

国際廃炉研究開発機構 (IRID) の 技術研究について

平成26年7月22日

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構

理事 福田俊彦

本日の内容

1. IRIDの組織概要について
2. IRIDの事業内容について
 - (1) 廃炉に関する研究開発
 - (2) 廃炉に関する国際・国内関係機関との協力の推進
 - (3) 研究開発に関する人材育成
3. 主な研究開発について
 - (Ⅰ) 使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発
 - (Ⅱ) 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発
 - (Ⅲ) 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

本日の内容

1. IRIDの組織概要について

2. IRIDの事業内容について

- (1) 廃炉に関する研究開発
- (2) 廃炉に関する国際・国内関係機関との協力の推進
- (3) 研究開発に関する人材育成

3. 主な研究開発について

- (Ⅰ) 使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発
- (Ⅱ) 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発
- (Ⅲ) 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

中長期ロードマップ改訂とIRID設立の経緯

改訂版中長期ロードマップ（平成25年6月27日廃炉対策推進会議）のポイント

1. 号機ごとの状況を踏まえたスケジュールの前倒しの検討

- ✓ 初号機の燃料デブリ取り出しを10年後と設定した目標について、号機毎に異なる状況を踏まえ、柔軟に対応できるように複数のプランを設定

2. 地元とのコミュニケーションの強化

- ✓ 「廃炉対策推進会議福島評議会（仮称）」の設置
- ✓ 廃炉に係る作業についての福島県内の企業とのマッチングの場の提供、機器・用品供給等を担う地元企業の育成等による地域経済の活性化

3. 国際的な叡智を結集する体制の本格整備

- ✓ 研究開発運営組織の設立と海外有識者等から助言を得る体制の整備
- ✓ IAEAレビュー・ミッションとの連携強化、国際共同研究の積極的推進

上記に加え、以下についてもロードマップに明確に位置付け取組む方向

- 「汚染水処理対策委員会」による地下水流入抑制のための対策に係る報告
- 「特定原子力施設」としての安全確保と新たな基準の整備など規制上の対応（機器・設備の信頼性向上、作業者の作業安全・放射線安全等）

組織の設立と役割

<組織の設立>

- 平成25年8月1日、茂木経済産業大臣による技術研究組合法に基づく認可。
- 同年8月8日、臨時総会及び理事会を開催し、組織体制の整備を図るとともに、実質的な活動を開始。

<組織の役割>

- 「将来の廃炉技術の基盤強化を視野に、当面の緊急課題である福島第一原子力発電所の廃炉に向けた技術の研究開発に全力を尽くす」ことが基本的な役割。

<IRID>

International Research Institute for Nuclear Decommissioning

IRIDの概要

1. 名称

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (略称：IRID「アイリッド」)
(International Research Institute for Nuclear Decommissioning)

2. 組合本部

〒105-0004 東京都港区新橋5-27-1 パークプレイス6F
(電話番号) 03-6345-3801 (代表)
(ホームページアドレス) <http://www.iris.or.jp>

3. 組合員 (18法人)

独立行政法人：日本原子力研究開発機構、産業技術総合研究所

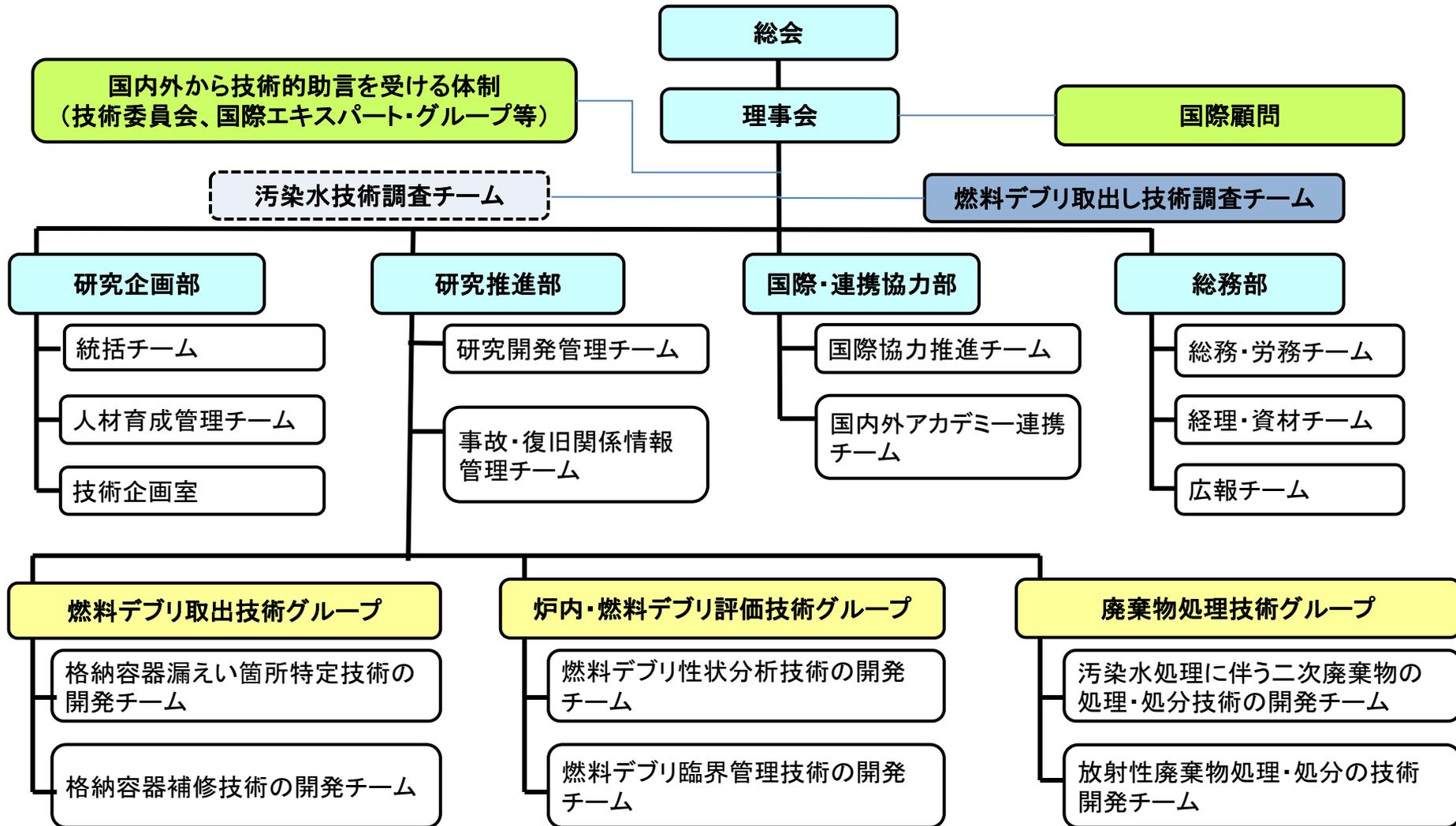
プラント・メーカー等：(株)東芝、日立GEニュークリア・エナジー(株)、三菱重工業(株)
(株)アトックス(2014.5.29より)

電力会社等：北海道電力(株)、東北電力(株)、東京電力(株)、中部電力(株)、
北陸電力(株)、関西電力(株)、中国電力(株)、四国電力(株)、
九州電力(株)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、日本原燃(株)

4. 理事会

理事長：山名 元 副理事長：新井 民夫、 劔田 裕史 専務理事：鈴木 一弘
理事：及川 清志、 魚住 弘人、 門上 英、 瀬戸 政宏、 畠澤 守、
福田 俊彦、 森山 善範
監事：小梨 朝倫

IRIDの組織体制



< 廃炉技術の基盤強化を視野に、 当面の緊急課題である福島第一原発の廃炉に向けた取組みに注力 >

- ・福島第一廃炉の加速、安全確保、環境保全
- ・福島の早期復興と国民の安心

- ・将来の廃炉や安全高度化への対応
- ・関連技術の涵養、蓄積と高度化

東電福島第一原子力発電所
廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議
(議長: 茂木経済産業大臣) [全体の司令塔機能]

電力会社各社
プラント・メーカー

中長期RMの提示・報告

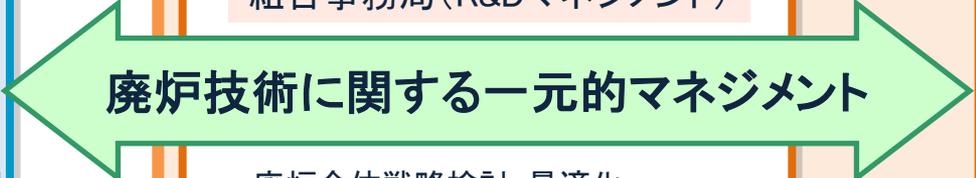
研究開発計画の提示・報告

将来の廃炉計画への反映

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構

組合事務局 (R&Dマネジメント)

R&D実施機関



廃炉技術に関する一元的マネジメント

- ・廃炉全体戦略検討・最適化
- ・技術の現場ニーズ・シーズ分析と調整 (最適化/整合)
- ・個別技術開発の調整・指示
- ・国際・国内助言の取り込み
- ・ポテンシャル技術の開拓
- ・人材育成や大学等の連携強化

- 合理的開発の主導
- 協働・協力の主導
- 開発成果の共有

- プラント・メーカー
- 日本原子力研究開発機構
- 産業技術総合研究所
- 電力会社各社
- その他研究機関

東京電力

福島第一廃炉推進カンパニー

福島第一原子力発電所 (廃炉現場)

- 現場ニーズの抽出
- 開発成果の実用化
- 計画・戦略の提案

技術やマネジメント面の助言

共同研究、R&Dへの参画等

国内・海外関係機関からの助言

共同研究実施機関

本日の内容

1. IRIDの組織概要について

2. IRIDの事業内容について

(1) 廃炉に関する研究開発

(2) 廃炉に関する国際・国内関係機関との協力の推進

(3) 研究開発に関する人材育成

3. 主な研究開発について

(Ⅰ) 使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発

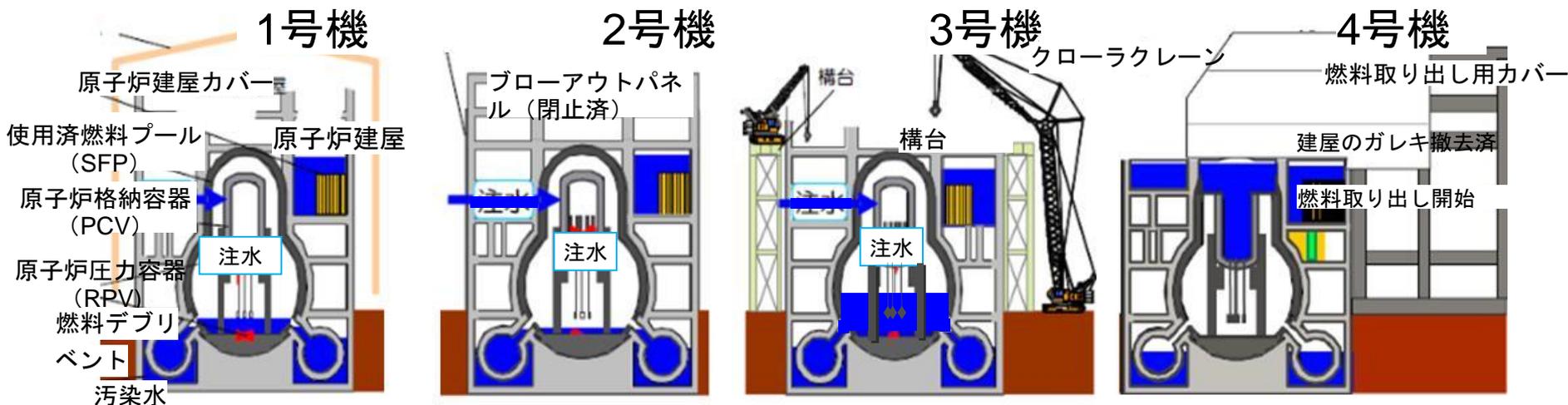
(Ⅱ) 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(Ⅲ) 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

2. (1) 廃炉に関する研究開発

福島第一原子力発電所1～4号機の概要

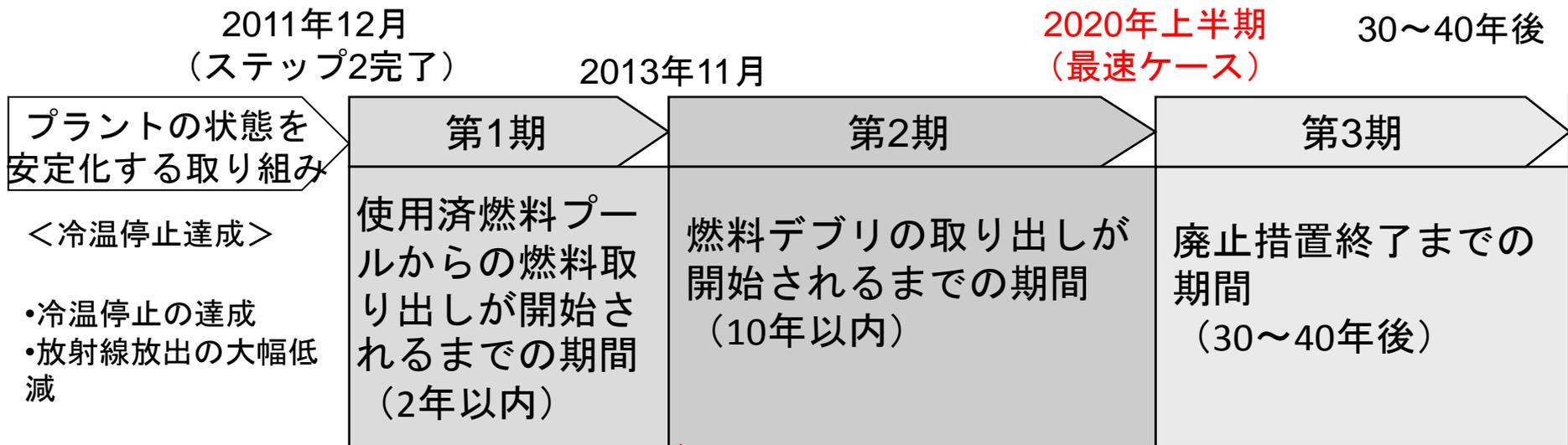
- 廃止措置の進捗状態は号機ごとに異なっている。
- 4号機の使用済燃料プールからの使用済燃料の取り出しは11月18日に開始された。



電気出力	460MW	784MW	784MW	784MW
商業運転開始日	1971年3月	1974年7月	1976年3月	1978年10月

中長期ロードマップの概要

- 中長期ロードマップは2013年6月に改訂され、段階的なアプローチが確認された。
- 4号機使用済燃料プールからの燃料取り出しは2013年11月に開始された。



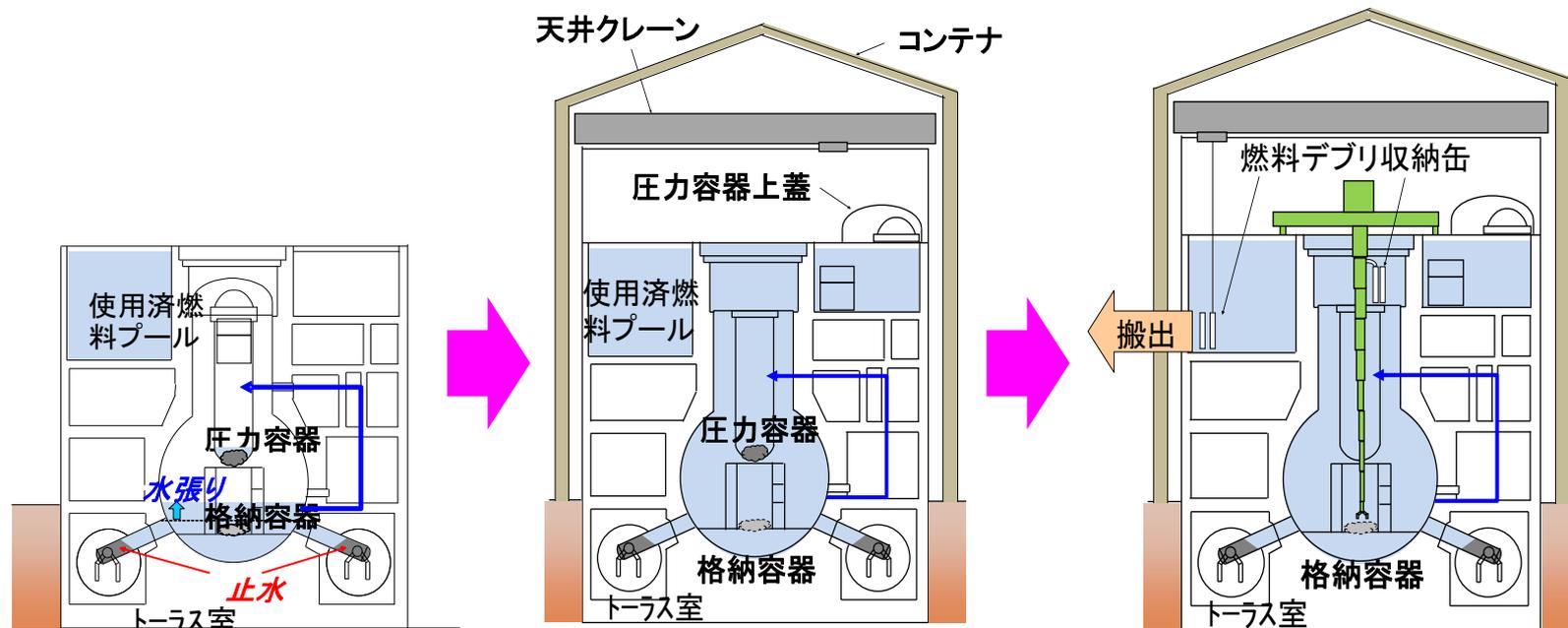
2013年11月18日に4号機SFPから
最初の燃料集合体の取り出し開始

「福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた中長期ロードマップ」は、2013年6月27日に改訂。



燃料デブリ取出しへの作業ステップ (イメージ)

- 燃料デブリを冠水させた状態で取り出す方法が、作業被ばく低減の観点から最も確実
- 格納容器の水張りに向けた調査・補修技術に加え、燃料デブリ取り出し・収納・保管に必要な研究開発を推進
- 燃料デブリ取出し代替工法について、国内外に技術情報提供依頼(RFI)を実施



原子炉格納容器下部補修

燃料デブリ取り出し

(止水) ~ 下部水張り(イメージ)

(イメージ)

出典：H25.6.27東京電力福島第一原子力
発電所廃炉対策推進会議資料

IRIDの研究開発プロジェクトについて

使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発

使用済燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価

使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討

平成25年度

発電用原子炉等 廃炉・安全技術開発費補助金
発電用原子炉等 廃炉・安全技術基盤整備事業

平成25年度補正予算

廃炉・汚染水対策事業費補助金

燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発

原子炉格納容器内部調査技術の開発

原子炉格納容器漏えい箇所特定・補修技術の開発

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し技術の開発

原子炉圧力容器内部調査技術の開発

圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発

過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握

燃料デブリ性状把握・処置技術の開発

原子炉内燃料デブリ検知技術の開発

燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発

原子炉格納容器漏えい個所の補修・止水技術の開発

原子炉格納容器漏えい個所の補修・止水技術の実規模試験

放射性廃棄物処理・処分に係る研究開発

事故廃棄物処理・処分技術の開発

本日の内容

1. IRIDの組織概要について

2. IRIDの事業内容について

(1) 廃炉に関する研究開発

(2) 廃炉に関する国際・国内関係機関との協力の推進

(3) 研究開発に関する人材育成

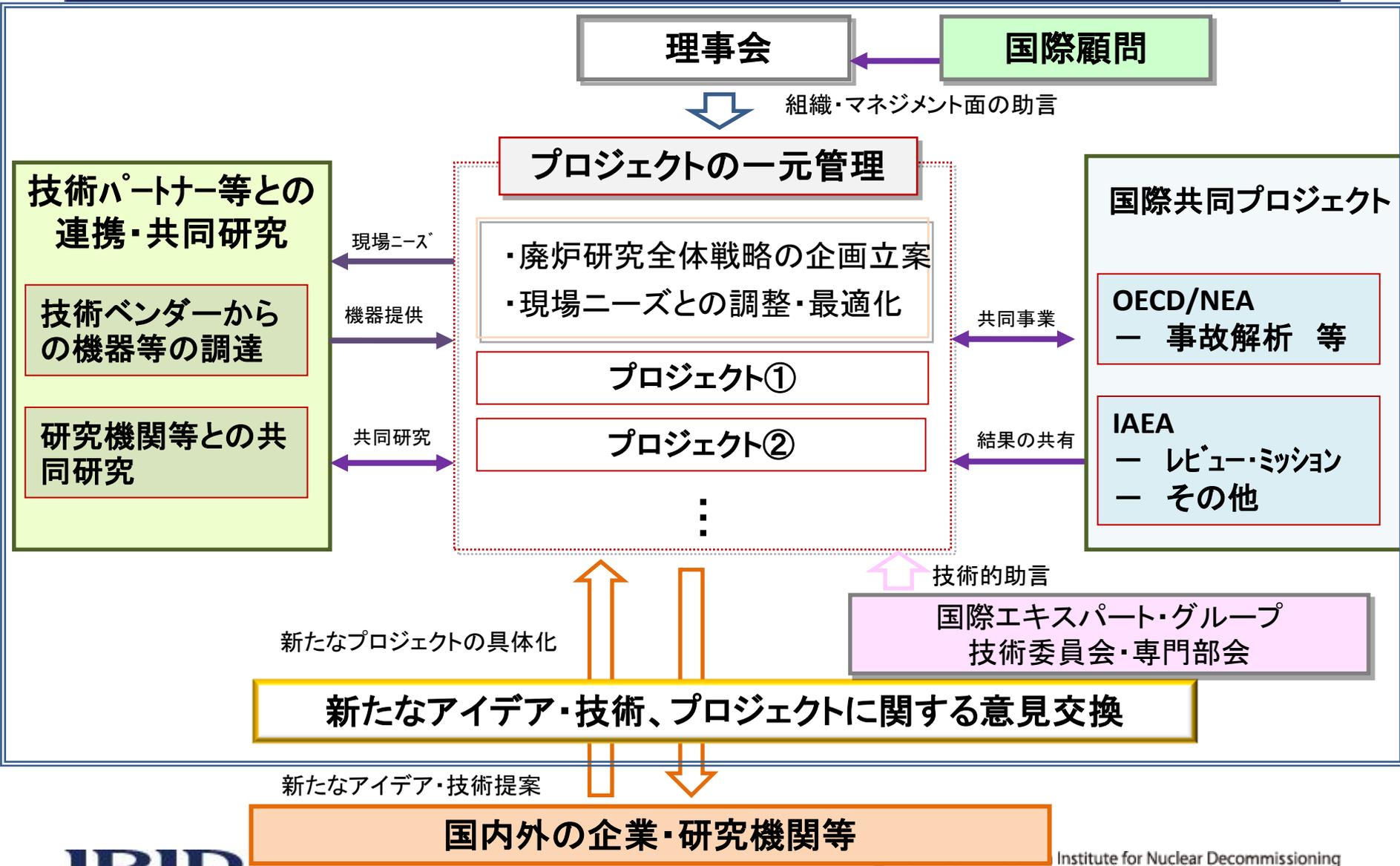
3. 主な研究開発について

(I) 使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発

(II) 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(III) 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

国内外の叢智を結集する「開かれた体制」(イメージ)



国際顧問と国際エキスパートグループ

諸外国の知見・経験に基づくアドバイスの取込みとして

●国際顧問によるIRID運営全体に対する助言

- ・ レイク・バレット氏（アメリカ）：独立コンサルタント（TMI事故時NRC現地対策ディレクター）
 - ・ エイドリアン・シンパー氏（英国）：英国NDA理事
 - ・ ルイス・エチャバリ氏（スペイン）：OECD/NEA事務局長
- 平成26年1月9日～10日 第1回会合開催

●国際エキスパート・グループによる技術的助言

- ・ ダグラス・チェイピン氏（アメリカ）：MPR社代表（TMI事故収束、施設クリーンアップの知見を有する）
 - ・ ロサ・ヤング氏（アメリカ）：EPRI Senior Technical Executive
 - ・ エイドリアン・シンパー氏（英国）：英国NDA理事
 - ・ ジョエル・ピッセルマン氏（フランス）：現ETC会長（元アレバ副社長）
 - ・ ニコライ・スタインベルク氏（ウクライナ）：独立コンサルタント（チェルノブイリ原子力発電所廃止措置戦略に携わる）
 - ・ アントン・レシュチェンコ氏（ロシア）：ソスニー社研究部副部長（パクシュ原発の損傷燃料取出作業に携わる）
- 平成25年9月23日～27日 第1回会合開催（東京・福島）
- 平成26年2月17日～21日 第2回会合開催（東京）
- 平成26年6月24日～27日 第3回会合開催（東京）

IAEAレビュー・ミッション

- 「東京電力(株)福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置に向けた中長期ロードマップ」に関するIAEA国際ピアレビュー

(平成25年11月25日～12月4日)

IRIDは、経済産業省及び東京電力の関係者とともに、19人のIAEA調査団と議論し、以下のような評価を得る。

- 福島第一原子力発電所の廃炉活動を、より安全かつ加速させるために、IRIDを設立するなど、国内および国際的な専門知識と技術的能力を活用出来るよう総合的な構造を構築している。
- IRIDを参加させることで、国際的な経験を取り込み、また国際的な協力を得ようとしている意図を、はっきりと確認した。
- PCV内での冷却水漏えい箇所を同定するための遠隔操作技術開発、および、漏えい箇所を修復する技術開発へ、東京電力及びIRIDが努力していることをIAEAは確認した。漏えい箇所同定のための機器の採用は、PCV隔離(漏えい箇所閉塞)に向けた大きなステップである。
- 遠隔操作設備の開発を目的としたワーキング・グループ(WG)の設置は、具体的なニーズを特定してから個々の遠隔技術を用いた設備の引き渡しまでの時間を加速(短縮)させている。例えば、WGが設置された後、その後のドライウェル内漏えい箇所特定装置に必要な期間は、7, 8ヶ月程度であった。プラント代表者がWGに参加していることは、開発の成功に寄与する良い方法である。

国際共同プロジェクト

IRIDは、国際共同プロジェクトを介して、世界中の原子力施設の安全性向上や廃止措置への貢献にコミット

●OECD/NEA BSAF Phase I

- 改良した過酷事故解析コードや他の解析方法を用いた福島事故の進展や炉心状況に関する共同ベンチマーク研究
- 共通のデータや情報データベースの共有

●次ステージのプロジェクト(案)

- スコープを拡大（水素、MCCI等）したBSAF Phase II
- 燃料デブリのサンプリング、分析及び性状把握
- 事故由来の放射性廃棄物管理に関連した課題
（性状把握、分類、処理方法等）

研究開発プロジェクトの評価体制

技術委員会(外部有識者)

役割 : 研究開発における全体戦略やIRID事業活動全体に関する評価・助言

委員長: 岡本 孝司 (東京大学大学院 工学研究系研究科 教授)

委員 : 浅間 一 (東京大学大学院 工学研究系研究科 教授)

渡邊 豊 (東北大学大学院 工学研究科 教授)

山中 伸介 (大阪大学大学院 工学研究科 教授)

朽山 修 (原子力安全研究協会 処分システム安全研究所所長)

専門部会

(研究開発プロジェクト
の評価)

①燃料デブリ取
出し機器開発・遠
隔操作技術*

部会長: 浅間 一

②使用済み燃料・
PCV/RPV健全性
評価技術

部会長: 渡邊 豊

③炉内・燃料デブ
リ性状把握評価
技術

部会長: 山中伸介

④放射性廃棄物
処理・処分技術

部会長: 朽山 修

*遠隔技術の知見・経験の集約
とソリューション検討・提案

汚染水問題への対応

- 第1回廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議(平成25年9月10日)を受け、汚染水問題への具体的な対応を図るため、IRIDを中核として関連分野の専門家からなる検討チームを設置。
- 国内外技術の公募、情報収集、ならびに提案技術の分類・整理等を行い、政府の「汚染水処理対策委員会」に報告。

<実績>

- 平成25年9月25日： 公募開始
- 同年 10月2日： 技術提案募集に関する説明会開催 (@東京)
- 同年 10月9日～17日： 海外関係機関等との意見交換
- 同年 10月23日： 公募終了
- 同年 10月25日： 汚染水処理対策委員会への報告
- 同年 10月下旬～11月上旬： 技術提案についての分類・整理
- 同年 11月15日： 汚染水処理対策委員会への報告
- 同年 12月10日： 汚染水処理対策委員会において報告書とりまとめ

汚染水問題に係る国内外の叢智の結集

(汚染水処理対策委員会資料より)

■ 技術提案募集について

- ◇国際廃炉研究開発機構(IRID)を中心に、専門家からなる国内外の叢智結集のためのチームを立ち上げ、技術提案を受付。(募集期間:9月25日~10月23日)
- ◇応募された案を、予防的かつ重層的な汚染水対策の全体像に反映すべく、「汚染水処理対策委員会」を中心に精査。

■ 応募状況

◇提案件数は、計780件。詳細は以下のとおり。

募集分野	提案件数
①汚染水貯留 (貯留タンク、微小漏えい検出技術 等)	206
②汚染水処理 (トリチウム分離技術、トリチウムの長期安定的貯蔵方法 等)	182
③港湾内の海水の浄化 (海水中の放射性Cs、Sr除去技術 等)	151
④建屋内の汚染水管理 (建屋内止水技術、地盤改良施工技術 等)	107
⑤地下水流入抑制の敷地管理 (遮水壁施工技術、フェーシング技術 等)	174
⑥地下水等の挙動把握 (地質・地下水データ計測システム、水質分析技術 等)	115
その他 (①~⑥に該当しないもの)	34

(注1)募集分野は提案者の申請によるもの。

(注2)1つの提案で複数の分野に関連するとされたものがある。

- ◇国内外からの技術提案により、汚染水対策技術の全体像を俯瞰することが可能となり、これら提案のすべてが貴重なデータ。
- ◇技術の成熟度、対応の緊急性、現場への適応性等を勘案し、以下の技術を特に抽出。

- ①現地での適用性を確認した上で早急に活用すべき技術
- 二重鋼殻タンク等の信頼性の高い大型タンク等
 - 鉛を用いない軽量の遮蔽シート
 - 汚濁防止膜(シルトフェンス)
 - 止水技術(建屋内止水、建屋周辺止水)
 - 地質・地下水調査、観測網を整備 等

- ②施工性や費用対効果等を踏まえ実施手法を選定した上で活用すべき技術
- 遮水対策技術(フェーシング、遮水等)

- ③効果が期待されるが、活用するにあたって確認・検証が必要な技術
- 微小漏えい検出技術(染料を含む)
 - 水を使わないタンク除染技術
 - トリチウム水の貯蔵・分離技術
 - 港湾内の海水の浄化技術
 - 地中フィルター(土壌中のストロンチウムの捕集技術)
 - 無人ボーリング技術 等

- ④汚染水処理対策委員会などでの検討を踏まえて進めていくもの
- トリチウム水の取扱いについての総合評価を実施
 - タンカー、地下貯蔵等に係る諸問題への対応の検討

本日の内容

1. IRIDの組織概要について

2. IRIDの事業内容について

(1) 廃炉に関する研究開発

(2) 廃炉に関する国際・国内関係機関との協力の推進

(3) 研究開発に関する人材育成

3. 主な研究開発について

(I) 使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発

(II) 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(III) 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

基盤研究の推進と人材育成

- 中長期的な人材育成・確保を図るため、大学・研究機関等と連携しつつ、基盤研究を推進
- 「ワークショップ」の開催（文部科学省と連携）を通じ、研究開発計画に関する情報発信・共有を図るとともに、ニーズを踏まえた重点化すべき基盤研究の分野・課題を検討

<実績>

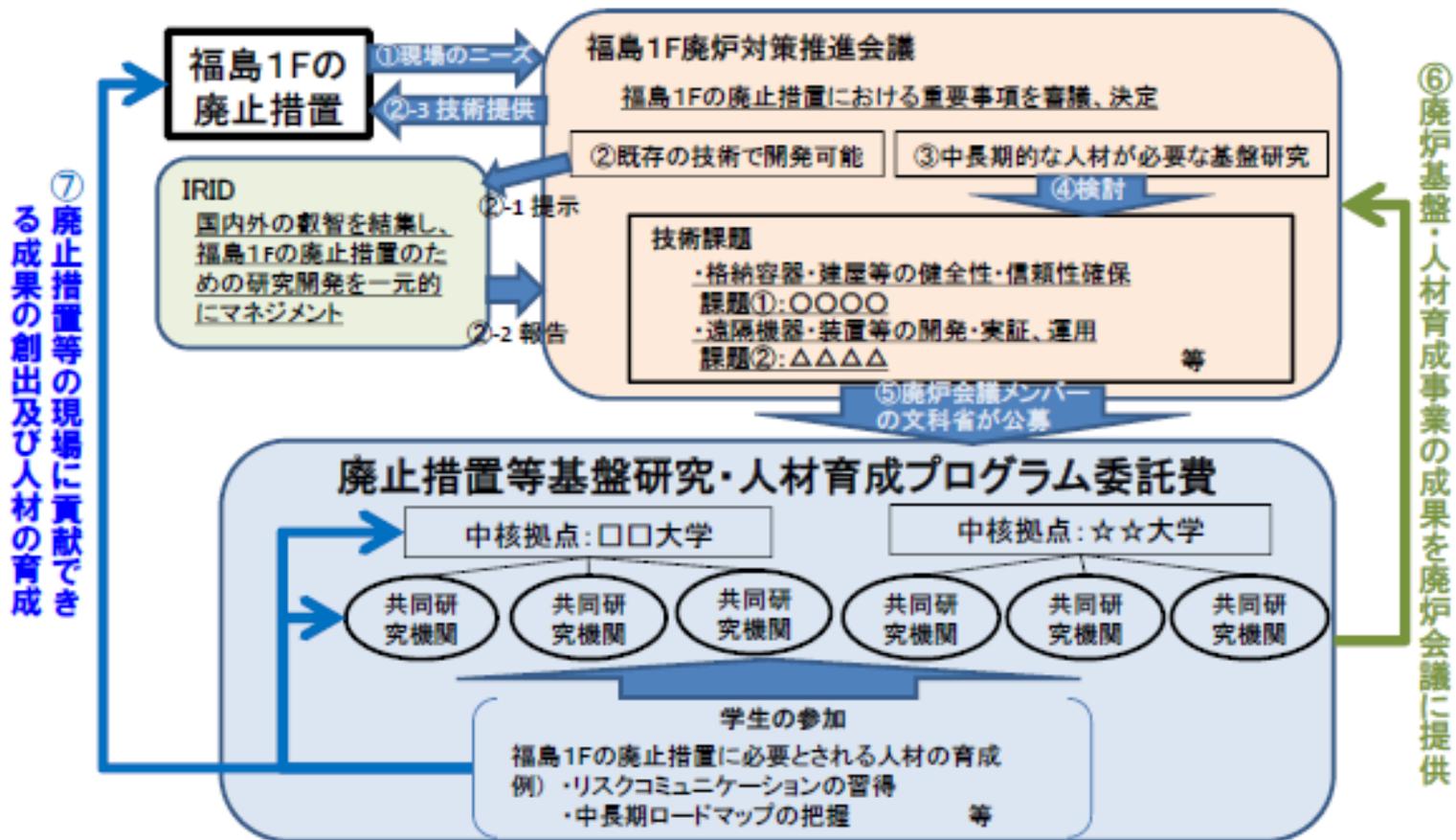
「研究開発計画と基盤研究に関するワークショップ」をシリーズ開催。

- 第1回（9/25、関東①）：放射性廃棄物、燃料デブリ関連
- 第2回（10/8、福島）：遠隔機器・装置開発、情報可視化関連
- 第3回（11/1、関西・西日本①）：放射性廃棄物、燃料デブリ関連
- 第4回（11/20、東北・北海道）：格納容器等健全性、放射性廃棄物関連
- 第5回（11/26、関東②）：遠隔機器・装置開発関連
- 第6回（12/20、関西・西日本②）：遠隔機器・装置開発
- 第7回（12/25、北陸）：格納容器等健全性、燃料デブリ、
遠隔機器・装置開発関連
- 第8回（1/8、中部）：格納容器等健全性、遠隔機器・装置開発、
燃料デブリ・放射性廃棄物関連
- 第9回（1/22、関東③）：燃料デブリ、材料、放射性廃棄物、分析関連

2. (3) 研究開発に関する人材育成

廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム

東電福島事故への対応を通じ、中長期に亘る廃止措置等の新たな知見の創出、人材の育成・確保が必要
 ⇒ 廃炉対策推進会議において設定する、中長期的視点での人材育成に関する重点分野に関し、技術研究組合 国際
 廃炉研究開発機構との連携のもと、大学等の研究機関において多様な分野の叡智を結集して基盤研究を着実に実施
 し、廃止措置等の現場に貢献できる成果の創出及び人材の育成を目標とする。



(文部科学省資料より)

まとめ

1. **IRID**は、中長期ロードマップに従い、国内外の叡智を結集して研究開発に取り組むための一元的な運営組織として、平成25年8月に設立
2. **研究開発**については、以下の3つの分野で、複数の研究開発プロジェクトを一層効果的・効率的に推進すべく一元的マネジメントを行うとともに、現場ニーズと技術シーズの最適化を図りながら廃炉に向けて必要となる技術の全体戦略も検討
 - ① 使用済燃料プールからの燃料取り出し
 - ② 燃料デブリ取り出し準備
 - ③ 放射性廃棄物の処理・処分
3. **国内外の叡智結集**のため、「国際顧問」「技術委員会」「国際エキスパートグループ」を通じて経験豊富な海外・国内の専門家の助言を得る体制の確立、IAEAレビューミッションへの対応、OECD/NEAを通じた共同研究プロジェクトへの参画検討等を推進。また、汚染水対策及び燃料デブリ取出し代替工法について、国内外に技術情報提供依頼(RFI)を実施
4. **中長期的な人材育成**を視野に入れて、研究機関・大学等と連携して基盤研究を進める体制を構築すべくワークショップを開催

本日の内容

1. IRIDの組織概要について

2. IRIDの事業内容について

(1) 廃炉に関する研究開発

(2) 廃炉に関する国際・国内関係機関との協力の推進

(3) 研究開発に関する人材育成

3. 主な研究開発について

(Ⅰ) 使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発

(Ⅱ) 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(Ⅲ) 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

IRIDにおける研究開発

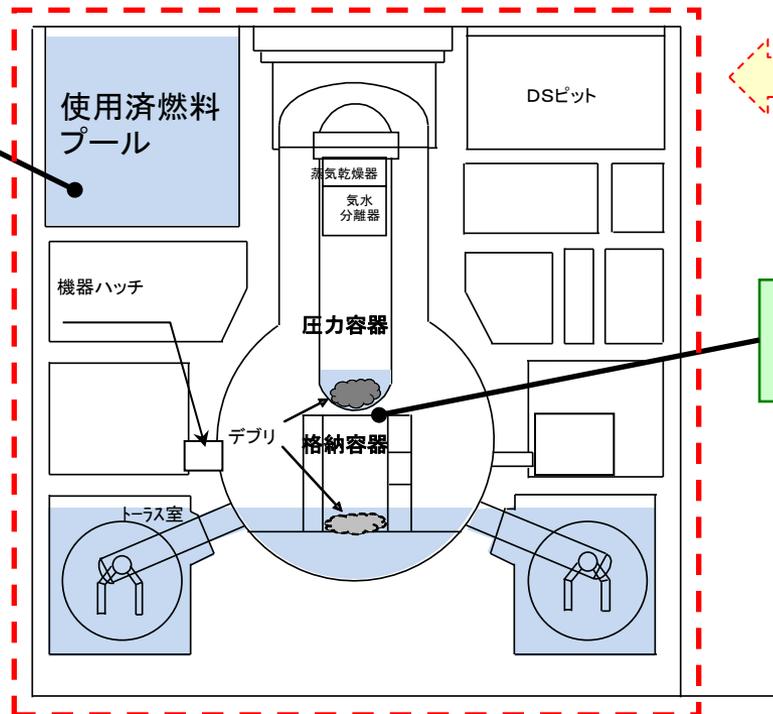
■原子炉建屋内の過酷環境下において以下の研究開発を計画。



I. 使用済燃料プールから取り出した燃料等に係る研究開発

III. 放射性廃棄物処理・処分に係る研究開発

II. 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発



本日の内容

1. IRIDの組織概要について
2. IRIDの事業内容について
 - (1) 廃炉に関する研究開発
 - (2) 廃炉に関する国際・国内関係機関との協力の推進
 - (3) 研究開発に関する人材育成
- 3. 主な研究開発について**
 - (I) 使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発**
 - (II) 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発
 - (III) 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

3. 主な研究開発について

(I) 使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発

(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

3 (I) . 使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発

使用済燃料プールから取り出した燃料集合体他の中長期的課題

○研究目的

燃料取出し作業に対して使用済燃料プール(SFP)の特異な環境(海水注入、瓦礫落下)の影響がないことは、4号機からの燃料取出し作業に先立って、SFP内新燃料調査や水質模擬腐食試験等により確認されている。本研究開発の目的は、海水注入および瓦礫混入の特異性を考慮した燃料集合体の**長期健全性評価および長期保管方法に関する検討を行う**ことである。

○1Fサイトの燃料集合体長期健全性評価の課題

1Fの燃料集合体健全性評価にあたり以下の特異性を考慮する必要がある。

- 海水注入によるSFP水質変化
 - 塩化物イオン等の海水成分混入、導電率増大
- SFPへの瓦礫混入
 - pH増加(アルカリ化)、燃料集合体の損傷(キズ、変形等)



実機燃料等を用いた試験により実証的なデータを取得し、既存データと併せて条件を設定し1F燃料の長期健全性を評価する。

また基礎試験※により照射影響および加速試験法の検討を行う。

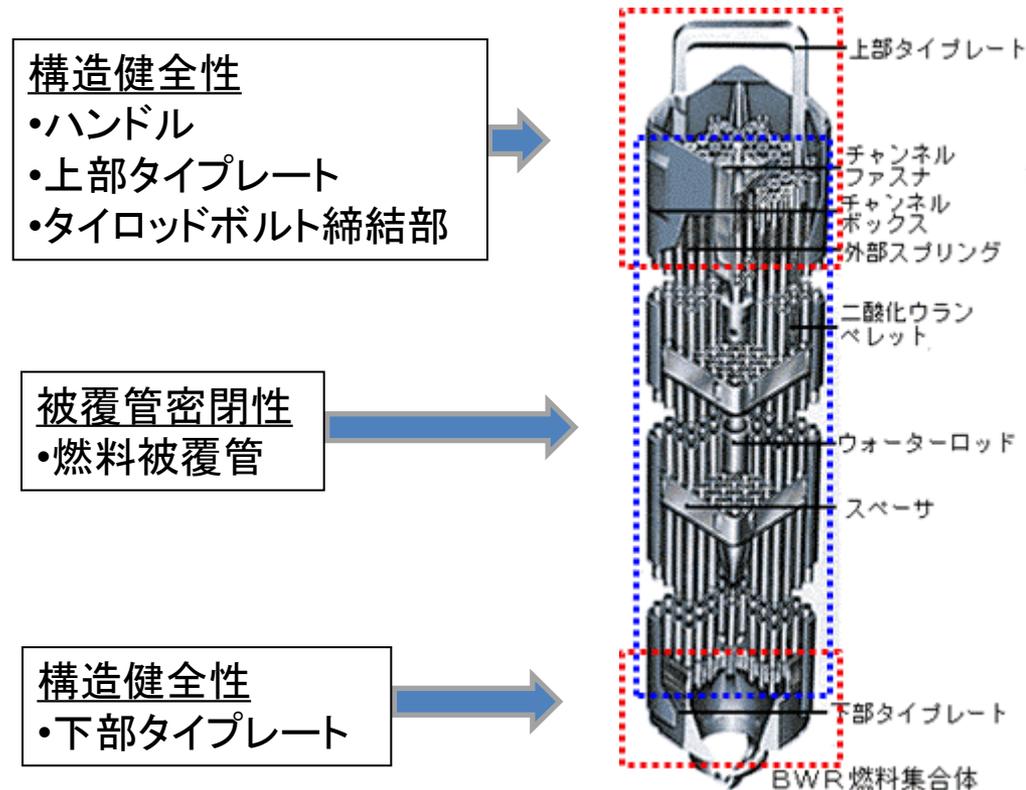
3 (I) . 使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発

使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の長期健全性

○使用済燃料プールSFPから共用プールに移送した燃料集合体が、長期保管後に中間貯蔵／処理施設での受入れが可能であること。

構造健全性 ⇒ 荷重伝達経路が構造強度を満足。

被覆管密閉性 ⇒ 燃料被覆管からFP漏洩による影響評価
(例えば乾式保管時の規格基準値以下)。



3 (I) . 使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発

(1-①)使用済燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価(平成25年度成果-1-)

実施内容

瓦礫からの海水成分やコンクリート成分の溶出で、チャンネルボックス内の局所的水質に影響を及ぼすことが懸念されるため、本試験では、新燃料調査時に4号機から採取した瓦礫を用いた溶出試験を実施し、水質に与える影響を評価する。

4号機のSFP燃料に混入していた瓦礫を用いた浸漬試験

□ 試験条件

瓦礫形状: 石状、砂状

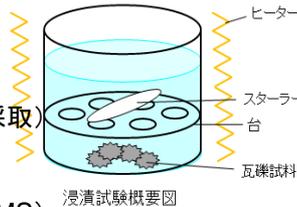
溶液量: 100mL

浸漬温度: 60°C

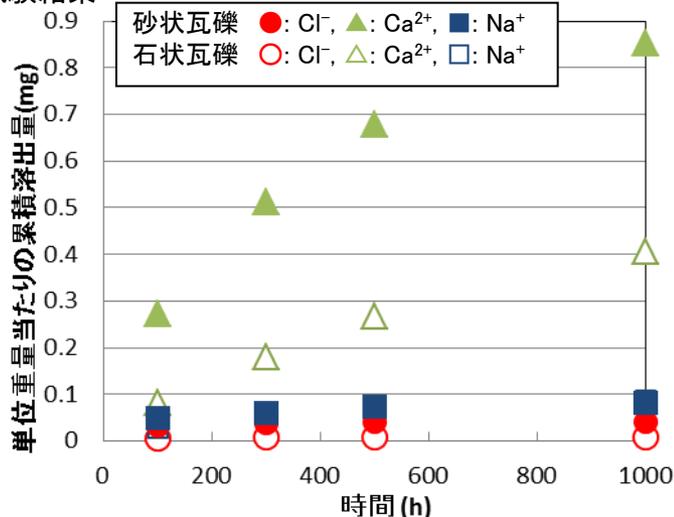
浸漬時間: 1000hr (100、300、500hrで溶液採取)

雰囲気: 大気開放条件

測定方法: イオンクロマトグラフ、
誘導結合プラズマ質量分析(ICP-MS)



□ 試験結果



1F瓦礫浸漬溶液のCl-, Ca²⁺, Na⁺濃度の累積溶出量

- ◆ 海水成分のCl⁻, Na⁺, コンクリート成分のCa²⁺を検出した。
- ◆ 浸漬時間とともに累積塩化物イオン濃度が飽和傾向。

模擬瓦礫を用いた浸漬試験

□ 試験条件

模擬瓦礫: 市販コンクリートを塩化物イオン濃度が6000ppm程度、水温が90°Cの海水
模擬溶液に浸漬した瓦礫

瓦礫形状: 石状、砂状

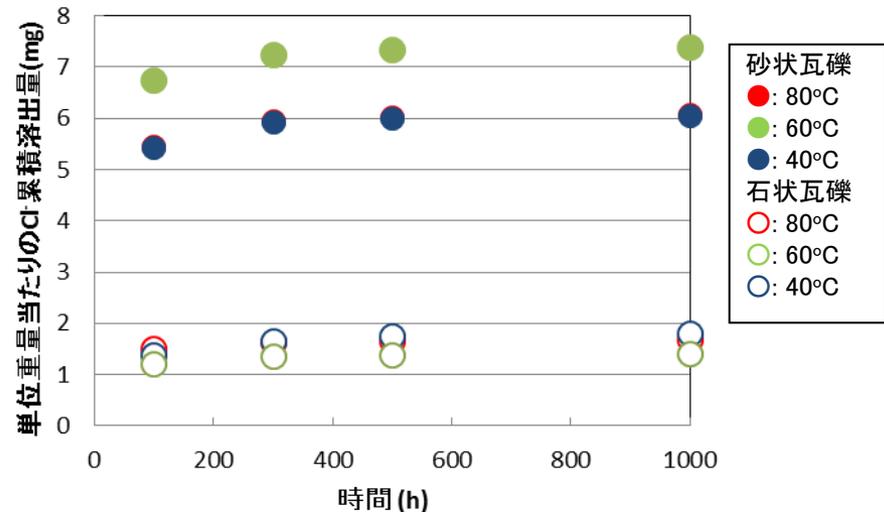
溶液量: 100mL

浸漬時間: 1000hr (100、300、500hrで溶液採取)

浸漬温度: 40、60、80°C

測定方法、雰囲気はSFP燃料瓦礫浸漬試験と同等

□ 試験結果



模擬瓦礫浸漬溶液のCl⁻濃度の累積溶出量

- ◆ 浸漬時間とともに累積塩化物イオン濃度が飽和傾向。
- ◆ 温度による塩化物イオン濃度の溶出量依存性は見られなかった。

3 (I) . 使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発

(1-①)使用済燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価(平成25年度成果-2-)

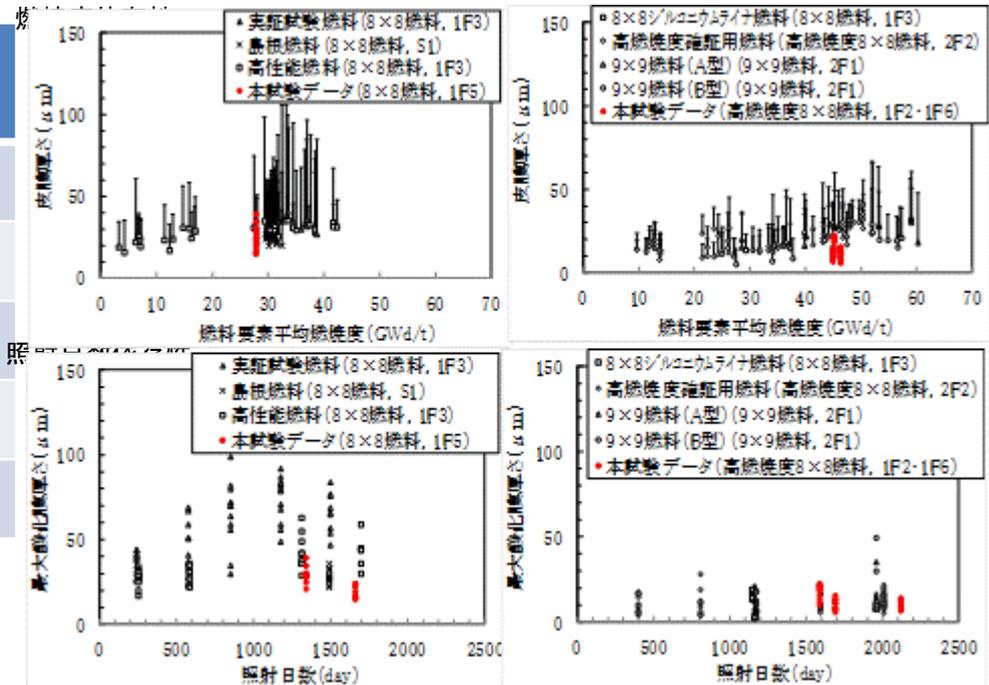
実施内容

共用プールに貯蔵中の使用済燃料を用いて燃料棒の酸化膜厚測定及び外観観察を実施し、今後の調査のための比較データを採取する。調査対象燃料については、燃料のタイプや使用履歴、被覆管の製造条件等を考慮し、選定する。

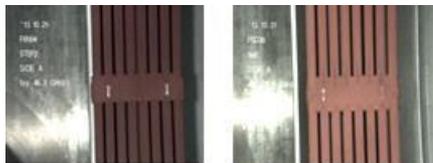
調査対象燃料の選定

燃料番号	メーカー	燃料タイプ	燃焼度 (GWd/t)	C	照射日数	備考
F2RN1	NFI	STEP II	45.1	4	158 6	燃焼度が高い
F6N94	GNF-J	STEP II	46.3	5	168 8	燃焼度が高い
F6M40	GNF-J	STEP II	44.9	6	211 8	照射日数が2000日程度
F5D38	GNF-J	8x8	27.8	4	133 9	燃焼度が高い
F5C23	GNF-J	8x8	27.8	5	165 9	燃焼度範囲は同等で照射日数が多い

酸化膜厚さ測定



燃料集合体の外観



- ・外観観察では一様な褐色のクラッドに覆われており、特異な腐食挙動は認められなかった。また塩化物イオン増加による隙間腐食を示唆する局所的な錆の付着も認められなかった。
- ・酸化膜厚さ測定結果と従来データとの比較を行ったが、今回の測定結果は従来データの範囲内であり、特異な腐食挙動は確認されなかった。

財団法人 原子力安全基盤機構 「平成17年度高燃焼度9x9型燃料信頼性実証成果報告書」平成18年7月
財団法人 原子力安全基盤機構 「平成18年度高燃焼度9x9型燃料信頼性実証成果報告書」平成19年12月

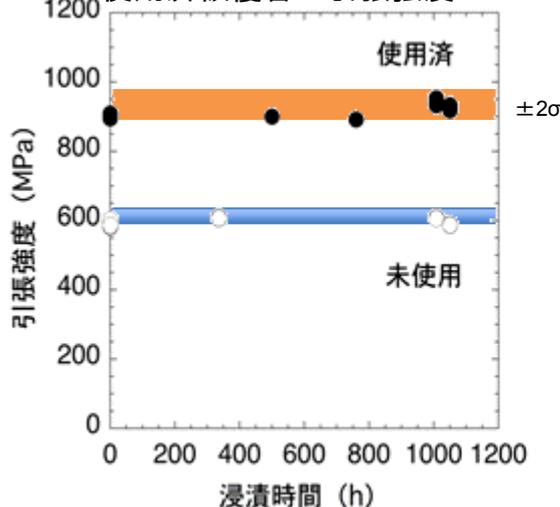
3 (I) . 使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発

(1-①)使用済燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価(平成25年度成果-3-)

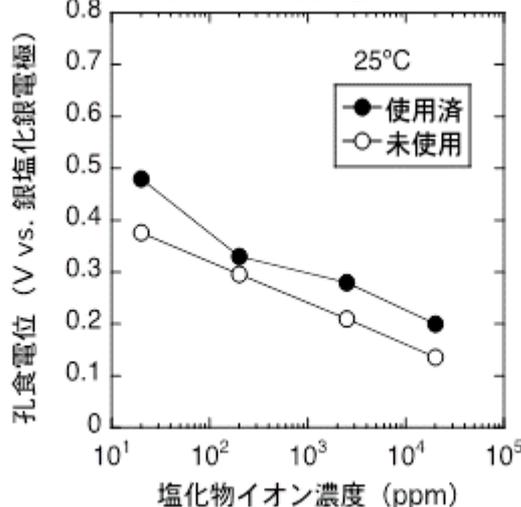
実施内容

- ①事故初期プール環境履歴が、被覆管の機械的強度に与えた影響を80℃海水に浸漬した被覆管のリング引張り試験で評価する。
- ②使用済被覆管の孔食発生への酸化皮膜の影響を、人工海水中での孔食電位測定により調査する。
- ③未使用被覆管の孔食発生への放射線場(高酸化性環境)の影響を、ガンマ線照射下で孔食電位測定を実施して評価する。

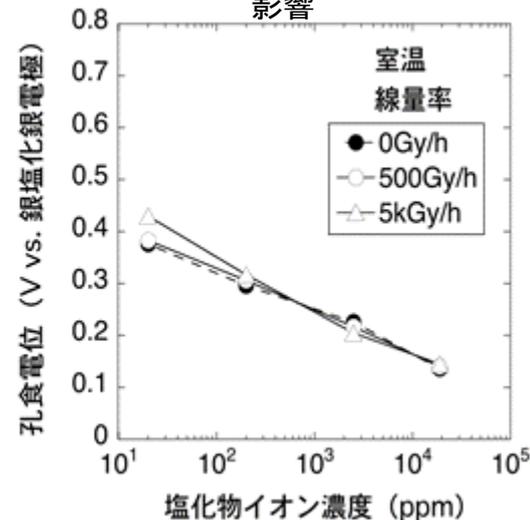
①80℃で1000時間まで海水浸漬した使用済被覆管の引張強度



②未使用及び使用済被覆管の希釈人工海水での孔食電位



③希釈人工海水での未使用被覆管の孔食電位に及ぼすガンマ線照射(水質変化)の影響



試験結果(概要)

- ①高温海水への短期間の浸漬履歴は、強度特性に影響しない。
- ②酸化皮膜の存在により被覆管の孔食発生は抑制される傾向。
- ③放射線により、被覆管の孔食発生電位は低下しない。

まとめ

使用済燃料プール環境では、燃料被覆管の孔食発生の可能性は低く、腐食の観点からは、損傷していない被覆管は健全と推定される。

3 (I) . 使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発

(1-①)使用済燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価(平成26年度計画案)

平成26年度の主要目標

平成25年度の事業成果等を反映し、SFPから取出した燃料の部材を用いた照射後試験計画を策定。非照射燃料部材模擬体の腐食試験、強度試験を行い、瓦礫等が腐食に及ぼす影響を評価し湿式保管時の長期健全性を判断する評価項目(水質データ等)を策定、また、4号機から共用プールに移送された燃料集合体の水中カメラによる評価等を行うことで、評価項目の妥当性を確認。乾式保管時の燃料健全性評価項目を検討し、その各項目の影響の大きさを試験により確認。また、長期健全性評価に係る基礎試験として、海水成分の移行評価及び健全な使用済燃料被覆管等を用いた腐食試験を実施。

平成26年度の実施内容

1.燃料集合体の長期健全性評価のための技術開発

- ① 長期健全性評価のための試験条件検討
 - ・ SFPから取出した燃料の部材を用いた試験計画を策定する。策定にあたっては、平成25年度に実施した水質影響評価及び各腐食試験結果等を反映する。また、燃料部材の輸送計画を検討し計画に取り込む。
- ② 燃料構造材の長期健全性評価技術開発
 - ・ 燃料の構造等を模擬した未照射試験片による腐食試験及び強度試験を実施し、共用プールに持ち込まれる瓦礫等の腐食影響や、被覆管部損傷の腐食影響を評価する。
 - ・ 共用プールに保管している1F-4使用済燃料の水中カメラによる評価および酸化膜厚さ測定を行い、燃料の腐食状況を評価する。
 - ・ SFPから取出した使用済燃料の乾式貯蔵を想定し、瓦礫落下による傷等や瓦礫を含む水分の影響評価試験を実施する。

2.長期健全性評価に係る基礎試験

- ① 模擬クラッド等を使った塩化物イオンの移行挙動試験を実施し、使用済燃料の表面クラッドにおける海水成分取込み量を評価する。
- ② ガンマ線照射下で海水及び瓦礫成分を含む溶液により使用済燃料被覆管等腐食試験を行い、局部的水質変化の腐食への影響を評価する。

実施工程 (平成26年度)

2014(前)	2014(後)
試験計画及び試験条件策定	
共用プール模擬環境下での未照射材腐食試験、強度試験	
共用プールでの取出し燃料集合体調査	
乾式貯蔵評価試験	
海水成分クラッド移行試験	
ガンマ線照射下腐食試験	

3. 主な研究開発について

(I) 使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発

(1 - ②) 使用済燃料プールから取り出した 損傷燃料等の処理方法の検討

3 (I) . 使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発

(1-②)使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討(平成25年度成果-1-)

○研究目的

使用済燃料プールから取り出された使用済燃料は、取り出し後当面、同発電所内の共用プールに保管する計画であるが、将来の処理・処分に向けた方向付けを行う必要がある。このため、損傷燃料等の取扱いに係る国内外の事例等を調査することにより、再処理における技術的課題及びその対策を整理する。また、実施可否に係る判断指標を整備する上での必要な情報及び課題を整理する。

○実施内容

(1)国内外における損傷燃料等に関する事例調査

再処理施設内での損傷燃料の移送・貯蔵等における課題抽出及び対応検討のため、法令報告書等公開資料・文献から国内事例における損傷燃料の取り扱い方法を調査。また、IAEA等の損傷燃料に関する文献や国際原子力情報システム(INIS)等のデータベースより国外事例を調査。

(2)諸外国における損傷燃料等の取り扱い要件・判断基準等の調査

諸外国における燃料損傷状態を分別する確認項目、判断基準、燃料の検査方法等について文献調査等を実施。

(3)再処理施設における損傷燃料等の取り扱い方法、事例の調査

現状の国内再処理施設の許認可における使用済燃料の取り扱いについての記載内容を整理。

(4)再処理に向けた判断指標及び技術的課題の整理

上記結果を踏まえ、再処理の実施可否にかかる判断指標の整備に必要な情報及び課題、以降の研究計画に反映すべき損傷燃料等の取り扱いに係る技術的課題を抽出し対応策を整理。

○再処理に向けた判断指標及び技術的課題

- ▶再処理施設での損傷燃料の取り扱いを困難にする主な要因
 - ・放射性物質の漏えい……プール水の汚染
 - ・機械的強度の低下……チャンネルボックス取り外し、ハンドリングへの影響
 - ・変形……チャンネルボックス取り外し、機器との干渉
 - ・不純物の同伴……化学処理工程等への影響
- ▶考えられる対応策(損傷状態、程度による)
 - ・収納缶(密封(排気/排水機能)/非密封)
 - ・補修・補強
 - ・再組立
- ▶主な技術的課題
 - ・ハンドリングへの影響(チャンネルボックス、収納缶、補修・補強の影響含む)
 - ・化学処理工程等への影響(腐食、製品、廃棄物、工程運転)
- ▶考えられる判断指標(再処理施設における許容範囲)
 - ・放射性物質の漏えい率
 - ・変形量
 - ・不純物の同伴量
 - ・収納缶の構造・寸法 等

3 (I) . 使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発

(1-②) 使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討(平成26年度計画)

平成26年度目標

- ・高レベル廃液濃縮缶及び廃液貯槽を対象とした腐食試験を実施し、両機器材料への不純物成分の影響を把握。
- ・FP及び不純物共存条件での抽出試験により、不純物成分によるU・Pu製品への影響や、陰イオンによるU・Pu抽出への影響を把握。
- ・不純物を考慮したガラス試験片を作製し、不純物成分による基礎的なガラス物性値（ガラス転移温度等）への影響を把握。
- ・再処理施設における損傷燃料等の処理時の影響を網羅的に抽出・整理。

平成26年度の実施内容

損傷燃料等の化学処理工程等への影響の検討

① 不純物による再処理機器への腐食影響評価

高レベル廃液を取り扱う代表的機器として、高レベル廃液濃縮缶及び高レベル廃液貯槽を対象とし、FP成分を考慮した模擬液を用いた腐食試験(浸漬試験・電気化学試験)を実施し、不純物成分の腐食影響を評価。

② 不純物の工程内挙動評価

FP共存条件で不純物の抽出操作を行い、不純物のU・Pu製品系への移行の確認を行う。また、陰イオン共存条件でU・Puの抽出操作を行い、不純物によるU・Pu抽出への影響を評価。

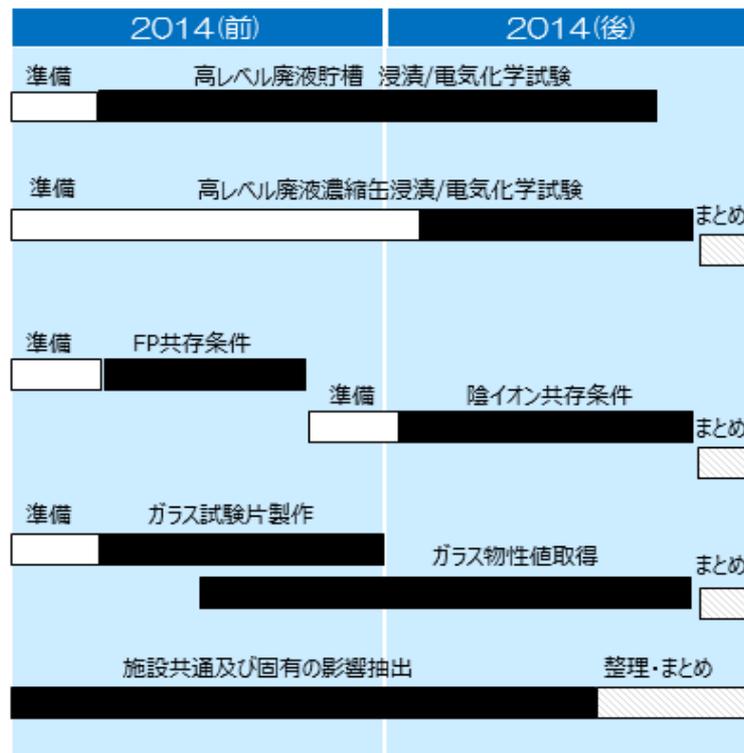
③ 不純物の廃棄体への影響評価

高レベル廃液の組成に基づく粉末試料を用いてガラス試験片を作製し、密度、ガラス移転温度、熱膨張係数等のガラス物性値を取得、不純物によるガラス固化体への影響を評価。

④ その他の影響の抽出及び整理

再処理施設において想定される影響を網羅的に抽出し、必要な研究要素の有無を整理。

実施工程(平成26年度)



本日の内容

1. IRIDの組織概要について

2. IRIDの事業内容について

(1) 廃炉に関する研究開発

(2) 廃炉に関する国際・国内関係機関との協力の推進

(3) 研究開発に関する人材育成

3. 主な研究開発について

(Ⅰ) 使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発

(Ⅱ) 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(Ⅲ) 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

3. 主な研究開発について

(Ⅱ) 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-①) 原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発

3 (Ⅱ) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-①)原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発(平成25年度成果-1-)

平成25年度主要目標

- (1) 上部階(爆発損傷階を除く原子炉建屋2階以上)及びフロア高所部の建屋内汚染の状況(雰囲気線量率、線源、汚染分布等)を確認する。
- (2) 上部階用遠隔装置の共用化の仕様検討及び設計を行う。フロア高所部の遠隔除染装置の設計、製作を行う。
- (3) 原子炉建屋1階のホットスポットに対して、必要な遮へい体を製作し、遠隔で設置可能であることを確認するための実証を行う。

平成25年度の実施内容

1. 汚染状況の基礎データ取得

1～3号機の原子炉建屋上部階及びフロア高所部を中心に線量率調査、汚染分布調査、表面汚染調査、内包線源調査、汚染浸透調査を行う。調査項目と対象箇所を下表に示す。汚染浸透調査においては、採取する浸透汚染(コンクリートコア)サンプルについて、オンサイト分析を行い、放射エネルギーを評価する。一部のサンプルについてはJAEAに輸送し、汚染浸透の詳細分析を行う。

号機	階層・エリア	調査項目					備考
		線量率調査 (検量率計)	汚染分布調査 (カメラ)	表面汚染調査 (※検量率計ある いは積算検量計)	内包線源調査 (積算検量計)	汚染浸透調査 (コア分析) ^{**4}	
1号機	1階・高所	○	○	○ ^{**2}	-	○	
	1階・高所	○	○	-	-	-	
	2階・全棟 ^{**1}	○	○	-	-	-	
	3階・全棟 ^{**1}	○	○	-	-	-	
2号機	1階・高所	○	○	○ ^{**2}	○ ^{**2}	-	
	2階・全棟 ^{**1}	○	○	-	-	-	
	3階・全棟 ^{**1}	○	○	-	-	-	
	2階(オペフロア)・全棟 ^{**1}	○	○	○	-	○	
3号機	1階・高所	○	○	-	-	-	
	2階・全棟 ^{**1}	○	○	-	-	-	2階へのアクセスは、階段部に ガレキが山積しているため不可

*1: 小部屋等の調査は含まない *2: コアサンプルの表面汚染を調査 *3: 北西コーナーにて実施予定 *4: JAEA殿にサンプルを輸送して分析

2. 除染技術整理及び除染概念検討

H24で調査した汚染状況を踏まえ、上部階の除染に適した除染技術を選定(H24で実施した除染技術絞込み結果の見直し)を行い、上部階及びフロア高所部除染のための基本方針を検討する。

3. 遠隔除染装置設計製作、遠隔除染実証

上部階に適用する遠隔除染装置の共用化のための仕様検討及び設計を行う。またフロア高所部除染に適用する遠隔除染装置の設計、製作を行う。また、平成24年度に実証した装置の改造等を行い、実機適用実証を行う。

4. 実機遮へい設置実証

原子炉建屋1階のホットスポットに対して、必要な遮へい体を製作し、遠隔で設置可能であることを確認するための実証を行う。

3 (Ⅱ) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-①)原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発(平成25年度成果-2-)

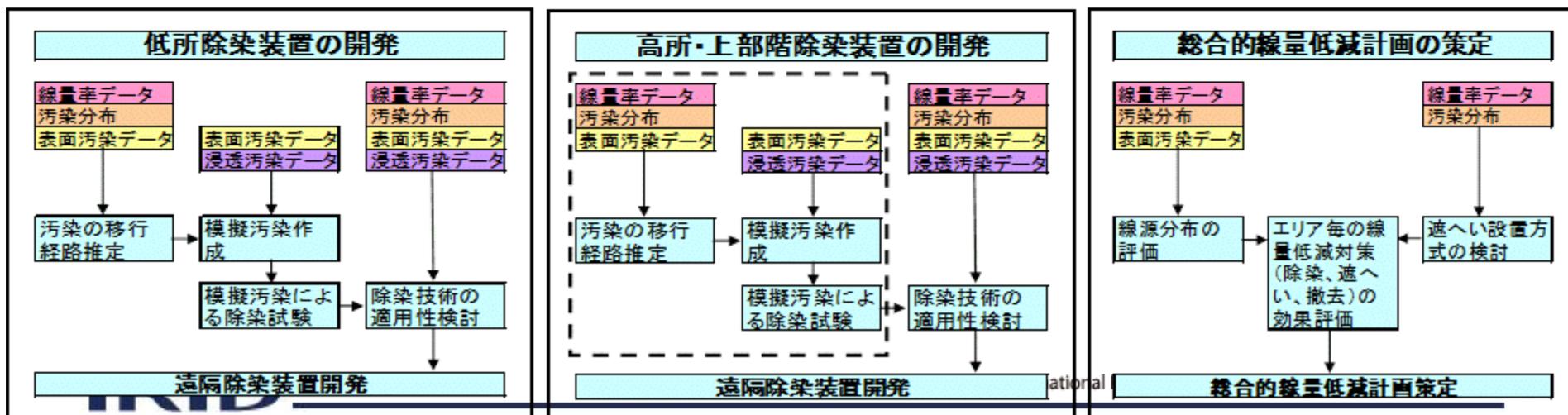
【基礎データの取得計画】

調査箇所		線量率調査	汚染分布調査	表面汚染調査	浸透汚染調査	適用除染装置
2号機 5階(オベフロ)		○	○	○	○	上部階用除染装置
1号機 2階~3階		○	○	-	-	上部階用除染装置
2号機 2階~3階		○	○	-	-	上部階用除染装置
3号機 2階		○	○	-	-	上部階用除染装置
1~3号機 1階	低所	●	●	●	●	低所用除染装置
	高所	○	○	○	-	高所用除染装置
1号南側		○	○	○	○	低所用/高所用除染装置
地下階		-	-	-	-	

●:H24年度調査
○:H25年度調査

【基礎データ取得により得られた成果の適用計画】

□:H24年度基礎データを活用



【ドライアイスブラスト除染装置の改良】

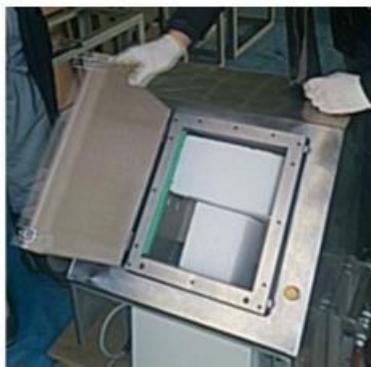
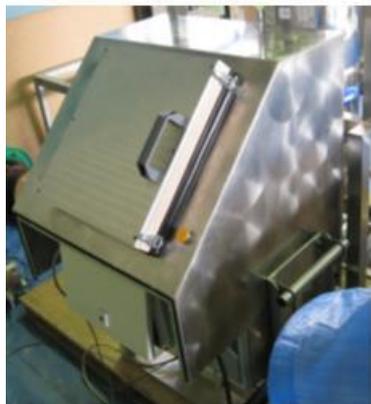
(1) 除染継続時間の向上

ドライアイスブロック充填量を増やし、除染継続時間を延ばす。



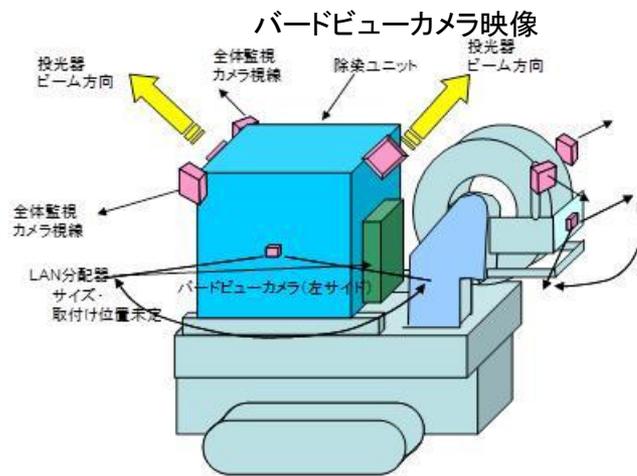
ブラスト噴射時間の3倍化

従来は30分、改造後は1.5時間



(2) 安全に移動速度を向上させるための改善(カメラ操作の効率化、光LANの採用)

◆ア라운드ビューカメラを新規搭載し、移動中の台車全周の干渉を一画面で視認できるようにする(若しくは全体監視カメラ台数を増やしマルチ画面とする)。

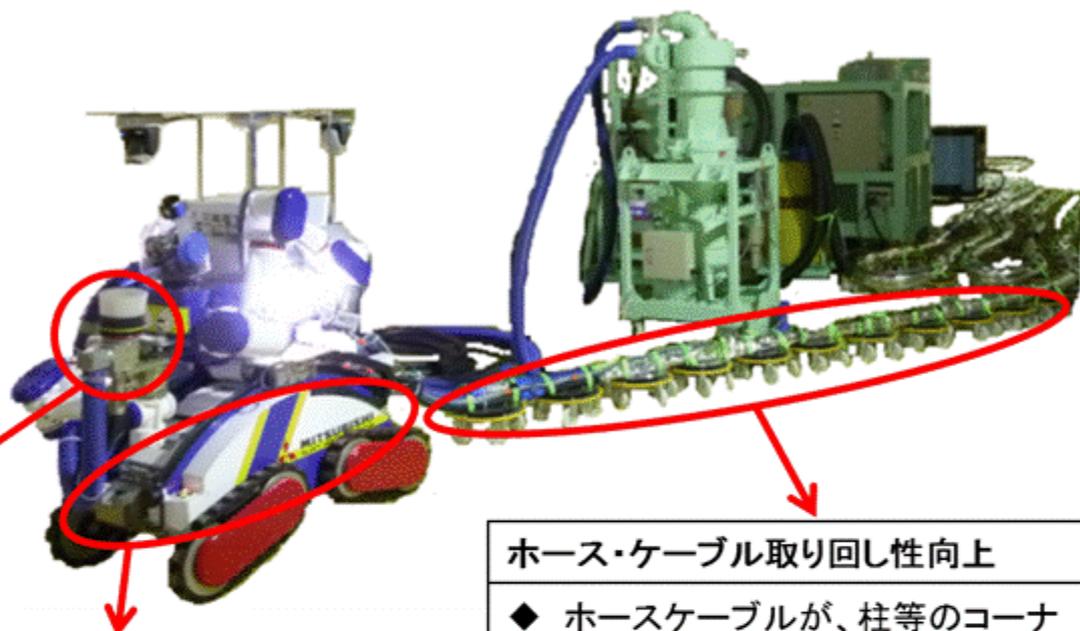


走行用カメラを台車1台につき、従来の4台から9台に増強

【吸引/ブラスト装置の改良】

操作性向上

- ◆ 画面改良(アラウンドビューの導入)
- ◆ モニタの大型化
- ◆ ソフト改良(アーム教示データの流用)



吸引除染ヘッドの制作

回転ブラシを搭載し、かつ幅広い吸引除染専用ヘッドを製作



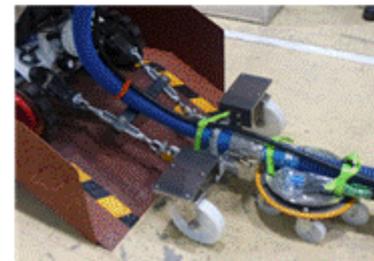
視認性向上

カメラ・照明配置を見直し



ホース・ケーブル取り回し性向上

- ◆ ホースケーブルが、柱等のコーナ部と干渉しないようキャスター台車の間隔の狭める調整を実施
- ◆ 先頭のキャスター台車を追従性の高い特殊仕様に変更



【1号機南側調査結果(1)】

ガンマカメラによる汚染状況調査

調査日時: 2013年12月22日 ~ 12月24日(3日間)

調査エリア: 1号機原子炉建屋1階南側エリア

調査項目: ①線量率測定(床上1500mm及び50mm)

②ガンマカメラ撮影

測定点

- : 線量率のみ測定
- × : ガンマカメラ測定
(線量率も測定)
- ← : ガンマカメラ測定
(矢印の方向のみ、
仰角を変えて測定)
- ▲ : ガンマカメラ測定
(仰角0度[一部10度]のみ
南方向を中心に測定)

識別
 青色: 12/22測定
 橙色: 12/23測定
 赤色: 12/24測定

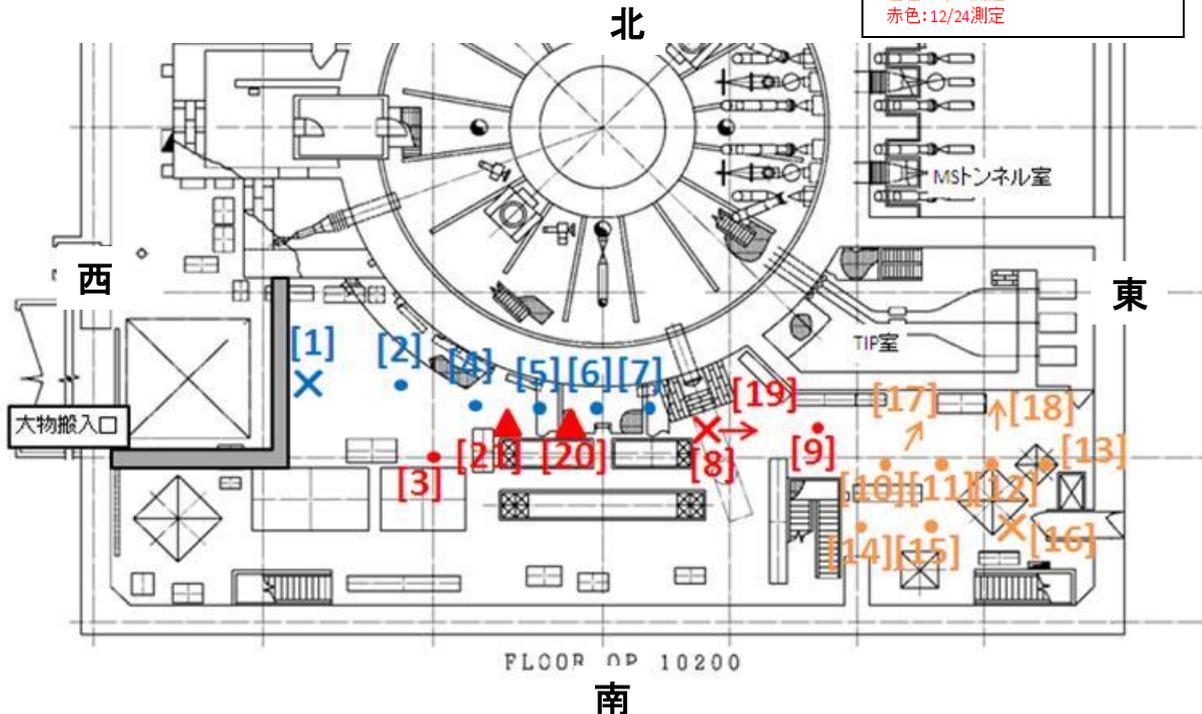


表 線量率計測定結果

測定ポイント	線量率測定(mSv/h)	
	高さ1500mm	高さ50mm
[1]	12.97	15.87
[2]	30.84	20.19
[3]	105.5	-
[4]	61.95	40.83
[5]	65.17	42.99
[6]	25.52	31.85
[7]	41.65	17.55
[8]	52.32	30.64
[9]	-	-
[10]	1661.79	185.92
[11]	1096.64	330.98
[12]	510.51	274.30
[13]	313.57	244.23
[14]	139.11	38.17
[15]	91.31	35.44
[16]	166.98	133.37
[17]	659.38	157.75
[18]	202.94	144.04

図 1号機1階南側の汚染状況調査位置

【1号機南側調査結果(2)】

1号機1階南側のガンマカメラ調査結果(不活性ガス系配管概略評価)

ガンマカメラの撮影により、南東エリアの配管部分に高い汚染状況を確認。

(当該配管は、事故時のPCVベントにより蒸気が通過した配管)

概略評価により、不活性ガス系配管表面から50cm離れた位置での線量率は約900mSv/h程度と推定。

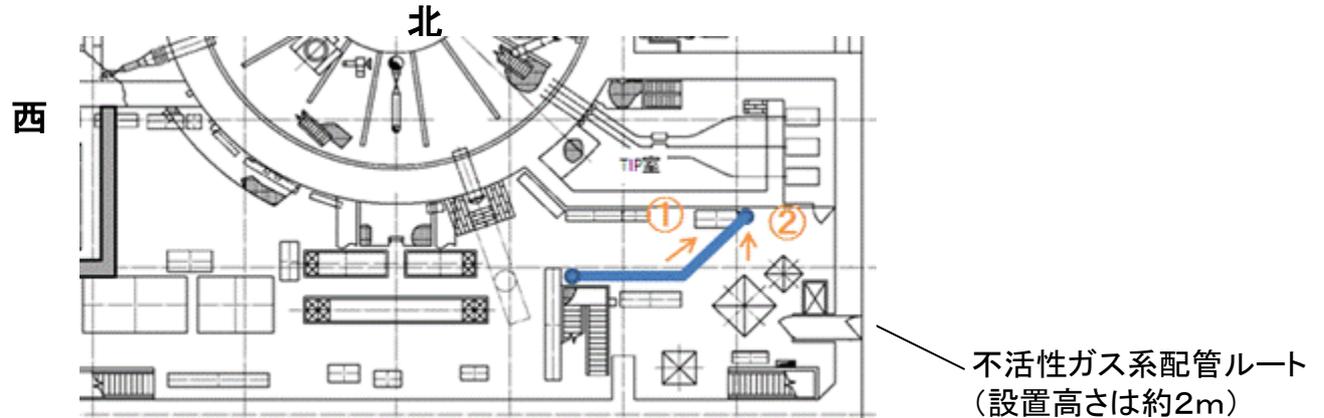


図 1階南側 不活性ガス系配管ルート及びガンマカメラ撮影位置

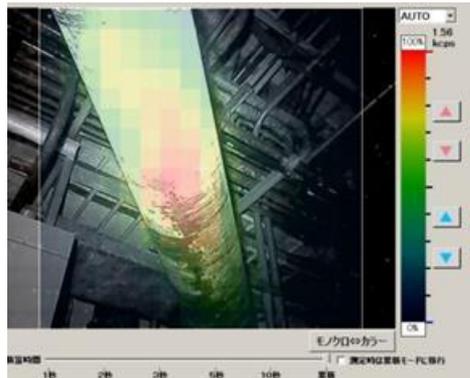


図 撮影位置①(上方撮影)

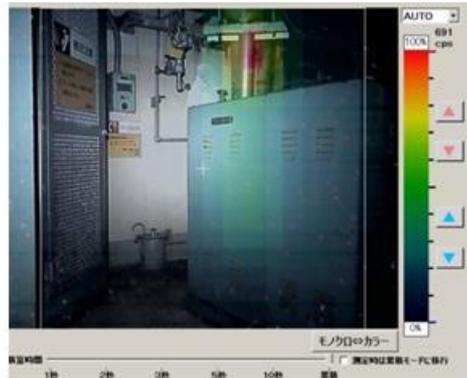


図 撮影位置①(壁側撮影)

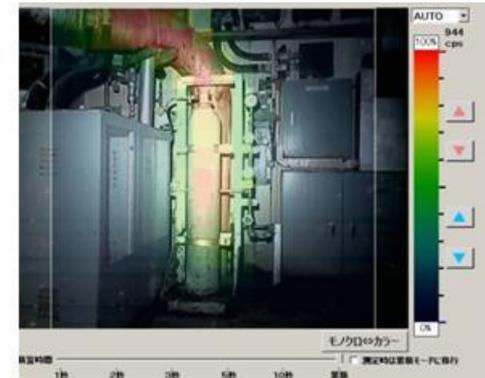


図 撮影位置②(壁側撮影)

【1号機南側調査結果(3) コアサンプリング調査】

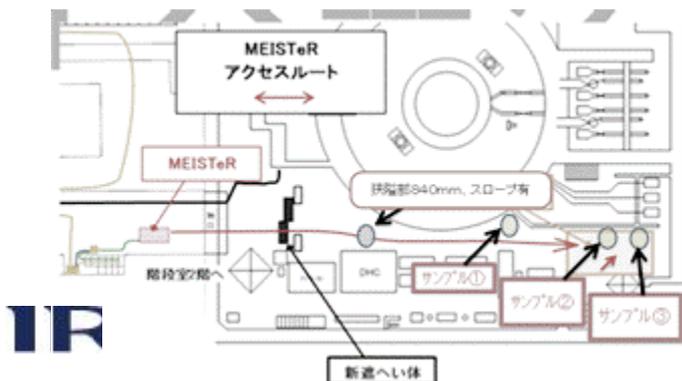
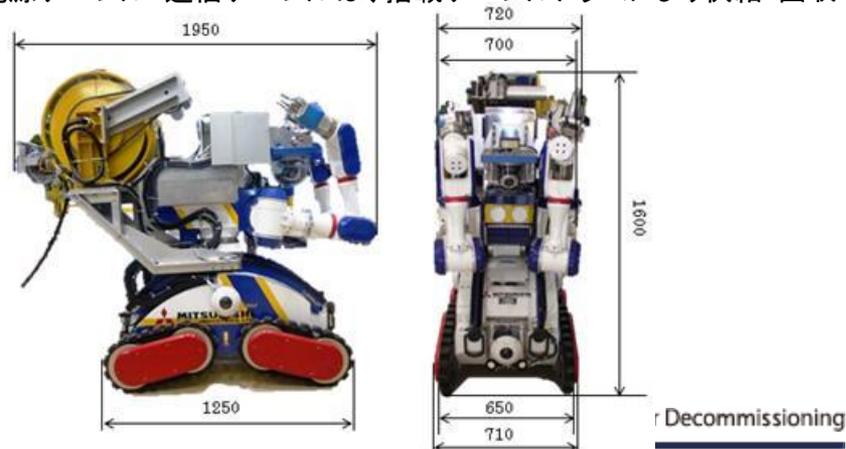
- ◆ 高線量が観測された以下の3箇所を選定し採取
- ◆ コアサイズはΦ45mm×60~70mm

	サンプル①	サンプル②	サンプル③
採取場所	X-6ペネ近傍 (ペネと配管の間)	AC配管根元の水跡近傍	TIP室扉左側壁際近傍
サンプル 外観			
表面線量率 (塗装面側)	0.10mSv/h	0.27mSv/h	0.09mSv/h
サンプル 形状	φ約45mm×60~70mm (一部斜めあり)		
特記事項		表面の一部に欠けあり (5mm×20mm程度)	



コアサンプリング装置

- 除染用作業ロボットとして使用しているMHI-MEISTeRの左腕にコア切削ドリル、右腕にコア回収ハンドを搭載
- 電源ケーブル・通信ケーブルは、搭載ケーブルドラムにより供給・回収



【高所除染装置の基本方針】

- ◆高所部の線源は、ダクト、配管、サポート、電気品等に付着した汚染蒸気および天井面・壁面の無垢コンクリートに浸透した放射性物質等が考えられ、汚染形態は遊離性、固着性、浸透汚染が混在している状況が想定される。
- ◆複雑形状に付着した汚染の除去、コンクリートはつり等の異なる機能の要求に対し、「吸引/ブラスト」、「高圧水」、「ドライアイス」各除染法を用いた高所作業台車を設計製作。

	高圧水	ドライアイスブラスト	吸引/ブラスト
装置概念図	<p>高圧水ノズル アーム (伸縮可能) 吸引ノズル</p> <p>6m高さ伸縮機構</p>		<p>アームに搭載した先端ツール</p> <p>ブラストを高所へ案内するホースリール</p>
除染方法	<p>高圧水を除染対象に吹き付けて洗浄～固着物除去を行う。</p>	<p>ドライアイスのブロックをカキ氷のように削りながら、削ったドライアイスが圧縮空気により、除染対象物の表面に噴射し、表面の汚染物を除去する。</p>	<p>【吸引】除染ヘッドに搭載する回収機構により、除去した汚染物を回収する。 【ブラスト】圧縮空気を用いて、研磨材を除染対象物に吹き付けて、除染対象物の表面を汚染物とともに研削する。</p>

3 (Ⅱ) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-①)原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発(平成26年度計画)

平成26年度主要目標

(1)汚染水浸漬部の除染方法の検討を行う。また、汚染水浸漬部ドライアップ時のダスト拡散防止対策を検討する。(2)上部階用遠隔装置の製作共用化の仕様検討及び設計を行う。フロア高所部の遠隔除染装置の設計、製作を行う。

平成26年度の実施内容

1. 汚染状況の基礎データ取得

汚染水浸漬部の汚染状況、対象箇所を考慮して、ドライアップ時のダスト発生抑制対策の検討を行う。また、模擬汚染を用いて、ダスト発生抑制対策の効果確認試験を行う。

2. 除染技術整理、除染概念検討

汚染水浸漬部の除染の概念検討を行う。概念検討にあたっては、実機の具体的な箇所を想定した検討を行う。

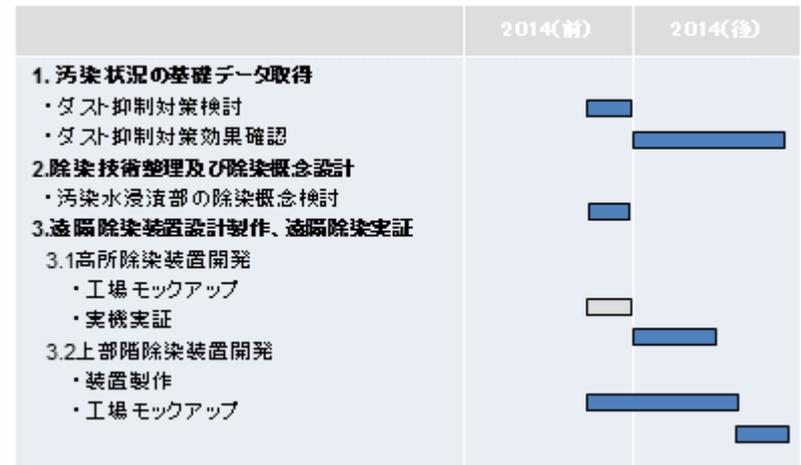
3. 遠隔除染装置設計製作、遠隔除染実証

3.1 高所除染装置の開発

H25年度に製作した高所除染装置の工場モックアップ試験を行う。高所除染装置の工場モックアップは、実機の高所の一部を模擬し、実施する。また、福島第一原子力発電所1号機～3号機のいずれかの原子炉建屋1階の高所部において、実機実証試験を行う。

3.2 上部階除染装置の開発

H25年度に設計を行った上部階除染装置の製作、工場モックアップを実施する。



3. 主な研究開発について

(Ⅱ) 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-②)

原子炉格納容器水張りに向けた調査・補修（止水）
技術の開発

3 (Ⅱ) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-②) 格納容器水張りに向けた調査・補修(止水)技術の開発

- ・調査:下部用については、装置の設計、製作および工場モックアップ試験設備を製作し装置性能試験、実機適用性評価を完了。
上部用については、調査部位毎に装置設計・製作及び性能確認を完了。
- ・補修:下部用については、装置の設計・製作に向け、補修工法と止水材の詳細検討と要素試験を完了。
(止水) 上部用については、損傷可能性が高い箇所に応用する補修装置製作に向け、試験等成果を止水材の詳細設計に反映。

実施内容

1. 格納容器調査技術の開発

1.1 格納容器下部調査装置の開発

- ・格納容器下部調査装置・原子炉建屋から隣接建屋への漏水箇所の調査装置を製作。

工場モックアップ試験設備を製作し装置性能確認を完了。

- ・実機適用性評価(現場実証)の計画を策定し現場実証を完了。

1.2 格納容器上部調査装置の開発

- ・格納容器上部調査装置は、調査部位毎に装置設計・製作及び性能確認を実施。ドライウェル外側開放部調査装置の漏えい特定用デバイスについては、基本タイプの小径ペネ向けを実施
- ・実機適用性評価の計画を策定。平成27年度に現場実証予定。

2. 格納容器補修(止水)技術の開発

2.1 格納容器下部補修装置の開発

- ・ベント管やサブプレッションチェンバ等でバウンダリ構成する

ための補修装置の設計・製作に向けて、補修工法の詳細検討

(止水試験等による止水材の詳細検討や閉止補助材の最適化検討)を完了。

2.2 格納容器上部補修装置の開発

- ・損傷の可能性が高い箇所(ハッチフランジ、貫通部ベローズ、電気ペネ)に応用する補修装置の製作に向けて、止水試験等による 成果を止水材の詳細検討・設計に反映予定。

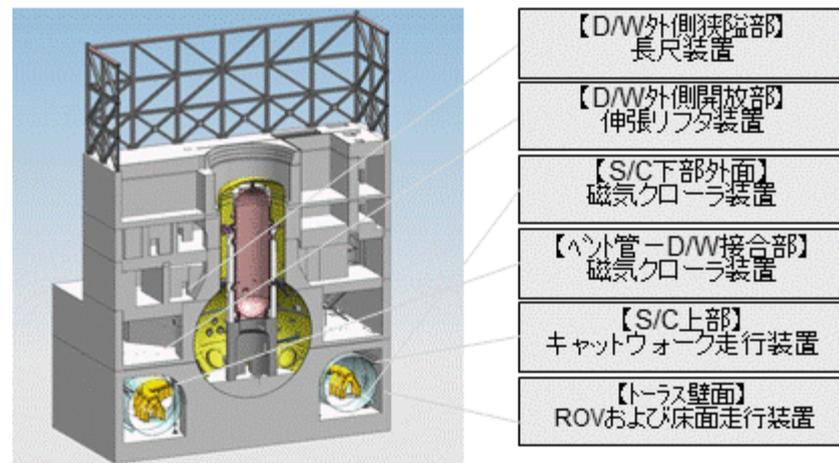
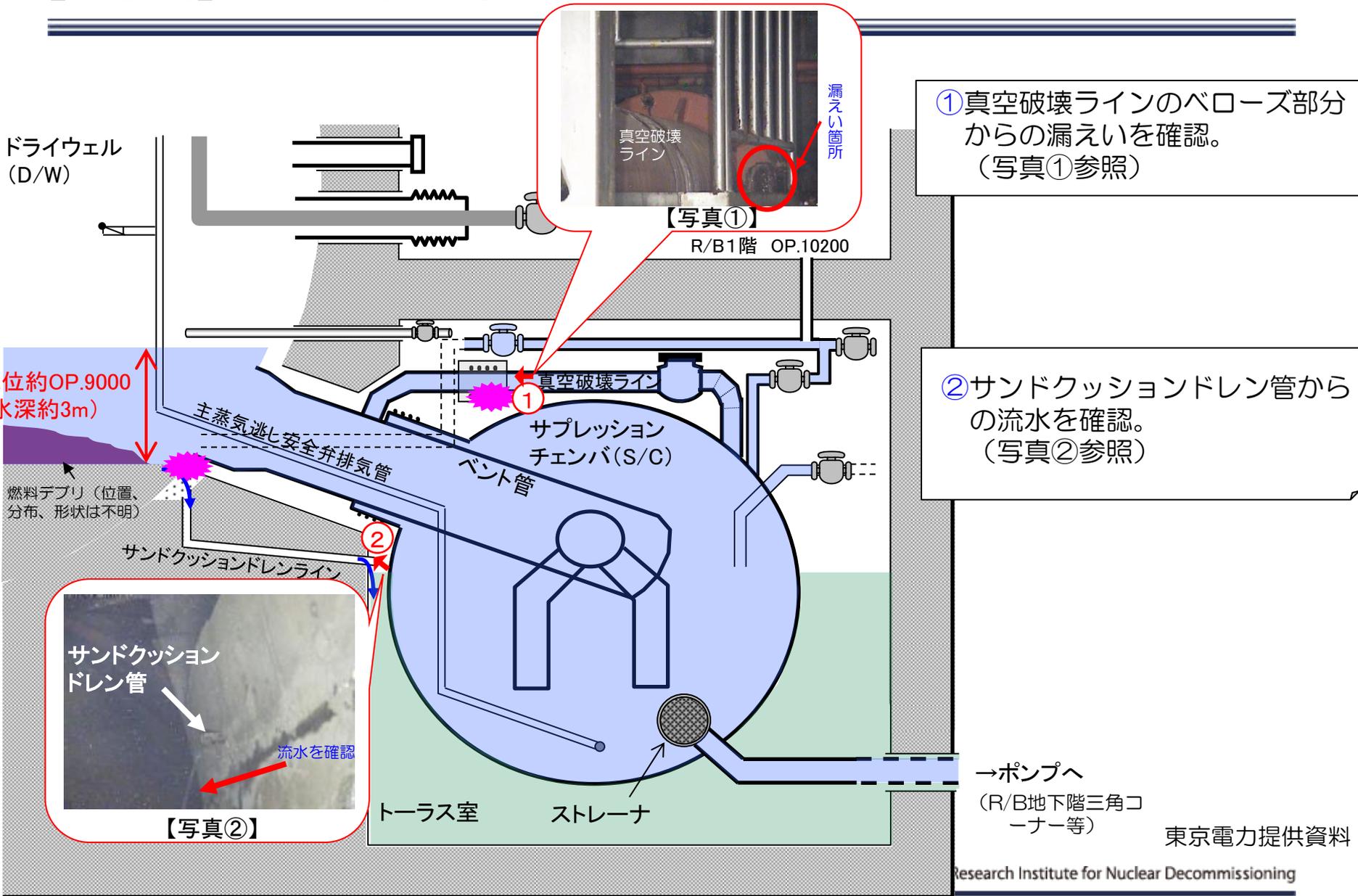


図 点検調査装置の利用場所

【1号機】PCV下部の現状イメージ図



①真空破壊ラインのベローズ部分からの漏えいを確認。(写真①参照)

②サンドクッションドレン管からの流水を確認。(写真②参照)



東京電力提供資料

【2号機】PCV下部の現状イメージ図

ドライウェル
(D/W)

R/B1階 OP.10200

500A-AC-1

300A-AC-10

水位約OP.5824
(水深約30cm)

燃料デブリ (位置、
分布、形状は不明)

主蒸気逃し安全弁排気管
サプレッション
チェンバ (S/C)
ベント管

サンドクッション
ドレンライン

ストレーナ

トーラス室

- ①ベント管スリーブ
(写真①参照)
- ②サンドクッションドレン管
(写真②参照)
- ③ベント管ベローズカバー
(写真③参照)
からの流水は確認されなかった。

- ④S/C内の水位測定により、S/C
内水位とトーラス室内滞留水水
位は同程度であることを確認。

→ポンプへ
(R/B地下階三角コ
ーナー等)

東京電力提供資料

rch Institute for Nuclear Decommissioning



【写真①】

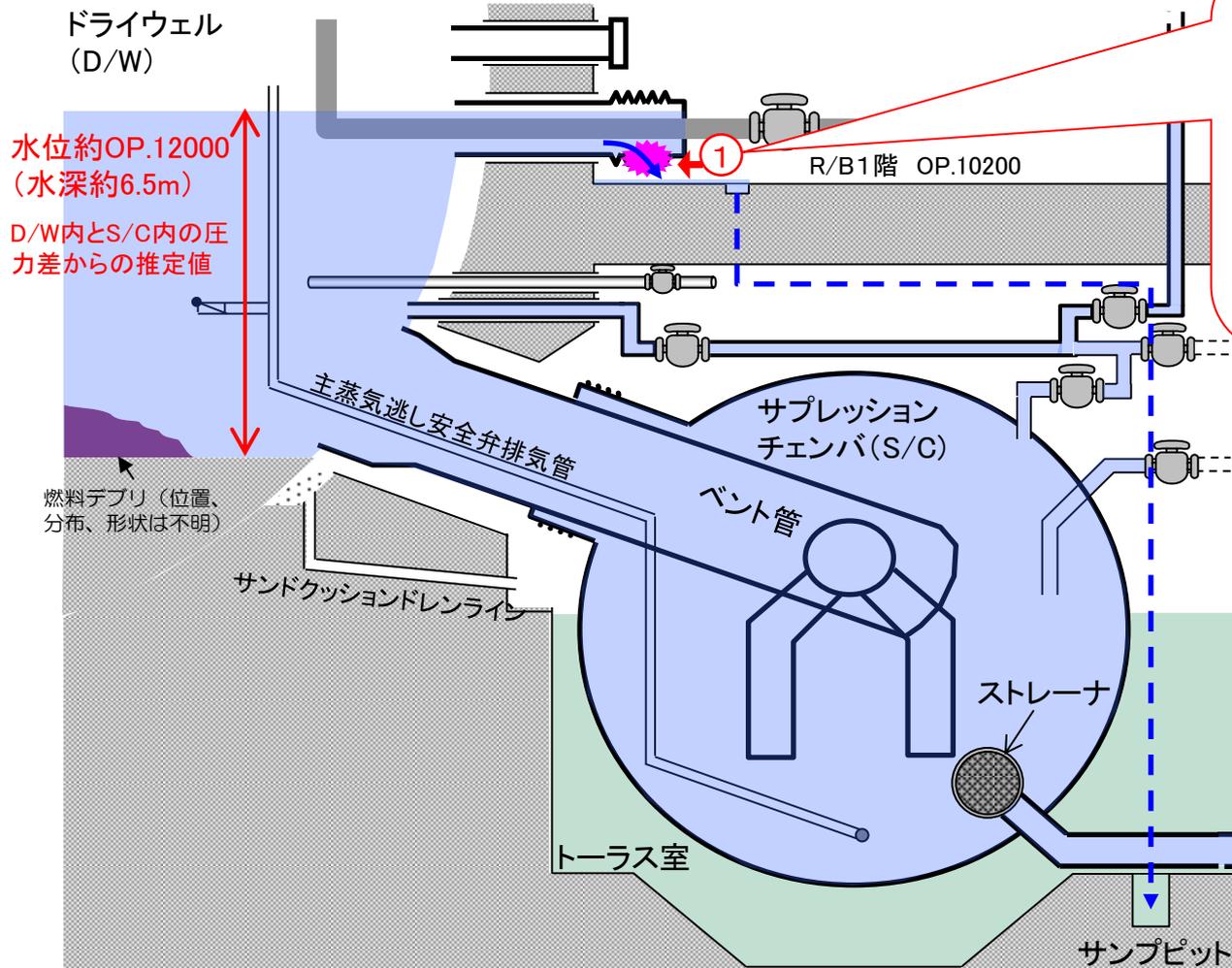


【写真②】



【写真③】

【3号機】PCV下部の現状イメージ図



【写真①】

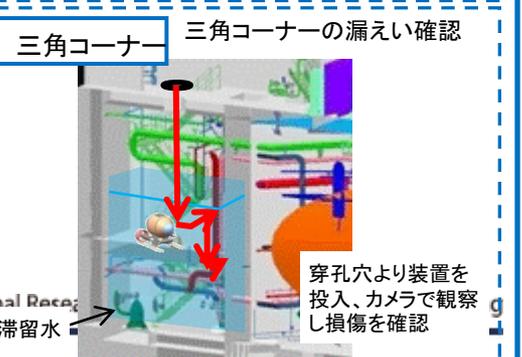
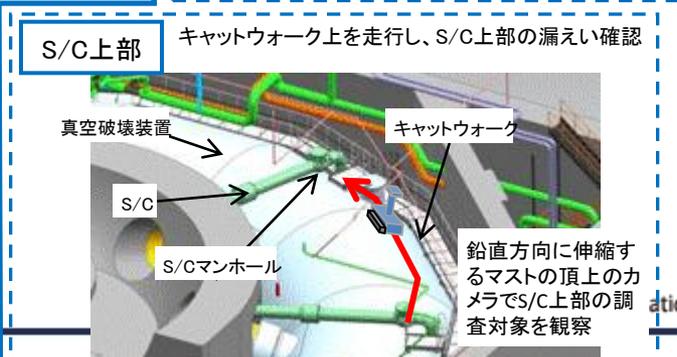
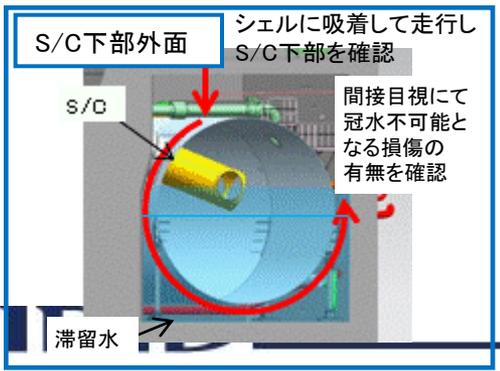
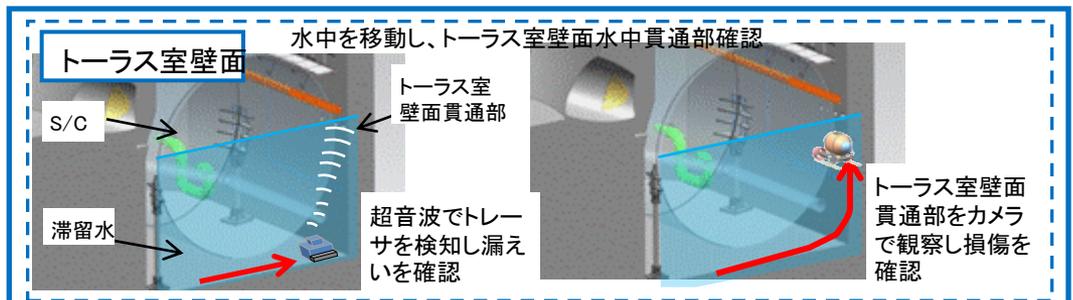
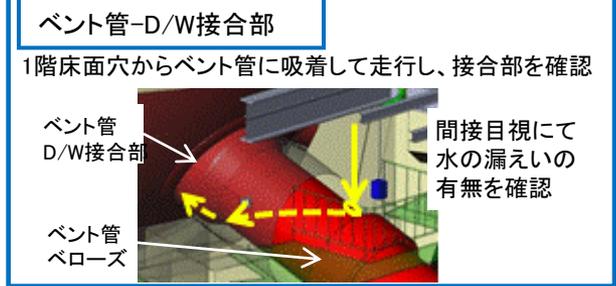
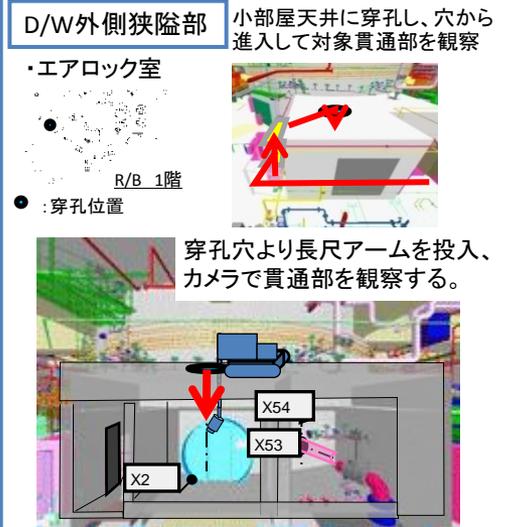
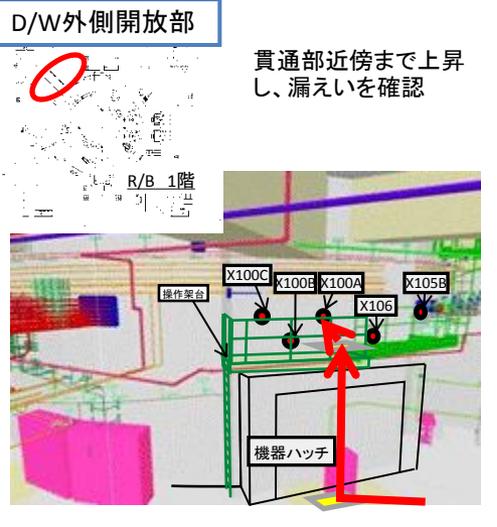
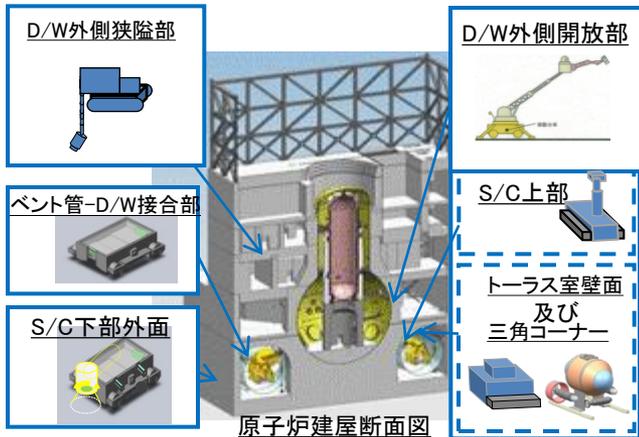
①主蒸気隔離弁室内の主蒸気系配管ベローズ付近からの漏えいを確認 (写真①参照)。

→ポンプへ
(R/B地下階三角コーナー等)

東京電力提供資料

点検調査装置の開発 (1) (各施工対象部位)

各施工対象部位の詳細

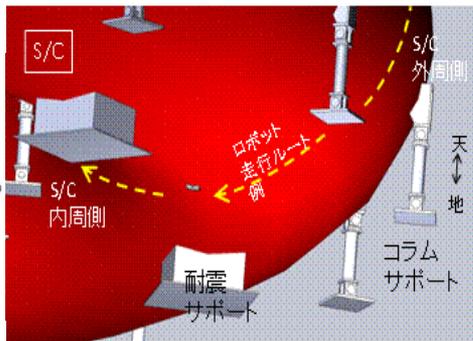
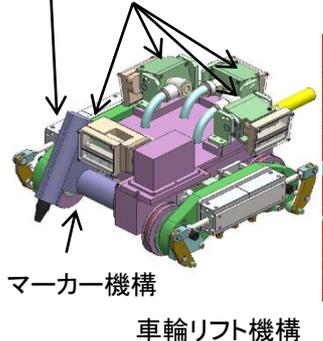


点検調査装置の開発(2) (ベント管-D/W接合部及びS/C下部調査装置)

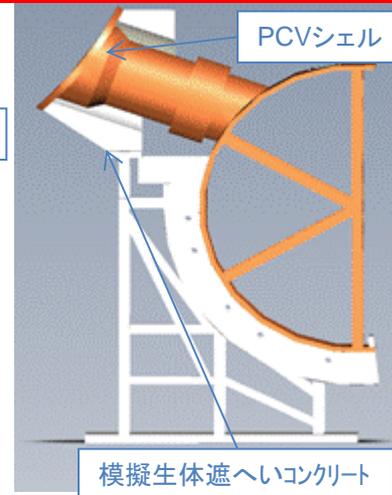
S/C下部調査装置

マグネット車輪(4輪)

前・後方カメラ
側方カメラ(左・右)



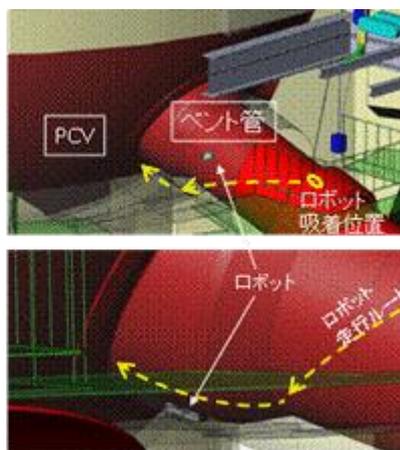
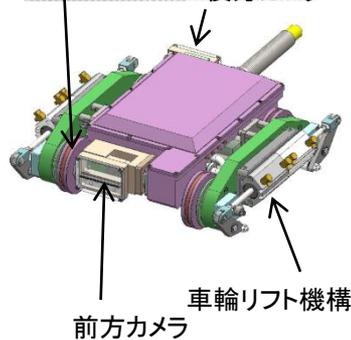
ベント管及びS/C上部実規模試験体



ベント管-D/W接合部調査装置

マグネット車輪(4輪)

後方カメラ



S/Cシェルおよび水槽組立状態



地下ピット設置状態



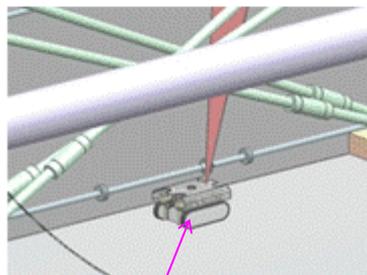
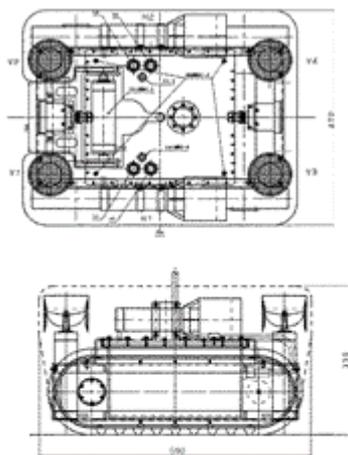
ベント管および コンクリートスリーブ部(縦置き)



- ・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可能。

点検調査装置の開発(3) (トラス室壁面・S/C上部・D/W外側狭隘部調査装置)

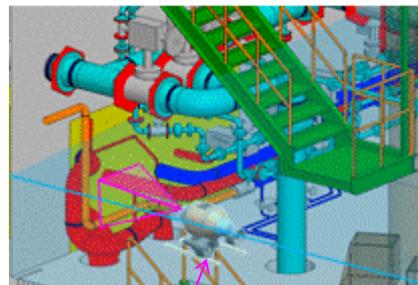
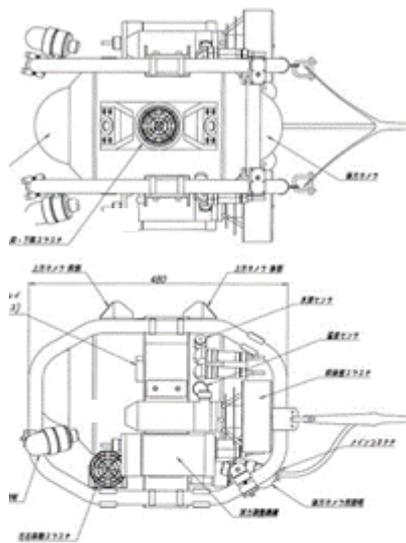
V1~V4、H1~H2
4ヶの垂直スラスト
2ヶの水平スラスト



水中床面走行装置

水中床面走行装置

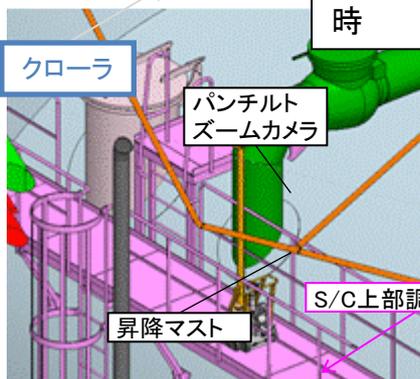
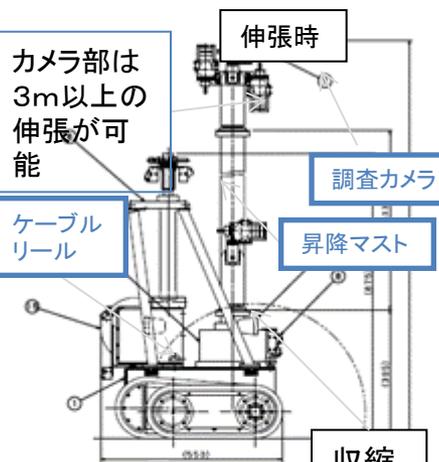
- ・小型で水中床面走行、水中遊泳可能な調査装置。
- ・ソナー装置を搭載し、水中での漏えい箇所の調査が可能。



水中遊泳装置

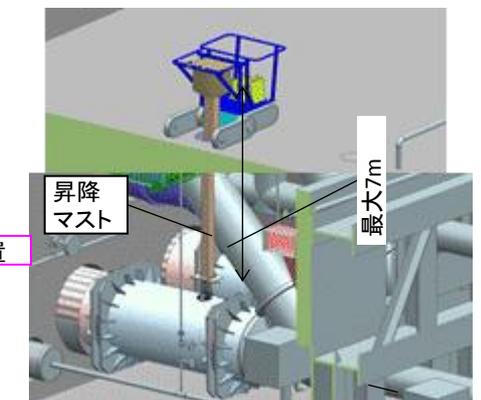
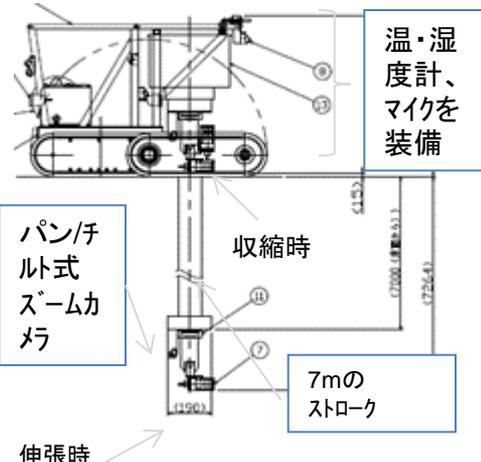
水中遊泳装置

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



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、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。またS/C上部キャットウォーク上を走行可能。



D/W外側狭隘部調査装置

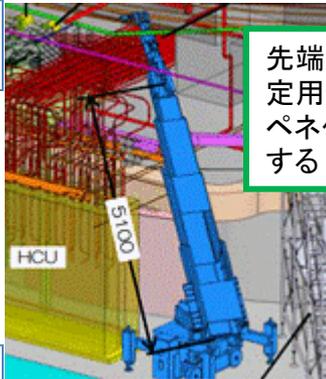
- ・部屋内にカメラ部分を伸張(最大7m)し、内部の対象部位の観察を行う。
- ・走行時はカメラ部を収納し、自立走行が可能。

点検調査装置の開発(4) (D/W外側開放部調査装置)

調査方法

高所のPCVペネにアクセスして漏えいを調査

代表的な調査対象ペネ

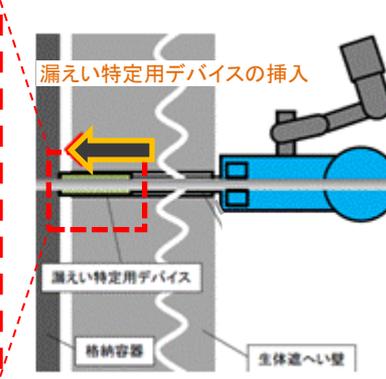
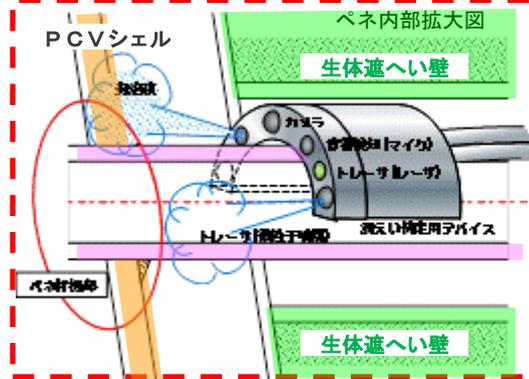


先端の漏えい特定用デバイスをペネ付根へ挿入する

CRDMマカロニ配管

ペネ付根部での調査イメージ

大気中で窒素ガス流れを検出する



装置の全体図(赤字部:製作範囲)

7軸マニピュレータ

荷揚げモジュール

漏えい特定用デバイス

ヘッド部

台車とマニピュレータはNEDO機を活用

台車

装置の設計、製作状況

漏えい特定用デバイス

ヘッド部



荷揚げモジュール(製作中)

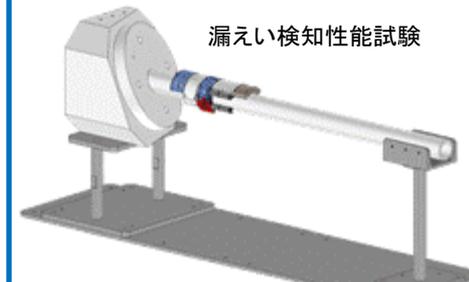


漏えい特定用デバイス(ヘッド部)

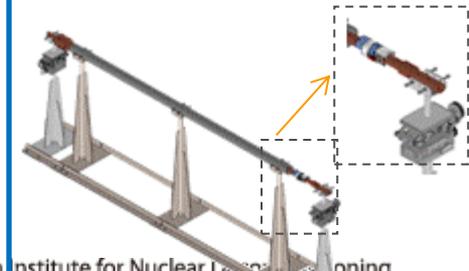


実機模擬試験(準備中)

漏えい検知性能試験

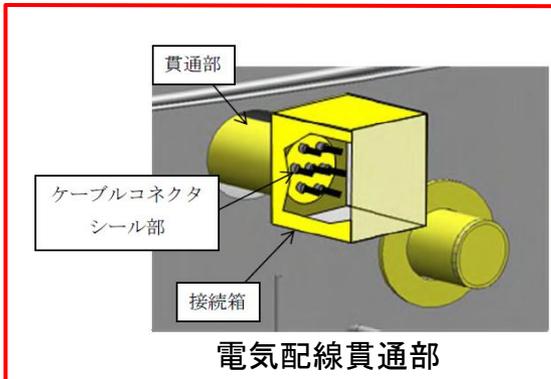
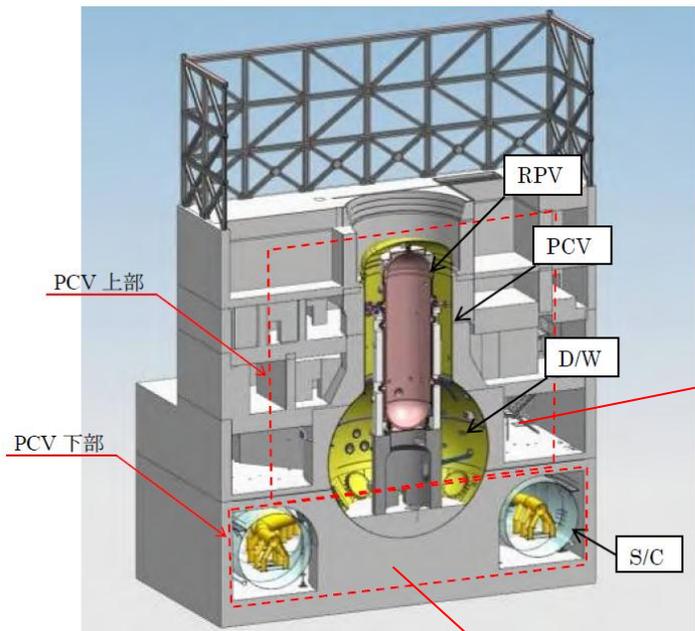


駆動性能検証試験

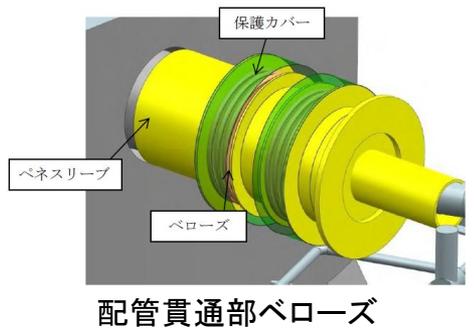


Institute for Nuclear Decommissioning

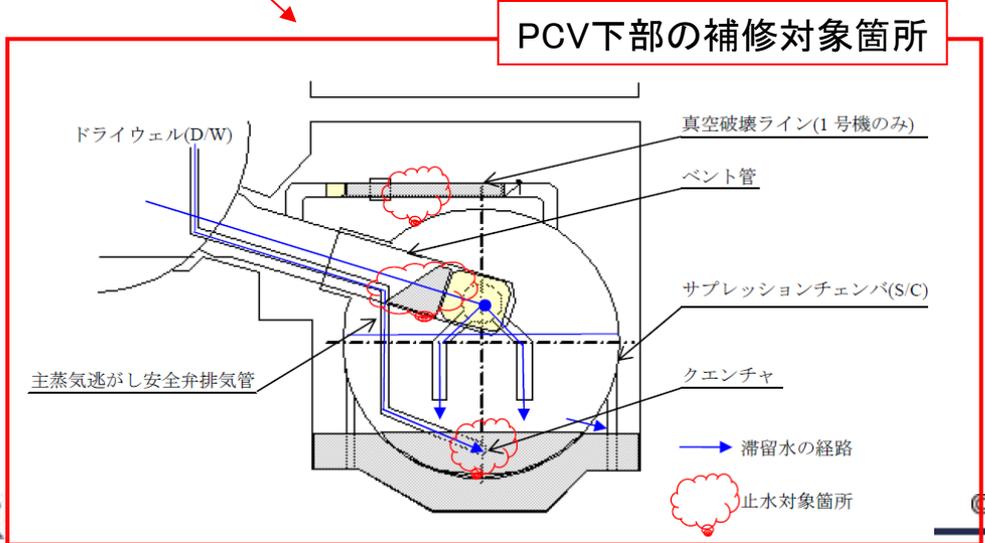
格納容器補修技術の開発(1) (補修対象箇所)



PCV 上部の補修対象箇所



配管貫通部ベローズ



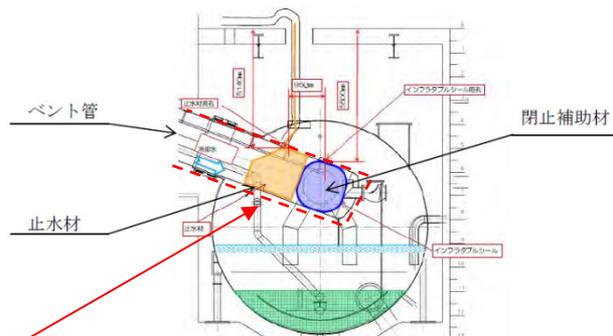
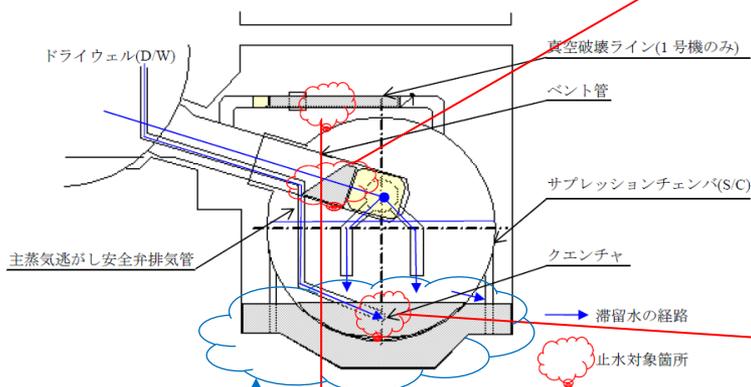
PCV 下部の補修対象箇所



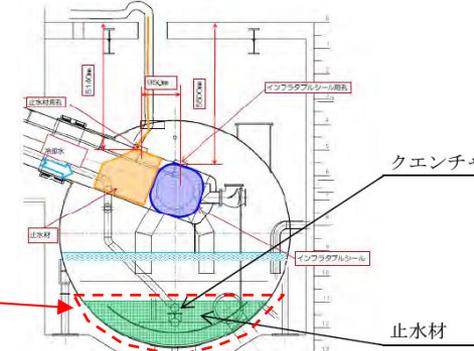
機器ハッチ

格納容器補修技術の開発(2) (格納容器下部)

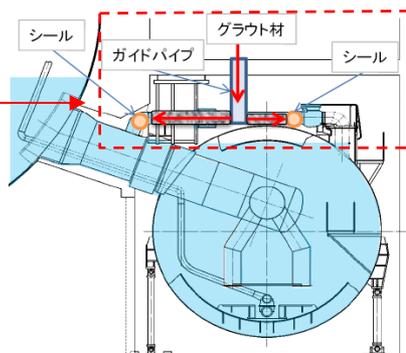
PCV下部補修工法の概念



ベント管部止水工法



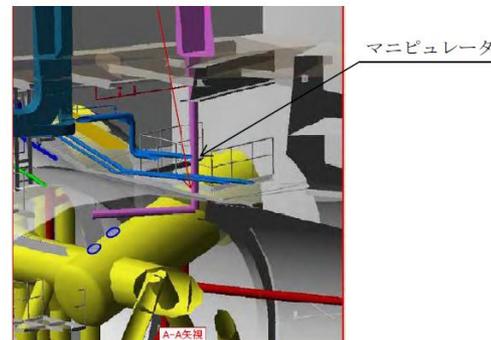
クエンチャ部止水工法 (H25年度は計画範囲外)



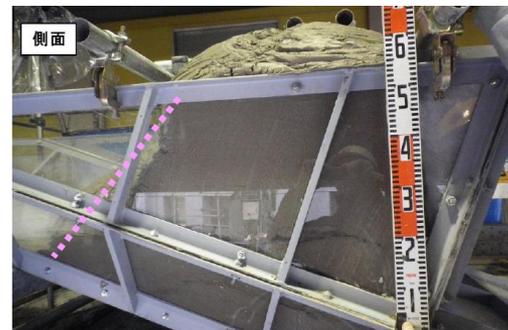
真空破壊ライン部止水工法(1F-1特有)

サプレッションチェンバの補強

H24年度の成果(例)



格納容器下部補修装置概念



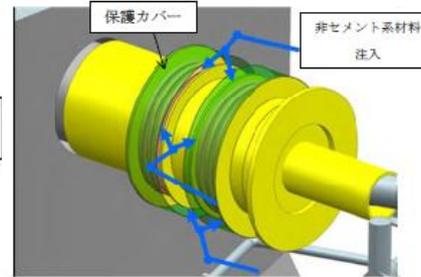
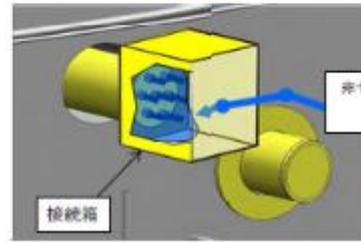
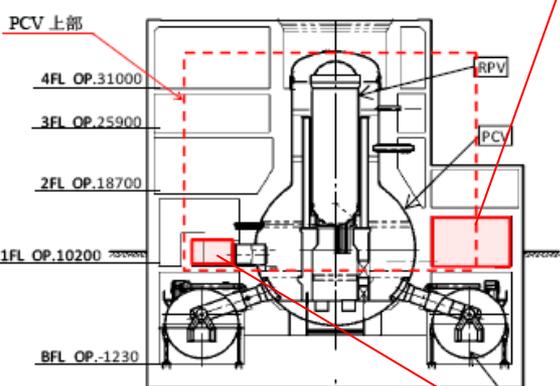
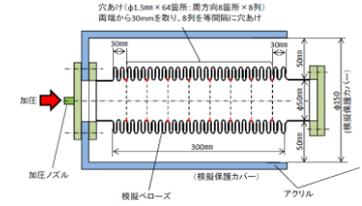
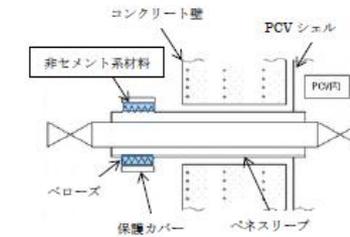
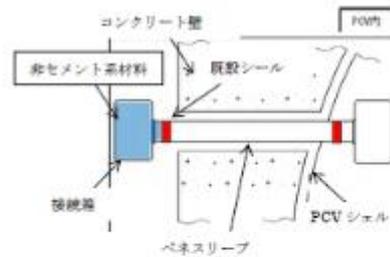
ベント管部止水材要素試験



閉止補助材要素試験

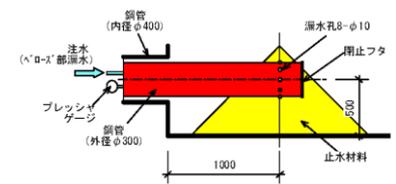
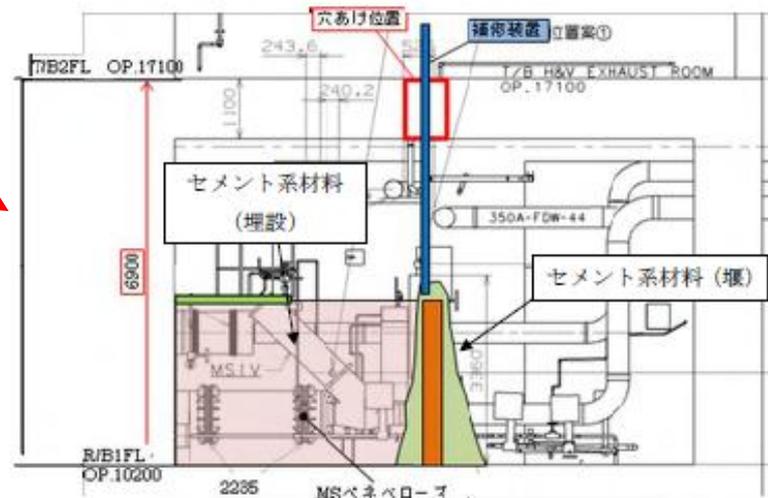
格納容器補修技術の開発(3) (格納容器上部)

PCV上部補修工法の概念



D/W外側開放部補修工法

D/W外側開放部止水材要素試験



D/W外側狭隘部止水材要素試験

D/W外側狭隘部補修工法

3 (Ⅱ) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-②) 格納容器水張りに向けた調査・補修(止水)技術の開発(平成26年度計画案)

平成26年度主要目標

【格納容器調査技術の開発】

- 格納容器上部調査装置のうち、ドライウエル外側狭隘部調査装置は、昨年度の成果及び対象部位へのアクセス状況を踏まえ、改良仕様の検討を完了する。ドライウエル外側開放部調査装置は、工場モックアップ試験の成果を踏まえ、改良仕様の検討を完了する。またドライウエル外側開放部調査装置は特殊ペネ(大口径ペネと著しい偏芯があり且つペネ群の中央に位置するペネ)のための漏えい特定用デバイスについて装置改良検討作業の一環として概念検討を完了する。
- 新規調査対象(格納容器ナックル部)用装置の概念検討を完了する。

【格納容器補修(止水)技術の開発】

- 現場適用性のある止水工法として、①格納容器下部補修(止水)装置の詳細設計、要素試験方案の策定を完了、②格納容器上部補修(止水)装置の改良仕様検討、要素試験方案の策定を完了する。

平成26年度の実施内容

【格納容器調査技術の開発】

1. 下部点検調査装置の開発

- 平成25年度事業で開発完了予定。

2. 上部点検調査装置の開発・改良

- ドライウエル外側狭隘部調査装置は、昨年度の成果及び対象部位へのアクセス状況を踏まえ、改良仕様の検討を完了する。ドライウエル外側開放部調査装置は、工場モックアップ試験の成果を踏まえ、改良仕様の検討を完了する。特殊ペネ向けのデバイスは基本設計を完了する。
- 新たに必要となった②格納容器ナックル部調査装置の概念検討を完了する。

【格納容器補修(止水)技術の開発】

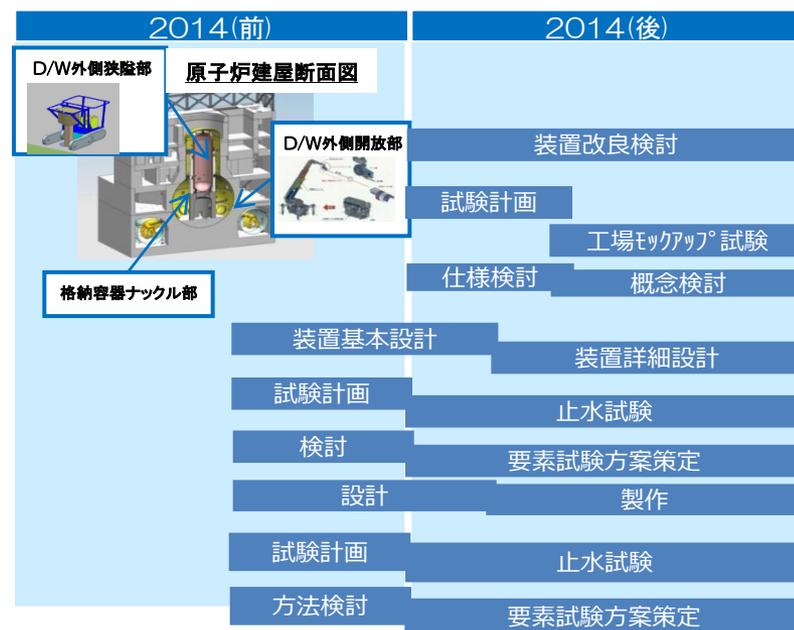
1. 格納容器下部補修(止水)工法および装置の開発

- ベント管、クエンチャ、ダウンカマ、サプレッションチェンバ、S/C接続配管などでバウンダリ構成するための補修装置の詳細設計を完了する。これらの部位の補修に適用する止水材の1/2スケールの止水試験等を実施し適用性の確認を完了する。トーラス室壁面、三角コーナー、建屋間スリーブの止水について対象部位と止水方法について検討し、要素試験方案の策定を完了する。
- モックアップ試験用の試験体および試験装置の設計・製作に着手する。

2. 格納容器上部補修(止水)工法および装置の開発

- 損傷の可能性が高い箇所(ハッチフランジ、貫通部ベローズ、電気ペネ)について1/2程度のスケールでの止水試験を実施し、適用性の確認を完了する。系統配管については、必要に応じ、要素試験方案の策定を完了する。

実施工程 (平成26年度)



3. 主な研究開発について

(Ⅱ) 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-③) 格納容器内部調査技術の開発

3 (Ⅱ) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-③) 格納容器内部調査技術の開発 全体計画

【PCV内部調査の目的】

燃料デブリの取出しに先立ち、PCV内の状況を把握することが重要であり、PCV内の状況を把握するための調査技術の開発を目的とする。

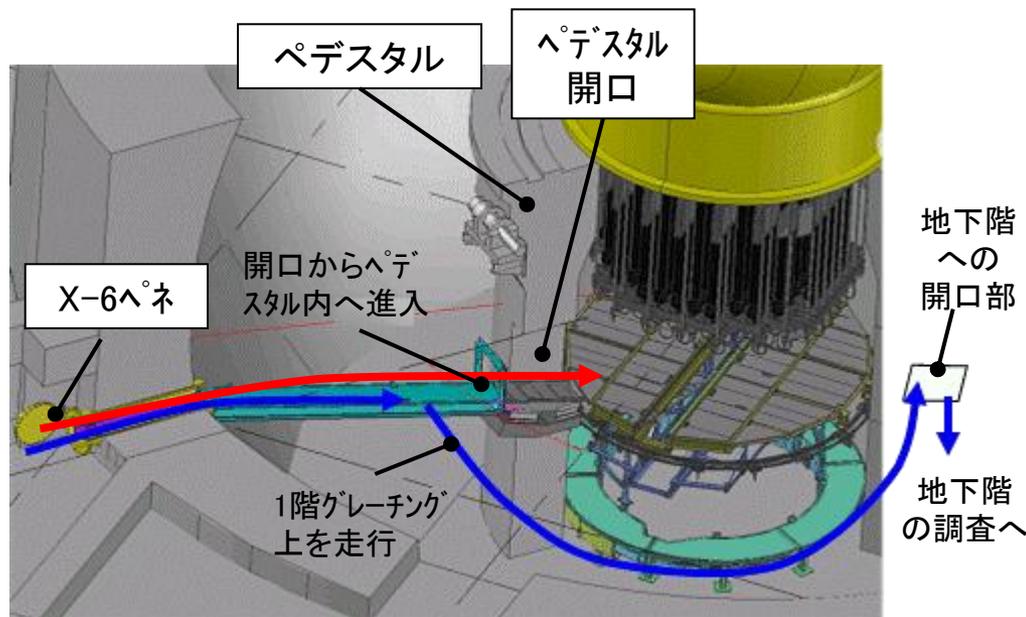
【PCV内部調査の目標】

燃料デブリは、RPVを經由してPCV内に存在すると推定されており、PCV内部映像を取得する計測器、デブリの可能性のある溶融物を検知する計測器、および、調査対象部位へアクセスする装置の開発を目標とする。



以下の実施を開発の最終ゴールと位置づける。

- ①溶融物 計測装置の開発
- ②アクセス装置(ペDESTAL内)の開発
- ③アクセス装置(ペDESTAL外)の開発
- ④上記装置の現場実証試験



ペDESTAL内のアクセス: →

ペDESTAL外のアクセス: →

調査のアクセスイメージ:*1

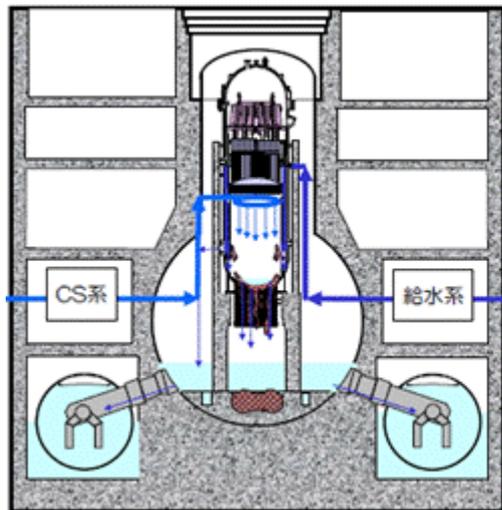
*1: 本アクセスルートは、今後の検討により変更の可能性あり
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

3 (Ⅱ) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-③) 格納容器内部調査技術の開発 調査及び調査装置の開発方針

1～3号機の炉心・PCVの状況推定(*1)より、開発方針を以下に設定

【1号機】

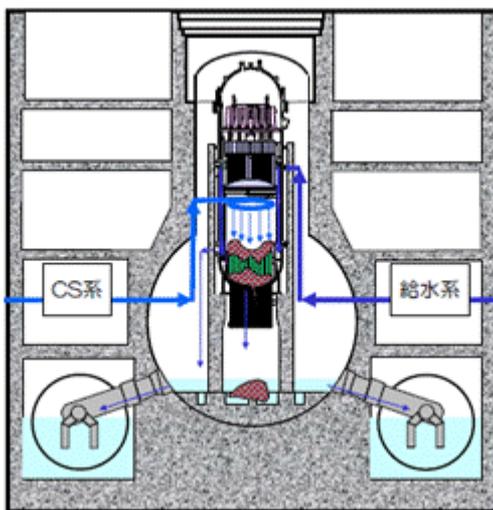


・溶融した燃料は、ほぼ全量がRPV下部プレナムへ落下しており、元々の炉心部にはほとんど燃料が存在していない

⇩ 開発方針

・燃料デブリがペDESTAL外側まで広がっている可能性があり、ペDESTAL外側の調査を優先して開発を推進する

【2号機】



・溶融した燃料のうち、一部はRPV下部プレナムまたはPCVペDESTALへ落下し、燃料の一部は元々の炉心部に残存していると考えられる
・尚、3号機では従来の予測よりも多くの燃料がPCV内に落下していると推定。

⇩ 開発方針

・1号機と比べると、燃料デブリがペDESTAL外側まで広がっている可能性は低く、ペDESTAL内側の調査を優先して開発を推進する
・尚、3号機はPCV内の水位が高く、1・2号機で使用予定のペネが水没している可能性があり、別方式を検討する必要がある。

*1:【出展元】東京電力ホームページ(平成25年12月13日)「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状況の推定と未解明問題に関する検討第1回進捗報告」より抜粋

3 (Ⅱ) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-③) 格納容器内部調査技術の開発 (平成25年度成果)

- ・ ペDESTAL外の事前調査(格納容器内の映像、線量、温度等を取得)について、1号機用の調査装置は製作・機能検証試験を完了。ペDESTAL内の事前調査について、2号機は遮へいブロック取り外し装置と調査装置の製作・機能検証試験を完了予定。
- ・ デブリの存在が推定されるペDESTAL内外の本格調査(燃料デブリの分布状態、形状の測定)に向けた更なるアクセス部位用の調査装置に関して、基礎検討及び要素試験を完了予定。

実施内容

1.PCV内部事前調査装置の開発

下記装置について、来年度の実証試験に向けてた開発を実施中。

(1) X-100Bからの調査装置(1号機)

装置の製作を完了し、機能検証試験を完了した。今後、平成26年度までに機能検証で抽出した改善対応を行う。

(2) X-6遮蔽ブロック取外し装置(2号機)

装置の各構成品(マニピュレータ, エンドエフェクタ等)の製作完了、装置の組立を実施中。現地調査の結果判明した、取扱い対象物の重量大について、対応を検討し開発計画へ反映中。

(3) X-6ペネからの調査装置(2号機)

前年度に実施したX-53からの調査で得られた成果及び課題について、移動機構の装置構成への変更を検討、開発へ反映。今後、平成26年度までに装置の製作・機能検証試験を行う予定。

2.アクセス方法と装置の開発(ペDESTAL内/外アクセス装置)

ペDESTAL内/外のそれぞれに対するアクセス装置の構想検討を実施し、要素試作の仕様を策定中。また、アクセス装置のPCV内投入時に必要な放射性物質飛散防止装置の概念検討も実施。今後、平成28年度までに要素試作・試験を実施する予定。

3.検査装置・技術の開発(デブリ計測装置)

光切断方式による形状計測技術について、装置のシステム構成を立案。また、計測に対するPCV内の外乱環境(霧状, 雨状等)を模擬した要素試験を実施中。

各号機の開発ステップ (1号機)

【調査対象部位】: ペDESTAL(外)地下階 作業員アクセス口近傍

【調査及び装置開発ステップ】

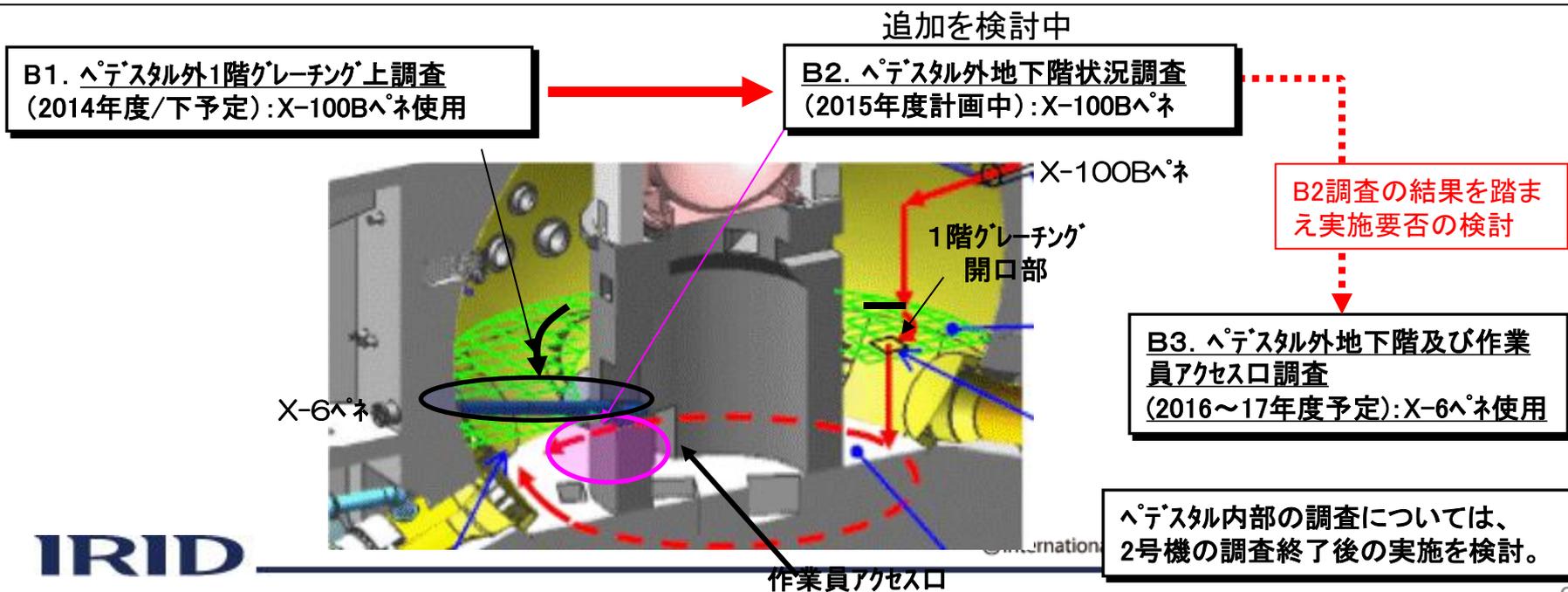
(1) X-100Bペネからの調査(~2015年度)

X-6ペネが高線量であり、現状接近可能なX-100B(Φ100mm)を使用して、優先度が高い以下のペDESTAL外からの調査を計画。

- ① PCV内の1階グレーチング上の情報(CRDレール使用可否の調査等)を取得。: B1
- ② 2013年11月の水上ボートによるトラス室調査結果を受け、ペDESTAL(外)地下階(作業員アクセス口及び近傍ベント管)の映像取得に特化した調査を計画。: B2

(2) X-6からの調査(2016~2017年度)

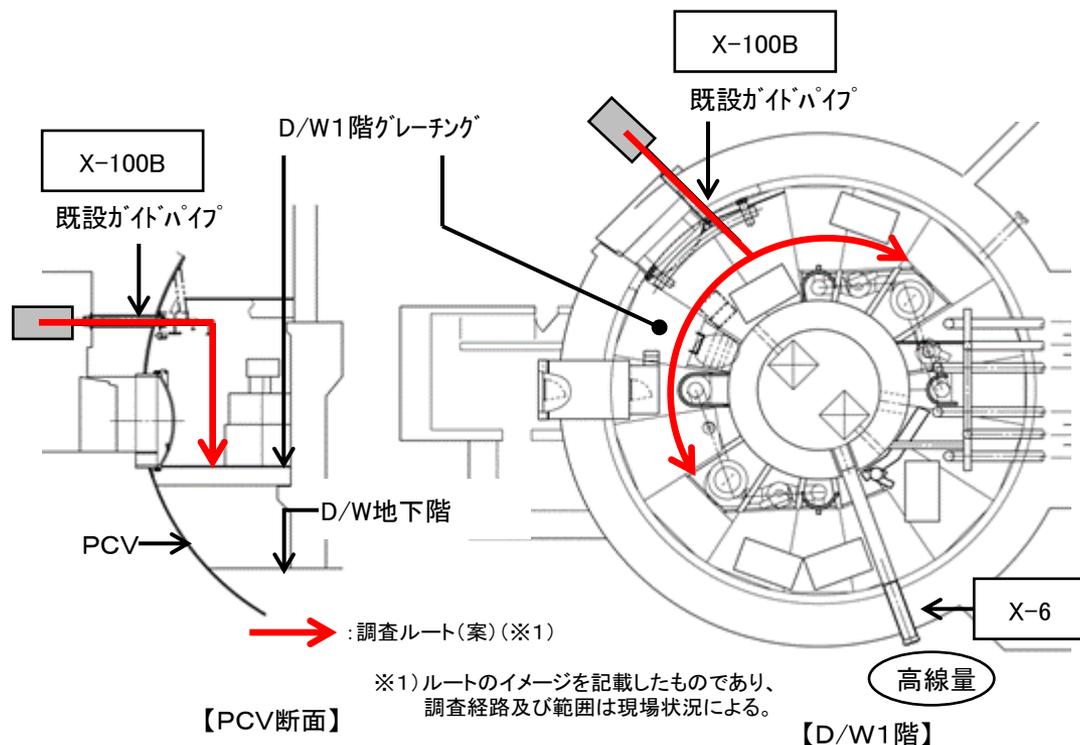
- ① ペDESTAL(外)地下階に対して、デブリ形状計測装置を搭載し更なる状況把握を行う。: B3



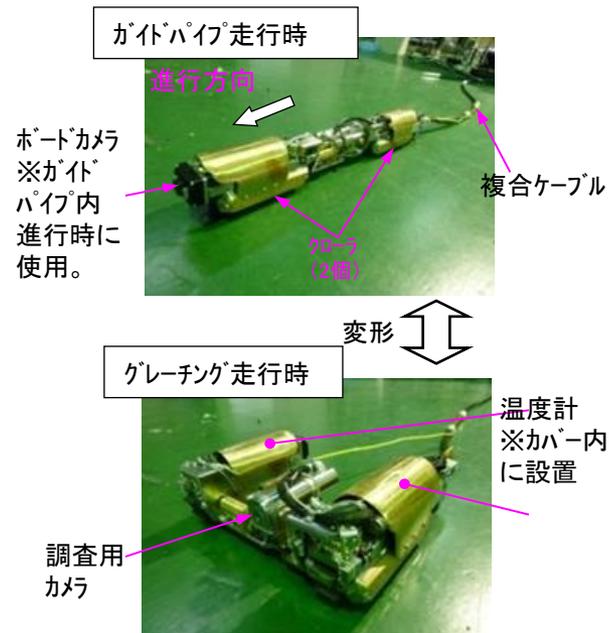
(1) 装置概要

狭隘なアクセス口(X-100Bペネ貫通口:内径φ100mm)からPCV内へ進入し、
 グレーチング上を安定走行可能な、形状変形機構を有するクローラ型装置

(2) 調査ルート及び装置のイメージ



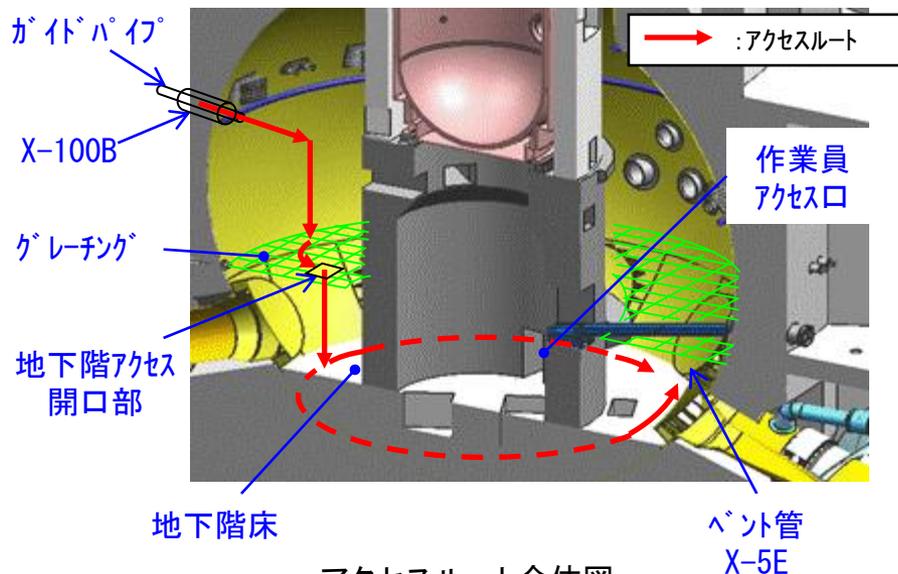
PCV内調査ルート(計画案)



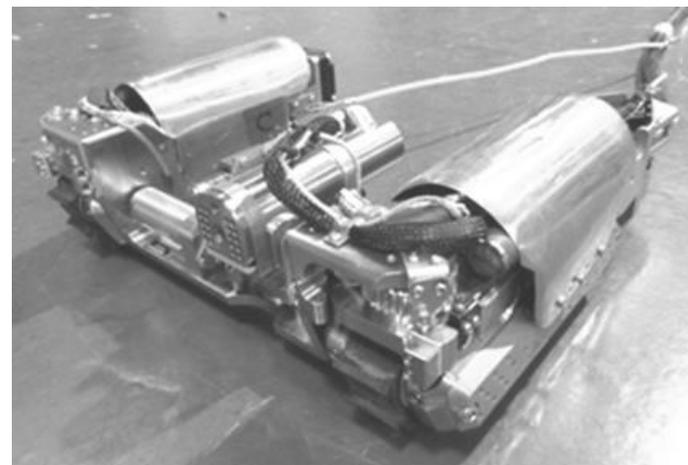
装置の外観写真

1号機水上ボート調査結果による追加調査検討

- ・1号機での、水上ボートによるサンドクッションドレン管からの流水を受け、PCV内部のデブリの状況を早期に確認する必要性があり、新たな追加調査を計画中。
- ・X-100Bペネからペデスタル外側の地下階に装置を降下させ、デブリの広がりが推定される作業員アクセス口近傍までアクセスさせることを検討中。
- ・装置は、ペデスタル外 1階グレーチング上調査(B1)で開発中の形状変形クローラをベースにして、地下階アクセス仕様に改良することで計画中。



アクセスルート全体図



開発中の形状変形クローラ

各号機の開発ステップ（2号機）

【調査対象部位】: プラットホーム上(プラットフォーム上面, CRDハウジング下部)及び下(地下階)

【調査及び装置開発ステップ】

(1) X-6ペネ(Φ115mm)からの調査(～2014年度)

・X-6より、ペデスタル内部プラットフォームの状況調査を2014年度/下に計画。: A2

(2) X-6(穴径拡大、またはペネ開放)からの調査(2015～2016年度): A3～A4

・デブリ可視化装置を投入し、ペデスタル内部の調査を行う。

A1. CRDレール状況調査(2013/8実施済)

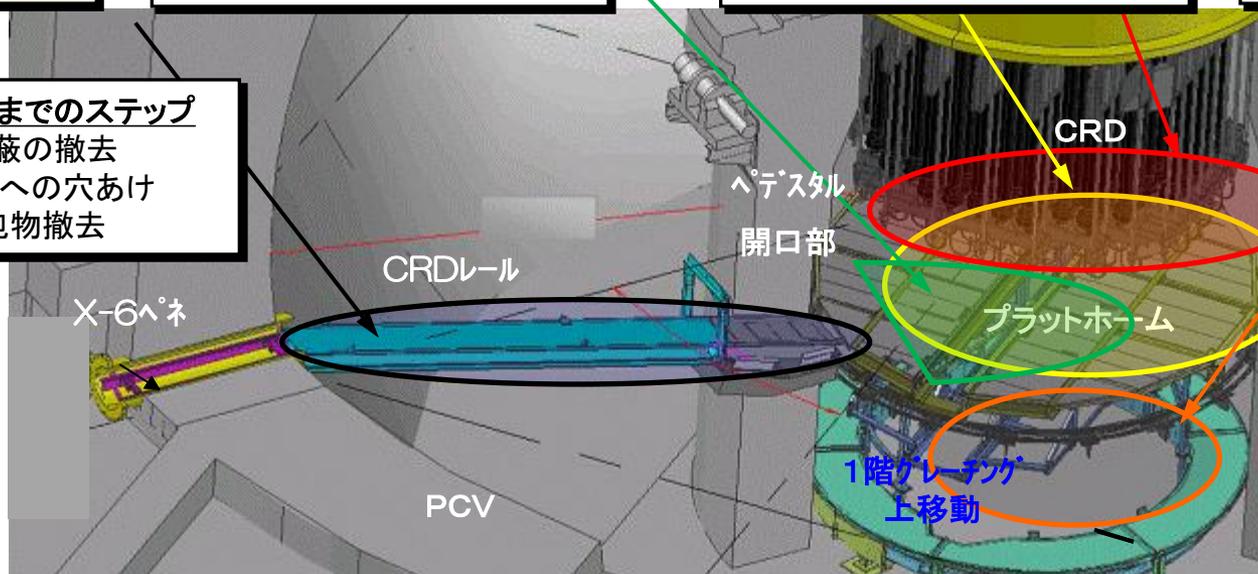
A2. ペデスタル内部プラットフォーム状況調査(2014年度/下予定)

A3. CRD下部及びプラットフォーム状況調査(2015年度/下予定)

A4. ペデスタル地下階の状況調査(2016年度/下予定)

X-6ペネ使用までのステップ

- ・ペネ前_遮蔽の撤去
- ・ペネハッチへの穴あけ
- ・ペネの内包物撤去



ペデスタル外部の調査については、A2～A4の内部調査結果を踏まえて実施要否を検討。

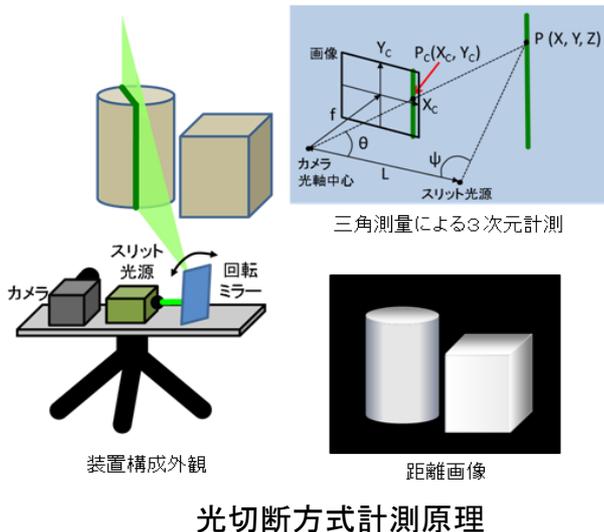
開発状況（燃料デブリ計測装置）

(1) 開発目標

燃料デブリと推定される溶融物の位置と分布を把握する計測装置を開発する。

(2) 実施内容

- ・H24年度に選定した光切断方式をもとに装置基本設計を実施する。
- ・要素試験により適用条件下による性能を確認し、基本設計の妥当性を評価する。
- ・また、光切断方式以外の計測手法(成分計測等)について追加調査を行い、その計測手法を用いた装置の成立性を評価する。



No.	分類	計測手法
1	温度分布計測	プローブ型温度計
2		放射温度計
3	放射線計測	線量計
4		ガンマ線検出器
5		コンプトンカメラ
6	成分計測（直接計測）	レーザー誘起蛍光法
7		レーザー誘起ブレイクダウン発光分光法
8	成分計測（サンプリング）	気体サンプリング
9		固体サンプリング

外観・形状計測以外の計測手法整理

(3) 開発要素

- ・霧状大気中、雨滴共存大気中、水中環境下での計測性能と耐放射線性の両立
- ・アクセス装置に搭載できる小型、軽量化と計測性能の両立

3 (Ⅱ) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-③) 格納容器内部調査技術の開発 (平成26年度計画案)

平成26年度主要目標

100Gy/hの高放射線環境下で、原子炉格納容器(PCV)内部事前調査(映像、線量及び温度データを取得)のための調査装置の実機実証試験を完了する。あわせて、デブリの存在が推定されるPCV内のペDESTAL内外にアクセスする、本格調査(燃料デブリ分布状態や形状の測定)のための調査装置の基本設計の完了と一部部品の製作を完了する。

平成26年度の実施内容

※1、2が事前調査(映像、線量、温度、障害物の状況等の調査)、
3、4が本格調査(燃料デブリの分布状態、形状の測定)。

1.ペDESTAL内部プラットフォームの状況調査装置の開発と実証試験

- ① 前年度の開発を基に検証試験や改善を実施して装置開発を完了する。
- ② 2号機X-6ペネを使用した実証試験を実施。
(装置は、X-6ペネ前の遮へいブロックを遠隔で取外す装置、X-6ペネのハッチ穴あけ装置及びX-6から格納容器内へアクセスする調査装置)

2.ペDESTAL外 調査装置の開発と実証試験

- ① 前年度の開発を基に検証試験や改善を実施して装置開発を完了。
- ② 1号機X-100Bペネを使用した実証試験を実施。
(装置は、X-100Bから格納容器内へアクセスする調査装置)

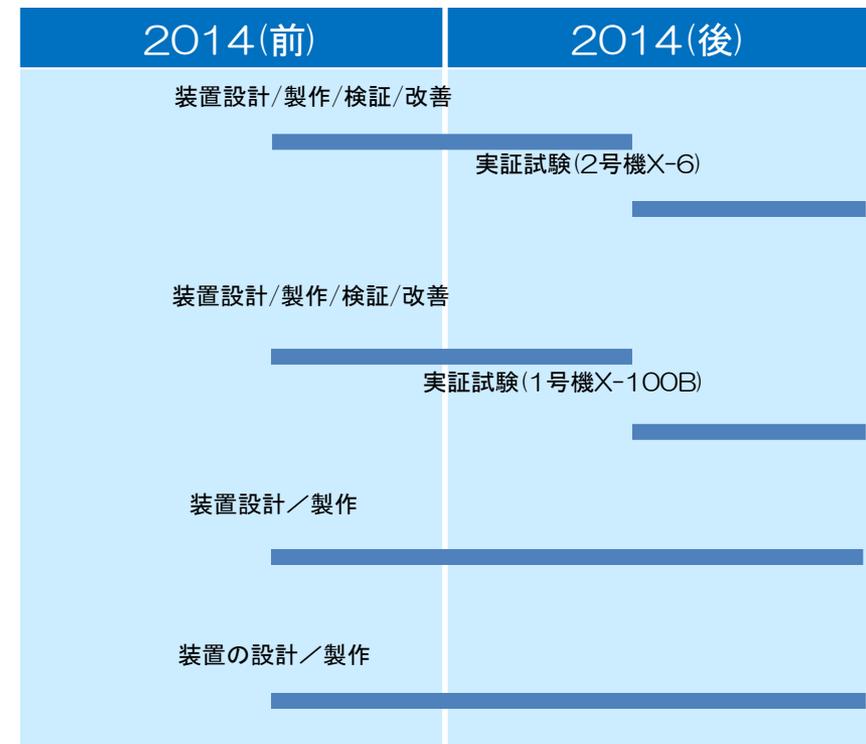
3.ペDESTAL内/外の更なる調査に向けた装置の開発

デブリの存在が推定される部位(プラットフォーム上、ペDESTAL地下階及び作業員アクセス口近傍)へアクセスする装置の基本設計完了と、一部製作に着手(平成28年3月完了予定)。

4.デブリ計測装置の開発

光切断法等の計測手法を活用したデブリ計測装置について、上記3. の装置への搭載化検討や設計・製作を実施。

実施工程 (平成26年度)



3. 主な研究開発について

(Ⅱ) 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-④) 圧力容器内部調査技術の開発

3 (Ⅱ) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-④)圧力容器内部調査技術の開発 全体計画

【RPV内部調査の目的】

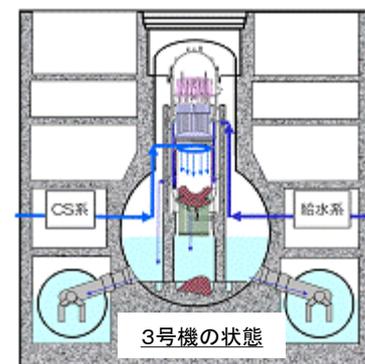
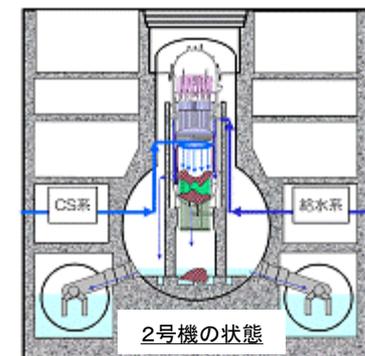
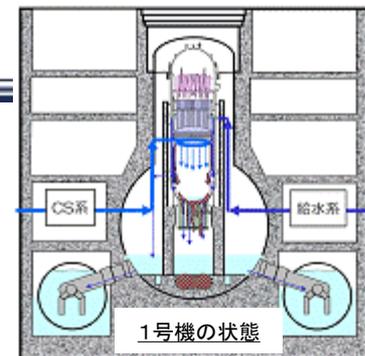
RPV内部調査では、RPV内部の燃料デブリの位置、炉内構造物の損傷状態、RPV内の温度、線量等を取得することを目的とする。

本Prj(RPV内部調査Prj)では、上記の調査を可能にする技術開発を行う。

【期待される成果の例】

RPV内部調査で取得する情報と、期待される成果の例を以下に示す。

取得する情報	期待される成果
<ul style="list-style-type: none"> ・デブリ、炉内構造物の目視映像 ・炉内雰囲気、デブリの線量 ・炉内雰囲気、デブリの温度 	プラントの内部の状態を直接確認ことができ、デブリ取出し計画、機器装置開発にフィードバックできる。
<ul style="list-style-type: none"> ・デブリのサンプリング 	現状はデブリがどのようなものかわかっていないが、少量のサンプルを採取・分析することによってデブリの組成などを確認することができる。



【炉心損傷状態の推定】

出展：東京電力(株)殿 Webページ

(http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu13_j/images/131213j0102.pdf)

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

3 (Ⅱ) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-④)圧力容器内部調査技術の開発 (平成25年度成果)

原子炉圧力容器(RPV)内部の燃料デブリの位置、炉内構造物の損傷状態、RPV内の温度、線量等を取得するため、調査対象部位までのアクセス方法、調査方法、及びサンプリング方法を検討し、RPV内部の高線量下(暫定1,000Gy/h)での調査技術の整理を行い、RPV内部を調査する技術開発計画(2015年度・2017年度:系統配管経由調査技術、2018年度:RPV上部穴あけ調査技術、2019年度:原子炉開放後調査技術)を立案した。

実施内容

1. RPV内部調査計画の立案

◆ 主要調査項目・調査時期の検討

RPV内部調査にて実施する調査項目を選定したうえで、調査項目、調査時期等を検討し、下記2.にて技術開発計画(2015年度・2017年度:系統配管経由調査技術、2018年度:RPV上部穴あけ調査技術、2019年度:原子炉開放後調査技術)を立案した。

◆ アクセスルートの検討

RPV内部を調査するルートとして、配管からアクセスする方法、RPV上部に穴を開けてアクセスする方法、原子炉開放後にアクセスする方法について、候補となるアクセスルートを抽出し、アクセス性を評価し、候補ルートを選定した。(図1)

2. 技術開発計画の立案

◆ アクセス技術

RPV内部へのアクセスルートの検討結果に基づき、既存技術を調査したうえで、障害物の貫通技術等の開発課題を抽出した。

◆ 調査技術(耐放カメラ、線量計等)

既存技術の調査したうえで適用性を検討し、耐放射線性等の対処に係る課題を抽出した。

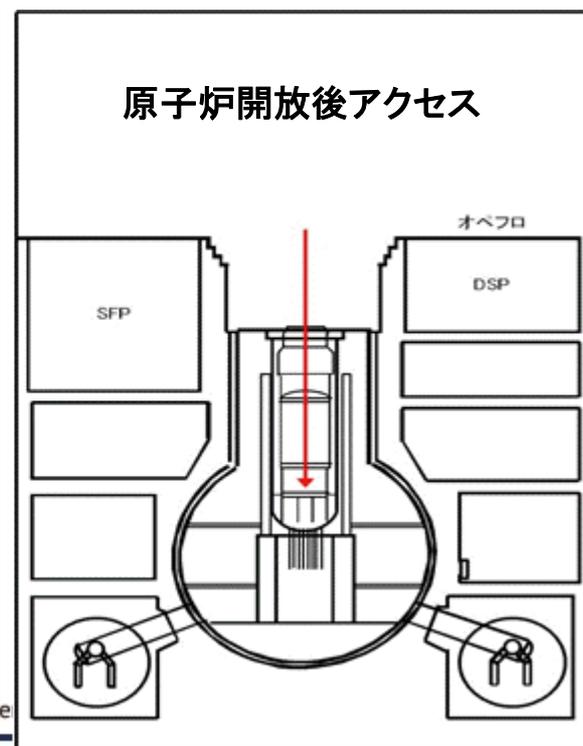
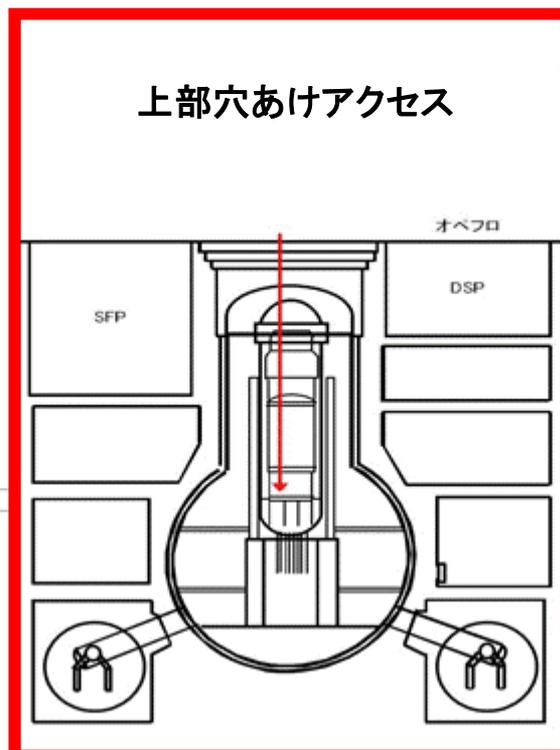
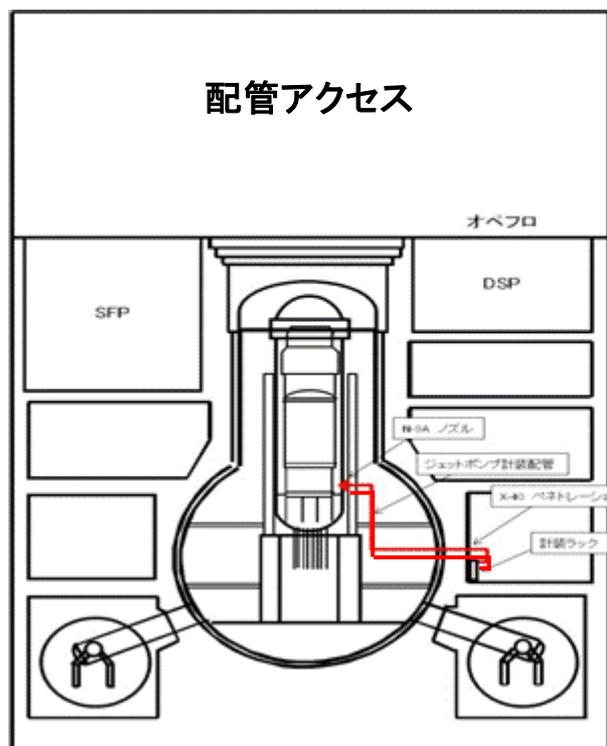
◆ サンプリング技術

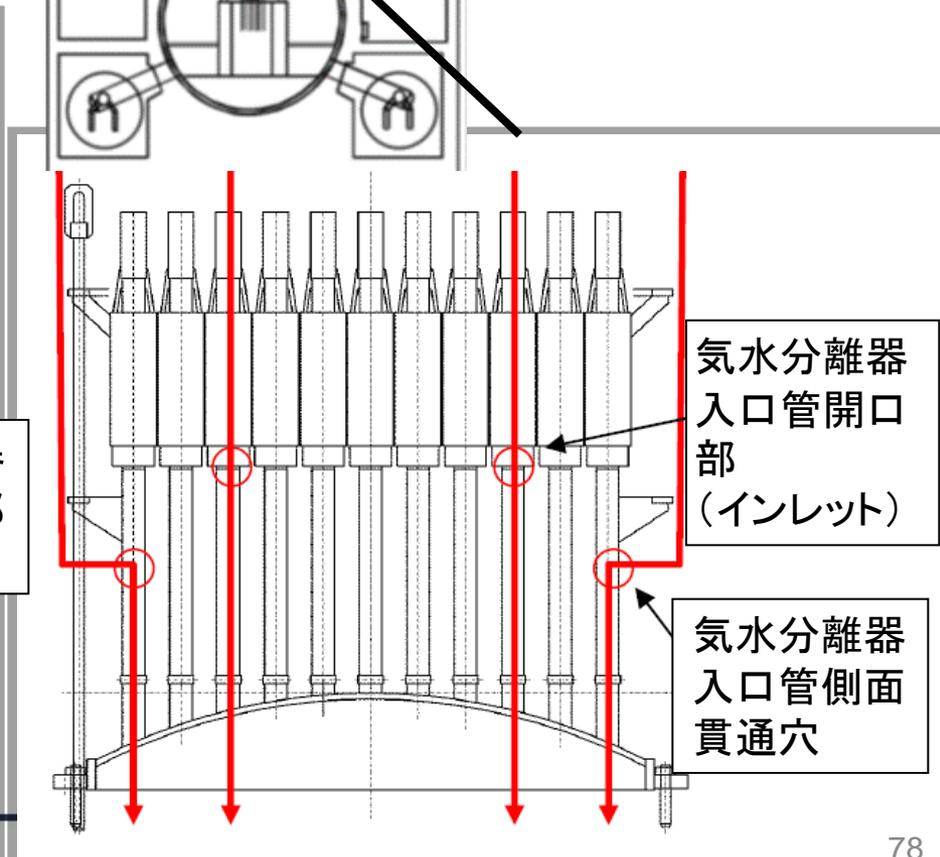
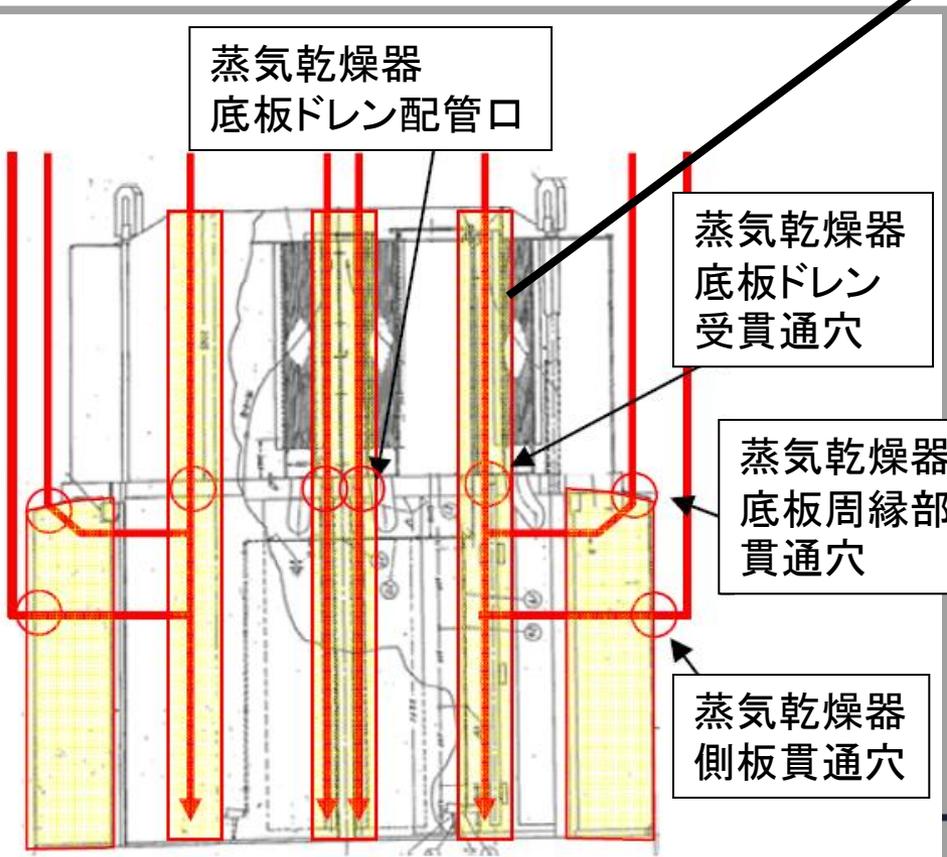
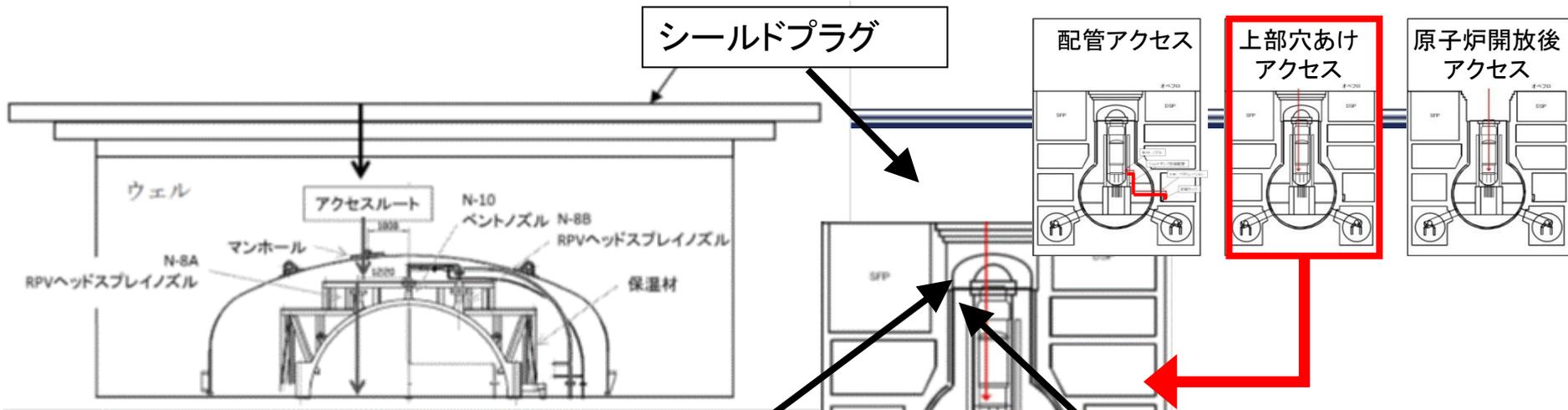
既存技術の調査を行い、サンプリング工法の概念検討を実施し、課題を整理し、開発計画を立案した。

RPV内部へのアクセスルートを検討

表 アクセス技術の開発計画(上部穴あけアクセスの例)

No	開発技術要素	課題	2014	2015	2016	2017	2018	
1	穿孔技術	蒸気乾燥器、気水分離器の穴あけ	■					
2	拡管技術	蒸気乾燥器、気水分離器の穴径拡管	■					
3	遠隔操作技術	曲がり、狭隘部の通過、作業状態の監視	■					
4	バウンダリ形成技術	オペレーションフロア(シールドプラグ)上でのバウンダリ再形成	■					





RPV内部調査アクセスルート

RPV内部調査計画の立案

アクセス方法の検討

(配管からのアクセスルート)

選定結果(3号機の例)

- RPVに開口部を有する系統として、ジェットポンプ計装ライン、給水系配管、コアスプレイ系配管などを抽出した。
- 系統配管の曲り、弁の開閉状態等、装置概念設計に応じた通過可能寸法の確保有無等が課題であり、装置設計にあわせ更なる絞り込みを実施していく。

給水A系(給水
ノズルN4A, B)

OP26601

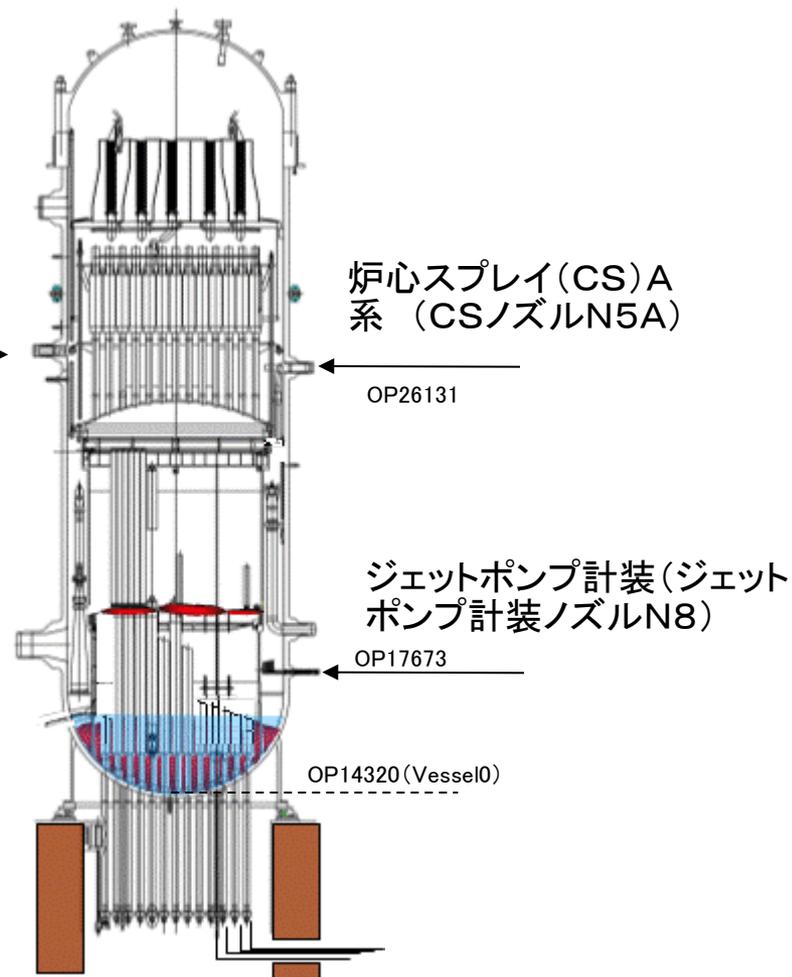
炉心スプレイ(CS)A
系 (CSノズルN5A)

OP26131

ジェットポンプ計装(ジェット
ポンプ計装ノズルN8)

OP17673

OP14320 (Vessel0)



3 (Ⅱ) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-④)圧力容器内部調査技術の開発 (平成26年度計画)

平成26年度主要目標

- 原子炉圧力容器(RPV)内部を調査する技術(2015年度・2017年度:系統配管経由調査技術、2018年度:RPV上部穴あけ調査技術、2019年度:原子炉開放後調査技術)を開発するために、1,000Gy/h(暫定値)の高放射線環境下でRPV内部の映像、線量、温度を計測するためのアクセス装置、調査装置、サンプリング装置のシステム設計及び基本設計を完了する(アクセス装置)。
- アクセス装置、調査装置、サンプリング装置を構成する要素技術(遠隔穴あけ装置等)について、試作・試験を完了する。

平成26年度の実施内容

1. アクセス装置の開発

- ① 配管を経由してRPV内部にアクセスする技術について、装置のシステム設計を行い、構成する要素技術の試作・試験を完了する。
また、RPV内部への早期アクセス実現に向け、下記2. で開発を行う調査装置の寸法、重量等をインプットとして、装置の基本設計及び詳細設計を完了する。
- ② RPV上部からアクセスする技術(RPV上部に穴を開けてアクセスする技術、原子炉開放後にアクセスする技術)について、装置のシステム設計を行い、構成する要素技術の試作・試験を完了する。また、下記2. で開発を行う調査装置の寸法、重量等をインプットとして、装置の基本設計を完了する。

2. 調査装置の開発

調査環境やアクセスルートの寸法制約等を考慮したカメラ等装置のシステム設計を実施。構成する要素技術の試作・試験を完了する。調査装置の基本設計を行い、上記1. のアクセス装置の設計に資する寸法、重量等のインプット情報を提示する。

3. サンプリング装置の開発

燃料デブリのサンプリングについて、加工・回収方法を考慮したサンプリング装置のシステム設計・基本設計を行い、構成する要素技術の試作・試験を完了する。

工程表

事項/年度	H26上期	H26下期
1. アクセス技術の開発		
配管アクセス		
・装置のシステム設計	■	
・装置の基本設計		■
・装置の詳細設計		■
・要素試作・試験		■
RPV上部アクセス		
・装置のシステム設計	■	
・装置の基本設計		■
・要素試作・試験		■
2. 調査技術の開発		
・装置のシステム設計	■	
・装置の基本設計		■
・要素試作・試験		■
3. サンプリング技術の開発		
・装置のシステム設計	■	
・装置の基本設計		■
・要素試作・試験		■

3. 主な研究開発について

(Ⅱ) 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-⑤) 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発

3 (Ⅱ) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-⑤) 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発 全体計画

【燃料デブリ収納・移送・保管技術開発の目的】

1FではTMI-2と比較して以下に示すような条件に相違がある

- 1F-1～3の燃料デブリはRPV下部、PCV内に存在。位置や性状が不明。
- 建屋内は高線量で、人のアクセスが困難。
- 燃料は、TMI-2より燃焼度・濃縮度が高く、収納・移送・保管条件が厳しい。
- 炉内への海水注入により、腐食の進行も懸念。

TMI-2では専用の収納缶を開発、収納缶を使用して燃料デブリの収納・移送・保管作業を実施。
収納作業は、RPV上部に作業台を設置、炉内で収納缶に燃料デブリを収納。

本研究は、1F燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発として、TMI-2の実績等を参考に、1Fの状況にあった燃料デブリ収納缶及び収納缶取扱い技術の開発を行う。

【開発の目標】

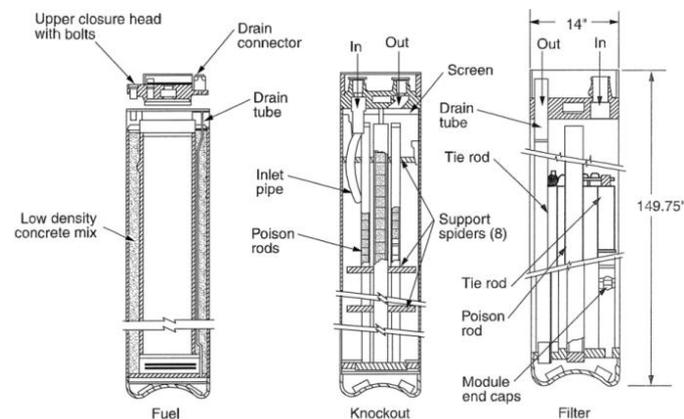
1F実施計画に基づき、燃料デブリ取出しは、臨界未満に維持、安全な取出し、飛散防止、適切な遮へい、冷却、貯蔵、作業員及び敷地内外の安全確保が求められる。

- 1F燃料デブリの収納・移送・保管に適した収納缶の要求仕様を設定、収納缶材料を選定
- 燃料デブリ収納缶の安全性に関する評価手法を開発
- モックアップ試験用収納缶を設計・製作し、燃料デブリ取出しのモックアップ試験に供する

破損燃料移送・保管に関する調査 (2)

破損燃料移送・保管に関する調査結果の概要

	TMI-2事例 (燃料デブリ移送)	TMI-2事例 (燃料デブリ保管)	Paks事例	仏破損燃料輸送	
収納物	燃料デブリ (燃料が溶融)	同左	被覆管の破損 (燃料溶融なし)	ピンホールリーク	
湿式・ 乾式	半乾式(排水のみ実施し、 乾燥処理は行っていない。)	乾式	湿式	乾式	
収納缶 の有無	収納缶使用	収納缶使用	収納缶使用	収納缶なし(健全燃 料と同様に輸送)	
基本的な安全設計	閉 込 め	収納缶は湿式保管中、 発生した水素は、蓋のスク リーンフィルタを經由して 常時ベントする構造 収納缶の移送容器(キャ スク)は密封構造とし、水 素再結合触媒で水素発 生量を管理した。	収納缶は密封機能 なし。発生した水素 はキャニスタに設 けられたHEPAフィル タを經由してベ ント	収納缶は使用して いない キャスクは輸送期 間中の水素濃度を 解析評価。輸送前 に水素濃度を測定。	
	遮 蔽	遮蔽は周辺機器で担保 し、収納缶自体の肉厚は 構造等の要素で決定	同左	同左	キャスクで担保
	臨 界	収納缶内は最適減速の 保守的設定(収納缶に収 容する燃料デブリは燃料 集合体1体以下と設定し、 運用でも管理)	最大濃縮度の新燃 料が最大容量まで 収納された収納缶 を、キャニスタに12 本装荷した条件で 臨界評価を実施。	収納缶内は最適 減速の保守的設 定	健全燃料と同じ
	除 熱	収納缶当たりの最大収 納量で評価	同左	除熱容量のみ記 載(詳細不明)	健全燃料での評価

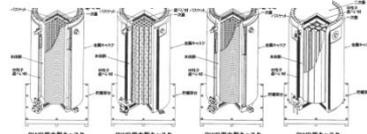
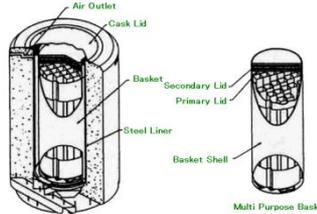


米TMI-2で使用された燃料デブリ用収納缶事例(参考)
 出展: DOE/SNF/REP-084 TMI Fuel Characteristics for
 Disposal Criticality Analysis(2013)より



米TMI-2燃料デブリの保管システム(参考)
 出展: Andrew P. Szilagyi, Three Mile Island Unit 2
 Overview and Management Issues, OECD-Nuclear
 Energy Agency – 12th Meeting of the WPDD,
 France(2011i)より

保管システムに関する検討

保管方式	湿式		乾式		
	プール方式	金属キャスク方式	コンクリート遮蔽式(横型サイロをふくむ)	ボールド方式	
概要図		 <p>リサイクル燃料貯蔵(株)HPより</p> 	 <p>(2)コンクリートキャスクの概念(U.S.A.:VSC24)</p> <p>図13 横型サイロおよびコンクリートキャスクの概念 <small>[出典] 藤下拓也、三枝利典、伊藤平彦、小松浩一、吉村英二、海外国における使用済燃料中間貯蔵技術の動向、日本原子力学会誌、Vol.42、No.11、72(2000)</small></p>	 <p>Jenny Morris, Contingency Options for the Dry Storage of Magnox Spent Fuel in the UK, ICEM 09/DECOM(2009)</p>	
安全機能の担保	密封	・プール水及び原子炉建屋	・一次蓋、二次蓋の金属ガスケット方式	・キャニスタの一次蓋、二次蓋の溶接構造	・同左
	遮蔽	・プール水及び原子炉建屋	・金属キャスク本体(鋼、中性子遮蔽材等の組み合わせ)及び建屋	・コンクリートキャスク本体(鋼、コンクリートの組み合わせ)	・建屋(コンクリート)
	臨界防止	・燃料ラックの幾何学的配置(必要に応じて燃料ラック材料)	・金属キャスクバスケットの幾何学的配置(必要に応じてバスケット材料)	・キャニスタやバスケットの幾何学的配置(必要に応じてバスケット材料)	・同左
	除熱	・プール水による循環冷却	・金属キャスク表面の自然冷却	・キャニスタ表面の自然冷却	・同左
長所/短所	輸送対応	・収納物を輸送用キャスクへ収納する必要あり	・輸送・貯蔵兼用キャスクが開発されておりキャスクをそのまま輸送可能。	・キャニスタを貯蔵用キャスクから輸送用キャスクに詰替える必要あり(輸送・貯蔵兼用キャスクを使用する例もある)	・キャニスタを輸送用のキャスクに収納する必要あり
	点検等の容易さ	・収納物はそのまま水中保管されているので取出や状態確認等が容易	・収納物がキャスクに収納されているため収納物の確認は、プール/ホットセル等で行う必要がありプールより不利。	・収納物が溶接封入されたキャニスタに収納されているうえ、収納物の確認は、プール等で行う必要がある。	・同左
	必要面積	・貯蔵密度が高く設置面積を小さくできる可能性がある。	・貯蔵密度はプールより低い。	・貯蔵密度は金属キャスクより低い。(保管のための設置面積が大きい。)	・貯蔵密度は金属キャスクより高い。
	拡張性	・容量拡大は建屋新設等が必要で大掛かり。	・費用の多くを占めるキャスク増設で対応できるため少しずつの拡張が可能	・同左	・容量拡大は建屋新設等が必要で大掛かり。
	維持費	・冷却の継続や水質管理が必要で割高	・電装品等の維持作業のみで、割安。	・同左	・同左
	法令整備	・国内実績があり法令等が整備済	・同左	・海外実績はあるが国内実績はなく法令整備が課題	・同左

3. 主な研究開発について

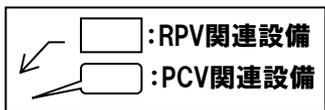
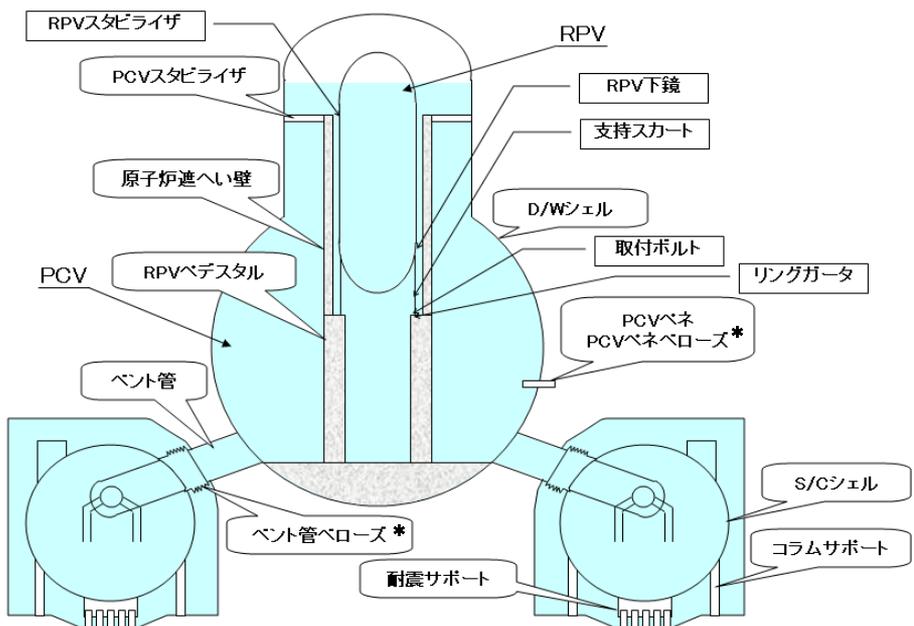
(Ⅱ) 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-⑥) 圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発

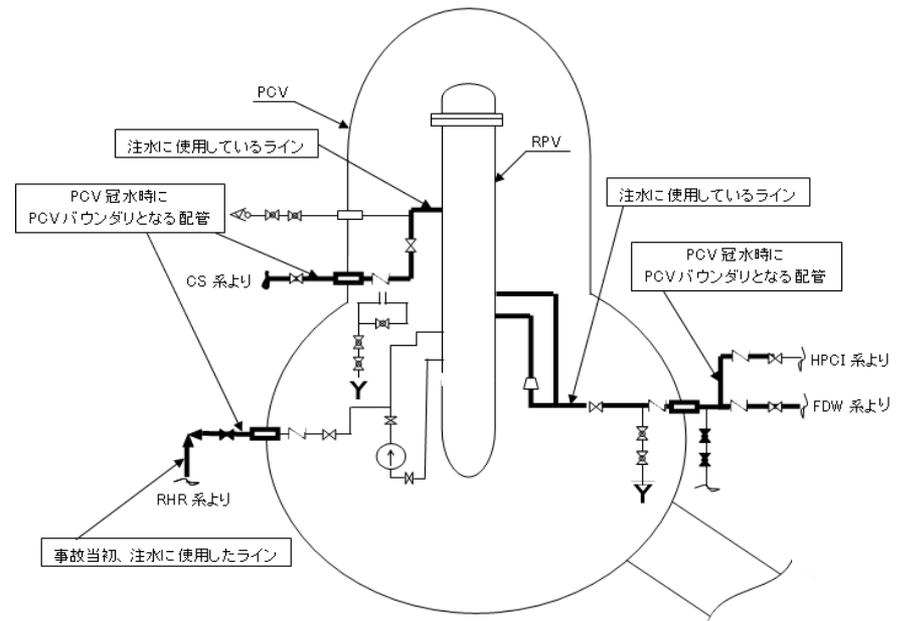
3 (II) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-⑥) 圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発 全体計画

- シビアアクシデント後の1F原子炉圧力容器 (RPV) ／格納容器 (PCV)、RPVペDESTAL及び原子炉注水配管について、腐食速度等に関する定量的データを取得し、長期間の腐食減肉を考慮した耐震強度評価を実施する。
- 長期構造健全性確保のための腐食抑制策の検討と効果確認、実機適用性の評価を行い、燃料取り出しまでの機器健全性維持に資する。



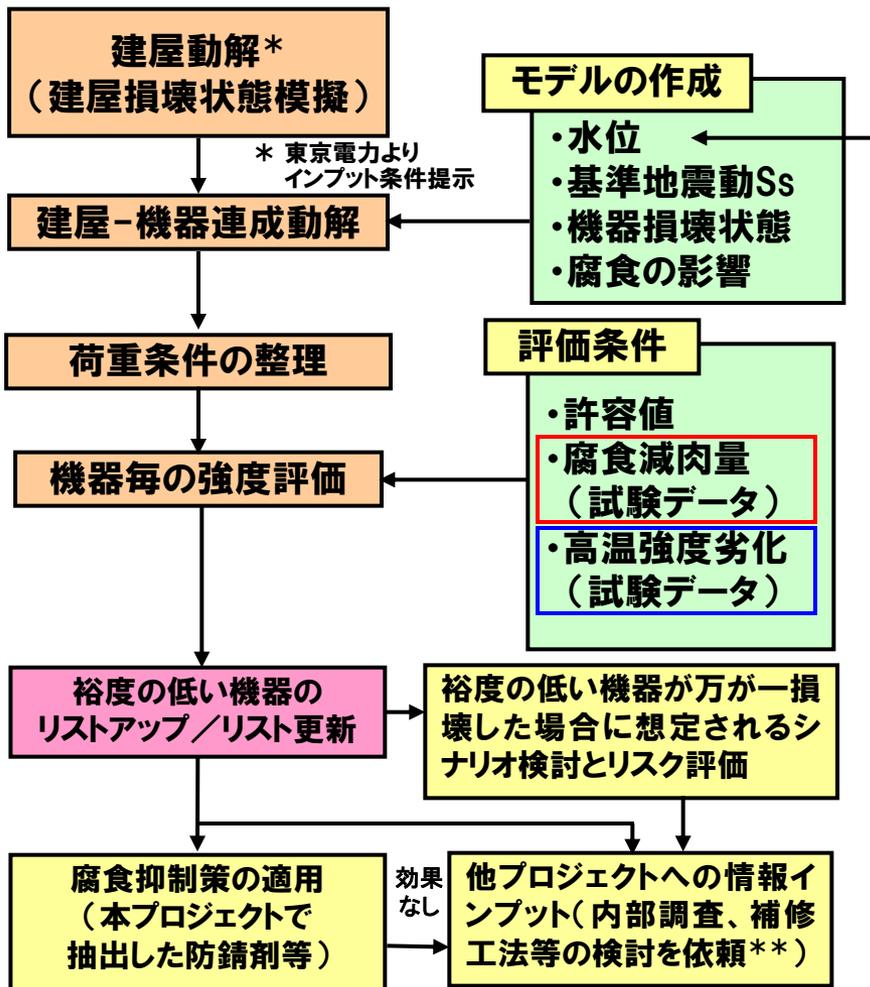
* 当該材質はステンレス鋼であり、すでにSCCによるひびが発生している可能性があるため、補修もしくは冠水バウンダリから除外される工法を検討中であり、評価対象外とする。



太線範囲：原子炉注水配管

健全性評価(余寿命評価)対象部位(例)

健全性評価全体評価フロー

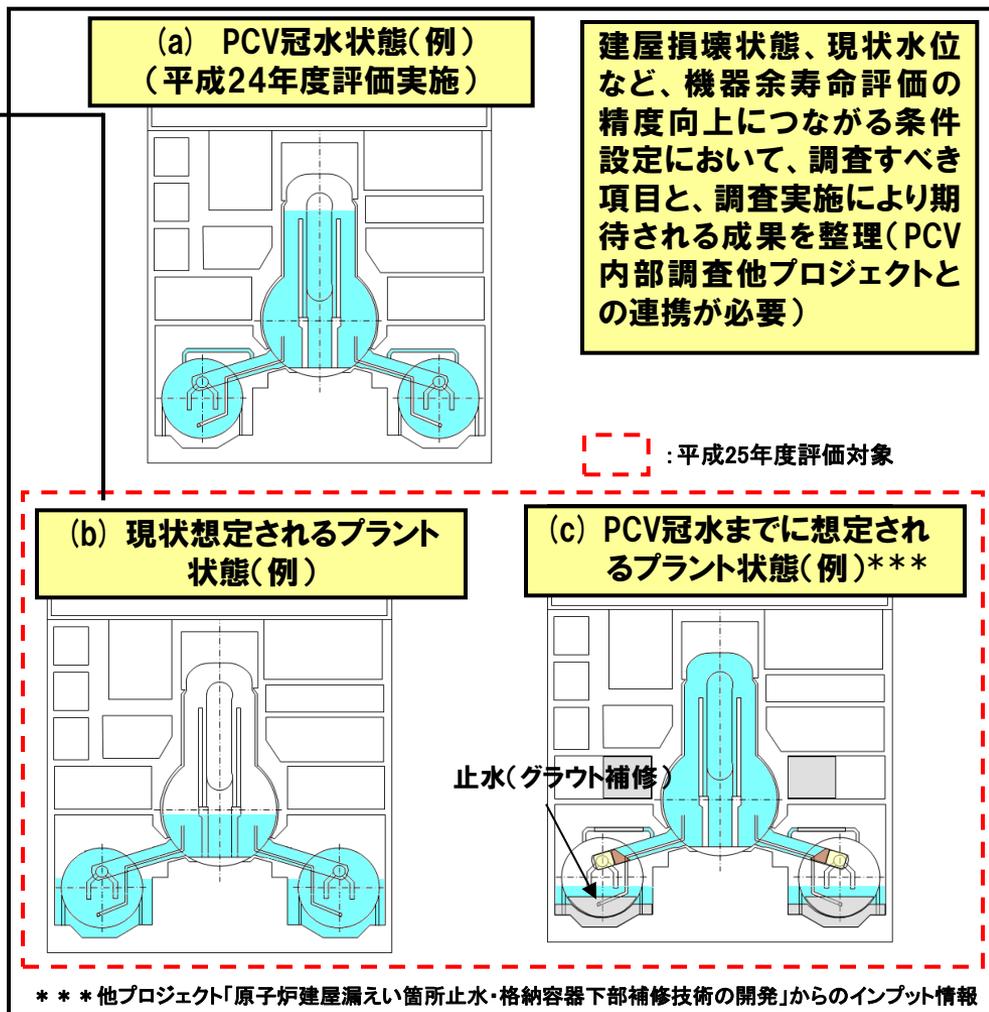


** 機器設計や構造の専門家を中心とした検討が不可欠であり、現状の研究開発体制の見直しが必要

□ : 平成24年度実施

□ : 平成24-27年度実施

余寿命評価の概略フロー(例)



建屋損壊状態、現状水位など、機器余寿命評価の精度向上につながる条件設定において、調査すべき項目と、調査実施により期待される成果を整理(PCV内部調査他プロジェクトとの連携が必要)

□ : 平成25年度評価対象

*** 他プロジェクト「原子炉建屋漏えい箇所止水・格納容器下部補修技術の開発」からのインプット情報

現状及びPCV冠水までに想定されるプラント状態から推定されるPCV内水位(例)

腐食抑制策の開発 — 亜硝酸ナトリウム添加試験結果 —

目的

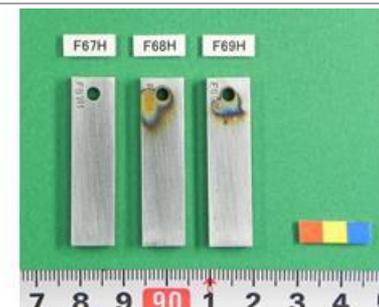
原子炉容器構造材料等(PCV材炭素鋼SGV480)に対する腐食抑制効果を確認するため、実機プラントにおいて軸受冷却水系に使用実績のある亜硝酸ナトリウムを用いて腐食抑制策確証試験を実施し、定量的データを取得する。また、得られたデータから実機への適用において適切と考えられる添加濃度について検討する。

亜硝酸ナトリウム添加試験マトリクス (50℃、200倍希釈海水、大気飽和)

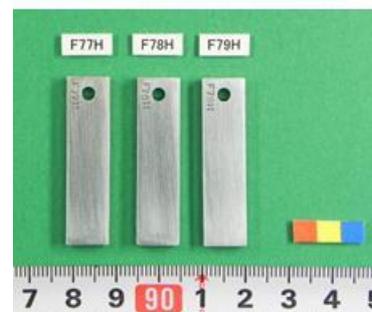
亜硝酸ナトリウム濃度(ppm)	気液環境	試験時間			
		50h	100h	500h	2000h
濃度①(200)	液相	●	●	●(1)	—
濃度②(400)	液相	●	●	●(2)	●
濃度③(2000)	液相	●	●	●	—
濃度②(400)	気液界面	●	●	●(3)	—



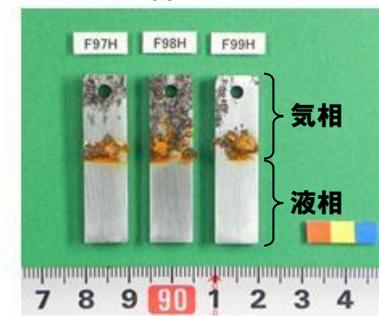
防錆剤なし (液相)



(1) 200ppm添加 (液相)



(2) 400ppm添加 (液相)



(3) 400ppm添加 (気液界面)

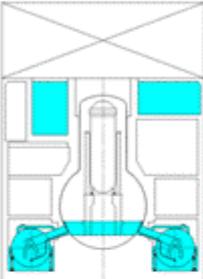
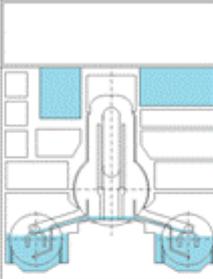
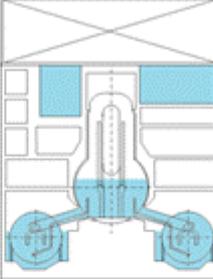
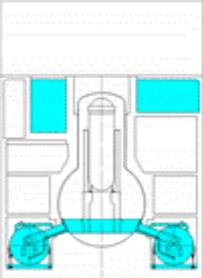
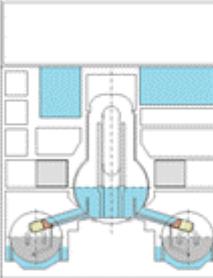
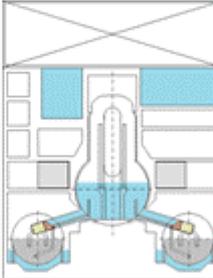
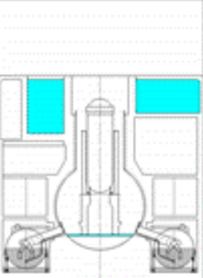
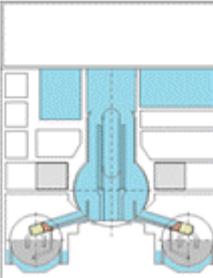
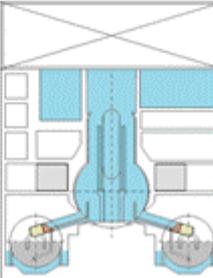
試験結果

- ・亜硝酸ナトリウムを400ppm以上添加した場合、液相部の腐食は防止された。
- ・気液界面では、液相部の腐食は防止されたが、気相部に腐食が認められた。

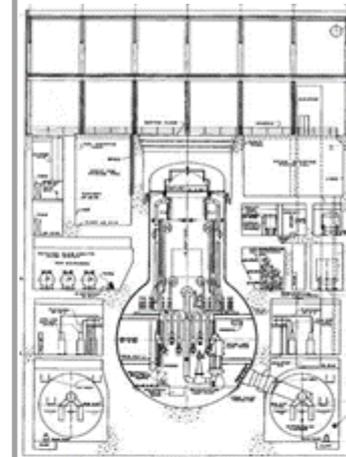
試験後試験片の外観観察結果 (一例)

耐震強度評価方針

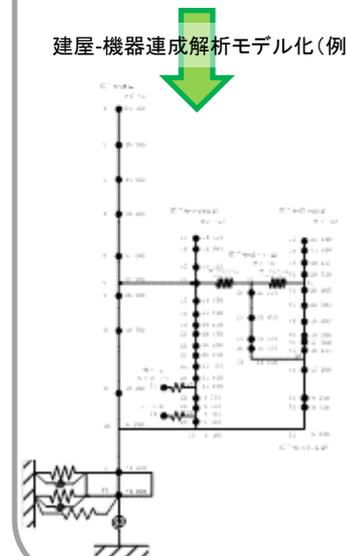
デブリ取出し工法を検討する上で優先順位の高い想定プラント状態(各プラント3ケース)について、地震応答解析による荷重から各機器の強度評価を実施。

プラント /ケース	1F-1	1F-2	1F-3
H25-1	 <p>○現状想定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建屋損傷 ・D/W水位:約2.9m ・S/C内:満水 ・ベント管内:満水 ・真空破壊管内:満水 ・トラス室水位:OP3680 	 <p>○現状想定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建屋健全 ・D/W水位:約0.6m ・S/C内:OP3100 ・ベント管内:底部流水 ・トラス室水位:OP3200 	 <p>○現状想定 (事故後約3年)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建屋損傷 ・D/W水位:約6.5m ・S/C内:満水 ・ベント管内:満水 ・トラス室水位:OP3200
H25-2	 <p>○トラス室水位制御</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建屋損傷 ・オベフロ階付加設備:約5100t ・D/W水位:約2.9m ・S/C内:満水 ・ベント管内:満水 ・真空破壊管内:満水 ・トラス室水位:OP-300 	 <p>○OPCV部分冠水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・オベフロ階付加設備:約5500t ・小部屋埋設 ・D/W水位:約5m ・S/C内:コンクリートOP1900 ・ベント管内:補修考慮 ・トラス室水位:OP-300 	 <p>○OPCV部分冠水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・オベフロ階付加設備:約3900t ・小部屋埋設 ・D/W水位:約6.5m ・S/C内:コンクリートOP1900 ・ベント管内:補修考慮 ・トラス室水位:OP-300
H25-3	 <p>○S/C補強</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建屋損傷 ・オベフロ階付加設備:約5100t ・D/W水位:約0.3m ・S/C内:コンクリートOP3570 ・ベント管内:空気 ・真空破壊管内:空気 ・トラス室水位:OP-300, コンクリートOP-485 	 <p>○OPCV冠水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・オベフロ階付加設備:約5500t ・小部屋埋設 ・D/W水位:約35m ・S/C内:コンクリートOP1900 ・ベント管内:補修考慮 ・トラス室水位:OP-300 	 <p>○OPCV冠水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・オベフロ階付加設備:約3900t ・小部屋埋設 ・D/W水位:約35m ・S/C内:コンクリートOP1900 ・ベント管内:補修考慮 ・トラス室水位:OP-300

地震応答解析



建屋-機器連成解析モデル化(例)



RPV構造健全性評価結果(例)

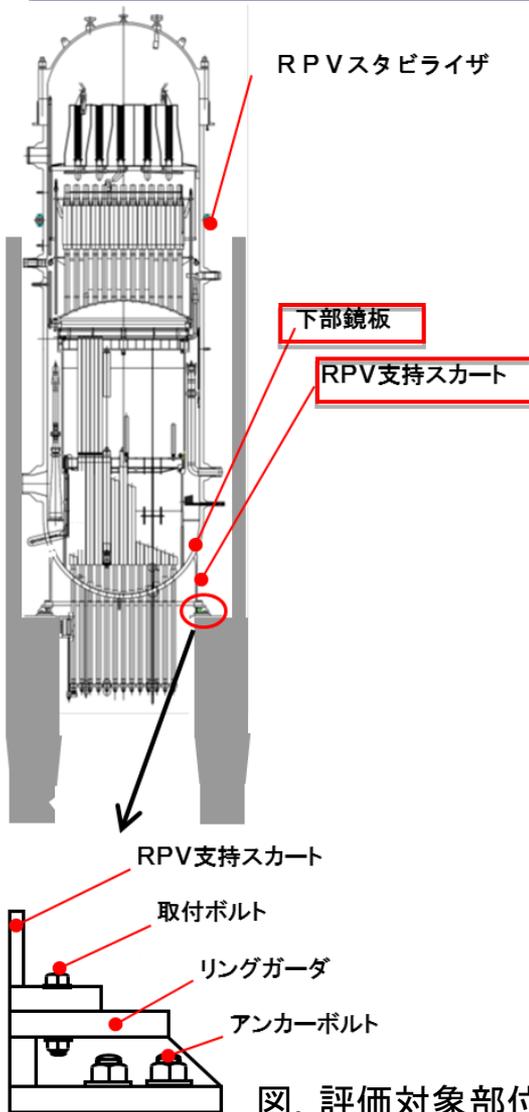


図. 評価対象部位

支持スカート(一次応力) (MPa)

ケース	1号機		2号機		3号機	
	応力強さ	許容値	応力強さ	許容値	応力強さ	許容値
25-1	58	360	39	360	38	360
25-2	59		40		39	
25-3	59		71		61	

支持スカート(圧縮)

ケース	1号機		2号機		3号機	
	座屈評価値※	許容値	座屈評価値※	許容値	座屈評価値※	許容値
25-1	0.188	1	0.113	1	0.112	1
25-2	0.192		0.118		0.115	
25-3	0.191		0.213		0.182	

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

下部鏡板(一次応力) (MPa)

ケース	1号機		2号機		3号機	
	応力強さ	許容値	応力強さ	許容値	応力強さ	許容値
25-1	195	540	105	540	130	540
25-2	227		110		133	
25-3	227		104		124	

※; 本表の応力強さは工認記載の応力強さを基にプラント状態を考慮して係数倍した値を示す。

全ての評価対象部位において、発生応力は許容値以下

PCV構造健全性評価結果(例)

評価結果(1号機)

評価条件:
 ・耐震条件 : Ss波
 ・評価温度 : 50°C
 ・供用状態 : Ds
 ・腐食減肉量 : 右記表参照

<評価ケースについて>

ケース25-1: 腐食10年後相当
 ケース25-2: 腐食15年後相当
 ケース25-3: 腐食15年後相当

評価結果:

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

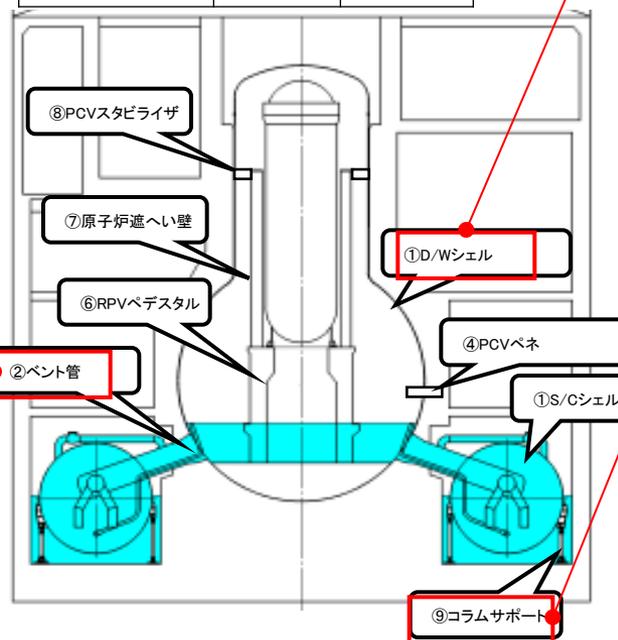
評価ケース	応力強さ (MPa)	許容値 (MPa)	裕度
25-1	117	423	3.61
25-2	142	423	2.97
25-3	144	423	2.93

1号機 ドライウェル推定減肉量(片面) (mm)

事故後	10年	15年
推定減肉量	2.15	2.44

1号機 サプレッションチェンバ
 推定減肉量(片面) (mm)

事故後	10年	15年
推定減肉量	1.09	1.36



評価設備(例: ケース25-1)

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(腐食量両面考慮)

評価ケース	応力強さ (MPa)	許容値 (MPa)	裕度
25-1	124	423	3.41
25-2	140	423	3.02
25-3	128	423	3.30

注: コラムサポートの許容値(f_c 及び f_b)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)

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

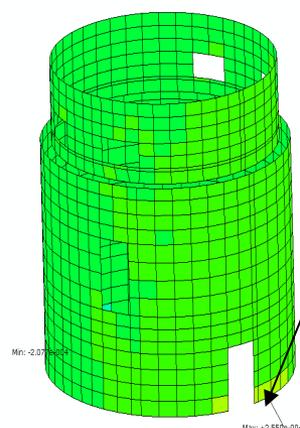
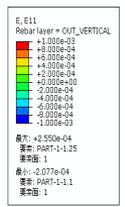
評価ケース	組合せ応力 (圧縮+曲げ) $\sigma_c / f_c + \sigma_b / f_b$	許容値	裕度
25-1	1.083	1	0.92
25-2	0.946	1	1.05
25-3	2.354	1	0.42

PCVバウンダリ機能としての評価部位においては発生応力が許容値を下回ったが、サプレッションチェンバ支持構造物については許容値を上回る結果となった。今後、詳細評価や補強(トラス室内をセメント系材料等で埋設するなど)対策の検討を進める。

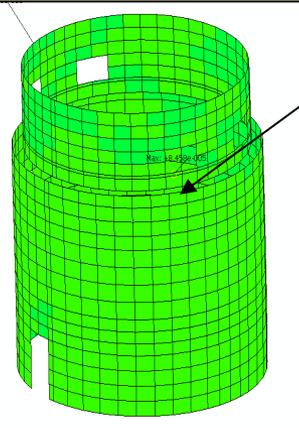
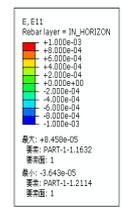
RPVペデスタル健全性評価結果(例)

評価結果(1号機)

・全ての評価項目において、発生応力・ひずみが評価基準値を下回った。
 ・ただし、現状では、熔融燃料デブリによる侵食等の影響が考慮されておらず、今後、侵食影響をどのように想定するかも含め、検討が必要。



最大引張ひずみ: 256 μ



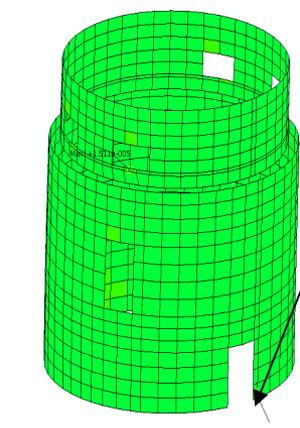
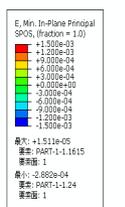
最大引張ひずみ: 85 μ



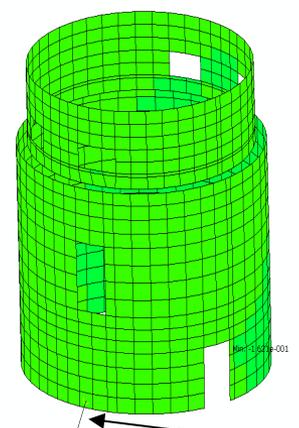
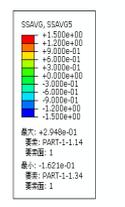
タテ筋ひずみ分布



ヨコ筋ひずみ分布



最大圧縮ひずみ: 289 μ



最大面外せん断応力: 0.30N/mm²



コンクリート主ひずみ分布



面外せん断応力分布

評価結果(ケースH25-2)

評価項目	発生応力・ひずみ	評価基準*1
コンクリートひずみ	289 × 10 ⁻⁶	3000 × 10 ⁻⁶
鉄筋ひずみ	256 × 10 ⁻⁶	5000 × 10 ⁻⁶
面外せん断力	354N/mm	1823N/mm

*1: 評価基準は、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格 JSME S NC1-2003」に基づき算定

3 (II) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-⑥) 圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発 平成26-27年度実施内容

PCV冠水工法の成立性評価フロー

①H25年度の機器評価で裕度が確保できなかった機器の補修(補強)対策を整理

【裕度が確保出来なかった、または低かった機器】

- ・1F-1: コラムサポート
- ・1F-2/3: 原子炉遮へい壁、コラムサポート、耐震サポート

PCV補修技術の開発実施者との協議

②補修(補強)や燃料取り出し設備等の新たなプラント情報を追加した地震応答解析モデル(建屋-機器連成)の構築、解析の実施

【地震応答解析の条件】

- ・H25年度のH25-2及びH25-3をベースとした2ケース
- ・基準地震動Ss(従来Ss: 最大加速度600Gal)
- ・原子炉建屋地震応答解析モデル: H25年度使用したモデルを流用

③算定された荷重条件による機器の耐震評価

【評価対象設備】

- ・PCV冠水バウンダリ及び注水冷却設備の機能維持に関わる機器
- ・PCV補修技術の開発で補修対象箇所としている機器は除外

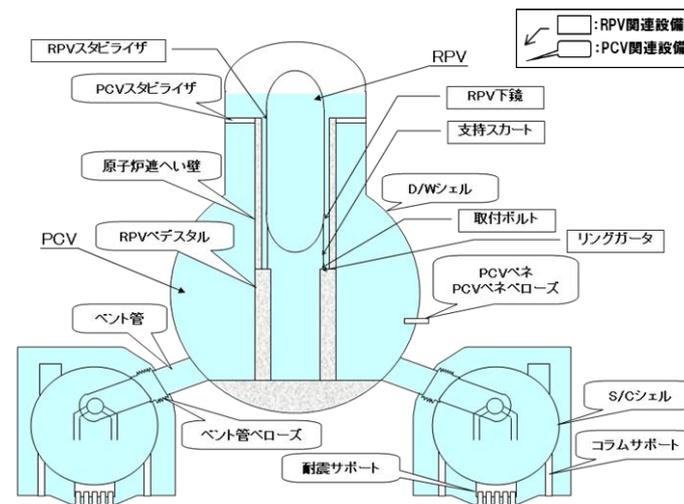
④裕度が低い機器の詳細評価

【詳細評価手法】

- ・有限要素法等による実機を模擬した評価
- ・判定基準(許容値等の設定): 原子力関連の規格・基準による許容値体系に囚われず、機器に要求される機能維持が達成できるような基準を設定

H25年度に実施された地震応答解析ケース

プラント/ケース	1F-1	1F-2	1F-3
H25-1	<ul style="list-style-type: none"> ○現状想定 ・建屋損傷 ・D/W水位: 約2.9m ・S/C内: 満水 ・ベント管内: 満水 ・高圧送水管内: 満水 ・トラス室水位 ・OP3680 	<ul style="list-style-type: none"> ○現状想定 ・建屋健全 ・D/W水位: 約0.8m ・S/C内: OP1100 ・ベント管内: 底部流水 ・トラス室水位 ・OP3200 	<ul style="list-style-type: none"> ○現状想定 ・事故後約13年 ・建屋損傷 ・D/W水位: 約8.5m ・S/C内: 満水 ・ベント管内: 満水 ・トラス室水位 ・OP3200
H25-2	<ul style="list-style-type: none"> ○トラス室水位制御 ・建屋損傷 ・オフフロ階付加設備: 約5100t ・D/W水位: 約2.9m ・S/C内: 満水 ・ベント管内: 満水 ・高圧送水管内: 満水 ・トラス室水位 ・OP-300 	<ul style="list-style-type: none"> ○PCV部分冠水 ・オフフロ階付加設備: 約5500t ・小部屋増設 ・D/W水位: 約5m ・S/C内: ・コンクリート: OP1900 ・ベント管内: 補修考慮 ・トラス室水位 ・OP-300 	<ul style="list-style-type: none"> ○PCV部分冠水 ・オフフロ階付加設備: 約5500t ・小部屋増設 ・D/W水位: 約6.5m ・コンクリート: OP1900 ・ベント管内: 補修考慮 ・トラス室水位 ・OP-300
H25-3	<ul style="list-style-type: none"> ○S/C補強 ・建屋損傷 ・オフフロ階付加設備: 約5100t ・D/W水位: 約3.3m ・S/C内: ・コンクリート: OP3570 ・ベント管内: 空気 ・高圧送水管内: 満水 ・トラス室水位 ・OP-300 ・コンクリート: OP-485 	<ul style="list-style-type: none"> ○PCV冠水 ・オフフロ階付加設備: 約5500t ・小部屋増設 ・D/W水位: 約35m ・S/C内: ・コンクリート: OP1900 ・ベント管内: 補修考慮 ・トラス室水位 ・OP-300 	<ul style="list-style-type: none"> ○PCV冠水 ・オフフロ階付加設備: 約5500t ・小部屋増設 ・D/W水位: 約35m ・コンクリート: OP1900 ・ベント管内: 補修考慮 ・トラス室水位 ・OP-300



評価対象設備(例)

3. 主な研究開発について

(Ⅱ) 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-⑦) 燃料デブリ臨界管理技術の開発

3 (Ⅱ) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-⑦) 燃料デブリ臨界管理技術の開発 全体計画と目標

【 臨界管理技術開発の目的 】

現状の燃料デブリは臨界になっていないと考えられるが、今後の燃料取り出し作業等に伴いデブリ形状や水量が変化した場合でも再臨界を防止するために、臨界管理手法及びモニタリング技術を開発する。

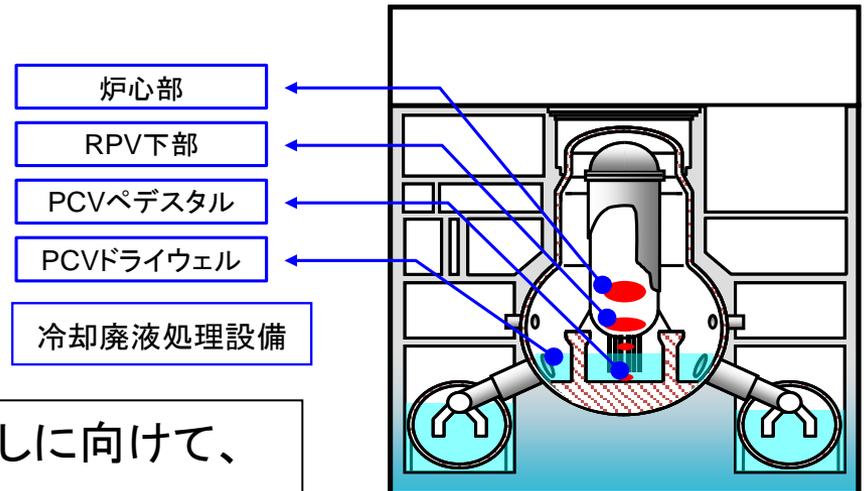
【 臨界管理技術開発の目標 】

燃料デブリは、RPVを経由してPCV内に存在すると推定されている。廃液処理及び冷却設備への流出まで想定した臨界評価およびモニタリング技術の開発、および、燃料デブリ取出し時の再臨界防止のための中性子吸収材開発を目標とする。



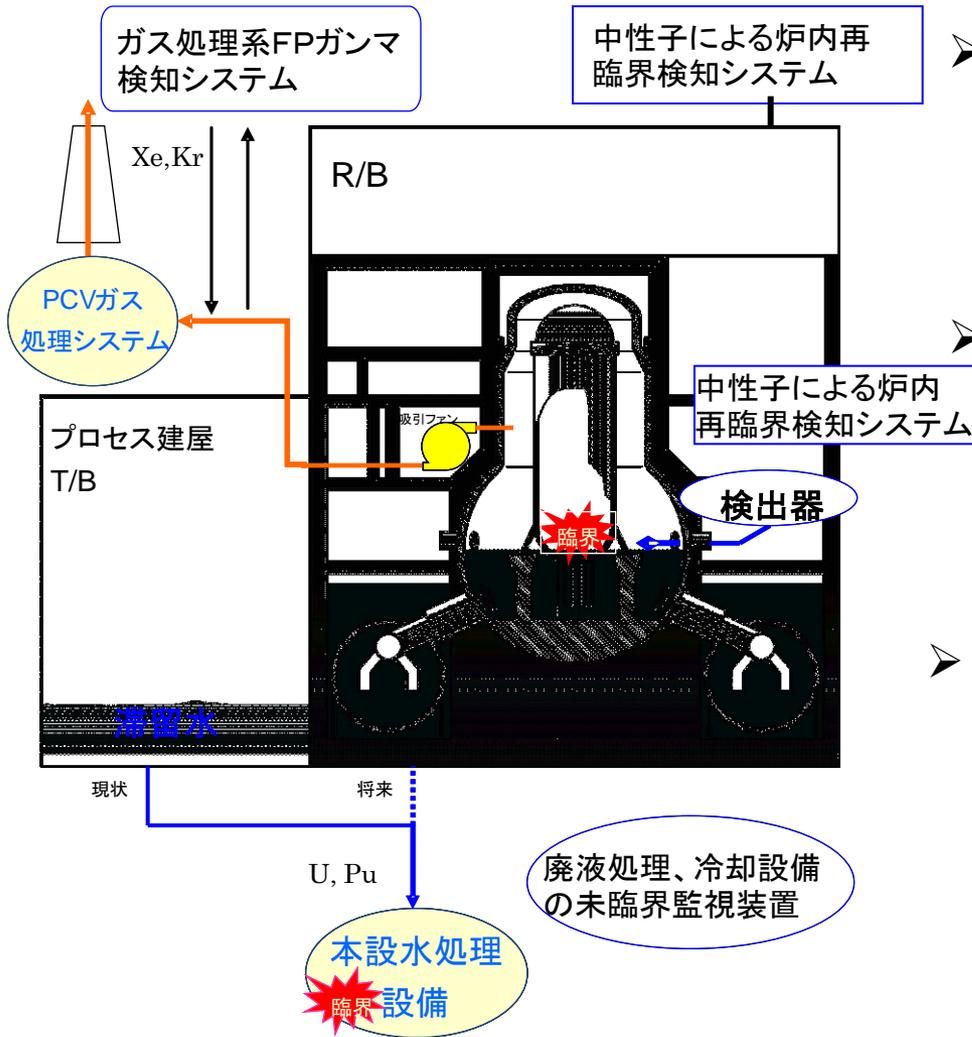
ロードマップ: 2020上半期の燃料デブリ 取出しに向けて、以下の開発を実施する。

- ①臨界評価技術の開発
- ②廃液処理・冷却設備未臨界管理技術開発
- ③炉内の再臨界検知技術の開発
- ④臨界防止技術の開発



想定される燃料デブリの位置

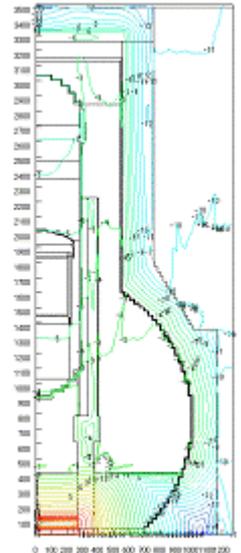
未臨界監視および再臨界検知の概要



➤ PCV内部と外部で臨界管理の要求は異なるため、目的に応じて未臨界監視と再臨界検知を使い分ける。
(デブリ取り出し前の段階を想定)

➤ PCV外部の廃液処理、冷却設備においては、設備をメンテナンスする作業員の臨界による被ばくリスクを未然に防ぐ必要がある。
=>未臨界監視

➤ PCV/RPV内部において臨界になった場合、直接放射線はPCV壁外側に届かないため、被ばくリスクは極めて小さい。一方、比較的広い範囲の状況を監視することが重要である。
=>再臨界検知



PCV内臨界時の中性子線分布

炉内の再臨界検知技術の開発

開発目標:RPV内又はPCV内において燃料デブリが再臨界となった場合を検知するため、中性子およびFP γ 線による再臨界検知システムを開発する

H25年度開発成果 [中性子による再臨界検知システム]

- ・再臨界検知システム仕様の検討
 - RPV内又はPCV内において燃料デブリが再臨界となった場合に、放出される中性子を検知するシステム仕様策定
 - PCV内外の中性子線量分布解析結果に基づき、PCV内設置を前提として
 - ・検出器選定 (^{10}B 比例計数管、原子炉用核分裂電離箱)
 - ・システム設計実施、システム試作、成立性確認試験
- ^{10}B 比例計数管の耐 γ 線試験、システム試験により成立性を評価 [産総研施設活用]



H25年度で開発完了。水張り時の臨界検知性能を評価し、臨界管理手法に活用。

H25年度開発成果 [FP γ 線による再臨界検知システム]

- ・検知時間短縮のため、監視対象核種として現行のXe-135に加えKr-87/88を測定可能とする。
- ・Kr-87/88は設置場所で濃度が大きく異なるため、条件毎に最適システム構成を検討
- ・Kr-87/88測定時にもXe-135(従来測定核種)を同時に測定できることを確認
- ・感度向上の一方式である同時計数の効果を検証
- ・1F-1自発核分裂推定濃度に基づいて、推奨システム構成を検討
 - ・水張り時間の短縮効果の評価
 - ・Kr/Xe比を用いた未臨界度推定法の検討
 - ・臨界管理手順への組み込み検討



臨界防止技術の開発

開発目標

- ・燃料デブリ取り出しの際に再臨界を防止するための手段として、溶解性および非溶解性の中性子吸収材を開発する。

H25年度開発成果 [非溶解性中性子吸収材]

- ・候補案(吸収材、バインダ)の基礎的特性試験項目検討
- ・候補材の試作／調達。基礎的特性により燃料デブリ取り出し作業への適用性を評価。基礎特性、機械的・熱的特性に課題はなく、溶出特性から候補材スクリーニング。
- ・今後の開発方針策定(耐放射線性確認試験計画立案)

➡ 耐放射線試験実施により第2次スクリーニング。デブリ取出し時の適用に向け、投入時の均一性担保のための適用工法を検討し、臨界管理手法に反映する。

H25年度開発成果 [溶解性中性子吸収材]

- ・溶解性中性子吸収材(五ホウ酸ナトリウムなど)適用に伴う各種課題整理、検討計画立案
 - 炉内の材料健全性(耐食性)に及ぼす影響検討、ガルバニック腐食試験追加内容抽出
 - ほう素、塩素混入に伴う水の放射線分解による水素発生への影響確認のための放射線照射試験(JAEA高崎研におけるガンマ線照射試験)実施。
 - 廃液処理手法における核種除去性能への影響、中性子吸収材の分離または回収方法の検討実施

➡ 追加腐食試験を実施し、溶解性吸収材適用方法を決定し、臨界管理手法へ反映
燃料デブリ収納缶などへの影響を評価する。

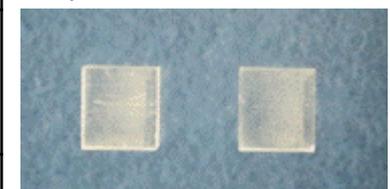
臨界防止技術の開発

溶出特性を踏まえた候補材スクリーニング結果

カテゴリ	中性子吸収材候補	耐放射線性能試験	方針
固体	B ₄ C/金属焼結材	実施	必要に応じて、コスト等を踏まえて基材金属を選定
	B、Gd入ガラス材	実施	溶出量の小さい亜鉛ホウ酸ガラスを選定
	中空ボロン	保留*	溶出特性の改善が必要 (特定工法(水中漂流)の候補材)
	Gd ₂ O ₃ 粒子	実施	
液体→固体	セメント/ Gd ₂ O ₃ 粒子	実施	
	水ガラス/ Gd ₂ O ₃ 粒子	保留*	溶出特性の改善が必要
液体	B ₄ Cゲル材	保留*	溶出特性の改善が必要
	スラリー/ Gd ₂ O ₃ 粒子	実施	

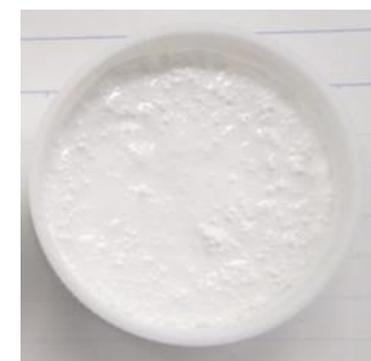


B₄C/金属焼結材



B・Gd入りガラス

10mm



スラリー/Gd₂O₃粒子

図 選定候補材例

保留*: 特性改善が示された上で、耐放射線性能試験実施を判断

3. 主な研究開発について

(Ⅱ) 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-⑧) 過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握

3 (Ⅱ) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-⑧) 過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握

平成26年度主要目標

目的: 福島第一原子力発電所の廃止措置の円滑な実施に資するため、
炉内状況およびデブリの分散状況等を解析を主体として把握する

炉内状況把握・解析分野

プラント状況実測、遠隔可視化(東電)

【資源エネルギー庁委託事業】

発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業
(過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握)

- 解析コード改良と実機事故解析
 - ・MAAPグループ(東芝、日立GE)
 - ・SAMPSONグループ(エネ総工研)
- 熱流動解析等による個別事象評価
- 国際協力: OECD/NEAベンチマーク解析PJ(BSAF)等

JAEA: モックアップ試験(海水熱伝達試験など、2013年度～)

AESJ: 「シビアアクシデント評価」研究専門委員会

3 (Ⅱ) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-⑧) 過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握 (平成25年度成果)

燃料デブリの位置等の炉内状況を推察するための事故進展解析技術の高度化(炉心損傷進展モデル改良、下部プレナム内デブリ挙動モデル改良等)を完了。高度化した事故進展解析技術の成果を活用し、現場オペレーションから得られる新たな情報も踏まえながら、炉内状況を把握するための検討を実施し、格納容器に落下したデブリ比率は、1号機が最大、2、3号機はそれより少なく同等であると評価した。

実施内容

1. コード改良・モデルの追加の妥当性の確認

平成24年度に完成したPIRT(Phenomena Identification and Ranking Table)に対し、その重要度ランクを改めて感度解析にて確認し、改定した。

2. 解析コードの改良・高度化

PIRTの結果、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、SAMSON)の改良し、解析精度を向上させた。

3. 改良コードによる解析(MAAP、SAMPSON)

改良した最新版コードと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を実施し、モデル改良の影響を確認した。

4. CFDによる個別事象解析

鋳造シミュレーションコードを用いたデブリ拡がり試験解析を行い、実機体系でのデブリ拡がり挙動評価への適用性を確認した。

5. モックアップ試験

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(海水熱伝達試験、溶融燃料落下挙動試験)を実施し、海水注入時に対する、従来の熱伝達評価式の適用性などを確認した。

MAAPのモデル改良・追加

MAAPコードの改良により、デブリ位置の推定、プラント挙動の評価精度を高める

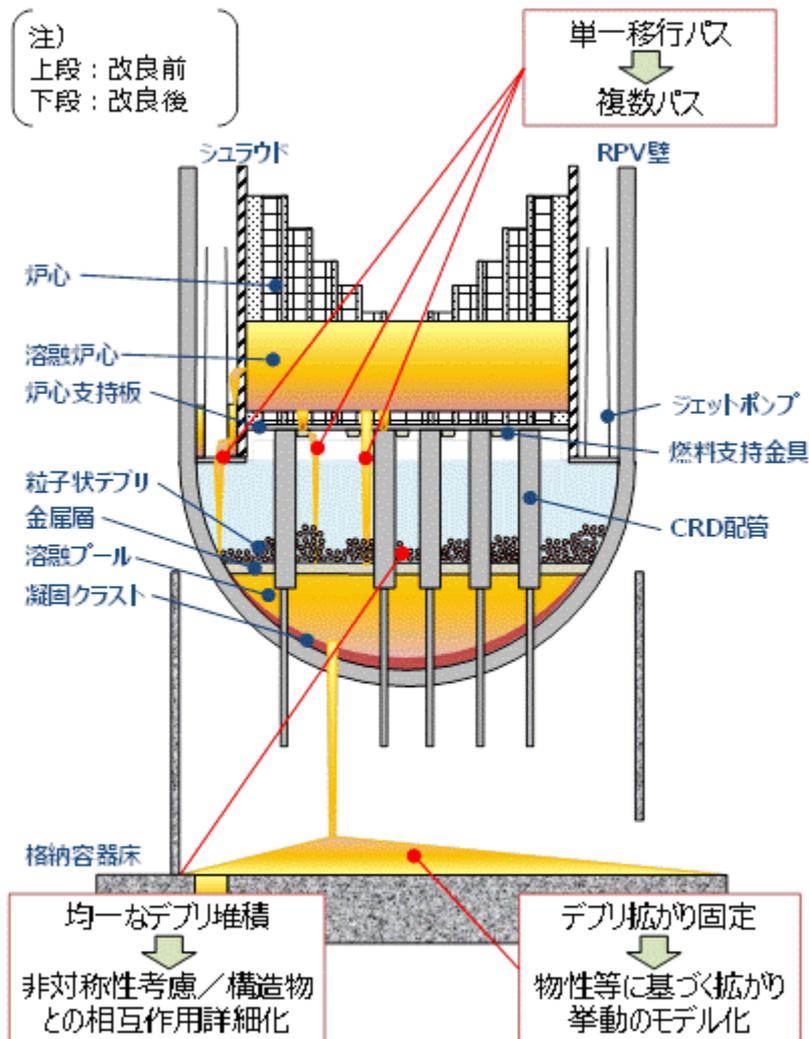
■MAAP5コードの改良と検証

●下記改良項目及びその高度化仕様に基づいたコード改良を米国EPRI委託にて実施

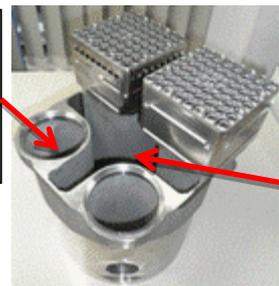
- 炉心損傷進展モデル改良
(溶融物の移行経路を複数考慮)
- 下部プレナム内デブリ挙動モデル改良
(堆積形態、構造物相互作用)
- 格納容器内デブリ挙動モデル改良
(拡がり挙動、コンクリート相互作用)

●改良されたコードの検証

- 個別現象のモデルを要素試験等により検証
- プラント全体挙動は実機試験等により検証



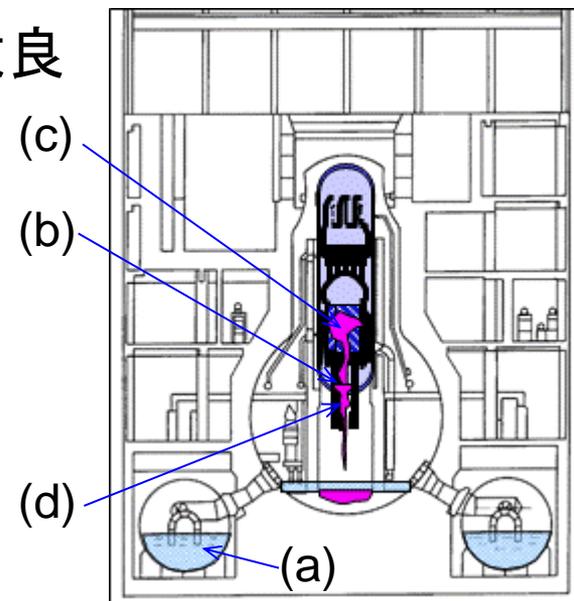
追加された経路①
燃料が乗っている
穴にデブリが落下



追加された経路②
制御棒(十字型)
が挿入されている
穴にデブリが落下

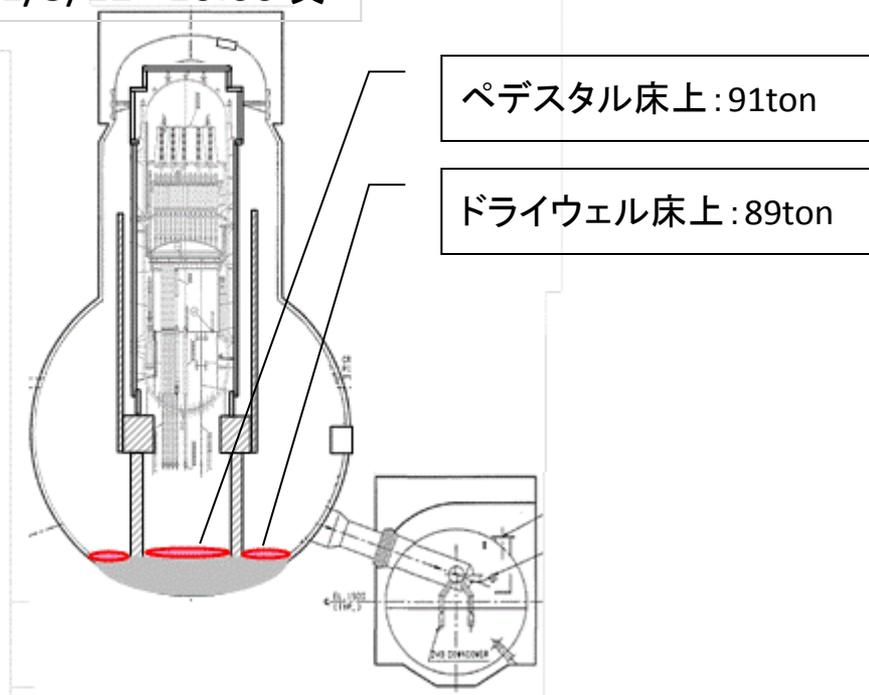
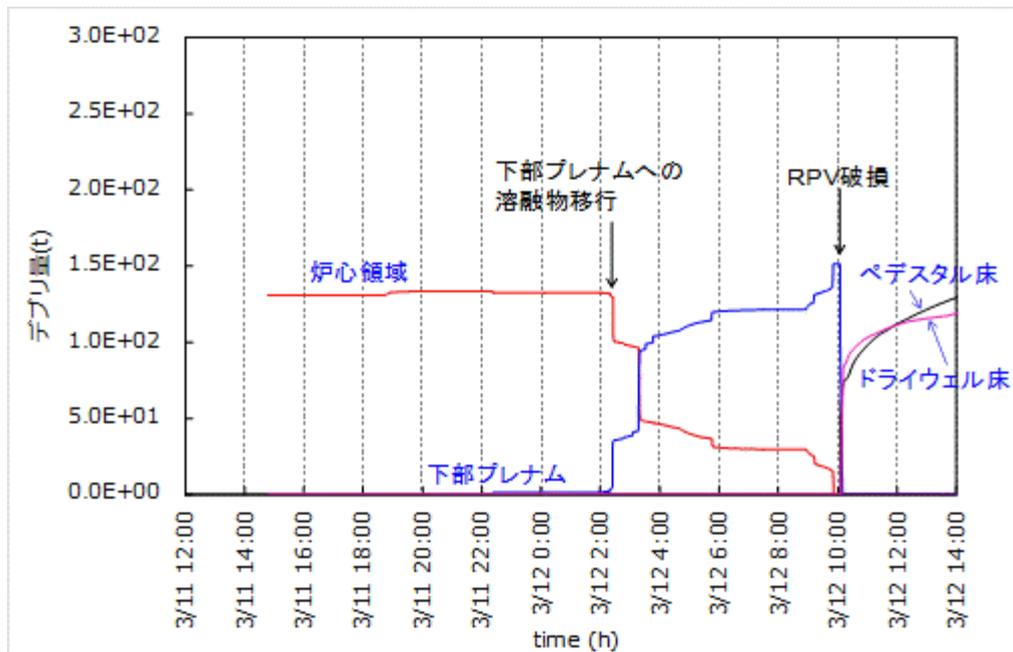
SAMPSONのモデル追加・改良

- (a) 格納容器内圧力抑制プールの温度成層化現象のモデル化
 - ・水の自然循環を解く3次元流動モデルを開発(座標系:デカルト/円筒)
 - ・2号機を対象とした解析で、RCIC動作時の解析機能を検証
- (b) 下部プレナムへの流出経路モデルの改良と下部プレナムにおける溶融物と構造材/冷却材との相互作用モデル
 - ・炉心溶融物の下部プレナムへの流出経路を解析により検討し、モデルを改良
 - ・溶融物と構造材/冷却材相互作用モデルを開発し、機能を検証
- (c) 高温条件での共晶反応及び酸化反応モデルの改良
 - ・ B_4C 及び鉄の酸化反応モデルを追加
 - ・ B_4C と鉄との共晶反応モデルを開発し、機能を検証
- (d) 圧力容器の下部における溶融物・構造材相互作用モデル
 - ・相互作用モデルを開発し、機能を検証



MAAPコードによる1号機事故解析

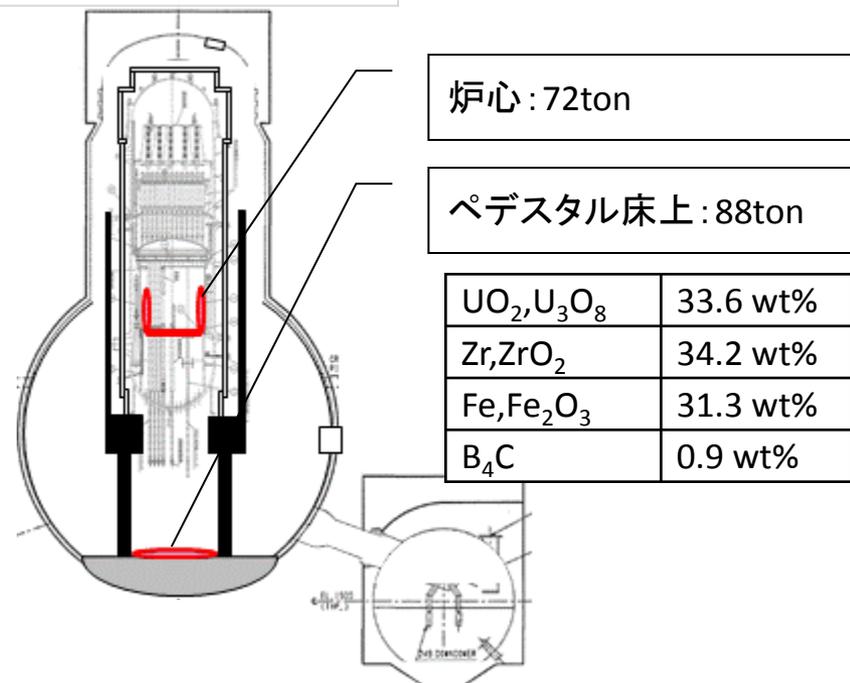
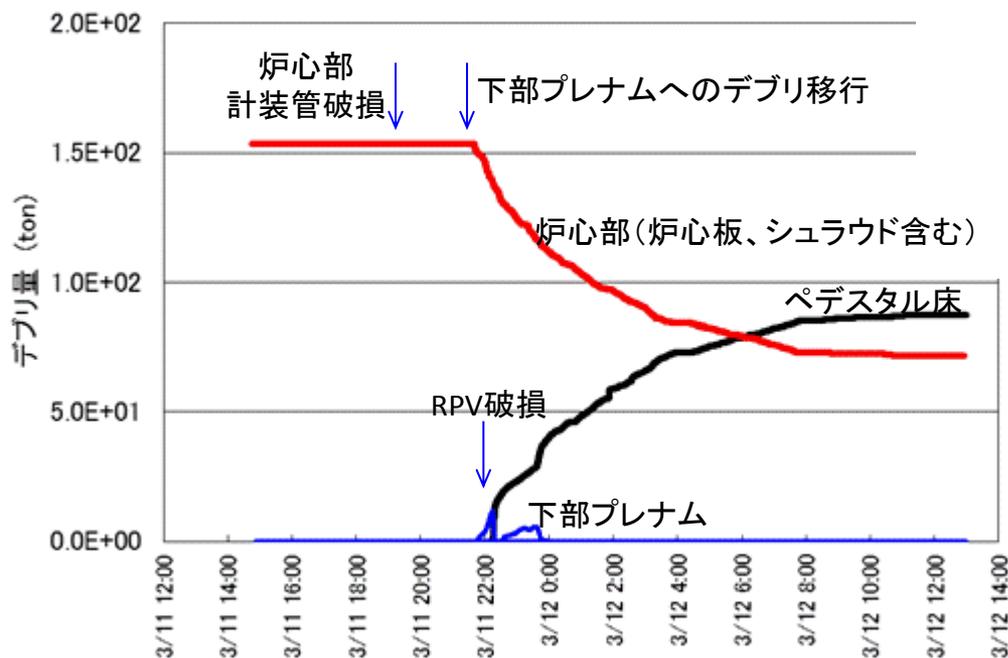
イベント	発生時刻
原子炉水位 ≤ 燃料有効部上端	2011/3/11 17:50頃
炉心損傷 (燃料棒最高温度 ≥ 1200°C)	2011/3/11 18:40頃
炉心溶融 (燃料棒最高温度 ≥ 2200°C)	2011/3/11 18:50頃
RPV破損	2011/3/12 10:00頃



(注) 2011/3/12 13:00頃のデブリ量 (燃料、構造材)

SAMPSONコードによる1号機事故解析

イベント	発生時刻
原子炉水位 ≤ 燃料有効部上端	2011/3/11 17:50頃
炉心損傷 (燃料棒最高温度 ≥ 1200°C)	2011/3/11 19:40頃
炉心溶融 (燃料棒最高温度 ≥ 2200°C)	2011/3/11 22:00頃
RPV破損	2011/3/11 22:10頃



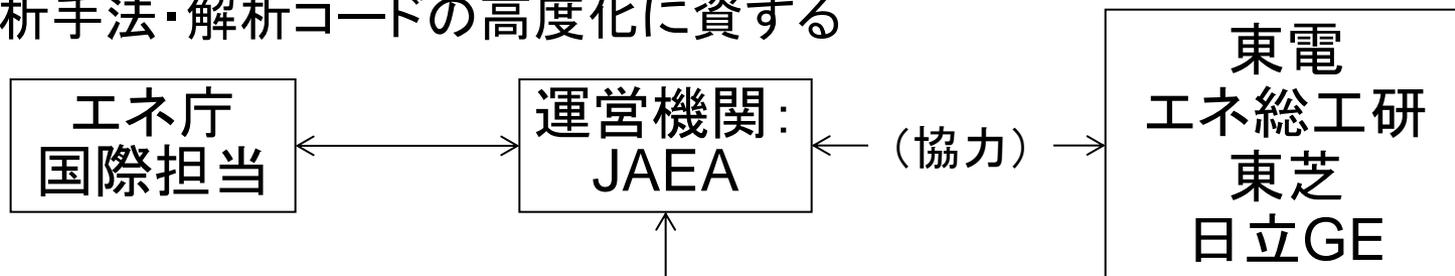
(注) 2011/3/12 13:00頃のデブリ量 (燃料、構造材)

国際協力：OECD-NEA BSAFプロジェクト

Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF)

期間：2012年11月～2014年10月

目的：①専門家の叡智を結集し、事象進展および炉内状況に関する知見を得る
②解析手法・解析コードの高度化に資する



国際プロジェクト会議*、WEBサイト (<https://fdada.info/index>) を通じた情報の共有

*・準備会議	2012年6月18日-20日	パリ(NEA本部)
・第一回会議	2012年11月6日-8日	東京
・第二回会議	2013年10月15日-17日	パリ(NEA本部)
・第三回会議	2014年6月	東京
・第四回会議(最終)	2014年10月	パリ(NEA本部)

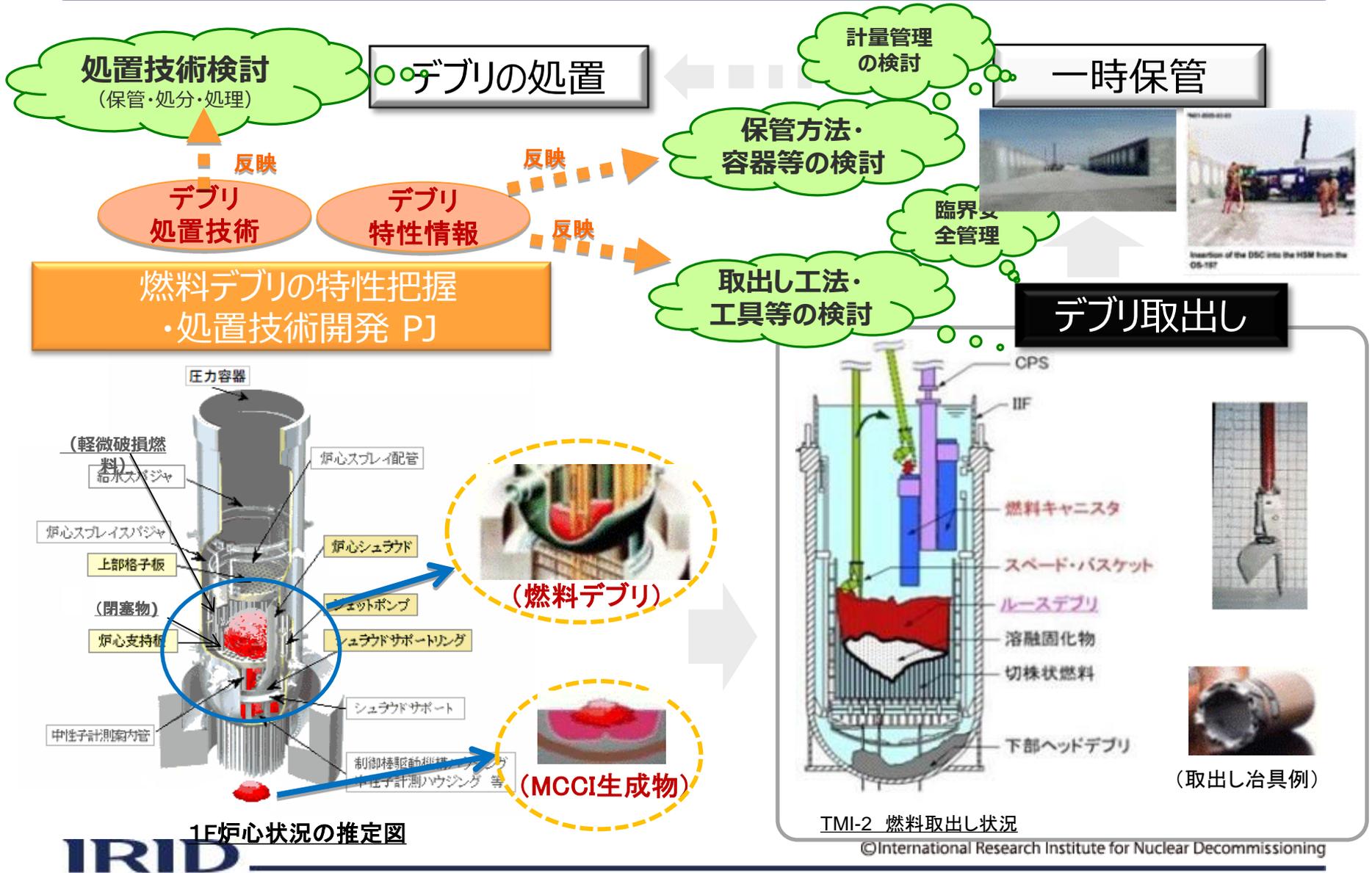
3. 主な研究開発について

(Ⅱ) 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-⑨) 燃料デブリ性状把握・処置技術の開発

3 (Ⅱ) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-⑨) 燃料デブリ性状把握・処置技術の開発 【燃料デブリ性状把握プロジェクトの概要】

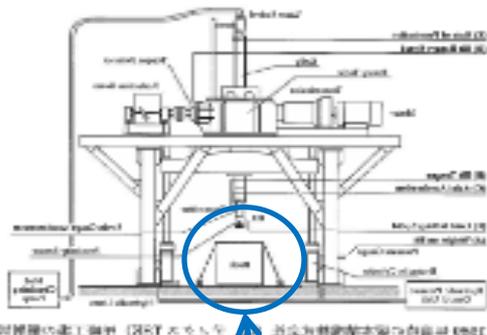


3 (Ⅱ) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-⑨) 燃料デブリ性状把握・処置技術の開発 【燃料デブリ性状把握の目的】

デブリ取出し装置開発 注)

(注: デブリ取出しPJ側で試験実施)



(掘削要素試験のイメージ)



コールド試験体

コールド試験体

・切削性・穿孔性への影響を検討。
・物性データの情報を総合し、コールド模擬試験体の製作へ反映

デブリ取出しPJ

反映先:
・デブリ取出し工法検討
・取出し治具の開発、他



コールド模擬試験体の検討

デブリ物性情報

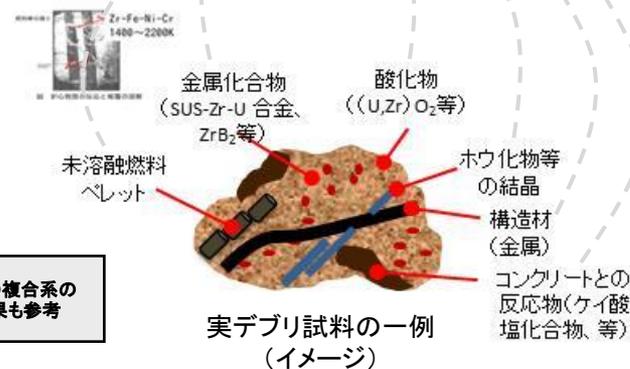
(その他のPJへの物性情報の反映)



<模擬デブリによる特性把握>
(物性データ)

- ・機械特性: 硬度、弾性率、破壊靱性、等
- ・熱的特性: 融点、熱伝導率、比熱、等
- ・その他: 粒径、形状、空隙率、密度、化学形、等

個々の部位についての物性情報を収集

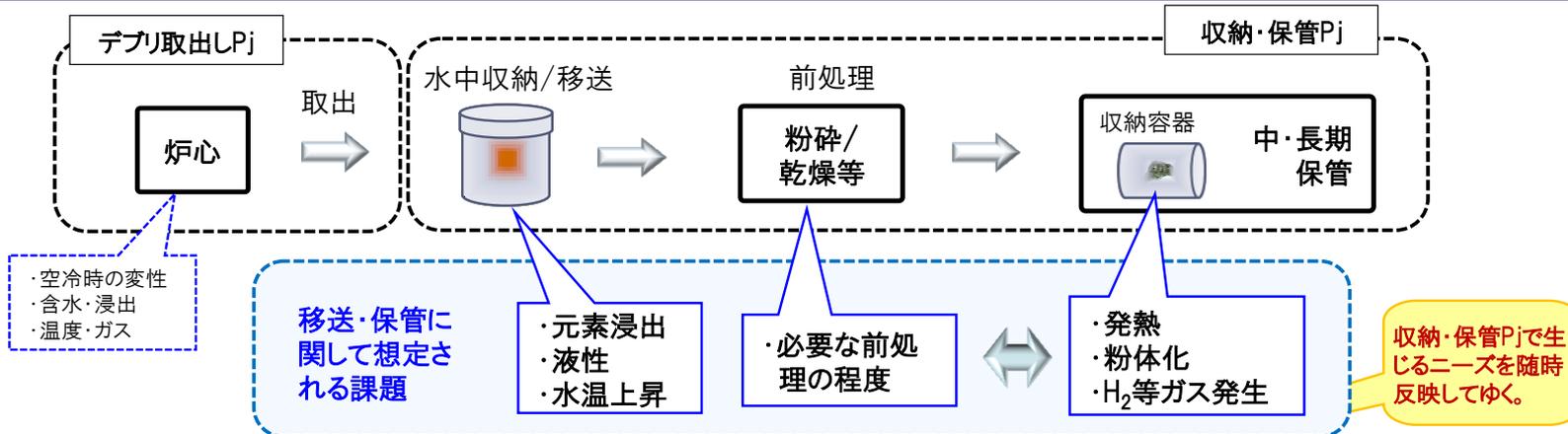


実デブリ試料の一例 (イメージ)

- 福島廃炉技術開発の関連PJ(燃料デブリ取出技術開発PJ、収納・移送・保管技術開発PJ、臨界管理技術開発PJ、計量管理技術開発PJ)では、燃料デブリの特性情報(機械的特性、熱的特性等)が必要である。
- 本PJでは、過去の原発事故の経験や過酷事故研究の知見に加えて、模擬デブリ等を用いた研究、及び分析・評価等で得られる知見を用いて、福島の実デブリの特性を推定し、その情報を各PJへ提供、福島の廃炉作業に貢献する。

3 (Ⅱ) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-⑨) 燃料デブリ性状把握・処置技術の開発 【燃料デブリ処置技術開発の目的】



□ 収納・保管pjでの懸念事項→ニーズ

項目	カテゴリー
燃料デブリへの水の吸収量	含水・脱水
常温で乾燥させた場合の水の放出量 (速度)	含水・脱水
加熱して乾燥させた場合の水の放出量 (速度)	含水・脱水
浸水時の放射性物質の溶出量 (速度)	変性(水中)
浸水時のハロゲン元素の溶出量 (速度)	変性(水中)
大気中保管時の放射性物質の放出量	変性(気中)
真空中の放射性物質の放出量	変性(気中)

適宜、現場作業や他Pjの進捗に応じてニーズを反映してゆく。

【検討内容】

- ・ 課題・懸念事項に影響する因子の評価
- ・ 評価方法の検討(試料、パラメータ、評価項目)
- ・ 既知の文献情報、一般産業界の類似例の調査

【開発項目】・・・現状で想定される開発課題

- 含水・脱水挙動評価 (形状既知の試料による評価)
- 水中での浸水・特性評価 (使用済燃料の浸水試験等の結果参照、あるいはホット試験)
- 気相中での変性試験

デブリPj(H26年度)

- デブリ取り出しから一時的な収納保管、中長期貯蔵へ至るまでに想定される技術課題を整理し、収納・保管プロジェクトからのニーズと合わせて、デブリの収納・保管に影響する因子を評価する。

模擬デブリを用いた特性の把握、デブリ処置技術の開発

燃料デブリ取出し技術の検討に向けて、実際のデブリの性状を推定するため、それを模擬した材料(模擬デブリ)を作製して硬さ等のデータを取得した。また、燃料デブリ取り出し後の処置シナリオを検討するため、既存の燃料処理技術の適用性や技術課題を抽出し、取りうる選択肢を比較して、得失を明らかにした。

実施内容

デブリ特性の把握 (2-③-1)

① 燃料デブリの取出し技術開発に必要な物性値の検討

- ・種々の模擬材について、切削性への硬さ等の影響度を把握した。
- ・炉内の金属部材の混入を想定し、高Zr領域の(U,Zr)O₂や、Fe含有模擬デブリの機械的特性の測定、測定値の化学系毎の物性分布推定への反映等を行った。

② 1F事故に特有な反応の把握

- ・制御材との反応で、合金相やホウ化物が生成する可能性を確認した。また、コンクリートとの反応(MCCI)で、酸化物(ガラス質)と合金層が分離する傾向を確認。最も硬い物質はホウ化物と推定された。
- ・一部の燃料に含まれていたGdについて、それが酸化物模擬デブリ((U,Zr)O₂)の熱物性に与える影響とその範囲を確認した。

③ 実デブリ特性の推定

- ・上記の結果から、デブリの特性リスト(暫定版)を作成した。

デブリ処置技術の開発 (2-③-3)

① 燃料デブリ処置シナリオ検討に向けた技術的要件の整理

- ・取出し後の燃料デブリの処置シナリオについて、各選択肢を比較し、得失を明らかにした。
- ・既存の使用済燃料輸送容器の適用性を評価した。また、保管に影響する燃料デブリの含水性等の重要度が高いと判断した。

② デブリの分析に係る要素技術検討

- ・MCCI生成物を含む各種模擬デブリについて、分析の前処理技術である融解プロセスの基礎データを取得した。

③ 既存燃料処理技術の適用性検討

- ・模擬デブリの、湿式及び乾式処理への適合性について、基礎データを取得した。

模擬デブリを用いた特性の把握（研究開発の進め方）

検討方針

- 最新の1Fプラントデータや事象進展解析の結果を反映して、炉内デブリの化学形等を推定。
- 適宜、現場やデブリ取出しPjと情報交換し、ニーズに合わせて項目を見直す。（②～⑤でも同様）
- 現在、調整中の他Pj（収納保管、臨界安全、計量管理）ニーズを踏まえて必要な項目を見直す。
- 国際的な知見（SA研究、TMI-2等）を反映する。

- 主要な工法（穿孔など）に対して、影響の大きな物性を検討し、工法に応じた模擬デブリの選定基準となる物性を検討する。
- 模擬デブリを用いて、主要なデブリ材料について機械的物性データを取得する。
- 組成や不純物の影響などを含めた幅広いデータを取得する。
- 早期に多くのデータを必要とすることから、種々の可能性を考慮し前もって幅広いデータを取得。

- 模擬デブリを用いて、1F特有の反応の影響を評価する。
- 炉内の状況などについては並行して解析が進められているため、種々の可能性を考慮し前もって幅広いデータを取得。

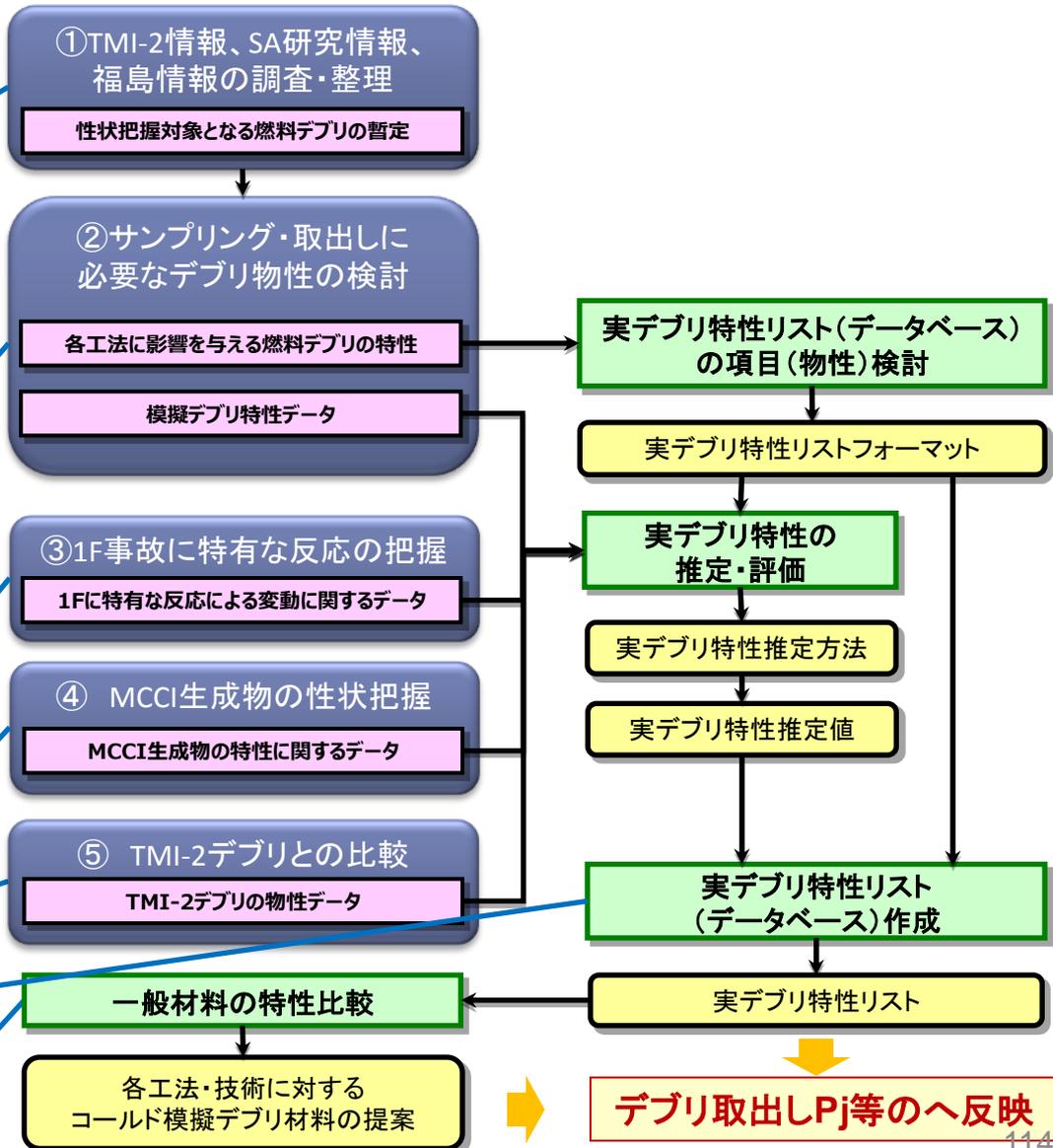
- 海外知見や国際協力を有効に活用し、MCCI現象及び生成物に関する情報を入手する。

- TMI-2デブリを用いて物性データを取得する。

- 取得したデータ・情報を基に実デブリ特性を推定し、特性リストとして取りまとめる。

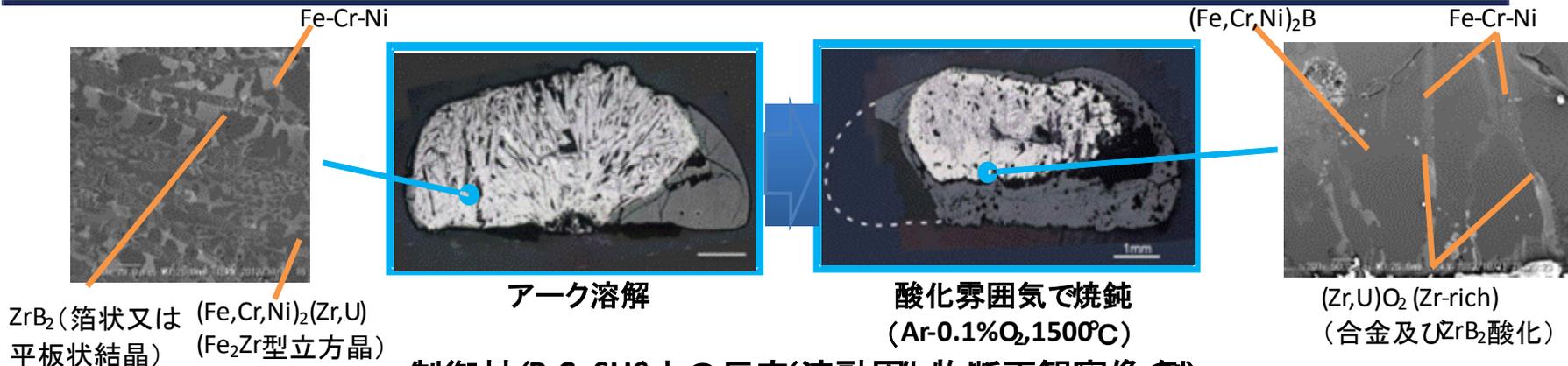
- 影響の大きい特性が類似する一般材料を選定し、各工法・技術に対するコールド模擬デブリ材料を提案する。

検討の進め方



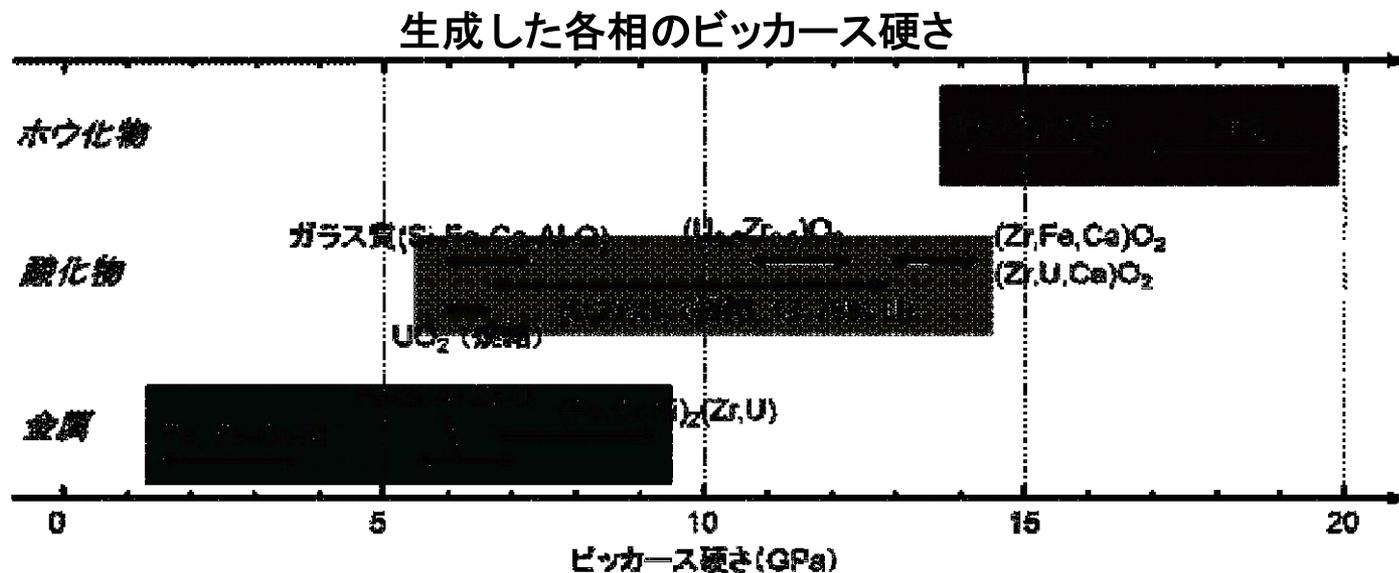
3 (Ⅱ) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-⑨)燃料デブリ性状把握・処置技術の開発 (平成25年度成果)



制御材 (B₄C+SU9) との反応(溶融固化物断面観察像例)

(制御棒と燃料が溶融した場合にできる固化物の組織等に係る知見を取得)



(デブリの化学系(ホウ化物、酸化物、金属)毎に硬度の分布を推定)

3 (Ⅱ) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(2-⑨)燃料デブリ性状把握・処置技術の開発 (平成26年度計画)

- 取出し機器に対して加工が困難と想定される金属/セラミックス不均一溶融固化体を製作し、機器開発用モックアップ体製作のための材料特性を試験評価し、モックアップ体製作方法を策定する。

【主要成果】

- 金属とセラミックスの境界部などのマクロ・ミクロ観察、化学分析、硬さ、破壊靱性等のデータを取得。\$\$

背景

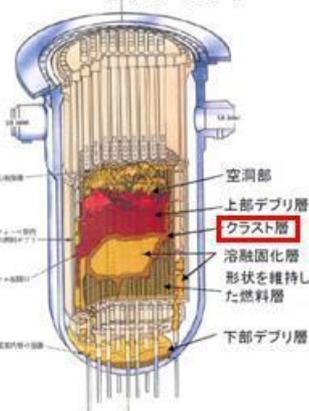
TMI-2:金属/セラミックス固化したクラスト層形成^[1,2]

⇒靱性の高い金属+硬くもろい酸化物の複合により
破碎や切断が困難

⇒1Fでは溶融燃料が落下して金属製構造物を一部溶融
させた後固化し、酸化物と金属の混合固化物の生成が
推定

⇒不均一な複合物の性状を把握する必要がある

TMI-2のデブリ分布



クラスト層

- 金属+セラミックス不均一固化



金属部
断面マクロ組織
UO₂

実施方法

(1) 金属/セラミックス溶融固化体製作試験

溶解したUO₂+Zr混合物 (60kg) をステン
レス鋼製構造材に落下。
金属とセラミックスが不均一に急冷固化した溶
融固化体を製作。

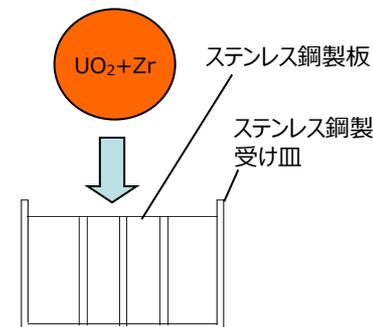
(2) 材料評価

金属とセラミックスの境界部およびその周辺に着目し、断面マクロ・ミクロ観察、化学成分分析、硬さ、破壊靱性測定を実施。

(3) 金属/セラミックス溶融固化モックアップ体設計

機器開発用モックアップ体の材料選定、設計を行い製作仕様を策定。
現有知見に基づく1Fデブリ性状の推定結果から製作条件を設定。

デブリ取出しへ反映



試験体系

3. 主な研究開発について

(Ⅱ) 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

～ 代替工法・技術の情報提供依頼 ～

3 (Ⅱ) . 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

代替工法・技術の情報提供依頼

- ・ 中長期ロードマップにおいて冠水方式以外の代替工法について検討を行う方針が明記されていることを踏まえ、燃料デブリの位置・状況を把握するための調査及びその取り出し作業に係る工法、必要となる技術のフェージビリティ研究 (F/S) の実施 (26年度以降) を念頭に置き、海外研究機関・企業など関係機関から広く事前の情報提供依頼 (RFI) を行う取り組みを開始。
- ・ 収集した情報は、今後行われる概念検討 (C/S) や、技術的なフェージビリティ調査 (F/S) に活用。
- ・ 本RFIが世界各国の関係者との協働と連携の機会となることも期待。



燃料デブリ取り出し代替工法の研究開発プロジェクト実施に向けたワークショップ(2014年4月25日)

RFIの内容

トピック A: PCV/RPV内部調査

A-1: 工法の概念検討

(以下、例)

- ① カメラ等の調査装置の内部への挿入方法
 - a. 配管/ペネトレーション等の既存の貫通孔の活用
 - b. 新たな貫通孔の穿孔
 - c. 作業員の被ばく低減の観点から考えた、貫通部の遮蔽方法及び機器操作方法
- ② 外部からの測定による燃料デブリ位置の推定方法等

A-2: 必要とされる技術

(以下、例)

- ① 高度計測技術 (カメラ、線量計、温度計等)
 - a. 高性能光学機器 (カメラ等)、その他の計測技術(超音波、レーザー等)
 - b. 計測機の制御技術、情報伝送技術
- ② 炉内にある物質が燃料デブリか否かを判別するための技術

トピック B: 燃料デブリ取り出し

B-1: 工法の概念検討

(以下、例)

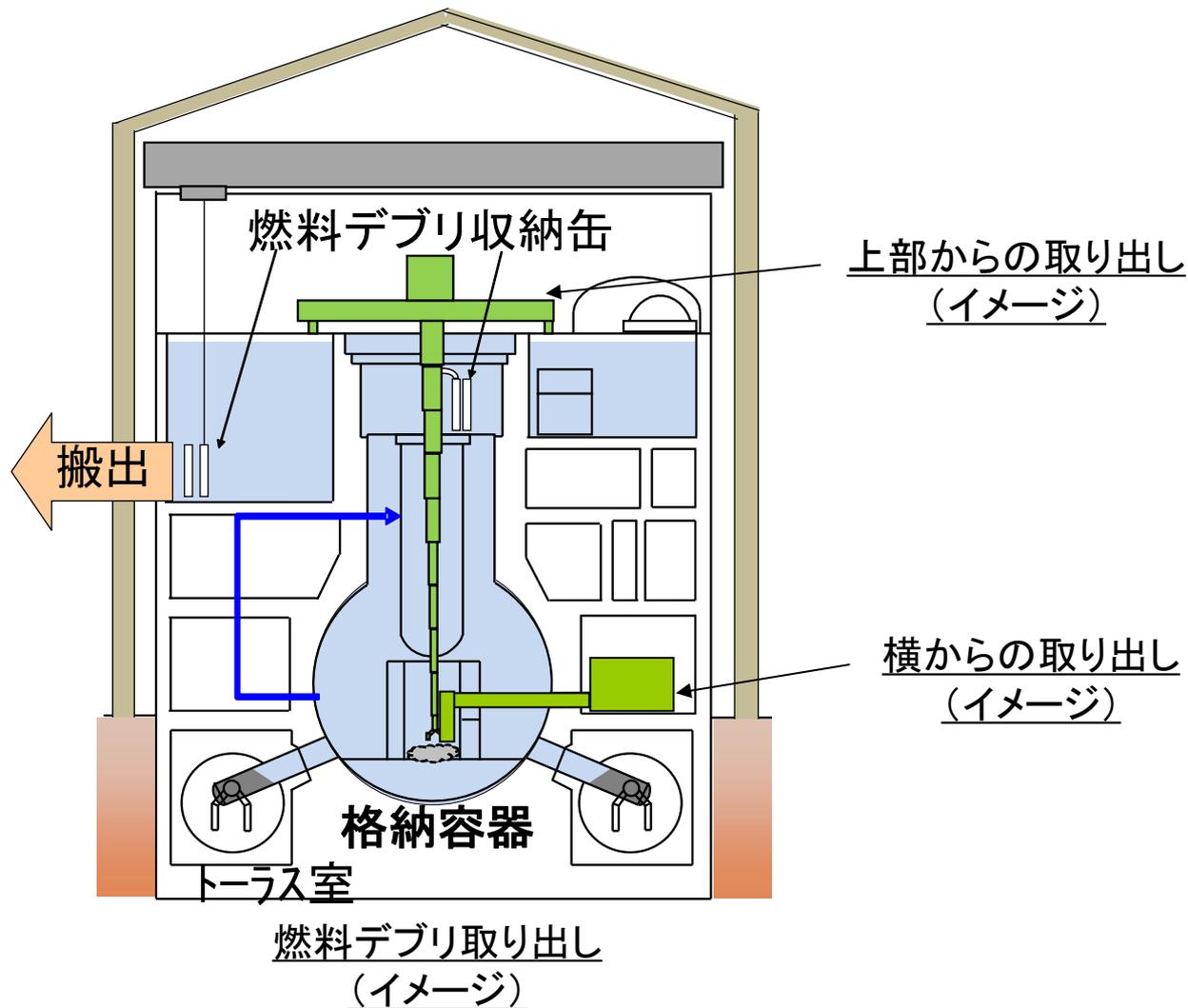
- ① PCV上面から燃料デブリへ水中でアクセス
 - ② PCV上面から燃料デブリへ気中^{*1}でアクセス
 - ③ PCV側面から燃料デブリへ気中^{*1}でアクセス
 - ④ PCV下面から燃料デブリへ気中^{*1}でアクセス
- *1 部分的冠水を含む

B-2: 必要とされる技術

(以下、例)

- ① 燃料デブリ取り出しに関する技術 (切り出し、吸引)
- ② 長い距離でも制御能力に優れる遠隔操作型のマニピュレーター等の機器・装置
- ③ 高線量の燃料デブリからの遮蔽技術
- ④ 高放射線環境下で作動する装置・設備
- ⑤ 横からまたは下部からのアクセスを実現するために建屋コンクリート、PCVの穴を開けるための機器・装置
- ⑥ PCV/RPV中で取り出し前に燃料デブリを安定保管する技術

例) 燃料デブリ取り出し作業(上部, 横)



RFIの結果

およそ6割の情報が日本国内から、4割の情報が海外から寄せられた。

RFIの募集分野	合計	国別内訳								
		日	米	英	独	仏	ベルギー	加	露	
PCV/RPV トピックス 内部調査	A-1：工法の概念 検討	33	20	7	3	-	2	-	1	-
	A-2：必要とされる 技術	58	32	6	10	6	2	2	-	-
燃料 デブリ取り出し トピックス	B-1：工法の概念 検討	43	23	8	3	2	5	-	1	1
	B-2：必要とされる 技術	60	41	7	3	4	2	2	-	1
合計（情報件数）	194	116	28	19	12	11	4	2	2	

本日の内容

1. IRIDの組織概要について

2. IRIDの事業内容について

(1) 廃炉に関する研究開発

(2) 廃炉に関する国際・国内関係機関との協力の推進

(3) 研究開発に関する人材育成

3. 主な研究開発について

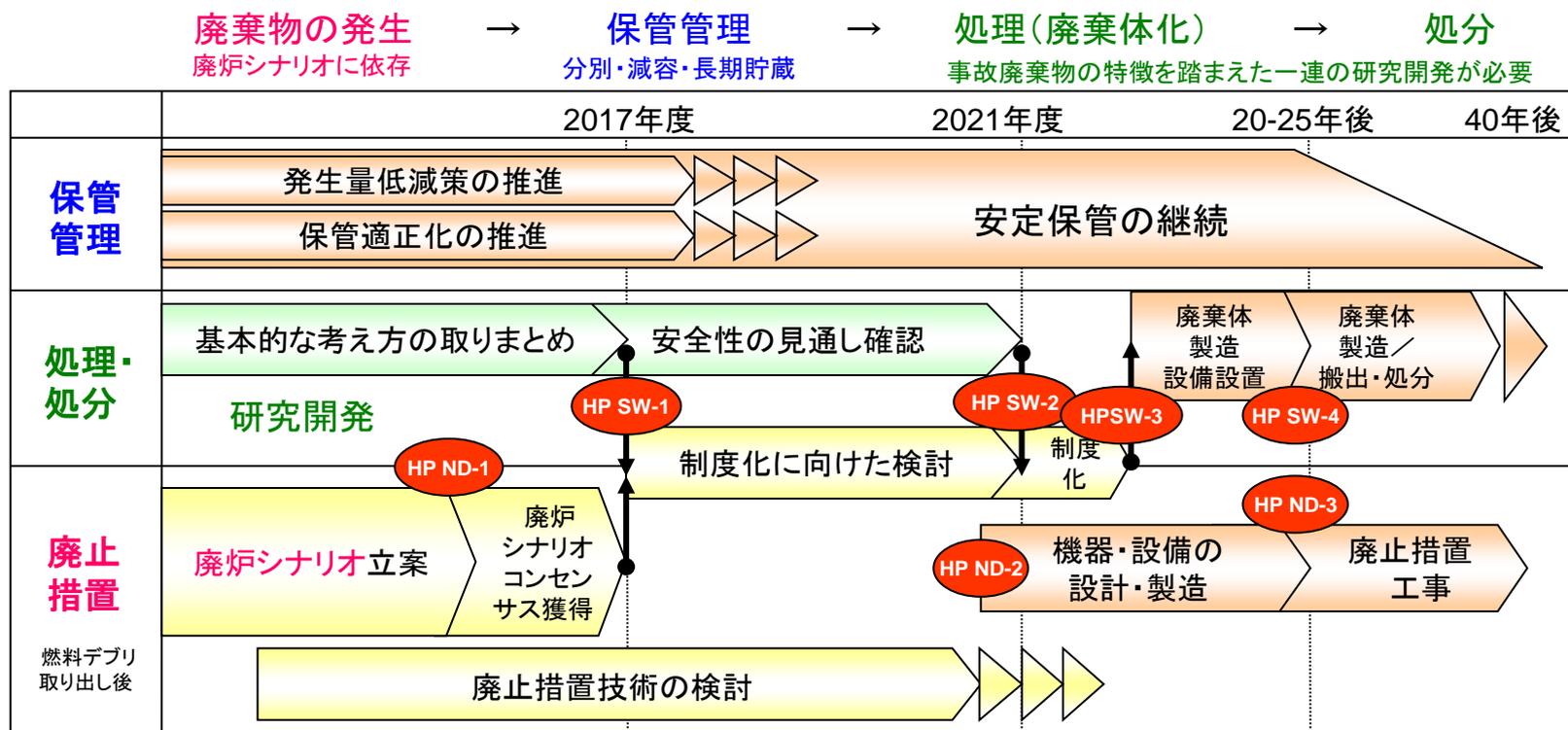
(I) 使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発

(II) 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

(III) 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

3 (Ⅲ) . 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

中長期ロードマップにおける放射性廃棄物対策の位置づけ



HP 次工程へ進む判断のポイント。追加で必要な研究開発や工程又は作業内容の見直しも含めて検討・判断する。

HP SW-1: 固体廃棄物の処理・処分にに関する基本的な考え方の取りまとめ(2017年度)

HP SW-2: 固体廃棄物の処理・処分における安全性の見直し確認(2021年度)

HP SW-3: 廃棄体仕様・製造方法の確定(第3期)

HP SW-4: 廃棄体製造設備の設置及び処分の見直し(第3期)

HP ND-1: 廃止措置シナリオの立案(2015年度)

HP ND-2: 除染・機器解体工法の確定(第3期)

HP ND-3: 廃棄物処分の見直し・必要な研究開発の終了(第3期)

(1) 研究項目の実施内容

1. 性状把握

- 水処理二次廃棄物である廃吸着材・スラッジ等に関し、長期保管可能な方策検討や処理・処分技術の開発に必要な廃棄物の性状を把握する。
- 瓦礫、伐採木、土壌、解体工事に伴い発生する解体廃棄物等について、処理・処分技術開発に必要な放射性物質の付着状況等の性状を把握する。
- 分析方法が確立されていない処理・処分技術の検討に必要な難測定核種の分析技術の開発ならびに**インベントリ**の評価手法を開発する。

2. 長期保管方策の検討

- 水処理二次廃棄物は、処理・処分技術の確立まで安定に保管する必要があるため、**水素発生、発熱及び腐食等、長期保管に向けた対策**を検討する。

3. 廃棄物の処理に関する検討

- 水処理二次廃棄物の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、**廃棄体化に係る処理技術の基礎的検討**を実施する。
- 既存の処理技術(廃棄体化技術)を調査し、その結果を基に廃棄体化のための技術開発を行い、廃棄体性能を評価する。

4. 廃棄物の処分にに関する検討

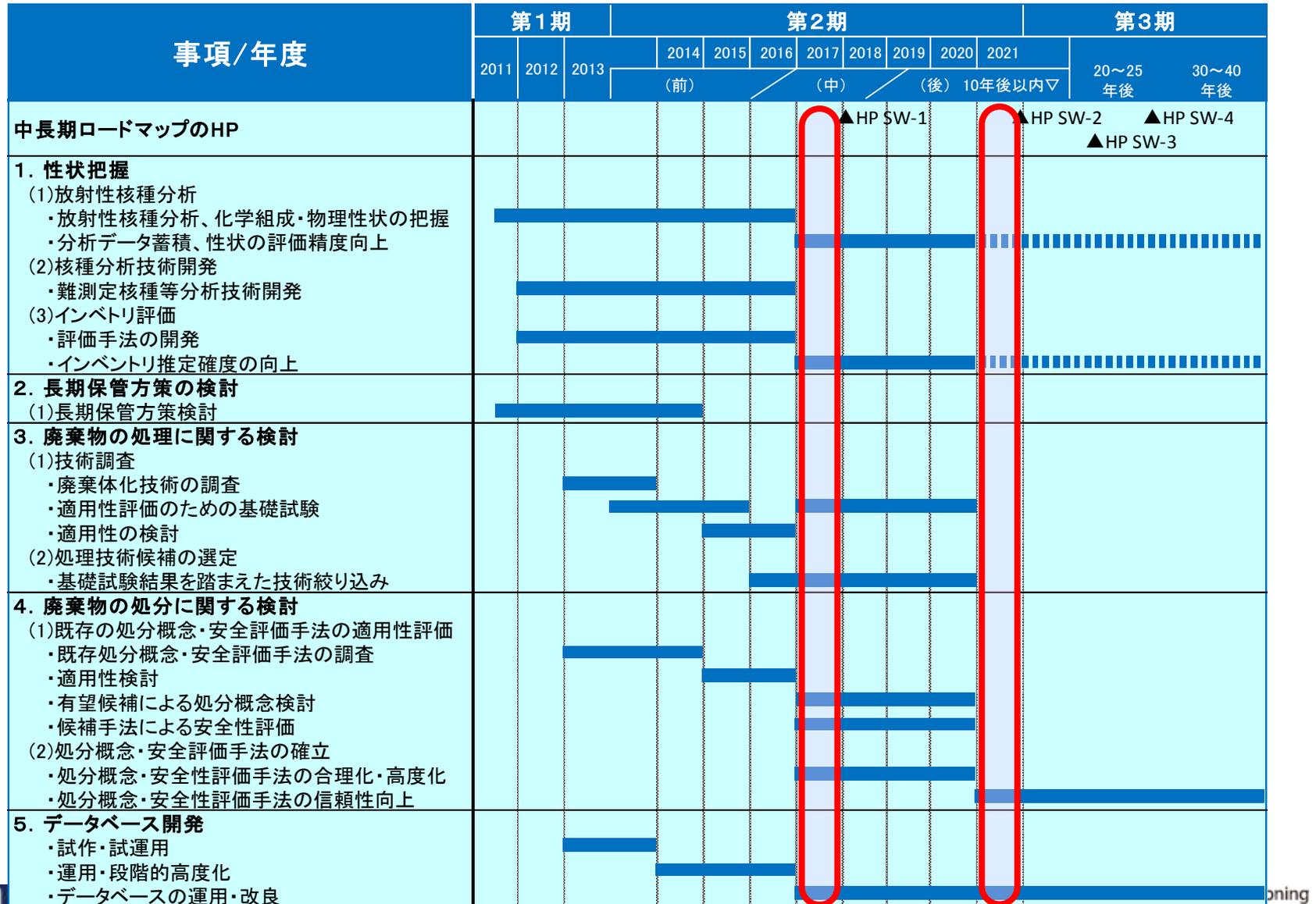
- 性状把握及び廃棄物の処理に関する検討の成果を基に、**既存の処分概念及び安全評価手法の適用性を確認**し、処理・処分に必要な課題の抽出及び課題の解決策を検討する。
- 既存の処分概念や安全評価手法の適用が困難な廃棄物について、新たな処理・処分技術を検討する。

5. データベースの開発

- 研究開発成果や情報を整理するためのデータベースを開発する。

3 (Ⅲ) . 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

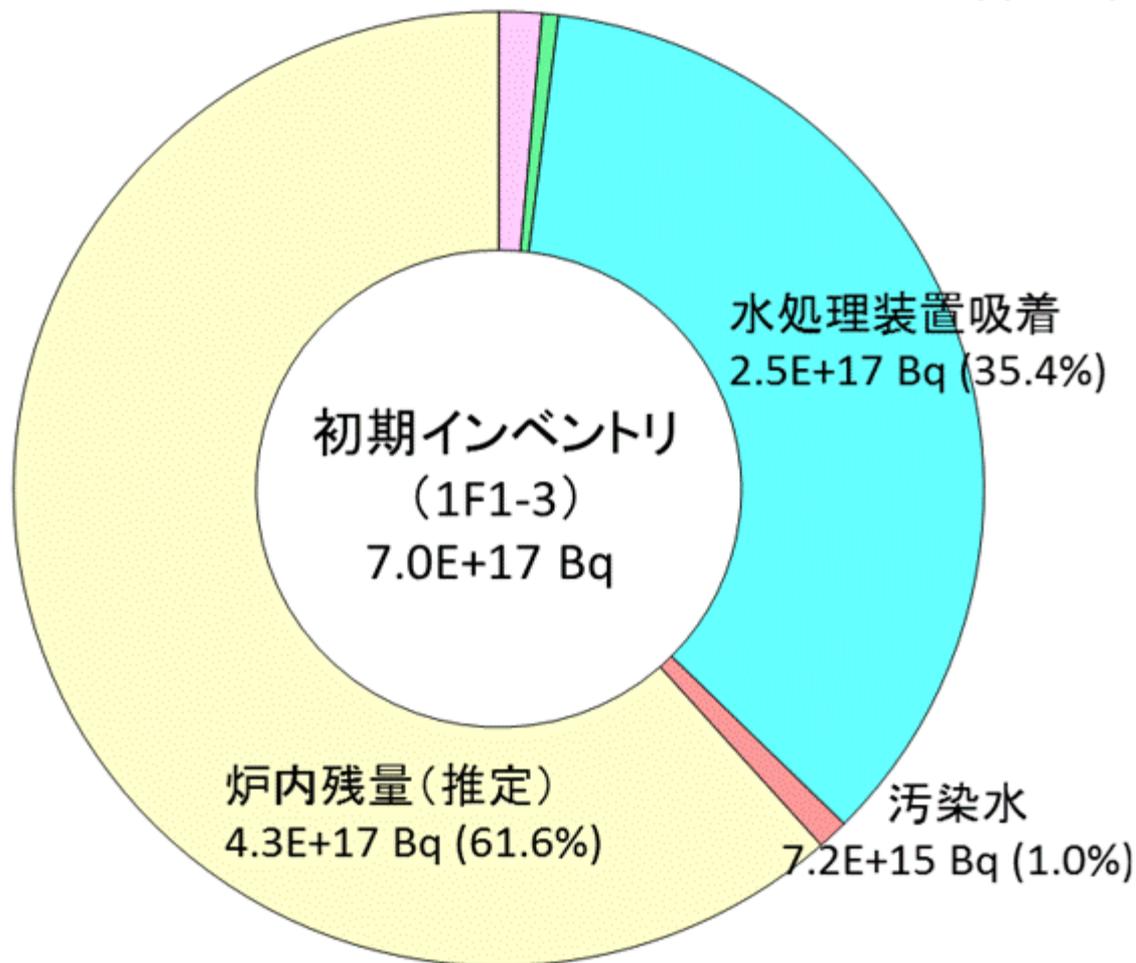
(2)スケジュール



3 (Ⅲ) . 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

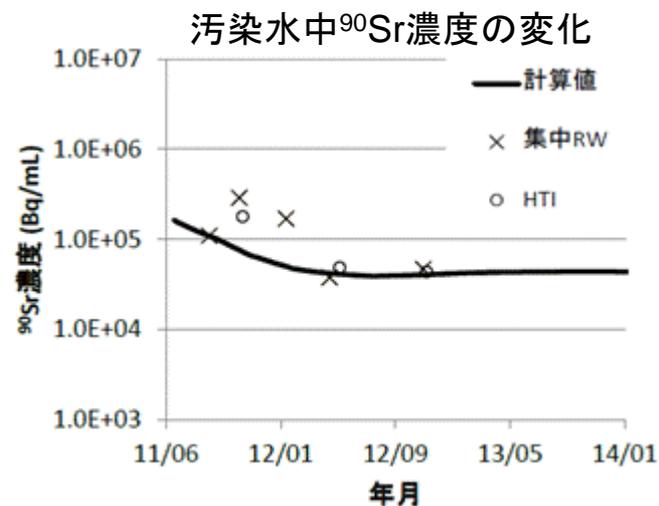
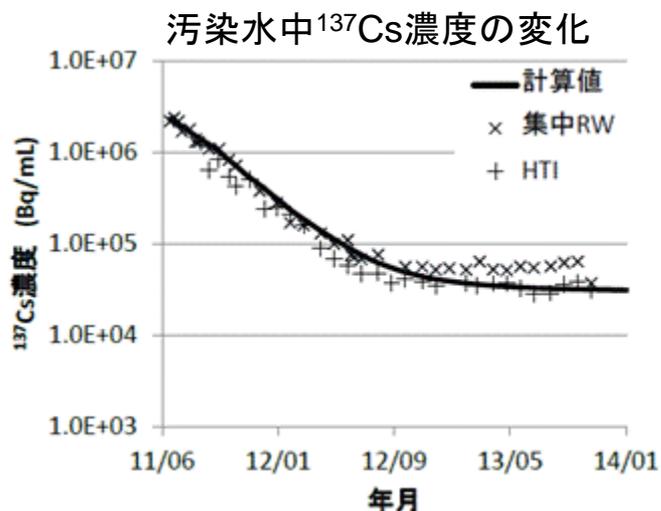
1. 性状把握 (1) Cs-137の分布状況の推定結果

大気放出 $1.0\text{E}+16$ Bq (1.4%) 海洋放出 $3.8\text{E}+15$ Bq (0.5%)



3 (Ⅲ) . 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

1. 性状把握 (2) 主要核種の汚染水への物質移動のモデル評価



	¹³⁷ Cs	¹³⁴ Cs	⁹⁰ Sr	¹²⁵ Sb	¹⁰⁶ Ru	⁶⁰ Co	⁵⁴ Mn
初期炉心インベントリ(Bq)	7.0E+17	7.2E+17	5.2E+17	4.2E+16	2.2E+18	9.4E+12	2.8E+14
初期濃度(Bq/ml)	2.4E+06	2.2E+06	1.6E+05	1.7E+02	2.3E+01	1.4E+02	5.2E+02
継続的移行率(Bq/d)	2.5E+13	2.6E+13	3.6E+13	1.3E+10	8.8E+09	1.4E+09	1.3E+09
半減期	30.04y	2.065y	28.74y	2.758Y	373.6Y	5.271y	312.1y

- 初期に汚染水に移行したCs-137,Cs-134の99%以上は除染
- 現在は燃料等から継続的に移行する成分が主である(炉内残存量の約2.1%/年に相当)と推定
- Cs以外のFPについても、初期に汚染水に移行したものの99%以上は既に希釈・移送され、現在は、燃料等から継続的に移行する成分が主であると推定。
- Co-60は、他の核種に比べ分析値の変動が大きく、複数のソース(事故前から保管されていた廃棄物)からの溶出の可能性あり(現在は、継続的に移行している成分が主であると推定)

3 (Ⅲ) . 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

1. 性状把握 (3)放射能濃度評価方法

ガレキ、伐採木の放射能濃度評価

- 1,3,4号機周辺の瓦礫類が散乱したエリアからコンクリート、砂礫等を採取して放射能分析
- 伐採木は2カ所の保管エリア、また、3号機周辺の松の枝葉を採取して放射能分析



汚染水処理二次廃棄物の放射能濃度評価

- 汚染水処理により発生する廃ゼオライト、スラッジ等は高線量であり、直接放射能分析を行うことが困難
- ⇒ 汚染水や処理水の放射能分析結果から間接的な評価を実施中

■ インベントリ評価の基本的考え方



分析対象核種

- 既存の処分システムにおける評価対象核種を参考に、以下の核種を対象として選定

γ線核種 : ^{60}Co , ^{94}Nb , ^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{154}Eu

β線核種 : ^3H , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{41}Ca , ^{59}Ni , ^{63}Ni , ^{79}Se , ^{90}Sr , ^{99}Tc , ^{129}I , ^{241}Pu

α線核種 : ^{233}U , ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{237}Np , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , $^{242\text{m}}\text{Am}$, ^{243}Am , ^{244}Cm , ^{245}Cm , ^{246}Cm

3 (Ⅲ) . 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

1. 性状把握 (4)核種分析結果

瓦礫・伐採木の核種分析結果
(ガレキ・伐採木:57試料)

核種		放射能濃度(Bq/g)		
		瓦礫・伐採木	濃度上限値の推奨値※1	
			トレンチ処分	ピット処分
γ核種	⁶⁰ Co	ND(<7E-02) ~ 5.6E+00	1E+04	1E+10
	¹³⁷ Cs	2.0E+00 ~ 1.9E+05	1E+02	1E+09
β核種	¹⁴ C	ND(<5E-02) ~ 2.7E+00	-	1E+06
	⁶³ Ni	ND(<5E-02)	-	1E+07
	⁷⁹ Se	ND(<5E-02) ~ 2.1E-01	-	-
	⁹⁰ Sr	ND(<5E-02) ~ 1.0E+02	1E+01	1E+07
	⁹⁹ Tc	ND(<5E-02) ~ 8.9E-02	-	1E+03
α核種	²³⁸ Pu	ND(<5E-03)	-	@Am-241
	²³⁹ Pu + ²⁴⁰ Pu	ND(<5E-03)	-	
	²⁴¹ Am	ND(<5E-03)	-	
	²⁴⁴ Cm	ND(<5E-03)	-	

※1:「低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について」
(原子力安全委員会;平成19年5月21日)

セシウム吸着塔の
インベントリ推定結果

	KURION	SARRY
総吸着量(Bq)	1.7E+17	8.0E+16
平均吸着量(Bq/本)	4.0E+14	1.0E+15

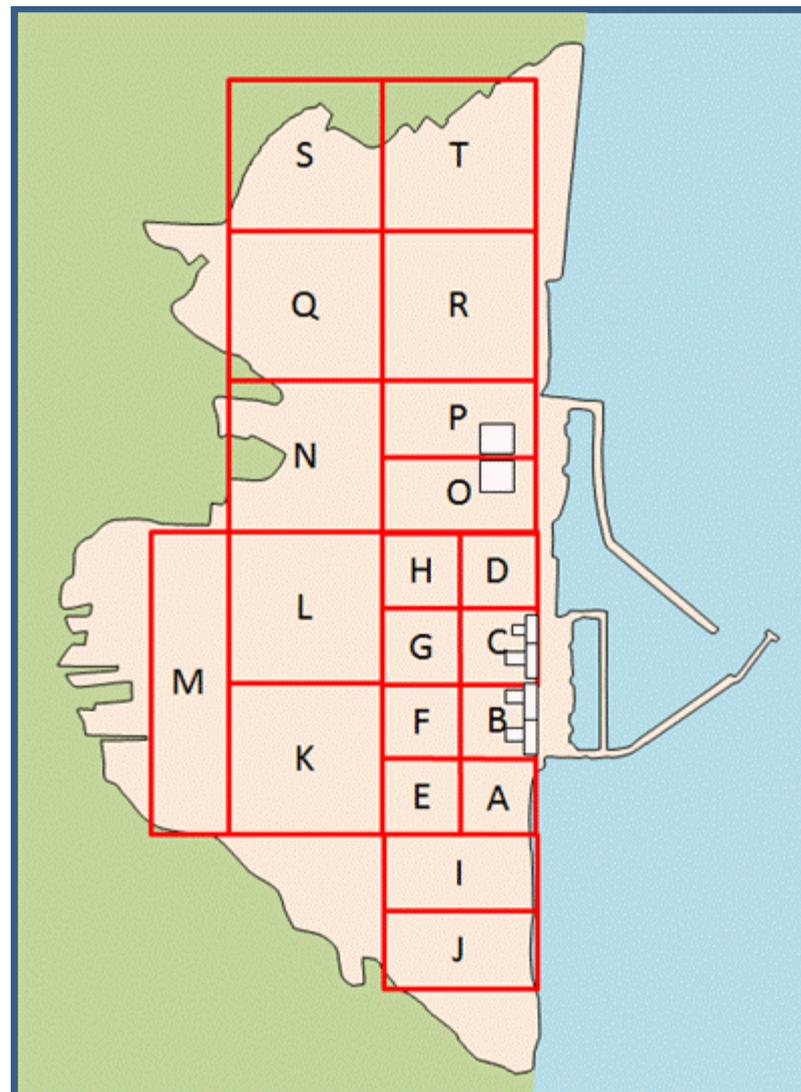
ピット処分の濃度上限値を超える濃度であり、処理処分方策を検討する際に考慮する必要がある。

汚染水の分析結果

- ◆ 分析を実施した汚染水:25試料
- ◆ 汚染水(集中RW・HTI/B)から²³⁸Puを2.4E-03Bq/g、²³⁹Pu+²⁴⁰Puを8.3E-04Bq/g検出
- ◆ 同位体組成から福島第一原子力発電所事故に由来するものと考えられるが、フォールアウトに起因する環境中のPu放射能と同程度

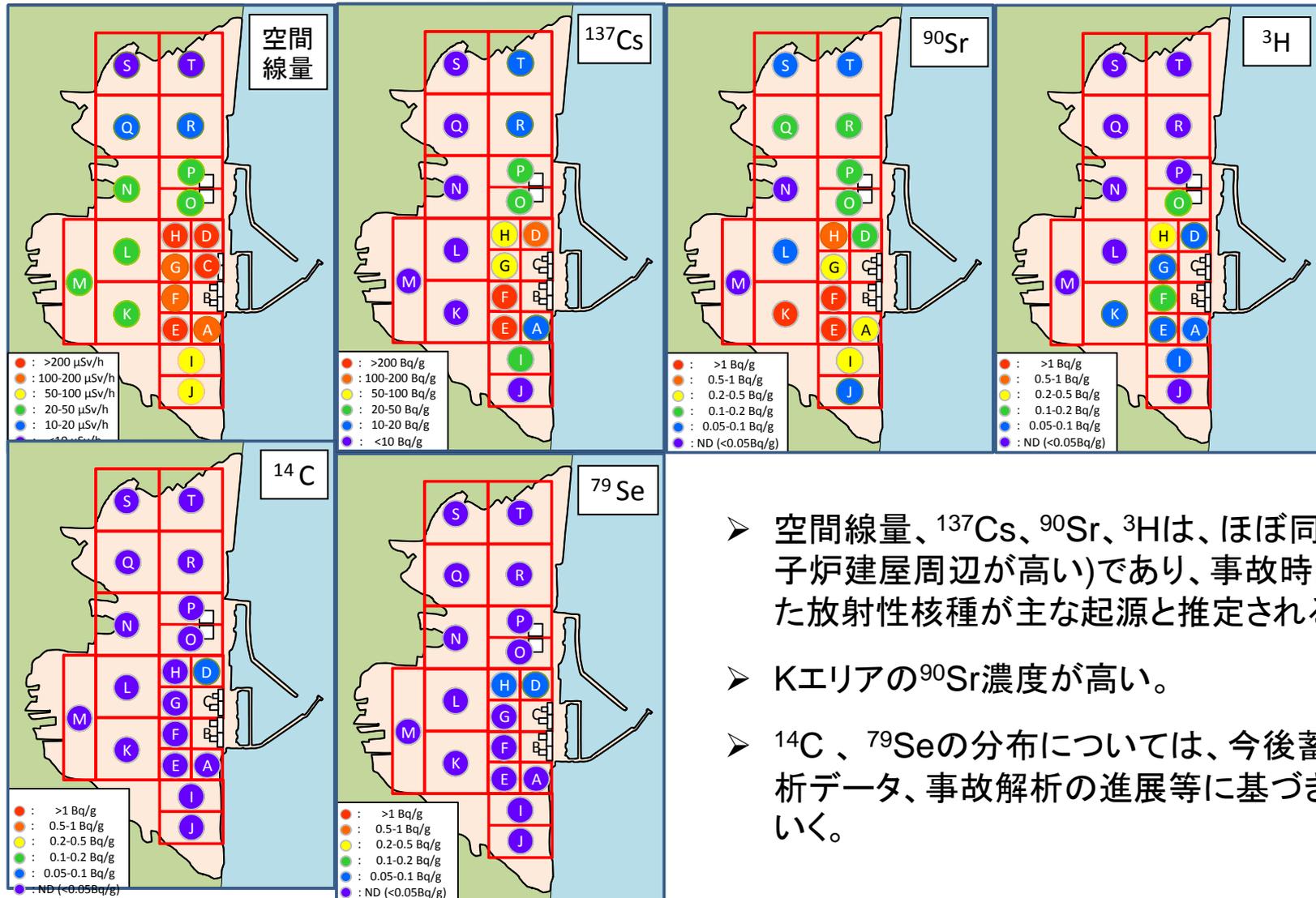
1. 性状把握 (5) 1F構内の立木の放射能の分布(その1)

- 立木の採取を行うエリアは、発電所構内の空間線量率分布に基づき設定。原子炉建屋周辺の空間線量率の高いエリアは細かく区分(右図参照)。
- 採取する立木は構内の代表的樹木である松とし、採取数は3本/エリア、地上高さ4m程度の位置の枝葉とした。
(なお、現場状況に応じて、樹種、高さは適宜変更。)
- 採取試料の表面線量率測定を行い、線量率の高い試料を中心に、全エリアを含む枝葉(又は草)を分析対象試料として選定(1~3試料/エリア)。



3 (Ⅲ) . 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

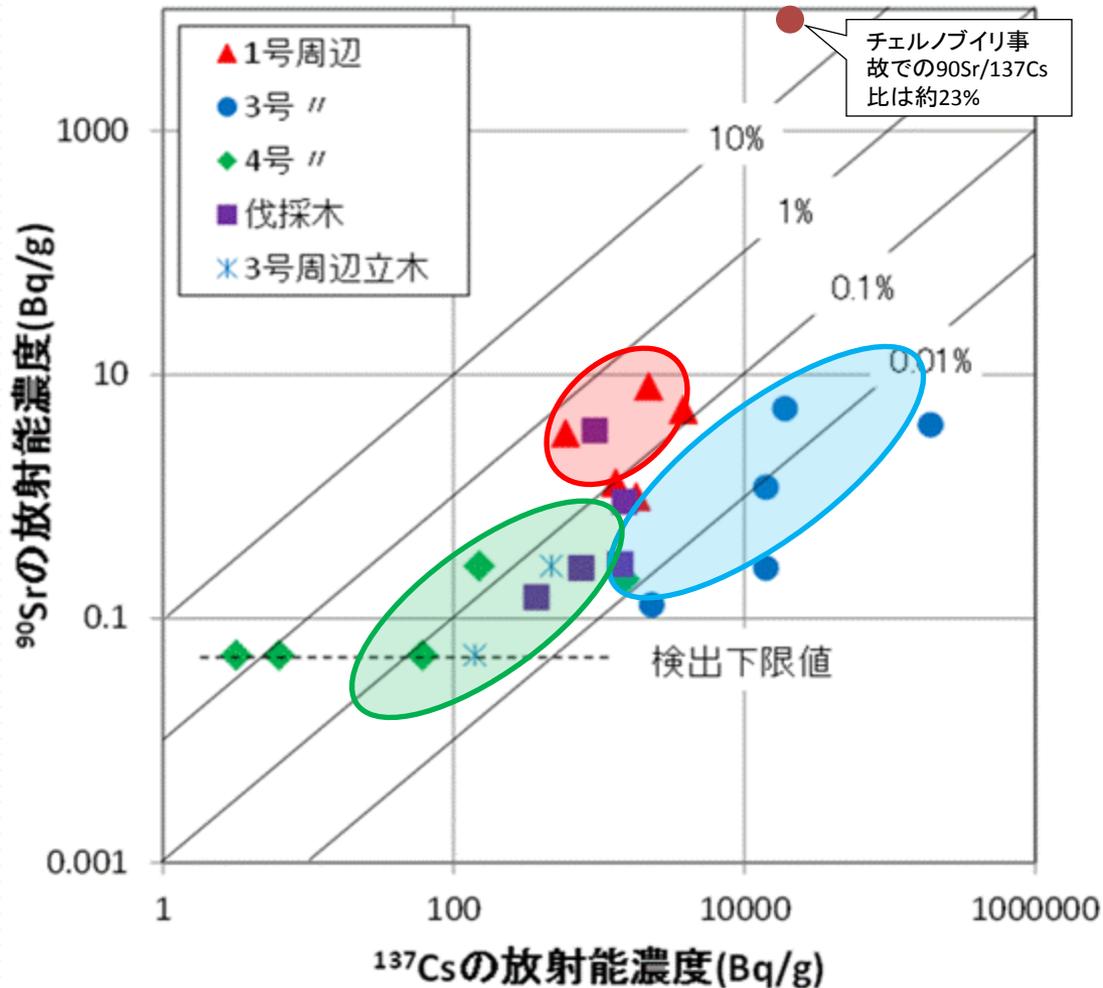
1. 性状把握 (5) 1F構内の立木の放射能の分布(その2)



- 空間線量、 ^{137}Cs 、 ^{90}Sr 、 ^3H は、ほぼ同じ分布(原子炉建屋周辺が高い)であり、事故時に拡散した放射性核種が主な起源と推定される。
- Kエリアの ^{90}Sr 濃度が高い。
- ^{14}C 、 ^{79}Se の分布については、今後蓄積する分析データ、事故解析の進展等に基づき評価していく。

3 (Ⅲ) . 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

1. 性状把握 (6)瓦礫等における ^{137}Cs と ^{90}Sr 放射能濃度の関係



- $^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$ 比は、ガレキと伐採木において、大きな差がなく、0.002~0.62%の範囲であった。
- ガレキ・伐採木の ^{137}Cs 濃度と ^{90}Sr 濃度の間には比例関係の傾向が見られる。
- ガレキは採取場所や試料で傾向が異なる。現時点ではデータ数が少ないため、今後、データの蓄積を継続して双方の相関の精度を向上する。
- チェルノブイリ事故で発生した廃棄物 $^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$ 比(約23%)は燃料中の組成に近い比であり、事故進展の違いが廃棄物中の ^{137}Cs と ^{90}Sr の比に反映されていると考えられる。

3 (Ⅲ) . 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

2. 長期保管方策の検討 (1) 廃スラッジ一時保管時の水素・シアン化水素発生評価、貯槽内温度解析



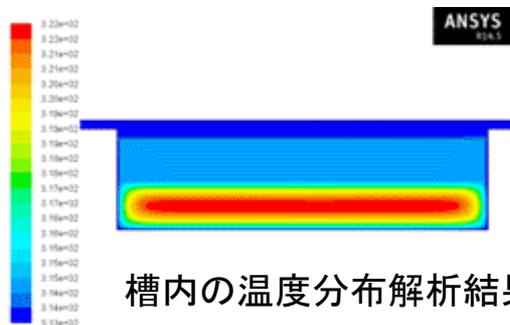
廃スラッジ一時保管施設貯槽

三菱重工ニュース, 第 5131号, 2011年11月14日

水素・シアン化水素発生評価

- ◆ 海水成分やスラッジが共存する条件で照射試験を実施して評価
 - ① 水素の放射線化学収率 (G値)
 - G値は、フェロシアン化物と海水が寄与するが、**最大でも純水の2倍以内**であった。
 - 貯槽は換気されるため、水素濃度は爆発下限界(4%)に達しないと考えられる。
 - ② シアン化水素 (HCN) の生成
 - 10年間保管相当の照射(6MGy)において、**気相中のシアン化水素は検出限度未満(<5ppm未満)**であった。

貯槽内温度解析



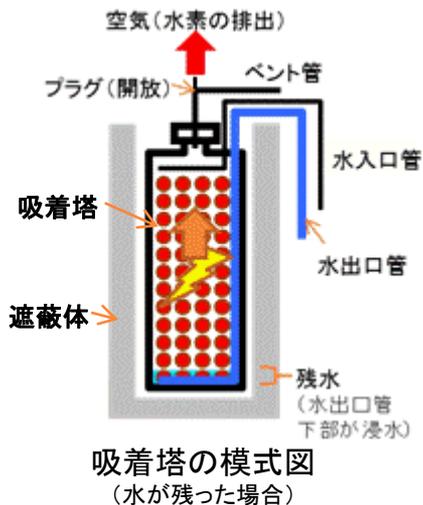
槽内の温度分布解析結果

- ◆ 初期の温度上昇速度は約 $0.03^{\circ}\text{C}/\text{h}$ であり、徐々に平衡状態へ移行する。また、**約 50 d後に、外気温に対して $+20^{\circ}\text{C}$ で平衡になる**と評価。
- ◆ 外気温が 40°C の場合、中心部温度は約 60°C になるが、**フェロシアン化物の分解温度($250^{\circ}\text{C}\sim 280^{\circ}\text{C}$)に比べて十分に低く、熱分解によりシアン化水素は発生しないと**考えられる。

3 (Ⅲ) . 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

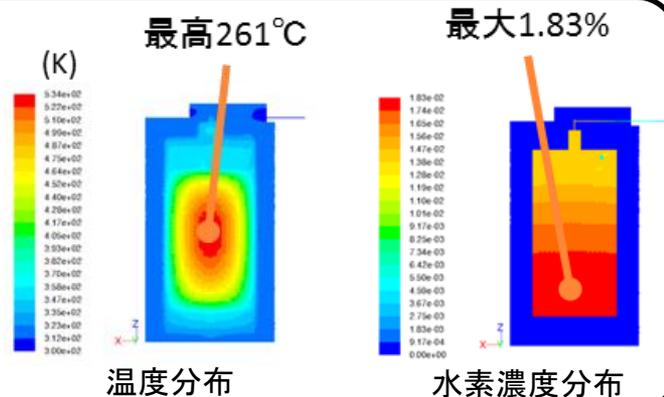
2. 長期保管方策の検討 (2) 廃ゼオライト吸着塔内の温度、水素分布解析

- 保管初期には残水により水出口管下部が閉塞し、空気の流入が遮断されることを想定し、廃ゼオライト吸着塔内の温度、水素分布を評価
- 吸着塔内のセシウム濃度は均一ではなく上下方向に分布があることを考慮



解析の結果(例)

- 崩壊熱 : 618 W
- 水素発生量(25°C, 1 atm)
ゼオライト層 : 24.3L/d
水没層表面 : 0.76L/d
- 水没層の熱伝導率は水の1.1倍の値



解析により求めた水素 (H₂) 濃度

Cs吸着	水位	最高温度	H ₂ 濃度
618W 不均一吸着	24cm (水出口管下部が浸水)	261°C	≤1.8%
504W 均一吸着	同上	211°C	≤1.6%
同上	0cm	210°C	≤1.1%

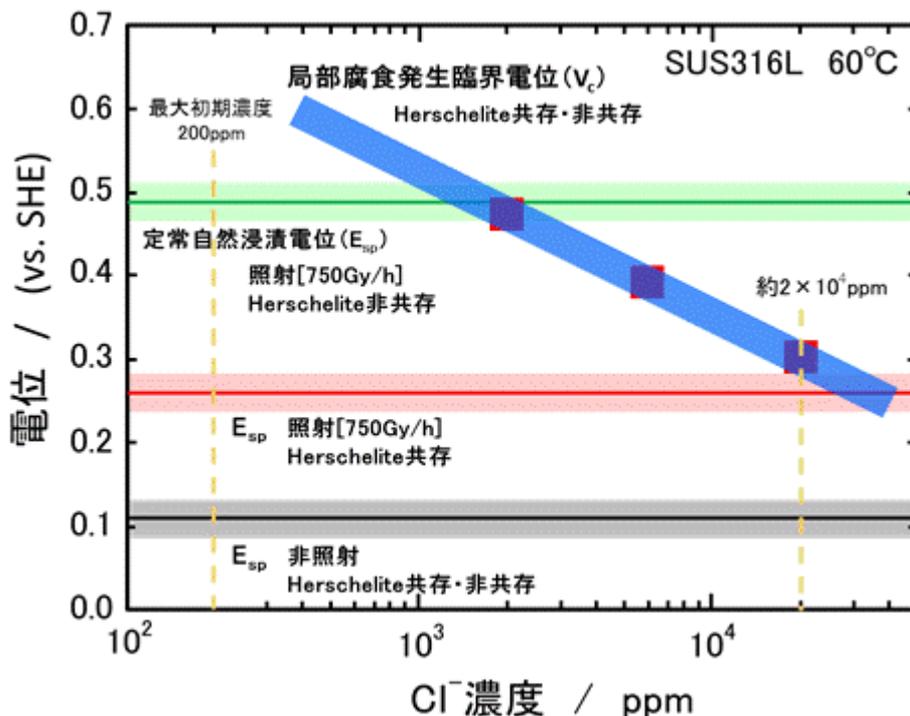
- 618 W のケースは、運転データから吸着解析コード (ZAC) によりCsの吸着量と塔内分布(軸方向)を求めた。
- 504 W のケースは、汚染水・処理水の分析データと吸着平衡からCs吸着量を求め、均一に吸着したものと想定した。

- 吸着塔に水が残る場合、空気は上部プラグ等を通して排出される。Cs吸着量が最大の場合(放射線源が最大となる)にも、水素 (H₂) 濃度は爆発下限界 (4%) 以下に抑えられる。ゼオライト層温度も水素の自己着火温度(約 560°C) 以下と評価される。
- 吸着塔に水がない場合には、水出口管から空気が流入し、上部のベントプラグ等から排出される体系となり、水素濃度は相対的に低くなる。

3 (Ⅲ) . 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

2. 長期保管方策の検討 (3) 廃ゼオライト吸着塔容器の腐食評価

◆ ステンレス鋼(SUS316L)の局部腐食(孔食・すきま腐食)のリスクを発生臨界電位 (V_c) と定常自然浸漬電位 (E_{sp}) により評価



Herschelite共存下における V_c と E_{sp} との関係

- ◆ ゼオライトが共存しない溶液では、放射線照射で E_{sp} が上昇し、比較的低いCl⁻濃度において V_c と E_{sp} が交差し、局部腐食発生リスクが存在する。これは、**放射線分解によるH₂O₂の生成が原因**と考えられる
- ◆ **ゼオライトが共存する場合は、放射線照射においても E_{sp} の上昇が抑えられることを確認した。**(ただし、現在の所メカニズムは不明。)ゼオライトが共存する場合でも局部腐食発生リスクは存在するが、**共存しない場合に比べてリスクが大幅に低下する。**

- 局部腐食に関する詳細なリスク評価
 - ゼオライト共存による局部腐食発生の低減作用の機構の解明
 - 塔内の残水濃縮過程の検討
 - ゼオライトの保水性能の評価を実施
- 局部腐食抑制対策について検討

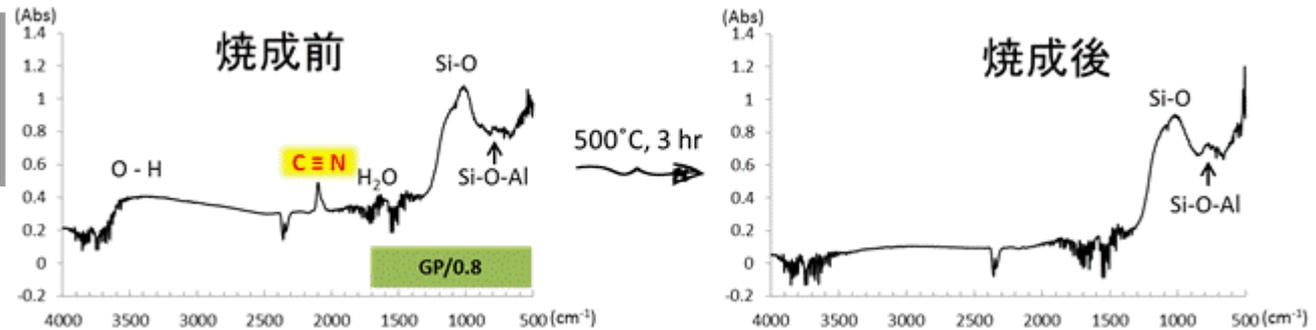
3 (Ⅲ) . 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

3. 廃棄物の処理に関する検討 (1)スラッジの廃棄体化

水処理二次廃棄物に含まれるフェロシアン化物は、無害化、安定化が必要であるが、分解に伴い遊離するセシウムを固定化できる処理方法を検討する必要がある。

シアンの無害化、セシウムの不溶化・不揮発化、といった観点から**ジオポリマー**を用いた処理方法に着目。

FT-IR分析結果より、焼成により、**フェロシアン化物はほぼ完全に分解した。**

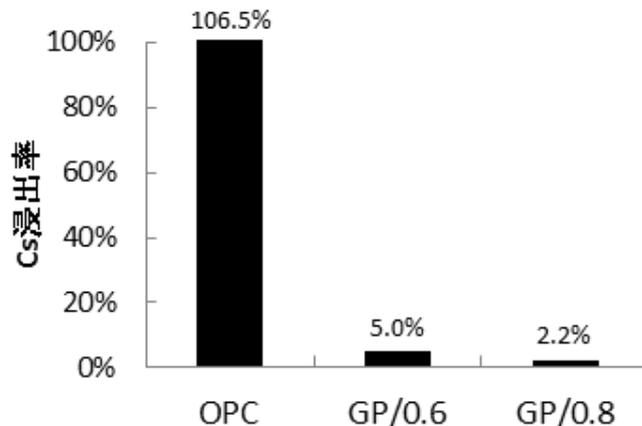


ジオポリマー

- 主にアルミニウムとケイ素で構成されるアモルファス状の無機系材料
- フィラー(フライアッシュ(FA)等)とアルカリ活性剤(水ガラス、水酸化ナトリウム等)を混練・養生することで作製する



焼成後試料のセシウム浸出率



焼成後の固化物中のセシウム残存量を測定した結果、セシウム量は焼成前後でほぼ同量であり、**セシウムが固化物中に留まっている。**

セシウムを吸着したフェロシアン化物の処理技術に**ジオポリマー**を適用することは**高い有用性を持つことが示された。**

3 (Ⅲ) . 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

4. 廃棄物の処分にに関する検討 (1) 処分システムの応答特性の把握(燃料デブリ地層処分)

地層処分システムの応答特性に基づく主要な影響因子の抽出とその影響の把握(解析解による予察)

1. 人工バリアの安全評価に影響を与える主たる因子

⇒地下水流量, (インベントリ・溶解度), 拡散性, 収着性

2. 各因子変動による安全評価結果(線量)への影響の予察

【条件例】

対象核種: Np-237(酸化還元に鋭敏、線量への影響が大きい核種)

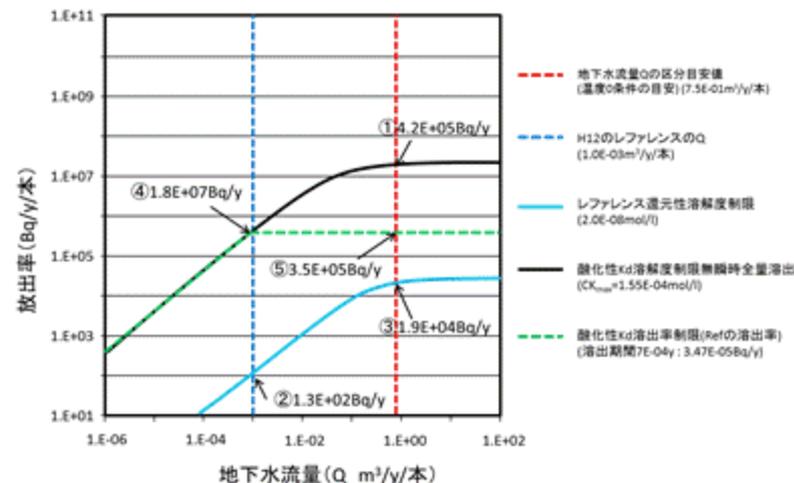
設定した因子の変動範囲

・地下環境条件: 地層及び余裕深度処分を包含

・廃棄体条件: ガラス固化体～瞬時溶出

【結果例(HLW地層処分システムとの比較)】

- 酸化・還元条件の変動による核種放出率は最大約3000倍(②/①)増加
- 地下水流速条件の変動による核種放出率は最大約150倍(③/①)増加(流速は天然バリア中での核種滞在時間にも影響)・・・など



地層処分システムの応答特性評価例

(Np-237の地下水流速に対する核種放出率)

予察結果から、数値解析コードによる評価ケース(36ケース)を設定

因子変動による安全性への影響と支配核種の変化の確認(数値解析コードによる評価)

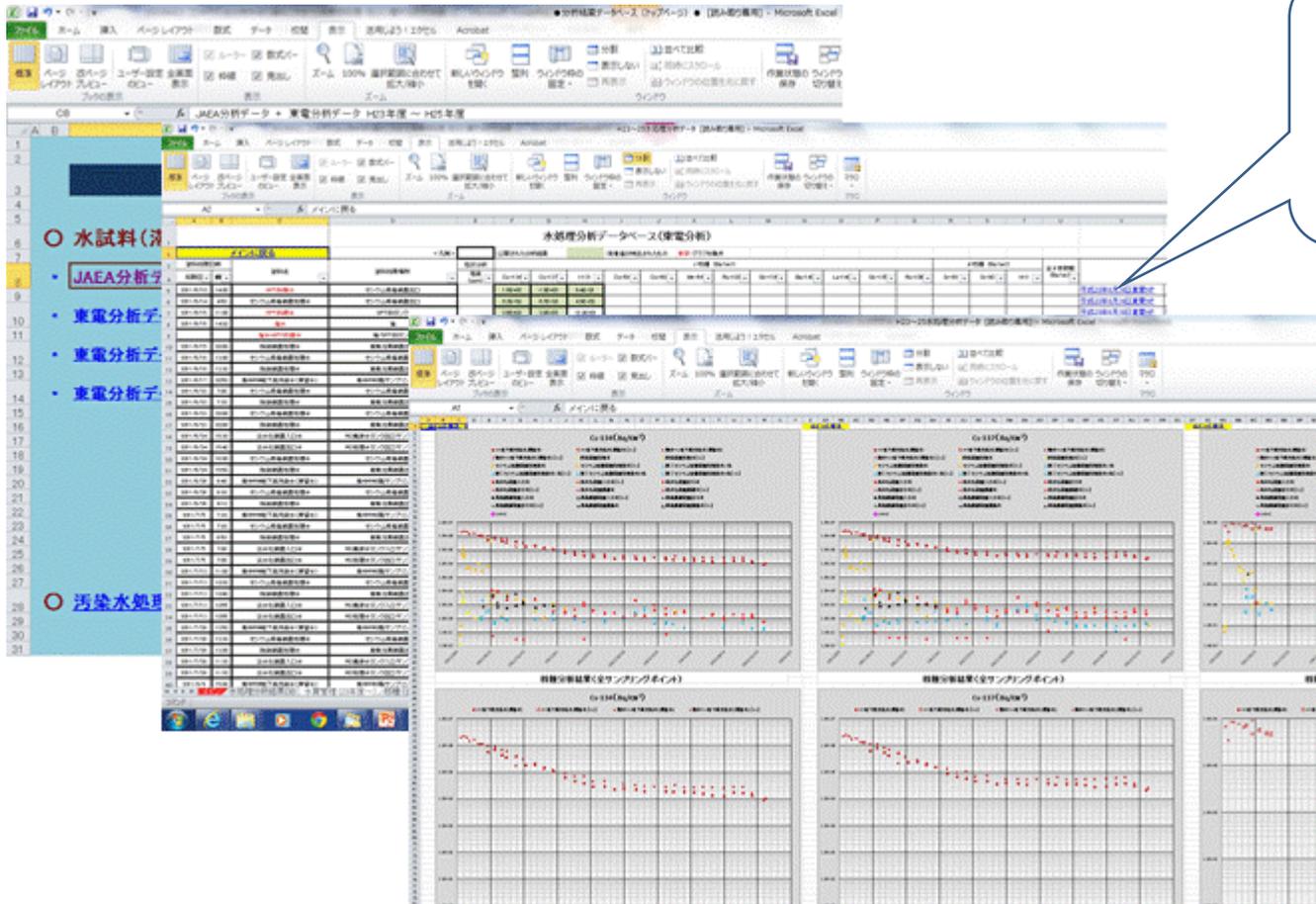
燃料デブリを地層処分した場合の感度解析の結果		最大線量(μ Sv/y)	支配核種
ケース 1-1	レファレンス条件(低透水性環境, 還元性環境)	5.7×10^{-5}	I-129, Cs-135, Th-229
ケース4-1	最悪条件(高透水性環境, 酸化性環境)	1.2×10^1	Pu-239, Pu-240, Pu-242
ケース3-1-2	中間条件	1.9×10^{-2}	I-129, C-14, Se-79

- 想定される処分システム(処分深度、バリア性能等)により、**線量の幅は5～6桁で変動**
- 各因子を保守的な仮定を最大限組み合わせたケース(4-1)であっても、**最大線量は 10μ Sv/y程度**
- **比較的半減期が短いTRU核種ほど、高透水性で酸化性の環境になるほど、安全性に大きな影響を与える**
⇒支配核種のインベントリの高精度な把握、因子に影響を与える共存物質の混在状況の把握が重要

3 (Ⅲ) . 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

5. データベースの開発

関係者間での情報共有を目的とし、廃棄物の処理・処分検討の基盤となる廃棄物の性状分析に関わる情報やデータ(性状の把握やインベントリ評価等に必要となる実試料の分析に係る情報やデータ)を整備



測定項目	測定値	測定単位
Co-114m	0.0000	Bq/L
Co-117	0.0000	Bq/L
Cs-134	0.0000	Bq/L

測定項目
Co-114m
Co-117
Cs-134

- データが比較的揃っている水分析の結果を対象としたデータベース(水分析結果データベース)を構築し、試運用を開始(関係者にCD配布)
- 分析データのトレンドグラフも格納
- 参照データ元のシートも格納

3 (Ⅲ) . 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発

課題及び対策案

課題	可能性のある対策案		
	性状把握	処理・廃棄体化	処分
発生廃棄物量が大量	<ul style="list-style-type: none"> 廃止措置シナリオのオプション選択 	<ul style="list-style-type: none"> 減容(有機物焼却、高温溶融等)技術 	<ul style="list-style-type: none"> 処分場容積確保 廃棄体定置方法やレイアウト等の最適化による設置密度向上
インベントリ評価が十分にできない	<ul style="list-style-type: none"> 実測データ充実(現行手法) 革新的核種分析手法開発 現行の核種分析技術の簡易化、自動化 	<ul style="list-style-type: none"> 均一化(含む、ブレンディング)技術 高温溶融技術 	<ul style="list-style-type: none"> 安全評価でのインベントリの幅を保守的に考慮した評価により安全性の確認
原廃棄物の種類や核種組成が従来廃棄物と異なる可能性	<ul style="list-style-type: none"> 同上 	<ul style="list-style-type: none"> 高性能固化剤開発 特定物質の処理方法・技術(フェロシアン化物等)の確立 	<ul style="list-style-type: none"> 同上
不純物や混合物等の従来廃棄物では想定していない物質の存在	<ul style="list-style-type: none"> 化学成分分析手法開発 	<ul style="list-style-type: none"> 除染技術 分離技術 	<ul style="list-style-type: none"> 安全評価のシナリオ、モデル、パラメータへのインパクトの検討(含む変更)と、それに伴う評価結果の変動を踏まえた安全性の確認 不純物や混合物の影響を抑制する処分システムの開発 影響プロセス等の現象論的理解等によるシナリオ、モデル、パラメータの改良・開発
廃棄物・処分区分のための規制がない	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 対象とする廃棄物・廃棄体と区分毎の処分概念の適合性評価(処分場実現性、安全性)

ご清聴ありがとうございました。