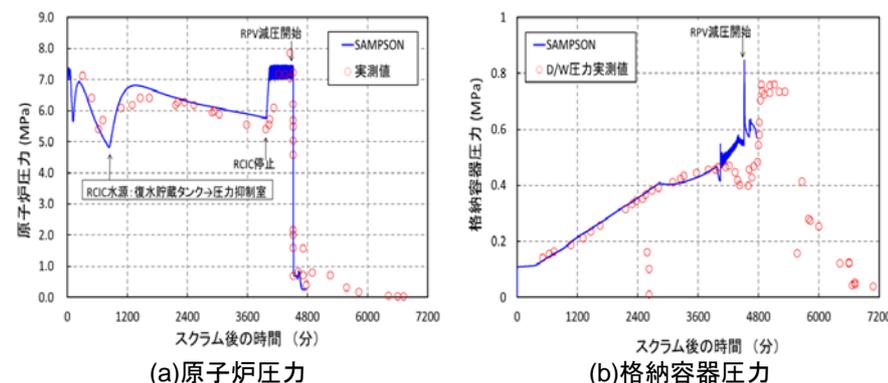


図5 2号機原子炉圧力および格納容器圧力の解析結果

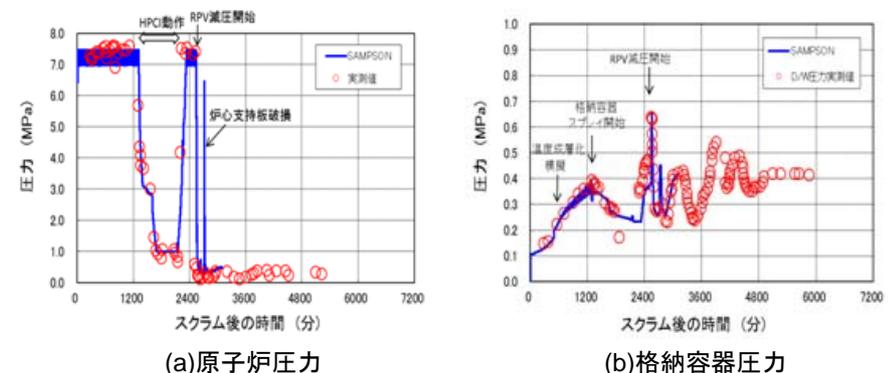


図6 3号機原子炉圧力および格納容器圧力の解析結果

④-1 現場オペレーションから得られる情報を活用した炉内状況把握

H24年度の実施内容

プロジェクト実施委員会の一員として、東京電力から現場のオペレーションより得られる炉内状況把握に資する情報を実施委員会に共有する。また、その情報を利用し炉内状況把握のための検討を実施する。

最近の主な現場オペレーション

・トーラス室調査

- 1u: 原子炉建屋1階床 配管貫通部からの目視調査 (H24.6.26)
- 2u: ロボットによるトーラス室内の線量測定および目視確認 (H24.4.18)
- 3u: ロボットによるトーラス室内の線量測定および目視確認 (H24.7.11)

・炉注水源への冷凍機(チラー)インサービス

1~3u共用の炉注水タンクに、夏期の水温上昇対策として、冷凍機(チラー)をインサービス (H24.7.18)

・水素の有無確認のためのS/C窒素注入

1uにS/C注入 (H24.9.4)、今後の窒素注入については検討中

・PCV内部調査

- 1u: PCV貫通部(ペネ)からの調査 (H24.10.9~10.13)
- 2u: PCV貫通部(ペネ)からの調査 (H24.1.19)(H24.3.26)

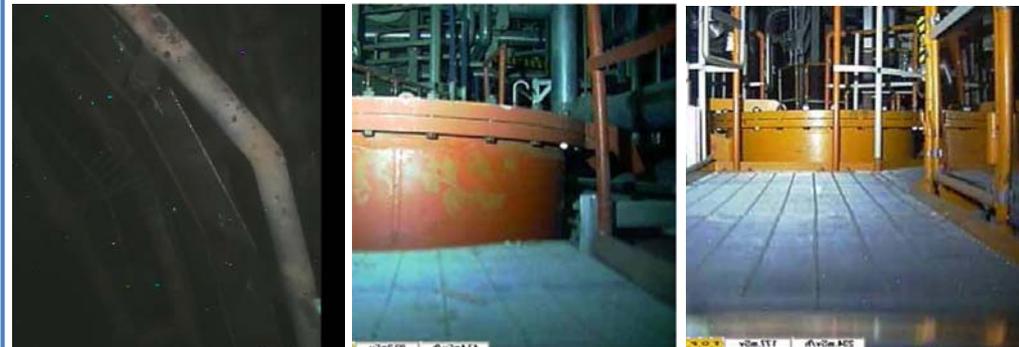


1号機PCV内部(水面確認)

炉内状況把握

炉内状況把握のための検討の一例として、現場オペレーション等から得られた情報をもとに、圧力抑制室の状態を推定し、原子力安全・保安院「東京電力(株)福島第一原子力発電所事故に関する技術ワークショップ」(H24.7.23~7.24)にて結果を発表

●トーラス室内の手すり・マンホール塗装の腐食状況の違い

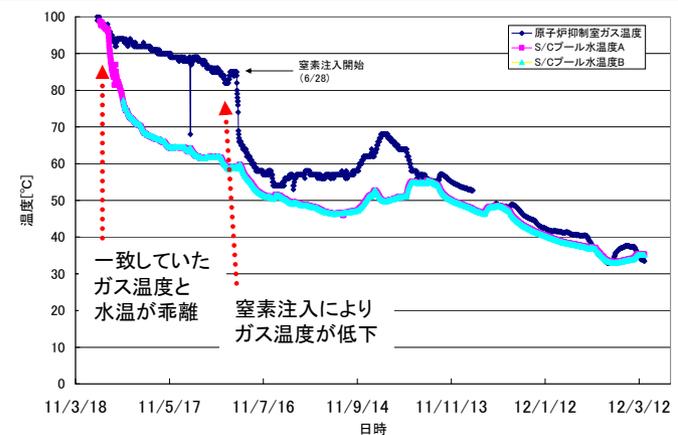


1号機トーラス室内部

2号機トーラス室内部

3号機トーラス室内部

●2号機S/C温度計でのみ観察された特徴的な温度挙動



④-2 シビアアクシデント解析コード以外のコードから得られる情報を活用した炉内状況把握

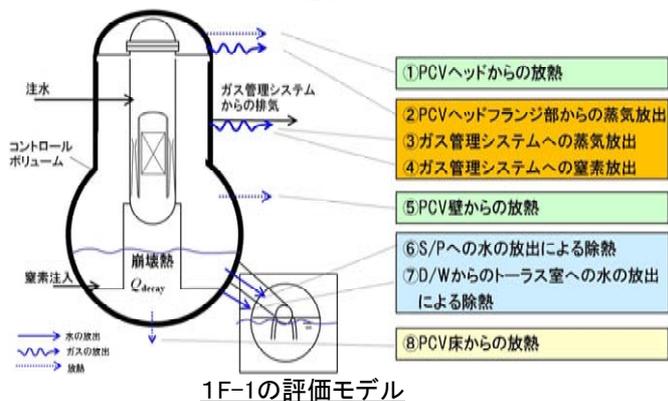
平成24年度の実施内容

格納容器、炉内状況把握に資するため、圧力・温度などの熱水カパラメータに関して、簡易モデルや各種コード(汎用熱流動解析コード等)も用いた評価、デブリ拡がり・冷却挙動解析等を行い、炉内及び格納容器内の状況を総合的に検討する。

1. 簡易モデルや各種コードによる評価

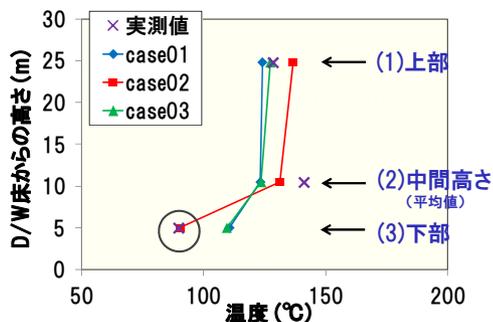
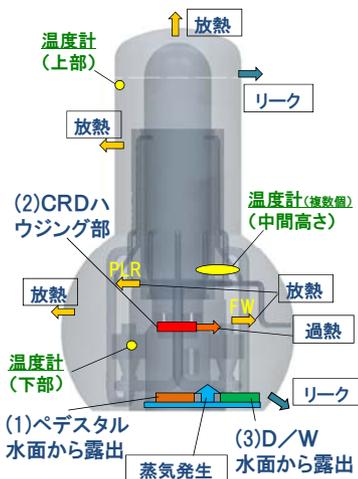
a) PCV熱バランス :

入熱量, 除熱量のバランスを実測値に基づき評価



b) CFDによるPCV内温度評価

CFDコードを用いて、水から露出したデブリ位置をパラメータに温度分布を評価 ⇒ 解析手法の有効性を確認



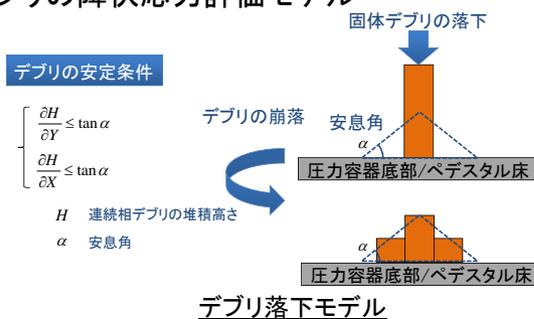
温度分布評価結果(1F-1)

2. デブリ拡がり・冷却挙動

a) デブリ拡がりモデルの開発

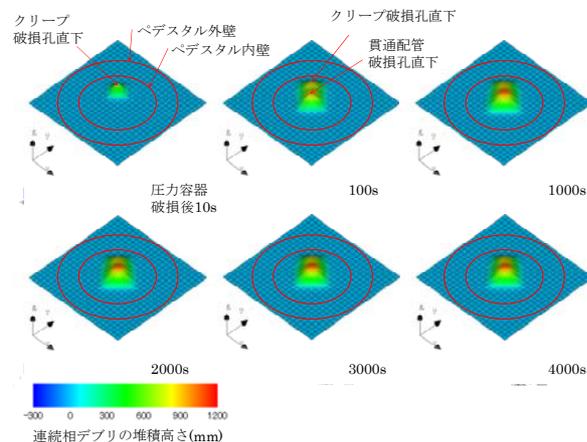
SAMPSONコードに、以下のモデルを追加

- ① デブリ落下モデル(安息角を越える固体デブリの移動を許容)
- ② 傾斜面でのデブリ移動モデル
- ③ 溶融デブリの降伏応力評価モデル



b) 1F-1デブリ拡がり解析

開発モデルを用いて、RPV破損後の格納容器ペDESTALでのデブリ堆積高さを評価



デブリ堆積高さの経時変化

⑤OECD/NEA 国際ベンチマーク解析プロジェクトの実施状況

平成24年度の実施内容

燃料デブリ取り出しに必要な、デブリの分布・性状等を、各国が所有する解析コードを用いて評価するため、OECD/NEAを事務局とした国際協力事業として、ベンチマーク解析プロジェクトが開始される。ワークショップの運営や評価に必要なプラントデータの整備等を実施する。

プロジェクト名: The OECD-NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF) Project

実施期間: 平成24年11月～平成26年3月末(フェーズ1)

目的: 燃料デブリ取り出しに必要なデブリの分布・性状等を参加各国の解析により評価すること
参加各国のシビアアクシデント解析技術の高度化に貢献すること

参加機関: 以下の8か国

日本: JAEA、JNES、電中研、東電、東芝、日立GE、エネ総工研

米国: USNRC、(USDOE)、EPRI フランス: IRSN、CEA、 ドイツ: GRS、 韓国: KAERI、

ロシア: IBRAE、 スペイン: CSN、 スイス: PSI

運営機関(Operating Agent): JAEA(代表: 永瀬文久氏)

解析対象: 福島第一原子力発電所1号機～3号機における地震発生後6日間の事故進展挙動
【ただし、格納容器内事象に限定(水素爆発、FPの環境拡散は除く)し、今後の検討事項とする】

これまでの実績:

- ✓ 第一回運営会議およびワークショップ(11/6～11/8)、ならびにサイト視察(11/9)を実施
- ✓ 解析に必要なプラントデータ等を整備。外交手続きが完了した国の参加機関に送付
- ✓ 事故解析と廃止措置に関する情報提供のためのウェブサイトを開設

(参考) JAEAにおけるSA模擬試験

H24年度の実施内容

シビアアクシデント事象進展の詳細分析に必要な炉心内温度分布(熱水力挙動)、燃料棒損傷・溶融、圧力容器下部ヘッド破損等に関するデータを取得するため、要素試験の実施、模擬試験装置の設計や試験条件の策定、基礎解析モデルの作成等を行う。

1. 炉心熱水力挙動評価

1.1 炉内熱伝達に対する海水の影響評価

・海水を連続的に流動させるためのループ及び基礎的な熱伝達特性を把握するための試験体を製作した。また、海水成分の析出特性に関するデータを取得した。

1.2 溶融燃料落下挙動の解析的評価

・BWR下部プレナム内制御棒案内管等の複雑構造物等の影響を含めて溶融燃料落下挙動を評価するため、構造物を含まない予備実験結果により開発中の解析手法の妥当性を定性的に確認するとともに、下部構造を模擬した試験を実施し 構造物の存在による界面形状や微粒子化への影響を調べた(図1)。

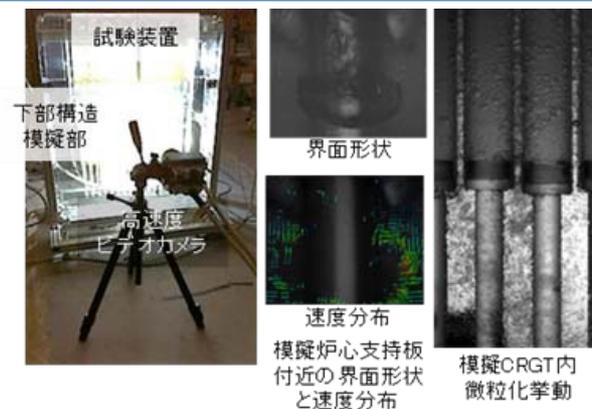


図1 BWR下部構造を模擬した模擬溶融燃料の落下試験

2. 燃料棒損傷・溶融挙動評価

2.1 破損燃料に与える海水の影響評価

・熱力学計算により、Sr, Te, Mo, Nb等の蒸発性FPと海水中のNa, Ca, K, S等が反応することで、これらの蒸発が促進されること、海水が炉内の高温環境に曝されると、HCl, HS, H₂S, S等の腐食性ガスが発生する可能性が高いこと、等を予測した(図2)。

2.2 BWR制御棒の溶融溶融挙動評価

・Fe-B-C-O系熱力学データを整備し、Fe-B-C系の液相出現条件を確認する試験と解析を実施し、約1423Kで液相が出現することを示した。また、酸素の影響評価により、Fe-B-Oの三元化合物を形成すると、Bの蒸発が抑制されることを示した。

2.3 損傷初期過程における燃棒溶融挙動評価

・NSRRやハルデン炉を用いた炉内実験に必要な照射キャプセルの設計や製作を進めた。

2.4 ソーターム解析に必要な燃料からのFP放出評価

・FP放出時の化学形を調べる装置の整備を進めるとともに、放出後の移行沈着物の分析等に着手した。

3. 圧力容器下部ヘッド破損挙動評価

・下部ヘッド破損状況の推定に資するため、解析に用いる材料物性データを調査し、取得する必要のある国内実機相当材料データや試験条件を抽出するとともに、公開文献に基づき、溶接部形状をも反映した下部ヘッド詳細解析モデルを構築した(図3)。

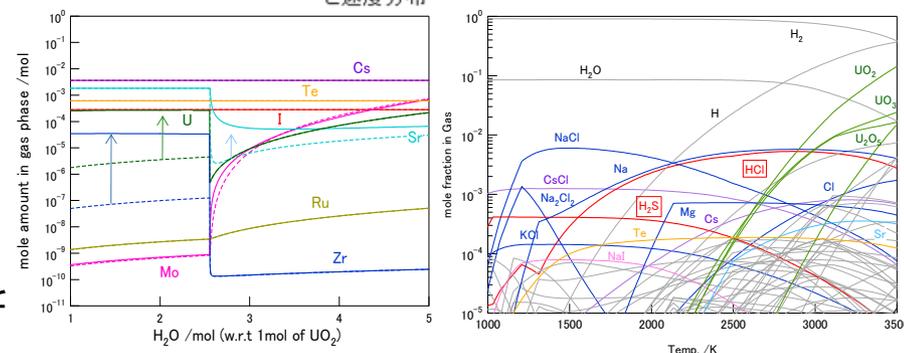


図2 【左】冷却水投入量と元素の蒸発量の関係に与える海水の影響の解析結果(2000K、実線:海水、点線:純水)【右】燃料棒と海水との化学平衡計算による気相の組成

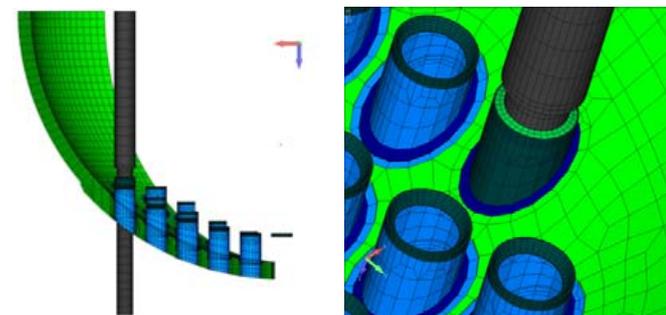


図3 溶接部を考慮した下部ヘッド詳細解析モデル

(2-③-1,3) 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24年度実績)

平成25年4月

日本原子力研究開発機構

H24年度の実施内容

1. デブリ特性の把握

- ①福島情報の調査・整理
- ②模擬デブリ作製条件の検討
- ③模擬デブリの特性評価
- ④TMI-2デブリとの比較
- ⑤実デブリ特性の推定
- ⑥国際協力の検討

2. デブリ処置技術の開発

- ①シナリオ検討に向けた技術的要件の整理
- ②既存処理技術の適用性検討

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」実績

1. デブリ特性の把握

① 福島情報の調査・整理

- 炉内情報として、炉内状況把握・解析SWTと連携しつつ、温度履歴、圧力履歴、水位データ、炉内構造・構造材等の情報を収集した。
- これらの情報を基に熱力学計算等を行い、生成する炉内デブリの化学形態、相状態及び組成を推定した。
- 尚、今後の予定として、MAAPによる追加解析の結果を東京電力殿より入手し、再評価を行う予定。

2. 「模擬デブリを用いた特性の把握、デブリ処置技術の開発」実績

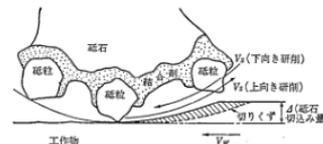
1. デブリ特性の把握

② 模擬デブリ作製条件の検討

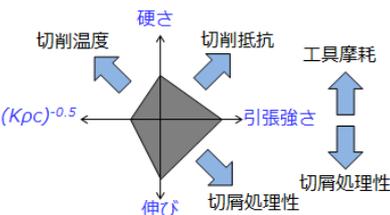
- TMI-2事故処理等の情報を基に1F炉内の各部位における主成分を想定し、各部位からのデブリ取出しに用いられる機器類を推定した。
- それらの機器の特徴を分類し、機器開発に影響する物性値を特定し、整理表を作成した。
- 一例として、コアボーリング装置等の研削機器の場合、熱特性(熱伝導度、比熱、融点)に加えて、硬さ、弾性率、破壊じん性が主要な物性値となることを確認した。
- 硬度データ取得に向けて模擬デブリの作製条件(昇温温度、粉末特性等)を暫定的に設定した。
- 物性値及び模擬試験体等の考え方について、適宜、メーカ各社と協議し、コメントを反映している。



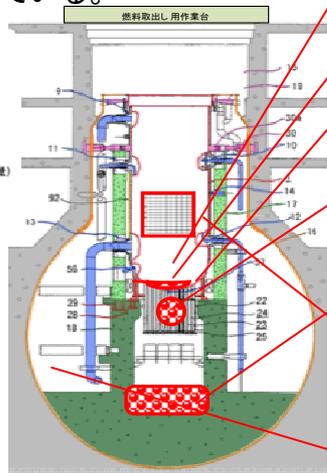
TMI-2で用いられたボーリングビット



研削加工の概念図



切削性を表すレーダーチャート



1号機の溶融燃料の分布状態の推定 (2,3号機についても別途推定)
 [2] 「原子力プラントの機器搬出方法」特許番号: 4276808
 [3] 東京電力株式会社. "MAAPコードによる炉心・格納容器の状態の推定." 平成24年3月12日(2012)

取出し装置と燃料デブリの相互作用の推定結果の整理

- : 機器設計に大きな影響を与える物性値。(実デブリサンプルにおける測定の可能性も考慮)
- : その他の物性値で代替可能または推定が困難な物性値。

取出し 機器	主な対象	形状	粒径	密度	硬さ	弾性率	曲げ強さ	破壊じん性	動的破壊じん性	熱伝導度	比熱	融点	溶融潜熱
①カutting用ツールA (衝撃破壊)	塊状デブリ			○	●	○		●	○				
②カutting用ツールB (せん断)	ピン状構造物				●	●		●					
③カutting用ツールC (溶融切断)	板状の構造物			●						●	●	●	○
④燃料回収用ツール (摘み取り)	粒子状デブリ	○	○	●									
⑤吸引システム (固液輸送)	粒子状デブリ	○	○	●									
⑥コア・ボーリング装置 (研削)	塊状デブリ			●	●	●	○	●		●	●		

注) 本表は現時点での暫定版であり、今後の新しい知見等により変更が生じる可能性があります。

新たに取得すべき物性 SA研究等による知見も活用

取出し工程	主成分	形状	取出し 機器
①溶融した炉心下部構造物(炉心支持板、制御棒案内管等)の撤去	構造材材料: SUS	構造材が溶融変形	・カutting用ツールB ・燃料回収用ツール ・吸引システム
②圧力容器底部に堆積したデブリの取出し	(U,Zr,Fe)O _{2-x} , U-Zr-Fe-Alloy	粒子状デブリ	・燃料回収用ツール ・吸引システム
③圧力容器底板の撤去	圧力容器材料: 鉄鋼	構造材が溶融変形	・カutting用ツールC ・燃料回収用ツール ・吸引システム ・コア・ボーリング関係
④制御棒ハウジング、ICMハウジングの撤去	構造材材料: SUS デブリ: (U,Zr,Fe)O _{2-x} , U-Zr-Fe-Alloy	構造材が溶融変形、デブリが固着	・カutting用ツールB ・燃料回収用ツール ・吸引システム
⑤MCCI生成物の取出し	MCCI生成物: SiO ₂ , Fe ₂ SiO ₄ , (U,Zr,Fe)O _{2-x} , (U,Zr)SiO _{4-x}	粒子状デブリ、溶融固化したデブリ	・カutting用ツールA ・燃料回収用ツール ・吸引システム ・コア・ボーリング関係
⑥アヌラス部に堆積したデブリの取出し	シュラウド: 鉄鋼 デブリ: (U,Zr,Fe)O _{2-x} , U-Zr-Fe-Alloy	粒子状デブリ	・カutting用ツールC ・吸引システム
⑦冷却系や格納容器内に分布したデブリの回収	(U,Zr,Fe)O _{2-x} , U-Zr-Fe-Alloy	コロイド状デブリ、微細デブリ	・炉外(Ex-Vessel)燃料取出し

1Fにおける燃料取出し工程・取出機器の評価推定

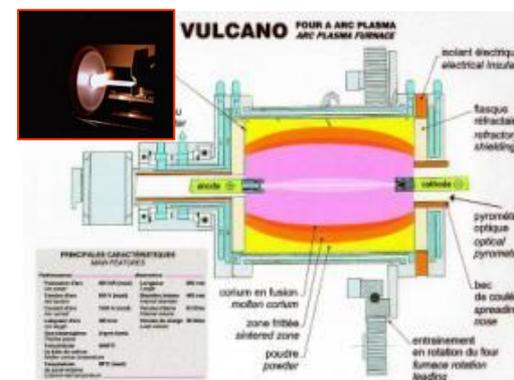
3. 「模擬デブリを用いた特性の把握、デブリ処置技術の開発」実績

1. デブリ特性の把握

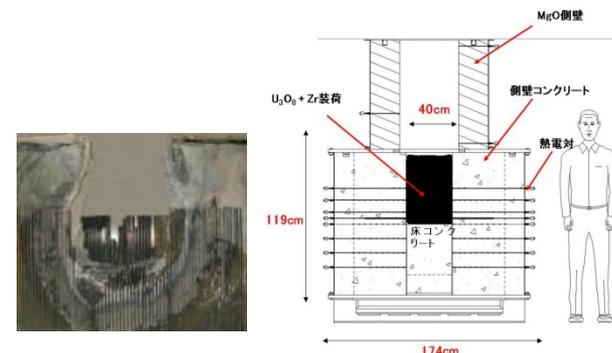
② 模擬デブリ作製条件の検討 (つづき)

(MCCI生成物に関するアプローチ検討)

- MCCI研究について国内外の技術調査を行い、MCCI研究実績が豊富なCEA, KIT, ANLの各研究機関との情報交換を行い、最新のMCCI研究の情報を入手した。
- MCCI研究の実績が豊富な研究機関は、仏国(CEA:カダラッシュ)、米国(ANL)、独国(KIT)であり、過去のSA研究ではPWRを対象とした研究が中心であり、BWR体系の知見は少なく、また、MCCI生成物の物理的・化学的な特性に関してはほとんどデータが無いことが分かった。
 - CEA(カダラッシュ): 燃料デブリ及びMCCI生成物に関する豊富な経験と知見を有する。(Uを用いた(注水を伴わない)MCCI試験に係る設備及び充実した関連試験設備を有する。)
 - ANL: Uを用いた注水を伴うMCCI試験に関する工学規模での実績及び設備を有し、唯一、MCCI生成物の機械物性(硬度、弾性率)の知見を有する。
- MCCI生成物に関するアプローチ検討を行い、国際協力も踏まえてMCCI生成物の研究に関する計画を策定した。
- アプローチ検討の結果、優先度の高い課題として、以下の2つのR&D項目を抽出し、それぞれのR&Dの進め方を具体化した。
 - ① MCCI生成物の化学形態の推定把握
 - ② MCCI生成物の機械的・熱的特性の把握
- 本検討の進め方としては、熱力学平衡計算によるMCCI生成物の化学形態を推定するとともに、仏国との国際協力によりCEA(カダラッシュ)所有のMCCI生成物の物性測定を行い、1FのMCCI生成物の特性を推定する予定。
- 現在、仏国CEA(カダラッシュ)との国際協力について調整中。



仏国カダラッシュにおけるMCCI試験の概要



米国ANLにおけるMCCI試験の概要

4. 「模擬デブリを用いた特性の把握、デブリ処置技術の開発」実績

1. デブリ特性の把握

③ 模擬デブリの特性評価

- UO_2 系模擬デブリ($(\text{U,Zr})\text{O}_2$)及びMOX系模擬デブリ($(\text{Pu,U,Zr})\text{O}_2$: 4%及び8%Pu-MOXと ZrO_2 より調整)を製作し、これらについて、融点、熱膨張率、熱伝導率、相状態等の基礎データを取得すると共に、Zr含有率、O/M等の影響を評価した。
- UO_2 系模擬デブリについては、U/Zr比およびO/Mの変動による機械物性への影響を評価中。

(主な知見)

- MOX系模擬デブリについては、融点変化、密度変化、格子定数変化において、 UO_2 系模擬デブリとほぼ同様な傾向を示すことを確認した。
- 尚、MOX系模擬デブリの融点はZr含有率により変化し、Zr含有率が50%のときに最も低くなる傾向が得られた(UO_2 系模擬デブリと同様の傾向)。一方、Pu含有率の増加に伴い融点は上昇する傾向にある。このことから、MOX及び UO_2 燃料の冷却材損失事故における溶融温度はZr含有率が50%の UO_2 系模擬デブリの場合に最も低く(約2770K)なると推察された。
- 熱拡散率については、MOX系模擬デブリの方が UO_2 系模擬デブリよりも高く、また、1500K付近では相変態に起因すると思われる熱拡散率の傾きの変化が確認された。

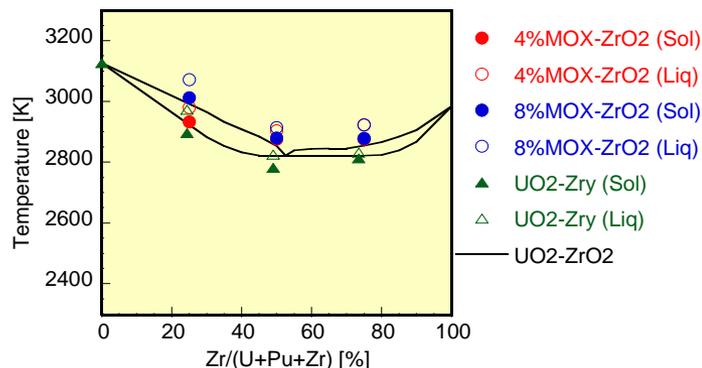


25%Zr

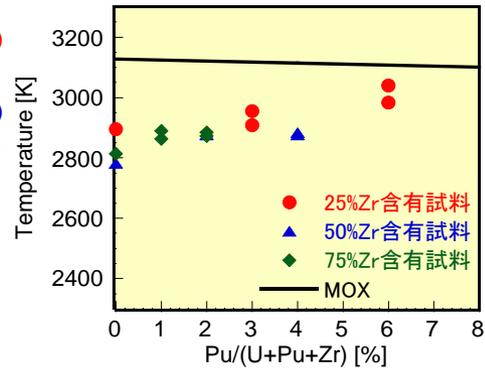


75%Zr

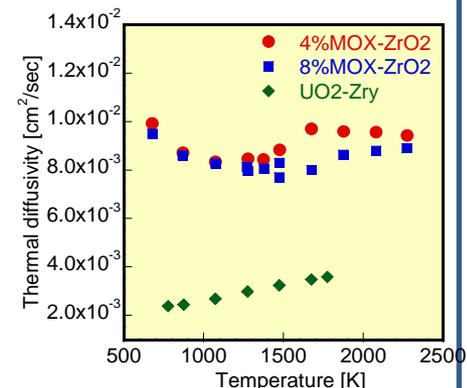
MOX燃料の模擬デブリ



Zr含有率による融点の変化



Pu含有率による融点の変化



熱拡散率の温度依存性
(Zr含有率25%)

5. 「模擬デブリを用いた特性の把握、デブリ処置技術の開発」実績

1. デブリ特性の把握

③ 模擬デブリの特性評価(つづき)

- 福島特有事象の把握として、 UO_2 系模擬デブリを用いた海水塩との高温反応試験を実施し、基礎データを取得した。
- 高温反応時において、デブリ表面でのMg、Caの固溶化や腐食生成ガス(HCl, SO_x)の発生の可能性を確認した。
- 海水塩との反応では、Ar雰囲気下のデブリ表面においてCa及びMgの拡散・固溶化とそれに伴う格子定数の低下を確認し、空気雰囲気ではウラン酸塩層の生成を確認した。
- 現在、 UO_2 系模擬デブリと B_4C との熔融試験を実施中。
- 次年度の準備として、模擬デブリを熔融温度領域まで昇温可能な高温加熱炉を製作し、コールド試料により性能を確認した。(電中研と共同実施)

(アルゴン雰囲気)

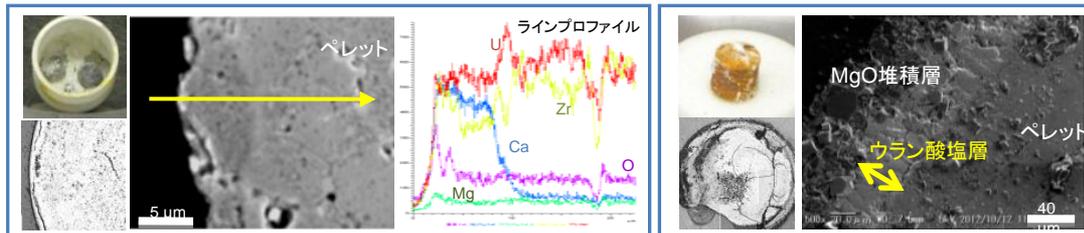
- 約1000°C以上で、ペレット表層で塩成分のCa(+Mg)が立方晶模擬デブリに拡散・固溶することを確認(正方晶では見られず)。
- 粉末混合系の場合、Ca(+Mg)固溶に伴い格子定数が低下。
- 昇温過程で塩熱分解に伴う酸化性ガスの影響で、ウラン酸塩がわずかに生成するが、保持中に分解(還元) → 表面のMgO堆積層中に微細なCa-U-O系の破片として分散

(空気雰囲気)

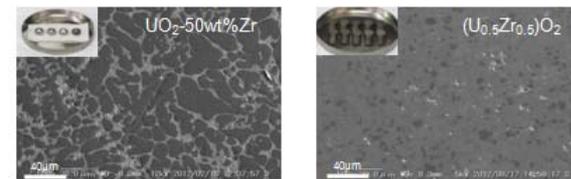
- 約900°C以上で、立方晶系、正方晶系ともに、ペレット表面に緻密なウラン酸塩の層を形成
- ペレット内部はO/(U+Zr)比増大と相変態(立方晶→斜方晶+ U_3O_8)によりクラックが進展

アルゴン中 1198°C-12h

空气中 1002°C-12h



海水塩との高温反応性試験(800~1400°C)



$\alpha-Zr(O)+UO_2+U$, デンドライト状

面心立方晶+正方晶+単斜晶

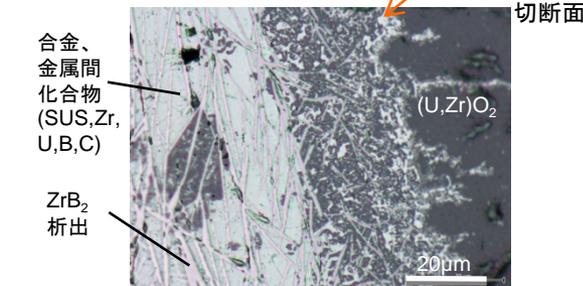
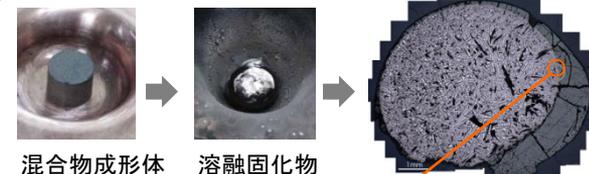
アーク溶解法:

$UO_2+Zr (+ZrO_2)$
⇒ 完全溶融

焼結法:

$UO_2+ZrO_2 (+Zr) \sim 1750^\circ C$
⇒ ~95%TD

模擬デブリ断面観察像



$B_4C/SUS/Zr/(U,Zr)O_2$ 混合物の熔融固化物観察像



コールド試料(ZrO_2)により性能試験を実施(~2700°C)

製作した超高温加熱装置の外観(電中研)

6. 「模擬デブリを用いた特性の把握、デブリ処置技術の開発」実績

1. デブリ特性の把握

④ TMI-2デブリとの比較

- JAEAの燃料試験施設 (RFEF) に保管中のTMI-2デブリの保管状況を確認、TMI-2デブリが試験に供用可能な状態であることを確認した。
- TMI-2デブリを用いた試験: 「基礎特性把握」「機械的特性把握」及び「実デブリ分析用技術の適用性検討」が、特に優先度の高く早期に着手すべき試験項目と判断された。
- 試験施設の候補: JAEA原科研内の2施設[燃料試験施設 (RFEF)、バックエンド研究施設 (BECKY)]が有望と判断し、試験計画の検討を進めている。
- また、米国からのTMI-2デブリ輸送メーカよりヒアリングを行い、当時の輸送容器を使用する場合の必要事項及び課題等に関する知見などの成果を得た。



デブリの保管状況例(左からクラストデブリ、上部炉心ルースデブリ、下部ヘッドハードデブリ)



RFEF



BECKY

⑤ 実デブリ特性の推定

- 福島情報の調査・整理の検討結果を反映して、炉内デブリの暫定的な特性リストを作成中。

⑥ 国際協力(共同研究)の検討

- CEA(H24/10)、KIT(H24/5)、ANL(H24/11)、INL(H24/11)との情報交換会議を開催し、燃料デブリ及びMCCI生成物に関する情報を収集した。
- NuMAT等の国際会議の場でのプロジェクトの成果発信を行い、論文を発表した。

炉内状況推定結果を踏まえて設定。今後の事故進展解析やMCCIに関するR&Dによって適宜追加する。

実デブリ特性推定に向けた炉内デブリの特性リスト(暫定版)

模擬デブリ作製条件の検討における取得すべき物性の検討結果を反映

	密度		硬さ		弾性率		破壊靭性	熱伝導率	比熱	融点 (転移点)
	理論密度	空隙率	ビッカース硬さ	ヤング率	MPa・m ^{3/2}	W・m ⁻¹ ・K ⁻¹				
	g/cm ³	%	GPa	MPa						
炉内デブリ										
セラミックス										
UO ₂	10.97		5.9(RT)	193-214(RT)	1.2(RT) (99.01%TD)	9.8(300K) 4.8(773K) 2.4(1773K)	70-90	2865		
ZrO ₂	5.73(M) 6.12(T)	(~10%)	9-12(RT)	160-220(RT)	3-8(RT)	2-3(RT)	50-60	2715 (1000) (1900)		
(U,Zr)O ₂	6-11		9.3(30%Zr) 10.8(50%Zr)	?	?	2-3(RT)	?	2500~		
金属										
Zr(O)	6.52	?	8.9	88	?	22.6	25.36(RT)	1855 (862)		
Fe ₂ (Zr,U)	?	?	?	?	?	?	30~37 (310-660K)	?		
Fe ₃ Zr ₅ U ₂	?	?	?	?	?	?	?	?		
MCCI生成物										
?	?	?	?	?	?	?	?	?		

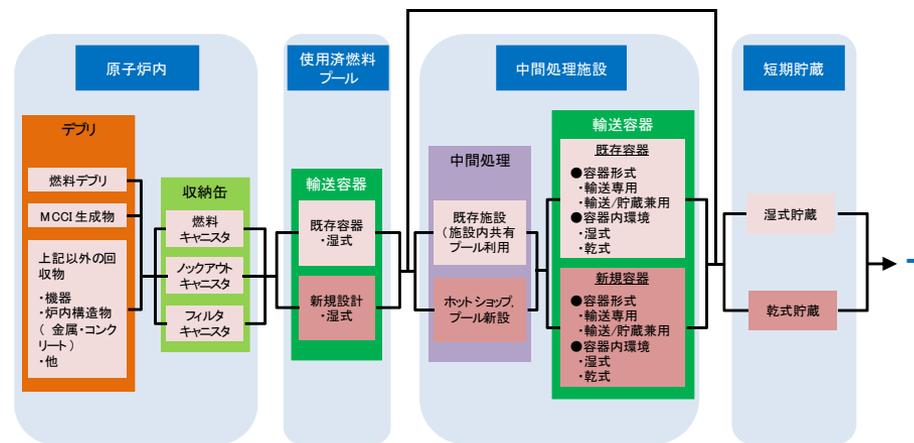
※ 本表は現時点での暫定版であり、今後の新しい知見等により変更が生じる可能性があります。

7. 「模擬デブリを用いた特性の把握、デブリ処置技術の開発」実績

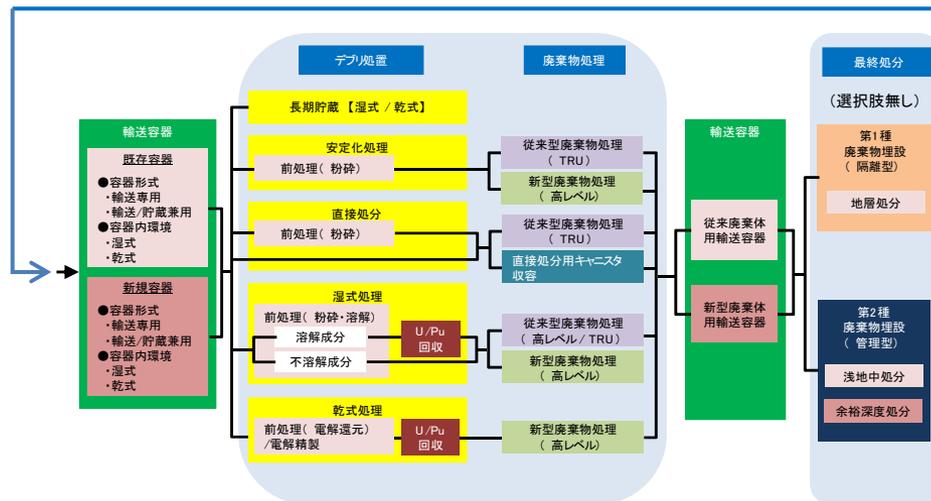
2. デブリ処置技術の開発

①シナリオ検討に向けた技術的要件の整理

- デブリ取出しから最終処分に至るまでの各工程について、TMI-2の実績等を参考に想定される複数の選択枝を検討した。さらに、各工程の選択枝の組合せの全体像(全シナリオの概要)を整理した。
- また、シナリオ検討に必要なデータおよび検討条件の設定の考え方を整理した。
- シナリオの得失の整理では、処置シナリオについて代表例(長期貯蔵、直接処分、安定化処理、湿式処理、乾式処理)を素案として選出し、シナリオ毎に概要、特徴、課題を整理した。
- その結果、直接処分は廃棄物発生量が少なく経済性に有利と予測されるものの、新たな廃棄体概念の導入が必要であり、多くの技術課題があると評価された。
- また、既存の処分体系に沿った処置(湿式処理)を目指す場合においても、各種前処理技術(デブリ粉碎、溶解、清澄等)の開発の必要性が抽出された。



シナリオの全体概要【デブリ取出し～短期保管まで】



【処置～最終処分】

8. 「模擬デブリを用いた特性の把握、デブリ処置技術の開発」実績

2. デブリ処置技術の開発

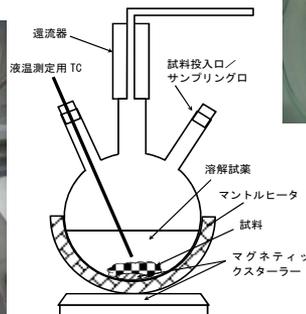
② 既存処理技術の適用性検討

(デブリ分析技術の検討)

- デブリ分析技術の検討として、コールド試料 (ZrO_2 、 $ZrSiO_4$) 及び UO_2 系模擬デブリを用いて、オートクレーブ溶解法、アルカリ溶融法等の溶解手法について検討を実施した。
- 検討の結果、難溶性デブリの溶解方法として過酸化ナトリウム (Na_2O_2) 等の適用の可能性があることを確認した。

(湿式処理技術の検討)

- 湿式処理技術においては、 UO_2 系模擬デブリ及びMOX系模擬デブリを用いた硝酸溶液系の溶解試験を実施した。
- 検討の結果、U/Zr比が高い条件ではU、Zr共にある程度の溶解速度を示すものの、高Zr含有率条件 (U/Zr比=0.15:0.85) では溶解速度が著しく低下することが分かった。
- 現在、O/M比の影響についてデータ評価中。



溶解試験装置

難溶性デブリの分析技術の検討状況

アルカリ溶融法、アンモニウム塩融解法

- 溶融塩との反応を利用する方法。
- 融解した過酸化ナトリウム、炭酸ナトリウムの強い反応性により、難溶性試料を分解し、酸に可溶性の物質を生成する。
- 放冷後、塩酸、硝酸によって溶解試験を実施。



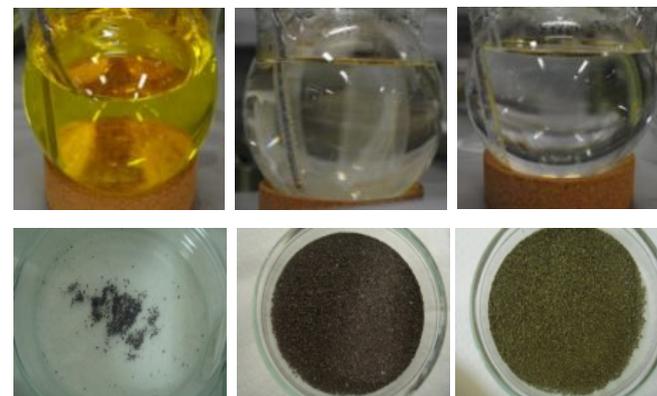
- 過酸化ナトリウム Na_2O_2 使用 / $850^\circ C$ の条件下では、コールド試料 (ZrO_2 、 $ZrSiO_4$)、 U 系模擬デブリとも完全に溶解できた。
- 今後よりマイルドな条件での溶解の可能性を検討。

オートクレーブ溶解法 (加圧酸分解法)

- 加圧・高圧状態での強酸による溶解。
- 溶融塩を使用する方法に比べ低温条件の反応。
- 王水に溶解することになり、一度の溶解操作で完了する。



- コールド試料 (ZrO_2 、 $ZrSiO_4$) についてはいずれも溶解率約15%
- ウラン試験は試験継続中 (溶解後に残渣を確認)。



溶解残渣量比較
(U割合大 ⇔ Zr割合大)

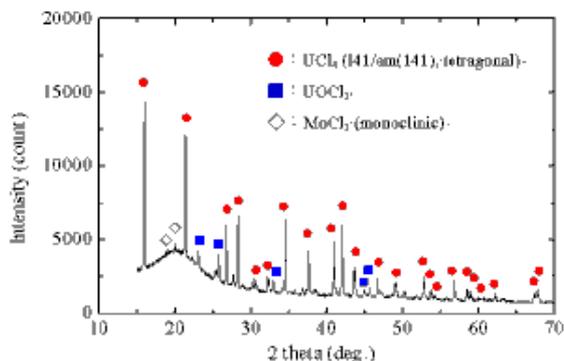
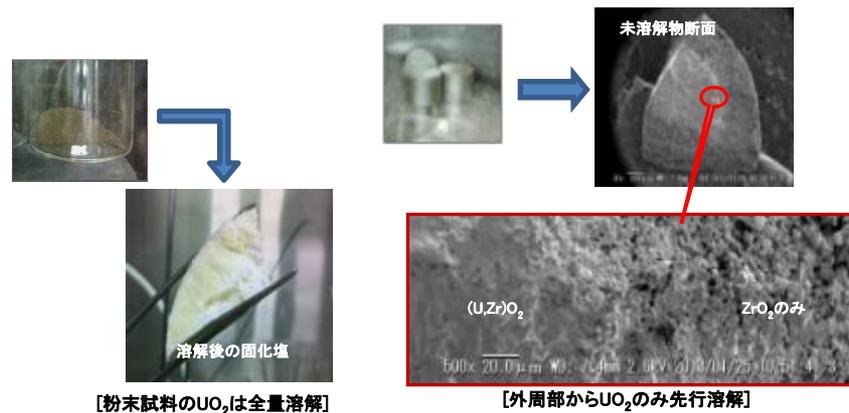
9. 「模擬デブリを用いた特性の把握、デブリ処置技術の開発」実績

2. デブリ処置技術の開発

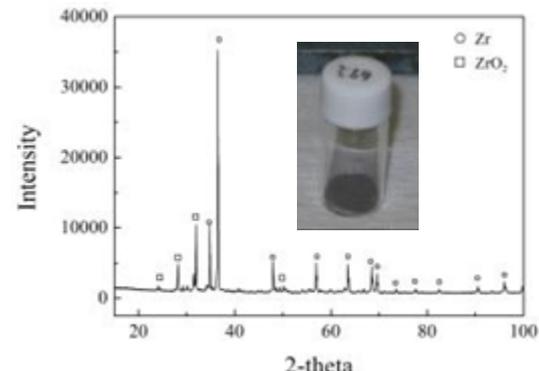
② 既存処理技術の適用性検討(つづき)

(乾式処理技術の検討)

- 溶融塩での電解還元試験では、 UO_2 系模擬デブリ及びMOX系模擬デブリを用いて、Li,Zr複合酸化物の反応挙動やUの還元性、TRU挙動を確認した。その結果、Li,Zr複合酸化物は生成が不可避であり、物理的な剥離対策が課題と考えられる。(電中研との共同実施項目を含む)
- また、電解還元の代替方法として塩素ガスによる塩素化処理の適応性を検討し基礎データを得た。その結果、塩素化反応は反応表面積の影響を顕著に受け、UはZrに優先して溶解することを確認した。
- その他、Ca還元、 $MoCl_5$ による塩素化、Mo酸塩溶解について、コールド試料(ZrO_2)、 UO_2 及び UO_2 系模擬デブリを用いて基礎試験を実施し、それぞれについて原理確認を行うと共に、技術課題を抽出した。



$MoCl_5$ による UO_2 の塩素化試験後の生成物の粉末X線回折測定結果



Caによる ZrO_2 の還元試験後の生成物の粉末X線回折測定結果

(2-③-4)「燃料デブリに係る計量管理方策の構築」平成24年度実施概要

平成25年4月

東京電力(株)
日本原子力研究開発機構

1 平成24年度主要目標

- TMI-2、チェルノブイリで燃料デブリ中に含まれる核燃料物質を定量するために用いた測定技術、計量管理手順を整理する。
- 核燃料物質を定量する方法の指標となる核種について、1～3号機における基礎インベントリデータベースを構築する。
- 福島第一原子力発電所の燃料デブリに適用可能性のある核燃料物質測定技術をリストアップする。また適用性評価に関する項目を抽出し、評価マトリックスを作成する。

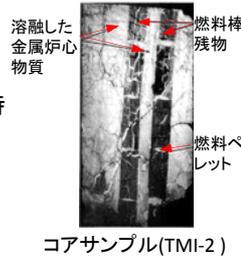
2 平成24年度の実施状況

2.1 文献調査、現地状況調査

米国DOEの協力を得て、燃料デブリ中の核燃料物質測定技術や管理方法などの情報を入手し、整理を継続。チェルノブイリについては、往訪調査により計量管理責任者等から聞き取りを実施し、現存する核燃料物質管理方法を含めた情報を入手

① TMI-2事故事例調査

- 原子炉圧力容器内の残留核物質量を精度良く計量するため、パッシブ中性子測定を行うとともに不確かさの推定を実施
- 炉型、炉心損傷過程等の違いから核物質の原子炉内分布、燃料デブリ特性がTMI-2と福島では異なると予想
- コアサンプルの核物質及びFP測定をガンマ線スペクトロメトリーにより実施、その結果ランタノイドは、核物質の存在位置と良く合致、主としてCe-144/Pr-144、Eu-154の γ 線測定結果から核物質量を推定
- 核物質の定量は、計量管理及び安全評価(輸送時など)の目的で実施



コアサンプル(TMI-2)

② チェルノブイリ事故事例調査

- 事故後は、計量管理よりは保障措置に重点を置いた検討が進められてきた
- ウクライナ政府は、事故直前の核物質量(計算値)をIAEAに申告
- 詳細な核物質の計量は困難であるため、「変化が無いこと」を確認する手法を採用
- シェルター(石棺)内アクセスポイントには封じ込め監視装置を適用(n/ γ モニター、ビデオ監視)
- 米国がIAEA、ウクライナ政府と協力し計量管理方策を構築(米国のIAEA支援プログラム、DOEの国際保障措置エンゲイジメントプログラム(INSEP)を利用)



INSEPにより開発が進められている核物質量測定装置(チェルノブイリ)

③ 福島第一原子力発電所の計量管理方策構築への課題

- TMI-2及びチェルノブイリ事故の経験と、福島第一原子力発電所事故の状況を比較し、福島に適用する計量管理方策の構築のための課題について検討、例として
- 燃料デブリの広範囲な分布と多様なデブリ組成
 - B4C等の制御材の混在による測定の困難性及び粒径に応じたデブリ表面のボロン沈着
 - 中性子吸収剤を装荷したキャニスターへの収納後の測定の困難性
 - IAEA、規制機関、及び施設者との継続的対話の必要性

2.2 核燃料物質の分布状況の評価

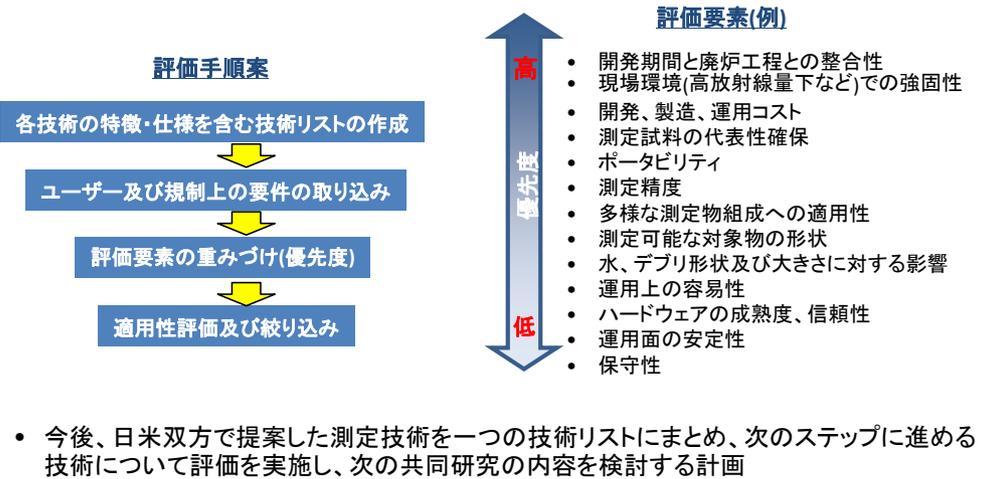
燃料デブリ中の核燃料物質測定のための指標核種評価のため、事故時において福島第一原子力発電所1～3号機の炉内に存在した燃料のうち、代表的なものについて、燃料やジルカロイ被覆管に含まれる核種インベントリの基礎的な評価を行いデータベースを作成

2.3 燃料デブリに係る計量管理手法の構築

米国DOE-JAEA保障措置協力取極に基づく共同研究の実施取り決めを締結、本共同研究等を通じて、適用可能性のある測定技術に関する情報を収集し、技術カタログを作成するとともに適用可能性に係る評価項目の検討を実施

① 核燃料物質測定技術適用性検討

- 日米双方において、福島第一原子力発電所に適用可能性のある核燃料物質測定技術をリストアップ
- 適用性評価のための要素、評価手順、評価要素の優先度を付けることなどを検討



② 核燃料物質非破壊測定技術の基礎試験

- 適用可能性のある核燃料物質測定技術を抽出するため、非破壊測定技術の基礎的な技術開発、適用可能性評価のための基礎データを取得する試験を継続して実施

平成24年度 実施報告

3-1

「汚染水処理に伴う二次廃棄物の処理・処分技術の開発」

放射性廃棄物処理・処分分野

平成25年4月

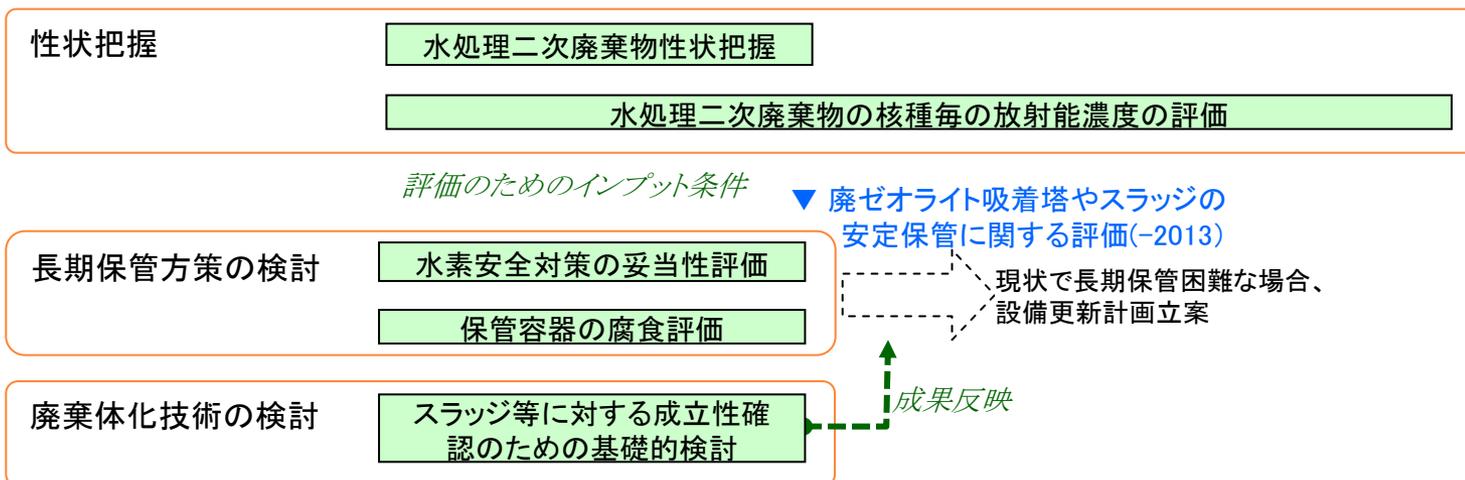
1. 実施計画(全体概要)

事故により発生した廃棄物は、燃料破損に由来する核分裂生成物や α 核種が付着していることや、海水注入に起因した塩分を含む等、従来の原子力発電所の運転・解体で発生する廃棄物とは異なる特徴がある。これらの廃棄物を安全に処理・処分するための見通しを得るため、ならびに処理・処分までの期間は安定に保管管理するため、「廃棄物の性状把握」、「長期保管方策」、「廃棄体化技術」に関する研究開発を行う。

中長期ロードマップ抜粋

経過年	10	20	30	40
廃棄物 関連作業	廃棄物の保管・管理		安定保管の継続／必要に応じ設備更新	
		廃棄物処理設備設置	廃棄体の製造／搬出・処分	
研究開発	性状把握	性状把握		
	長期保管方策の検討	長期保管方策の検討		
	廃棄体化技術検討	廃棄体化技術検討		
	既存処分概念の適用性確認・課題抽出・課題解決			

至近10年程度の計画の概要



1. 実施計画(平成24年度計画)

(3-1) 汚染水処理に伴う二次廃棄物の処理・処分技術開発(平成24年度計画)

平成24年度主要目標

1. 廃吸着材・スラッジ等の性状調査

- 各工程からの処理水の分析を実施し、二次廃棄物中の放射性核種組成等を評価するためのデータを取得する。また、従来法では測定が困難な核種の分析技術の開発を開始する。
- 廃ゼオライトの性状把握の試験を継続するとともに実際のスラッジの性状を明らかにする。
- 新たな汚染水処理システム(第二セシウム吸着装置、多核種除去装置)から発生する二次廃棄物の基本的な性状を明らかにする。

2. 長期保管方策の検討

- 廃ゼオライト・スラッジの長期保管方策のため容器の腐食に関する電気化学的データを取得する。
- 廃ゼオライトに関し、水素発生に係わる安全性を定量的に示すデータを取得する。
- 廃スラッジに関し、現行の保管方法の基本的な妥当性を示す。
- 濃縮廃液及び新たな汚染水処理システムからの二次廃棄物に関し、調査した性状を元に長期保管方策を検討する。

3. 廃棄体化技術の検討

- 廃ゼオライト・スラッジ等の廃棄体技術調査を継続し、調査結果を取りまとめる。
- セメント固化等の廃棄体化基礎試験を開始し、廃棄体化技術の比較検討に必要なデータを取得する。
- 新たな汚染水処理システムから発生する二次廃棄物の廃棄体化のための調査・検討に着手する。

平成24年度の実施内容

1. 廃吸着材・スラッジ等の性状調査

・すでに取り組んでいる汚染水及び処理システムの各工程での処理水中の難分析核種等の分析を終了するとともに、新たに3試料程度の汚染水分析及び実スラッジ試料の分析を実施する。加えて、従来法では測定が困難な核種の分析技術の開発に着手する。

・模擬試験によるセシウム吸着塔内の放射能分布の測定及びシミュレーション解析結果との比較を行う。また、熱伝導率、熱的安定性等の保管、処理処分に係わる性状データを取得する。

・第二セシウム吸着装置、多核種除去装置から発生する二次廃棄物の性状把握のためのデータを収集する。

2. 長期保管方策の検討

・スラッジ及び濃縮廃液の保管容器材料を対象に、塩化物イオン濃度、放射線、スラッジ等との接触を考慮した浸漬試験及び電気化学試験等により腐食に関するデータを整備し、容器の耐食寿命等を評価する。廃ゼオライトについては、塩分洗浄試験、ゼオライトの有無による吸着塔容器材料の腐食挙動の違いを検討する。

・水素生成の収量(G値)等の放射線化学データを取得し、安全性を定量的に評価する。廃ゼオライト吸着塔内の水素拡散解析及び実体系模擬試験による確認を行い、吸着塔・保管設備の設計・運用に係わるバックアップデータを取得する。

・スラッジの熱に係わる安全性について、熱流動計算により保管中の安全性を示す。

・第二セシウム吸着装置、多核種除去装置から発生する二次廃棄物の性状データに基づき、長期保管方策の検討に着手する。

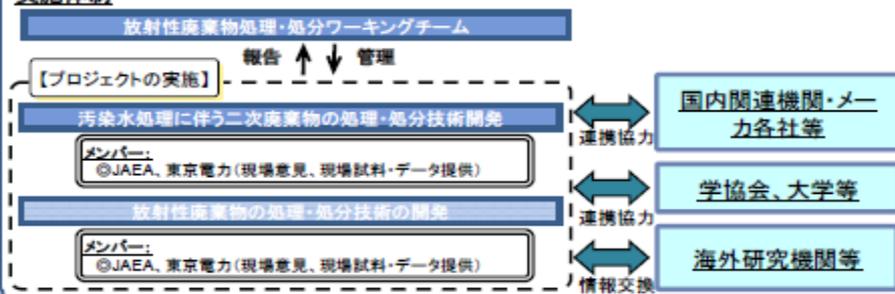
3. 廃棄体化技術の検討

・廃ゼオライト・スラッジ等の廃棄体技術調査を引き続き実施し、調査結果を取りまとめる。

・二次廃棄物のセメント固化やガラス固化等の廃棄体化基礎試験を開始し、廃棄物組成が固化に及ぼす影響、廃棄体の特性等を調べる。

・新たな汚染水処理システムから発生する二次廃棄物の廃棄体化のための調査・検討に着手する。

実施体制



工程表

事項/年度	2012											
	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月
1. 廃吸着材・スラッジ等の性状把握	汚染水中の難分析核種等の分析(2011年輸送分)						汚染水中の分析(2012年輸送分)					
	分析技術開発											
	実スラッジの性状						実スラッジの性状調査(検量/成分分析等)					
	廃吸着材の性状調査(放射性/化学的性状評価、熱的安定性の測定等)											
2. 長期保管方策の検討	SARIV、多核種除去システムの廃吸着材、スラッジ等の調査											
	廃吸着材、実スラッジ及び高純度廃液保管容器材料の腐食試験準備						浸漬試験(初期試験・長期試験)					
	廃吸着材、実スラッジの0値等の放射線分解基礎データの取得											
	廃ゼオライト実体系模擬試験による水素拡散解析の確認(後継機)											
3. 廃棄体化技術の検討	実スラッジの熱特性データの測定及び熱伝率による安全性評価											
	多核種除去システム廃棄物の浸漬試験の検討											
	廃棄体化技術の開発・検討											
	廃棄体化基礎試験											
	よりまとめ											
	多核種除去システム廃棄物等の調査・評価の開始											

2. 廃吸着材・スラッジ等の性状把握(その1)

①汚染水の分析

・二次廃棄物中の核種組成を評価するため、9試料の汚染水及び処理水について、これまでに分析実績がある約30核種について、分析を完了した(表1)。

表1 汚染水及び処理水中の核種分析結果

試料名	放射能濃度(Bq/ml)						
	Co-60	Cs-137	H-3	Ni-63	Se-79	Sr-90	I-129
集中RW地下高汚染水(滞留水)	4.9×10^0	7.4×10^5	3.3×10^3	6.3×10^{-1}	8.3×10^0	2.9×10^5	2.5×10^{-1}
セシウム吸着装置処理後水(連続)	1.7×10^1	1.1×10^4	6.0×10^3	1.5×10^0	2.7×10^0	1.2×10^5	8.3×10^{-2}
セシウム吸着装置処理後水(単独)	7.4×10^0	7.7×10^0	4.0×10^3	7.4×10^{-1}	2.5×10^0	2.0×10^5	2.7×10^{-1}
除染装置処理後水	9.9×10^0	5.3×10^{-1}	6.3×10^3	4.4×10^{-1}	3.1×10^0	1.2×10^4	8.5×10^{-2}
第二セシウム吸着装置処理後水	4.6×10^{-1}	$<2.7 \times 10^{-1}$	3.3×10^3	$<3.8 \times 10^{-1}$	1.6×10^1	1.0×10^5	1.3×10^{-1}
淡水化装置出口水	$<6.0 \times 10^{-2}$	$<1.3 \times 10^{-1}$	3.9×10^3	$<3.1 \times 10^{-1}$	8.1×10^{-1}	4.0×10^1	$<2.1 \times 10^{-2}$
蒸発濃縮装置入口水	1.4×10^1	6.6×10^0	6.1×10^3	1.1×10^0	3.0×10^0	2.3×10^4	1.8×10^{-1}
蒸発濃縮装置出口水	$<6.1 \times 10^{-2}$	$<1.3 \times 10^{-1}$	5.4×10^3	$<3.2 \times 10^{-1}$	7.8×10^{-1}	3.5×10^{-1}	$<2.1 \times 10^{-2}$
蒸発濃縮装置濃廃水	2.7×10^0	5.3×10^1	6.2×10^3	$<3.1 \times 10^{-1}$	9.4×10^1	3.2×10^3	1.3×10^0

非検出核種: C-14, Cl-36, Ca-41, Ni-59, Nb-94, Eu-152, -154, U-233, -234, -235, -236, -238, Np-237, Pu-238, -240, -241, -242, Am-241, -242m, -243, Cm-244, -245, 256

・新たに次の3試料を輸送し、分析を開始した。

1)放射能濃度の経時変化を評価することを目的として、採取時期の異なる滞留水:

2試料

2)検出限界値の低減を目的として、Cs量が少なく輸送時にサンプル量を多くすることが出来る淡水化装置濃縮水: 1試料

2. 廃吸着材・スラッジ等の性状把握(その2)

②ゼオライト及びスラッジの性状把握

- 吸着塔内のセシウムの吸着分布の推定(図1)やゼオライトの熱的安定性等(図2)の廃ゼオライトの性状把握の試験を継続した。実スラッジ及び周辺区域の線量率が高く、試料採取と分析を計画通りに実施できなかった。

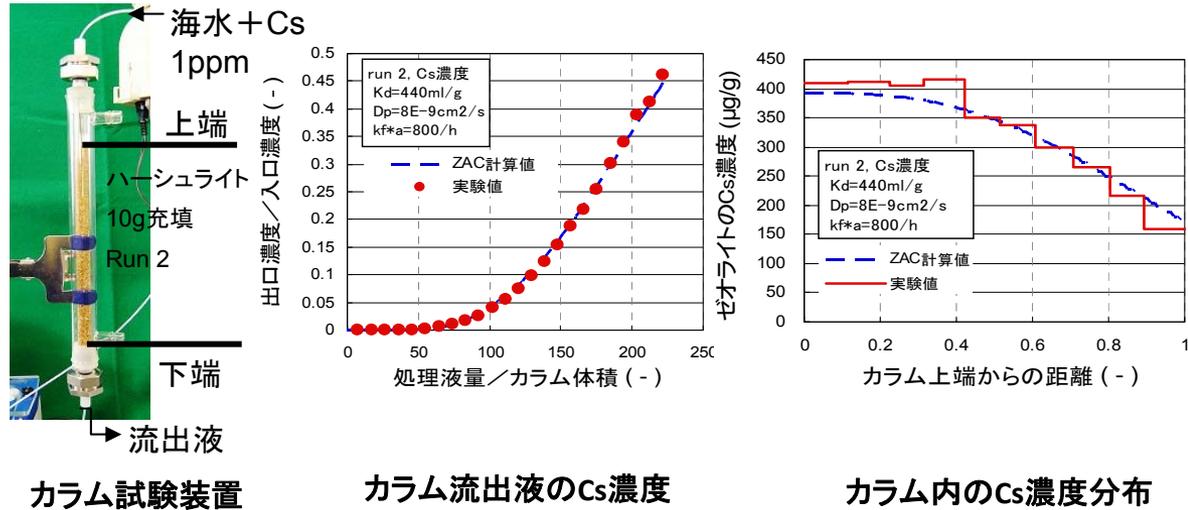


図1 吸着塔内のセシウムの吸着分布の推定

③その他の廃棄物の性状把握

- 新たな汚染水処理システム(第二セシウム吸着装置、多核種除去設備)から発生する二次廃棄物の基本的な性状を明らかにするための情報収集を進めた。

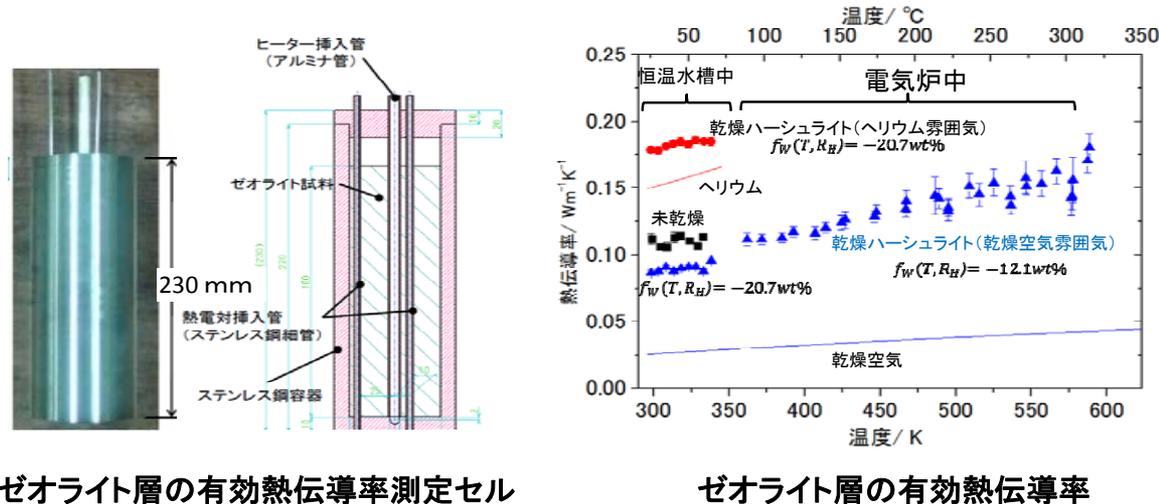
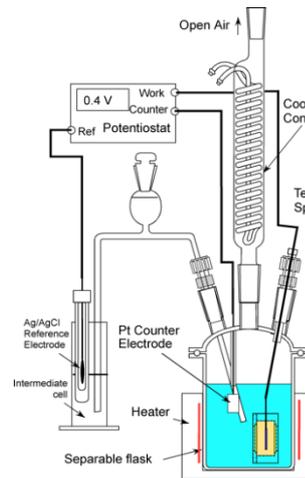


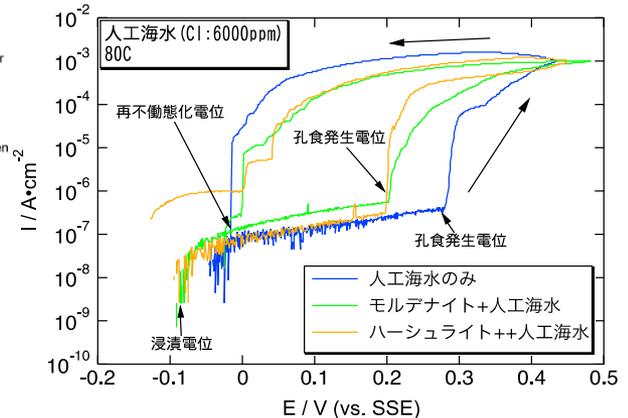
図2 ゼオライトの熱的安定性

3. 長期保管方策の検討

- ・スラッジの保管容器材料及びセシウム吸着塔材料の腐食試験を実施し、長期保管方策検討のため容器腐食に関する電気化学的データ等を取得した(図3)。
- ・廃ゼオライトに関し、性状把握の結果を反映し、安全性に関わる吸着塔内の水素濃度及び温度を求めた(図4)。
- ・スラッジ貯蔵施設の熱流動解析を実施し、熱対策が妥当であることを示した。
- ・多核種除去設備で使用される吸着材等の文献調査を開始した。



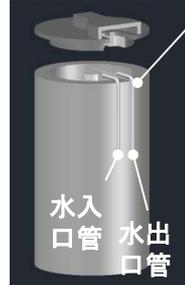
電気化学試験模式図



316L鋼のアノード分極曲線

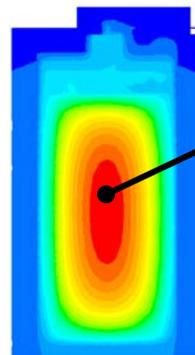
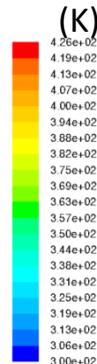
図3 容器腐食に関する電気化学試験

周囲空気温度27°C



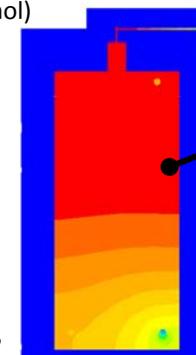
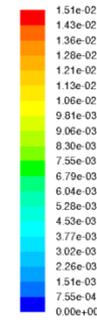
ベント管(プラグ含む)、水入口管/水出口管は大気開放

3次元モデル



温度分布

(mol/mol)



濃度分布

図4 吸着塔内の水素濃度及び温度

4. 廃棄体化技術調査

- ・長期保管方策の検討において、十分な保管性能が担保されないケースに対応し、種々の廃棄体化に係る処理技術の基礎的な検討を実施した。
- ・既存の廃棄体化技術を調査し、11種類に関して、概要、特徴、実績などを取りまとめた（表2）。

調査のポイント

1)概要、2)特徴、3)一般的な廃棄体化条件、4)実績など

評価のポイント

1)技術の成熟度、2)耐放射線性、3)耐熱性、4)操作安全性、5)固化時の放射性核種の移行性など

表2 廃棄体化技術の調査を実施した技術

固化法	固化技術名
無機媒体固化法	セメント固化法、ジオポリマー固化法、水ガラス固化法
有機媒体固化法	アスファルト固化法、プラスチック固化法
高温熔融固化法	ガラス固化法、熔融固化法
セラミックス固化法	焼結固化法、水熱法、HIP固化法(熱間等方圧加圧固化法)
機械的固化法	ペレット成型圧縮固化法

- ・セメント固化等の廃棄体化基礎試験を通じて廃棄体化技術の適用性評価に必要なデータの収集を進めた。
- ・多核種除去設備から発生する二次廃棄物の種類・発生予測量等の情報を入手した。

平成24年度 実施報告

3-2

「放射性廃棄物の処理・処分技術の開発」

放射性廃棄物処理・処分分野

平成25年4月

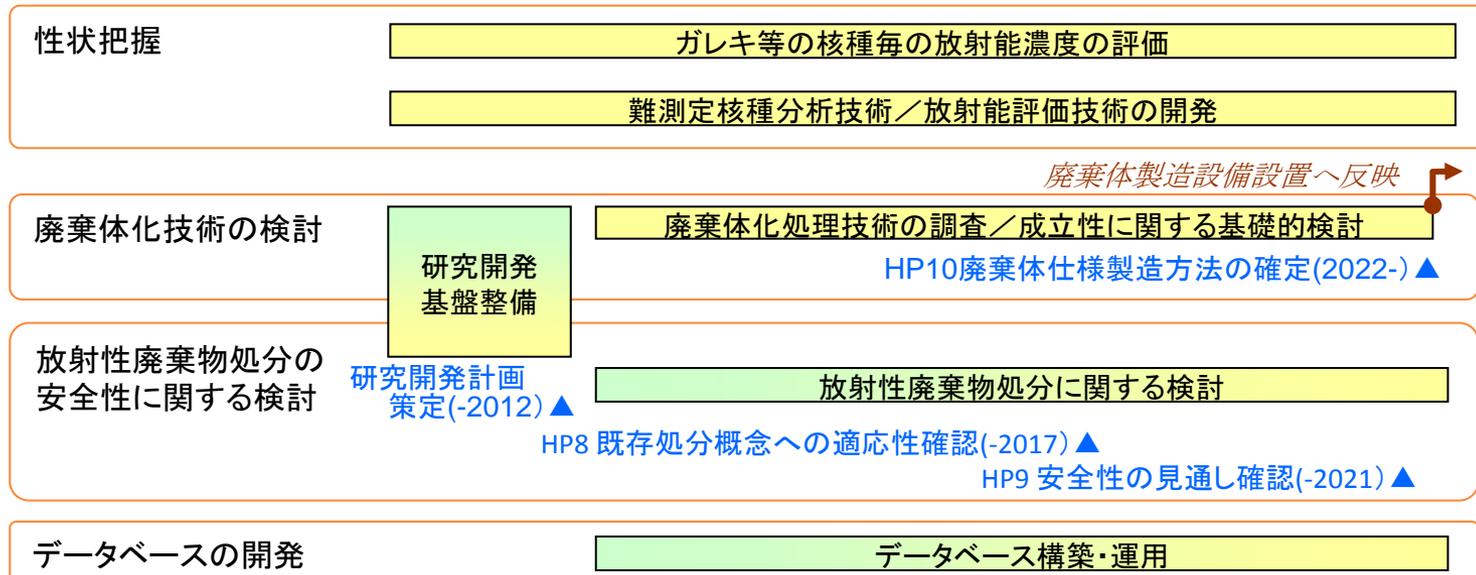
1. 実施計画(全体概要)

事故により発生した廃棄物は、燃料破損に由来する核分裂生成物や α 核種が付着していることや、海水注入に起因した塩分を含む等、従来の原子力発電所の運転・解体で発生する廃棄物とは異なる特徴がある。これらの廃棄物を安全に処理・処分するための見通しを得るため、ならびに処理・処分までの期間は安定に保管管理するため、「廃棄物の性状把握」、「廃棄体化技術」、「処分の安全性」等に関する研究開発を行う。

中長期ロードマップ抜粋

経過年	10	20	30	40
廃棄物 関連作業	廃棄物の保管・管理		安定保管の継続／必要に応じ設備更新	
		廃棄物処理設備設置	廃棄体の製造／搬出・処分	
研究開発	性状把握	性状把握		
	長期保管方策の検討	長期保管方策の検討		
	廃棄体化技術検討	廃棄体化技術検討		
	既存処分概念の適用性確認・課題抽出・課題解決			

至近10年程度の計画の概要



1. 実施計画(平成24年度計画)

(3-2) 放射性廃棄物の処理・処分技術の開発(平成24年度計画)

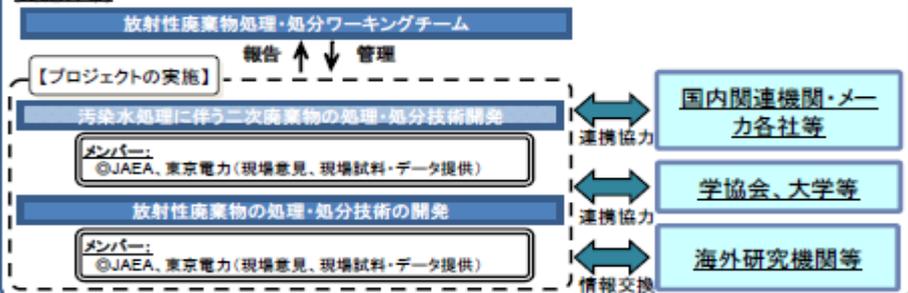
平成24年度主要目標

- ガレキ等の性状調査等
 - 放射性廃棄物処理・処分の検討にあたり、ガレキ、伐採木等の汚染状況を把握するための分析を実施する。
- 難測定核種分析技術の開発
 - 分析技術の確立が必要な難測定核種に関する技術調査・検討を実施する。
- 処理・処分に関する研究開発基盤整備についての検討
 - 処理・処分に関する検討が長期に及ぶことを念頭に、計画的に技術開発を遂行していく上で必要な研究開発基盤を整備する。
- 処理・処分に関する研究開発計画の策定

平成24年度の実施内容

- ガレキ等の性状調査等
 - ①ガレキの核種分析(10サンプル程度)
 - 3、4号機のガレキ撤去工事時に試料を採取し、場所毎の核種組成の特徴について検討する。
 - ②伐採木の核種分析(5サンプル程度)
 - 敷地内線量分布を念頭に試料を採取し、核種組成の違いを考慮する必要性について検討する。
- 難測定核種分析技術の開発
 - 国内外文献の調査を実施し、難測定核種の分析フロー等の検討を実施する。
- 処理・処分に関する研究開発基盤整備についての検討
 - ①処理・処分に関する研究開発要素の検討
 - 研究開発計画を策定に資するよう、処理・処分の安全性の見通しを得るために必要な研究開発要素と解決策について現状想定しうる範囲でできるだけ具体的に抽出する。
 - ②廃棄物データベースの構築に関する検討
 - 得られた研究開発成果や周辺情報を体系的かつ継続的に整理するために必要なデータベースを構築するための検討を行う。
- 処理・処分に関する研究開発計画の策定
 - 処理・処分に関する研究開発計画を策定する(策定に際しては学協会などとの連携を検討)。

実施体制



工程表

項目/月	2012												
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	
	サンプリング計画,分析手法検討												
1. ガレキ等の性状調査	サンプリング					分析	前処理		γ核種分析				
									β核種分析				
									α核種分析				
2. 難測定核種分析技術の開発	分析技術調査・検討												
3. 処理・処分に関する研究開発基盤整備についての検討	研究開発基盤整備に関する検討												
	中間まとめ ▲										最終まとめ ▲		
4. 処理・処分に関する研究開発計画の策定	研究開発計画の策定												
	評価												

2. ガレキ等の性状把握

ガレキ(1,3,4号機周辺のコンクリート:12試料、4号機新燃料付着ガレキ:2試料)、伐採木(保管中:4試料、3号機周辺生木:1試料)の放射能分析を実施し、廃棄物の汚染状況の特徴の把握に必要となる分析データを取得した(図1、表1)。



図1 ガレキ、伐採木試料の前処理作業

表1 ガレキ、伐採木試料の核種分析結果

※放射能濃度は、平成24年10月26日補正值。

No.	試料名		放射能濃度 (Bq/g)						
			Co-60	Cs-137	H-3	C-14	Sr-90	Se-79	Tc-99
1	1号機周辺 瓦礫	1U-06	$(1.1 \pm 0.4) \times 10^{-1}$	$(3.8 \pm 0.1) \times 10^3$	$(4.0 \pm 0.2) \times 10^{-1}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$	$(5.2 \pm 0.1) \times 10^0$	$< 5.0 \times 10^{-2}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$
2		1U-07	$< 1.0 \times 10^{-1}$	$(5.9 \pm 0.1) \times 10^2$	$(3.0 \pm 0.2) \times 10^{-1}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$	$(3.3 \pm 0.1) \times 10^0$	$< 5.0 \times 10^{-2}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$
3		1U-08	$< 1.0 \times 10^{-1}$	$(1.8 \pm 0.1) \times 10^3$	$(2.8 \pm 0.2) \times 10^{-1}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$	$(1.0 \pm 0.1) \times 10^1$	$< 5.0 \times 10^{-2}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$
4		1U-09	$(1.1 \pm 0.4) \times 10^{-1}$	$(2.2 \pm 0.1) \times 10^3$	$(3.1 \pm 0.2) \times 10^{-1}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$	$(8.0 \pm 0.1) \times 10^0$	$< 5.0 \times 10^{-2}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$
5	3号機周辺 瓦礫	3U-02	$(4.3 \pm 0.4) \times 10^{-1}$	$(1.9 \pm 0.1) \times 10^4$	$(1.7 \pm 0.2) \times 10^{-1}$	$(3.1 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	$(5.3 \pm 0.1) \times 10^0$	$< 5.0 \times 10^{-2}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$
6		3U-07	$< 1.0 \times 10^{-1}$	$(2.3 \pm 0.1) \times 10^3$	$(2.7 \pm 0.2) \times 10^{-1}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$	$(1.3 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$
7		3U-09	$(5.6 \pm 0.1) \times 10^0$	$(1.9 \pm 0.1) \times 10^5$	$(3.5 \pm 0.2) \times 10^{-1}$	$(6.1 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	$(3.9 \pm 0.1) \times 10^0$	$< 5.0 \times 10^{-2}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$
8		3U-10	$(5.0 \pm 0.4) \times 10^{-1}$	$(1.4 \pm 0.1) \times 10^4$	$(1.5 \pm 0.1) \times 10^0$	$(4.1 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	$(1.2 \pm 0.1) \times 10^0$	$< 5.0 \times 10^{-2}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$
9	4号機周辺 瓦礫	4U-01	$< 1.0 \times 10^{-1}$	$(1.5 \pm 0.1) \times 10^3$	$(5.2 \pm 0.2) \times 10^{-1}$	$(1.3 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	$(2.1 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$
10		4U-02	$< 1.0 \times 10^{-1}$	$(3.2 \pm 0.1) \times 10^0$	$(1.8 \pm 0.1) \times 10^0$	$(2.7 \pm 0.1) \times 10^0$	$< 5.0 \times 10^{-2}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$
11		4U-05	$< 1.0 \times 10^{-1}$	$(6.1 \pm 0.1) \times 10^1$	$(3.1 \pm 0.2) \times 10^{-1}$	$(4.9 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$
12		4U-08	$(9.4 \pm 0.4) \times 10^{-1}$	$(1.5 \pm 0.1) \times 10^2$	$(1.2 \pm 0.1) \times 10^0$	$< 5.0 \times 10^{-2}$	$(2.7 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$
13	伐採木 (保管エリア)	T-01	$< 1.0 \times 10^{-1}$	$(9.3 \pm 0.1) \times 10^2$	$(3.0 \pm 0.5) \times 10^{-1}$	$< 2.0 \times 10^{-1}$	$(3.5 \pm 0.1) \times 10^0$	$(1.7 \pm 0.2) \times 10^{-1}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$
14		T-02	$< 1.0 \times 10^{-1}$	$(1.5 \pm 0.1) \times 10^3$	$(3.9 \pm 0.4) \times 10^{-1}$	$< 2.0 \times 10^{-1}$	$(9.1 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	$(2.0 \pm 0.2) \times 10^{-1}$	$(8.9 \pm 1.2) \times 10^{-2}$
15		T-04	$< 1.0 \times 10^{-1}$	$(3.7 \pm 0.1) \times 10^2$	$< 2.0 \times 10^{-1}$	$< 2.0 \times 10^{-1}$	$(1.5 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	$(2.1 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	$(6.2 \pm 0.9) \times 10^{-2}$
16		T-05	$< 1.0 \times 10^{-1}$	$(7.5 \pm 0.1) \times 10^2$	$(2.2 \pm 0.4) \times 10^{-1}$	$< 2.0 \times 10^{-1}$	$(2.6 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$
17	3号機周辺生木	T-07	$< 1.0 \times 10^{-1}$	$(4.7 \pm 0.1) \times 10^2$	$(4.6 \pm 0.4) \times 10^{-1}$	$< 2.0 \times 10^{-1}$	$(2.7 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	$(1.5 \pm 0.1) \times 10^{-1}$	$< 5.0 \times 10^{-2}$
18	4号機	4U-N01	$(1.4 \pm 0.1) \times 10^6$	$(1.6 \pm 0.2) \times 10^3$	γ線測定結果から、クラッドによる汚染であると推定。 試料量が少ないため、α・β線核種の分析は実施しない。				
19	プール瓦礫	4U-N02	$(8.3 \pm 0.1) \times 10^5$	$(2.7 \pm 0.7) \times 10^3$					

非検出核種: Cl-36, Nb-94, I-129, Eu-152, -154, Pu-238, -239, -240, Am-241, Cm-244

3. 難測定核種分析技術の開発

- ・難測定核種分析フローの検討として、Zr-93、Mo-93、Pd-107、Sn-126の既存分析法について、国内外の文献調査を実施して既存分析フローを整理した。
- ・核種分離の操作が煩雑であるものについて、より効率的な分析フローにするために改良可能な操作を抽出した(表2)。

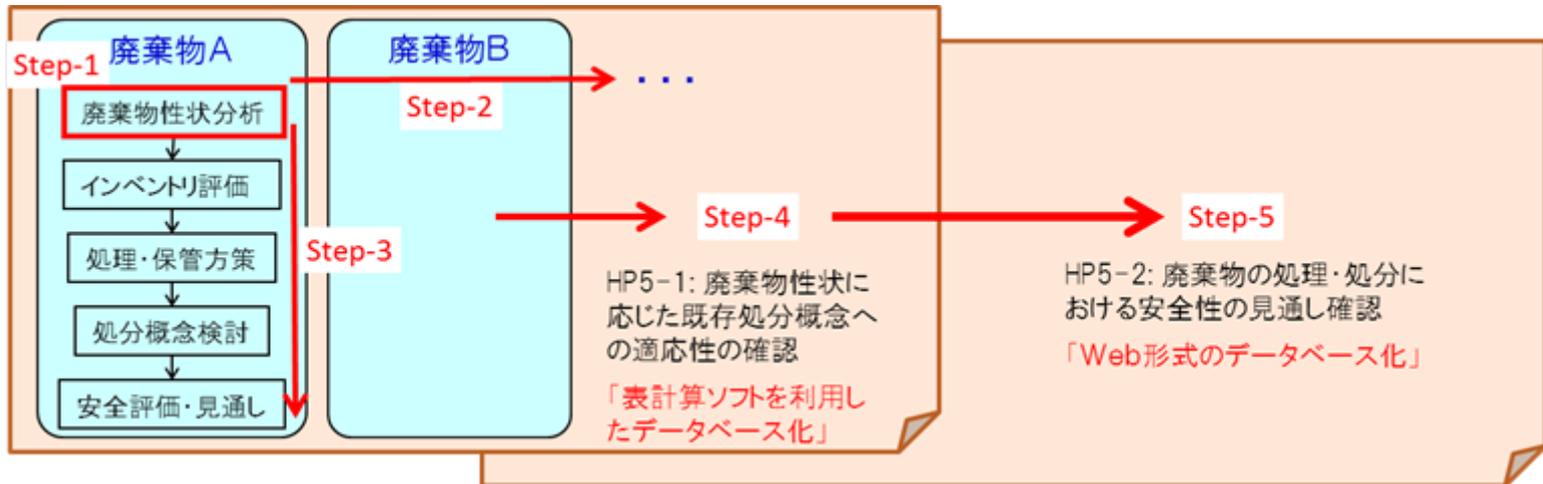
表2 難測定核種分析に関する調査

核種	分離法	測定法	方針等
⁹³ Zr	沈殿分離 溶媒抽出 固相抽出	液体シンチレーション 表面電離型質量分析計 (TIMS) 誘導結合プラズマ質量分 析計(ICP-MS)	測定は、取扱いが簡便なICP-MSが適当と考えられる。 現状ではスペクトル干渉のある元素の分離操作が複雑であることから、簡易な分離法の開発が必要。
⁹³ Mo	陽イオン交換溶 媒抽出 陰イオン交換	半導体検出器	測定は、半導体検出器により低エネルギーX線を検出。 福島事故廃棄物にはZrやNbも含まれていると想定されるため、それらの分離技術開発が必要。
¹²⁶ Sn	沈殿分離 溶媒抽出 陰イオン交換 陽イオン交換	液体シンチレーション 半導体検出器 ICP-MS、TIMS 加速器型質量分析計 (AMS)	測定は、他の核種の分析にも使用でき汎用性が高いICP-MSが適当と考えられる。 分子イオンなどによる干渉を抑える技術開発が必要。
¹⁰⁷ Pd	陰イオン交換 固相抽出	AMS	¹⁰⁷ Pdの分析例は極めて少なく、一般的な分離法とICP-MSを組み合わせる等の福島事故廃棄物に適用できる分離法と測定法について検討が必要。

4. 研究開発基盤整備、計画の策定

①処理・処分に関する研究開発基盤整備についての検討

廃棄物に関する情報や技術開発の成果を体系的かつ継続的に整理可能なデータベース構築の基盤整備として、現段階で想定されるデータや知見について利用ニーズ並びに今後の整備可能性等の整理を行い、データベースの概念設計を行った(図2)。



Step-1: ある廃棄物を例にして、入力形式や階層構造に沿って表計算ソフトを利用した廃棄物性状分析に関するデータベースの試作

Step-2: 同様な検討を、可能な範囲で他の廃棄物に展開

Step-3: 必要となる要件と構成、機能及び実現可能な開発ステップ等を整理

Step-4~5: 共有性の向上(Web化等)に向けて、技術オプションを調査・整理し、オプションの絞り込みの考え方の検討・整理

図2 データベースの概念設計

②処理・処分に関する研究開発計画の策定

日本原子力学会特別専門委員会で検討された技術開発計画を参考に、処理・処分に関する研究開発計画案を取りまとめた。

H24個別研究開発プロジェクトの評価

プロジェクト名：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 実施者：日本原子力研究開発機構

ワーキングチーム名：使用済燃料プール燃料取り出しWT

	平成24年度当初計画	平成24年度事業実績	平成24年度事業実績の評価 (PJ実施者による自己評価(改善点含む))	平成24年度事業実績の評価 (廃炉対策推進本部事務局による評価)	平成25年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容					
平成24年度主要目標	使用済燃料プールの燃料集合体は、海水注入、コンクリートの混入などによる塩化物イオンや高pHの環境に晒されており、通常の燃料とは異なる履歴を経験している。そのような燃料集合体の健全性評価に係る基礎試験として、H24年度は、(1)ジルカロイ製被覆管を用いた試験を実施してデータを拡充するとともに、(2)照射材を用いた試験に着手してデータの蓄積を図り、H25年度以降に計画している共用プールでの燃料集合体の長期健全性評価に資する。	・主要目標に基づき、(1)未使用のジルカロイ製被覆管等を用いた試験および(2)照射材(使用済燃料被覆管)を用いた試験を実施し、希釈海水中に浸漬された燃料集合体材料の腐食・強度特性評価に係るデータを拡充・蓄積した。 ・評価の注目点は、ジルカロイの腐食と強度に与える水質(海水由来成分)及びガンマ線照射(水の放射線分解)の影響評価とした。 ・各項目に係る実施内容を以下に記載する。	・当初の計画及びスケジュール通りに事業を実施し、未使用および照射材から採取した材料を用いて腐食試験及び強度試験を行い、燃料集合体の長期健全性評価に資する水質及び照射の影響に関するデータを取得することができた。 ・JAEA所有の照射試験施設、照射後試験施設等の設備、人材を有効に活用することができた。	燃料の保管を進めるのに当たって、有意義な情報が得られている。	・平成25年度からメーカー中心に開始する試験では、JAEAが先行して実施した長期健全性に係る基礎試験による成果を反映させ、事業を効率的に進める。 ・燃料デブリ取り出し等の進捗をサポートできるよう、共用プールの容量を確保する観点から、SFPから取り出した燃料の乾式貯蔵や、貯蔵後の輸送に着目した研究に着手する。
実施内容	(1) 未使用のジルカロイ製被覆管を用いた試験 未使用の被覆管材料を用いて、希釈海水中におけるジルカロイの腐食挙動に与える水質及びガンマ線照射の影響を検討するとともに、海水成分を含む水の放射線分解挙動に関する基礎的評価を行い、使用済燃料の共用プール内での長期保管に係る課題の抽出を行う。	・事故時に一時的に使用済燃料プール(SFP)内に注入された海水が燃料集合体材料の健全性に与える影響を評価するため、未照射の被覆管材料を用いて、下記①～③の腐食試験および関連する基礎試験を実施した。	・未照射の被覆管材料を用いた試験等により、ジルカロイの腐食挙動に与えるガンマ線照射の影響および海水由来成分の影響に関して、下記のような成果が得られた。 ・本成果は使用済燃料集合体の健全性評価のための基礎データとなる。		・SFP及び共用プールに保管される燃料集合体の長期健全性に関しては、従来経験のされなかったことのない海水注入と放射線の重畳する条件が燃料被覆管及び集合体部材の腐食に与える影響評価が重要である。しかし、その条件で腐食への影響を考慮すべき因子は多様であり、本事業において試験を実施し検討すべき影響因子及び試験パラメータが多岐に亘る。事業を効率的に実施し早期に成果を得るため、試験条件の設定において現場の状況(水質、放射線量等)及び健全性評価と損傷防止のためのニーズをさらに的確に把握し試験条件の選定へ反映させる。 ・具体的には、コンクリート瓦礫の混入による影響、瓦礫による被覆管表面の傷による影響、重量物による被覆管への曲げ応力の影響による短期・長期クリープについても検討する。
	○試験内容: ①ジルカロイの腐食に与える水質及びガンマ線の影響評価 海水成分が残留するプール内水中においてジルカロイ被覆管に局部腐食(孔食発生、すきま腐食)による損傷が発生する可能性を検討する。	①ジルカロイの腐食に与える水質及びガンマ線の影響評価 ・現在のSFP内の水質及びガンマ線の条件よりも厳しい条件で照射下腐食試験を実施し、未使用ジルカロイの局部腐食が加速される可能性を検討した。ジルカロイ-2板材のすき間付試験片を海水原液及び8倍、100倍の希釈人工海水中に浸漬し、1~10kGy/hのガンマ線量率で1ヶ月間の照射を行った結果、局部腐食は発生しなかった。	・冷却水中の塩化物イオン濃度が低下しつつある現状のSFP内比べて厳しい水質条件のガンマ線照射下においても、未使用ジルカロイに局部腐食が発生する可能性は低いこと等を示すことができた。	一般的に海水条件に重畳して腐食環境の厳しくなると考えられるガンマ線照射下においてもジルカロイ材が腐食しないことを確認できたことは、長期保管の観点から有効である。今年度実施分は燃料棒内圧や曲げ応力等の影響を考慮していないため、今後はより実態に近い条件で試験を実施する必要がある。	・今後、4号機未使用燃料部材の評価結果とプロジェクト会議の検討結果、並びに外部専門家の意見等を踏まえて、試験条件の変更などを行っていく。
	②1F4未照射燃料から採取した部材及びガレキの評価(追加) SFP内の実際の燃料集合体の状態を調べることにより、集合体の移送・除染及び長期保管に関わる課題を抽出する。	②4号機未照射燃料から採取した部材及びガレキの評価 ・4号機のSFPから取り出された未照射燃料より採取された集合体の部材(スペーサタブ、チャンネルファスナーなど)の検査の準備を進めた。燃料部材の検査を、表面の放射能付着及びすき間部での腐食に着目して行う計画を立案した。 ・同燃料集合体の中から採取されたガレキ片の放射能測定を行った。その結果、主Co-60、Mn-54が検出され、放射線核種の比率から汚染源は使用済燃料集合体に付着していた放射性クラッドと推定した。	・事故時にSFP内に保管されていた燃料集合体の損傷状態の評価及び集合体取り出し時の除染・移送に係る検討に利用できるデータの取得に着手することができた。	24年度途中で新たに試料が得られることとなったことから追加して試験を実施することとした項目である。本試験の実施によって、燃料集合体の実態の把握が進むことから、JAEA所有の装置を有効に活用して評価項目を追加したことは適切と考えられる。 現在、燃料内部から採取された瓦礫については予備測定を行い、線量の原因が燃料の損傷に起因する核種ではなく、一般的なクラッド(鉄を含んだ水垢)にあることが示唆されている。引き続き部材等の本格調査を行う必要がある。	・放射線と海水の相乗作用に関しては、計算による評価の精度を向上させることが可能になって来たが、今後はその手法をプール内の環境評価、特に実測が困難なすきま部やガレキ接触部などの局所的な水質の評価に反映させる。
	③放射線と海水の相乗作用に係る基礎試験 燃料集合体材料の腐食を加速する可能性がある水の放射線分解について、塩化物イオン及びそれ以外の海水成分が放射線分解による過酸化水素等の発生に与える影響を検討する。	③放射線と海水の相乗作用に係る基礎試験 ・海水に含まれる塩化物イオン他の成分が水の放射線分解に与える影響を計算解析及び照射試験により検討した。 ・放射線分解解析コードに海水成分の反応式を組み入れ、海水由来成分が水素、酸素、過酸化水素の発生に与える影響を評価した。 ・照射試験では、塩化物イオン、臭化物イオンの混合水溶液及び人工海水に対して、約3 kGy/hのガンマ線を約3時間照射し、過酸化水素他の生成量に対する各イオンの影響を調べた。	・水の放射線分解には、塩化物イオンだけではなく海水由来の臭化物イオンが、塩化物イオンの1/1000程度の濃度であるにもかかわらず影響を与えることを明らかにした。 ・海水成分を含むプール水の放射線分解挙動を予測する精度を向上させることができた。	水の放射線分解による燃料構造材の腐食が発生する場合は、臭化物イオンを除去することで防食を効果的に実施できる可能性がある。 水の放射線分解により構造材に腐食が発生する可能性は低いと考えられるが、今後、防食が必要になった場合に注目して除去すべき元素を特定しつつあることは成果である。	
	(2) 照射材(使用済燃料被覆管)を用いた試験 JAEA施設内に保管されている使用済燃料集合体を用い、照射による腐食への影響を確認するため、以下の腐食特性評価試験を実施し、高燃焼燃料被覆管の構造健全性に及ぼす塩化物イオンの影響を評価する。 ○試験材: BWR条件で使用された被覆管(ジルカロイ2、燃料は抜き取り済み)、燃焼度:45、55GWd/t(2種類)	・使用済燃料被覆管では、ジルカロイは中性子照射により、内部には水素化物、表面には酸化ジルコニウムの被膜が形成されている。このため、腐食挙動が未照射燃料の被覆管と異なる可能性がある。 ・使用済燃料被覆管の健全性へ与える塩水浸漬の影響評価のため、JAEAが保有する2種類の比較的高い燃焼度の燃料被覆管(ジルカロイ2)を用いて、下記①～③の腐食試験等を実施した。	・使用済燃料被覆管の腐食への海水成分の影響に関する知見はほとんどないが、SFP内に保管されている使用済燃料と近似するJAEA施設内に保管している燃料を用いた本事業の実施により、使用済燃料被覆管の腐食およびそれによる強度低下に与える塩化物イオンの影響に関するデータが得られつつある。 ・照射材の電気化学試験による腐食特性の評価は技術的に難しいが、成果が得られつつある。	被覆管材料の海水腐食による強度低下は無いことを実証したもので、プール内で長期保管した場合でも燃料被覆管の密封性が保たれる見込みを示したこと、また、今後の燃料のハンドリング等の安心材料となった。	・JAEAが実施する長期健全性に係る基礎試験は、メーカーが実施する被覆管腐食試験および照射済ベレット浸漬試験と補完的となるよう試験条件の設定等に注意する。 ・H24年度の研究で、被覆管単体では腐食が発生しにくいことが確認できた。H25年度以降は実機燃料集合体のすき間環境や材料の組み合わせを模擬するために、燃料集合体の構造を模擬した試験片での腐食試験を実施する。 ・ガレキによる局所的な水質劣化の影響や、内圧がかかる部位での微小すきの影響なども考慮して試験条件を設定する。
	○試験内容: ①使用済燃料被覆管の海水中腐食特性評価 海水注入による腐食影響を確認するため、塩化物イオン含有水溶液中で孔食電位、すきま腐食再動態化電位測定を実施し、電気化学的手法により評価する。	①使用済燃料被覆管の海水中腐食特性評価 ・2F1使用済燃料被覆管を用いて、SFP内に想定される濃度の塩化物イオンを含む水溶液中でジルカロイに孔食等が発生する可能性を電気化学的試験(腐食環境での材料電位の測定)により評価した。 ・25.50.75℃の希釈海水中で孔食電位を測定し、いずれの条件でも未使用燃料被覆管の孔食発生電位を下回らないことが分かった。	・現状のSFP内の水質を模擬する環境では、使用済ジルカロイ被覆管表面においても孔食が発生する可能性は低いこと等を示した。 ・今後は、ガレキ片との接触部等は局所的に水質が悪化する可能性のあることから、局部腐食の発生について調べる必要がある。	実機の水質環境下ではSFP燃料の被覆管の密封性が腐食により失われる懸念は極めて低いことが確認でき、周辺公衆に過剰な被ばくを与える可能性が無視できることを実験により示した。 また、同環境下では被覆管の強度低下が発生しないことが確認でき、今後のハンドリングや貯蔵の懸念事項に対し有意義な情報が得られた。	
	②使用済燃料被覆管の海水中浸漬試験 比較的温度及び濃度の高い海水による腐食の影響を確認するため、80℃の濃度の異なる人工海水などにより、1000h程度までの浸漬試験を実施し、被覆管の腐食挙動を評価する。	②使用済燃料被覆管の海水中浸漬試験 ・燃焼度の高い使用済「ふげん」燃料被覆管(BWR相当のジルカロイ2製)を用いて、人工海水原液および2倍希釈海中で80℃、1000hまでの浸漬試験を実施し腐食発生を表面観察により評価した。 ・光学顕微鏡による表面観察から、浸漬試験後においても孔食の発生がなく、酸化被膜の剥離なども生じていないことを確認した。	・80℃の海水原液という現状のSFP内の環境に比べて厳しい水質条件でも、1000hまでの浸漬では使用済燃料被覆管に腐食が生じないことを示すことができた。 ・今後は、実環境を模擬した試験の実施により、健全性評価の精度を向上させる必要がある。		
	③使用済燃料被覆管の浸漬後強度試験 海水注入による被覆管の強度変化を確認するため、②の海水中長時間浸漬後に機械的試験を実施し、海水浸漬による強度低下の可能性を検討する。	③使用済燃料被覆管の浸漬後強度試験 ・使用済「ふげん」燃料被覆管を人工海水中に浸漬後に機械的試験(リング引張試験)を実施し、浸漬前後の材料強度変化を引張強さ及び破断延びにより評価した。	・80℃、1000hまでの海水浸漬では、使用済燃料被覆管に強度低下は見られないことを示した。 ・今後は、実環境を模擬した試験の実施により、健全性評価の精度を向上させる必要がある。		

H24個別研究開発プロジェクトの評価

プロジェクト名 : 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 実施者 : 日本原子力研究開発機構

ワーキングチーム名 : 使用済燃料プール燃料取り出しWT

	平成24年度当初計画	平成24年度事業実績	平成24年度事業実績の評価 (PJ実施者による自己評価(改善点含む))	平成24年度事業実績の評価 (廃炉対策推進本部事務局による評価)	平成25年度事業計画における見直しの方向
	関係機関との意見交換を実施するとともに、腐食挙動に関する講演会、研究会より情報収集することで、試験条件の設定や試験結果の評価に資する。	<ul style="list-style-type: none"> 実施においては、東電より1F現場状況(SFP内部及び冷却水の状態等)に関する情報を得て実機に即した試験条件とするよう努めた。 日本原子力学会、腐食防食学会等の本事業に関係ある研究会、講演会に参加し、本事業の成果を発表、議論するとともに関連情報の収集を行い、試験条件の決定やデータ評価に反映した。 	<ul style="list-style-type: none"> 東電より発表されるSFP内の水質などの状況および共用プールに予想される水質等の情報を収集し試験条件の決定等に反映した。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子力分野以外の腐食の専門家にも知見を求めその結果を試験条件に反映しており評価できる。 事故初期に腐食が無いことは徐々に示せるようになってきたため、今後は長期保管の観点で実機の状態(例えば集合体部材とガレキの接触)を考慮して試験条件の選定に取り込むことが必要。 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料集合体の内部やSFPの底部等ではガレキの影響による水質のアルカリ化等により腐食が加速される可能性もあるため、現場の腐食環境を十分に考慮して試験条件の設定を行う必要がある。
(特記事項)					
国内外観智の活用		<ul style="list-style-type: none"> 学協会の講演会、研究会に参加し、成果発表と議論、情報収集及び専門家との意見交換を行った。 国内の大学および研究機関と委託研究を通して連携した。 海外では、Nuclear Plant Chemistry Conferenceに出展し、ラジオリシスについて発表、討論を行った。 	<ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会、腐食防食学会等の講演会、研究会に参加し専門家の意見を試験条件(溶液濃度や試験時間)の決定や腐食データの評価法に反映させた。 大学(東大、大阪府大)および研究機関(物質・材料研究機構)へ一部の研究を委託することにより、国内の観智を活用することができた。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子力学会のみでなく、腐食防食学会、大学、公的機関にも知見を求めており評価できる。 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料メーカーや海外の電力会社、国内外の容器メーカー、海外の規制機関とも議論し、効率的で抜けが無い研究を目指していく。 特に、燃料メーカーに関しては設計情報や経験を有することから、積極的に参画して頂く。
中長期的な人材育成		<ul style="list-style-type: none"> 大学や公的機関との連携(東大、大阪府大、物質・材料研究機構)を通して教育の場や他産業における人材育成に貢献した。 試験等をJAEA内の若手を中心的に実施することにより人材育成に努めた。 	<ul style="list-style-type: none"> 大学等への委託研究の実施担当者として大学生や大学院生、他産業の人材にも試験の実施を経験してもらい、本事業への理解を深めと人材育成に寄与していると評価できる。 JAEA内の材料専門家の連携が強化され人材育成に役立っていると評価できる。 	<ul style="list-style-type: none"> 大学等への委託研究を通して大学の学生、他産業の人材が研究の一端を担っており、人材育成に質していると考えられる。 JAEA内部の若手の登用や民間の技術者を呼び込むなど、長い目で人材育成を進めることが必要。 	<ul style="list-style-type: none"> 引き続き大学との連携及びJAEA内の若手育成に努める。
その他					
インプット/アウトプットの共有		<ul style="list-style-type: none"> プロジェクト関係者へ適宜実施状況の説明を行ない、実施内容に関する意見を把握し、実機へ効果的に役立てられる成果が得られるように努めた。 学会等の講演会、研究会で情報収集に努めるとともに、本事業の成果を積極的に発表し試験及び結果の妥当性について議論を行った。 	<ul style="list-style-type: none"> 今後も実機の情報収集を続けるとともに、試験方法および成果の妥当性について外部機関の意見を十分伺えるよう事業を進める。 	<ul style="list-style-type: none"> 一般の方々にも研究の必要性を理解して頂くことを念頭において、研究成果の見せ方などを工夫することにより、事業に関する理解が進むと考えられる。 	<ul style="list-style-type: none"> 平成24年度はJAEAにおいて基礎試験を実施した。 平成25年度以降は、JAEAは基礎試験を引き続き実施するが、プラントメーカー/燃料メーカー側ではより実プラント、実設計に近い研究を実施する。 お互いの意思疎通が疎にならないよう、定期的に情報交換を行う。

H24個別研究開発プロジェクトの評価

プロジェクト名：建屋内の遠隔除染技術の開発

実施者：東芝、日立GEニュークリア・エナジー、三菱重工業

ワーキングチーム名：機器・装置開発等SWT

	平成24年度当初計画	平成24年度事業実績	平成24年度事業実績の評価 (PJ実施者による自己評価(改善点含む))	平成24年度事業実績の評価 (廃炉対策推進本部事務局による評価)	平成25年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容					
平成24年度主要目標	1～3号機原子炉建屋通路部の現場調査により、基礎データを取得し、汚染状態を把握する。得られたデータにより、作成する模擬汚染が妥当であるかを確認する。 模擬汚染による除染試験を実施し、選定する除染方法が汚染状態に適した除染方法であることを確認するとともに、選定する除染方法による遠隔除染装置を設計・製作し実証まで行なう。 また、除染のみでは線量率の低減ができない箇所があることを想定し、総合的な線量率低減計画を立案する。	・当初の計画通り、「基礎データの取得」「除染技術整理および除染概念検討」「模擬汚染の作成・模擬汚染による除染試験」「遠隔除染装置設計製作」を実施した。「総合的な線量率低減対策」については、新規プロジェクト「総合的な線量率低減計画の策定」と連携を図ることとし、その検討に必要な基礎データを提示した。 ・本事業の受託者であるメーカー3社、そして、現場ニーズ提供・除染作業を実施してきた経験のある東電、JAEA、ゼネコン4社、アトックスを含めたプロジェクト会議を月2回実施し、専門家の参画による議論、種々の分野からの情報提供、現場ニーズの反映を行いながら、各項目について効率的に検討を進めた。 ・各実施項目の活動内容及び成果については、以下に記載する。	・各実施項目については、当初の計画通りの実施内容で、スケジュール通りの成果を得て、研究開発を進めることができた。 ・JAEAおよびゼネコンなどの専門家による個別議論への参加、現場のニーズに適切なタイミングでの取り込みなどにより、効率的に検討を進めることができた。	汚染状況の確認と分析並びに除染装置の開発を計画通り進めることができた。装置の開発については、外部有識者のレビューを受けた上で選定をしている。また、現場ニーズについては、適切なタイミングで取り込む努力をしている。これらの成果は、今後の除染試験の中で活用されていく計画となっている。	・PCV近傍までのアクセス出来るために必要な技術の整理と現場状況確認を行なうことであったが、現場調査から、線量寄与が床からのみではなく、フロア上層部からもあることが判明した。このため、H25年度計画に、フロア上層部からどのくらいの寄与があるのか調査を行った上で、除染技術の開発を検討予定。
実施内容	1. 汚染状態の基礎データ取得 1～3号機の原子炉建屋通路部の線量率調査、線源調査、表面状態調査、汚染状態調査を行う。	・東電所有の遠隔操作ロボット(PackBot)に線量率計、γカメラ、カメラを搭載し、1号機から3号機の原子炉建屋1階通路部(1号機南側通路を除く)の線量率調査、線源調査、表面状態調査を行った。 ・1号機から3号機の原子炉建屋1階通路部を主として、スミヤ(遊離性汚染)、ストリッパブルペイント(固着性汚染)、コンクリートコアサンプル(浸透汚染)を採取し、オンサイトで線量率測定、γスペクトル測定を実施した。 ・採取したサンプルの一部をJAEAに輸送し、汚染の広がり、汚染の形態に関する詳細分析を実施した。	・当初の計画通りの実施内容・スケジュールで線量率調査、線源調査、表面状態調査、汚染状態調査に関する成果を得ることができた。 ・線量率調査、線源調査、表面状態調査、汚染状態調査の結果及びJAEAで実施した汚染の広がり、汚染の形態に関する詳細分析結果について、メーカー3社、東電、JAEAで議論し、建屋内の汚染状態、今後の除染計画の指標をまとめることができた。 ・本成果を元にして、除染計画、遮へい計画に繋げることができた。	汚染状態調査について東電、JAEA並びに関係者と議論し、現場調査の範囲や分析範囲、そして、現場において線量率測定、汚染サンプルの採取を行い、オンサイト分析可能なサンプルと詳細分析が必要となったサンプルを分け、遅滞なく作業をおこなっている。 ・線量率測定結果や採取した汚染サンプルを用いて、各号機の汚染状態を取り纏めている。	同上
	2. 除染技術整理及び除染概念検討 除染装置を実機で適用する場合の除染計画を立案する。除染手順、走行台車の運用、ホース、ケーブル等の引き回し、ユティリティの供給、二次廃棄物の回収等について検討する。上部階等への遠隔除染の実施に向け、遮へい・上部階アクセス方法について検討する。	・昨年度メーカーで調査した除染技術、公募を行った除染技術について、「技術のリスト」と「サプライヤのリスト」を照合できるように整理し、技術カタログを作成した。 ・技術カタログの除染技術について、想定した6種類のどの汚染形態に適用可能かという点と遠隔機構(アーム等)への搭載性、狭隘部への適用性、ユティリティ、消耗材の遠隔供給性、二次廃棄物および回収性、除染効果および作業効率を比較評価して、適用候補の除染技術の絞り込みを行った。 ・原子炉建屋1階通路部で使用する除染装置の基本設計方針として、環境条件、ツール設計の方針等を規定した。	・当初の計画通りの実施内容・スケジュールで除染技術の整理、除染概念検討に関する成果を得ることができた。 ・除染技術の整理においては、想定した6種類の汚染に対する適応性等を整理することにより、今後の除染実機適用を計画する際に活用できるベースデータを作成することができた。 ・今回作成した原子炉建屋1階通路部用の遠隔除染装置に関する基本設計方針については、今後他の箇所を検討していく際のたたき台として活用していくことができる。 ・本成果を元にして、遠隔除染装置の設計製作に繋げることができた。	・当初の計画通りの実施内容・スケジュールで除染技術の整理、除染概念検討に関する成果を得ることができている。	同上
	3. 模擬汚染の作成、模擬汚染による除染試験 推定した6種類の模擬汚染を作成し、候補となる除染技術の除染試験を実施する。(実施する除染技術は検討中)	・推定した6種類の汚染状態の模擬汚染サンプルを作成し、除染試験に供した。 ・除染技術整理において絞り込みを行った除染技術(吸引回収、高圧水洗浄、ドライアイスブラスト、プラスト、スキャブラ除染、ストリッパブルペイント)について模擬汚染による除染試験を実施した。	・当初の計画通りの実施内容・スケジュールで模擬汚染による除染試験に関する成果を得ることができた。 ・模擬汚染による除染試験を実施した吸引回収、高圧水洗浄、ドライアイスブラスト、プラスト、スキャブラ除染、ストリッパブルペイントについて、除染対象となる汚染状態に応じた除染条件を見出すことができた。 ・本成果を基にして、除染実証時の除染条件設定に繋げることができた。	・当初の計画通りの実施内容・スケジュールで模擬汚染による除染試験に関する成果を得ることができている。	同上
	4. 遠隔除染装置設計製作、遠隔除染実証 除染装置を製作し、遠隔装置と組み合わせ、除染技術の実証試験を行う。	・フェーズIで製作する除染装置として、推定した6種類の汚染状態のうち、滞留水浸漬汚染2種類を除く4種類の汚染について網羅して対応できる除染方法として、高圧水洗浄、ドライアイスブラスト洗浄、プラスト・吸引回収を選定し、装置製作した。 ・製作した遠隔除染装置について、福島第二原子力発電所において実証試験を実施し、実機適用が可能であることを確認するとともに、装置を効率的に運用するための改造(案)の抽出を行った。	・当初の計画通りの実施内容・スケジュールで遠隔除染装置の設計製作、除染実証に関する成果を得ることができた。 ・製作した遠隔除染装置について、工場でのモックアップ試験、福島第二原子力発電所での実証試験を実施し、実機適用できることを確認した。また、効率的に運用していくための改良点を抽出した。 ・本成果を元にして、実機適用の計画に繋げることができた。	・当初の計画通りの実施内容・スケジュールで遠隔除染装置の設計製作、除染実証に関する成果を得ることができている。	同上
	5. 総合的な線量率低減対策 除染・遮へい等を組み合わせた線量率低減対策の検討を行なう。	汚染形態調査、除染技術の整理、TMI除染調査を行ない、新規プロジェクト「総合的な線量率低減計画の策定」にインプット情報として提供した。	・新規プロジェクト「総合的な線量率低減計画の策定」にて実施。 ・なお、「建屋内の遠隔除染技術の開発」で得られた調査結果等の成果については、「総合的な線量率低減計画の策定」プロジェクトと連携することが出来た。	・新規プロジェクト「総合的な線量率低減計画の策定」にて実施。 ・なお、「総合的な線量率低減計画の策定」プロジェクトと知見を共有するなどの連携については評価できる。	「総合的な線量率低減計画の策定」(2-1-1b)で実施。

H24個別研究開発プロジェクトの評価

プロジェクト名：建屋内の遠隔除染技術の開発

実施者：東芝、日立GEニュークリア・エナジー、三菱重工業

ワーキングチーム名：機器・装置開発等SWT

	平成24年度当初計画	平成24年度事業実績	平成24年度事業実績の評価 (PJ実施者による自己評価(改善点含む))	平成24年度事業実績の評価 (廃炉対策推進本部事務局による評価)	平成25年度事業計画における見直しの方向
(特記事項)					
国内外観智の活用		<ul style="list-style-type: none"> 平成23年度に実施した技術カタログワークショップ(国内)や国際シンポジウムでの技術カタログの公募の結果を活用して、除染技術の絞り込み、遠隔除染装置の調達仕様書の作成等を実施した。 福島ワークショップにおいてエントリーされた技術に関し、今後の開発において導入可能な技術が含まれているか検討した。 海外技術のドライアイスプラストやストリップパブルペイントを模擬汚染による除染試験として実施した。 ドライアイスプラスト装置は、海外メーカーから調達した。 	<ul style="list-style-type: none"> 整理した技術カタログ及び技術カタログを活用した技術の比較評価結果については、今後の除染実機適用を計画する際に活用できるベースデータを作成することができた。 	<ul style="list-style-type: none"> 整理した技術カタログの比較評価結果に関しては、国内外にある有益な情報が得られており、非常に有益なものである。 	<ul style="list-style-type: none"> 過去の経験と現在における先端技術に関する情報を得ることが本項の目的であり、その成果に沿った事業内容となっており、かつ多くの成果をあげていることから、H25年度も継続し実施していく。
中長期的な人材育成					<ul style="list-style-type: none"> 大学・研究機関との共同研究等について検討する。
その他					
インプット/アウトプットの共有		<ul style="list-style-type: none"> 平成23年度において開発項目毎に必要な情報・作業を洗い出し、それぞれについて目指すべき成果を明らかにした。平成24年度はこれに基づき実施を進めた。 平成24年度の新規プロジェクト「総合的線量低減計画の策定」の検討を進めるために必要な基礎データ(雰囲気線量率、ホットスポット、建屋内の画像情報等)を提示した。 「建屋内の遠隔除染技術の開発」と新規プロジェクト「総合的線量低減計画の策定」は共通で検討していく部分があり、プロジェクト会議を連携して実施した。 	<ul style="list-style-type: none"> インプット・アウトプットを明確化し、対応することで、線量低減に対する目標設定ができた。 線量低減は除染と遮へいにより達成させる計画であり、新規プロジェクト「総合線量低減計画の策定」において基礎データ取得結果から除染と遮へいの寄与分を整理している。 「建屋内の遠隔除染技術の開発」と新規プロジェクト「総合的線量低減計画の策定」で共同で検討していく体制ができた。 	<ul style="list-style-type: none"> 「建屋内の遠隔除染技術の開発」と新規プロジェクト「総合的線量低減計画の策定」で共同で検討していく体制を構築できた。 	

H24個別研究開発プロジェクトの評価

プロジェクト名：総合的線量低減計画の策定

実施者：(株)アトックス

ワーキングチーム名：機器・装置開発等SWT

	平成24年度当初計画	平成24年度事業実績	平成24年度事業実績の評価 (PJ実施者による自己評価(改善点含む))	平成24年度事業実績の評価 (廃炉対策推進本部事務局による評価)	平成25年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容					
平成24年度主要目標	作業エリアの目標とすべき線量率を定め、除染作業を行なう際の効率的な除染方法について、作業エリア内の適切な被ばく低減計画を立案する。	当初計画のとおり、被ばく低減の対象箇所である原子炉建屋1階及び爆発損傷階、階段室などの共通アクセス通路等の線量低減計画を立案した。	・各実施項目については、当初計画通りの内容で、スケジュール通り作業を進め成果を得ることができた。	作業エリアの目標とすべき線量率を定めたのち、除染作業を行なう際の効率的な除染方法について技術調査(国内外)を行い過去並びに先端技術について、情報を整理し、原子炉建屋1階及び爆発損傷階等の線量低減対策を立案できている。	建屋内の上層部についての線量率データ及びγカメラによる汚染データの測定点が少ないため、汚染分布の把握が十分にできていない。別PJ「建屋内の遠隔除染装置の開発」において、H25年度にデータを測定するため、このデータを基に今回実施の範囲について一部見直しを行なう。
実施内容	1. 作業エリアの状況把握 被ばく低減計画の立案に先だって、作業エリアを特定すると共にエリア内の線量率、特定線源の有無、機器配置や建屋の損傷等の環境条件について整理し、被ばく低減計画の策定に必要な因子の洗い出しを行なう。 ①作業エリア内の線量率分布、放射性汚染状況の整理 ②作業エリア内の構造物配置等の整理 ③作業エリアの目標空間線量率の設定	・事業の検討対象である1, 2, 3号機一階部については、先行プロジェクトで実施した線量率データ及びγカメラによる画像データ等から、作業エリア内の線量率分布、放射性汚染状況及び機器配置や建屋の損傷等の環境条件について整理し、目標線量率を定めた。 ・爆発階については、他で実施の遠隔操作ロボットによる調査結果、及び福島第一原子力発電所3,4号機のカバーリング工事実績より、爆発損傷階特有の損傷状態、汚染状態を整理し目標線量率を定めた。	被ばく低減計画の立案に先だって、作業エリアを特定すると共にエリア内の線量率、特定線源の有無、機器配置や建屋の損傷等の環境条件について整理し、被ばく低減計画の策定に必要な因子の洗い出しを実施した。ただし、原子炉建屋内部の作業エリアの線量率に寄与する線源は、床、壁、天井、瓦礫等のホットスポット等、複数の箇所にも立体的に分布しており、得られた線量率の情報は、床上150cmまでであり、汚染分布の把握が十分にできていない。	原子炉建屋内の線量率に寄与する情報が不足しているため、評価精度高いとは言えないが、それら情報を基に、作業エリア内の線量分布を予想し、線量率分布、放射性汚染状況の整理を行ない、目標空間線量率の設定ができています。	同上
	2. 原子炉建屋内の作業計画の策定 1. において定めたエリア毎の目標線量率を達成させるため、既存除染技術や遮へい技術を適切に組み合わせ、作業エリア毎に最適となる個々の被ばく低減方法を選定し、作業エリア内の被ばく低減計画を立案する。 ①線量低減方針の検討 ②除染技術の評価・選定 ③特定線源の除染技術の評価・選定 ④遮へい技術の評価・選定 ⑤作業上必要となる障害物の撤去技術の評価・選定 ⑥線量低減対策に必要な付帯設備(もしくは補助設備)の評価・選定 ⑦除染技術の組み合わせによる線量低減の評価	・先行プロジェクトで実施した線量率データ及びγカメラによる画像データ等を基に、合理的な遮へい方法を確立し、高所の除染技術を組合せ、作業エリアの目標線量率を暫定値まで低減する線量低減計画を作成した。	・遮へいが必要な箇所が当初計画していた以上に多種多様な遮へい対象箇所が存在することを確認した。遮へい形状からタイプ別に分類することで、遮へい体の構造設計の合理化を図った。 ・線量低減計画の妥当性を確認する試験が必要。	・当初計画通り総合的な被ばく低減技術により、作業エリアの目標線量率を達成する方策を立てている。	同上
	3. 爆発損傷階の作業計画の策定 1. において定めたエリア毎の目標線量率を達成させるため、既存除染技術や新規開発技術、遮へい技術等を適切に組み合わせ、作業エリア毎に最適となる個々の被ばく低減方法を選定し、作業エリア内の被ばく低減計画を立案する。 ①線量低減方針の検討 ②除染技術の評価・選定 ③遮へい技術の評価・選定 ④作業上必要となる解体・撤去技術の評価・選定 ⑤除染技術の組み合わせによる線量低減の評価	当初計画のとおり①～⑤について検討しまとめた。 ・検討にあたっては、現場から作業エリアの状況(躯体の損傷状況等)を入手し、その情報から爆発損傷階特有の状況を整理し、除染技術の評価・選定を行った。 ・解体・撤去の評価・選定として、躯体損傷の程度を考慮した重機設置方法を検討した。 ・除染技術の組み合わせにより作業エリアの目標線量率を暫定値まで低減する線量低減計画を作成した。	・3,4号機のカバーリング工事実績等を参考に、作業エリアの状況把握結果から爆発損傷階特有の状況を整理し、除染技術の評価・選定を行っていた。	・当初計画通り総合的な被ばく低減技術により、作業エリアの目標線量率を達成する方策を立てている。	同上
(特記事項)					
国内外観智の活用	必要な研究開発を効率的に実施するには、活用可能な国内外の技術や専門家の知見を広く取り入れていく必要がある。このため、総合的線量低減計画の策定に係る技術開発の実施状況については、国内の外部有識者を含む実施委員会にて評価を行う。 国外機関の活用については、公募により放射性物質の汚染分野での除染実績、原子炉施設、核燃料サイクル施設での事故処理、解体工事等の実績を有する機関から、より多くの情報を収集し、外部の観智を活用する。	・プロジェクト遂行にあたり、事業実施者、東京電力、外部有識者及び先行プロジェクトである「建屋内遠隔除染技術の開発」の事業実施者等の専門家からなる実施委員会を定期的に開催し、現場ニーズの反映と外部有識者等との連携を図った。 ・線量低減計画を策定する上での課題等の解決策について海外機関からソリューションの提案をもらうため、①高所での除染方法②遮へい体設置時における設置作業者の被ばく対策③現場測定データが少ない中での線源特定や線量解析手法④発生する高線量破棄物の管理手法⑤建屋内機器、設備までのアクセス方法等の公募を実施した。	・応募のあった海外機関について、実施者にて作成した「海外機関選定手順」に従って審査した。 選定した海外機関の提案事項により、今後の除染計画で、有益となる解決策の提案が得られた。	過去の経験と現在における先端技術に関する情報を得ることが本項の目的であり、その主旨に沿って実施している。	過去の経験と現在における先端技術に関する情報を得ることが本項の目的であり、その主旨に沿った事業内容となっており、かつ多くの成果をあげていることから、今後も海外の情報も含めこれを継続して実施していくと同時に、ソリューションを考える過程での学術団体等との研究会での連携など、外部の観智の活用も検討していく。
中長期的な人材育成					
インプット/アウトプットの共有	・インプット 1～3号原子炉建屋1階エリア線量率等の情報については、他PJ「建屋内遠隔除染装置の開発」から入手。 瓦礫や震災復旧工事において、設置した機器や爆発、については、現場より入手。 ・アウトプット 原子炉建屋内の線量低減対策	・「建屋内の遠隔除染技術の開発」と新規プロジェクト「総合的線量低減計画の策定」は共通で検討していく部分があり、プロジェクト会議を連携して実施した。	・「建屋内の遠隔除染技術の開発」と「総合的線量低減計画の策定」は連携しながら進められている。	・「建屋内の遠隔除染技術の開発」と「総合的線量低減計画の策定」は連携しながら効率的に実施できていると評価できる。	引き続き、他プロジェクト等との情報共有を図り、効率的に廃止措置に向けた取り組みが進むよう活動していく。

H24個別研究開発プロジェクトの評価

プロジェクト名：格納容器漏えい箇所特定技術の開発

実施者：東芝、日立GEニュークリア・エナジー、三菱重工業

ワーキングチーム名：機器・装置開発等SWT

	平成24年度当初計画	平成24年度事業実績	平成24年度事業実績の評価 (PJ実施者による自己評価(改善点含む))	平成24年度事業実績の評価 (廃炉対策推進本部事務局による評価)	平成25年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容					
平成24年度主要目標	点検調査工法検討 ・点検調査工法検討・装置設計のうち、調査工法の検討が当初計画より、完了時期を延期したため、後工程である装置設計の開始時期をPCV漏えい箇所調査開始予定時期に影響がない範囲で修正する。 点検調査工法装置設計 ・開発した点検調査工法に基づき当該環境下(高線量・狭隘・水中等)で想定箇所等を点検調査するために必要な要素技術の開発、設計を実施する。	当初の計画通り、漏えい箇所及び調査工法の検討、点検調査装置の仕様検討及び設計を実施した。 各実施項目の活動内容及び成果については、以下に記載する。	各実施項目について、当初計画通りの内容で、スケジュール通りに実施し、成果を得ることができた。	他の現場調査等で得られた現場状況等について、研究開発の検討に適宜反映しつつ、当初計画どおりに進めることが出来たと評価する。	点検調査工法の検討及び装置設計については、H24年度に完了したため、これらの成果を活用し、H25年度は調査装置の製作および当該装置の実機での検証を実施する。 なお、装置製作にあたっては、製作の途中段階で、装置機能の部分的なモックアップ確認などにより、設計の改良を継続的に進めながら、初号機を完成させ、実機での検証へと進めていく。
実施内容	1. 点検調査工法検討 ・点検調査工法検討・装置設計のうち、調査工法の検討が当初計画より、完了時期を延期したため、後工程である装置設計の開始時期をPCV漏えい箇所調査開始予定時期に影響がない範囲で修正する。	<漏えい箇所の検討> ・主な漏えい可能性部位として抽出したPCVバウンダリ構成部位に対し、過酷事象時の要因を基に漏えい可能性を評価した。評価結果を整理し、漏えい調査箇所、および、補修対象箇所を抽出した。	・研究開発のスケジュールの策定が計画通り完了しており、研究開発のインプット／アウトプットの進捗については、後工程に影響を及ぼすような遅延がなく作業を進めることができた。アウトプットである調査箇所の検討及び調査工法の検討を行った。 また各種打合せ等において当プロジェクトの進捗状況の報告を行うことができた。	調査対象箇所が高線量雰囲気であることから、基本的には設計データに基づき点検調査工法を策定したが、現場状況が判明している範囲については、当該工法にその状況を反映することで、より現場に適した点検調査装置開発に繋がると評価できる。	H24年度に完了したことからH25年度の計画はない。
		<調査工法の検討> ・調査対象箇所を5箇所のエリアに分類し、メーカー各社の担当エリアを定めて調査工法を検討した。 ・漏えいの可能性のある場所を抽出し、当該部位に対するアクセスルートと周囲の干渉物を可能な範囲で確認した。到達方法や観察方法についても検討した。	・格納容器バウンダリにおいて構造的観点より、損傷の可能性がある部位の抽出を完了してリスト化し、整理することができた。また、シビアアクシデントの影響(損傷要因:温度、圧力、地震等)の観点から損傷の可能性がある部位の抽出作業を実施し、損傷要因の評価値の設定根拠を明確化することができた。	格納容器バウンダリの損傷の可能性がある部位を抽出、分類し、分類毎に点検調査工法を策定した。	H24年度に完了したことからH25年度の計画はない。
	2. 点検調査工法装置設計 ・各施工対象部位に対する装置の詳細設計を行う。 ・技術カタログを活用し、点検調査装置設計へ反映する。	<点検調査装置の仕様検討> ・調査工法の検討結果を受けて、対象部位へのアクセスルート、調査方法を検討し、必要な装置機能を抽出した。抽出した装置機能に対して装置の仕様をまとめた。 ・抽出した装置機能に対して、技術カタログ掲載機器の仕様を比較し適用可能な機器を抽出し、装置イメージを構築した。	・技術カタログ掲載機器の仕様を参照しながら、調査対象箇所へのアクセス性および調査方法による制約条件をクリアする点検調査装置の仕様を取り纏めることができた。	これまでの点検調査工法の検討結果や得られた現場状況を反映し、点検調査装置の仕様を公募仕様書として取りまとめ公募した。	H24年度に完了したことからH25年度の計画はない。
		<点検調査装置の設計> 検討した仕様に基づいて各部位の点検調査装置の設計を実施した。	・外部専門家委員会に装置の仕様を開示し、有識者にコメントを頂く等、より良い技術を求めるプロセスを実行できた。 ・設計作業を公募することにより、幅広いメーカーからの提案を募ることができ、適正に、より良いメーカーを選定して進められた。	装置の公募仕様について、外部専門委員会に諮り、仕様を決定できた。公募により、幅広く優れた技術を求め、装置開発を進めている。	H24年度に実施した設計に基づき、調査装置の製作を行う。平成25年度の調査装置の製作は、要素ごとの試験・改良を行いながら進めることとする。 モックアップ試験計画は、状況変化への対応を十分考慮して進めることとする。
(特記事項)					
国内外観智の活用		・技術カタログワークショップ(国内)や国際シンポジウムでの技術カタログの公募を通して、広く技術を収集した。また、技術カタログのまとめに対しては、有識者の方々にレビューを頂きながら進めた。 ・点検調査装置の設計に関して、国内外に公募を行うことで国内外の最良の技術を導入した。	・技術カタログの公募では、漏えい調査・補修に適用可能な技術だけでなく、今後の燃料取出し、廃炉措置を想定した場合に有用と思われる技術も提案があり、広く情報収集ができた。 ・国内外の観智の活用については、その他研究開発PJとともに全体として、より有効となるような取り組みを引き続き検討して行く。	調査装置の開発においては、装置仕様外部専門委員会に諮り、意見を伺うとともに、その仕様に基づき公募し、国内外の観智を結集すべく取り組んでいる。	今後も必要に応じて外部機関の技術を活用し、調査装置開発を進めていく。
中長期的な人材育成		・学会発表やワークショップを国内外で実施し、当該技術の紹介等を通して実施。	・個別プロジェクトの取組みではなく、ワーキングチーム全体での取組みが必要と考える。	遠隔技術タスクフォース等においても、PCV漏えい箇所特定に繋がる活動を行うことで、本プロジェクトに携わる機会を増やし、人材の裾野を広げている。	引き続き、遠隔技術タスクフォース等、本プロジェクト外でも連携し、人材の裾野を広げていく。 大学・研究機関との共同研究等について検討する。
その他					
インプット/アウトプットの共有		・開発項目毎に必要な情報や作業を抽出し、時期や相手先を明確にしながら推進している。	・他インプット／アウトプットの一覧表を作成の上、項目の明確化して進めている。また研究開発推進本部内のサブワーキングチームの個別会議において共有を図っている。 アウトプットの成果としては研究着手時のアクセスルートについて、計画通りに提出した(除染PJ)。また、現地状況等の情報も取り込んだ上で、調査箇所、調査工法の検討結果をまとめてPCV補修PJへアウトプットとして提示した。	インプット／アウトプットは、概ね計画とおりに作成している。また除染PJとは、目標線量、除染希望エリア等の本PJの要求事項を共有した。	引き続き、他PJとの情報共有を図り、効率的に廃止措置に向けた取り組みが進むよう活動していく。

H24個別研究開発プロジェクトの評価

プロジェクト名 : 格納容器補修技術の開発

実施者 : 東芝、日立GEニュークリア・エナジー、三菱重工業

ワーキングチーム名 : 機器・装置開発等SWT

	平成24年度当初計画	平成24年度事業実績	平成24年度事業実績の評価 (PJ実施者による自己評価(改善点含む))	平成24年度事業実績の評価 (廃炉対策推進本部事務局による評価)	平成25年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容					
平成24年度主要目標	補修工法の検討・装置設計(下部用): 損傷不明な箇所に対する補修工法及び装置の概念検討を行う。 補修工法の検討・装置設計(上部用): 損傷の可能性が高い箇所(フランジ、ペネ)に対する補修装置の設計を行う。 冠水代替案の検討: 冠水代替工法の検討を行う。	当初の計画通り、損傷不明な箇所に対する補修工法及び装置の概念検討、損傷の可能性が高い箇所(フランジ、ペネ)に対する補修装置の設計、および冠水代替案の検討を実施した。 各実施項目の活動内容及び成果については、以下に記載する。	各実施項目について、当初計画通りの内容で、スケジュール通りに実施し、成果を得ることができた。	他の現場調査等で得られた現場状況等について、研究開発の検討に適宜反映しつつ、当初計画どおりに進めることが出来たと評価する。	H24年度に得られた成果を活用し、引き続きH25年度の研究開発を実施する。
実施内容					
	○既存技術の調査 格納容器補修に関する既存技術の調査を行い、技術カタログを作成する。国内外の観智を活用し、格納容器補修技術開発に反映する。(平成23年度からの繰り越し)	○既存技術の調査 格納容器補修に関する既存技術の調査を行い、技術カタログを作成した。	国内外から広く技術の公募を行い、本PJのみならず今後の燃料取出し、廃炉措置を想定した場合にも有用と思われる技術も提案があり、広く情報収集ができた。	技術カタログWSや国際WS/シンポジウムの公募を通じ有用な情報を得ることができ、格納容器補修技術の開発に加え、その後の廃炉措置の取り組みも前進させるものと評価できる。	平成25年度も引き続き国内外の有用な技術情報を得ながら研究開発を進めていく。
	○補修工法の検討・装置設計(下部用) ・損傷不明な箇所に対する補修工法の概念検討を行う。 →工法の検討においては、本研究開発外で得られている止水材に関する知見も参考にし、止水材の調査を行う。 ・損傷不明な箇所に対する補修装置の概念設計を行う。	○補修工法の検討・装置設計(下部用) ・トラス室壁面及びS/C下部に対する補修工法および補修装置の概念検討を行った。また、それらの工法において使用する止水材の要素試験を行い、性能の確認を行った。	トラス室壁面及びS/C下部に対する補修工法および補修装置の概念を構築できた。また、要素試験により、格納容器下部補修に適用可能な止水材の目処を得ることができた。	各号機の設計情報、現場の状況等を踏まえた補修工法および補修装置の概念を構築できた。要素試験により、適用可能な止水材の目処をつけた。	H24年度の概念検討、止水材要素試験の結果を踏まえ、補修(止水)工法の検討を行い、工法を具体化していく。
	○補修工法の検討・装置設計(上部用) 格納容器補修工法の検討を行う。(平成23年度からの繰り越し分)。 損傷の可能性が高い箇所(フランジ、ペネ)に対する補修要素技術の検討及び装置の開発・設計を行う。 補修要素技術を組み合わせ、遠隔補修装置の設計を行う。	○補修工法の検討・装置設計(上部用) 損傷の可能性が高い部位(フランジ、ペネ)に適用する補修工法の検討および当該工法に使用する止水材の検証試験による適用性確認を行った。 補修工法に基づき、損傷の可能性が高い箇所(フランジ、ペネ)に対する装置に対する要求仕様を策定した。 損傷の可能性が高い部位に適用する装置の概略設計を実施した。	損傷の可能性が高い箇所に適用する補修装置の概略設計をまとめることができた。詳細設計の担当ベンダは国内外に向けた一般競争入札により選定し、最良の技術を導入することができた。	各号機の設計情報、現場の状況等を踏まえた補修装置の概略設計を行うことができ、実機に適用可能な格納容器補修装置の製作へと繋がるものと評価する。	平成25年度は、これまでに得られた原子炉建屋内の状況をH24年度の成果に反映し、装置設計をより現地に対応したものに直していく。
	○冠水代替案の検討 格納容器バウンダリの再構築が不可能な場合の冠水代替工法を立案し、成立可能性の検討を行う。	○冠水代替案の検討 格納容器バウンダリの再構築が不可能な場合の冠水代替工法を立案・整理し、実現に向けての課題・懸案事項の整理を行った。	冠水代替工法の課題・懸案事項をまとめることにより、格納容器バウンダリの再構築が不可能となった場合、不可能となった原因に対応した代替工法へ迅速に切り替えることが可能となったと考える。	冠水代替工法の案を複数ケース抽出し概念検討を行った上で、それぞれについて実現に向けての課題・懸案事項の整理を行った。	
(特記事項)					
国内外観智の活用		技術カタログワークショップ(国内)や国際シンポジウムでの技術カタログの公募を通して、広く技術を収集した。また、技術カタログのまとめに対しては、有識者の方々にレビューをいただきながら進めた。 補修装置の設計について、国内外に公募を行うことで、国内外の最良の技術を導入した。	国内外から広く技術の公募を行い、本PJのみならず今後の燃料取出し、廃炉措置を想定した場合にも有用と思われる技術も提案があり、広く情報収集ができた。 国内外の観智の活用については、その他研究開発PJとともに全体として、より有効となるような取り組みを引き続き検討して行く。	技術カタログWSや国際WS/シンポジウムの公募を通じ有用な情報を得ることができた。	平成25年度も引き続き国内外の有用な技術情報を得ながら研究開発を進めていく。
中長期的な人材育成		若手技術者を登用し、OJTにより育成を図っている。	若手技術者の育成は着実に進められている。 今後は、学会発表、ワークショップ等での当該技術の紹介等も担当させ、更なる育成を図る。		大学・研究機関との共同研究等について検討する。
その他					
インプット/アウトプットの共有		開発項目毎に必要な情報や作業を抽出し、時期や相手先を明確にしながらか推進している。	インプット/アウトプットの一覧表を作成の上、項目を明確化して進めている。また研究開発推進本部内の各種会議において共有を図っている。	他プロジェクトと関係するインプット/アウトプットを整理し、必要時期に反映できるよう管理できた。また、他プロジェクトの会議にも積極的に参加することにより、情報共有を図ることができた。	平成25年度も引き続き他プロジェクトとの情報共有を図るべく管理していく。

H24個別研究開発プロジェクトの評価

プロジェクト名 : 格納容器内部調査技術の開発

実施者 : 東芝、日立GEニュークリア・エナジー、三菱重工業

ワーキングチーム名 : 機器・装置開発等SWT

	平成24年度当初計画	平成24年度事業実績	平成24年度事業実績の評価 (PJ実施者による自己評価(改善点含む))	平成24年度事業実績の評価 (廃炉対策推進本部事務局による評価)	平成25年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容					
平成24年度主要目標	1. 計画立案(概念検討):平成23年度からの継続 平成23年度の検討成果(技術カタログによる技術の収集/活用、調査項目/対象部位/調査手段、アクセスルートなど)に基づき、事前調査及び本格調査用装置の構想検討を行う。	・平成23年度に実施した、既存技術の調査/整理を引続き実施。特に平成24年度では、海外からの技術公募の収集/評価を加え、格納容器関連の技術カタログとして251件の技術を取り纏めた。 ・また、同様に平成23年度からの検討に基づき、装置を投入するベネの検討、ベネまでのアクセスとPCV内でのルート検討、事前調査と本格調査での調査装置の構想検討(装置の運用イメージ、移動機構と計測機構の機能概要、課題の検討等)を実施した。	・技術カタログの取り纏めについて、国内/海外公募により当初より時間を要したが、全体計画への影響がなく纏められた。 ・また、技術カタログは、単に既存技術を整理しただけでなく、その後の装置構想の検討や仕様立案において有効に活用できている。	・取り纏めた技術カタログを活用するとともに、事前調査及び本格調査用装置の構想検討、仕様立案が計画通りに実施されている。	・2013年3月に実施の事前調査(2号機X-53ベネ)の結果を全体計画へフィードバックし、必要に応じて計画を見直す。
実施内容	2. 格納容器事前調査工法の検討/装置の開発 事前調査(平成25年度予定)に向け、PCVエントリー工事で得られた最新知見も踏まえて、調査工法の詳細検討と装置(移動機構)の開発/設計/製作を実施する。	・2号機(H24.1月と3月)と1号機(H24.10月)で実施されたPCVエントリー工事で得られた情報(温度/線量/水位/蒸気や水の滴下環境/グレーチング等構造物の状況等)を踏まえて、事前調査工法および装置の開発計画を立案した。 ・上記のPCVエントリー工事により、PCV内の過酷な環境が判明したため、当初の計画を拡大した事前調査(X-6ベネ~ベデスタル開口までの状況確認のための2号機X-53/X-6からのアクセス、ベデスタル外の状況確認のための1号機 X-100Bからのアクセス)を提案し、採択を受け開発した。この事前調査において、先の開発計画に基づいて、装置の仕様を立案し、技術カタログを活用した一般競争入札を経て装置の開発を実施した。	・事前調査工法の検討については、概ね計画通りに実施できている。 ・尚、事前調査装置開発については、追加公募の開始に時間を要したこと及び一般競争入札に時間を要したことから今後スケジュールの見直しを検討する。	・PCVエントリー工事で得られた情報を反映することで、当初の計画を見直し、事前調査工法および装置の開発計画の検討が進められている。 ・事前調査装置開発については、追加公募の開始および一般競争入札に時間を要したことを踏まえ、より適切なスケジュールおよび研究計画に見直すことが望まれる。	・事前調査の装置開発の進捗に伴い、装置開発及び現場実証のスケジュールの見直し検討が必要である。 ・2013年3月に実施の事前調査(2号機X-53ベネ)の結果を次の事前調査(2号機X-6及び1号機X-100B)へフィードバックし、見直し要否を検討する。
	3. 格納容器本格調査工法の検討 本格調査(平成28年度予定)に向け、調査工法の詳細検討を実施する。	・本格調査で使用する装置は、燃料デブリの状況調査等の具体的な情報を取得するための計測装置、計測装置を調査対象部位まで移送するアクセス装置、及び計測装置、アクセス装置をPCV内に挿入する際にPCV内部からの放射線の飛散を防止する飛散防止装置に大きく分けて検討を実施した。	・事前調査の計画拡大により、本格調査工法検討の着手が若干遅れたが、2号機及び1号機のPCVエントリー工事で得られた知見、技術カタログを活用することで、効率的な検討が実施でき、当初計画通りの成果を上げることができた。	・PCVエントリー工事、技術カタログの知見を活用することで本格調査に向けた調査工法の詳細検討が計画通りに実施できている。	・2013年3月に実施の事前調査(2号機X-53ベネ)の結果を全体計画へフィードバックし、必要に応じて計画を見直す。
(特記事項)					
国内外観智の活用	・平成23年度から継続実施の既存技術の調査において、国内外の技術を技術カタログとして取り纏める。	・国内外の既存技術を公募により収集/整理して、技術カタログを取り纏めることにより実施した。 ・装置開発において、技術カタログを活用することで、国内外の優れた技術仕様の取込みを実施。 ・また、一般競争入札において、英語版の公開や入札期間を延長することで、これまで以上に広く技術の収集を行った。	・事前調査装置の開発において、2つの委員会(実施委員会と外部専門家委員会)にて、補助事業者以外の視点から開発計画の有効性や国内外観智の活用等を確認頂きながら進捗してきた。	・国内外の技術を取り纏めた技術カタログを参考に、各種機器・装置開発に必要な技術の要求仕様を作成している。また外部有識者による『技術カタログ活用に関する外部専門家委員会』や、英語版での入札にて、国内外の観智を活用しながら進めている。	・平成24年度同様に、技術カタログを活用して開発を推進する。
中長期的な人材育成	— (年度当初は計画無し)	・学会発表やワークショップを国内外で実施し、当該技術の紹介等を通して実施。	・効果的人材育成には、個別プロジェクトの取組みではなく、ワーキングチーム全体での取組みが必要と考える。	・学会発表やワークショップにて当該技術の紹介等を実施している。	大学・研究機関との共同研究等について検討する。
その他					
インプット/アウトプットの共有	・他プロジェクトと情報共有を行いながら計画を推進する。	・各打合せ等で、各プロジェクト間の情報交換を行い、インプット/アウトプットを共有している。	・今年度の実施範囲においては計画通り実施した。	・PCVエントリー工事で得られた情報を踏まえ、当初の計画を拡大した事前調査を提案している。 ・本PJでの検討結果、得られた知見については他PJと情報共有を図ることが望ましい。	・平成24年度同様に、各打合せを通して情報交換を行いながら研究を推進する。

H24個別研究開発プロジェクトの評価

プロジェクト名 : 圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発

実施者 : 東芝、日立GEニュークリア・エナジー、三菱重工業/JAEA/電中研

ワーキングチーム名 : 機器・装置開発等SWT

	平成24年度当初計画	平成24年度事業実績	平成24年度事業実績の評価 (PJ実施者による自己評価(改善点含む))	平成24年度事業実績の評価 (廃炉対策推進本部事務局による評価)	平成25年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容					
平成24年度主要目標	<p>(1) 原子炉圧力容器(RPV) / 格納容器(PCV)の余寿命評価に資するため、高温海水 / 希釈海水中腐食速度データ及び高温履歴強度データを取得する。</p> <p>(2) RPVペDESTALの余寿命評価に資するため、高温海水に浸漬されたコンクリート中の塩化物イオン等浸透速度データ、鉄筋の腐食速度データ及び強度データを取得する。</p> <p>(3) RPV、PCV、RPVペDESTALの寿命延長評価に資するため、腐食抑制策(脱酸、防錆剤等)による腐食速度データを取得する。</p> <p>(4) (1),(2)の結果を用いた構造健全性評価により、各設備の余寿命を評価する。また(3)の結果を用いた構造健全性評価により、腐食抑制策の寿命延伸効果を評価する。</p>	<p>以下の試験データ取得及び余寿命評価を完了し、主要目標を達成した。</p> <ul style="list-style-type: none"> RPV/PCVの腐食速度データ及び高温履歴強度データ RPVペDESTAL劣化試験データ RPV、PCV、RPVペDESTALの腐食抑制策(脱酸、防錆剤等)による腐食速度データ 上記データを用いたRPV/PCV設備、RPVペDESTALの余寿命評価 	<p>取得した腐食データ及び高温強度データを用いたRPV/PCV、RPVペDESTALの余寿命評価を行っており、当初の目標を達成している。</p>	<p>当初目標は概ね達成されたと評価される一方、プロジェクト開始以降に明らかになった現場状況の研究計画への反映や、追加的な課題への取組みについては、次年度以降の課題となっている。</p>	<p>達成目標を明確にしつつも、現場状況の新たな情報や今後の変動可能性を踏まえ、当初想定した条件を再検証し柔軟に実施項目の設定を行う。</p>
実施内容	<p>1. 原子炉容器の構造材料腐食試験</p> <p>シビアアクシデント時の履歴分析に基づき、希釈海水等、想定される腐食環境に曝された原子炉容器構造材料と同じ鋼材の腐食試験を行い、原子炉容器構成材の腐食速度に関するデータを取得する。また、事故後に設計温度を超える温度履歴を受けた可能性が懸念されるため、余寿命評価における評価クライテリアの検討に資する高温強度データを取得する。</p> <p>2. RPVペDESTAL鉄筋コンクリート劣化試験</p> <p>海水に浸漬されたコンクリート中の塩化物イオン拡散や、コンクリート中の鉄筋の塩化物イオンによる腐食速度を実験的に評価する。また、事故後に設計温度を超える温度履歴を受けた可能性が懸念されるため、余寿命評価における評価クライテリア検討に資する高温強度データを取得する。</p> <p>3. 原子炉容器、RPVペDESTALに対する腐食抑制策確認試験</p> <p>原子炉容器並びにRPVペDESTALに対して用いる腐食抑制策の効果確認試験を行う。</p> <p>その確認試験にて、腐食抑制策を適用した場合の腐食速度に関するデータを取得し、上記1、2項の結果との比較により、腐食抑制効果を確認する。</p> <p>4. 原子炉容器、RPVペDESTAL構造物余寿命・寿命延長評価</p> <p>前記で取得した腐食速度や高温強度に関するデータベース及び関連する従来知見の調査等に基づき、原子炉容器及びRPVペDESTALの余寿命評価、寿命延長評価を行う。他研究や現場の状況調査等の進捗を踏まえ、評価条件に反映すべき事項は適宜反映する。</p> <p>5. RPVペDESTAL健全性に対する高温デブリ落下影響評価</p> <p>コアコンクリート反応(MCCI)に係る文献調査等により、コンクリート侵食状況の推定に資する基礎データを整備する。設定した条件での構造評価については、H25年度追加項目として提案する。</p>	<p>・事故直後の高温状態から長期的な低温停止状態までの腐食量を評価するため、100～288℃、80℃、50℃の条件下でRPV材及びPCV材の腐食試験を実施し、腐食速度の温度依存性に関するデータを取得した。</p> <p>・腐食への照射影響については、希釈人工海水中の腐食試験を照射線量率0.2、3.5 kGy/hで実施し、腐食速度に与える照射影響に関するデータを取得した。</p> <p>・五ほう酸Naを添加した場合、添加しない場合と比べてRPV材/PCV材ともに腐食速度が低下する傾向が認められた。</p> <p>・ほう酸を添加(目標pH5)した場合、ほう酸無しの場合と比べてRPV材/PCV材ともに腐食量が増加する傾向が認められた。</p> <p>・高温履歴を受けたRPV/PCV材の強度は、設計・建設規格におけるSy、Su値を上回ることを確認した。</p> <p>・コンクリート中の塩化物イオンやほう酸の浸透速度データ及びコンクリート中鉄筋の腐食速度を評価するとともに、高温履歴を受けたコンクリートの強度データを取得した。</p> <p>・コンクリート圧縮強度は、加熱温度上昇により低下する傾向を示すが、加熱後水中暴露した場合、強度は回復する傾向が確認された。</p> <p>・窒素注入(脱酸)した場合、RPV材/PCV材ともに腐食速度が低下する傾向が認められた。</p> <p>・脱酸素剤(ヒドラジン)添加への照射影響についてガンマ線照射試験により検討し適用の課題を抽出した。</p> <p>・防錆剤としてタングステン酸塩を添加した場合、RPV材/PCV材ともに腐食速度が低下する傾向が認められた。防錆剤への照射影響に関する試験の準備を進めた。</p> <p>・RPVについては、支持機能として重要部位であるRPV支持スカート及びRPVリングガーター部(取付けボルト)を主な評価対象とし、腐食減肉、地震荷重等を考慮したPCV冠水状態での余寿命評価を行い、1～3号機の健全性を確認した。</p> <p>・PCVについては、工事時の耐震評価で比較的厳しい部位であるD/Wシェル、S/Cシェル、耐震サポート及びコラムサポートを主な評価対象とし、腐食減肉、地震荷重等を考慮したPCV冠水状態での余寿命評価を行った。1～3号機の健全性を確認したが、評価条件によっては1～3号機ともに一部の部位で許容値に対する余裕が厳しい評価があったため、実機環境の詳細評価や水位設定及び解析方法などさらに詳細の評価を実施する予定。</p> <p>・RPVペDESTALの同様の評価では、1～3号機ともに、当該部位は健全であることを確認した。</p> <p>・既存研究の調査や海外専門家(CEA,KIT,ANL)との討議により、MCCIの状況は、炉心溶融進展挙動に依存する構造材成分の影響や、コンクリート成分及び鉄筋の影響等を詳細に評価する必要があり、既存知見のみで実機RPVペDESTALのコンクリート侵食状況を推定することは困難であることが明らかとなった。</p> <p>・シビアアクシデントコードMAAPIに基づくH25年度以降の基本方針を策定した。</p>	<p>実事故履歴に基づく余寿命評価可能な腐食速度データ及び高温強度データが取得されている。腐食に対する照射影響データ及び高温(100～288℃)影響データはそれぞれ、JAEA及び電力中央研究所にて取得されたものであり、同社が有する専門的知見、技術が反映された成果となっている。</p> <p>高温履歴や海水影響を受けたRPVペDESTALの鉄筋コンクリートに対する余寿命評価に資するデータが取得されている。本データはメーカのサブコントラクターのゼネコンにて取得されたものであり、同社が有する専門的知見、技術が反映された成果となっている。</p> <p>窒素注入、防錆剤であるタングステン酸塩について、腐食抑制効果を確認できた。防錆剤に対する試験については、H25年度も継続実施し、防錆剤の注入量(濃度)による腐食抑制効果データを取得し、実機適用性を評価する。</p> <p>当初計画どおり、PCV冠水状態でのRPV/PCV余寿命評価(簡易評価)が行われている。ただし、冠水前の現状想定水位レベルでの評価は行われておらず、H25年度に動的解析等含む詳細評価を行い、実機環境の測定・評価結果等をふまえて機器余寿命の再評価を行うこととする。RPVペDESTALの余寿命評価については、メーカのサブコントラクターのゼネコンにて評価されたものであり、同社が有する専門的知見、技術が反映されており、H25年度では高温デブリの影響を考慮した余寿命評価方法について検討する。</p> <p>当初計画通り、MCCIに係る研究の調査を実施した。引続き燃料デブリ性状把握・処理準備SWT及び炉内状況把握解析SWTとの連携を図りつつ、実機RPVペDESTALのコンクリート侵食状況の推定に資する知見を収集するとともに、H25年度にRPVペDESTALの構造健全性に及ぼすデブリ落下影響の評価手法を検討する。</p>	<p>事故直後からプラント構成機器がさらされる環境が大きく変動したが、限られたプロジェクト実施期間の中で、最低限の確度を持って腐食量を評価するために必要な最低限のデータが取得された。</p> <p>しかしながら、現場作業の進捗に伴い、原子炉注水の溶存酸素低減や滞留水の浄化が進んだこともあり、より実機条件に近い精緻なデータを取得するためには、より詳細な条件を加味した追加データの取得が必要である。</p> <p>建設時と同等なコンクリートの手配や、実機コンクリートコアサンプルの取得ができない中で、代替手法を検討し、当初目標を満たすデータを取得できた。</p> <p>ただし、溶融デブリ落下を考慮した場合、局所的なコンクリートの温度上昇は、今年度の想定以上となることから、その影響評価が必要である。</p> <p>選定した防錆剤について、限られた条件ながらその効果を確認し、当初目標は達成した。</p> <p>ただし、実機適用に向けては、照射影響等による副次効果の有無の確認や、必要な添加濃度の特定などの課題を解決することが不可欠であり、早急な実施が望まれる。</p> <p>当初目標とした冠水後の水位を想定した余寿命評価を実施した。実機状態を確認できないペDESTAL評価において、侵食を考慮していないなどの仮定部分は含まれるが、注水の溶存酸素低減による腐食抑制効果を考慮しなくても、耐震上重要な機器の健全性は少なくとも15年以上確保されとの評価結果が得られ、概ね目標を達成したと評価される。</p> <p>今後は、腐食抑制効果や、格納容器内水位等、実機状態により近い条件での評価を行い、評価精度を向上させることが必要である。</p> <p>積極的な情報交換により、有益な情報を収集したと評価されるが、RPVペDESTALのコンクリート侵食状況については既存知見のみでの詳細評価は難しく、次年度以降に実施する余寿命の評価では最新のSAコードによる解析結果を考慮した検討が必要である。</p>	<p>実機の現状に基づき、溶存酸素や気液界面の影響、長期間浸漬の影響、塗装劣化の影響などを考慮した腐食挙動の詳細評価を実施し、寿命延伸対策の実施要否の判断を行うに十分な確度の高いデータの取得を図る。</p> <p>下記項目5の実施に際し、溶融デブリ落下に伴い、ペDESTALコンクリートがH24年度に想定した最高温度(800℃)以上に加熱された場合の劣化評価手法についても十分な検討を行う。</p> <p>提案手法の実機適用性を実証する際には、特に副次影響の有無について慎重な評価を行う。</p> <p>燃料デブリ取出しに関連する他プロジェクトにおいて、複数の止水方法が検討されており、それによって想定される水位も異なることから、健全性評価を実施する条件の設定については、他プロジェクトの検討状況を踏まえ、相互に連携を取りながら柔軟な対応を行う。また、実機環境測定・評価等の新たな情報も取り込んでゆく。</p> <p>RPVペDESTALは構造上重要であることから、ここで得られた知見に基づき速やかな評価実施を図る。</p> <p>中長期的には、デブリ性状プロジェクト等でMCCIに関する実験的評価が得られた場合、速やかに余寿命評価に知見が反映できるよう、評価の考え方や、解析手法の確立を図る。</p>

H24個別研究開発プロジェクトの評価

プロジェクト名 : 圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発

実施者 : 東芝、日立GEニュークリア・エナジー、三菱重工業/JAEA/電中研

ワーキングチーム名 : 機器・装置開発等SWT

	平成24年度当初計画	平成24年度事業実績	平成24年度事業実績の評価 (PJ実施者による自己評価(改善点含む))	平成24年度事業実績の評価 (廃炉対策推進本部事務局による評価)	平成25年度事業計画における見直しの方向
(特記事項)					
国内外観智の活用	—	JAEA及び電力中央研究所にて、腐食に対する照射影響データや高温影響データを取得し、本プロジェクトの成果へ反映した。また、メーカーのサブコントラクターとして参画したゼネコンにて、RPVペDESTALの劣化試験、余寿命評価を実施し、本プロジェクトの成果へ反映した。	JAEA、電力中央研究所が有する放射線場や高温塩化物環境など特殊条件での試験実施能力を最大限に活用できる体制を確立し、広範な評価を効率的に実施することができた。また、ゼネコンも直接参加することで、同社が有する専門的知見を最大限に活用し、柔軟な検討体制を確立できた。	多様な環境下での鋼材の腐食や、鉄筋コンクリートの劣化、構造物の耐震・強度評価など、多岐に亘る分野での高度な専門性が求められる中で、必要な技術を有する機関の参画を得て、当初目標を満たす成果を得た。	高度な専門性を求められる諸課題については、その背景や問題点を学会等の場を通じて広く公表することで、国内外の観智活用機会を作る。 ペDESTALの評価を行う上で、MCCIの実験的評価を行う上では、海外研究機関との協働が不可欠になると考えられる。MCCI評価に関する国際協働プロジェクト等が開始された際には、本プロジェクトのニーズの的確な反映を図る。
中長期的な人材育成	—	若手技術者や研究者に対し、国内外の関連技術調査等を実施させることで、スキルアップを図った。	今後、国内外の学会等における評価や成果発表、討議を経験させ、さらなるスキルアップ向上を図りたい。	今年度は、実施機関内部での活動を実施した。	学会等の場を通じて研究開発内容を広く公表し、大学等の学術機関や教育機関にも情報共有を図ってゆくとともに共同研究等について検討する。
その他					
インプット/アウトプットの共有	—	プロジェクト参加機関にて中間成果報告会を適宜開催し、アウトプットの確認と共有を図るとともに、今後のプラント管理に向けた東電の現場ニーズをインプット情報として入手し、H25年度以降の研究計画等へ反映した。	試験を通じて得られた知見・情報について、速やかに参加機関の間で共有し、適宜各機関の評価へのフィードバックが図られている。	ペDESTALの侵食評価において、事故進展解析プロジェクトとも連携を図り、評価方針を策定した。	今後のデブリ取出し作業では、号機ごとに採用される工法によって、各構造物に求められる性能や、容器内水位等の条件も変化することから、他のプロジェクトとの連携を一層強化し、健全性および余寿命評価精度の向上を図る。

H24個別研究開発プロジェクトの評価

プロジェクト名 : デブリの臨界管理技術の開発

実施者 : 東芝、日立GEニュークリア・エナジー、三菱重工業、日本原子力研究開発機構

ワーキングチーム名 : 機器・装置開発等SWT

	平成24年度当初計画	平成24年度事業実績	平成24年度事業実績の評価 (PJ実施者による自己評価(改善点含む))	平成24年度事業実績の評価 (廃炉対策推進本部事務局による評価)	平成25年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容					
平成24年度主要目標	モニタリング技術等を開発するために、ベースとなる臨界評価技術を開発する。また、その評価技術を用いて、モニタリング技術に対する要求仕様を検討する。	モニタリング技術等のベースとなる臨界評価技術として、臨界シナリオの策定とそれに基づいた臨界評価の実施、再臨界時の中性子強度の解析評価を行い、未臨界および再臨界のモニタリング技術に対する要求仕様を策定した。	・臨界シナリオの策定に際しては、プロジェクト参加者の意見も含め、広い視野から検討を行うことができた。要求仕様の策定においても課題抽出を行い、今後の検討の方向性を確認することができた。 ・実施内容の詳細は、以下の各項目毎に記載する。	・プロジェクト関係者で密に情報交換を行い、計画通りに進めることができたと評価する。	・全体としては、燃料デブリの情報がインプットされた場合に、適切に研究計画に反映する。 ・要求仕様に基づき、検出装置の機器設計を進めるが、装置製作のリードタイムを勘案し、必要に応じて研究計画へのフィードバックを行う。
実施内容	1. 臨界評価 (a) 臨界評価 燃料デブリの組成、炉内の堆積位置や水位の不確実性を考慮し、燃料デブリ取り出しまでの各工程において、臨界に至る可能性のあるシナリオの策定とシナリオに基づく臨界解析を実施する。 (b) 臨界時挙動評価 既存解析コードの調査、モデル検討を実施する。また、シナリオをもとに臨界時挙動解析を実施する。	(a)臨界評価 燃料デブリ取り出しまでの工程順序を考慮して、水張り段階に重点を置いて臨界に至る可能性のあるシナリオを策定した。燃料デブリ状態と臨界誘因事象を考慮したシナリオの重要度ランキングを作成し、上位の臨界シナリオについて臨界評価を実施して、臨界となる条件範囲を明確にした。 (b)臨界時挙動評価 国内外の臨界挙動解析コードを調査した結果、既存コードでは燃料デブリ体系に適用できないことがわかった。そこでJAEAが開発した1点炉動特性計算モジュールを利用して燃料デブリ体系への適用を検討し、RPV下部の水張り作業および滞留水中の燃料デブリ蓄積を想定して、再臨界事象が生じた場合に発生する熱エネルギーを解析評価した。	(a)臨界評価 事業実施者の他に協力機関を含めてプレーストリーミングを行い、網羅性の高い臨界シナリオを策定することができた。現時点の臨界シナリオは燃料デブリの不確実性のため膨大な量となっているが、今後の知見向上に合わせて継続して見直しを進めるためのベースとなる。 (b)臨界時挙動評価 将来における他研究機関等との連携が可能になるよう、JAEAコードを検討のベースとして選定した。また、難易度の高い臨界シナリオ解析に向けて改良すべき技術課題を抽出した。	・計画通り進捗していると評価できる。 ・臨界シナリオの策定・評価については、膨大な数の臨界シナリオが策定され、優先順位の高いケースより臨界評価が実施された。本結果は今後のデブリ取り出し工程における臨界管理の方策の考え方に大きく寄与している。今後も各廃炉工程における臨界シナリオの策定及び評価が継続されることにより、臨界管理上のリスクを明らかにできることで作業の安全向上に寄与する。 ・臨界時挙動評価については、計画通りデブリ体系を評価するためのPORCASコードの整備が終了した。今後は解析精度向上のためのモデルの高度化に期待する。	・臨界評価にあたっては、解析ケース数が膨大になることから、今後も各廃炉工程における臨界シナリオの策定と評価を継続する。 ・現状は格納容器ガス処理システム等により、臨界の発生を検知できるようになっている。しかし、現状は燃料デブリの性状、位置が分かっていないため、詳細な臨界評価は困難な状況である。したがって、組成等のパラメータを幅広くとって臨界条件を検討しており、保守的な評価にならざるを得ない状況である。 ・模擬デブリ特性把握、事故進展解析等の他国プロや、実機における原子炉格納容器内部調査等の進展による新知見を適宜反映して、臨界シナリオの絞込みと解析評価の見直しを行う予定である。
	2. 廃液処理、冷却設備の未臨界管理技術 シナリオに基づき、未臨界監視システムの要求仕様を検討する。	今後導入される本設水処理システムのタンクおよび配管ストレーナに燃料デブリが蓄積した場合を想定して、臨界未満で検知すべき中性子強度を解析評価し、未臨界監視システムへの要求仕様を策定した。さらに、本要求に基づきシステム概念案を策定した。	当初は要求仕様の検討までの計画としていたが、現場ニーズにあわせて、システム概念案を前倒しで策定した。未臨界検知のための多様な検知アルゴリズムを提案した。	・計画通り進捗している。 ・今後現場に導入される予定の本設水処理システムのタンク及び配管ストレーナについて、臨界管理の観点からの設計要求仕様及びシステム概念の提案ができたことにより、廃炉作業時のリスクを低減し、安全向上に大きく寄与する。	・現状の循環注水ループをベースとして検討しているが、今後導入される予定の小循環ループ等への適用が必要である。これらの設備構成は現時点で具体化していないため、今後の設計進捗と併せて検討を進める。
	3. 炉内の再臨界検知技術 中性子を検出する方法と短寿命核分裂生成物を測定する方法について検討を行う。 (a) 中性子検出器システム シナリオに基づき、中性子測定可能な場所の調査、中性子束分布の解析、再臨界検知システムの要求仕様の検討を実施する。 (b) FP γ線検出器システム シナリオに基づき、再臨界検知システムの要求仕様の検討、システム検討を実施する。	(a)中性子検出器システム 圧力容器下部または格納容器下部に落下した燃料デブリが再臨界となったケースを想定して放出される中性子強度を解析評価し、検知可能な位置を検討した。この結果、格納容器外にて中性子検知による再臨界検知の可能性は小さいと結論し、格納容器内設置を目指した検出器システムの要求仕様を策定した。さらに、本要求に基づきシステム概念案を策定した。 (b)FP γ線検出器システム 再臨界となった際にガス処理系統に流出するFP核種を検知することによる再臨界検知について検討し、現行のシステムよりさらに検知時間を短縮できるシステム改良案を策定した。また、水処理系統に流出するFP核種を検知することによる再臨界検知のシステム案を策定したが、ガス処理系統と比較して検知までの時間遅れが大きい点が課題である。	(a)中性子検出器システム 計画通り検出器システムの要求仕様を策定し、本要求に基づきシステム概念案を策定できた。 (b)FP γ線検出器システム 現行のシステムより検知時間を短縮できるシステム改良案を策定できた。今後は現場への実適用に向けて様々な方式についての課題や利点等について詳細を詰める。	・両検出器システムともそれらの要求仕様及びシステム概念の検討が計画通り進捗していると評価できる。	・原子炉格納容器の外での中性子検知の可能性は小さいことが明らかになったため、中性子検知器の設置条件を原子炉格納容器の内に絞り、システム設計を進める。
	4. 臨界防止技術 中性子吸収材候補の文献による調査、材料健全性及び構造材への化学的影響の検討を実施する。	TMIにおける中性子吸収材の事例を調査したが、圧力容器が損傷した福島第一1/2/3号炉とは状況が異なるため、中性子吸収材の開発が必要と結論した。臨界防止性能の観点から非溶解性および溶解性の中性子吸収材に対する要求仕様をまとめ、中性子吸収材候補案について調査検討した。非溶解性については単体の中性子吸収材方式の他に、燃料デブリに付着させるためのバインダと組み合わせた中性子吸収材方式の概念をまとめた。	文献調査による既存技術の他に、燃料デブリに付着させるためのバインダと組み合わせた新規概念を提案した。	・先行例や現在適用可能な技術の調査結果に基づき、要求仕様の検討が着実に進められている。 ・先行例に留まらず、最新の知見をヒントに新規概念技術が提案されている。	・燃料デブリの状態が不確定のため、様々な状態に対応したオプションを幅広く検討する。
	5. 臨界管理技術に係る基盤研究 燃料デブリの臨界量計算・不確かさ解析、燃焼計算コードの改良を実施し、臨界管理手法の整備を進める。また、燃料デブリ取り出し時の未臨界監視システムの検出器仕様検討を行うとともに、臨界安全設計の基礎データ提供に資するPIE準備及び臨界実験の炉心構成等の検討を実施する。	<JAEA>様々な組成・性状を想定し、燃料デブリの無限増倍率、臨界質量を系統的に計算した。コンクリート等の構造材と混合した燃料デブリについて、構造材組成の不確かさが臨界特性に与える影響を解析した。統合化燃焼計算コードシステム SWAT を改良し、輸送計算により集合体中性子束分布を計算し、燃焼計算を高速化した。燃料デブリ近傍で中性子を計数して未臨界状態を確認することを想定し、線量評価及び代表的な中性子検出器のγ・中性子応答特性を評価した。PIE実施に向けて BWR 燃料の試料を採取するとともに、STACY 更新炉を用いた臨界実験の炉心構成・特性を評価した。	<JAEA>MCCI を経て生じた燃料デブリとコンクリートの混合物について、臨界特性を初めて系統的に検討し、有用な知見を得た。その他の進捗も計画どおりである。	・福島第一の溶融炉心・デブリの臨界特性について、有用な基盤研究が計画通り着実に進められ、今後の廃炉作業時の安全解析等のための基礎データが蓄積されている。	・研究の計画に合わせて、必要な基礎データの取得内容を検討する。

H24個別研究開発プロジェクトの評価

プロジェクト名 : デブリの臨界管理技術の開発

実施者 : 東芝、日立GEニュークリア・エナジー、三菱重工業、日本原子力研究開発機構

ワーキングチーム名 : 機器・装置開発等SWT

	平成24年度当初計画	平成24年度事業実績	平成24年度事業実績の評価 (PJ実施者による自己評価(改善点含む))	平成24年度事業実績の評価 (廃炉対策推進本部事務局による評価)	平成25年度事業計画における見直しの方向
(特記事項)					
国内外叡智の活用		<p><JAEA> MCCI生成物に関してカールスルーエ研究所、CEA等で得られている知見を活用している。TMI2 燃料デブリの取扱、保管等に際して行われた臨界安全解析の詳細情報入手。未臨界状態の確認に用いる検出器の開発について、新たに米国 LLNL と研究協力を行う。詳細な準備打合を実施中。BWR 燃料集合体に対する燃焼計算の精度を把握するため、OECD/NEA において BWR 9×9 燃料集合体に対する国際ベンチマーク計算の提案を行い採択された。来年度にかけて各国からの結果を取り纏める予定。 <メーカー>2013春の国内原子力学会にて研究成果を発表し、大学等の研究機関に向けて情報の発信と収集を行う予定。</p>	<p><JAEA> 情報収集・調査に留まらず、二国間の及び国際機関における協力を積極的・効果的に実施している。</p>	<p>・最新の国内外の知見が適切に反映されており、またLLNLとの技術協力体制も整えられたことにより、今後はさらに知見を広められることが期待されている。</p>	<p>・OECD/NEA等の国際会議、国内学会等において臨界管理に関する最新の研究動向の情報を入手するとともに、本技術開発の成果を発表し学術関係者の議論に付し、実施委員会を介した研究計画の見直しに資する。本技術開発に適用できる優れた要素技術を見出した場合には、研究協力等により積極的に技術導入する。</p>
中長期的な人材育成		<p>若手技術者を登用し、実務を通して若手の人材育成を行っている。</p>	<p>若手技術者が行った結果について、会議体の中で参加機関の知見・意見を取り入れることにより、人材の育成が図られている。</p>	<p>若手技術者が実務を通してプロジェクトに参画していると評価できる。今後、若手技術者の実務の範囲を広げることにより人材育成を進める必要がある。</p>	<p>・関連技術の学会や分科会、セミナー等にて、若手を対象にした啓蒙活動を行う。また若手技術者や研究等の、関連技術調査、学会等への参加によりスキルアップを図る。大学・研究機関との共同研究等について検討する。</p>
その他					
インプット/アウトプットの共有		<p>プロジェクト参加機関でアウトプットを確認し、必要なインプットの再検討を行い、サンプリングの必要性等を必要インプットについて現場にフィードバックを行った。</p>	<p>他のプロジェクトとのインプット/アウトプットの情報共有が行われている。</p>	<p>現場への必要なインプットの発信を行うとともに、参加機関においてアウトプットの妥当性が検討されている。</p>	<p>・今後の燃料デブリ位置・性状の情報が得られた段階で、臨界シナリオ及び臨界評価のインプットとしてフィードバックする。</p>

H24個別研究開発プロジェクトの評価

プロジェクト名 : 事故進展解析技術の高度化による炉内状況の把握

実施者 : エネルギー総合工学研究所、東芝、日立GE

ワーキングチーム名 : 炉内状況把握・解析SWT

	平成24年度当初計画	平成24年度事業実績	平成24年度事業実績の評価 (PJ実施者による自己評価(改善点含む))	平成24年度事業実績の評価 (廃炉対策推進本部事務局による評価)	平成25年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容					
平成24年度主要目標	シビアアクシデントコード高度化の成果、海外の知見、現場のオペレーションから得られる情報等を活用し、炉内状況把握のための継続的な検討を実施し、福島第一原子力発電所における中長期的な廃止措置に向けた取り組みにおける燃料デブリ取り出し作業へ炉内状況に関する情報を提供する。	炉内状況把握のための継続的な検討として、実施内容①～⑤を実施した。	解析技術の高度化内容の妥当性を確認するためのPIRT、一部を改良したコードにより事故進展の再現性向上、格納容器の状態に関する検討結果等の成果を得ることができた。引き続き、国内外の叡智を活用して効率的に事業を推進する。	当初計画どおり事業を進めることができた。H24年度に得られたPIRTや研究推進本部、実施委員会および外部委員会での議論をH25年度事業に活用することが重要。	H24年度に得られたPIRTやBSAFプロジェクトにおける海外シビアアクシデント専門家との議論など国内外の叡智を活用して効率的に事業を推進する。
実施内容	① 原子力学会との連携によるシビアアクシデントコードの開発にかかるPIRT (Phenomena Identification and Ranking Table) の作成 ② H23年度に抽出した解析コードの改善点、サイトのオペレーションから得られる情報、既存の模擬試験の結果、最新知見等に基づき解析コード(MAAP、SAMPSON)を改良	福島第一原子力発電所事故の進展および燃料デブリの分布・性状を模擬するために重要な現象を抽出することを目的として、PJ実施箇所主体で現象の重要度ランキングをつけるPIRT (Phenomena Identification and Ranking Table) を作成した。また、原子力学会専門家、MAAP管理・開発箇所のEPRI・FAIとの連携・議論に基づき現象のランキングを修正するなど作成したPIRTをブラッシュアップした。 【MAAP】 H23年度に抽出した解析コードの改善点に基づき、解析コード改良仕様について詳細検討を進め、炉心領域から下部プレナムへの溶融物の移行経路の複数化、下部プレナム内の構造物と溶融物との相互作用モデルの詳細化といったMAAP高度化仕様を決定した。 BWR一次系モデルなどについては、コーディング等を実施した。 【SAMPSON】 ・炉内計装管等の溶融・損傷モデル、冷却系統機器の部分負荷運転モデル、等を新規開発。 ・計算時間短縮のため、結果の詳細さと計算時間を両立できる最適な領域分割、並列化手法の調査とコードへの適用性を検討。	当初計画通りに開発を実施した。本PIRTは、炉内状況把握や廃止措置に資するための今後のシビアアクシデントコード高度化の方向付けに大きく貢献するものである。 【MAAP】 解析コード高度化に向けた詳細改良仕様を策定し、当初計画通りに遂行した。 【SAMPSON】 ・予定したモデルを新規開発し、コードの機能を検証。1号機～3号機の解析に適用し、原子炉圧力、格納容器圧力等の実機再現性を向上することができた。 ・計算時間短縮のための検討を予定通り完了。並列化手法の調査の結果、計算時間の観点からボトルネックとなるモジュールが明確となったため、平成25年度のモデル改良に反映する。	当初計画どおり、PIRTの作成を完了することができた。作成したPIRTを活用して、解析技術高度化の仕様を客観的に評価することが重要。	平成24年度に作成したPIRTを活用し、解析コードの高度化内容の妥当性確認を進め、確認結果を核種コードの改良に反映する。 【MAAP】平成24年度に策定した高度化仕様に基づき、実際のコード改良を進める。 【SAMPSON】H25年度は格納容器内事象も含めたコードの改良を実施する計画であり、これについては当初設定通りで問題ない。 ・コード改良作業については、平成24年度の成果として数多くの改善点が指摘されており、解析面からのアウトプットとして期待されているニーズを反映した優先度評価を実施して、まず平成25年度に実施すべき改良項目を決定することが重要。
	③-1【MAAP】現状最新版であるMAAP5を用いて、構築したデータベースに基づき1～3号機の事故進展／炉内状況の把握に関する解析 ③-2【SAMPSON】一部改良した解析コードを用いて、構築したデータベースに基づき1～3号機の事故進展／炉内状況の把握に関する解析	③-1【MAAP】最新版MAAP5を使用した1～3号機の事故進展解析を行い、これまでに実施してきたMAAP4による解析結果との詳細比較を実施した。この結果、平成23年度に抽出した改善点はMAAP5においても同様であることを確認した。 ③-2【SAMPSON】 ・解析用データベースに基づき1号機～3号機の入力データを更新。異なるユーザーによる解析に基づくユーザー依存性を確認。 ・一部改良した解析コードを用いて1号機～3号機の事故進展を解析し、原子炉圧力、格納容器圧力等の実機再現性を向上。	③-1【MAAP】当初計画通りに解析を実施し、従来のMAAP4による解析結果と比較することで、炉心領域から下部プレナムへの燃料の移行モデルやRPV底部の破損条件等の不十分さといった課題を再確認した。 ③-2【SAMPSON】 ・予定通り1号機～3号機の入力データを更新し、ユーザー依存性を確認した。データベースから入力データを更新するプロセスをエンジニアリングシートとして整備し、実機データ作成ノウハウを蓄積できた。 ・PIRT作成の議論、実機解析結果の検討等を踏まえ、更なる精度向上に向け、デブリ・構造材相互作用モデルの改良などの課題を抽出した。	③-1【MAAP】当初計画どおり、最新版MAAP解析により高度化仕様を確認できた。H25年度に予定されている改良版MAAPによる解析にあたっては、OECD/NEA BSAFプロジェクト、外部実施委員会、原子力学会等の国内外叡智を活用できる体制となっており、効率的な事業の推進が可能。 ③-2【SAMPSON】一部改良したコードにより、実機再現性の向上を確認するなど、高度化の成果を確認することができた。MAAP解析同様の国内外叡智を活用できる体制となっており、効率的な事業の推進が可能。	③-1【MAAP】最新版MAAPで明らかになった課題に基づき、高度化を推進する。 ③-2【SAMPSON】H25年度は改良後のコードによる事故後数日間の事故進展挙動を解析し、デブリの位置を含めた炉内状況を把握する予定であり、これについては当初設定通りで問題ない。 ・効率的に目標を達成するため、実施委員会、外部委員会、原子力学会での検討、国際ベンチマーク等の場を活用し、最新知見を収集、活用していく必要がある。
	④ 現場のオペレーションから得られる情報およびシビアアクシデント解析コード以外の計算コード等を用い、多角的なアプローチにより炉内状況把握のための継続的な検討	・事故当初やその後の観測データを元に格納容器の状態の推定等の炉内状況把握のための検討を実施した。 ・MAAPコードの解析結果をベースとして、1号機を対象に、炉外でのデブリ位置をパラメータとしたPCV内の熱流動解析を実施し、デブリ位置の推定に有効であることを確認した。 ・SAMPSONコード向けに、デブリ拡がり・冷却モデルの高度化を進めた。	当初計画どおり現場のオペレーションから得られる情報や汎用熱流動解析等を用いた炉内状況に関する検討を実施した。汎用熱流動解析については、手法の有効性を確認でき、今後、現場の温度測定等が進んだ際に詳細な炉内状況の推定に活用できるものと評価する。	当初計画どおり炉内状況の把握のための検討を、汎用熱流動解析の適用等の多様な方法により実施できた。	現場オペレーションから得られる情報を活用した炉内状況把握のための検討については継続して実施する。汎用熱流動解析コードを用いたPCV温度評価については、その精度向上を図るとともに、SAMPSON向けMCCIモデル改良についても実施する。
	⑤ 国際ベンチマークの実施およびそのためのデータベースの構築(情報基盤・国際協力に係わる取り組み)	【国際ベンチマーク(OECD/NEA BSAFプロジェクト)】 ・準備会議@パリ(6/18～6/20)、第1回運営会議・ワークショップ@東京(11/6～11/8)、サイト視察@福島第一(11/9)を実施。各機関の事前解析結果、参加機関への提供データ、解析境界条件等を議論。 ・参加国: アメリカ、韓国、スイス、スペイン、ドイツ、日本、フランス、ロシア 【解析用データベースの構築】 ・解析用データベースとして、(1)時系列データ(事象発生時刻、代替注水量、崩壊熱等)、(2)プラント測定値(運転測定値、チャート、過渡記録装置)、(3)プラントデータ(プラント形状、システム仕様)、等を整備。 ・情報提供のためのウェブサイトを開設。サイトは一般への公開内容とBSAFメンバーへの限定公開内容で構成。	【国際ベンチマーク(OECD/NEA BSAFプロジェクト)】 ・OECD/NEAと折衝し、予定通り国際ベンチマークプロジェクト(Phase1)2012年11月～2014年3月(予定)を立ち上げた。 【解析用データベースの構築】 ・国際ベンチマーク参加機関に提供できるように、予定通り解析用データベースを英語で整備した。 ・福島第一原子力発電所の事故解析に関するウェブサイトを開設し、情報提供を開始した。	当初計画どおりベンチマーク解析プロジェクトを立ち上げ、解析に必要なデータベースの構築を実施することができた。BSAFプロジェクトについては、平成25年度中にフェーズ1として、事故初期の約1週間の事故進展解析を実施するが、その後のフェーズにおけるスコープについても今後議論が必要。	【国際ベンチマーク(OECD/NEA BSAFプロジェクト)】 ・H25年度はOECD/NEA BSAFプロジェクト(Phase1)を継続して実施し、H25年度中に最終解析結果を得る計画であり、これについては当初設定通りで問題ない。 ・Phase1の実施と並行して、H26年度以降の国際ベンチマークプロジェクトの実施に関しても議論していく必要がある。 【ウェブサイトの運営】 ・H25年度はウェブサイトの運営を継続して実施し、BSAF会議資料および解析に関するQ&A等の情報共有を図る予定であり、これについては当初設定通りで問題ない。
	(JAEA事業との連携) JAEAによるシビアアクシデント事象進展の詳細分析に資する模擬試験等(炉心温度分布評価、燃料棒損傷・溶融、圧力容器下部ヘッド破損に関する要素試験の実施、模擬試験装置の設計や試験条件の策定、基礎解析モデルの作成等)から必要な知見を取得	模擬試験の準備状況や、JAEAにて取得した制御棒材料の事故時挙動および海水が事故時の熱力学的平衡状態に及ぼす影響などの関連する基礎データ、解析モデルの開発状況についてSWT内で必要な知見を共有した。また、H25年度以降に実施する模擬試験について、SWTで議論した。	平成25年度以降に実施する模擬試験の準備が着実に進められた。また、関連する基礎データの取得は炉内状況を推定する上で貴重なデータである。	当初計画どおり事業を進めることができた。	引き続きJAEA事業との連携を図り、必要な知見の取得を実施する必要がある。

H24個別研究開発プロジェクトの評価

プロジェクト名 : 事故進展解析技術の高度化による炉内状況の把握

実施者 : エネルギー総合工学研究所、東芝、日立GE

ワーキングチーム名 : 炉内状況把握・解析SWT

	平成24年度当初計画	平成24年度事業実績	平成24年度事業実績の評価 (PJ実施者による自己評価(改善点含む))	平成24年度事業実績の評価 (廃炉対策推進本部事務局による評価)	平成25年度事業計画における見直しの方向
(特記事項)					
国内外観智の活用	<ul style="list-style-type: none"> 外部実施委員会による第三者レビュー OECD/NEA BSAFプロジェクトを通じた海外知見の取得 日本原子力学会「シビアアクシデント評価研究専門委員会」との連携・議論によるPIRT作成 米国電力中央研究所(EPRI)、MAAP開発元FAIとの協力MAAP改良 	<ul style="list-style-type: none"> 大学、JAEA、電中研、東電、プラントメーカー等の専門家から構成される「実施委員会」と、大学等の有識者から構成される「外部委員会」を組織し、事業計画・成果等について審議してその知見を活用。 OECD/NEA BSAFプロジェクトを実施(実施内容⑤参照)。 PIRTの作成やコード改良にあたっては、日本原子力学会「シビアアクシデント評価研究専門委員会」(構成メンバーは大学が主。他にJAEA、JNES、電力、電中研、プラントメーカー等の専門家。いずれも学会員)における知見を活用するとともに、EPRIやコード開発元のFAIとも議論をした。 	<ul style="list-style-type: none"> 実施委員会および外部委員会では、今後の開発方針や着目すべき課題など有意義な意見を聴取できた。これらの意見は、平成25年度の実施内容にも反映する。 学会専門委員会やEPRI/FAIから提供された情報(PIRTに関する議論、溶融デブリ挙動解析モデルの改良・検証の可能性の指摘、等)は今後のコード改良および検証にとって極めて有益であった。 	<p>当初計画どおり、国内外観智を活用し事業を進めることができた。引き続き国内外観智を活用することは、効率的な事業推進にとって有効。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 実施委員会、外部委員会による指摘は、プロジェクト運営に関して重要な役割を果たしていることから、H25年度も円滑な事業の推進のために適切な頻度で開催することが必要である。 学会専門委員会による専門家の知見は今後も有効に活用していく。 MAAP改良にあたっては引き続き、EPRI/FAIと協力し、進めていく。
中長期的な人材育成	<ul style="list-style-type: none"> 大学への委託、原子力学会研究専門委員会での活動を通じた人材育成 事業を通じた若手の育成と、人材の計画的確保 	<ul style="list-style-type: none"> 【大学・研究機関における人材育成の取り組みへの支援】 日本原子力学会「シビアアクシデント評価」研究専門委員会(以下、SA委員会と略す)で「最新解法に基づくモデル提案」案件を公募。決定した3大学に委託し、主に若手研究者が研究に従事。 SA委員会SAMPSON分科会において、SAMPSONコードを貸与。大学・研究機関において、若手研究者を中心にシビアアクシデント評価の研究に活用。 SA委員会PIRT分科会と共同作業にてPIRTを作成。議論の経緯を整理することで課題の明確化、知見の整理が図られ、今後の研究課題の選定のみならず、人材育成にも活用が可能。 【実施機関における取組み】 現場作業及び研究開発プロジェクトを推進していく上で必要となる人材を計画的に育成。 20代・30代の若手職員を20名以上プロジェクトへ登用。 	<ul style="list-style-type: none"> 【大学・研究機関における人材育成の取り組みへの支援】 大学への委託、原子力学会研究専門委員会での活動を通して、大学における人材育成の取り組みを支援できた。 【実施機関における取組み】 若手職員を中心に、現場作業及び研究開発プロジェクトを推進していく上で必要となる人材を計画的に育成した。 	<p>当初の計画どおり、委託や事業を通じた若手の育成を実施できた。また、国際会議等へも積極的に参加をして、海外の第一線のシビアアクシデント研究者と議論をするとともに、それらの研究者との関係構築も進んだ。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 大学への委託、原子力学会研究専門委員会での活動を通じた大学における人材育成の取り組みへの支援は、H25年度も継続して実施する予定である。 実施期間における若手職員を中心とした人材育成は、H25年度も継続して実施する。
その他					
インプット/アウトプットの共有	<p>燃料デブリ取り出しに係わるSWTの情報共有会議等を利用したインプット/アウトプットの共有</p>	<ul style="list-style-type: none"> 燃料デブリ取り出しに係わるSWTの情報共有会議等にて適宜、プロジェクトの進捗状況を他SWTの検討へインプットした。また他SWTのニーズに照らして、事象進展や最終的な炉内状況の解明に重点を置いた事業計画の妥当性が確認できた。 	<ul style="list-style-type: none"> 研究開発推進本部における情報共有だけでなく、燃料デブリ取り出しに係わるSWTの情報共有会議を設けることで、インプット/アウトプットが適切に共有できた。他SWTのニーズに照らして、事業が計画する成果の妥当性を確認できた。 	<ul style="list-style-type: none"> 研究開発推進本部全体として、廃炉に向けた取り組みを有機的に実施していくために、情報共有会議等を活用することは有効。 	<ul style="list-style-type: none"> H24年度同様にインプット/アウトプットの共有を実施する。(研究開発本部全体として有機的に実施するために、情報共有会議

H24個別研究開発プロジェクトの評価

プロジェクト名：模擬デブリを用いた特性の把握

実施者：日本原子力研究開発機構

ワーキングチーム名：燃料デブリ性状把握・処理準備SWT

	平成24年度当初計画	平成24年度事業実績	平成24年度事業実績の評価 (PJ実施者による自己評価(改善点含む))	平成24年度事業実績の評価 (廃炉対策推進本部事務局による評価)	平成25年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容					
平成24年度主要目標	<p>・デブリ特性の把握：炉内でのデブリ生成状況の推定結果を提示する。また、(U,Zr)O₂系模擬デブリの硬度データを取得するとともに、MCCI生成物に対する検討手順を示す。</p>	<p>1. 福島情報の調査・整理 ・収集した炉内情報等を基に熱力学計算等を行い、炉内デブリの化学形、相状態及び組成の推定に繋がった。 2. 模擬デブリ作製条件の検討 ・燃料取出装置開発に必要な物性リストを作成し、模擬デブリの作製条件を設定した。また、定期的にメーカと情報交換・議論を行い現場ニーズを取り込むなど、検討を効果的に進めた。 3. 模擬デブリの特性評価 ・(U,Zr)O₂系模擬デブリの硬度等の機械特性データを取得、海水塩及びB₄Cとの反応基礎データ、UO₂及びMOX燃料の模擬デブリを用いた融点、熱伝導率等の基礎データを取得し、Zr含有率、O/M等の影響を評価するなどの成果を得た。 4. TMI-2デブリとの比較 ・TMI-2デブリ(及び実デブリ)を用いた試験内容を検討するとともに、輸送容器に関する課題等の知見を得た。 5. 実デブリの特性の推定 ・炉内デブリの暫定的な特性リストを作成した。 6. 国際協力(共同研究)の検討 ・CEA、KIT等との情報交換を積極的に行い最新の研究情報を入手、MCCI生成物の研究アプローチを構築した。</p>	<p>・各実施項目については当初の計画通りの成果を得ることができた。 ・メーカ・東電等との議論を通じて、効果的に検討を進めることができた。 ・海外研究機関との情報交換会議を積極的に行い、最新の研究情報を入手、MCCI生成物の研究アプローチを構築することができた。 [改善点] ・MCCI研究については海外研究機関(仏国、米国等)に情報が蓄積されているが、SA研究の一環としての技術情報であり、1Fの燃料取出し等に向けたデブリ特性把握の観点と異なることから、日本側の研究方針への理解を得つつ、早期に共同研究に繋がられるように調整する必要がある。</p>	<p>・一部において、当面の方策として暫定的な評価を行っているものもあるが、関連研究に大きな影響を与えることはなく、本質的な部分を押さえながら進めており、着実な成果を得ていると評価される。得られた研究成果・試験結果の詳細を、関係各社で密に共有化することが望まれる。 ・関連プロジェクトとの情報交換を実施し、必要な修正を図っていると評価される一方で、現場で見出された事実に基づき、関連プロジェクトのニーズも変化することが予想されるため、成果共有の一層の緊密化・迅速化が望まれる。 ・MCCI生成物の特性把握のための海外協力について、端緒を得たことが評価される一方で、国内ニーズとの整合については、早期の調整が望まれる。</p>	<p>概ね予定通りに進捗しているが、必要に応じて他プロジェクトの情報にも留意して検討を進めることとする。 適時的確な情報共有により、随時、計画を見直して行く必要がある。このため、当事者間における、進捗状況等に関する情報共有の、一層の迅速化・緊密化が望まれる。</p>
実施内容	<p>① 福島情報の調査・整理 ・炉内情報を収集し、炉内状況把握・解析SWTと連携を図り、デブリ生成状況を推定する。</p>	<p>・炉内情報として炉内状況把握・解析SWTと連携しつつ温度履歴、圧力履歴、水位データ、炉内構造・構造材等の情報を収集中。また、これらの情報を基に熱力学計算等を行い、生成する炉内デブリの化学形、相状態及び組成を推定する成果を得た。 ・MCCI研究について国内外の技術調査を行い、MCCI研究実績が豊富なCEA、KIT、ANLの各研究機関との情報交換を行い、これらの情報を基にMCCI生成物に関する研究アプローチ(研究開発計画)を構築した。</p>	<p>・国際ベンチマークプログラム(BSAF)を通じた炉内情報の収集が待たれるものの、暫定的な数値設定を行いつつ、炉内デブリ特性の推定が実施できたと評価する。 ・熱力学データの不足等による不確かさはあるものの炉内デブリの特性推定の手がかりとなる推定値を示すことができた。</p>	<p>炉内情報収集の遅れ等により暫定的な評価が終了した段階であるが、既存の情報等に基づいて、号機毎に、特性推定を行うべきデブリの分布や成分系の推定を行ったことは、着実な成果であると評価される。</p>	<p>当初の予定していた推定評価は終了したため、今後は新たな情報(炉内情報、サンプリング、計算評価、等)が発生し、再評価の必要が生じた時点で見直すものとする。 H24年度に実施した暫定推定結果について、最新の炉内状況推定結果に基づいて、随時検証して行く必要がある。</p>
	<p>② 模擬デブリ作製条件の検討 ・現場ニーズを把握し物性リスト案を作成、硬度データ取得に向けて模擬デブリ作製条件を暫定的に設定する。 ・MCCI生成物に係るアプローチ検討を行い、MCCI生成物で想定すべきデブリの範囲を暫定的に設定し、模擬デブリ作製条件とスケジュールを提示する。</p>	<p>・TMIの燃料取出しや廃炉技術を調査し、1Fへ適用の可能性のある取出し装置について装置開発に必要な物性リストを作成するとともに、硬度データ取得に向けて模擬デブリ作製条件を暫定的に設定する成果を得た。また、適宜、メーカと協議を行い現場ニーズ把握に努めた。その中で1Fで適用が期待されるボーリング技術等について、過去のTMI-2やSA研究では把握されていない機械的物性データ(硬度、弾性率、破壊靱性等)取得の重要性が明確となった。 ・広範囲な文献調査を行うとともにMCCI研究実績が豊富なCEA、KIT、ANLとの情報交換を行い最新のMCCI研究の情報を入手した。また、1FのMCCI生成物の評価に向けた研究アプローチ(模擬デブリ作製条件とスケジュール等)を構築するなどの成果を得た。</p>	<p>・模擬デブリの製作条件の検討について、当初の計画通り着実に進捗していると評価する。 ・デブリ取出しのニーズを調査・検討し、模擬デブリとして取得すべきデータを特定し、デブリ製作条件に反映することができた。 ・MCCI生成物のアプローチ検討についても、当初の当初の計画通り着実に進捗していると評価する。 ・海外研究機関を含むMCCI情報を適切に収集し、今後の研究計画を作成したことは重要であると評価する。</p>	<p>・TMI等の入手可能な情報から、1Fでの使用が想定される取り出し機器を推定し、メーカとの情報交換を行いながら、その開発に必要な模擬デブリ物性を整理したことは、着実な成果であると評価される。 ・MCCI生成物に関する情報収集も、海外情報を中心に収集しており、模擬MCC生成物の作製に適する機関の特定と関係の構築に至ったことは、着実な成果であると評価される。</p>	<p>予定通り進捗しているが、今後は現場状況やニーズの変化が生じた場合は迅速に見直しを図るものとする。 炉内状況の解析結果や、引き続き収集する現場情報、海外機関からの情報などに基づいて、適宜SWT等で協議を行い、取り出し機器開発に必要な模擬デブリ物性の最適化を継続する必要がある。また、MCCI生成物については、国内ニーズを反映するための調整を、早期に開始する必要がある。</p>
	<p>③ 模擬デブリの特性評価 ・機械的特性(硬度等)取得に着手し、(U,Zr)O₂系模擬デブリの強度データを取得する。 ・福島特有の事象を把握する基礎データを取得する。(模擬デブリと海水塩、B₄C反応)。 ・その他デブリ特性評価については、現場ニーズ等も踏まえ柔軟に対応する。</p>	<p>・(U,Zr)O₂系模擬デブリについて、U/Zr比をパラメータとした機械特性データ(硬度、弾性率、破壊じん性)の取得方法を検討し、現在データを取得中。 ・福島特有の事象の把握として、模擬デブリと海水塩との反応に関する基礎試験を実施し、その結果、海水塩との反応ではAr雰囲気下でのデブリ表面において、Ca及びMgの拡散・固溶化とそれに伴う格子定数の低下を確認し、空気雰囲気ではウラン酸塩層の生成を確認した。現在、模擬デブリとB₄C及びSUSとの熔融固化物試験を実施中。 ・その他、UO₂及びMOX燃料の模擬デブリを用いた融点、熱伝導率、相状態等の基礎データを取得し、Zr含有率、O/M等の影響を評価するなどの成果を得た。その結果、MOX系の模擬デブリ(Zr含有率:25%/50%/75%、Pu含有率:4%/8%)の融点変化、密度変化、格子定数変化において、UO₂系模擬デブリとほぼ同様な挙動を示すことが確認できた。一方、熱拡散率についてはMOX系模擬デブリの方がUO₂系よりも高いことを確認した。</p>	<p>・模擬デブリの特性評価について、当初の計画通り着実に進捗していると評価する。 ・炉内の代表的なデブリ組成と想定される(U,Zr)O₂系の模擬デブリについて、機械的特性データが取得することができた。 ・海水塩やB₄Cなどの福島特有の反応について、その基礎データを取得することができた。 ・MOX燃料の模擬デブリについても、これまで未確認であったPu含有率、Zr含有率等の影響が確認できたことは重要と評価する。</p>	<p>・基本的な成分系について、計画通りに肅々とデータ採取を進めていることは、着実な成果であると評価される。 ・海水の影響等、福島特有の課題について、計画通りに解明を進めていることは、着実な成果であると評価される。</p>	<p>予定通り進捗しているが、今後は現場状況やニーズの変化が生じた場合は迅速に見直しを図るものとする。 高度に複雑な成分系を有するデブリについて、どのように想定し、どのように包括して特性を把握するか、取り出し機器開発のニーズを勘案しながら検討し、計画を随時見直して行く必要がある。また、海水の影響等についても、アウトプットの活用イメージをSWTで共有し、必要な修正を施しながら進めることが必要である。</p>
	<p>④ 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内容を検討し、実施施設を特定するとともに輸送方法の検討に着手する。また、実デブリ・サンプル取扱いの課題検討を開始する。</p>	<p>・JAEAの燃料試験施設に保管中のTMI-2デブリ(及び実デブリ)を用いた試験内容を検討し、各試験に適した施設を選定中。 ・また、TMI-2デブリを米国から輸送メーカよりヒアリングを行い、当時の輸送容器を使用する場合の必要事項及び課題等に関する知見などの成果を得た。</p>	<p>・TMI-2デブリを用いた試験準備について当初の計画通り着実に進捗していると評価する。 ・TMI-2デブリ及び実デブリに対する試験内容や輸送上の課題を明確にすることができた。</p>	<p>予定通り検討を実施し、試験内容の検討と、構外輸送に関する課題の明確化を図ることができたことは、着実な成果であると評価される。</p>	<p>予定通り進捗しており、今のところ見直しの必要はないが、手続きに十分なリードタイムを見込む必要があることに配慮しながら進めることが重要であると考えられる。</p>

H24個別研究開発プロジェクトの評価

プロジェクト名：模擬デブリを用いた特性の把握

実施者：日本原子力研究開発機構

ワーキングチーム名：燃料デブリ性状把握・処理準備SWT

	平成24年度当初計画	平成24年度事業実績	平成24年度事業実績の評価 (PJ実施者による自己評価(改善点含む))	平成24年度事業実績の評価 (廃炉対策推進本部事務局による評価)	平成25年度事業計画における見直しの方向
	<p>⑤ 実デブリ特性の推定 上記の検討結果を反映し、炉内デブリの特性リスト(暫定版)を作成する。</p> <p>⑥ 国際協力(共同研究)の検討 海外のコリウム・データベースへのアクセスや情報交換会議を開催する。</p>	<p>・①福島情報の調査・整理の検討結果を反映して、炉内デブリの暫定的な特性リストを作成する成果を得た。</p> <p>・CEA、KIT、ANLとの情報交換会議を開催し、燃料デブリ及びMCCI生成物に関する情報を収集した。</p> <p>・NuMAT等の国際会議の場でのプロジェクトの成果発信を行い、論文を発表した。</p>	<p>・不確実さはあるものの炉内デブリの特性推定の一案となる推定値を示すことができた。</p> <p>・海外研究機関等との情報交換会議や日本側でのセミナー開催など、有益な情報の入手と海外機関への情報発信ができたことは高く評価する。</p>	<p>①～④の結果を総合して、暫定的とはいえ、特性リストの作成に至ったことは、着実な成果であると評価される。</p> <p>・積極的な情報交換により、有益な情報を収集したと評価される。</p> <p>・欧州のコリウムDBへのアクセスは、MCCI関連情報の充実に寄与すると評価される。</p> <p>・MCCIデブリの特性把握に関する国内ニーズへの理解と協力体制の構築は、早急に調整すべき課題である。</p>	<p>予定通り進捗しており、今のところ見直しの必要はないが、本項は①～④の進捗状況に応じて、可能な部分からまとめて行くことが重要である。</p> <p>予定通り進捗している。</p> <p>他国・他機関においても、有益な情報を得られる見通しがある場合には、新たな協力関係の構築を行うことが望ましい。</p>
(特記事項)					
国内外観智の活用		<p>・仏国、米国との以下に関する共同研究の締結及び情報交換に向けて手続きを進めている。</p> <p>(1)仏国CEAとの燃料デブリ及びMCCI生成物の特性把握に関する共同研究について、共同研究の締結に向けて書類作成を進めている。</p> <p>(2)米国INLからのTMI情報(燃料デブリの特性及び燃料取出し時の詳細情報)等の入手に向けて調整中。</p>	<p>・MCCI等の物性データやTMI-2の燃料取出し時のデブリ特性情報など、海外の重要な知見を反映すべく積極的に活動することができた。</p>	<p>・海外出張等積極的な活動や情報交換により有益な情報を収集している。</p> <p>・TMI-2燃料取出しや溶融デブリやMCCIの試験に関して海外試験設備などの有益な情報を得、国内外の協働先選定や情報入手の手続きを着実に進めていることは、着実な成果であると評価される。</p>	<p>予定通り進捗しており、今後もさらに情報の入手、共有化を図るため関連機関との連携を強化する。</p> <p>他国・他機関においても、有益な情報を得られる見通しがある場合には、新たな協力関係の構築を行うことが望ましい。</p>
中長期的な人材育成		<p>・研究現場での作業や研究計画の策定に若手研究員を積極的に関与させ、人材育成に務めている。</p> <p>・20～30才代の若手研究員の仏国・米国との情報交換会等への参加を積極的に推奨した。</p>	<p>・若手研究員の人材育成に積極的に取組むことができた。</p>	<p>仏国の研究機関との交渉の結果、CEAカダラッシュ原子力施設にて過去に作製されたMCCI模擬生成物の性状データ取得のための研究員派遣(平成25年度開始予定)に関して調整中であり、国内で実施例のない技術分野における人材育成を開始できることは有益であると評価される。</p>	<p>予定通り仏国の研究機関との交渉を行い、H25年度からの左記CEAへの研究員派遣が実現できる見込みであり、今のところ見直しの必要はないが、引き続き若手研究員の人材育成の観点から、海外機関との共同化案件への関与を積極的に進めることが重要と考えられる。</p>
その他					
インプット/アウトプットの共有		<p>・炉内デブリの特性把握や燃料取出し技術の検討としてSWT内外の技術者との打合せ、炉内デブリ状況の推定評価に必要な原子炉等情報の入手のための炉内状況把握・解析SWTのメンバーとの打合せ等の機会を設定し、現場の情報・ニーズを取得するとともに現行の研究計画に反映するようにした。</p>	<p>・メーカ、東電との意見交換を行いつつ研究を進めている点は評価できる。</p> <p>・今後は関連プロジェクトとの情報交換会の場を見直し、デブリ特性把握の研究成果について迅速な情報発信とニーズの抽出を実施すべきと考える。</p>	<p>必要な情報交換を行い、共有を図っていると評価される一方で、現場で見出された事実に基づき、関連プロジェクトのニーズも変化することが予想されるため、成果共有の一層の緊密化・迅速化が望まれる。</p>	<p>関連プロジェクトと成果情報の共有強化を図って行くものとする。</p> <p>現場で見出された事実に基づき、関連プロジェクトのニーズも変化することが予想されるため、適時的確な情報共有により、随時、計画を見直して行く必要がある。このため、当事者間における、進捗状況等に関する情報共有の、一層の緊密化が望まれる。</p>

H24個別研究開発プロジェクトの評価

プロジェクト名 : デブリ処置技術の開発

実施者 : 日本原子力研究開発機構

ワーキングチーム名 : 燃料デブリ性状把握・処理準備SWT

	平成24年度当初計画	平成24年度事業実績	平成24年度事業実績の評価 (PJ実施者による自己評価(改善点含む))	平成24年度事業実績の評価 (廃炉対策推進本部事務局による評価)	平成25年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容					
平成24年度主要目標	<p>・デブリ処置技術の開発: デブリ処理に係るシナリオ検討に必要なデータおよび検討条件の設定の考え方を整理する。また、既存処理技術の適用性検討に係るデータ蓄積を図り、技術的課題を提示する。</p>	<p>1. シナリオ検討に向けた技術的要件の整理 ・TMI-2の実績等を参考にシナリオ概念の整理を行い、各プロセスを構成する各工程について特徴を整理した。</p> <p>2. 既存処理技術の適用性検討 ・デブリ分析技術の検討ではアルカリ溶融法の有望性を確認した。 ・デブリ処置技術の検討として、U模擬デブリ等を用いて硝酸溶液系や溶融塩系における溶解試験を実施し、Zr含有率等の影響や反応副生成物の挙動などの技術的な課題点を整理するなどの成果を得た。</p>	<p>・各実施項目については当初の計画通りの成果を得ることができた。 ・メーカ・東電等との議論を通じて、効果的に検討を進めることができた。</p> <p>[改善点] ・難溶性のデブリの処置・処分やそのシナリオ検討については、従来の燃料サイクルにおける不溶解残渣や廃棄物の処理・処分の知見が参考となることから、燃料サイクル分野で豊富な知見を有する海外研究機関(仏国CEA)との情報交換が有効である。今後は国際的な観智の活用の観点からも積極的に情報を発信して行く必要がある。</p>	<p>・前例が無く、ハードルが高い技術開発を、基礎的なラボ実験等を通じて着実に進展させ、デブリ分析に必要な溶解技術等について可能性を見出したと評価される。 ・課題の解決に向け、国内外の知識・経験も、一層活用することが必要になってくると考えられる。</p>	<p>概ね予定通りに進捗しているが、必要に応じて他プロジェクトの情報にも留意して検討を進めることとする。 得られた成果と課題について広く発信し、国内外の知識・経験を効果的に活用して行くことが望ましい。</p>
実施内容	<p>①シナリオ検討に向けた技術的要件の整理 ・シナリオ検討に必要なデータ(物性値、評価用の諸数値等)および検討条件(比較評価項目・評価指標等)の設定の考え方を整理する。</p> <p>②既存処理技術の適用性検討 ・各種模擬デブリを用いて、湿式・乾式処理技術の評価を進め、技術的な課題点と上記技術要件の整理を受けた計画を提示する。</p>	<p>・デブリ取出後から最終処分に至る全体プロセスについて、TMI-2の実績等を参考に想定される複数の方式を考慮した全シナリオの概要案を提示すると共に、シナリオを構成する各工程の選択肢を選出し、その得失を整理した。 ・処分シナリオについては、代表例(長期貯蔵、直接処分、安定化処理、湿式処理、乾式処理)を選出し、シナリオ毎に概要、特徴、課題を整理した。 ・また、シナリオ検討に必要なデータおよび検討条件の設定の考え方を整理しつつ、各プロセスを構成する個々の工程について、想定される複数方式案の特徴を整理した。その結果、直接処分は廃棄物発生量が少なく経済性に有利と予測されるものの、新たな廃棄物概念の導入が必要であり、多くの技術課題があると評価された。一方、既存の処分体系に沿った処置を目指す場合(湿式、乾式処理)も、新たな技術課題として、各種前処理技術(デブリ粉碎、酸化処理、溶解、清澄等)の開発が必要であることが分かった。</p> <p>・デブリ分析技術の検討として、UO2燃料の模擬デブリを用いたオートクレーブ溶解法、アルカリ溶融法等の溶解手法について検討を行い、難溶性デブリの溶解方法として過酸化ナトリウム(Na2O2)等の適用の可能性があることを確認した。 ・デブリ処置技術の検討として、U模擬デブリ等を用いて硝酸溶液系や溶融塩系における溶解試験を実施し、Zr含有率等の影響や副生成物の発挙動などの技術的な課題点を整理するなどの成果を得た。 ・硝酸溶液系の溶解試験では、U/Zr比が高い条件ではU,Zr共にある程度の溶解速度を示すものの、高Zr含有率条件(UO/Zr比=0.15:0.85)では溶解速度が著しく低下することが分かった。現在、O/M比の影響についてデータを取得中。 ・溶融塩での電解還元試験では、Li,Zr複合酸化物の反応挙動やUの還元性、TRU挙動の一部を確認した。Li,Zr複合酸化物は生成が不可避であり、物理的な剥離対策が課題と考えられる。 ・また、電解還元代替方法として塩素ガス等による塩素化処理、Ca還元、Mo酸塩溶解の適応性を検討し基礎データを得た。塩素ガスの場合、塩素化反応は反応表面積の影響を顕著に受け、UはZrに優先して溶解することを確認した。その他、Ca還元、MoCl5による塩素化、Mo酸塩溶解等について、コールド(ZrO2)又はU模擬デブリによる基礎試験により原理確認を実施し、それぞれの技術課題を整理した。</p>	<p>・シナリオ検討が当初の予定通りに実施され、デブリ処置の複数のシナリオ案が提示されたこと、また、シナリオ検討の今後の進め方が示すことができた。</p> <p>・湿式・乾式処理技術の検討が当初の予定通りに実施され、硝酸溶液系や溶融塩系における溶解基礎データを取得し、技術課題を明確にすることができた。 ・また、デブリ分析技術についてアルカリ溶融法の可能性が見出されたことは重要と評価する。</p>	<p>予定通りにシナリオ検討を実施し、複数のシナリオ案の作成に至ったことは、着実な成果であると評価される。</p> <p>予定通りに基礎的試験等を実施し、難溶性物質である燃料デブリの溶解技術について、可能性を見出したことは、着実な成果であると評価される。</p>	<p>予定通り進捗しているが、今後は有識者等との議論の機会を設け、外部の見解を反映して適宜見直しを図るものとする。</p> <p>予定通り進捗しているが、シナリオ検討と十分にリンクを語りながら、適宜、成果の取り纏めを行いつつ検討を進める。 得られた成果と課題について広く発信し、意見を求めながら解決を図って行くことが望ましい。</p>
(特記事項)					
国内外観智の活用		<p>・デブリ処置技術の検討では核物質の分析、処理・処分技術等について、国内のメーカや研究機関の技術情報を最大限に活用して検討を進めている。また、海外の観智としては、TMI-2事故やシビアアクシデント研究の成果を参考にするとともに、核燃料物質の処理・処分の分野で多くの経験・知見を有する仏国CEAや米国INLとも情報交換を開始した。</p>	<p>・TMI-2等の過去の情報収集や、国内外の研究者との情報交換など、新たな知見を反映すべく活動に着手することができた。</p>	<p>・積極的な情報交換により、有益な情報を収集したことは、着実な成果であると評価される。</p>	<p>シナリオ検討や既存技術の適用性の検討成果が暫定的にまとまった時点で、国内外の有識者との意見交換の機会を設ける。 海外における、核燃料サイクルの運用面での知識と経験を活用するため、調査と関係構築を進めることが必要である。</p>
中長期的な人材育成		<p>・研究現場での作業や研究計画の策定に20~30才代の若手研究員を積極的に関与させ、人材育成に務めている。 ・JAEAと協力関係にある電中研内でも同様に、人材育成を図っている。 ・20~30才代の若手研究員の仏国・米国との情報交換会等への参加を積極的に推奨した。</p>	<p>・若手研究員の人材育成に積極的に取組むことができた。</p>	<p>JAEA内、および協力関係にある電中研内で、ラボ実験等を通じた人材育成が図られていることは、着実な成果であると評価される。</p>	<p>予定通りJAEAおよび電中研内において、若手研究員を研究現場の作業や計画に参加させており、今のところ見直しの必要はないが、引き続き若手研究員の人材育成の観点から、海外機関との情報交換等への関与を積極的に進めることが重要と考えられる。</p>
その他					
インプット/アウトプットの共有		<p>・シナリオ検討についてIF復旧作業の実施体であるメーカ等との打合せを設け、適宜、意見交換を実施している。また、取出し後の処置については国内外の研究機関(CEA、電中研)との意見交換を行っている。</p>	<p>・適宜、メーカ、東電(及び電中研)との意見交換を行いつつ研究を進めることができた。 ・今後は放射性廃棄物処理・処分WTとの連携を深めることで、シナリオ検討等に反映すべき項目の検討が必要。</p>	<p>アウトプットイメージについて、メーカ、東電と情報共有しながら進めてきたことで、現実的なシナリオを得たことは着実な成果であると評価される。</p>	<p>関連プロジェクトと成果情報の共有強化を図って行くものとする。 廃棄物処理・処分の観点での連携強化が望まれる</p>

H24個別研究開発プロジェクトの評価

プロジェクト名：燃料デブリに係る計量管理方策の構築

実施者：日本原子力研究開発機構・東京電力

ワーキングチーム名：燃料デブリ性状把握・処理準備SWT

	平成24年度当初計画	平成24年度事業実績	平成24年度事業実績の評価 (PJ実施者による自己評価(改善点含む))	平成24年度事業実績の評価 (廃炉対策推進本部事務局による評	平成25年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容					
平成24年度主要目標	<ul style="list-style-type: none"> ・TMI-2、チェルノブイリで燃料デブリ中に含まれる核燃料物質を定量するために用いた測定技術、計量管理手順を整理する。 ・間接的に核燃料物質を定量する方法の指標となる核種について、1～3号機における基礎インベントリデータベースを構築する。 ・福島第一原子力発電所に適用可能性のある核燃料物質測定技術をリストアップし、評価項目を抽出しマトリックスを作成する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・過去の事象における測定技術、計量管理手順の整理を行った。 ・福島第一原子力発電所に適用可能性のある核燃料物質測定技術について整理を行った。 	<ul style="list-style-type: none"> ・計画通りに進捗していると評価できる。 	<ul style="list-style-type: none"> ・全体として計画通りに進捗していると評価できる。 	<ul style="list-style-type: none"> ・予定通りに進捗しているが、熔融燃料に関する他分野の研究開発等(取出し方法の開発やデブリのサンプリング等)の進捗と調和を取りつつ進めることが必要と考えている。これら研究開発の最新情報・結果に留意しつつ今後の検討を適時に進め、関係各所との情報共有により、随時計画を見直す。また廃止措置工程に則ったスケジュールの調整を実施し、現場への適用のタイミングが計画通りとなる必要がある。
実施内容	<ul style="list-style-type: none"> ・TMI-2、チェルノブイリ事故での核燃料物質測定技術、計量管理手順について文献調査及び聞き取りによる情報収集、整理を継続する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・米国のNRC及びDOEから燃料デブリ中の核燃料物質測定技術や管理方法などの情報を入手し、整理した。 また、チェルノブイリについては、往訪調査により計量管理責任者等から聞き取りを実施し、現存する核燃料物質管理方法を含めた情報を入手した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・先行事例の調査について当初の計画通り進捗している。 ・今後もDOEやチェルノブイリ関係者と技術情報について情報共有を進め、福島への適用技術選定のための調査を継続する必要がある。 	<ul style="list-style-type: none"> ・先行事故事例の調査について計画通り進捗していると評価できる。 ・調査結果の整理を引き続き行い、関係する外部機関との協力を継続して実施すること。 	<ul style="list-style-type: none"> ・米国DOE等の協力を得て引き続き先行事故事例の知見を整理するとともに、福島の状態と比較した課題を抽出し、得られた成果を効果的に活用していくことが求められる。
	<ul style="list-style-type: none"> ・福島第一原子力発電所に適用可能性のある核燃料物質測定技術のサーベイ評価を実施する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・米国DOEとの共同研究等を通じて、適用可能性のある測定技術に関する情報を収集し、技術カタログを作成するとともに適用可能性に係る評価項目の検討を実施した。 ・適用可能性のある核燃料物質測定技術を抽出するため、非破壊測定技術の基礎的な技術開発、適用可能性評価のための基礎データを取得する試験を実施した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・既存の測定技術及び国内における研究段階の技術について、計画通り調査を実施し、福島への適用を目標にした開発スケジュールを検討した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・福島へ適用可能な技術のリストアップが計画通り進められている。H25年度末までに開発を進める適用技術候補を抽出することを旨とし、着実な調査及び選定プロセスが望まれる。 	<ul style="list-style-type: none"> ・現実的な計量管理を常に念頭に置きつつ開発を進める。適用可能技術のリストアップ及び選定プロセスを含めた開発スケジュールを廃止措置工程に則って適時見直す。
	<ul style="list-style-type: none"> ・初期インベントリについて詳細な炉心情報を基に、核燃料物質測定のための核種評価を継続する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・炉内燃料にかかる当面の燃料管理について規制側へ引き続き説明し、IAEAの了承が得られた。 ・燃料デブリ中の核燃料物質測定のための指標核種評価のため、事故時に炉内に存在した燃料のうち代表的なものについて、燃料やジルカロイ被覆管に含まれる核種インベントリの基礎的な評価を行いデータベースを作成した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・初期インベントリ評価を計画通り実施し、燃料デブリ中の核燃料物質測定のための基礎となる核種データベースを作成した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・核燃料物質量の推定に寄与する放射性核種インベントリの評価について、計画通り評価が実施され、着実に進捗していると評価できる。 	<ul style="list-style-type: none"> ・予定通りインベントリ評価は終了し、今後はインベントリの評価結果を基に、他のプロジェクトの成果に留意しつつ、核燃料物質の分布状況の評価を継続する。
	<ul style="list-style-type: none"> ・DOE-JAEA保障措置協力取極めに基づく共同研究を開始する。 フェーズ1として、以下の項目について検討 (1) TMI-2及びチェルノブイリ事故での核物質管理技術に関する情報共有 (2) 核燃料物質測定技術の適用性検討 	<ul style="list-style-type: none"> ・H24年11月、DOE-JAEA保障措置協力取極めに基づく共同研究について、取り決めに締結した。 ・H25年2月、ワークショップを開催し、非公開情報を含むTMI及びチェルノブイリ事故での核物質管理技術に関する情報を入手するとともに、適用可能な核燃料物質測定技術のリストアップ及び適用可能性に係る評価項目の検討を実施した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・米国DOEとの協力体制を計画通り構築し、この下でワークショップを開催し、非公開情報を含む有用な情報について共有した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・核燃料物質測定に多くの知見を持つDOEとの体制が適切に組まれていることは本プロジェクトを進める上で非常に重要であることから、今後も綿密な情報交換が進められ、廃炉工程が計画通り着実に進められるよう、留意すること。 	<ul style="list-style-type: none"> ・廃炉工程が着実に進められるよう、構築した米国DOEとの協力体制を長期的に維持し、フェーズ1以降の協力計画について明確にしていく。また、綿密な情報交換を行い廃炉工程が計画通り着実に進められるよう協力計画を適宜見直す。
(特記事項)					
国内外観智の活用	<ul style="list-style-type: none"> DOE-JAEA保障措置協力取極めに基づく共同研究を開始する。 フェーズ1として、以下の項目について検討 (1) TMI-2及びチェルノブイリ事故での核物質管理技術に関する情報共有 (2) 核燃料物質測定技術の適用性検討 	<ul style="list-style-type: none"> ・H24年11月、DOE-JAEA保障措置協力取極めに基づく共同研究について、取り決めに締結した。 ・H25年2月、ワークショップを開催し、TMI及びチェルノブイリ事故での核物質管理技術に関する情報を入手するとともに、適用可能な核燃料物質測定技術のリストアップ及び適用可能性に係る評価項目の検討を実施した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・米国DOEとの協力体制を構築し、この下でワークショップを開催し、有用な情報について共有した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・核燃料物質測定に多くの知見を持つDOEとの体制が適切に組まれていることは本プロジェクトを進める上で非常に重要であることから、今後も綿密な情報交換が進められ、廃炉工程が計画通り着実に進められるよう、留意すること。 	<ul style="list-style-type: none"> ・TMI-2及びチェルノブイリ事故における計量管理や保障措置の経験を引き続き調査すると共に、この分野に多くの知見を有する米国DOEと協力を進める。また、米国DOEとの次段階の協力計画を明確にし、長期的協力体制を維持する。その他、学会、国際会議等の機会を活用し、有用な情報収集に努める。
中長期的な人材育成	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・大学との共同研究、国際協力機関との人的交流等、研究開発を通じた人材育成について検討する。また関係組織が協力し、若手技術者の能力向上・知見拡大に努め、長期にわたるデブリ計量管理の確実な実施及び必要な人材を確保することに努める。
その他					
インプット/アウトプットの共有		<ul style="list-style-type: none"> ・必要なインプット/アウトプット項目、他プロジェクトからのインプット時期等の再検討を行い、開発計画へのフィードバックを行った。また、国、IAEAを含む関係機関との情報共有も適宜実施している。 	<ul style="list-style-type: none"> ・他のプロジェクトとのインプット/アウトプットの情報共有、開発スケジュールの見直しが適宜が行われた。 	<ul style="list-style-type: none"> ・適宜、規制側も含めた関係者間で情報交換を行いつつ、研究を進めていると評価する。一方、核物質測定装置等、他のプロジェクトでの開発目標が共有できるものは、一層の連携が必要である。 	<ul style="list-style-type: none"> ・今後、他のプロジェクトの成果、計画等がより関係することとなるため、定期的な情報交換の場を設けるなど、より綿密な情報共有を行う。

H24個別研究開発プロジェクトの評価

プロジェクト名 : 汚染水処理に伴う二次廃棄物の処理・処分技術開発

実施者 : 日本原子力研究開発機構

ワーキングチーム名 : 放射性廃棄物処理・処分WT

	平成24年度当初計画	平成24年度事業実績	平成24年度事業実績の評価 (PJ実施者による自己評価(改善点含む))	平成24年度事業実績の評価 (廃炉対策推進本部事務局による評価)	平成25年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容					
平成24年度主要目標	<p>1. 廃吸着材・スラッジ等の性状調査</p> <ul style="list-style-type: none"> 各工程からの処理水の分析を実施し、二次廃棄物中の放射性核種組成等を評価するためのデータを取得する。また、従来法では測定が困難な核種の分析技術の開発を開始する。 廃ゼオライトの性状把握の試験を継続するとともに実際のスラッジの性状を明らかにする。 新たな汚染水処理システム(第二セシウム吸着装置、多核種除去設備)から発生する二次廃棄物の基本的な性状を明らかにする。 <p>2. 長期保管方策の検討</p> <ul style="list-style-type: none"> 廃ゼオライト・スラッジの長期保管方策のため容器の腐食に関する電気化学的データを取得する。 廃ゼオライトに関し、水素発生に係わる安全性を定量的に示すデータを取得する。 スラッジに関し、現行の保管方法の基本的な妥当性を示す。 濃縮廃液及び新たな汚染水処理システムからの二次廃棄物に関し、調査した性状を元に長期保管方策を検討する。 <p>3. 廃棄体化技術の検討</p> <ul style="list-style-type: none"> 廃ゼオライト・スラッジ等の廃棄体技術調査を継続し、調査結果を取りまとめる。 セメント固化等の廃棄体化基礎試験を開始し、廃棄体化技術の比較検討に必要なデータを取得する。 新たな汚染水処理システムから発生する二次廃棄物の廃棄体化のための調査・検討に着手する。 	<p>1. 廃吸着材・スラッジ等の性状調査</p> <ul style="list-style-type: none"> 汚染水及び処理水中の核種分析を実施するとともに、新たに3試料の分析に着手した。また、難測定核種の分析を進めた。 吸着塔内のセシウムの吸着分布の推定やゼオライトの熱的安定性等の廃ゼオライトの性状把握の試験を継続した。実スラッジ及び周辺区域の線量率が高く、試料採取と分析を計画通りに実施できなかった。 新たな汚染水処理システム(第二セシウム吸着装置、多核種除去設備)から発生する二次廃棄物の基本的な性状を明らかにするための情報収集を進めた。 <p>2. 長期保管方策の検討</p> <ul style="list-style-type: none"> スラッジの保管容器材料及びセシウム吸着塔材料の腐食試験を実施し、長期保管方策検討のため容器腐食に関する電気化学的データを取得した。 廃ゼオライトに関し、性状調査の結果を反映し、安全性に関わる吸着塔内の水素濃度及び温度を求めた。 スラッジに関し、現行の保管中の熱流動解析を実施し、熱対策が妥当であることを示した。 多核種除去設備で使用される吸着材等の文献調査を開始した。 <p>3. 廃棄体化技術調査</p> <ul style="list-style-type: none"> 廃ゼオライト及びスラッジ等の廃棄体化技術の調査結果を取りまとめた。 セメント固化等の廃棄体化基礎試験を通じて廃棄体化技術の適用性評価に必要なデータの収集を進めた。 多核種除去設備から発生する二次廃棄物の種類・発生予測量等の情報を入手した。 	<p>1. 廃吸着材・スラッジ等の性状調査</p> <ul style="list-style-type: none"> 汚染水の分析、熱伝導率等の廃ゼオライトの性状に関するデータ取得、セシウム吸着分布の解析手法開発等をスケジュール通りに進めた。引き続き性状把握試験を進めるとともに、得られた成果を廃棄物のインベントリ評価や長期保管方策の検討、廃棄物処理処分の検討に活用する。 実スラッジの分析は、試料採取が出来なかったため見送った。次年度の性状評価に向け、スラッジの採取及び分析・性状評価方法の見直しを開始した。 <p>2. 長期保管方策の検討</p> <ul style="list-style-type: none"> スラッジの保管容器及びセシウム吸着塔の材料の腐食に関する電気化学的データ等を取得し、当初の目標を達成した。引き続き腐食挙動の評価に向け、データを取得する。 セシウム吸着塔の安全性に係るデータ及び現行のスラッジ保管の安全性に係るデータを取得し、当初の目標を達成した。 多核種除去設備から発生する二次廃棄物に関しては、設備の稼働が遅れているが、設備の稼働に合わせて平成25年度にデータ取得を実施する。また、性状に関する調査を継続する。 <p>3. 廃棄体化技術調査</p> <ul style="list-style-type: none"> 既存の廃棄体化技術調査の結果を取りまとめるとともに、基礎試験を通じて技術評価に必要なデータの取得を進めることができ、当初の目標を達成した。本成果をスラッジ等への廃棄体化技術検討に活用する。 	<p>概ね当初計画のとおり進められていると評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 平成25年度末の保管容器寿命の評価に向けて、原実スラッジ採取のような、設備上の理由や処理施設稼働の遅れにより採取ができない等の外的要因による困難な課題に対する代替手段・評価・手段の検討が望まれる。 	<p>1. 廃吸着材・スラッジ等の性状調査</p> <ul style="list-style-type: none"> インベントリ評価、長期保管方策及び廃棄物処理処分の検討などのため、廃ゼオライトの性状に関するデータ取得、セシウム吸着分布の解析手法の改良等を継続する。また、除染装置のスラッジに関しては、試料採取方法の検討を進める。また、多核種除去設備から発生する二次廃棄物に関し、設備の稼働に合わせて性状調査を進める。 <p>2. 長期保管方策の検討</p> <ul style="list-style-type: none"> スラッジ保管容器及び吸着塔の材料の腐食挙動の評価に向け、データ取得を継続する。 <p>3. 廃棄体化技術調査</p> <ul style="list-style-type: none"> 廃棄体化技術調査の結果に基づき、技術評価に必要なデータの取得を継続する。
実施内容	<p>1. 廃吸着材・スラッジ等の性状調査</p> <ul style="list-style-type: none"> すでに取り組んでいる汚染水及び処理システムの各工程での処理水中の難分析核種等の分析を終了するとともに、新たに3試料程度の汚染水分析及び実スラッジ試料の分析を実施する。 加えて、従来法では測定が困難な核種の分析技術の開発に着手する。 模擬試験によるセシウム吸着塔内の放射能分布の測定及びシミュレーション解析結果との比較を行う。また、熱伝導率、熱的安定性等の保管、処理処分に係わる性状データを取得する。 第二セシウム吸着装置、多核種除去設備から発生する二次廃棄物の性状把握のためのデータを収集する。 	<ul style="list-style-type: none"> 9試料の汚染水及び処理水を輸送し、これまでに分析実績がある約30核種について、分析を完了した。新たに3種類の試料を輸送し、分析を開始した。これにより廃棄物中に存在する放射性核種の推定を進めた。また、従来法では測定が困難な核種の分析技術の開発を進めた。実スラッジの分析に関しては、貯蔵設備に移送する際に分析用試料を採取する予定であったが移送が実施されなかったため試料を採取出来なかった。 模擬ゼオライト吸着カラムを用いた海水系でのセシウム吸着試験の結果と作製した吸着解析コード(ZAC)による解析結果を比較し、処理水中のセシウム濃度から塔内分布を推定する手法に見直しを得た。 セシウム吸着装置に使用されたゼオライトについて、TG/DTA測定等により熱的安定性、含水率、有効熱伝導率を評価した。ゼオライトは800℃まで脱水以外の吸発熱反応はなく、安定であった。 第二セシウム吸着装置に使用されているゼオライトの熱伝導率測定準備を進めた。また、多核種除去設備から発生する二次廃棄物の性状把握のため、設備で使用される吸着材等の情報を収集した。 	<ul style="list-style-type: none"> 高線量下の微量核種分析のために従来分析フローを改良し、汚染水およびその処理水の分析を遅滞なく実施し、当初の目標を達成した。引き続き二次廃棄物のインベントリ評価に向け分析データを蓄積していく。実スラッジの分析に関しては、スラッジの移送計画の変更により未達成であり、次年度の採取に向け、スラッジの採取方法の見直しを開始した。 吸着塔内のセシウム分布を処理液分析結果から解析する手法に見通しが得られ、今年度の計画を達成した。平成25年度は、実際の運転履歴を反映できるように解析コードを改良して代表的な廃吸着塔の解析を行う。また当初の計画通りにゼオライトの熱伝導率、熱的安定性等の性状データを取得し、長期保管対策検討に反映した。 第二セシウム吸着装置の物性測定に着手し、多核種除去設備で使用される吸着材等の情報を入手し、当初の計画を達成した。今後多核種除去設備の運転に合わせ、試料の採取、分析を進めていく。 	<ul style="list-style-type: none"> 滞留水、処理水の分析について計画通り進められていると評価する。 分析技術の開発は、「3-2 放射性廃棄物の処理・処分技術の開発」にて実施されている。 放射能評価方法の検討の充実に加え、次年度以降の分析計画の立案による体系的かつ合理的な分析の実施を期待する。 セシウム吸着装置については計画通りデータが得られているが、除染装置のスラッジ、第二セシウム吸着装置、および多核種除去設備の二次廃棄物についてのデータ取得を継続・検討する必要がある。第二セシウム吸着装置については、セシウム吸着装置で得られたデータで代替できるものが無いか検討し、効率的に進められることを望む。 	<ul style="list-style-type: none"> 引き続き二次廃棄物のインベントリ評価に向け汚染水およびその処理水の分析データを蓄積していく。また、スラッジを保管しているピット等から分析試料を採取することを含め、試料採取方法の検討を進める。 開発した吸着塔内のセシウム分布推定のための解析コードを改良する。また、廃ゼオライトの性状データの取得を継続する。 多核種除去設備からの二次廃棄物に関するデータの取得を進める。 平成25年度以降、分析技術の開発は「3-2 放射性廃棄物の処理・処分技術の開発」にて実施する。

H24個別研究開発プロジェクトの評価

プロジェクト名 : 汚染水処理に伴う二次廃棄物の処理・処分技術開発

実施者 : 日本原子力研究開発機構

ワーキングチーム名 : 放射性廃棄物処理・処分WT

	平成24年度当初計画	平成24年度事業実績	平成24年度事業実績の評価 (PJ実施者による自己評価(改善点含む))	平成24年度事業実績の評価 (廃炉対策推進本部事務局による評価)	平成25年度事業計画における見直しの方向
	<p>2. 長期保管方策の検討</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スラッジ及び濃縮廃液の保管容器材料を対象に、塩化物イオン濃度、放射線、スラッジ等との接触を考慮した浸漬試験及び電気化学試験等により腐食に関するデータを整備し、容器の耐食寿命等を評価する。廃ゼオライトについては、塩分洗浄試験、ゼオライトの有無による吸着塔容器材料の腐食挙動の違いを検討する。 ・水素生成の収量(G値)等の放射線化学データを取得し、安全性を定量的に評価する。廃ゼオライト吸着塔内の水素拡散解析及び実体系模擬試験による確認を行い、吸着塔・保管設備の設計・運用に係わるバックアップデータを取得する。 ・スラッジの熱に係わる安全性について、熱流動計算により保管中の安全性を示す。 ・第二セシウム吸着装置、多核種除去設備から発生する二次廃棄物の性状データに基づき、長期保管方策の検討に着手する。 <p>3. 廃棄体化技術の検討</p> <ul style="list-style-type: none"> ・廃ゼオライト・スラッジ等の廃棄体技術調査を引き続き実施し、調査結果を取りまとめる。 ・二次廃棄物のセメント固化やガラス固化等の廃棄体化基礎試験を開始し、廃棄物組成が固化に及ぼす影響、廃棄体の特性等を調べる。 ・新たな汚染水処理システムから発生する二次廃棄物の廃棄体化のための調査・検討に着手する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・スラッジ及び濃縮塩溶液の保管容器材料について、海水系における炭素鋼(SS400)の腐食傾向を調べた。 ・廃ゼオライト吸着塔材料(SUS316L)について、腐食で重要な因子は海水の塩化物イオンであることを確認した。ゼオライトを含む人工海水に2,000 h浸漬したSUS板には、(自由)表面の局所腐食は観察されなかった。ゼオライトを充填したカラム(3 L規模)を用いた洗浄試験により、2倍以上の容器体積で洗浄することにより残留塩分を1000ppm以下に抑えられた。また、KURION吸着塔実機を用いた塩分洗浄試験を行い、残留塩分推定値等のデータを取得した。この結果を、実環境に近い状況での腐食試験の条件設定につなげる。 ・模擬スラッジ及びスラッジ構成成分にガンマ線を照射し、水素生成G値を求める実験を継続した。照射線量率や固液の影響を調べるとともに、得られたG値を用いてスラッジ貯蔵設備の水素ガス掃気量の妥当性を確認した。また、ゼオライトについては、G値に対する吸着塔内の状況による影響を調べた。 ・ゼオライトの熱伝導率を反映した水素拡散解析を実施し、ペント管のプラグを大気開放した状態の吸着塔内の水素濃度が爆発下限界未満、温度が自然発火点未満であることを確認した。また、吸着塔を模擬した試験装置等を用いた実体系模擬試験を実施し、塔内水素代替ガス(ヘリウム)濃度データを取得した。 ・スラッジ貯蔵設備の熱流動解析の結果、強制冷却を行わなくとも熱的に問題ないことを確認した。 ・多核種除去設備で使用される吸着材に関する文献調査を開始した。 <ul style="list-style-type: none"> ・既存の廃棄体化技術を調査し、セメント固化、ガラス固化、圧縮成型固化等のおよそ10種の廃棄体化技術に関し、概要、特色、実用例などをとりまとめた。また、汚染水処理の除染装置から発生するスラッジ及びセシウム吸着塔の廃ゼオライトへのこれら廃棄体化技術の適用性を検討した。 ・セメント固化については、ゼオライト並びに模擬スラッジに適用した場合、十分な強度を持つ固化体を作製できることを基礎試験により確認した。ガラス固化については、ゼオライトに適用した場合、良質なガラス固化体を作製できる固化を基礎試験により確認した。スラッジに対しては、鉄リン酸塩ガラス固化によって高充填固化体を作製可能であることなどを確認した。また、後年の廃棄体化技術の比較検討に必要なデータの取得を進めた。 ・多核種除去設備から発生する二次廃棄物の廃棄体化のための調査に着手し、廃棄物の種類、発生予想量等の情報を収集した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・当初の計画通り、スラッジおよび濃縮廃液の保管容器材料を対象に、浸漬試験および電気化学試験等によって腐食に関するデータを取得し、炭素鋼の腐食挙動の評価を進めた。本評価は次年度に予定しているより腐食環境の厳しい攪拌系での腐食挙動のベースとなる。容器の耐食寿命については、静止系及び攪拌系での腐食挙動を総合的にとりまとめた上で評価を行う。 ・廃ゼオライト吸着塔の長期保管にかかる容器の腐食に関する検討を行うとともに、実機を用いた残留塩分の真水洗浄による低減効果の確認試験を行い、当初の目標を達成した。 ・当初の計画通り、スラッジ成分の安全性を定量的に評価するための水素生成の収量等の放射線化学データを取得した。廃ゼオライトの保管中の水素発生や発熱に関する解析・評価を実施し、サイトでの廃ゼオライト保管において、水素濃度が爆発下限値未満であると評価結果を得、当初の目標を達成した。 ・スラッジの保管中の水素発生や発熱に関する解析・評価に関し、今年度の計画を達成した。 ・当初の計画通り、第二セシウム吸着装置、多核種除去設備から発生する二次廃棄物の性状データに基づき、長期保管方策の検討に着手した。 <ul style="list-style-type: none"> ・既存の廃棄体化技術を調査し、多様な廃棄体化技術に関し、概要や特色等のとりにまとめを行い、当初の目標を達成した。本成果は、次年度以降の同プロジェクト内の廃棄体化基礎試験に活用するとともに、3-2プロジェクトにおける調査等にも活用する。 ・スラッジ並びに廃ゼオライトへのセメント固化およびガラス固化法の適用性評価に向けた基礎試験を行い、強度を有する廃棄体作製に関するデータの取得を進めることができ、当初の目標を達成した。引き続き廃棄体作製時や廃棄体中のセシウムの他の廃棄体化法の基礎試験などに活用する。 ・多核種除去設備から発生する二次廃棄物の性状等の調査に着手し、当初の目標を達成した。引き続き調査を継続するとともに、本成果を廃棄体化の検討に活用する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・当初計画のとおり進捗している。引き続き検討を行い平成25年度末を目標に主要成果を取りまとめることを期待する。 ・スラッジについては、現状の保管施設であるDビットと一時保管施設を対象に総合的に長期保管の妥当性を検討することを望む。 <ul style="list-style-type: none"> ・既存技術の調査について取りまとめがなされ、概ね当初の計画通り進められていると評価する。 ・廃棄体化技術の検討は、既存技術の整理(カタログ化)が重要であり、整理にあたっては技術の概要や性能だけではなく、実現性の評価に必要な技術の実用化状況、経済性、二次廃棄物の発生量や性状などの適用上の課題も整理することが重要である。廃棄物性状等に関する情報の蓄積に応じて技術の適用性を評価し、技術を絞り込んでいくこととなる。 ・よって、当面は、幅広い技術を対象とした机上調査検討を重点的に進め、廃棄体化技術の試験研究は基礎試験に留めるものとし、かつ、2. 長期保管方策の検討と関連を踏まえ、長期保管に課題がある廃棄物に係る検討を優先実施することが重要である。 	<ul style="list-style-type: none"> ・中長期ロードマップの計画通り、廃ゼオライト・スラッジ等の長期保管方策のため検討、試験を継続する。 ・スラッジのDビットでの長期保管の妥当性検討を計画に加える。 ・多核種除去設備から発生する二次廃棄物の長期保管方策の検討を継続する。 <ul style="list-style-type: none"> ・廃棄体化技術調査の結果に基づき、技術評価に必要なデータの取得を種々の廃棄体化技術に対し継続する。 ・多核種除去設備から発生する二次廃棄物の性状等の調査を継続し、廃棄体化の検討に活用する。
国内外観智の活用	国内の学協会・大学等との連携協力、国内外の学会等における成果の公表及び参加者との討論、海外研究機関等との情報交換を強化することにより、国内外観智の活用を図る。	<ul style="list-style-type: none"> ・日本原子力学会の特別専門委員会に研究開発の状況を説明し、学協会との連携を図るとともに、国内専門家からの意見を得た。 ・国内外の研究者やメーカーと主に廃棄物処理技術に関する情報交換等を進めた。 ・米国、イギリス、フランス、ウクライナ等との2国間協力等を活用し、海外研究機関等との情報交換を進めた。 ・2012 Materials Research Society Fall Meeting (ボストン)、Waste Management 2013 Conference (フェニックス)、International Experts' Meeting on Decommissioning and Remediation after a Nuclear Accident (ウィーン)等の国際会議において研究成果を発表することにより、海外研究者との情報交換を図った。 ・日本原子力学会等で成果を公表し、国内研究者との情報交換を図った。 	<ul style="list-style-type: none"> ・日本原子力学会特別専門委員会において国内専門家の意見、知見等を収集し、研究開発に反映することができた。 ・2国間協力、国際会議等を活用し、海外原子力施設における廃棄物処理・処分に最新の情報を収集することができた。 	国内外の専門家の意見、情報を収集しており国内外観智が活用されていると評価する。	<ul style="list-style-type: none"> ・日本原子力学会特別専門委員会における研究開発計画の見直し等により、学協会等との連携を継続する。 ・2国間協力、国際会議等の活用を継続するとともに、海外原子力施設における合理的な廃棄物管理に関するより詳細な情報等の収集に向けて協力関係の強化を図る。 ・廃棄物処理技術等に関して国内外の研究者やメーカーとの情報交換等を継続する。
中長期的な人材育成	将来の人材の育成を担う大学、研究機関等の外部機関との連携を強化する。	<ul style="list-style-type: none"> ・将来必要となる人材の育成を担う大学との連携を強化するため、北海道大学、東北大学、芝浦工業大学、愛媛大学と廃棄物性状調査や長期保管方策、廃棄物処理処分技術に関する共同研究等を実施し、中長期的な人材の育成を図った。 ・筑波大等において、放射性廃棄物の処理・処分にかけた研究に関する講義を行い、若手人材の育成を図った。 	原子力以外の分野と共同研究を実施し、将来必要となる人材の裾野を広げることができた。	<ul style="list-style-type: none"> ・他の研究機関や大学との連携をさらに強めていく必要がある。 ・廃棄物の処理・処分は廃止措置の受け皿的役割としてとして非常に重要であり、かつ研究開発が長期に及ぶこと念頭に、プロジェクトの中核を担う人材の育成について、JAEAを中心に計画的に取り組んでいく必要がある。 	<ul style="list-style-type: none"> ・これまでの共同研究等を継続するとともに、大学、研究機関等との連携の強化に向け、共同研究の拡大等に関する検討を実施する。
その他	インプット/アウトプットの共有の高度化に向け、データベースの検討を行う。	プロジェクト実施者が閲覧、情報提供できるファイル共有のためのサーバーへの情報の登録準備を開始し、廃棄物情報、技術開発情報等の共有化を図った。	簡易的な方法によるプロジェクト実施者間の情報共有を継続しつつ、本格的なデータベースによる情報共有化への移行に向けた検討を実施することができた。	廃棄物管理を実施する東京電力及び、他の研究機関、大学との情報共有についても念頭において検討を進める必要がある。	<ul style="list-style-type: none"> ・作成検討が進むデータベースへの情報の登録準備を進め、インプット/アウトプットの共有の高度化を図る。

H24個別研究開発プロジェクトの評価

プロジェクト名：放射性廃棄物の処理・処分技術の開発

実施者：日本原子力研究開発機構

ワーキングチーム名：放射性廃棄物処理・処分WT

	平成24年度当初計画	平成24年度事業実績	平成24年度事業実績の評価 (PJ実施者による自己評価(改善点含む))	平成24年度事業実績の評価 (廃炉対策推進本部事務局による評価)	平成25年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容					
平成24年度主要目標	<p>1. ガレキ等の性状調査等</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射性廃棄物処理・処分の検討にあたり、ガレキ、伐採木等の汚染状況を把握するための分析を実施する。 <p>2. 難測定核種分析技術の開発</p> <ul style="list-style-type: none"> 分析技術の確立が必要な難測定核種に関する技術調査・検討を実施する。 <p>3. 処理・処分に関する研究開発基盤整備についての検討</p> <ul style="list-style-type: none"> 処理・処分に関する検討が長期に及ぶことを念頭に、計画的に技術開発を遂行していく上で必要な研究開発基盤を整備する。 <p>4. 処理・処分に関する研究開発計画の策定</p>	<p>1. ガレキ等の性状調査等</p> <ul style="list-style-type: none"> ガレキ、伐採木の放射能分析を実施し、廃棄物の汚染状況の特徴の把握に必要な分析データを取得した。 <p>2. 難測定核種分析技術の開発</p> <ul style="list-style-type: none"> 分析技術の確立が必要なZr-93、Mo-93等の難測定核種に関する文献調査、分析フローの検討を実施した。 <p>3. 処理・処分に関する研究開発基盤整備についての検討</p> <ul style="list-style-type: none"> 処理・処分の安全性の見通しを得るために必要な研究開発要素と解決策案について検討するとともに、データベース構築に向けて利用ニーズ、今後の整備可能性等の整理を行い、データベースの概念設計を行った。 <p>4. 処理・処分に関する研究開発計画の策定</p> <ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会に設置した特別専門委員会にて検討いただいた技術開発計画を参考に、処理・処分に関する研究開発計画案を作成した。 	<ul style="list-style-type: none"> 各実施項目については、当初の計画通りの実施内容・スケジュールで実施し、廃棄物の性状把握のための分析データを着実に取得するとともに、次年度からの本格的な処理・処分に関する研究開発の実施に向け、処理・処分に関する研究開発計画案を作成することができた。 実施にあたっては、技術開発計画検討のための特別専門委員会の日本原子力学会への設置等により外部情報の活用に積極的に取り組んだ。 廃棄物の分析に関しては、以下に述べるように化学成分の分析、遠隔・自動化が可能な分析技術の開発等を今後実施していく必要がある。 	<ul style="list-style-type: none"> 概ね当初計画の通り進められていると評価する。 研究開発計画の作成に当たって外部叡智を取り入れていたことが評価できる。 廃棄物の性状調査と並行し、廃棄物処理方法や処分概念についてあらかじめ幅広く評価し、性状調査等の進展に応じて絞り込んでいくことを念頭に研究開発を進めていく必要がある。 	<ul style="list-style-type: none"> 本年度作成した研究開発計画に基づき、廃棄物の処理・処分における安全性の見通しを得るために必要な研究開発を進めていく。 研究開発の実施に当たっては、廃棄物処理方法や処分概念についてあらかじめ幅広く評価し、性状調査等の進展に応じて絞り込んでいくことを念頭に置く。 廃棄物の分析に関しては、化学成分の分析、遠隔・自動化が可能な分析技術の開発等の本年度明らかになった改善点を実施項目に加える。
実施内容	<p>1. ガレキ等の性状調査等</p> <p>(1) ガレキの核種分析(10サンプル程度)</p> <p>3、4号機のガレキ撤去工事に試料を採取し、場所毎の核種組成の特徴について検討する。</p> <p>(2) 伐採木の核種分析(5サンプル程度)</p> <p>敷地内線量分布を念頭に試料を採取し、核種組成の違いを考慮する必要性について検討する。</p>	<p>(1) ガレキの核種分析</p> <p>採取したガレキ試料(1,3,4号機周辺コンクリート:12試料、4号機新燃料付着ガレキ:2試料)の放射能分析を実施し、場所毎の核種組成の特徴を検討した。試料よりCo-60、Cs-137、H-3、C-14等が検出されている。核種組成比は試料により変化しており、場所毎の特徴を確認するためには、分析試料数を増やす必要がある。</p> <p>(2) 伐採木の核種分析</p> <p>採取した伐採木試料(保管中:4試料、3号機周辺生木:1試料)の放射能分析を実施し、核種組成の特徴に関する放射能データを取得した。核種組成の違いに関しては、全ての試料が同程度のCs-137、H-3濃度であったことから、敷地内線量分布を念頭に置いた試料採取及び分析の継続が必要との検討結果を得た。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ガレキ及び伐採木の放射能分析を当初計画通り実施し、核種組成に関する放射能濃度データの蓄積を進めることができた。このデータは、今後のサンプリング計画の策定、ガレキ等廃棄物に対する処理処分方策の検討、インベントリ評価手法の検討等に活用する。 放射性核種に加え、廃棄物の処理・処分を検討する上で重要な化学成分の分析も今後実施していく必要がある。 今後、できるだけ多くの試料を分析していくため、3-1プロジェクトにおける汚染水等の分析と統合等の効率化を検討する必要がある。 	<ul style="list-style-type: none"> 試料の分析については当初の計画通り進められていると評価する。 平成25年度以降の分析計画の立案を進め体系的かつ合理的に性状評価が進められるようにしていく必要がある。 	<p>「3-1 汚染水処理に伴う二次廃棄物の処理・処分技術開発」における汚染水等の分析と統合し、効率的な放射性核種及び化学成分の分析データ取得を進める。また、取得した分析データを基にインベントリ評価手法の検討等を進めていく。</p>
	<p>2. 難測定核種分析技術の開発</p> <p>国内外文献の調査を実施し、難測定核種の分析フロー等の検討を実施する。</p>	<p>難測定核種分析フローの検討として、Zr-93、Mo-93、Pd-107、Sn-126の既存分析法について、国内外の文献調査を実施して既存分析フローを整理した。核種分離の操作が煩雑であり、より効率的な分析フローにするために改良可能な操作を抽出した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> Zr-93等の難測定核種の分析法に関する検討を進めることができた。本年度得られた成果は、平成25年度以降の難測定核種分析技術開発に活用する。 高線量廃棄物試料の分析に今後対応するため、遠隔・自動化が可能な分析技術の開発を進める必要がある。 	<ul style="list-style-type: none"> 当初の計画通り進められていると評価する。 国内外の機関と連携し、分析技術で既存のものがあれば技術移転について検討し、開発時間を短縮することが望まれる。 国内外の機関と分析技術に関する意見交換を行う。 	<p>Zr-93等の難測定核種の分析について、従来の技術課題を改善した新しい分析フローを検討する。また、遠隔・自動化が可能な分析技術の開発を進める。</p>
	<p>3. 処理・処分に関する研究開発基盤整備についての検討</p> <p>(1) 処理・処分に関する研究開発要素の検討</p> <p>研究開発計画の策定に資するよう、処理・処分の安全性の見通しを得るために必要な研究開発要素と解決策案について現状想定しうる範囲でできるだけ具体的に抽出する。</p> <p>(2) 廃棄物データベースの構築に関する検討</p> <p>得られた研究開発成果や周辺情報を体系的かつ継続的に整理するために必要なデータベースを構築するための検討を行う。</p>	<p>(1) 処理・処分に関する研究開発要素の検討</p> <p>水処理二次廃棄物、ガレキ等の廃棄物の処理・処分における安全性の見通しを得るために必要な研究開発要素と解決策案の検討として、1Fでの廃棄物の管理状況、1Fで発生した廃棄物の処理・処分に関する研究開発の状況、国内外の廃棄物処理処分・技術等に関する情報を収集・整理し、課題の抽出、課題の対応策の検討等を実施した。大きな課題としては、処理・処分の検討に重要な核種の分布に関する情報が少ない、放射能濃度が広範囲にわたる、物量が大きい等がある。核種分布に関するデータの少なさを解析的手法を利用して補充する方法、除染・再利用による減容等の対応策を検討した。</p> <p>(2) 廃棄物データベースの構築に関する検討</p> <p>廃棄物に関する情報や技術開発の成果を体系的かつ継続的に整理可能なデータベース構築の基盤整備として、現段階で想定されるデータや知見についての利用ニーズ並びに今後の整備可能性等の整理を行い、データベースの概念設計を行った。想定されるデータや知見としては、保管廃棄物に関する情報、処理処分の研究開発成果に関する情報、施設運転情報等があり、優先度や利用可能な情報量等から保管廃棄物の性状分析結果に関する情報の共有化を手始めにデータベースの具体化を検討していくことを合理的と考えた。</p>	<p>(1) 処理・処分に関する研究開発要素の検討</p> <p>スケジュールにしたがって処理・処分に関する研究開発要素と解決策案の検討を着実に進め、研究開発計画の策定に反映することができた。</p> <p>(2) 廃棄物データベースの構築に関する検討</p> <p>本格的なデータベース構築作業は平成25年度から実施する計画であり、本格的な構築作業を効率的に進めるために必要な準備を着実に進めることができた。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 廃棄物データベースの構築に際しては、処理・処分を念頭にその実現までに長期を要すること、その間に研究開発に加え、現場作業からも情報が得られていくことを考慮する必要がある。 また、情報の散逸を防ぐため早期に運用が開始されるよう技術開発を進めていく必要がある。 わが国で主に検討されてきた既存の処分概念に加え、海外情報等を参考に適用可能と思われる処分概念を幅広く抽出し、その特徴を比較検討するなど廃棄物の特徴を踏まえた処分に向けた検討についても進めていく必要がある。 	<p>廃棄物データベースの構築に関しては、データベースの概念設計を基盤として、機能・運用方法等の検討、基本設計、及びプロトタイプ製作と試運用を行う。</p>
	<p>4. 処理・処分に関する研究開発計画の策定</p> <p>処理・処分に関する研究開発計画を策定する(策定に際しては学協会などとの連携を検討)。</p>	<p>日本原子力学会に特別専門委員会を設置し、技術開発計画を検討いただいた。計画検討にあたっては、これまで実施してきた放射性廃棄物処理・処分に関する調査、研究等で得られた成果を提供した。特別専門委員会において検討いただいた技術開発計画を参考に、廃棄物の処理・処分における安全性の見通しを得るために必要な研究開発計画案を作成した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 次年度からの本格的な処理・処分に関する研究開発の実施に向け、研究開発計画案を予定通り作成することができた。 日本原子力学会特別専門委員会において技術開発計画を検討いただいたことにより、広く専門家の意見を取り込み検討内容を充実させることができた。 研究開発計画は、研究開発の進展を反映させ、定期的に見直ししていく必要がある。 	<ul style="list-style-type: none"> 当初の計画通り進められていると評価する。 国内専門家の意見を反映している点が評価できる。 策定した計画について、次年度以降、国内外の専門家にさらに広く意見を求めそれを取り込むことにより計画を継続的に改訂していく必要がある。 	<p>本年度作成した研究開発計画に基づき、放射性廃棄物の処理・処分における安全性の見通しを得るために必要となる廃棄物処理技術の開発、放射性廃棄物処分の安全性に関する検討等を実施していく。</p> <p>研究開発計画は、学協会等との連携を検討しつつ、定期的に見直しを行う。</p>
(特記事項)					
国内外叡智の活用	<p>国内の学協会・大学等との連携協力、国内外の学会等における成果の公表及び参加者との討論、海外研究機関等との情報交換を強化することにより、国内外叡智の活用を図る。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 研究開発計画の検討にあたり、日本原子力学会に特別専門委員会を設置することにより学協会との連携を図った。 プロジェクトの実施にあたっては、再委託、研究開発計画検討のための作業会等を活用して電中研、原環センター等の国内研究機関、メーカー等との協力を図った。 米国、イギリス、フランス、ウクライナ等との2国間協力等を活用し、海外研究機関等との情報交換を進めた。 2012 Materials Research Society Fall Meeting (ボストン)、Waste Management 2013 Conference (フェニックス)等の国際会議において研究成果を発表することにより、海外研究者との情報交換を図った。 	<ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会特別専門委員会において国内専門家の意見、知見等を収集・活用し、研究開発計画を内容を充実したものにすることができた。 2国間協力、国際会議等を活用し、海外原子力施設における廃棄物処理・処分に関する最新情報を収集することができた。 	<ul style="list-style-type: none"> 国内外の専門家の意見、情報の積極的な収集がなされていると評価できる。引き続き国内外叡智をシステムチックに収集・活用するための体制を構築していく必要がある。 	<ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会特別専門委員会における研究開発計画の見直し等により、学協会等との連携を継続する。 2国間協力、国際会議等の活用を継続するとともに、海外原子力施設における合理的な廃棄物管理に関するより詳細な情報等の収集に向けて協力関係の強化を図る。

H24個別研究開発プロジェクトの評価

プロジェクト名：放射性廃棄物の処理・処分技術の開発

実施者：日本原子力研究開発機構

ワーキングチーム名：放射性廃棄物処理・処分WT

	平成24年度当初計画	平成24年度事業実績	平成24年度事業実績の評価 (PJ実施者による自己評価(改善点含む))	平成24年度事業実績の評価 (廃炉対策推進本部事務局による評価)	平成25年度事業計画における見直しの方向
中長期的な人材育成	将来の人材の育成を担う大学、研究機関等の外部機関との連携を強化する。	<ul style="list-style-type: none"> 将来必要となる人材の育成を担う大学との連携を強化するため、広島大学、埼玉大等と分析技術に関する共同研究等を実施し、中長期的な人材の育成を図った。 筑波大等において、放射性廃棄物の処理・処分にに向けた研究に関する講義を行い、若手人材の育成を図った。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子力以外の分野の研究室と共同研究を実施し、将来必要となる人材の裾野を広げることができた。 	<ul style="list-style-type: none"> 他の研究機関や大学との連携をさらに強めていく必要がある。 廃棄物の処理・処分は廃止措置の受け皿的役割としてとして非常に重要であり、かつ研究開発が長期に及ぶこと念頭に、プロジェクトの中核を担う人材の育成について、JAEAを中心に計画的に取り組んでいく必要がある。 	<ul style="list-style-type: none"> これまでの共同研究等を継続するとともに、大学、研究機関等との連携の強化に向け、共同研究の拡大等に関する検討を実施する。
その他					
インプット/アウトプットの共有	インプット/アウトプットの共有の高度化に向け、データベースの検討を行う。	<ul style="list-style-type: none"> プロジェクト実施者が閲覧、情報提供できるファイル共有のためのサーバーの運用を継続し、廃棄物情報、技術開発情報等の共有化を図った。 「3. 処理・処分にに関する研究開発基盤整備についての検討」において、インプット/アウトプットの効果的な共有に適用可能なデータベースの概念設計を行った。 	<ul style="list-style-type: none"> 簡易的な方法によるプロジェクト実施者間の情報共有を継続しつつ、本格的なデータベースによる情報共有化への移行に向けた検討を実施することができた。 	<ul style="list-style-type: none"> 廃棄物管理を実施する東京電力及び、他の研究機関、大学との情報共有についても念頭において検討を進める必要がある。 	<ul style="list-style-type: none"> データベースの概念設計に基づき、機能・運用方法等の検討、基本設計、及びプロトタイプ製作と試運用を行い、インプット/アウトプットの共有の高度化を図る。