

研究開発プロジェクトの実績評価及び見直しの方向について（案）

平成24年4月23日
政府・東京電力中長期対策会議
研究開発推進本部・事務局

1. 研究開発プロジェクトの実績の評価及び見直しの方向

各ワーキングチーム及びサブワーキングチームにおける議論を踏まえた、個別研究開発プロジェクトの平成23年度実績の評価、平成24年度計画の見直しの方向についてとりまとめた。そのポイント（評価シートからの抜粋等）は、以下のとおり。

（1）使用済燃料プール対策

①燃料集合体の長期健全性評価（JAEA）

- ・ 先行して実施した基礎試験において、ジルカロイ製被覆管は現状の海水による影響では腐食発生の可能性が小さいこと、ヒドラジン添加に腐食雰囲気緩和効果があることを確認し、早期に成果を提示したことを評価。
- ・ 24年度は、引き続き基礎試験において照射材による試験等に着手してデータの蓄積を図る計画。試験条件について、東電・メーカーと協議して現場ニーズを十分に反映させていくとともに、試験の成果を踏まえて25年度からのプロジェクトの本格着手に向けた計画の策定を行う予定。

（2）燃料デブリ取出し準備（機器・装置開発等）

①建屋内の遠隔除染技術の開発（東芝、日立GE、三菱重工）

- ・ 全体計画の立案、汚染状態の推定、調査計画の立案、模擬汚染作成計画の立案、除染技術の整理について概ね計画どおりに進捗。現場ニーズの吸い上げを行い、効率的かつ効果的に計画に反映するよう努めていると評価される。また、技術カタログの整備では、公募を踏まえ、当初計画以上の技術情報の整理・評価を行っていることを評価。
- ・ 24年度は、模擬汚染を用いた除染試験と遠隔除染装置の実証を行う計画であるが、目的とする格納容器近傍へのアクセス確保に向け、遮へいなどを含んだ総合的な方策の検討や、難易度の高い上層階アクセス装置の開発着手など、研究開発計画・実施体制を見直す。

②格納容器漏えい箇所特定技術の開発（東芝、日立GE、三菱重工）

- ・ 全体計画の立案、漏えい箇所の検討、既存技術の調査、調査工法の検討について概ね計画どおりに進捗。シビアアクシデントの影響による損傷の要因の評価値の設定に時間をかけているが、後工程に影響が出ないよう調整していると評価。また、技術カタログの整備について、当初計画より内容を拡大させて取り組んでいると評価。
- ・ 平成24年度は、シビアアクシデントの評価結果を受けて、後工程である調査・点検装置の開発・設計の開始時期を、実機適用性評価開始予定時期に影響がない範囲で計画・工程の見直しを行う。

③格納容器補修技術の開発（東芝、日立GE、三菱重工）

- ・ 全体計画の立案、既存技術の調査、損傷の可能性が高い箇所の止水工法の検討、冠水代替案検討について概ね計画どおりに進捗。格納容器補修は技術的に非常に難易度の高い作業となることが想定されており、国内外の技術を結集することが重要として、技術カタログの内容を充実させるために時間をかけて取り組んでいると評価。
- ・ 平成24年度は、補修工法の検討及び冠水代替案の検討を引き続き実施する。

④格納容器内部調査技術の開発（東芝、日立GE、三菱重工）

- ・ 全体計画の立案、技術カタログの作成、調査計画の概念検討について概ね計画どおり進展。アクセルルートや装置の検討において2号機PCVエントリーの情報を反映しているなど、現場ニーズを踏まえて全体計画は順調に進捗していると評価。
- ・ 平成24年度は、他プロジェクトの動向や、今後実施が予定されているPCVエントリー工事等で得られた情報を踏まえて、計画や工程を見直す。

⑤圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発（東芝、日立GE、三菱重工）

- ・ 実事故履歴分析に基づく試験条件の検討、原子炉容器の構造材料腐食試験、RPVペDESTAL鉄筋コンクリート劣化試験について概ね当初計画どおり進捗。腐食試験に用いる供試材の調達を完了。計画の策定にあたっては燃料デブリの存在を踏まえた検討が行われており、当初計画の想定を柔軟に見直しながら適切に検討を進めていると評価。また、現場ニーズの高いヒドラジンの注入の検証などに早期に対応しており、現場ニーズ主導での研究開発が進められている。

- ・平成24年度は、高温の燃料デブリ落下に伴うコンクリート損傷の影響評価の課題に対応するため、メーカーのサブコントラクターとしてペDESTALの評価を実施するゼネコンの専門的知見を最大限活用し、できるような柔軟な検討体制を確立する。

⑥デブリの臨界管理技術の開発

- ・平成24年度より、臨界シナリオの策定とシナリオに基づく臨界解析、未臨界監視システムの要求仕様の検討、再臨界検知システムの要求仕様の検討等を実施。

(3) 燃料取り出し準備（炉内状況把握・解析）

＜炉内状況把握のための事故進展解析技術の高度化（東芝、エネ総工研）＞

- ・23年度は今後のプロジェクトの計画策定に関連するものが多く、計画どおりの成果を挙げたと評価。
- ・24年度は解析コードの改良、実際の解析等を開始する計画。その際、炉内状況の把握に関しては他の解析コードや観測されるプラント・データ等を用いて総合的に判断する必要があるため、こうした評価を進めることができる実施体制を検討する。また、外部委員会、原子力学会での検討に加え、国際ベンチマーク等の場を活用し、最新知見を収集・活用していく。

(4) 燃料取り出し準備（燃料デブリ性状把握・処理関連）

①模擬デブリを用いた特性の把握、デブリ処理技術の開発（JAEA）

- ・模擬デブリを用いた特性把握のための事前調査と模擬デブリの特性評価を進め、模擬デブリの試作と物性測定に成功。また、デブリ処理技術に関する先行事例調査や基礎的試験に着手し、当初計画は順調な進捗状況であると評価。
- ・24年度は模擬デブリの作成・特性把握試験を実施し、データ拡充等を図るとともに、PCV内部調査計画の検討に資するよう実デブリ特性の推定を開始する。また、湿式・乾式処理技術の適用可能性検討に向けた試験を進める計画。実機への適用性を考慮するとともに、関連する他のプロジェクトとの連携を強化し、タイムリーな試験結果の共有を図ることができるよう計画を見直していく。

②燃料デブリに係る計量管理方策の構築（東京電力／JAEA）

- ・ 核燃料物質量の推定に寄与する放射性核種インベントリー評価は重要であり、文献調査、現場管理状況調査に加え、核燃料物質の分布状況の評価に進捗が見られたことを評価。
- ・ 米国エネルギー省及び同省国家核安全保障局等と今後の協力項目等について協議を開始するなど、米国の研究機関や規制機関との協力関係を構築できたことは評価。
- ・ 平成24年度は、引き続き、調査を進めるとともに、外部機関との協力体制を強化する。

（5）放射性廃棄物処理・処分

①汚染水処理に伴う水処理二次廃棄物の処理・処分技術の開発（JAEA）

- ・ 事故に起因する妨害核種が含まれている液体試料を効率的に分析できるような手法の開発・改善が図られたことが評価できる。また、長期保管方策の検討において、水素拡散の評価が現場の廃ゼオライト保管時の水素発生対策に活用されており、現場ニーズを踏まえた研究が進められていると評価。
- ・ 平成24年度は、性状調査、長期保管方策の検討については、JAEAにおいて着実かつ的確に継続する。その際、KURIONに加え、SARRY 吸着剤、多核種除去装置から生じる廃棄物も対象に加える方向で検討する。
- ・ 今後の課題は、研究者と現場間で情報交換方法の改善。JAEAにおいて各拠点に特別チームを設置し、機能的に対応する体制を整備したところ、東京電力との情報共有・連携の仕組み、外部機関からの情報・協力を得る体制を強化する。

②放射性廃棄物の処理・処分技術の開発（JAEA）

- ・ 事故から生成された廃棄物の特徴の調査、廃棄物特性評価のための分析試験を行うとともに、技術開発ロードマップ案を作成することにより、廃棄物特性評価、処分概念検討等を実施する道程を明らかにしたことを評価。
- ・ 平成24年度は、サイト内の最新状況や関連技術開発との連携を深めつつ調査・整理を行うとともに、分析評価、技術開発ロードマップの作成等を計画どおり継続。外部専門家レビューを実施してきている点が評価されており、引き続き、現場ニーズを適切に取り込む体制、外部機関との連携を継続する。

2. 研究開発推進本部のマネジメントの見直しの方向

個々の研究開発プロジェクトの実績評価及び見直しの方向に関する議論を通じて提起された研究開発推進本部のマネジメントの見直しについての意見のうち主要なものは、以下のとおり。

- 現場ニーズをプロジェクトに的確に反映するための体制の強化
 - ・ 研究開発プロジェクトに期待する具体的な技術ニーズを一層明確化するとともに、現場の状況を随時アップデート・共有する仕組みを検討する（現場の状況調査が容易でないものは、一定のスケジュールを設定）
 - ・ このため、研究開発プロジェクトの実施者と東京電力の連携を強化する体制を構築する。具体的には、プロジェクトの効果的な推進の中核を担う会議体を設けることが考えられる。
 - ・ また、プロジェクトの最終目的は、機器・設備開発や解析コード高度化ではなく、当該機器・設備を活用したアクセスの確保や解析コードを活用した炉内状況分析といった現場のミッションを実現することであり、そうした本来の目的を意識した計画及び実施体制を構築。

- 更なる国内外の叡智の結集
 - ・ 23年度に機器・装置開発関連の研究開発プロジェクトで試行した「技術カタログ公募」の成果を活用し、開発するシステムの選定を透明性を確保しながら実施するとともに、バックアッププランを検討する。
 - ・ 会議体への専門家参加、学協会・学術団体との連携強化を図る。
 - ・ また、規制側とのコミュニケーションを行い、規制要求事項を研究開発計画に反映する取り組みも進める。

- 研究開発プロジェクト間の連携
 - ・ 他の研究開発プロジェクトの成果を踏まえ、柔軟かつ機動的に優先順位を見直しながら研究開発を進めていくことが重要。
 - ・ 特に、燃料デブリ取り出し準備については、①機器・装置開発、②解析コードを活用した炉内状況把握、③燃料デブリ性状把握・処理といったサブワーキングチームの各分野の進捗状況等を共有しながら、全体計画を立案・調整していくことが重要。このため、現行のサブワーキングチームにおける個別の管理、燃料デブリ取りだし準備ワーキングチームによる全体管理を強化。

3. 今後のスケジュール

今般とりまとめた研究開発プロジェクトの平成23年度実績の評価及び平成24年度計画の見直しの方角を踏まえ、今後、平成24年度以降の研究開発計画を具体的に検討し、5月末の第6回研究開発推進本部にてとりまとめる。また、中長期ロードマップ及び研究開発計画にも反映していく。

(以上)

プロジェクト名: 使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の長期健全性評価

実施者: 日本原子力研究開発機構

ワーキングチーム名: 使用済燃料プール燃料取り出しワーキングチーム

	平成23年度事業実績(プロジェクト実施者が記入)	平成23年度事業実績の評価 (プロジェクト実施者による自己評価(改善点含む))	平成23年度事業実績の評価 (研究開発推進本部による評価)	平成24年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容(全般)				
(評価の視点) ○目標・計画を達成したか -実施内容 -成果 -スケジュール ○目標・計画を達成するための効果的な工夫が図られたか ○成果が活用されたか	使用済燃料プールの燃料集合体は、冷却機能の喪失、海水投入、瓦礫コンクリートの混入などによる塩化物イオンを含む高温で高pHの環境に晒されていた時間が長く続き、通常の燃料とは異なる履歴を経験している。そこで、本プロジェクトにおいては事故後の特殊環境を経験した燃料被覆管の劣化の度合いを評価するため、以下の基礎試験を先行して着手した。 ①ジルカロイ製被覆管の評価 海水投入によりジルカロイ製被覆管が腐食するかどうかを確認するために、海水を含む環境での腐食発生条件を明らかにし、現状の水質では腐食発生の可能性が低いことを示した。 ②腐食環境評価用解析コードの開発 照射済燃料被覆管から出る放射線と海水投入による腐食環境を予測する解析コードを開発するために、予備実験を行い海水投入により通常と異なる腐食に影響を及ぼす物質が生成することを確認した。 また、感度解析を実施し、解析コードの整備を進めた。 ③放射線と海水の相乗作用評価 腐食環境に及ぼす放射線(ガンマ線)の影響を調べるために、高崎量子応用研究所においてガンマ線照射試験を実施し、海水成分が混入した水より発生する腐食に影響を及ぼす物質を定量的に評価した。 その結果、腐食加速因子は塩化物イオン濃度の低下と、水中の酸素濃度を下げることにより生成量を抑制できることを確認した。さらに水中の酸素濃度低下処理としてヒドラジン投入が有効であることも提示した。	(目標・計画を達成したか) 左記の各評価については、それぞれ計画した成果をスケジュールどおり得ることができ、当初の計画を達成することができた。 次年度以降の基礎試験の計画については、本プロジェクトの全体計画の検討状況に応じて、見直しが必要である。 ----- (目標・計画を達成するための効果的な工夫が図られたか) 左記の各評価は、JAEA 内の材料関係専門家と試験施設を最大限に活用するとともに、関係機関を交えた会議体を設け、作業の進捗管理及び情報交換を行うことにより、効率的、効果的に実施することができた。 ----- (成果が活用されたか) 左記の各評価結果は、現状の使用済燃料プールにおける水処理対策が有効であることを裏付けする基礎データとして活用された。 ジルカロイ被覆管評価については、非照射材を用いた試験のデータであるため、次年度以降は、照射材を用いた試験を実施し、更なるデータの蓄積が必要である。	(目標・計画を達成したか) 1~4号機使用済燃料プールから取り出した燃料集合体は、同発電所内共用プールにて貯蔵される計画であるが、当該研究により長期安定的にその健全性が担保される見通しを得ることは、極めて重要である。 係る観点において、燃料構造材に海水による腐食発生の可能性が小さいこと、また、ヒドラジンによる腐食雰囲気緩和効果について、早期に必要な成果を提示したことから、平成23年度の計画を十分達成している。 ----- (目標・計画を達成するための効果的な工夫が図られたか) JAEA 所有の設備、人的資源を効率的に活用して早期に成果を提示できている。平成24年度以降は JAEA 所有の設備だけでなく、民間の設備も広く活用し、更なる効率化を図ることが望ましい。 ----- (成果が活用されたか) 研究により放射線照射場における腐食環境の緩和にヒドラジンが効果的であることが立証されたことは重要であり、使用済燃料プールへの間歇的なヒドラジン注入継続の技術的裏付けとなっている。 また、未照射材ではあるが、ジルカロイ被覆管が事故時に経験した水質では殆ど腐食しないというデータを得ており、燃料取出し計画立案に活用されている。	平成24年度は、昨年度に引き続き、ジルカロイ製被覆管の評価について、非照射材を用いた試験を実施し、データを拡充するとともに、照射材を用いた試験に着手し、更なるデータの蓄積を図る計画である。 上記計画について、本 WT としては、平成 25 年度以降に計画している共用プールでの燃料集合体他の長期健全性評価に資するための先行的な基礎試験であることから妥当であると評価する。

事業実施内容(特記事項)				
現場ニーズの反映	今回の事故では、緊急的な冷却措置（海水注入）がなされたことにより、これまで想定していなかった腐食要因、塩化物イオンによるジルカロイの穴あき腐食等を考える必要があり、長期健全性を評価する上で上記の実施項目は、現場ニーズと整合する。	東電、電中研、メーカーの関係機関を交えた会議体を設け、実機の状況に対する認識の一致、試験データの確認などの情報交換を行うことにより、現場ニーズに即した評価を実施することができた。	当初は東電側の体制も確立しておらず、JAEA の判断で研究を進めていたが、左記の会議体を設けることによりニーズ、問題点の共有ができ、現場のニーズをより反映できる体制となっている。 なお、海水を含む状態での水の放射化特性変化については、現場では必要性に気づかなかった現象を JAEA のアイデアで実施したものであり、評価できる。しかしながら、これまでの試験は共用プールにおける燃料集合体の長期健全性の観点から必ずしも実験パラメータが実機環境を反映しているとは言えず、今後、東電・プラントメーカーとよく協議し、試験条件をより現実的な／意味のあるものへと調整する必要がある。	試験条件を選定するにあたって、東電・プラントメーカー等とよく協議し、現場ニーズをさらに反映させる。
インプット／アウトプットの明確化・共有	各評価の実施計画を作成し、東電、電中研、メーカーの関係機関を交えた会議体により、毎月 1 回程度、作業の進捗管理及び情報交換を実施した。	関係機関を交えた会議体により、十分なインプット／アウトプットの明確化・共有がなされつつあるが、今後研究 PJ 体制のもと議論をさらに進め、インプット・アウトプットの明確化・共有につとめる。	平成24年度以降の計画策定において、使用済燃料プールからの取り出し開始時期や次研究工程着手に必要な成果の取得時期などを見定めて議論しており、PJ 内のインプット・アウトプットの明確化・共有を図りつつある。	引き続きプロジェクト体制を強化し、インプット・アウトプットの明確化・共有に努め、平成25年度以降の共用プールでの燃料集合体他の長期健全性評価の計画に成果を反映する。
事業実施体制				
実施者の内部体制・役割分担	JAEA 内の複数部署から材料関係専門家が結集した体制を構築し、各担当の役割分担を明確にして実施するとともに、関係機関を交えた会議体により、毎月 1 回程度、作業の進捗管理及び情報交換を実施した。研究 PJ 体制確立後は、メーカー等との関係機関と情報交換を行い役割分担を明確にした。	JAEA 内の専門家が連携し、さらに外部機関との情報交換等を進め役割分担を明確にすることにより、効率的、効果的に実施することができた。	使用済燃料プールでの腐食評価は現象な複雑であり、多くの専門家の知見を統合して評価を行う必要があるが、各々の事象に対し適切な専門家を配置し、その知見を適切に統合してアウトプットを導いている。平成24年度以降はプラントメーカーとの連携を更に強め、より効率的な事業とすることが望まれる。	さらに体制を強化し、それぞれの事象に対して適切な専門家を配置して実施する。
外部機関の叡知の活用	関連文献の調査はもとより、関係機関の専門家との意見交換を実施するとともに、学会等で開催される腐食挙動に関する講演会、研究会より情報収集することで、試験条件の設定や試験結果の評価に資した。	左記により、外部の見解を十分に取り込んで成果を出すことができた。	プラントメーカーの材料専門家等との意見交換が適切になされていた。また、積極的に学会で発表し、外部機関の意見を取り入れる体勢にある。	引き続き外部の専門家等との意見交換を継続実施する。
その他				

使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の
長期健全性評価に係る
平成23年度実績及び平成24年度計画について

平成24年4月23日

日本原子力研究開発機構

使用済燃料プールの燃料集合体は、冷却機能の喪失、海水投入、瓦礫コンクリートの混入などによる塩化物イオンを含む高温で高pHの環境に晒されていた時間が長く続き、通常の燃料とは異なる履歴を経験している。

これらの燃料の共用プールにおける長期健全性を評価するにあたって、長期保管時に影響を受ける可能性のある、孔食、応力腐食割れ、すきま腐食などの腐食劣化、あるいはこれに起因する局所的な強度低下などの観点から試験を行い、劣化予測精度の向上を図ることとしており、今年度は、以下の基礎試験を先行して着手する。

①ジルカロイ製被覆管の評価

初期冷却のための海水注入によりジルカロイ製被覆管が腐食するかどうかを確認するために、海水を含有環境での腐食発生条件を明らかにする。

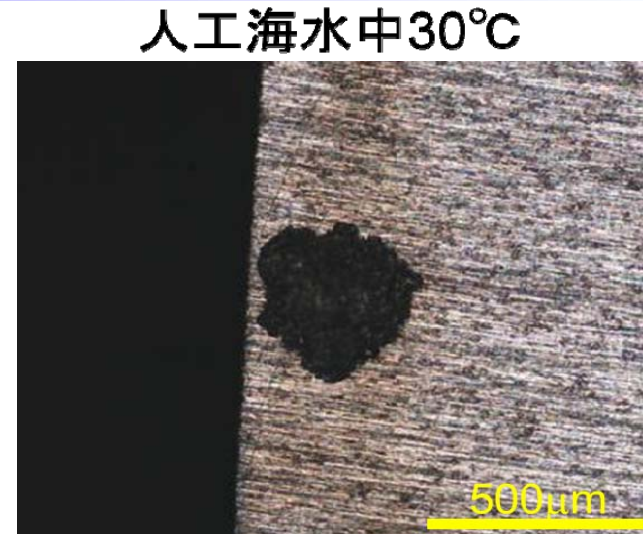
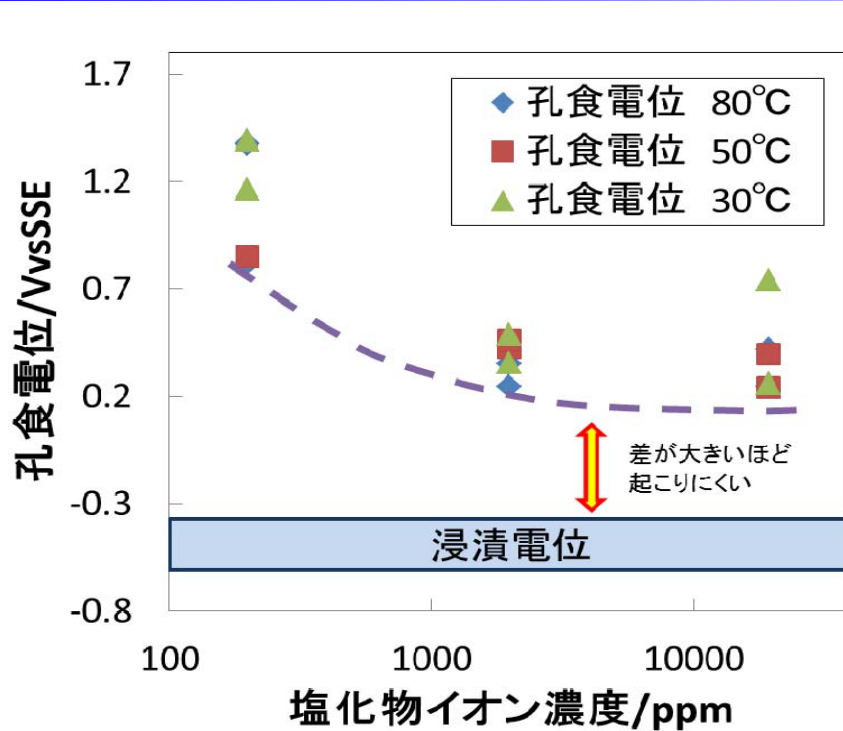
②腐食環境評価用解析コードの開発

照射済燃料被覆管から出る放射線と海水成分混入による腐食環境を予測する解析コードを開発するために、予備実験を実施する。

③放射線と海水の相乗作用評価

腐食環境に及ぼす放射線(ガンマ線)の影響を調べるために、高崎量子応用研究所においてガンマ線照射試験を実施し、海水成分が混入した水より発生する腐食に影響を及ぼす物質を定量的に評価する。

①ジルカロイ製被覆管の評価



最大深さ100μm

発生させた孔食の写真例

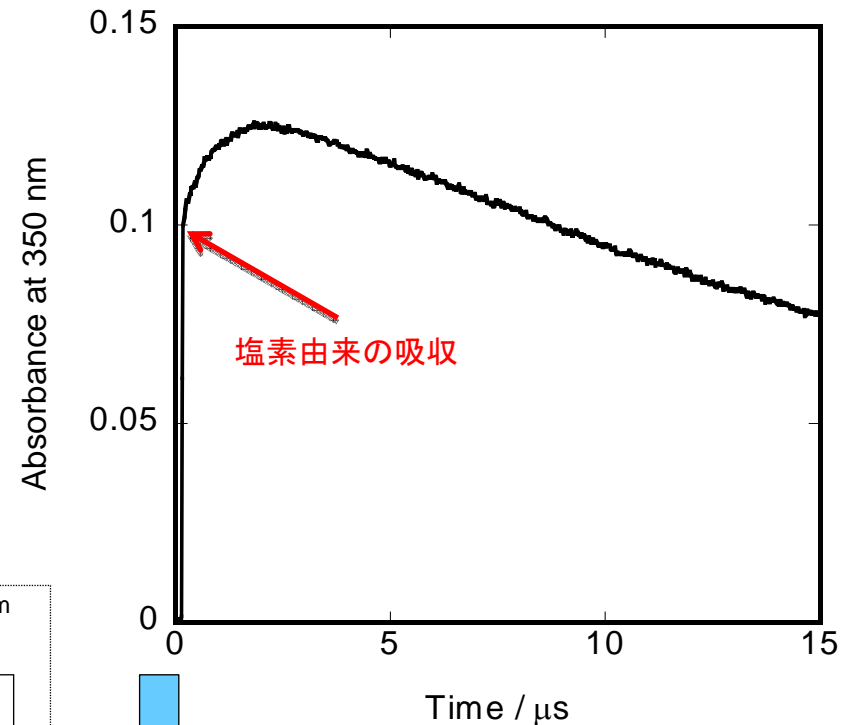
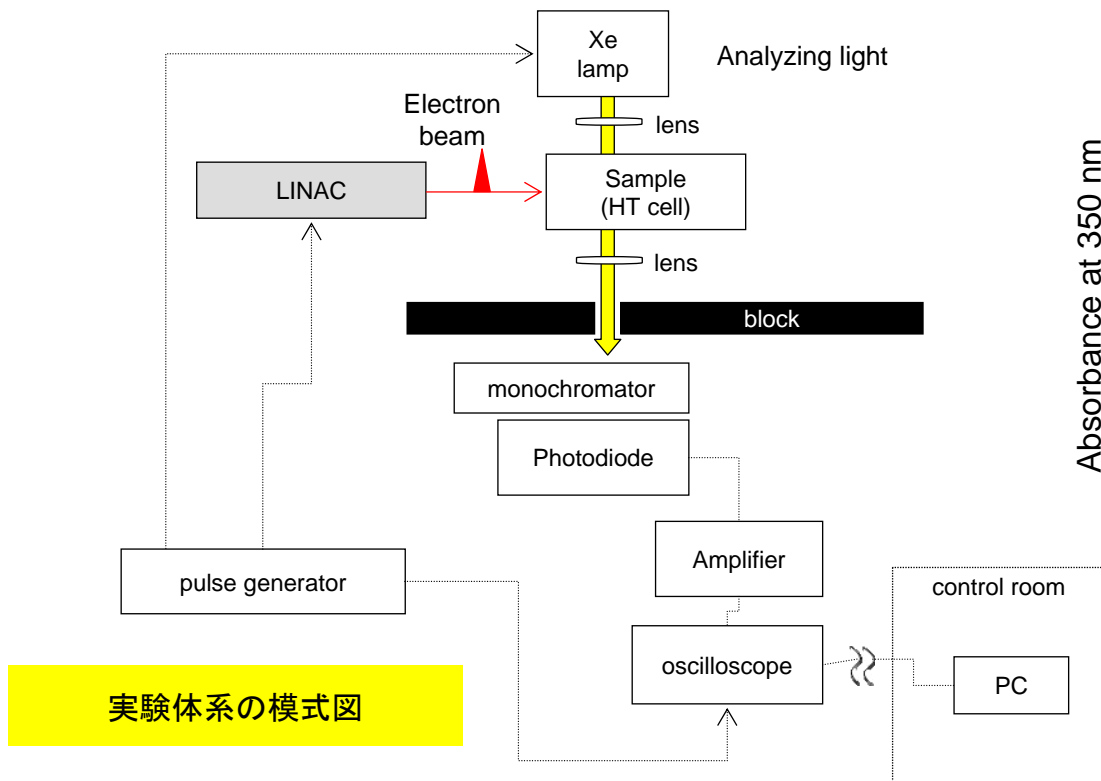
図. 温度・塩化物イオン濃度と孔食電位の関係

- 塩化物イオン濃度の低下に伴い孔食電位は上昇(発生抑制)。
- 温度の低下も孔食電位を上昇させる。

塩化物イオン濃度の低下、温度の低下が重要であり、現状の水質条件では孔食が発生しない状態に維持されている。

- ・放射線分解による過酸化水素による電位上昇
- ・照射済みジルカロイの酸化皮膜、水素化物の影響の検討

- 各化学反応の反応速度定数の測定に高速反応に対する高時間分解能測定が可能なパルスラジオリス法を使用
- 東大原子力専攻の電子線線形加速器(ライナック)を使用



実際の測定データ
1 MのNaCl水溶液(pH6)についての実験結果
(塩素由来のラジカル(ClOH^\bullet , Cl_2^\bullet))による
350 nm付近の光吸収の時間変化を観測)

照射直後のラジカルの生成挙動から、高濃度NaCl水溶液の初期生成物の収率(G値)が純水のものとは異なることを確認

ヒドラジン 32ppm添加時、室温

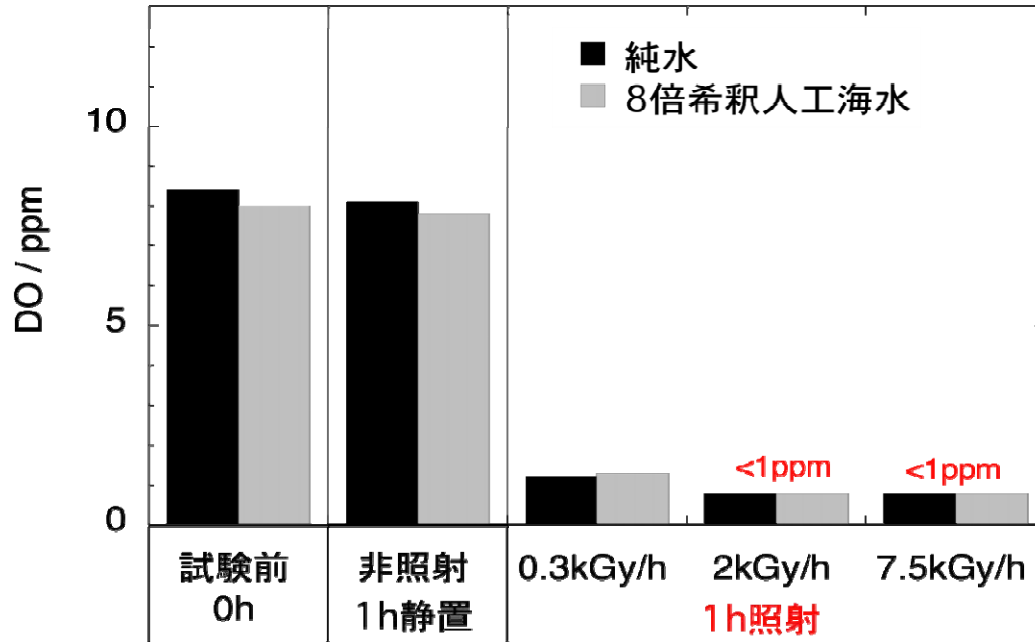


図 非照射と放射線下でのヒドラジンによる脱酸素(DO低減)効果の比較

非照射下では、効果の低いヒドラジンの脱酸素(DO低減)が、放射線下では有効に作用することを明らかにした。

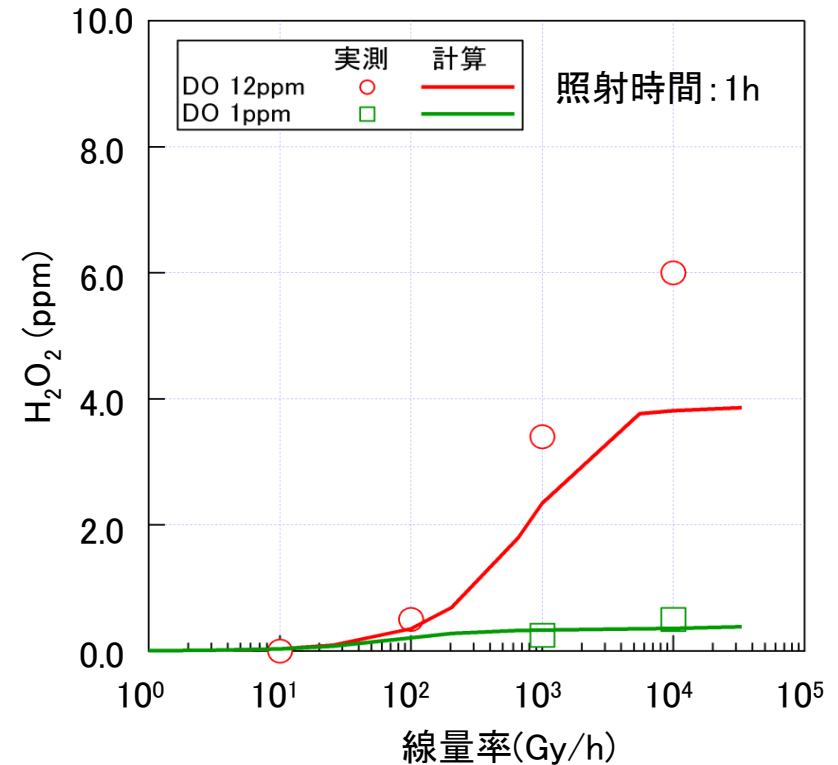


図 過酸化水素生成量の実測値と解析値の比較

溶存酸素DO濃度を低減することで、過酸化水素H₂O₂濃度が低下することを実験により確認した。

①ジルカロイ製被覆管の評価

- 塩化物イオン濃度の上昇、温度の上昇はジルカロイの孔食発生電位を下げる。(孔食発生の傾向を上げる)
- 塩化物イオン濃度の低下が最も有効で、温度低下も有効。
- 現状の水質では腐食発生の可能性が低い。

②腐食環境評価用解析コードの開発

- 海水投入により通常と異なる腐食に影響を及ぼす物質が生成することを確認した。
- 感度解析を実施し、解析コードの整備を進めた。

③放射線と海水の相乗作用評価

- 脱酸素効果を期待したヒドラジン添加は、放射線の存在により有効に作用することを確認した。
- 腐食環境評価用解析コードで予測された過酸化水素の生成量と溶存酸素の関係を実験的に確かめた。

1. 使用済み燃料被覆管による腐食特性評価試験(先行試験)

○概要:

当機構施設内に保管されている使用済み燃料被覆管を用いた腐食特性評価試験を実施し、実機相当の燃料被覆管の構造健全性に及ぼす塩化物イオンの影響を評価する。

○試験材:

BWR条件で使用された被覆管(ジルカロイ2、燃料は抜き取り済み)

燃焼度:45、55GWd/t (2種類)

○試験内容

- ◆塩化物イオン含有水溶液中で孔食電位、すきま腐食再不働態化電位測定
- ◆浸漬試験:80°C、濃度の異なる人工海水などで浸漬、1000h程度
- ◆浸漬後に一部機械的試験を実施し、腐食による強度低下などを検討

日本原子力研究開発機構

東海研究開発センター (原子力科学研究所)

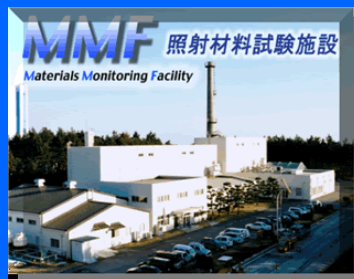
燃料試験施設

廃棄物安全試験施設 (WASTEF)



大洗研究開発センター

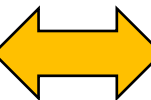
照射材料試験施設 (MMF)



- 材料関係専門家が連携
- 機構内の試験施設においてこれまでの知見を活かし研究開発を実施

東京電力(株) (株)東芝 日立GEニュークリア・エナジー(株)

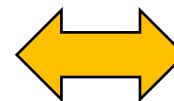
- 事故時のプラントデータ等
- 試験条件の設定や試験結果の評価



情報共有

国内外関連機関 (電力中央研究所、腐食防食協会等)

- 材料専門家等との意見交換
- 試験条件の設定や試験結果の評価に関する議論(学会等)

情報交換
協力

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

背景と目的

1F使用済燃料プールの燃料集合体:2013年度以降共用プールへ移送

事故により過酷な環境履歴を経験

海水投入、瓦礫コンクリートの混入→塩化物イオン増加、高pH
瓦礫落下→被覆管等破損の可能性

長期保管時の燃料集合体の劣化評価が必要

事故時に使用済燃料プールにあった燃料集合体を調査／試験

→長期健全性を評価し、必要に応じて対策案を検討

→将来の再移送時まで健全性を維持することを目的とする

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

実施計画

1. 共用プールでの燃料集合体他の長期健全性評価(H25～H29年度)

(1) 長期健全性評価のための試験条件検討

1F各号機のプール水詳細分析と試験条件検討

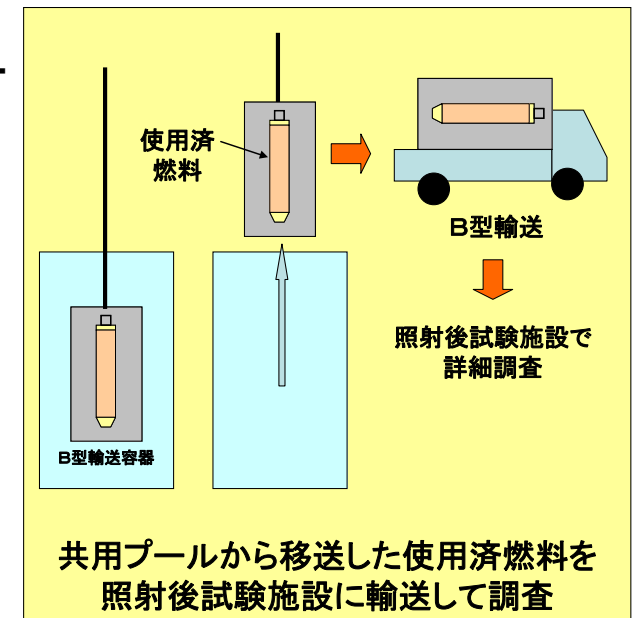
(2) 共用プールでの燃料集合体材料の長期健全性評価

- ① 使用済燃料集合体の照射後試験施設への輸送、腐食状況等の分析調査
- ② 共用プール模擬環境下での長期腐食試験および強度試験
- ③ 共用プールにおける使用済燃料集合体の定期的な外観観察、酸化膜厚さ測定
- ④ 共用プール機器材料の長期腐食試験
- ⑤ 必要に応じて燃料集合体部材の腐食抑制対策を検討・提言

2. 燃料集合体移送による水質への影響評価(H27～H29年度)

(1) 燃料集合体表面からの共用プール等水質側への溶出評価

(2) 破損燃料からのFP等の共用プール等水質側への溶出評価



研究開発推進本部による個別研究開発プロジェクトの評価(案)

【資料2-3-1】

プロジェクト名：建屋内の遠隔除染技術の開発

実施者：東芝、日立GEニュークリア・エナジー、三菱重工業

ワーキングチーム名：機器・装置開発等サブワーキングチーム

	平成23年度事業実績(プロジェクト実施者が記入)	平成23年度事業実績の評価 (プロジェクト実施者による自己評価(改善点含む))	平成23年度事業実績の評価 (研究開発推進本部による評価)	平成24年度事業計画における見直しの方向
<p>事業実施内容(全般)</p> <p>(評価の視点)</p> <p>○目標・計画を達成したか</p> <ul style="list-style-type: none"> -実施内容 -成果 -スケジュール <p>○目標・計画を達成するための効果的な工夫が図られたか</p> <p>○成果が活用されたか</p>	<p><全体計画></p> <ul style="list-style-type: none"> ・当初の平成23年度プロジェクト実施計画どおり、「汚染状態の推定、調査」のうち汚染状態の推定及び調査計画立案、「除染技術整理および除染概念検討」のうちの除染技術整理、「模擬汚染による除染試験」のうちの模擬汚染の製作方法の検討を行った。 ・メーカー3社および東電での4パーティでスタートし、JAEAやゼネコンなど専門家による個別議論への参加および情報提供、東電安定化センターの参加による現場ニーズの提示および現場状況情報の提供などにより、各実施項目を計画通りかつ効率的に実施した。 ・各実施項目の活動内容および成果については、以下に記載する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・各実施項目については、当初の計画通りの実施内容で、スケジュールどおりの成果を得て、模擬汚染の作成や調査した除染技術の選定評価方法に繋げることができた。 ・JAEAおよびゼネコンなどの専門家による個別議論への参加、現場安定化センターのニーズを適切なタイミングでの取り込みなどにより、効率的に検討を進めることができた。 <p>[改善点]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本来の目標であるPCV近傍へ人がアクセスするための放射線に関する作業環境改善に向け、本プロジェクトでは一つの方法である除染に関する開発を進めているが、本プロジェクトの当初計画に含まれていない遮へい(遠隔での遮へい設置を含む)なども含めた総合的な作業環境改善方法について検討する必要性が発生している。 ・装置開発に必要な現場調査のための準備作業の一部(仮設遮へいの一次撤去、復旧等)については当初計画に含まれていないため、現場調査対応時の扱いを検討する必要性が発生している。 	<p>計画通りに進捗している。除染はすべてのプロジェクトの前提となるものであり、計画を立案し、その計画どおり進捗させることは極めて重要である。各専門家の意見の取り込みおよび現場ニーズの吸い上げを行い、効率的かつ効果的に計画に反映する努力を行っている。ただし、本研究開発は遠隔除染装置の開発に特化しているが、本来の目標はPCV漏洩箇所調査等のためにPCV近傍にアクセス出来るようにすることであり、除染はその方法の一つに過ぎない。従って、PCV近傍にアクセス出来るようにするために必要な遠隔除染装置や遮へいなどについて検討し、当該の視点から機器等の研究開発を進めていくことが望まれる。</p> <p>なお、装置開発に必要な範囲については、現状すでに検討が終了している。</p> <p>また、現場との工程のマッチングの確認が必要。</p>	<p>計画では2012年度も除染に関して継続して模擬汚染を用いた除染試験と除染技術の実証に関する研究を実施していくこととなっている。</p> <p>また、今後実際に除染装置の製作段階において、遠隔でのアクセスによる除染可否について模擬(モックアップ)検討する。</p> <p>一方、本来の目的であるPCV近傍にアクセス出来るようにするための方策を検討し、これに基づき遠隔除染装置等、実作業も含めて広く検討ができるよう、体制の見直を含めて検討する必要がある。</p>
	<p><汚染状態の推定></p> <ul style="list-style-type: none"> ・事故時の経緯を踏まえ、核種の移行経路から汚染状態を推定し、現地で想定される汚染状態を6種類(汚染蒸気に暴露した汚染、水素爆発時に飛散した汚染、滞留水に浸漬された汚染の3種類についてそれぞれ塗装有り無し)に分類し、JAEA専門家との議論を受け関係者で合意した。これに基づいて模擬汚染の作成や除染技術の分類を行った。 今後の現場調査で得られた知見により、推定した汚染状態の妥当性確認や見直しを行っていく計画である。 	<ul style="list-style-type: none"> ・当初の計画通りの実施内容で、汚染状態の推定に関する成果を得ることが出来た。 ・事故当時の状況から核種の移行経路を検討することで、核種の移行経路との整合性をはかり、JAEA専門家を含むプロジェクト関係者で合意できた。 ・本成果を元にして、模擬汚染の作成計画の立案、現場での調査計画の立案に繋げることができた。 	<p>当初の計画どおり、事故時の経緯を踏まえ核種の移行経路から汚染状態を推定している。推定にあたっては効率的に行うために専門家との議論を行っており、結果についても模擬試験体の作成プロセスにおいて活用している。</p> <p>今後、提示されているアクセスルートにおいて、実際の汚染状態を調査し除染方法を検討していくことが望まれる。</p>	<p>同上</p>
	<p><調査計画の立案></p> <ul style="list-style-type: none"> ・現場の汚染状態を調査するための調査(線量率調査、線源調査、表面状態の調査、遊離性汚染調査、固着汚染調査、浸透汚染調査)計画、採取サンプルの分析計画を立案し、計画書にまとめた。 ・東電研究所にて、東電所有ロボットの見学会・検討会を開催し、除染装置および調査装置への適用を検討した。その結果、調査のうち線量率、線源、表面状態の調査において東電所有の遠隔装置を使用できる目処がたった。 ・遊離性汚染、固着汚染、浸透汚染のサンプリングに関しては、調査を早期に実施するため、手作業で行うこととした。また、分析データの充実、精度向上としてJAEAにサンプルを輸送し、分析し汚染形態の確認を行うこととなった。 	<ul style="list-style-type: none"> ・当初の計画通りの実施内容・スケジュールで、現場汚染状況に関する調査計画立案の成果を得ることが出来た。 ・東電所有ロボットの適用では、既存設備の有効利用に加え、調査の早期実施を計画することができた。 ・遊離性汚染、固着汚染、浸透汚染のサンプリングに関し手作業で実施する計画としていることから、今後、詳細な調査手順を作成し、モックアップ等も実施して、被ばく低減を図ってゆく。 	<p>現場の汚染状況の調査計画立案は、計画どおりに進捗している。立案された計画においても、既存のロボットの見学会を開催して検討に活かすなど効率的に事業を遂行する工夫が見られる。</p> <p>机上検討、モックアップも重要であり、今後立案された計画に従って現場調査を行っていく予定ではあるが、現場は多様な状況にあることから早期に現場調査を実施し、結果を除染計画に反映していくことが望まれる。</p> <p>床だけでなく、壁や天井、機器や配管等の線源に対しての線量低減対策が必要となってくるため、それを含めた観点での線源の調査が必要となる。</p> <p>また、本PJとは別に、現場作業等で既に先行してアクセスしている情報との共有が必要。</p>	<p>同上</p>
	<p><模擬汚染作成計画の立案></p> <ul style="list-style-type: none"> ・汚染状態の推定結果より、模擬汚染の試験片作成方法の検討を行った。核種の移行経路推定結果を参照し、模擬汚染として塩化セシウムを使用することとした。 ・模擬汚染を付着させるコンクリートについては、1Fのコンクリートの配合比を調査して採用することとした。また、TMIおよびチェルノブイリにおけるコンクリートへの汚染浸透データを調査・把握するとともに、コンクリートの専門家(ゼネコン)との議論から、1Fで想定される浸透汚染の模擬体製作方法について継続して検討している。 	<ul style="list-style-type: none"> ・当初の計画通りの実施内容・スケジュールで、模擬汚染の作成計画を立案した。なお、浸透汚染の模擬については、プロジェクト内の議論においてコンクリートへの経年的な変化・乾燥なども寄与する考えから、検討を継続しており作成計画に反映する。 	<p>模擬汚染の作成は計画どおりに進捗している。得られた推論に基づき試験体を作成することとしており、先行するTMIやチェルノブイリの事例を参考に進めることにしているなど、効率性を追求した計画となっている。ここで得られた成果については、2012年度事業において活用される計画となっている。</p> <p>ただし、より現場の実態を踏まえた試験を行うため、現場調査を踏まえて作成することが望まれる。</p>	<p>同上</p>

研究開発推進本部による個別研究開発プロジェクトの評価(案)

【資料2-3-1】

プロジェクト名：建屋内の遠隔除染技術の開発

実施者：東芝、日立GEニュークリア・エナジー、三菱重工業

ワーキングチーム名：機器・装置開発等サブワーキングチーム

	平成23年度事業実績(プロジェクト実施者が記入)	平成23年度事業実績の評価 (プロジェクト実施者による自己評価(改善点含む))	平成23年度事業実績の評価 (研究開発推進本部による評価)	平成24年度事業計画における見直しの方向
	<p><除染技術の整理></p> <ul style="list-style-type: none"> 除染技術調査を行い、カタログとして整理した。 技術カタログWS(2/24)を実施し、除染技術、遠隔操作技術について公募を実施。約70件の応募がありプロジェクトに必要な除染技術、遠隔操作技術を分類整理した。 国際WS(3/14)を実施し、同様に技術公募中であり、4月末に集約の予定である。 ゼネコンによるサイト既存除染作業結果やJAEAによる除染試験の結果など、選定作業に対する参考情報がもたらされ関係者で共有した。今後、根拠を明確にして技術選定を進めてゆく計画である。 	<ul style="list-style-type: none"> ワークショップの開催により技術公募を行うことにより、当初計画していた技術調査を上回る内容で、除染技術の整理を行った。なお、国際WG分は4月目途で整理できるように進めており、採用技術の選定と並行して進めている。 公募を併用することにより、除染技術、遠隔操作技術について幅広く整理できた。 	<p>技術カタログの整備については、当初計画していなかったワークショップを開催するなど業務内容が拡大しているが、国内外より計画を超える数の技術が集約されている。スケジュール面でも、採用技術の選定と平行して整理を進めるなど全体スケジュールに影響しないように進めており、2012年度計画を予定どおり完遂する見込みである。これらの成果は、今後の除染試験の中で活用されていく計画となっている。</p>	<p>除染技術の整理については、当初計画を上回る内容で除染技術の整理を行っており、今後これらを精査することにより必要な技術を技術カタログより選定するというプロセスを実施していく。必要な技術が技術カタログに含まれているかどうかについては都度判断をしていく。</p>
事業実施内容(特記事項)				
現場ニーズの反映	<ul style="list-style-type: none"> 本プロジェクトを計画的に進めるためには、現地の状態把握が必須であるため、本プロジェクトの打ち合わせの場に現地でロボット操作を行っている安定化センターのメンバーやゼネコンにも出席頂き、現場工事の進捗に伴う仮設機材の情報や現場線量情報、また、これまでに実施した除染作業結果などの状況・状態を適宜確認した。この情報を元にして、現地調査計画書における調査場所の選定や、汚染サンプルを分析する場所の選定などを行った。 除染技術の選定に際しては、除染性能だけではなく廃棄物を少なくするニーズが高いことを安定化センターより紹介いただき、今後の選定活動に反映することとした。 	<p>安定化センターによる1Fでの現況、ゼネコンによる除染結果の情報やコンクリート試験片に関する知見の提供、JAEAによる既存除染試験の結果などに関する情報、TMI-2の汚染状態の情報を適宜提供し関係者で共有することで、効率的に計画実行を行うことが出来ている。</p> <p>[改善点]</p> <ul style="list-style-type: none"> 本プロジェクトでは、目標であるPCV近傍へ人がアクセスするための作業環境改善のうち、除染に関する開発を進めているが、現場からのニーズとして、PCV内、地下、機器、配管内面など除染できない線源への対応が挙げられている。本プロジェクトの当初計画に含まれていない遮へい(遠隔での遮へい設置を含む)なども含めた総合的な作業環境改善方法について検討する必要性が発生している。 	<p>現場ニーズについては、適宜現場の意見を抽出、確認している。しかしながら現場のニーズはPCV近傍にアクセス出来ることであるため、これを念頭に機器等の研究開発は現場作業との工程が合致していることが望ましい。</p>	<p>PCV近傍にアクセス出来るようにするための方策を検討し、これに基づき遠隔除染装置等、実作業も含めて広く検討ができるよう、体制の見直を含めて検討する必要がある。</p>
インプット/アウトプットの明確化・共有	<ul style="list-style-type: none"> 開発項目毎に必要な情報・作業を洗い出し、それぞれについて目指すべき成果を明らかにした。 PCV調査、PCV補修、PCV内部調査よりアクセスルート、目標線量率が提示され、これに基づき、除染計画の検討を進めてゆく。 	<p>インプット・アウトプットを明確化し対応することで、除染に対する目標設定ができた。(ただしPCV調査、PCV補修、PCV内部調査より提示されたアクセスルートの除染の目標線量については、除染のみでは相当厳しいことが予想されるため、アウトプット内容を修正する可能性がある。)</p>	<p>アクセスルートについては他プロジェクトより提示された。しかしながらアクセスの為に遠隔除染装置開発だけでは不十分であり、アクセス出来ることを念頭に機器等の研究開発を進めていくことが望まれる。</p>	同上
事業実施体制				
実施者の内部体制・役割分担	<ul style="list-style-type: none"> 本プロジェクトはメーカー3社が主体となり進めたが、本業務を進める上でJAEA、東電安定化センター、ゼネコン(清水、鹿島)も加わって実施した。 	<p>各機関の役割分担が明確であり、効率的にプロジェクトを進める体制が構築できている。</p>	<p>各社の強みを活かすことを念頭に、今後とも実効的、効率的な研究開発体制を維持することが必要である。</p> <p>一方、現場ニーズは線量を低減することであるが、本プロジェクトでは遠隔除染のみに力点を置いていることから、今後、除染、遮へい等の実施経験に基づいて研究開発を進める体制を構築していくことが望まれる。</p>	同上
外部機関の叡智の活用	<ul style="list-style-type: none"> 技術カタログワークショップ(国内)や国際シンポジウムでの技術方リグのの公募を通して、広く技術を収集した。また、技術カタログのまとめに対しては、有識者の方々にレビューを頂きながら進めた。 	<p>技術カタログの公募では、除染技術・除染用遠隔装置に適用可能な技術だけでなく、今後の遠隔除染技術開発に有用と思われる技術も提案があり、広く情報収集ができています。</p>	<p>TMI-2のノウハウの収集、技術カタログWSを通じて、国内外にある有用な情報が得られている。特に技術カタログについては、当初計画のなかったワークショップを開催し、時間をかけてより多くの情報を得る努力をしており、実際に計画以上の技術が収集されたことから、非常に有益であった。時間をかけてより多くの情報を収集している一方、全体計画への影響がないように2012年度計画を見直している。また、オフサイトの除染技術についても、JAEA等と技術を共有しながら進めていくことが望ましい。</p>	<p>過去の経験と現在における先端技術に関する情報を得ることが本項の目的であり、その主旨に沿った事業内容となっており、かつ多くの成果をあげていることから、今後も海外の情報も含めこれを継続して実施していくと同時に、ソリューションを考える過程での学術団体等との研究会での連携など、外部の叡智の活用も検討していく。</p>
その他				

建屋内の遠隔除染技術の開発

平成24年4月23日

(株)東 芝

日立GEニュークリア・エナジー(株)

三菱重工業(株)

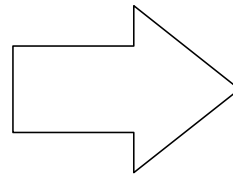
1. 事業目的

プロジェクトの背景・目的

過酷事故発生プラントでの建屋内作業・・・除染の必要性

<現状問題点>

- 汚染状態のデータ少
- 除染性能データ少
- PCV近傍の除染対象箇所は高線量雰囲気



<解決策(事業の目標)>

- ◆ 汚染状況の基礎データ取得
- ◆ 模擬試験による除染方法選定
- ◆ 除染ロボット試作および実証

(PCV水張りに向け、PCV近傍へ人のアクセスが目標)

平成23年度における事業の目標

- 「汚染状態の推定、調査」・・・汚染状態の推定、調査計画立案
- 「除染技術整理および除染概念検討」・・・除染技術整理
- 「模擬汚染による除染試験」・・・模擬汚染作成計画の検討

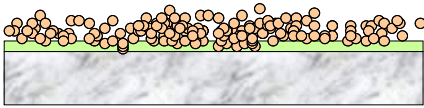
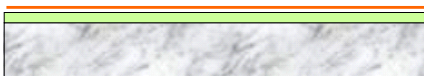
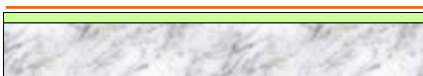
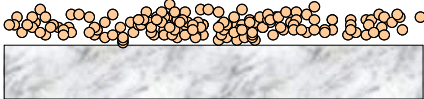
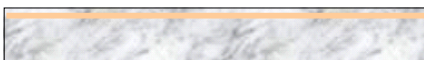

2. 事業概要

平成23年度におけるプロジェクトの成果 汚染状態の推定

- ・事故時の経緯から核種の移行経路を推定、想定汚染状態を6種類に分類。
- ・得られた知見で模擬汚染の作成や除染技術の分類に繋げた。

(評価)

当初の計画通りの実施内容・スケジュールで、汚染状態を推定

	飛散した汚染の 降り積もり	汚染蒸気によく 露	滞留水に浸漬
表面塗装あり	<p>エポキシ塗装されている コンクリート床面に、 コンクリート破砕屑が 降り積もり</p> 	<p>エポキシ塗装されている コンクリート床面が、 汚染蒸気や凝縮水に 接触しその後乾燥</p> 	<p>エポキシ塗装されている コンクリート床面に、 滞留水が接触しその後 乾燥</p> 
表面塗装無し (コンクリート面)	<p>無垢のコンクリート床面 に、コンクリート破砕屑 が降り積もり</p> 	<p>無垢のコンクリート床 面が、汚染蒸気や凝縮 水に接触しその後乾燥</p> 	<p>無垢のコンクリート床面 に、滞留水が接触しそ の後乾燥</p> 

2. 事業概要

平成23年度におけるプロジェクトの成果 調査計画の立案

- ・現場調査(線量率、線源、表面状態、遊離性／固着／浸透汚染)および分析の計画書を作成。
- ・線量率、線源、表面状態調査に東電所有装置を使用できる目処がたった。
- ・JAEAで分担してデータ分析し汚染形態確認することとした。

(評価)

→ 当初の計画通りの実施内容・スケジュールで調査計画を立案



東電所有ロボット
(線量率・線源・表面状態の調査に適用)

立案した表面汚染試料採取手順
(型枠内に引き剥がし可能なペイントで取込み回収)

#	手順	概念
①	型枠を設置しTLDによる回収前線量測定(24時間)	
②	表層の瓦礫、コンクリート片など回収	
③	ペイント塗布。24時間放置。	
④	ペイント回収、保管。分析を実施。	
⑤	TLDによる回収後線量測定(24時間)	
⑥	TLDの回収	

2. 事業概要

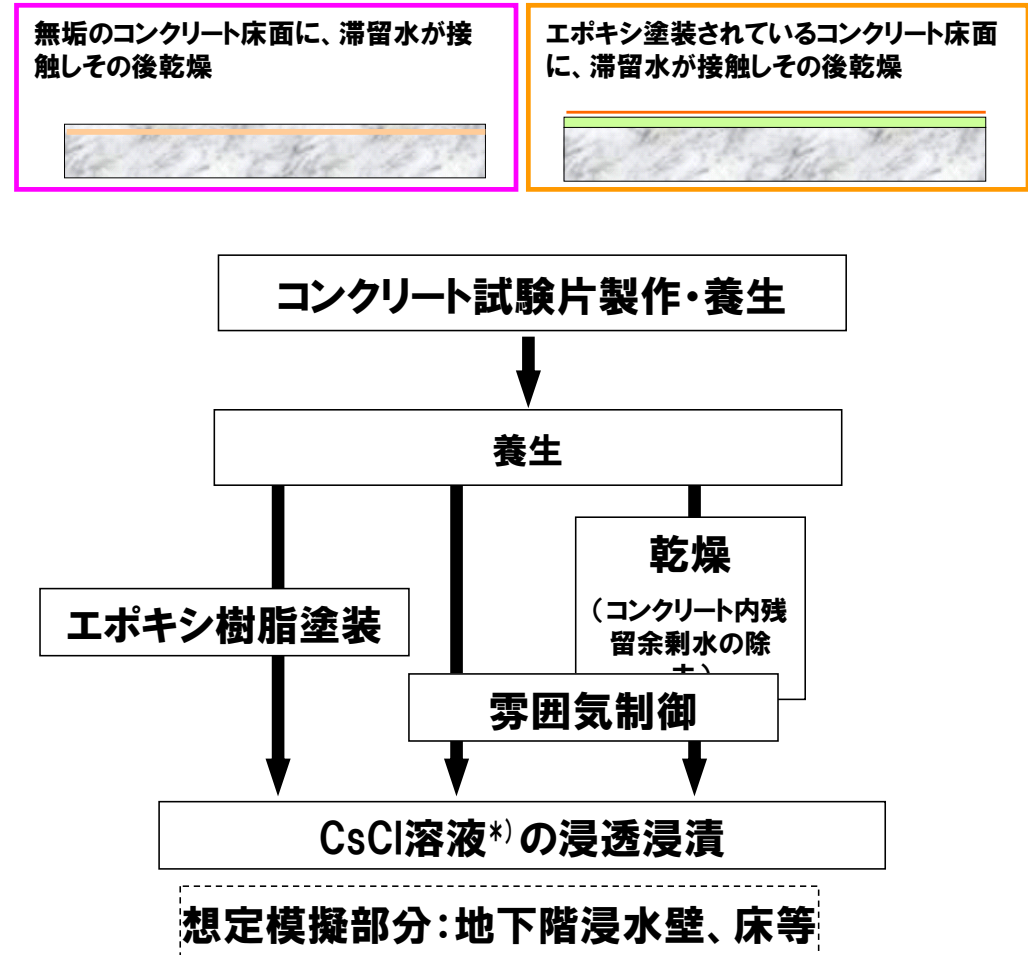
平成23年度におけるプロジェクトの成果 模擬汚染作成計画の立案

- ・「汚染状態の推定」の結果をもとに、模擬汚染の試験片作成方法を検討した。
- ・核種の移行経路推定結果を参照し、模擬汚染として塩化セシウムを使用することとした。
- ・模擬汚染を付着させるコンクリートについては、1Fのコンクリートの配合比を調査して採用することとした。

(評価)

- 当初の計画通りの実施内容・スケジュールで、作成計画を立案
- コンクリート経年変化の影響は継続検討中

模擬汚染付着手順案 (滞留水の浸透模擬)



各作業時間は継続して検討中

*) 滞留水の浸透模擬

CsCl溶液へ数週間試験片を浸漬した後、乾燥。

2. 事業概要

平成23年度におけるプロジェクトの成果 除染技術の整理

・技術調査を行い、メーカー調査分(32件)のほか、技術カタログWS(2/24)および公募への応募分(70件)を分類整理した。

(評価)

→公募により当初計画を上回る範囲で調査

・国際WS(3/14)を実施し国内同様に技術公募中。4月末集約し、今後、根拠を明確にして技術選定を進めてゆく計画。

除染技術カタログの整理結果

別紙-1

技術カテゴリー	技術名称	メ	メーカー
はつり	チゼル(ブレイカー)除染法	メ-24	阿南電機(PENTEK社)
	スボロー	メ-25	阿南電機(PENTEK社)
	ミーリングカッター(プレーナ)	メ-28	株式会社 竹中工務店
	グラインダー	メ-30	阿南電機(PENTEK社)
化学的	泡除染-1	メ-5	株式会社 アトックス/Environmental Alternatives, Inc. パテルジャパン(株)
	泡除染-2	メ-27	株式会社 アトックス
	ジェル・ペースト除染-1	メ-7	AREVA社
	はく離性塗膜除染	-	丸紅ユーティリティサービス(AMC社)
熱	レーザー除染-1	メ-11	丸紅ユーティリティサービス(AMC社)
	マイクロ波除染	メ-16	株式会社HI
	レーザー化学除染	メ-14	丸紅ユーティリティサービス(AMC社)
	液体窒素除染	メ-4	丸紅ユーティリティサービス(AMC社)
その他	熱衝撃除染法	メ-21	丸紅ユーティリティサービス(AMC社)
	キャビテーションジェット+プラスチック除染法	メ-31	丸紅ユーティリティサービス(AMC社)
	超音波除染法	メ-29	丸紅ユーティリティサービス(AMC社)
	二次廃液除染	-	株式会社HI

技術カタログ一覧表

技術カタログ 公募案件 評価シート

【セッション1 原子炉建屋内の遠隔除染に関する技術】

1. 記入上の不備の有無の評価

No.	項目	評
1	書式	【書式1】および【書式2-1】の無差支
2	記入漏れ	【書式2-1-1、2-2】の記入漏れの有無

2. 記載内容の要求に対する評価

(1) 特に求められる技術に対する評価

No.	案件名	内容	特に求
1	泡除染-1	①除染性能に対する要求仕様(右記のうち少なくとも1項目について各数値を達成)	1) 表面の堆積物を回収していること 2) 表面の固着物を除去していること 3) 塗膜あるいはコンクリート表面を除去する能力を有していること
2	遠隔操作装置(様式2-2)	除染のための遠隔操作装置	1) 除染システムを遠隔操作機能を実有

(2) その他要求項目に対する評価

No.	項目	評
1	新規性があり技術的に優れているか	実働工事への適用実績もしくは技術と
2	経済性も含め実現可能性があるか	実働工事への適用実績もしくは技術と


3. 判定

技術カタログへの掲載 : ○ / 不 適

判定基準
(1)1項において、適切
(2)2項(1)において、適切
(3)2項(2)において、適切

応募技術に対する評価シート例

【書式2-1】セッション1 (除染) 用

除染技術カタログ	技術区分 No.	頁
技術名称	泡除染剤(ラド・リリース)	1
提案者	株式会社 アトックス Environmental Alternatives, Inc. パテルジャパン(株)	
【適用汚染範囲】		【遠隔除染への適用実績】
汚染形態	液体・固体系・粉体	適用除染場所環境
付着	ソフト・ハード	床・壁・天井
浸透	浅い・深い	機器表面・機器内面
核種	γ・α・β	配管内部・他
有・無	有	9m 離れた噴霧実績有り
反力	有()・無	
【原理】	 <p>【回収方法】 吸引回収</p> <p>【二次廃棄物の形態】 液体(乾燥させた場合、スラッジ状)</p>	
【原理説明】	<p>対象面に薬剤を噴霧すると、薬剤(泡)の中に含まれる錯体に対象核種(Cs137等)を取り込み、キレート錯体を形成する。薬剤を吸引回収することにより対象核種も回収する。</p> <p>【安全対策他適用留意点】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発泡機 ・吸引回収機 ・廃液保管用タンク ・蒸発乾燥機(廃液減容用) 	
【適用除染実績・除染効果(DF)値】	<p>メインヤンキー原子力発電所(アメリカ): →コンクリート面において、DF=13</p> <p>アイダホ国立研究所(アメリカ): →SUS材やアルミニウム材で、DF=100</p>	
【除染能力・速度等】	<p>薬剤噴霧後、1時間ほど乾燥させる必要がある。</p> <p>【寸法/質量(目安)】</p> <p>使用機器は、一般市販機で対応可能。 80m²の除染に、おおよそ10L必要。</p> <p>【福島第一原子力発電所への適用可と考える根拠・技術的課題】</p> <p>噴霧および回収が容易に行えるため、遠隔除染に適している。 二次廃棄物の核種封じ込めに係る安定性確認が必要。</p>	
【特記事項】	【引用・参考文献他】	

2

※1:複数技術でエントリー

3. 今後の計画

建屋内の遠隔除染技術の開発

必要性

建屋内作業では、被ばく低減の観点から汚染されたエリア等の除染が重要となる。除染方法の選定にあたっては、除染性能、適用性、被ばく及び二次廃棄物処理特性等を総合的に評価して選定する必要があるが、現状、汚染状態及び除染方法による除染性能のデータが少ないため、その適用性評価が必要となる。また、格納容器等の除染対象箇所は高線量下にあるため、遠隔装置が必要となる。よって、格納容器周りのエリアを含め、遠隔装置の適用性を評価することも必要である。

実施内容

1. 汚染状態の推定、基礎データ取得

除染概念検討に先立って、条件となる汚染状態を設定する必要があるため、除染対象箇所の汚染状態を推定・調査し、そのベースとする。まずPCV周りのエリア(原子炉建屋1階)の汚染状況を調査し、その後、他のエリア(各建屋の代表的な汚染源)について調査する。なお、調査のためには遠隔装置が必要であり、汚染状況調査のための遠隔装置を検討・製作し調査に利用する。

2. 除染技術整理および除染概念検討

除染技術の整理にあたっては、除染性能、除染にかかる時間、二次廃棄物発生量と処理特性、遠隔装置との組合せの可能性等について検討を行う。また、現場の汚染状況調査の結果により、汚染箇所に対する除染技術の選定について、除染概念を検討し、実機適用性を検討する。

3. 模擬汚染による除染試験

候補となる除染技術の試験を実施し、汚染の状態と適用可能な除染技術のデータベースを作成する。試験に使用するサンプルは調査で得られた汚染状態を模擬して製作する。

4. 除染技術の実証

除染装置を製作し、遠隔装置と組み合わせ、除染技術の実証試験を行う。

候補となる技術例

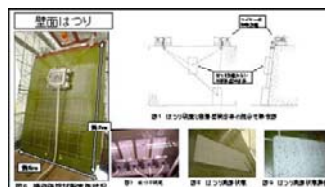
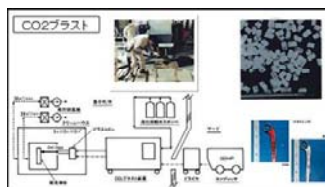
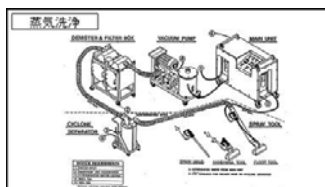
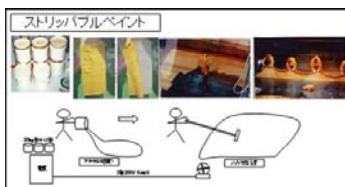
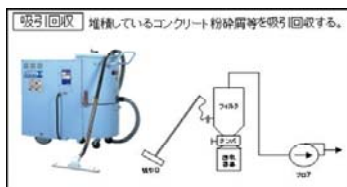
要素技術	適用例
除染技術及び汚染状態への適用性評価	各発電所
汚染状況調査のための計測技術	各発電所
除染技術のロボット搭載化	TMI他
除染用ロボット・走行台車(遠隔無人、過酷環境下)	TMI他

実施工程

事項/年度	第1期		
	2011年度	2012年度	2033年度
1. 汚染状態推定、基礎データ取得	■		■
2. 除染技術整理、除染概念検討	■		■
3. 模擬汚染による除染試験		■	
4. 除染技術の実証		■	■

注) 2011～2012年度: 原子炉建屋通路部等の比較的アクセスしやすい箇所を除染対象として実証
2013年度: 部屋、上部階等アクセス困難箇所を除染対象として実証
「模擬汚染による除染試験」は2011～12年度に一括で実施。

候補となる除染技術



3. 今後の計画

平成24年度における事業の目標

- 平成24年度は当初計画どおり、汚染状態の基礎データ取得、除染技術整理、除染概念検討、模擬汚染による除染試験、除染技術の実証を行う。
- 以下の点について、当初計画からの見直し要否及び実施の枠組みについて検討中。
 - － 除染技術に関する開発のみならず遮へいなども含めた総合的な作業環境改善方法の検討

4. 建屋内の遠隔除染技術の開発体制

機器・装置開発サブワーキング

報告 ↑ ↓ 管理

建屋内の遠隔除染技術の開発

(幹事会社: 東芝)

汚染調査

汚染状態の推定

◎東芝、日立GE、三菱重工
JAEA*1

汚染状態調査装置の設計

◎東芝(固着汚染調査)
日立GE(線量率調査)
三菱重工(浸透汚染調査)

汚染状態調査装置の製作

◎東芝(固着汚染調査)
日立GE(線量率調査)
三菱重工(浸透汚染調査)

汚染状態の調査・評価

◎東芝(固着汚染調査)
日立GE(線量率調査)
三菱重工(浸透汚染調査)

模擬汚染試験

模擬汚染試験片の検討・作成

◎東芝、日立GE、
ゼネコン*1

模擬汚染用除染装置(要素技術)の設計

◎東芝、日立GE、三菱重工
(選定された除染方法を分担)

模擬汚染用除染装置(要素技術)の製作

◎東芝、日立GE、三菱重工
(選定された除染方法を分担)

模擬汚染による除染試験

◎東芝、日立GE、三菱重工、JAEA*1
(選定された除染方法を分担)

除染装置

除染装置の設計

◎東芝、日立GE、三菱重工
(選定された除染方法を分担)

除染装置の製作・手配

◎東芝、日立GE、三菱重工
(選定された除染方法を分担)

除染装置の実機適用性評価

◎東芝、日立GE、三菱重工
(選定された除染方法を分担)

東京電力

全体計画推進連携
現場ニーズの反映

JAEA

技術支援
(予備除染試験、汚染形態調査)

ゼネコン

建屋コンクリート関連情報支援
模擬汚染作成支援

*1: 技術支援

プロジェクト名: 格納容器漏えい箇所特定技術の開発

実施者: 東芝/日立GEニュークリア・エナジー/三菱重工業

ワーキングチーム名: 機器・装置開発等サブワーキングチーム

	平成23年度事業実績(プロジェクト実施者が記入)	平成23年度事業実績の評価 (プロジェクト実施者による自己評価(改善点含む))	平成23年度事業実績の評価 (研究開発推進本部による評価)	平成24年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容(全般)				
(評価の視点) ○目標・計画を達成したか - 実施内容 - 成果 - スケジュール ○目標・計画を達成するための効果的な工夫が図られたか ○成果が活用されたか	<全体計画の立案> ・具体的な作業がイメージできるレベルに項目をブレイクし、それに基づき開発工程を立案した。 ・平成23年度として、シビアアクシデントの要因から想定される漏えい箇所の検討、研究ニーズを見据えた国内外の既存技術の調査、及び、漏えい箇所へのアクセスルートの検討と、それに基づくアクセス性や工法の検討として調査工法の検討を行うことを計画した。 ・インプット/アウトプットの項目及び時期を明確化し、必要情報取得や他研究 Prj へのアウトプットを実施した。	・研究開発のスケジュールの策定が、計画通り完了しており、研究開発のインプット/アウトプットの進捗については、後工程に影響を及ぼすような遅延がなく作業が進んでいる。 ・計画スケジュールに対し、より時間をかけて実施しているために完了時期を延期している項目があるが、後工程に影響が出ないように工程調整を行う。	当初計画どおり、シビアアクシデントの要因から想定される漏えい箇所の検討、研究ニーズを見据えた国内外の既存技術の調査、及び、漏えい箇所へのアクセスルートの検討と、それに基づくアクセス性や工法の検討として調査工法の検討を実施している。 研究開発のインプット/アウトプットの進捗が遅れているものの、後工程に影響がでないよう取り組んでいる。	研究開発スケジュールに遅れがでないよう、引き続き取り組む。
	<漏えい箇所の検討> ・格納容器バウンダリにおいて構造的観点より、検討部位を PCV シェル、貫通部、隔離弁の3つに分類した。分類ごとに損傷評価の必要な部位の抽出を完了してリスト化し、整理した。現在、シビアアクシデントの影響(損傷要因:温度、圧力、地震等)の観点から損傷の可能性のある部位の抽出作業を実施中であり、損傷要因の評価値の設定根拠の明確化が必要。各要因による損傷クライテリアを決定することと、調査対象漏れが生じないよう評価することに時間を要しており、当初計画(3月末完了)より約1ヶ月延期して4月末までにまとめる予定である。	・シビアアクシデントの影響による損傷の要因の評価値の設定は詳細に実施しているため時間をかけている。尚、後工程である調査・点検装置の開発・設計に影響が出ないように並行作業等の工程調整を行う。	PCV バウンダリにおいて、構造的観点による損傷評価の必要な部位の抽出は完了している。また、シビアアクシデントの影響による損傷の要因の評価値の設定には時間を掛けているが、後工程に影響が出ないよう、工程の調整に取り組んでいる。	シビアアクシデントの評価結果を受けて、検討を進めている。調査・点検装置の開発・設計に影響がない範囲で計画や工程の見直しを行う。
	<既存技術調査> ・ PCV 漏えい箇所特定技術として必要な要素技術を検討し、当該技術とそのベンダー調査を実施して、技術カタログを作成中。 ・上記の他、技術カタログ WS 及び国際 WS/シンポジウムを通して、国内外に広く既存技術を公募及び評価し、カタログを作成中。 ・技術カタログ WS および国際ワークショップ/シンポジウムの公募取り纏めに時間を要しており、当初計画(3月末完了)より約1ヶ月延期して4月末集約の予定である。	・技術カタログの取りまとめには、より広く技術を収集するため時間をかけて実施している。尚、後工程である調査・点検装置の開発・設計に影響が出ないように並行作業等の工程調整を行う。 <改善点> ・より多くの技術を収集するために、技術カタログワークショップ及び国際ワークショップ/シンポジウムを通して、広く国内外の既存技術を公募及び評価し、カタログを作成中。	技術カタログの内容をより良いものとするために、国際 WS やシンポジウムを開催するなど、事業内容を計画より拡大させ時間をかけて取り組んでいる。	技術カタログ WS や国際 WS/シンポジウムの公募を通じて得られた有用な情報を技術カタログとして取り纏める。
	<調査工法の検討> ・漏えいの可能性のある場所を抽出し、当該部位に対するアクセスルートと周囲の干渉物を可能な範囲で確認した。到達方法や観察方法についても検討中。 ・今後、至近に実施する現場調査の情報も取り込み、当初計画(3月末完了)より約3ヶ月延期して6月末までにまとめる予定である。	・調査工法の検討には現場状況等の情報を取り込む等で時間をかけている。尚、後工程である調査・点検装置の開発・設計に影響が出ないように並行作業等の工程調整を行う。 <改善点> ・現場情報を具体的に収集するために類似プラントである1F-5の現地調査を実施しアクセスルート・干渉物等を確認した。	調査対象部位の一部については、類似プラントの5号機の現場調査を実施するなどして、調査工法を策定している。	後工程である調査・点検装置の開発・設計の開始時期を、PCV 漏えい箇所調査開始予定時期に影響がない範囲で計画や工程の見直しを行う。

事業実施内容(特記事項)				
現場ニーズの反映	・サブワーキングチームの個別会議にて安定化センターのメンバーも参加し、検討内容に反映している。また、現場の情報として1F-1～3号機の調査希望箇所に対する既調査のデータも入手したので、今後の計画へ反映する。	・調査工法の検討に際して、安定化センターが参画することにより、現場の実際の状況をタイムリーに情報入手して検討を効率的に進めている。	1～3号機の調査箇所を把握し、計画にフィードバックしている。	密な意思疎通により現場ニーズを反映しており、定期的な打ち合せを通じて、今後も反映する仕組みとしていることから、引き続きこの枠組みで現場ニーズを拾いあげを行う。
インプット／アウトプットの明確化・共有	・開発項目毎に必要な情報や作業を抽出し、時期や相手先を明確にするためにインプット／アウトプットの一覧表を作成の上、項目を明確化して進めている。アウトプットの成果としては、調査・点検のためのアクセスルートについて除染 Prj に提出し除染のための調査計画に反映している。今後、現地状況等の情報も取り込んだ上で、より具体的な調査箇所、調査工法の検討結果をまとめてアウトプットとして提示する予定である。	・漏えい箇所の検討に際して、インプット／アウトプット一覧表を作成することにより、プラントデータや各種の評価結果を系統的な調査に資することができるように漏れなく入手することができた。	インプット／アウトプットは、概ね計画通りに作成している。各号機毎の環境情報に基づき調査対象部位とアクセスルートが提示されている。	H24年度は、他プロジェクトとの取り合いを考慮しながら検討を継続していく。
事業実施体制				
実施者の内部体制・役割分担	・漏えい箇所の検討については BWR プラントメーカーである日立 GE と東芝が主体となり実施した。既存技術の調査、調査工法の検討については、共通技術、要素技術等の内容について PWR プラントメーカーである三菱も加わって、3社で進めた。 ・装置開発では、設計段階で基本仕様を3社で相互確認するとともに、製品試験段階では試験結果を共有することで新たに得られた研究開発成果を共有することとした。	・各メーカーの得意分野を生かした分担ができており、効率的に進めることができるとともに、研究開発成果を有効に展開できる体制となっている。	研究開発を開始するにあたって、各社の役割分担を各社の強みに応じて振り分け、明確した。各社の強みを活かすことを念頭に、今後とも実効的、効率的な研究開発体制を維持することが望ましい。	プロジェクトの円滑な進捗が図れているよう配慮されていることから、現状案のとおり検討を継続していくが、2012年度における検討において何らかの不具合が見られた場合には必要に応じて見直しを検討する。
外部機関の叡知の活用	・技術カタログワークショップ(国内)や国際シンポジウムでの技術カタログの公募を通して、広く技術を収集した。また、技術カタログのまとめに対しては、有識者の方々にレビューを頂きながら進めた。	・技術カタログの公募では、漏えい調査・補修に適用可能な技術だけでなく、今後の燃料取出し、廃炉措置を想定した場合に有用と思われる技術も提案があり、広く情報収集ができています。	技術カタログの整備にあたり、技術カタログ WS 等を開催し、広く国内外にある有用な情報が得るようにしている。	今後も計画どおり海外を含む外部機関の叡知の活用を行っていくと同時に、ソリューションを考える過程での学術団体等との研究会での連携など、外部の叡知の活用も検討していく。
その他				

格納容器漏えい箇所特定技術の開発

平成24年4月23日

日立GEニュークリア・エナジー(株)

(株)東芝

三菱重工業(株)

1. 事業目的

プロジェクトの背景、目的

原子炉圧力容器（RPV）と原子炉格納容器（PCV）のバウンダリ機能が喪失した状態で炉心燃料を取り出すためには、PCVを補修してバウンダリを再構築し、水で満たした状態にすることを想定している。

しかしPCV近傍は高線量下で狭隘部もあり、またPCV下部（圧力抑制室等）が浸水している。こうした環境で損傷箇所を特定する技術はいまだに確立されていない。

このため、高線量・狭隘・水中環境における点検調査工法と装置の開発が必要である。

平成23年度における事業の目標

➤漏えい箇所の検討

- ・シビアアクシデントで生じる圧力変動や温度変動等によりPCVが受ける影響、並びにPCVの材質・強度・構造等の設計情報等に基づき、シビアアクシデント等で損傷する可能性のある箇所を想定する。

➤既存技術の調査

- ・損傷想定箇所を当該環境下（高線量・狭隘・水中等）で点検調査するために必要な要素技術や遠隔操作技術等について、既存技術を調査する。

➤調査工法の検討

- ・点検調査工法や装置の開発に有益な情報を得るための現地調査を行う。
- ・上記を踏まえ、最適な点検調査工法を開発する。

2. 事業概要(1/4)

➤ 全体計画の立案

事業の実績： ・具体的な作業がイメージできるレベルに項目をブレイクし、開発工程を立案した。平成23年度実績としては漏えい箇所の検討、既存技術の調査、及び、調査工法の検討を行うことを計画した。
 ・インプット／アウトプットの項目及び時期を明確化し、必要情報取得や他研究Prjへのアウトプットを実施した。

事業の評価： ・研究開発のスケジュールの策定が、計画通り完了しており、研究開発のインプット／アウトプットの進捗については、後工程に影響を及ぼすような遅延がなく作業が進んでいる。
 ・計画スケジュールに対し、完了時期を延期している項目があるが、後工程に影響が出ないように工程調整を行う。

No	主要案件				11/下	12/上	12/下
	電共研工程						
	1. 点検調査工法の開発				点検調査工法の開発		
	2. 点検調査装置の開発					点検調査装置の開発(設計)	
	3. 実機適用性評価・装置改良						
1	全体計画	T	H	M			
2	漏えい箇所の検討 ・PCV・S/CTーラス室 損傷箇所推定 (1F-1,2,3構造より)	◎	○	漏えい箇所の洗い出し ⇒鋼製シェル、ハッチ、エアロック、ベント管、ペネ			
				漏えい原因(環境条件)の洗い出し ⇒溶融デブリ、水素爆発、熱、内圧、地震、腐食起因			
				漏えいパターンの洗い出し ⇒変形、破断、溶融、破裂、腐食			
				評価 (部位・原因・パターンの組合せによる)			
				調査報告書の作成			
	走行系装置の調査						

No.	INPUT条件	要求事項詳細(具体的に)	INPUTデータが必要な理由
-	-	-	-
①	シビアアクシデント状況中のアラートデータ	・PCV温度 ・RPV水位 ・PCV圧力	・漏えい原因の洗い出し ・漏えいパターンの洗い出し
②	・事故時の格納容器耐性評価 ・格納容器電気ベネトレーションの特性	・PCV耐圧限界 ・有機シール耐熱・耐圧限界 (破損条件の確認のため)	・漏えい箇所の洗い出し ・漏えい原因の洗い出し ・漏えいパターンの洗い出し
③	地震時の強度評価	・地震動の大きさ、許容値に対する結果	・漏えい箇所の洗い出し ・漏えい原因の洗い出し ・漏えいパターンの洗い出し
④	シビアアクシデント時の燃料挙動に関する解析評価結果(MAAP)	・溶融炉心位置 ・PCV内圧力 ・PCV内温度	・漏えい箇所の洗い出し ・漏えい原因の洗い出し

インプット/アウトプット

全体工程

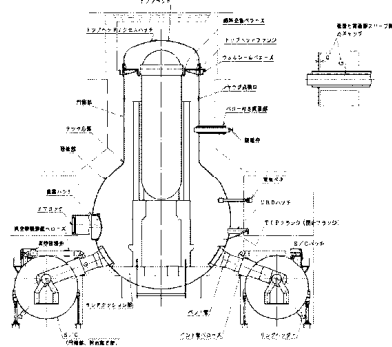
2. 事業概要 (2/4)

➤ 漏えい箇所 の 検討

事業の実績：・格納容器バウンダリにおいて構造的観点より、検討部位をPCVシェル、貫通部、隔離弁の3つに分類した。分類ごとに損傷評価の必要な部位の抽出を完了してリスト化し、整理した。現在、これらのうち、損傷の可能性のある部位の抽出作業を実施中であり、損傷要因の評価値の設定根拠の明確化が必要。当初計画(3月末完了)より約1ヶ月延期して4月末までにまとめる予定である。

事業の評価：・シビアアクシデントの影響による損傷の要因の評価値の設定は、詳細に実施しているために時間をかけているが、後工程である調査・点検装置の開発・設計に影響が出ないように並行作業等の工程調整を行う。

対象箇所



PCVシェル	トップヘッド	ウェルシールペローズ	
	トップヘッドフランジ	その他	燃料交換ペローズ
	円筒部		S/Cハッチ
	球殻部	貫通部	ペロー付貫通部
	ナックル部		二重管
サンドクッション部	直管		
スタビライザ取付部	計装配管		
S/C	円筒部	予備ペネ	
	斜め継ぎ部	機器ハッチ	
	耐震サポート取付部	閉止フランジ	
その他	バント管ペローズ	エアロック	
	リングヘッダ	バント管	
	シアラグ点検口	真空破壊弁	
	トップヘッドハッチ	隔離弁	

調査箇所 の 評価

No.	区分け	設置フロア	機器名 貫通部 番号	部 位	詳細設置場所 (小部屋名、広間)	員数	プラントデータ (東電HPから)				環境条件 (シビアアクシデント)				調査、点検の要否と対象箇所 対漏えい箇所 影響、損傷形態	調査、点検の要否と対象箇所 対漏えい箇所 影響			
							温度°C		圧力Moa		地震	圧力 (内圧)	温度	溶融 燃料					
							実測値	解析値1 (2011.11.30)	解析値2 (2012.03.12)	実測値							解析値1 (2011.11.30)	解析値2 (2012.03.12)	
1. PCVシェル																			
1	D/W	R/B4階	PCV	トップヘッド	-	1	400	520	780	0.84	0.87	0.84	○	○	×	-	最高下の許容応力低下による損傷**	注水時にトップヘッド開放されるため調査対象外	
2	D/W	R/B4階	PCV	トップヘッドフランジ	-	1	400	520	780	0.84	0.87	0.84	○	○	×	-	最高下の許容応力低下による損傷**	注水時にトップヘッド開放されるため調査対象外	
3	D/W	R/B2階	PCV	円筒部	-	1	400	520	780	0.84	0.87	0.84	○	○	○	○	○	最高下の許容応力低下による損傷**	代表表としてナックル部について調査実施**
4	D/W	R/B1階	PCV	ナックル部	-	1	400	520	780	0.84	0.87	0.84	○	○	○	○	○	最高下の許容応力低下による損傷**	代表表としてナックル部について調査実施**
5	D/W	R/B2階	PCV	ナックル部	-	1	400	520	780	0.84	0.87	0.84	○	○	○	○	○	最高下の許容応力低下による損傷**	代表表としてナックル部について調査実施**
6	D/W	R/B地下部	PCV	サンドクッション部	-	1	400	520	780	0.84	0.87	0.84	○	○	○	○	○	最高下の許容応力低下による損傷**	代表表としてナックル部について調査実施**
7	D/W	R/B3階	PCV	スタビライザ取付部	-	1	400	520	780	0.84	0.87	0.84	○	○	○	○	○	最高下の許容応力低下による損傷**	代表表としてナックル部について調査実施**
8	S/C	トラス室	PCV	円筒部	-	1	100	140	130	0.79	0.86	0.82	○	○	△	○	○	最高下の許容応力低下による損傷**	シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
9	S/C	トラス室	PCV	斜め継ぎ部	-	1	100	140	130	0.79	0.86	0.82	○	○	△	○	○	最高下の許容応力低下による損傷**	シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
10	S/C	トラス室	PCV	支持脚取付部	-	1	100	140	130	0.79	0.86	0.82	○	○	△	○	○	最高下の許容応力低下による損傷**	シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
11	S/C	トラス室	PCV	支持脚取付部	-	1	100	140	130	0.79	0.86	0.82	○	○	△	○	○	最高下の許容応力低下による損傷**	シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
12	S/C	トラス室	PCV	支持脚取付部	-	1	100	140	130	0.79	0.86	0.82	○	○	△	○	○	最高下の許容応力低下による損傷**	シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
13	S/C	トラス室	PCV	支持脚取付部	-	1	100	140	130	0.79	0.86	0.82	○	○	△	○	○	最高下の許容応力低下による損傷**	シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
14	S/C	トラス室	PCV	支持脚取付部	-	1	100	140	130	0.79	0.86	0.82	○	○	△	○	○	最高下の許容応力低下による損傷**	シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
15	S/C	トラス室	PCV	支持脚取付部	-	1	100	140	130	0.79	0.86	0.82	○	○	△	○	○	最高下の許容応力低下による損傷**	シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
16	S/C	トラス室	PCV	支持脚取付部	-	1	100	140	130	0.79	0.86	0.82	○	○	△	○	○	最高下の許容応力低下による損傷**	シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
17	S/C	トラス室	PCV	支持脚取付部	-	1	100	140	130	0.79	0.86	0.82	○	○	△	○	○	最高下の許容応力低下による損傷**	シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
18	S/C	トラス室	PCV	支持脚取付部	-	1	100	140	130	0.79	0.86	0.82	○	○	△	○	○	最高下の許容応力低下による損傷**	シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
19	S/C	トラス室	PCV	支持脚取付部	-	1	100	140	130	0.79	0.86	0.82	○	○	△	○	○	最高下の許容応力低下による損傷**	シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
20	S/C	トラス室	PCV	支持脚取付部	-	1	100	140	130	0.79	0.86	0.82	○	○	△	○	○	最高下の許容応力低下による損傷**	シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
21	S/C	トラス室	PCV	支持脚取付部	-	1	100	140	130	0.79	0.86	0.82	○	○	△	○	○	最高下の許容応力低下による損傷**	シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
22	その他	R/B4階	-	燃料交換ペローズ	-	1	400	520	780	0.84	0.87	0.84	○	○	×	○	○	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**	注水時にトップヘッド開放されるため調査対象外
23	その他	トラス室	X-200A	トラスハッチ	-	1	100	140	130	0.79	0.86	0.82	○	○	△	○	○	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**	シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
24	その他	トラス室	X-200B	トラスハッチ	-	1	100	140	130	0.79	0.86	0.82	○	○	△	○	○	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**	シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
25	計装配管	R/B1階	X-30F	計装	-	1	400	520	780	0.84	0.87	0.84	○	○	×	○	○	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
26	計装配管	R/B1階	X-30F	計装	-	1	400	520	780	0.84	0.87	0.84	○	○	×	○	○	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
27	計装配管	R/B1階	X-30F	計装	-	1	400	520	780	0.84	0.87	0.84	○	○	×	○	○	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
28	計装配管	R/B1階	X-30F	計装	-	1	400	520	780	0.84	0.87	0.84	○	○	×	○	○	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
29	計装配管	R/B1階	X-30F	計装	-	1	400	520	780	0.84	0.87	0.84	○	○	×	○	○	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
30	計装配管	R/B1階	X-30F	計装	-	1	400	520	780	0.84	0.87	0.84	○	○	×	○	○	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
31	計装配管	R/B1階	X-30F	計装	-	1	400	520	780	0.84	0.87	0.84	○	○	×	○	○	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
32	計装配管	R/B1階	X-30F	計装	-	1	400	520	780	0.84	0.87	0.84	○	○	×	○	○	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
33	計装配管	R/B1階	X-30F	計装	-	1	400	520	780	0.84	0.87	0.84	○	○	×	○	○	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
34	計装配管	R/B1階	X-30F	計装	-	1	400	520	780	0.84	0.87	0.84	○	○	×	○	○	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
35	計装配管	R/B1階	X-30F	計装	-	1	400	520	780	0.84	0.87	0.84	○	○	×	○	○	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**
36	計装配管	R/B1階	X-30F	計装	-	1	400	520	780	0.84	0.87	0.84	○	○	×	○	○	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**	1号シビアアクシデント時、D/W相場の温度 低下の可能性あり。 2次代表表としてナックル部について調査実施**

2. 事業概要 (3/4)

➤ 既存技術調査

事業の実績：・本開発に必要な要素技術を検討し、当該技術とそのベンダー調査を実施して、技術カタログを作成中。技術カタログWSおよび国際ワークショップ/シンポジウムの公募取り纏めに時間を要しており、当初計画(3月末完了)より約1ヶ月延期して4月末集約の予定である。

事業の評価：・技術カタログの取りまとめには、より広く技術を収集するため時間をかけて実施している。後工程である調査・点検装置の開発・設計に影響が出ないように並行作業等の工程調整を行う。
・当初計画からの改善点として、より多くの技術を収集するために、技術カタログワークショップ及び国際ワークショップ/シンポジウムを通して、広く国内外の既存技術を公募及び評価し、カタログを作成中。

技術カタログ ベンダリスト(格納容器(PCV)漏えい箇所特定技術の開発)				
分類	必要技術(構成要素)	技術概要(ニーズ)	技術を保有するベンダ	備考
トラス室壁面およびS/C上面調査ロボット	移動機構	・トラス室内水中を遊泳して壁面の状況を調査可能な装置 ・トラス室外部から室内へ侵入し、S/C上面に位置する真空破壊弁、ハッチ類を調査することが出来る装置 ・本機構には、遠隔操作のための制御装置及び通信装置を含む	パブリコ工業(株)	
			日立GEエネルギーエンジニアリング	
			広和機	
			(有)浦上技術研究所	
			SEABOTIX	
			VideoRay	
			(株)キュー・アイ	
			ビー・エル・オートテック(株)	
			株式会社 IHI検査計測	
			トビー工業	
			IHIエアロスペース	
			三菱電機特機システム	
			iRobot	
			Inuktun	
			AAIジャパン	
Adept Technology				
コンテック	無線装置			
アドバンテック	無線装置			
(株)ハイボット	制御装置			
MAXON MOTOR	制御装置			
双葉電子工業				
朝日音響				
HBCラディオマチック・ジャパン				
【特に求められる技術】	通信装置	移動機構を含む	-	
・水中移動、S/C上の走行等により干渉物を回避	制御装置	移動機構を含む	-	
			三菱重工 安川電機	

ベンダリストの例

技術カタログ	
分類	移動機構(取扱装置、作業装置含む)
タイトル	遊泳型ROV
出典	火原協講演論文誌、日立評論、電気評論、他
1. 技術内容(特徴、使用、性能など)	
6基のスラスタにより、左右並進、旋回、昇降の動作を実現。スラスタの駆動軸やカメラの回転軸などの軸シール部を無くし、長寿命化。CCDカメラは、水平方向(パン)360°回転と、上下方向(チルト)0~90°回転の動作範囲を持ち、狭隘な炉底部においても装置本体の姿勢を変えずに様々な方向のVTを実施することが可能。	
表. 遊泳型ROVの主な仕様	
項目	仕様
寸法	W120mm x H352mm x L250mm
気中重量	約 6kg
推進機構	推進用スラスタ2基、左右並進・旋回・昇降スラスタ4基
カメラ	CCDカメラ、照明用LED
	パン: 360° チルト: 0~90°(水平)
耐環境性	耐放射線性、耐水圧構造(0.3MPa)
図. 遊泳型ROVの概観	
2. 実績	
原子カプラント用途に実績有り。	
短身機、...	

カタログの例

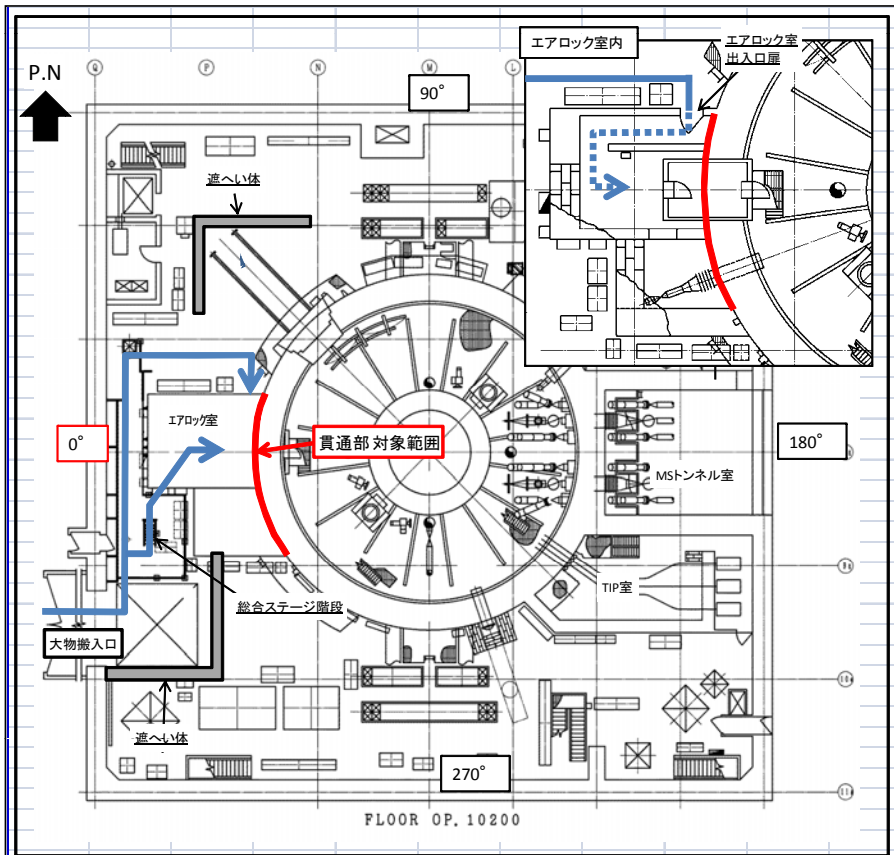
2. 事業概要(4/4)

調査工法の検討

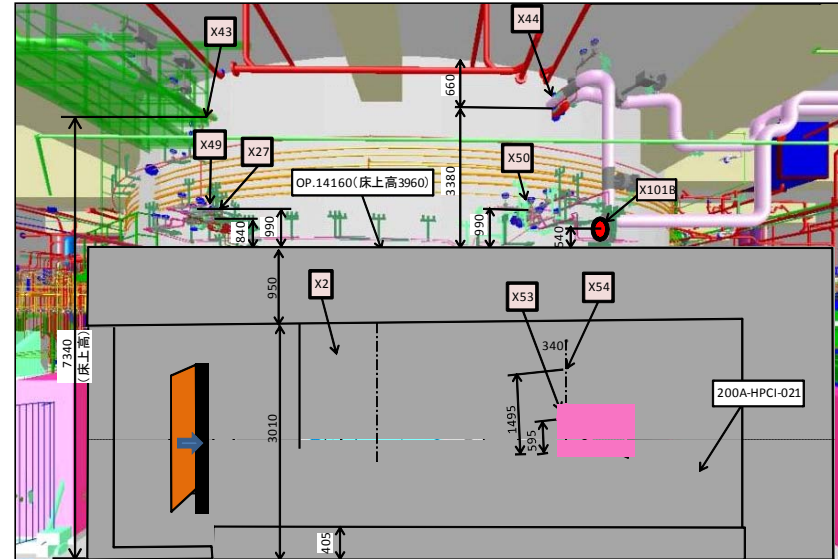
事業の実績：・漏えい可能性のある部位に対し、アクセスルートと周囲の干渉物を可能な範囲で確認した。
到達方法や観察方法についても検討中。
・今後、至近に実施する現場調査の情報も取り込み、当初計画(3月末完了)より約3ヶ月延期して6月末までにまとめる予定である。

事業の評価：・現場状況等の情報取得に時間をかけているが、後工程である調査・点検装置の開発・設計に影響が出ないように並行作業等の工程調整を行うこととする。
当初計画からの改善点として、現場情報を具体的に収集するために類似プラントである1F-5の現地調査を実施しアクセスルート・干渉物等を確認した。

アクセスルート検討



干渉物検討



3. 今後の計画(1/2)

格納容器漏えい箇所特定技術の開発

必要性

原子炉圧力容器と原子炉格納容器のバウンダリ機能が喪失した状態で炉心燃料を取り出すためには、まずは遮へい等の観点から原子炉格納容器を補修してバウンダリを再構築し、原子炉格納容器内を原子炉圧力容器と共に水で満たした状態することを想定している。しかし、原子炉格納容器近傍は高線量下で狭隘部もあり、また格納容器下部(圧力抑制室等)が浸水しており、こうした環境で損傷箇所を特定する技術は未だ確立されていない。このため、高線量・狭隘・水中環境における点検調査工法と装置の開発が必要である。

実施内容

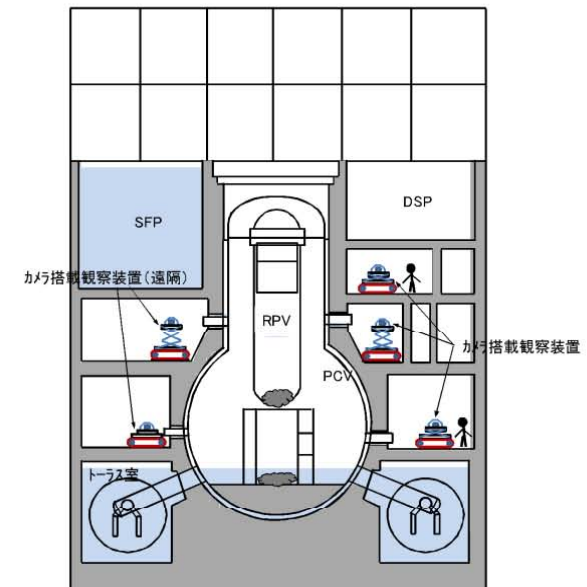
- 点検調査工法の検討・装置設計
 - 格納容器や原子炉建屋の漏えい箇所を特定するための工法を検討し、装置の設計を行う。
- 点検調査装置の製作・改良
 - 格納容器や原子炉建屋の漏えい箇所を特定するための装置を製作するとともに実機適用性評価(現場実証)を行い、必要に応じて改良を進める。

候補となる技術例

要素技術	適用例
カメラ計測による原子炉格納容器外観点検 (気中部、水没部)	燃料検査 炉内VT
雰囲気計測 (温度、湿度、爆発性ガス、放射線、等)	雰囲気計測 線量計測
遠隔ロボット技術 (トラス室内点検用、原子炉格納容器貫通部点検用、等)	クローラビークル 穿孔装置
原子炉格納容器漏洩箇所特定技術 (放射線計測、音響センサー、赤外線モニタリング、 超音波検査技術等)	線源可視化 音響診断 熱源可視化
原子炉格納容器周辺遠隔点検用ロボット	クローラビークル

実施工程

事項/年度	第1期			第2期	
	2011	2012	2013	2014 (前)	
1. 点検調査工法 検討・装置設計	[実施]				
2. 点検調査装置 製作・改良			[実施]		



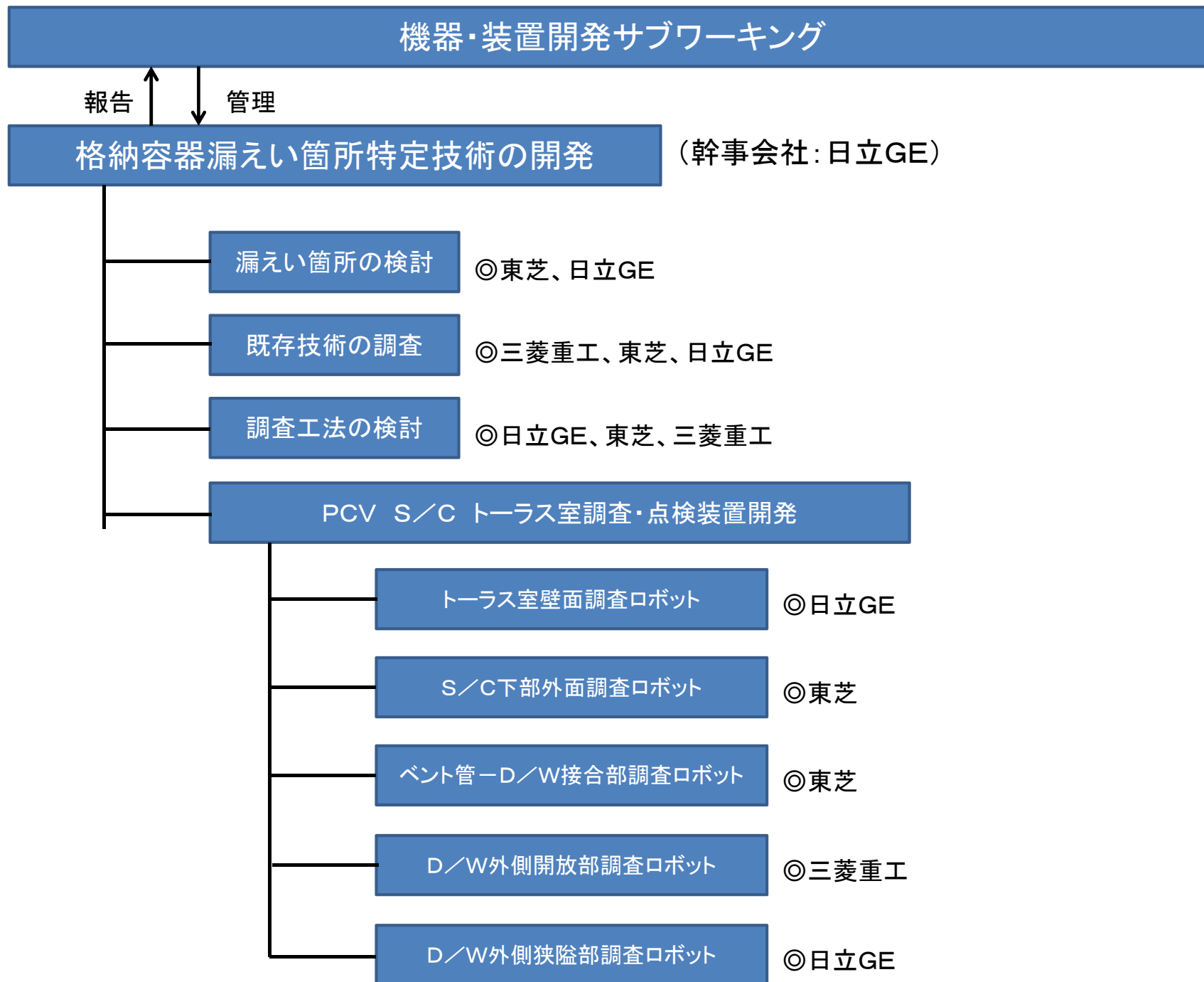
原子炉格納容器漏洩箇所調査概念図

3. 今後の計画(2/2)

平成24年度における事業の目標

- 点検調査工法 検討
 - ・ 点検調査工法 検討・装置設計のうち、調査工法の検討が当初計画より、完了時期を延期したため、PCV漏えい箇所調査開始予定時期に影響がない範囲で完了する。
- 点検調査工法 装置設計
 - ・ 開発した点検調査工法に基づき当該環境下（高線量・狭隘・水中等）で想定箇所等を点検調査するために必要な装置の開発、設計を実施する。

4. 格納容器漏えい箇所特定技術の開発体制



研究開発推進本部による個別研究開発プロジェクトの評価(案)

【資料2-5-1】

プロジェクト名: 格納容器補修技術の開発

実施者: 東芝/日立 GE ニュークリア・エナジ/三菱重工業

ワーキングチーム名: 機器・装置開発等サブワーキングチーム

	平成23年度事業実績(プロジェクト実施者が記入)	平成23年度事業実績の評価 (プロジェクト実施者による自己評価(改善点含む))	平成23年度事業実績の評価 (研究開発推進本部による評価)	平成24年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容(全般)	<p><全体計画の立案></p> <ul style="list-style-type: none"> ・全体工程を以下のように立案した。立案した工程に従い、研究開発を推進中。 ・平成 23 年度は、PCV 補修に関する既存技術の調査、損傷の可能性が高い箇所に関する止水工法の検討、冠水代替案の概念抽出を実施することとした。 ・インプット/アウトプットの項目及び時期を明確化し、必要情報取得や他研究 Proj へのアウトプットを実施した。 	<p>研究開発のスケジュールの策定は、計画通り完了している。また、研究開発のインプット/アウトプットの進捗については、後工程に影響を及ぼすような遅延がなく作業が進んでおり、特に問題はない。</p>	<p>当初の計画どおり、PCV 補修に関する既存技術の調査、損傷の可能性が高い箇所に関する止水工法の検討を実施している。PCV 補修はその後の内部調査や燃料デブリ取り出し等において重要な要素と位置づけられている。</p> <p>なお、PCV 冠水までの具体的な工事工程(サブマスタースケジュール)を検討し、先ず必要となる補修技術が何であるかの検討を実施することが望まれる。</p>	<p>2012 年度は、補修工法の検討および冠水代替案の検討を引き続き実施していく計画となっている。より効率的な検討を行うため、PCV 冠水までの具体的な工事工程を検討し、当該の結果に基づいて、装置開発の優先順位の検討を実施する。</p>
<p>(評価の視点)</p> <p>○目標・計画を達成したか -実施内容 -成果 -スケジュール</p>	<p><既存技術の調査></p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器補修技術として必要な要素技術を検討し、当該技術とその保有ベンダー調査を実施して、技術カタログを作成中。 ・上記の他、技術カタログ WS 及び国際 WS/シンポジウムを通して、国内外に広く既存技術を公募及び評価し、カタログを作成中。 ・技術カタログ WS および国際ワークショップ/シンポジウムの公募取り纏めに時間を要しており、当初計画(3月末完了)より約1ヶ月延期して4月末集約の予定である。 	<ul style="list-style-type: none"> ・技術カタログの取りまとめには、より広く技術を収集するため時間をかけて実施している。尚、後工程に影響が出ないように並行作業等の工程調整を行う。 <p><改善点></p> <ul style="list-style-type: none"> ・より多くの技術を収集するために、技術カタログワークショップ及び国際ワークショップ/シンポジウムを通して、広く国内外の既存技術を公募及び評価し、カタログを作成中。 	<p>格納容器の補修は、技術的に非常に難易度の高い作業となることが想定されており、完遂のためには国内外の技術を結集することが重要である。その目的で、技術カタログ WS の開催等により、技術カタログをより充実したものになるよう工夫している。成果については2012年度の活動の中で活用していくこととなっている。</p> <p>またスケジュール面では、2012 年度上期中に検討結果を計画に反映を完了させることとなっており、全体計画への影響はない。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・技術カタログ WS や国際 WS/シンポジウムの公募を通じて得られた。有用な情報を技術カタログとして取り纏める。 ・2012 年度は引き続き補修工法の検討を行いながら、上期からは装置の開発(設計)に必要な既存技術の調査について4月末目途に取り纏める。また、これによる2012 年度全体計画への影響はないことから、現状案どおり実施していく。
<p>○目標・計画を達成するための効果的な工夫が図られたか</p> <p>○成果が活用されたか</p>	<p><【損傷の可能性が高い箇所】D/W 外側補修装置開発(フランジ、ハッチ、ペネ、遮へい壁間ギャップ封鎖)></p> <p>損傷の可能性が高い箇所の補修に適用する止水工法を抽出した。補修対象部位を7種に分類し、部位ごとの選定・具体化を進めている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・メーカ調査分の止水工法の抽出は完了しており、補修対象部位ごとの選定・具体化を進めている。現場の環境を考慮し実現性を考慮した検討が必要なこと、及び、技術カタログ WS 及び国際 WS/シンポジウムの公募の結果の反映が必要なことから、3 月末完了の当初計画を5月末完了に延期して作業を継続している。 	<p>止水工法検討は、技術カタログの取りまとめに時間を要しているが、後工程に影響が出ないように並行作業等の工程調整を行う。</p> <p><改善点></p> <ul style="list-style-type: none"> ・現場情報を具体的に収集するために類似プラントである1F-5の現地調査を実施しアクセスルート・干渉物等を確認した。 ・建屋間止水工法で得られた技術情報についても適宜活用してゆく。 	<p>止水工法については、補修対象部位毎に工法の選定等を進めている。選定にあたっては技術カタログの内容を反映することとしているが、技術カタログの内容をよりよいものとするために WS を開催するなど事業内容を計画より拡大させ時間をかけて取り組んでおり、後工程に影響が出ないよう工夫して作業を進めている。工程に影響が出ないよう工夫して作業を進めている。</p> <p>一方、より効率的に事業を進める観点から類似プラントである1F-5を用いてより実態に合った計画を行うなどもしている。</p>	<p>同上</p>
	<p><冠水代替案検討></p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器バウンダリ再構築による冠水が実施不可能となった場合の冠水代替について、代替工法の概念の抽出を進めている。2012 年度末を目標に、代替工法をまとめる予定である。 	<p>今後、本検討項目については、詳細なエンジニアリングスケジュールの策定し、実現可能性の評価を行う予定。</p>	<p>格納容器補修は非常に難易度が高くなることが現時点より想定されている。これに備え、格納容器補修技術の開発と平行して冠水代替工法を現時点から検討していくことは非常に重要であり、概念検討および工法成立性検討を2012年度末目標にまとめる予定で検討を進めている。</p>	<p>代替工法の検討は緊急度が比較的高いと考えられるものの、格納容器バウンダリ再構築可否判断にはエンジニアリングが必要であり数年を要すること、格納容器補修技術の検討と平行して検討を進めるべき冠水代替工法の検討を行っており 2012 年度中に代替工法の実現可能性の評価までまとめるとしていること、バウンダリは小さい方が好ましいこと、および限られた検討要員の適正な配分のため格納容器補修工法の検討を優先する必要があることから、引き続き現状案どおり検討を進めていく。</p>

事業実施内容(特記事項)				
現場ニーズの反映	・格納容器補修 Prj の打合せの場に安定化センターのメンバーも出席し、情報提供やコメントをもらいながら進めている。安定化センターが実施した 1F-1～3 号機の既調査の映像、写真等のデータを随時入手しており、今後の検討に反映する。	安定化センタとの定期的な打合せにより現場ニーズを開発に反映しており、今後も継続する。	現場ニーズについては、1～3 号機原子炉建屋内部調査の結果等に基づく現場の破損状況やそれによる現場担当者の意見を逐次抽出、確認し、計画にフィードバックしている。	密な意思疎通により現場ニーズを反映しており、定期的な打ち合わせを通じて今後も反映する仕組みとしていることから、引き続きこの枠組みで現場ニーズの拾いあげを行う。
インプット／アウトプットの明確化・共有	・開発項目毎に必要な情報や作業を抽出し、時期や相手先を明確にしながらか推進している。PCV 下部水張りの水位をアウトプットとして PCV 内部調査 Prj に提示した。今後、現地状況等の情報も取り込んだ上で、調査箇所、調査工法の検討結果をまとめてアウトプットとして提示する予定である。	・インプット／アウトプットの一覧表に基づいて明確化・共有化が図られている ・補修関連の研究開発を進めるに際して、インプット／アウトプット一覧表を作成することにより、プラントデータや各種の評価結果を系統的に情報入手することができたので、漏れのない検討ができています。	2011 年度の計画どおりインプット、アウトプットを明確化するとともに、まずは PCV 下部水張りの水位を内部調査 Prj に提出している。これによって、内部調査の検討にあたり必要な環境条件を与えることができています。	H24 年度以降も継続して、他プロジェクトとの取り合いを考慮しながら検討を継続していく。
事業実施体制				
実施者の内部体制・役割分担	・既存技術の調査、損傷の可能性が高い箇所の止水工法検討、冠水代替案検討について、3 社で検討を進めた。既存技術の調査、止水工法検討、冠水代替案検討は、BWRメーカー(東芝/日立 GE)及び PWR メーカー(三菱重工)の役割分担を研究開発項目毎に明確化し、効率的に検討を進めた。	・今年度は当初の計画通り、3社で情報共有やアイデア出しを行うことで、特に既存技術の調査や調査工法の検討を効率的に推進している。 来年度以降の装置開発については、補修装置本体は BWR メーカーを中心に、要素技術開発及び支援装置が必要な場合には 3 社で分担して検討を実施する計画である。	研究開発を開始するにあたって、各社の役割分担を各社の強みに応じて振り分け、明確にした。各社の強みを活かすことを念頭に、今後とも実効的、効率的な研究開発体制を維持することが必要である。	プロジェクトの円滑な進捗が図られるよう配慮されていることから、現状案のとおり検討を継続していくが、2012 年度における検討において何らかの不都合が見られた場合には、必要に応じて見直しを検討する。 原子炉建屋からタービン建屋への貫通部の補修技術とも成果等を幅広く展開しながら、取組むことも必要。
外部機関の叡知の活用	・技術カタログ WS(国内)や国際シンポジウムでの技術カタログの公募を通して、広く技術を収集した。また、技術カタログのまとめに対しては、有識者の方々にレビューを頂きながら進めた。	・技術カタログの公募では、漏えい箇所の補修に適用可能な技術だけでなく、今後の燃料取出し、廃炉措置を想定した場合に有用と思われる技術も提案があり、広く情報収集ができています。	技術カタログの整備にあたり技術カタログ WS を開催し、時間をかけて広く国内外にある有用な情報が得るようにしている。スケジュール面では、2012 年度上期中に検討結果を計画に反映を完了させることとなっており、全体計画への影響はない。	今後も計画どおり海外を含む外部機関の叡知の活用を行っていくと同時に、ソリューションを考える過程での学術団体等との研究会での連携など、外部の叡知の活用も検討していく。
その他				

格納容器補修技術の開発

平成24年4月23日

(株)東 芝

日立GEニュークリア・エナジー(株)

三菱重工業(株)

1. 事業目的

プロジェクトの背景・目的

- 原子炉圧力容器と原子炉格納容器のバウンダリ機能が喪失した状態で炉心燃料を取り出すためには、原子炉格納容器内を原子炉圧力容器と共に水で満たした状態にすることを想定している。しかし、原子炉格納容器近傍は高線量下で狭隘部もあり、また格納容器下部(圧力抑制室等)が浸水しており、こうした環境で損傷箇所を補修する技術は確立されていない。このため、高線量・狭隘・水中環境等における補修工法と装置を開発する必要がある。

平成23年度における事業の目標

- 「既存技術の調査」
 - － 格納容器の損傷箇所を高線量・狭隘・水中等の環境下で補修するために必要な要素技術や遠隔操作技術等について、既存技術の調査を行う。
- 「【損傷の可能性が高い箇所】D/W外側補修装置開発」
 - － 損傷している可能性が高いと想定されるフランジ、ハッチ、ペネトレーションに対する補修工法を抽出する。
- 「冠水代替案の検討」
 - － 格納容器バウンダリの再構築ができない場合の冠水代替工法の概念を抽出する。

2. 事業概要

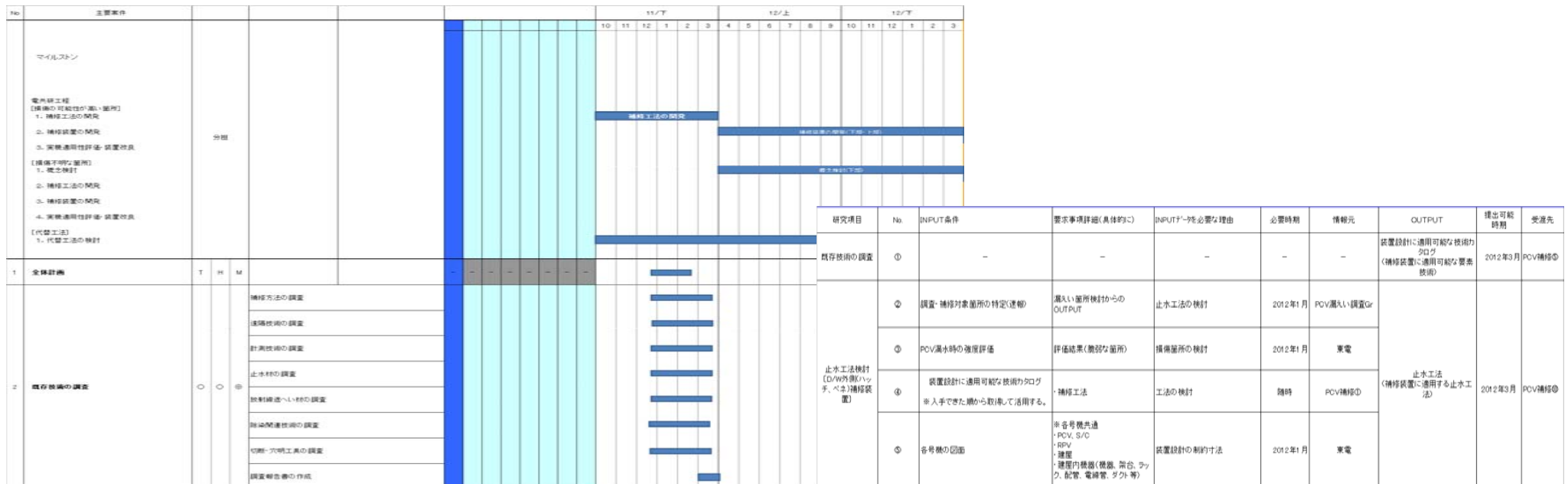
○全体計画の立案

事業の実績: 具体的な作業がイメージできるレベルに項目をブレイクし、開発工程を立案した。平成23年度は、既存技術の調査、損傷の可能性が高い箇所に対する止水工法の検討及び、冠水代替の概念検討を行うことを計画した。

インプット／アウトプットの項目及び時期を明確化し、必要情報取得や他研究Prjへのアウトプットを実施した。

事業の評価: 研究開発のスケジュールの策定が、計画通り完了しており、研究開発のインプット／アウトプットの進捗については、後工程に影響を及ぼすような遅延がなく作業が進んでいる。

計画スケジュールに対し、完了時期を延期している項目があるが、後工程に影響が出ないように工程調整を行うことで平成24年度事業計画の見直しは必要ない。



全体工程

インプット／アウトプット

2. 事業概要

○既存技術の調査

事業の実績: 格納容器補修技術として必要な要素技術を検討し、当該技術とその保有ベンダー調査を実施して、技術カタログを作成中。技術カタログワークショップおよび国際ワークショップ／シンポジウムの公募取り纏めに時間を要しており、当初計画（3月末完了）より約1ヵ月延期して4月末集約の予定である。

事業の評価: 技術カタログの取りまとめには時間をかけているが、後工程に影響が出ないように並行作業等の工程調整を行う。
より多くの技術を収集するために、技術カタログワークショップ及び国際ワークショップ／シンポジウムを通して、広く国内外の既存技術を公募及び評価し、カタログを作成中。

分類	必要技術 (構成要素)	技術概要 (ニーズ)	技術を保有するベンダ	備考
D/W外側補修ロボット(フロンツ、ハッチ、ベネ等) 【特に求められる技術】 ①複雑な形状の対象物からの水の漏えいを止める技術 ②大口径フランジ(約φ3m)からの水の漏えいを止める技術 ③高線量環境下で20年の耐久性を有する止水技術 ④遠隔で、狭隙部での止水作業が可能な技術	移動装置	・ドライウェル外側のベネ、ハッチ部に干渉物を避けてアクセスすることが可能な移動装置 ・ドライウェル外側の狭隙部(MSTノル管等)で干渉物を避けて対象ベネ、ハッチ類近傍側にアクセスすることが可能な移動装置 ・無線で移動機構及び取扱装置の操作が遠隔で可能な装置。 ・移動機構、作業装置を操作するための制御装置。	株式会社 キュー・アイ	
			株式会社 イクシスリサーチ	
			株式会社 IHI検査計測	
			Tビー工業株式会社	
			株式会社IHIエアロスペース	
			三菱電機特機システム株式会社	
			iRobot	
			Inuktun	
			株式会社AAIジャパン	
			Adept Technology	
			パプ日立工業株式会社	
			日立GEエレクトリック・エナジー株式会社	
			広和株式会社	
			有限会社浦上技術研究所	
			SeaBotk	
			VideoRay	
			ビー・エル・オートテック株式会社	
			双葉電子工業株式会社	
			朝日智響株式会社	
			HBOラディオマテック・ジャパン	
			ローム株式会社	
			オムロン株式会社	
			有限会社ムシシステムズ	
			株式会社コンテック	
			日本無線株式会社	
株式会社ゼルライン・ジャパン				
パナソニック株式会社				
株式会社アドバンテック				
株式会社テクノ				
株式会社キーエンス				
株式会社デンソー				
株式会社ハイボット				
マクソンジャパン株式会社				
株式会社東芝	カタログサンプル添付			

ベンダリストの例

技術カタログ																				
分類	移動装置																			
タイトル	ガンマクローラ																			
提案者	株式会社東芝																			
1. 技術内容 (特徴、仕様、性能など)	<p>左右独立駆動型クローラタイプの移動機構。 ・外形：910×440×290mm (突起含まず) ・重量：60kg。 ・走行段差：130mm (実績) ・階段昇降：41度 (実績) ・可搬荷重：150kg (用途に合わせて調整可能) ・ケーブル巻き取り：100m (無線 LAN も可) ・インターフェース：ジョイスティック ・オプション：走行用カメラ (2台)、LED 照明カメラ、点検カメラ用パンチルト機能、多関節マニピュレータ</p>																			
2. 実績 (国内プラント、海外プラント、他産業での実績を含む)	<p>2011年5月以降、福島第一原子力発電所の屋外/屋内の点検作業に使用中。</p>																			
3. 福島第一原子力発電所の適用可と考える根拠、技術的課題	<table border="1"> <thead> <tr> <th>適用課題</th> <th>可否</th> <th>備考・根拠など (定量的に)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放射線環境での使用</td> <td>可・否</td> <td>最大 1Sv/h × 1h の使用実績あり</td> </tr> <tr> <td>高温環境 (60℃) での使用</td> <td>可・否</td> <td>使用実績があるのは 40℃まで</td> </tr> <tr> <td>2012年上期中の装置提供</td> <td>可・否</td> <td>標準納期 1.5ヶ月</td> </tr> <tr> <td>技術情報の開示・改造対応</td> <td>可・否</td> <td>用途に応じたカスタマイズ可能</td> </tr> <tr> <td>運転・運用技術者の派遣</td> <td>可・否</td> <td>福島第一原子力発電所にオペレーター/技術者を派遣可能</td> </tr> </tbody> </table>		適用課題	可否	備考・根拠など (定量的に)	放射線環境での使用	可・否	最大 1Sv/h × 1h の使用実績あり	高温環境 (60℃) での使用	可・否	使用実績があるのは 40℃まで	2012年上期中の装置提供	可・否	標準納期 1.5ヶ月	技術情報の開示・改造対応	可・否	用途に応じたカスタマイズ可能	運転・運用技術者の派遣	可・否	福島第一原子力発電所にオペレーター/技術者を派遣可能
適用課題	可否	備考・根拠など (定量的に)																		
放射線環境での使用	可・否	最大 1Sv/h × 1h の使用実績あり																		
高温環境 (60℃) での使用	可・否	使用実績があるのは 40℃まで																		
2012年上期中の装置提供	可・否	標準納期 1.5ヶ月																		
技術情報の開示・改造対応	可・否	用途に応じたカスタマイズ可能																		
運転・運用技術者の派遣	可・否	福島第一原子力発電所にオペレーター/技術者を派遣可能																		

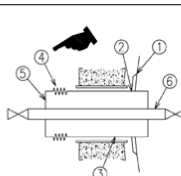
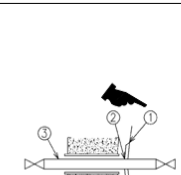
技術カタログの例

2. 事業概要

○【損傷の可能性が高い箇所】D/W外側補修装置開発

事業の実績: 損傷の可能性が高い箇所の補修に適用する止水工法を抽出した。補修対象部位を7種に分類し、部位ごとの選定・具体化を進めている。現場の環境を考慮し実現性を考慮した検討が必要なこと、及び、技術カタログWS及び国際WS／シンポジウムの公募の結果の反映が必要なことから、3月末完了の当初計画を5月末完了に延期して作業を継続している。

事業の評価: 止水工法検討は、技術カタログの取りまとめに時間を要しているが、後工程に影響が出ないように並行作業等の工程調整を行う。
現場情報を具体的に収集するために類似プラントである1F-5の現地調査を実施し、アクセスルート・干渉物等を確認した。

部位	対象部位	構造概略	補修方法							その他
			溶接(当て板、直接)	充てん材	グラウト等による埋設	テープ、パッチ	被覆	機械締結(継輪等)	接着材、パテ(当て板、直接)	
PCV1階以上	ペロー付き貫通部		既設のペロー保護カバーを活用し、その隙間部を鋼板にて覆い、溶接により固定する工法。恒久対策であり、既に漏れている部位や、遠隔作業が必要な場合の適用は困難と想定している。	既設の保護カバーを活用し、その隙間部だけを閉止するクランプ状の閉止用具、もしくは止水材で止水し、保護カバーもしくは止水材部に充てん材圧入用開口を複数箇所設け、ペローとの間に充てん材(デブコン等)の流動性の高いものを圧入、漏れを止める。	ペロー周辺に型枠等を設置し、グラウト材にて埋設する工法。他のケースとして、アクセスが困難かつ、大量の漏れがあり、ベネ室のような閉塞された空間内である場合、グラウト材をベネ室に充てん、漏れを止める工法も考えられる。ただし後年の廃炉工程で撤去物量が増大するため、可能な限り大規模埋設は避ける方がよい。	既設の保護カバーの上から防水シートを巻き付け、両端を固縛し、漏れを止める工法が考えられる。基本的には漏れが少ない場合に適用されると考えられるが、止水テープを何層も巻くことで可能な限り漏水を止め、他工法で完全に止水する手順も考えられる。遠隔操作でアクセスすることを想定しても、その作業自体は簡易なことから、技術的なハードルも比較的、低いと考える。	ラバーブーツのようなもので覆う。ただしペローズをまとめて覆う作業は自動化が困難なことが予測されるため技術的なハードルも比較的、高いと考える。	ペローズ部を含む全体を覆う特殊締結器具を作成・設置することで漏れを止める工法。ただし器具が大型になるものと考えられ、遠隔作業が必要な場合には現実的ではない。	既設保護カバーの隙間を接着剤で覆う工法。もしくは隙間が大きい場合には鋼板を接着剤により固定する工法も考えられる。止水テープ等も併用することで、止水効果が向上することが期待できる。遠隔操作でアクセスすることを想定しても、その作業自体は簡易なことから、技術的なハードルも比較的、低いと考える。	ペローズは保護カバー、補強リングが付いており、全体を直接目視できないし、ペローズに直接補修できない。
	直管		PCVとコンクリ壁の隙間が狭く、現有の溶接機材のアクセスが不可能なことから、PCV外面からの溶接補修は不可能と考える。	PCVとコンクリ壁の隙間に部分的に充てん材を充てんする方法が考えられる。ただし損傷が大規模な場合には充てん材のみで補修するのは困難であり、グラウト材等(流動性のモルタル等)の併用が現実的と考える。	PCVとコンクリ壁の隙間に全面的にグラウトを注入、埋設する工法が考えられる。損傷が小規模であれば、充てん材のみで補修できる可能性も有るが、損傷形態が明確になるまでは本工法を基本とする。	PCVとコンクリ壁の隙間が狭いため、そこを通過して、破損部位に到達し、テープ、パッチ形状の止水材を張り付ける遠隔技術の開発は極めて難航することが予測されることから、止水材による補修は不可能と考える。	PCVとコンクリ壁の隙間が狭いため、そこを通過して、破損部位に到達し、止水シートで破損部位を覆い、かつ固定する遠隔技術の開発は極めて難航することが予測されることから、止水シート等による補修は不可能と考える。	当該損傷想定部位の形状から機械式締結器具を固定することは出来ない。そもそもPCVとコンクリ壁の隙間が狭いことから締結器具の搬入は不可能であると考えられる。	PCVとコンクリ壁の隙間が狭いため、そこを通過して、破損部位に到達し、接着材、パテ状の止水材を張り付ける遠隔技術の開発は極めて難航することが予測されることから、止水材による補修は不可能と考える。	スリーブとコンクリ壁の隙間を閉止する器具を設置して充てん材を充てんし、PCV周囲の歪みコンクリート壁をパウダリとする。ただし全てのベネに対して実施する必要があるため、作業は長期化することが想定される。
			△	○	△	○	△	×	○	-
			×	△	○	×	×	×	×	△

損傷の可能性が高い箇所 補修工法(案)の検討

2. 事業概要

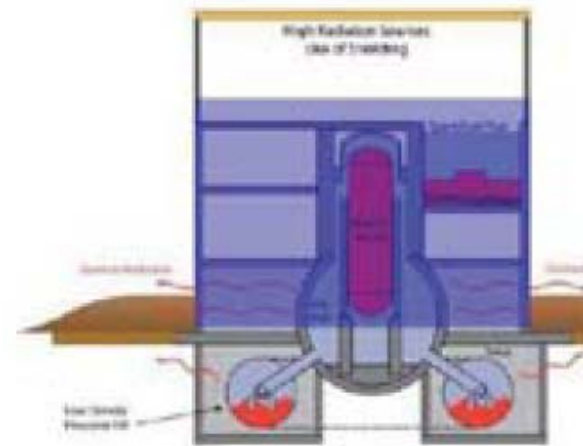
○冠水代替案の検討

事業の実績: 格納容器バウンダリ再構築による冠水が実施不可能となった場合の冠水代替について、代替工法の概念抽出を実施した。

事業の評価: 冠水代替案の検討は、今後詳細なエンジニアリングスケジュールを策定して実現可能性の評価を行う予定であり、問題はない。



原子炉遮へい壁
バウンダリ案



原子炉建屋
バウンダリ案

冠水代替工法概念(案)の例

3. 今後の計画

格納容器補修技術の開発

必要性

原子炉圧力容器と原子炉格納容器のバウンダリ機能が喪失した状態で炉心燃料を取り出すためには、まずは遮へい等の観点から原子炉格納容器を補修してバウンダリを再構築し、原子炉格納容器内を原子炉圧力容器と共に水で満たした状態にすることを想定している。しかし、原子炉格納容器近傍は高線量下で狭隘部もあり、また格納容器下部(圧力抑制室等)が浸水しており、こうした環境で損傷箇所を補修する技術は確立されていない。このため、高線量・狭隘・水中環境における補修工法と装置を開発する必要がある。

実施内容

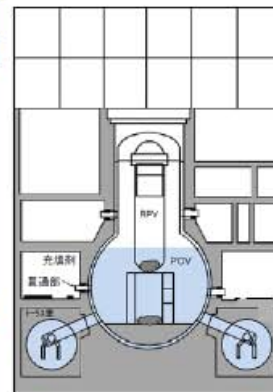
1. 補修工法の検討・装置設計(下部用)
 - ・格納容器下部や原子炉建屋の漏えい箇所を補修するための工法を検討し、必要な装置を開発する。(漏えい箇所調査結果を反映する。)
2. 補修装置の製作・改良(下部用)
 - ・格納容器下部や原子炉建屋の漏えい箇所を補修するための装置を製作し、実機適用性評価(現場実証)を行った上で、必要に応じて装置を改良する。
3. 補修工法の検討・装置開発(上部用)
 - ・格納容器上部の漏えい箇所を補修するための工法を検討し、必要な装置を開発する。(漏えい箇所調査結果を反映する。)
4. 補修装置の製作・改良(上部用)
 - ・格納容器上部の漏えい箇所を補修するための装置を製作し、実機適用性評価(現場実証)を行った上で、必要に応じて装置を改良する。
5. 代替工法の検討
 - ・原子炉格納容器を水で満たして炉心燃料を取り出す工法の代替工法について検討する。

候補となる技術例

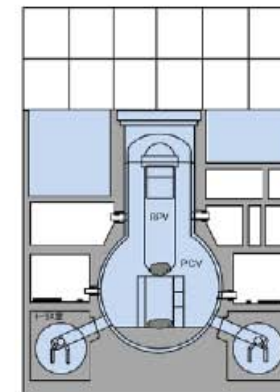
要素技術	適用例
補修(止水)材 補修(止水)用装置	シーリング材 グラウト材
補修(止水)材注入孔穿孔工法 補修(止水)材等の充填工法	空隙充填、 水中構造物
原子炉格納容器遠隔補修用ロボット	クローラ ビークル

実施工程

事項/年度	第1期			第2期			
	2011	2012	2013	2014 (前)	2015	2016	2017 (中)
1.補修工法 検討・装置設計 (下部用)	■						
2.補修装置 製作・改良 (下部用)				■			
3.補修工法 検討・装置設計 (上部用)	■			■			
4.補修装置 製作・改良 (上部用)				■			
5.代替工法の検討	■						



原子炉格納容器下部水張りイメージ図



原子炉格納容器上部水張りイメージ図

3. 今後の計画

平成24年度における事業の目標

- 平成24年度は、下記の項目を実施する。
 - ◆ 損傷の可能性が高い箇所に対する補修装置の要素開発・設計
 - ◆ 損傷不明な箇所に対する補修工法・装置の概念検討
 - ◆ 代替冠水工法の成立性検討
- 計画スケジュールに対し、完了時期を延期している既存技術調査、止水工法の検討については、後工程に影響のでない範囲で完了する。

機器・装置開発サブワーキング

報告 ↑ ↓ 管理

格納容器補修技術の開発

(幹事会社: 東芝)

既存技術の調査

◎三菱重工、東芝、日立GE

D/W外側補修技術開発【損傷の可能性が高い箇所】

止水工法の検討

◎東芝、日立GE、三菱重工

補修要素技術・装置の検討・開発・設計

◎日立GE、東芝、三菱重工

ロボット(要素技術の組合せ)

◎日立GE

人間系(遠隔以外)作業用装置

◎東芝

DW外側(フランジ・ペネ・遮蔽壁間ギャップを除く)・
S/C及びトラス室壁面補修技術の開発【損傷不明な箇所】

止水工法の検討(上部・下部)

◎東芝、日立GE、三菱重工

穴開けロボット及びS/C補修ロボット(下部)

◎東芝、日立GE、三菱重工

トラス室壁面補修ロボット(下部)

◎日立GE、東芝、三菱重工

DW外側(フランジ・ペネ・遮蔽壁間ギャップを除く)・
S/C及びトラス室壁面補修技術装置の開発

東芝、日立GE、三菱重工

冠水代替案検討

◎日立GE、東芝、三菱重工

プロジェクト名: 格納容器内部調査技術の開発

実施者: 日立 GE ニュークリア・エナジー、東芝、三菱重工業

ワーキングチーム名: 機器・装置開発等サブワーキングチーム

	平成23年度事業実績(プロジェクト実施者が記入)	平成23年度事業実績の評価 (プロジェクト実施者による自己評価(改善点含む))	平成23年度事業実績の評価 (研究開発推進本部による評価)	平成24年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容(全般)				
(評価の視点)				
○目標・計画を達成したか -実施内容 -成果 -スケジュール	<p><全体計画の立案></p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料デブリ位置特定に向けて具体的な作業がイメージできるレベルに項目をブレイクし、それに基づき開発工程を立案した。 ・平成 23 年度としては、既存技術を調査して技術カタログとして纏めること及び本 Prj での調査の項目/調査方法/アクセスルートや装置の構想を検討する概念検討を行うことを計画した。 ・また、インプット/アウトプットの項目及び時期を明確化し、それに基づき必要情報取得や他研究 Prj へのアウトプットを実施した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・研究開発のスケジュールの策定が、計画通り完了しており、研究開発のインプット/アウトプットについても、ほぼ計画通りに進捗している。 ・平成 23 年度の目標は、技術カタログ作成と計画立案(概念検討)であり、内容及び期間ともに計画通りに完了した。 ・研究開発では、格納容器事前調査を平成 25 年度、本格調査を平成 28 年度に予定しているが、PCV エントリー*等で得られた情報を踏まえて研究計画見直しの検討が必要。 *:本研究開発とは別に工事案件として2号機でPCV エントリーが実施され、1/3号機でも1sエントリーの計画が議論されている。 	<ul style="list-style-type: none"> ・全体計画の立案は、計画通り完了している。 ・PCV内部調査のアクセスルートや装置などは、2号機PCVエントリーが実施され、その情報を反映することで検討を進めている。ただし、他 Prj 等の成果も踏まえて、適切に研究計画を見直すことが望まれる。 	他 Prj の動向(除染 Prj による建屋内調査、PCV 補修工事など)や、工事案件として実施されている PCV のエントリー工事等で得られた情報を踏まえて計画や工程を見直す。
○目標・計画を達成するための効果的な工夫が図られたか				
○成果が活用されたか				
	<p><技術カタログの作成></p> <ul style="list-style-type: none"> ・既存技術の調査において、格納容器内部調査として特に必要な技術を明確化し、その技術を構成要素に区分することで、効率的な調査を実施した。 ・技術カタログ WS および国際ワークショップ/シンポジウムの公募取り纏めに時間を要しており、当初計画(3月末完了)より約1ヶ月延期して4月末集約の予定である。 	<ul style="list-style-type: none"> ・技術カタログの取り纏めには、より広く技術を収集するために時間をかけて実施している。尚、後工程へ影響が出ない様に並行作業等の工程調整を行うことで、平成 24 年度は、当初計画通りに格納容器内へのアクセス方法の詳細検討と調査装置の設計を行う。 <p><改善点></p> <ul style="list-style-type: none"> ・より広く技術を収集するために、技術カタログワークショップ及び国際ワークショップ/シンポジウムを通して、広く国内外の既存技術を公募及び評価し、カタログを作成中。 	技術カタログの内容をより良いものとするために、国際 WS やシンポジウムを開催するなど、事業内容を計画より拡大させ時間をかけて情報収集に取り組んでいる。	技術カタログ WS や国際 WS/シンポジウムの公募を通じて得られた、有用な情報を技術カタログとして取り纏める。
	<p><計画立案(概念検討)></p> <ul style="list-style-type: none"> ・調査項目の決定に際し、プラントの状況や後工程の Prj(デブリ取出し工法・装置開発等)で必要となる情報も含め、幅広く検討を実施し内容の充実を図った。 ・全号機を通して調査すべき項目を 16 項目に区分して整理した。現場の環境(線量)が号機ごとに異なるため、調査の難易度が異なり、この点を踏まえた号機ごとの調査方法や技術課題を含んだ詳細計画を平成 24 年度に立案する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・概念検討については、計画通りに推進しており、平成 24 年度は、当初計画通りに格納容器内へのアクセス方法の詳細検討と調査装置の設計を行う。 	全号機を通じて調査すべき項目が整理されている。また、プラント毎の状況を踏まえたアクセス方法の検討や装置の設計に取り組んでいる。	プラント毎に環境が異なっていることから、現場調査を含めた調査方法や技術課題の検討を実施する。

事業実施内容(特記事項)				
現場ニーズの反映	・工案件として実施された2号機の PCV エントリーについて、実績(工法や取得データ)とともに改善事項(照度の確保や滴下水対策)の情報も入手し、この対策技術を研究開発の重要事項として取り入れた。	・2号機の PCV エントリーの実績や改善事項を反映することにより、格納容器内部調査の概念検討(特に調査項目/方法の検討)をより具体的に検討できた。	2号機PCVエントリーの結果等に基づく、現場状況や現場担当者の意見を確認し、PCV内部調査の検討に反映している。	密な意思疎通により現場ニーズを反映しており、定期的な打ち合せを通じて、今後も反映する仕組みとしていることから、引き続きこの枠組みで現場ニーズの拾いあげを行う。
インプット/アウトプットの明確化・共有	・開発項目毎に必要な情報や作業を抽出し、時期や相手先を明確にするためにインプット/アウトプットの一覧を作成し、項目を明確化して進めている。 ・アウトプットについては、現場環境を考慮した上で各号機毎に可能なアクセスルートを検討し、除染 Prj に提示し、除染のための調査計画に反映されている。	・概念検討に際して、インプット/アウトプット一覧表を作成することにより、プラントデータや各種評価結果を系統的な調査に資することができるように漏れなく入手することができた。	・インプット/アウトプットは、概ね計画通りに作成している。 ・各号機毎の環境情報に基づき調査対象部位とアクセスルートが提示されている。 ・得られた知見は、他Prjと情報共有を図ることが望ましい。	H24 年度は、他プロジェクトとの取り合いを考慮しながら検討を継続していく。
事業実施体制				
実施者の内部体制・役割分担	・内部調査を実施する貫通口やアクセスルートの検討については、BWRプラントメーカーである日立 GEと東芝が主体となり実施した。既存技術の調査や調査項目/方法の検討については、PWR プラントメーカーとして多くの点検・調査経験を有する三菱も加わって3社で進めた。 ・装置開発では、設計段階で基本仕様を3社で相互確認するとともに、製品段階では試験結果を共有することで新たに得られた研究開発成果を共有することとした。	・各メーカーの得意分野を生かした分担ができており、効率的にできるとともに、研究開発成果を有効に展開できる体制となっている。	・研究開発を開始するにあたって、各社の役割分担を各社の強みに応じて振り分け、明確化した。各社の強みを活かすことを念頭に、今後とも実効的、効率的な研究開発体制を維持することが望ましい。 ・得られた知見は、他Prjと情報共有を図ることが望ましい。	プロジェクトの円滑な進捗が図れているよう配慮されていることから、現状案のとおり検討を継続していくが、2012 年度における検討において何らかの不具合が見られた場合には必要に応じて見直しを検討する。
外部機関の叡智の活用	・技術カタログ WS(国内)や国際シンポジウムでの技術カタログの公募を通して、広く技術を収集した。また、技術カタログのまとめに対しては、有識者の方々にレビュー頂きながら進めた。	・技術カタログの公募では、内部調査に適用可能な技術だけでなく、今後の燃料取出し、廃炉措置を想定した場合に有用と思われる技術も提案があり、広く情報を収集できている。広く得られた情報の活用(叡智の活用)が今後の課題である。	技術カタログの整備にあたり、技術カタログ WS 等を開催し、広く国内外にある有用な情報が得られるようにしている。	今後も計画どおり海外を含む外部機関の叡智の活用を行っていくと同時に、ソリューションを考える過程での学術団体等との研究会での連携など、外部の叡智の活用も検討していく。
その他				

格納容器内部調査技術の開発

平成24年4月23日

日立GEニュークリア・エナジー(株)

(株)東芝

三菱重工業(株)

1. 事業目的

プロジェクトの背景、目的

現在、燃料デブリの存在状況が不明であるため、その取出しに向けて原子炉格納容器内のデブリの位置及び状況の調査が必要であるとともに、圧力容器を支持するペデスタル等の状況も確認する必要がある。

また、原子炉格納容器内は 高温・多湿・高線量の過酷環境下であり、遠隔装置等による調査が必要で、この工法と装置の開発を実施する。

平成23年度における事業の目標

➤技術カタログの作成

格納容器内調査技術の開発に向けて、国内及び海外を含めた既存の技術を広く調査し、技術カタログを作成する。技術調査と合わせて、その技術の適用性についても検討する。

➤計画立案(概念検討)

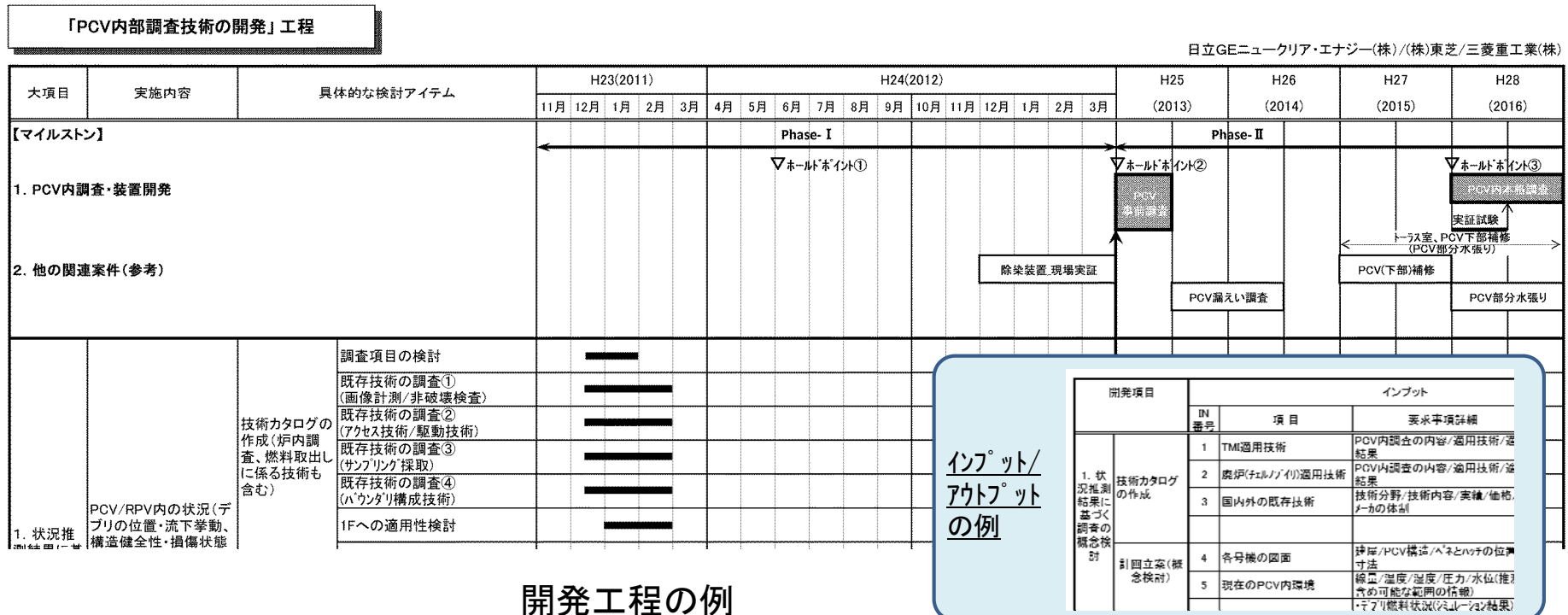
- ・ 格納容器内部の調査項目、対象部位、調査手段の検討を行う。
- ・ 原子炉建屋の損傷状況や環境条件(線量)を踏まえて、調査対象部位へのアクセスルートの検討を行う。

2. 事業概要(1/4)

➤ 全体計画の立案

事業の実績： 燃料デブリ位置特定に向けて具体的な作業がイメージできるレベルに項目をブレークし、それに基づき開発工程を立案。平成23年度では、既存技術を技術カタログに纏めること及び本Prjでの調査項目／調査方法／アクセスルートや装置の構想を検討する概念検討の実施を計画し、推進した。

事業の評価： 研究開発のスケジュール策定が、計画通り完了しており、研究開発のインプット／アウトプットの進捗についても、ほぼ計画通りに進捗しており、後工程への影響はない。



2. 事業概要 (2/4)

➤ 技術カタログの作成

事業の実績： 格納容器内部調査として、特に必要な技術を明確化し、その技術を構成要素に区分することで効率的な調査を実施。技術カタログWS及び国際シンポジウムの公募取り纏めに時間を要しており、当初計画(3月末完了)より約1ヶ月延期して4月末集約の予定。

事業の評価： 技術カタログの取りまとめには、より広く技術を収集するために時間をかけて実施している。尚、平成24年度は、当初計画通りに格納容器内へのアクセス方法の詳細検討と調査装置の設計を行う。

技術カタログ ベンダリスト(PCV内部調査)

分類	必要技術 (構成要素)	技術概要 (ニーズ)	技術を保有するベンダ
PCV内調査装置、 放射性物質飛散防止カバー、 検査装置 <次ページへ続く>	移動機構	<ul style="list-style-type: none"> ・後述の作業機構及び計測装置を搭載し、調査対象部位までアクセスするための機構 ・PCV外の貫通口に装置を設置または投入し、PCV内部に進入可能な機構 ・ベテスタル外側及び内側の状況が調査可能な機構 <p>※ 本機構には、遠隔操作のための制御装置及び通信装置を含む</p>	株式会社キュー・アイ
			Inuktun
			株式会社ハイボット
			iRobot
			株式会社 石川鉄工所
			NEOVISION
			新日本非破壊検査株式会社
			三井造船株式会社
			東電工業株式会社
			株式会社クボタ
			QinetiQ
			MOBILE ROBOTICS
			トピー工業株式会社
			三菱電機特機システム株式会社
			Raytheon
			三菱電機株式会社
株式会社イクシスリサーチ			
株式会社コンテック			
アドバンテック			
MAXON MOTOR			

【特に求められる技術】

- ① PCV内への貫通口に装置をアクセスさせ、

技術カタログ

分類	移動機構
タイトル	ロッド自動連結型ロボット
提案者	三菱重工業株式会社
1. 技術内容(特徴、仕様、性能など)	
<p>ロッドを自動連結して、カメラ等を閉鎖空間内に挿入できるロボット。直径約200mm の穴から約9m 奥にカメラ等を挿入することができる。</p>	
2. 実績(国内プラント、海外プラント、他産業での実績を含む) 原子カプラント用途に実績有り。	

2. 事業概要 (3/4)

➤ 計画立案 (概念検討)

事業の実績：調査項目決定時に、後工程のPrj(デブリ取出し工法・装置開発等)で必要となる情報も推定して幅広く検討し、全号機を通して調査項目を16項目に区分して整理した。現場の環境(線量)が号機ごとに異なるため、調査の難易度が異なり、これを踏まえた号機ごとの詳細計画を平成24年度で立案する。

事業の評価：概念検討については、計画通りに推進しており、平成24年度は当初計画通りに格納容器内へのアクセス方法の詳細検討と調査装置の設計を行う。

日立GEニュークリア・エナジー(株)/(株)東芝/三菱重工業(株)

表. 調査項目と実施区分

番号	番号 (*1)	下回番号	調査項目	調査方法	調査機器	調査程度	実施区分				
							1st Entry	内部調査①	内部調査②		
1	-	P	[燃料デブリ位置の把握]	ベデスタル外	位置、状態 POV内1階グレーチング階間から、ベデスタル底部のデブリ位置を把握する。	可視化機器 (例:耐放カマ, 超音波, 線量計, サモカマ, レーザ等)	ベデスタル底部代表面	-	-	○ (*2)	
2	1-① 1-②	Q		ベデスタル内	位置、状態 CRD輸出入口よりアクセスしベデスタル中心付近から、ベデスタル底部、及びRPV底部のデブリ位置を把握する。	可視化機器 (例:耐放カマ, 超音波, 線量計, サモカマ, レーザ等)	ベデスタル底部側, RPV底部側	-	-	○	
3	2-③	A	[冷温停止状態の確認] [機器健全性確認]	ベデスタル外	状態	POV内1階グレーチング付近から、ベデスタル外の状態を把握する。	耐放カマ	複数点	○	○ (三次元)	-
4	2-④	B			温度	POV内1階グレーチング付近から、ベデスタル外の温度を把握する。	熱電対	複数点	○ (継続監視含む)	○ (三次元)	-
5	2-⑤	C			線量	POV内1階グレーチング付近から、ベデスタル外の線量を把握する。	線量計 (等円形, 指向性有り)	複数点	○	○ (三次元)	-
6	2-⑥ 2-⑦	D			ベデスタル内へのアクセス (X-6ベネ-OFC輸出入口)	X-6ベネ内側の状態を把握する。 CRD輸出入ブリッジの状態を把握する。	耐放カマ	X-6ベネ内部 CRD輸出入ブリッジ	-	○	-
7	2-⑧	E			滞留水 水位	POV内1階グレーチング階間から下方にアクセスし、滞留水の水位を把握する。	耐放カマ	代表点	○ (継続監視含む)	-	-
8	2-⑨	F			滞留水 水質	POV内1階グレーチング階間から下方にアクセスし、滞留水の水質を把握する。	サンプリング	代表点	○	-	-

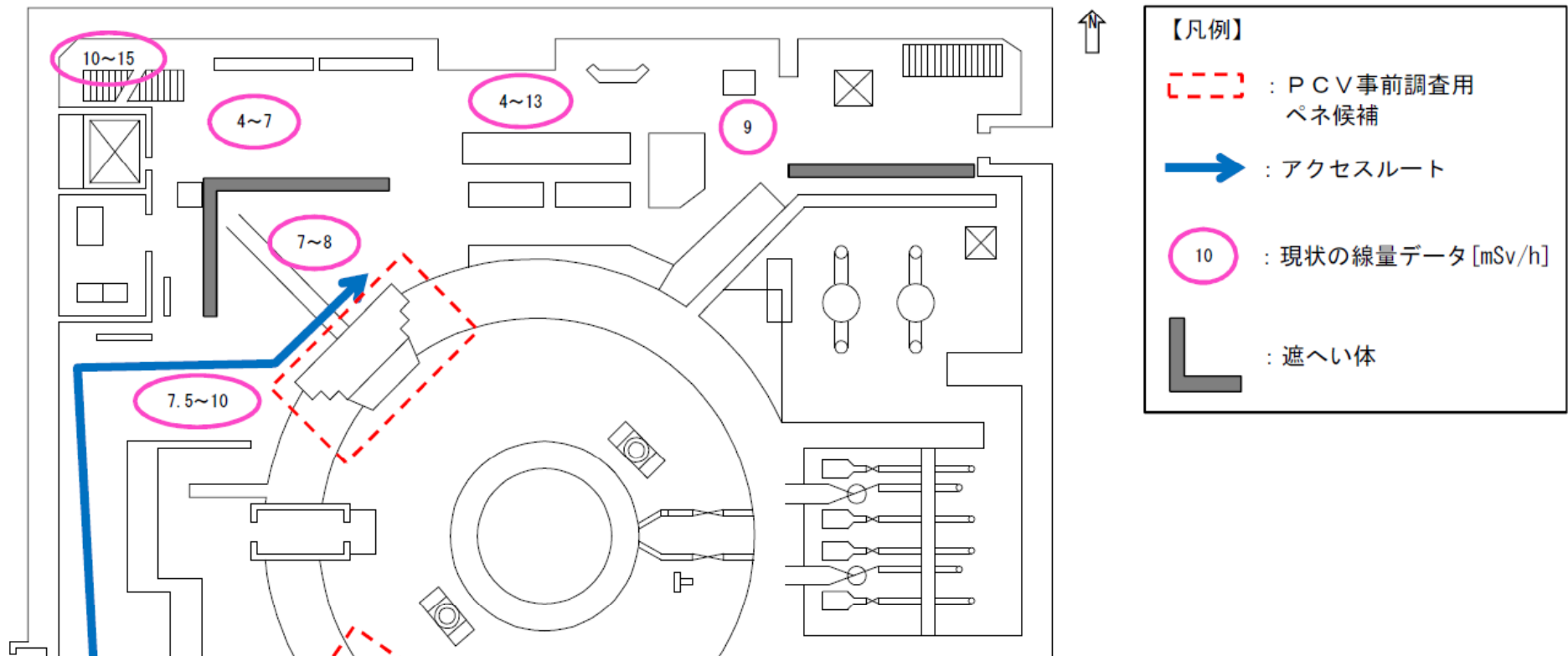
内部調査の項目と調査方法の例

2. 事業概要(4/4)

➤ インプット／アウトプットの明確化・共有

事業の実績： 開発項目毎に必要な情報や作業を抽出し、時期や相手先の明確化のためインプット／アウトプットの一覧を作成。アウトプットとしては、現場環境を考慮した上で各号機毎に可能なアクセスルートを検討し、除染Prjへ遅延なく提示。

事業の評価： インプット／アウトプット一覧表を作成することにより、プラントデータや各種評価結果を系統的に情報入手することができ、漏れのない検討ができています。



除染プロジェクトへのアウトプット例(アクセスルート)

3. 今後の計画(1/2)

(2-①-4) 格納容器内部調技術の開発

必要性

現在、燃料デブリの存在状況は不明であるため、その取出しに向けて原子炉格納容器内のデブリの位置及び状況を事前に調査するとともに、圧力容器を支持するペDESTAL等の状況も確認する必要がある。また、原子炉格納容器内は高温・多湿・高線量の過酷環境下であり、遠隔装置等による調査が要求される。さらに、原子炉格納容器内に装置を投入するために原子炉格納容器バウンダリを開放する際には、放射性物質が飛散しないためのシステムの開発も併せて要求される。

実施内容

原子炉格納容器内の状態把握、原子炉圧力容器の漏えい調査、燃料デブリ取り出し工法の検討を目的とした原子炉格納容器内調査の工法および装置の研究開発を行う。原子炉格納容器外まで作業員または装置がアクセスし、原子炉格納容器貫通孔等から遠隔検査装置を投入し原子炉格納容器内部を調査する計画を基本とし、以下の研究開発を行う。

(1) 炉内状況の推測結果に基づく既存技術の整理

原子炉格納容器/原子炉圧力容器内の状況（デブリの位置・流下挙動、構造健全性・損傷状態等）をプラントパラメータ計測、シミュレーション等により推測し、適切な調査計画を立案（工法の概念検討）するとともに、過酷な環境下においても適用可能な既存技術を整理する。

(2) アクセス方法と装置（ツール）の開発

- ・原子炉格納容器事前調査工法の検討
- ・原子炉格納容器内本格調査工法の検討
- ・原子炉格納容器内本格調査のアクセス装置

(3) 原子炉格納容器内部の放射性物質に対する対策

調査時および調査後に、原子炉格納容器内部から放射性物質が飛散することによる作業員および公衆の被ばくに対する対策として、飛散防止カバー及びカバー内で原子炉格納容器開口部の開閉・装置挿入引抜きを行う遠隔機構を検討する。

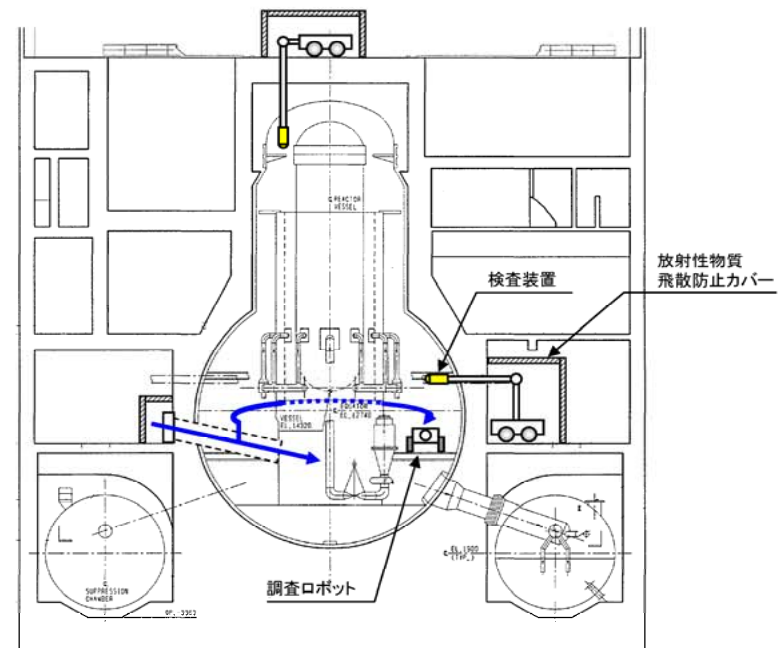
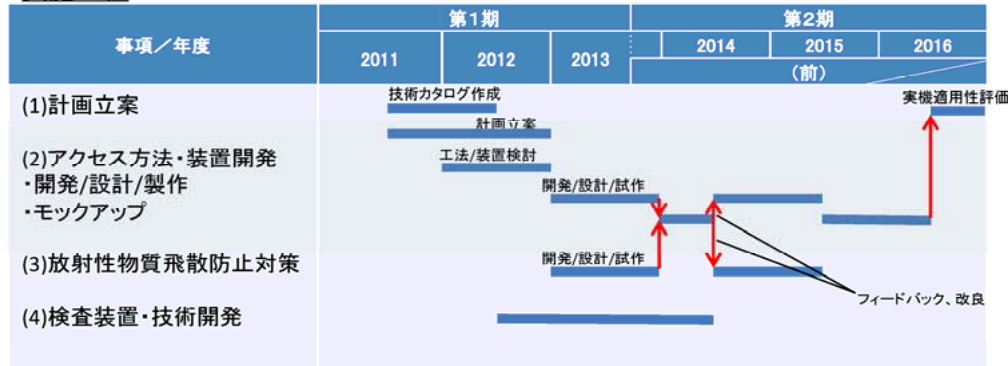
(4) 検査装置・技術の開発

従来の点検範囲を超える箇所、手段、環境（線量、温度等）で検査するための検査装置・技術の開発と、汚染した装置の除染・処理方法の検討を行う。

候補となる技術例

要素技術	適用例
原子炉格納容器内調査ロボット(遠隔無人、過酷環境下)	防災味'ット
原子炉格納容器内各種作業ロボット	防災味'ット
放射性物質の飛散防止対策	—
検査装置・技術	TMI経験

実施工程

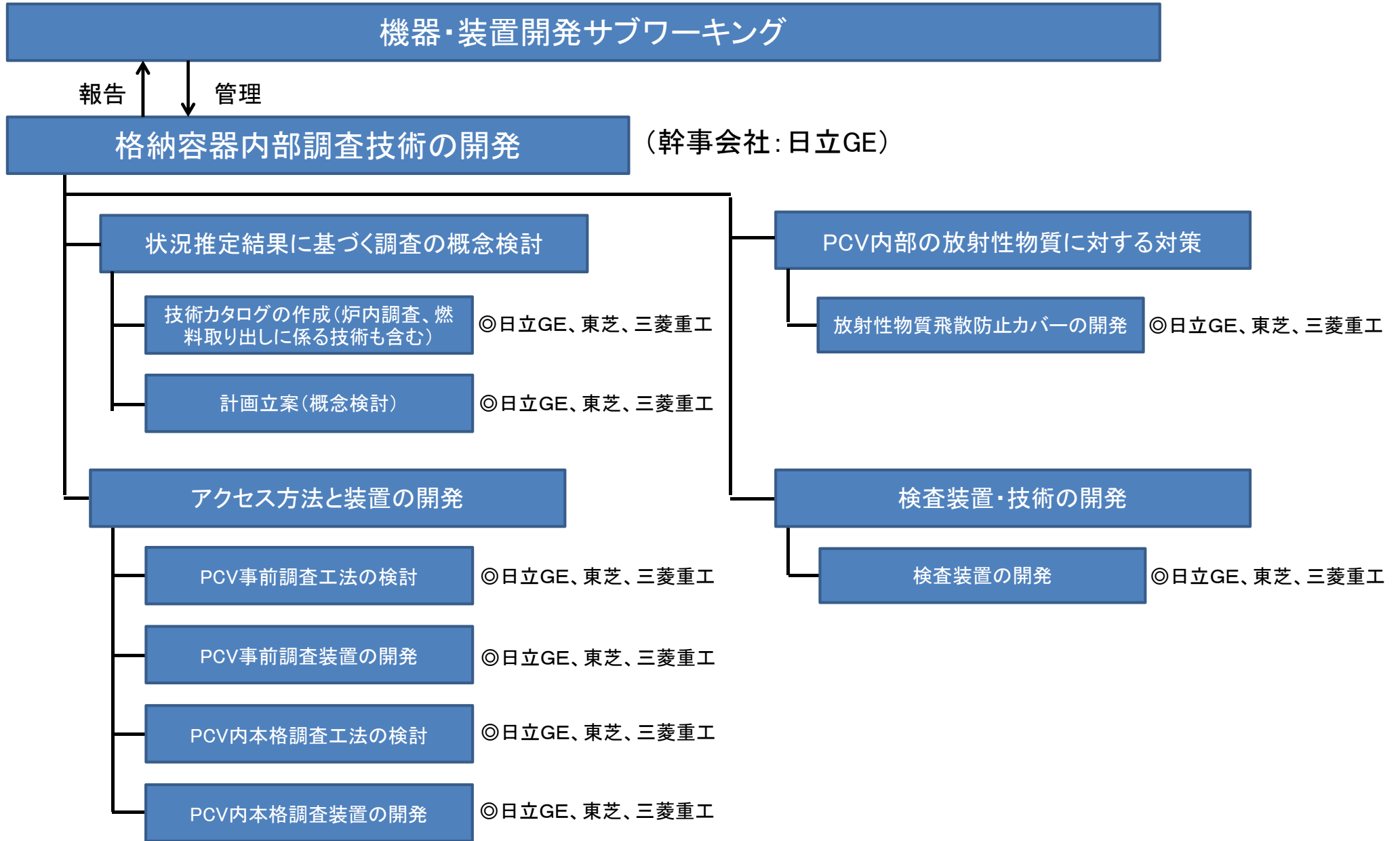


3. 今後の計画(2/2)

平成24年度における事業の目標

- 計画立案(概念検討)：平成23年度から継続
 - 平成23年度で検討した内容(調査対象部位, アクセスルート, 調査手段など)に基づき、格納容器_事前調査, 本格調査用の装置の構想検討を行う。
- 格納容器_事前調査工法検討/装置開発 及び本格調査工法の検討
 - 格納容器_事前調査を平成25年度、本格調査を平成28年度に予定しており、これに向けて平成23年度の検討結果を基に調査工法の詳細検討と装置の開発を実施する。
 - 工事案件として2号でPCVエントリーが実施され、1号/3号でも工事案件としてPCVエントリーの計画が議論されている。これら工事で得られた情報を踏まえて、研究計画への反映及び見直しを検討する。

4. 格納容器内部調査技術の開発体制



平成23年度において、内部調査を実施する貫通口やアクセスルートの検討は、BWRプラントメーカーである日立GEと東芝が主体となり実施し、既存技術調査や調査項目/方法の検討は、PWRプラントメーカーとして多くの点検。調査経験を有する三菱重工業も加わって3社で進めた。平成25年度上期からの検査装置(本格調査)の設計・製作については、3社分担し進める。

プロジェクト名: 圧力容器/格納容器の腐食に対する長期健全性評価

実施者: 東芝/日立 GE/三菱重工業/JAEA/電中研

ワーキングチーム名: 機器・装置開発等サブワーキングチーム

	平成23年度事業実績(プロジェクト実施者が記入)	平成23年度事業実績の評価 (プロジェクト実施者による自己評価(改善点含む))	平成23年度事業実績の評価 (研究開発推進本部による評価)	平成24年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容(全般)				
(評価の視点) ○目標・計画を達成したか -実施内容 -成果 -スケジュール ○目標・計画を達成するための効果的な工夫が図られたか ○成果が活用されたか	<実事故履歴分析に基づく試験条件の検討> ・当初計画どおり、シビアアクシデント後のプラントデータ調査結果、海水腐食等に関する既存研究データ調査結果、腐食抑制策の検討結果等をもとに、原子炉圧力容器(RPV)、原子炉格納容器(PCV)及びRPV ペDESTAL*に対する腐食試験、腐食抑制策確証試験及び高温強度試験計画の策定を完了した。	・事故履歴データに基づき、事故後のプラント状態を(1)事故直後の高温の期間、(2)冷温停止状態到達までの中温の期間、(3)冷温停止後の低温の期間に分類し、それぞれの期間における材料劣化を個別に評価するための試験条件を策定でき、当初目標である実事故履歴分析に基づいた試験条件の検討が行われている。 一方、ペDESTALについては高温の燃料デブリ落下に伴うコンクリート損傷の影響評価が課題として認識されており、平成24年度からの検討開始が望ましい。	当初の計画どおり、シビアアクシデント後のプラントデータ調査結果等から、原子炉圧力容器(RPV)等の試験計画が策定されている。 一方、ペDESTALの鉄筋コンクリートについても燃料デブリに晒されている可能性、評価の必要性が認識されており、適切に検討が行われている。	平成24年度は、RPV、PCVの腐食試験、高温強度試験を当初計画どおり実施する。 ペDESTALについては、高温履歴と海水腐食による鉄筋コンクリートの強度低下に加え、高温の燃料デブリ落下に伴うコンクリート損傷の影響評価が課題として認識されており、評価内容や実施主体について、平成24年度からの検討開始が望ましい。
	<原子炉容器の構造材料腐食試験> ・当初計画どおり、腐食試験に用いるRPV、PCV 供試材の購入仕様を検討し、本年度調達予定であった供試材(RPV 供試材)の調達を完了した。	・当初目標である材料調達を完了している。なお、試験結果のばらつきを低減し、より確度の高い評価を実現するため、調達した材料については技術協力会社を含め、全参加機関で共通材として評価に用いるなど、効率化が図られている。	当初の計画どおり、腐食試験に用いるRPV、PCV 供試材の調達を完了している。 また、確度の高い評価結果を得るため、全参加機関で共通材を用いることにしており、試験実施方法に工夫が見られる。	平成24年度は、RPV、PCVの腐食試験、高温強度試験を実施する計画である。 現場で実施されているPCV 内部調査等で逐次明らかになった情報については、柔軟に試験条件に反映する。
	<RPV ペDESTAL鉄筋コンクリート劣化試験> ・当初計画どおり、劣化試験に用いるRPV ペDESTAL鉄筋コンクリート試験体用の鉄筋、コンクリート等の材料調達とコンクリート調合計画の策定を完了した。	・当初目標である材料調達を完了している。なお、実機と同等なコンクリートの入手が困難なこと、研究期間の制限からコンクリートの養生期間を十分確保できないことなど課題があり、本試験体の妥当性確認方法について検討が必要である。	当初の計画どおり、劣化試験に用いるコンクリート等の材料調達が完了している。 なお、試験データの妥当性検証方法についても考察されており、鉄筋コンクリート劣化試験が適切に検討されている。	RPV ペDESTAL鉄筋コンクリート劣化試験については計画通り実施する。 左記技術的課題については、引き続き検討を行う。
事業実施内容(特記事項)				
現場ニーズの反映	・シビアアクシデント直後から現在までの腐食量の把握と、今後の燃料デブリ取り出しまでの長期腐食対策に対するニーズを試験計画へ反映した。	・ヒドラジン注入等早期現場適用に向けて検証ニーズの高い項目を適切に評価対象として試験計画へ取り込んだ。また、安定化センターとの情報交換等を通じ、塗膜評価等の項目についても適宜見直しを図るなど、現場ニーズ主導での研究開発が進められている。	現場ニーズが高かったヒドラジン注入の検証については、早期に現場から意見を抽出、確認し、的確に計画にフィードバックしている。	平成24年度は、これまでと同様な東電との連携に基づき、最新の知見・ニーズを迅速かつ柔軟に試験計画に反映する。
インプット/アウトプットの明確化・共有	・事故後の材料劣化を適切に評価するための条件設定のため、事故後の温度・圧力等、プラントパラメータの履歴や、現場情報、東電ニーズ等をインプット情報として入手した。	・RPV、PCVの温度等の事故履歴データや現場の事故時対応といった情報に加え、今後のプラント管理に向けた東電の現場ニーズがインプット情報としての的確に試験計画に反映されている。	現場の情報やニーズを重視したインプット/アウトプットを作成している。 RPV、PCVの温度等の事故履歴データ、現場の事故時対応、今後のプラント管理に関する情報は本評価には重要であり、これをインプットとしての的確に試験計画に取り込んでいる。	平成24年度は、これまでと同様、現場調査に基づく最新の知見を適宜インプット情報として試験計画の見直しに反映する。

事業実施体制				
実施者の内部体制・役割分担	<p>・メーカー3社の試験結果と技術協力会社として参画する JAEA 及び電力中央研究所の試験結果にて本プロジェクトの成果が得られるよう体制、役割分担を構築した。</p>	<p>・プラントを管理する東電側の喫緊のニーズを試験計画に的確に反映し、メーカー 3 社および技術協力会社間で実施内容を分担することで評価の効率化が図られている。</p>	<p>各社の強みを活かすことを念頭に、今後とも実効的、効率的な研究開発体制を維持することが望まれる。</p>	<p>平成 24 年度は、試験を通じて得られた知見・情報について、速やかに参加機関の間で共有し、適宜各機関の評価にフィードバックを図る。</p>
外部機関の叡知の活用	<p>・技術協力会社として参画する JAEA 及び電力中央研究所にて、腐食に対する照射影響データや高温影響データを取得し、本プロジェクトの成果へ反映する体制を構築した。 またゼネコンと協議し、ペDESTALの材料調達及びコンクリート調合計画を完了した。</p>	<p>・JAEA、電力中央研究所が有する放射線場や高温塩化物環境など特殊条件での試験実施能力を最大限に活用できる体制を確立し、広範な評価を効率的に実施できる見込みが得られた。 また、ゼネコンが有するペDESTALに対する専門的知識を平成 23 年度成果に反映できている。</p>	<p>放射線場や高温塩化物環境など特殊条件での試験が適切に実施できる体制を構築している。 今後は、当該試験で得られたデータを関係機関で共有するとともに、関連する知見を持つ機関の参加が望まれる。</p>	<p>平成 24 年度は、メーカーのサブコントラクターとしてペDESTALの評価を実施するゼネコンも直接議論に参加することで、同社が有する専門的知見を最大限に活用できるよう、柔軟な検討体制を確立する。</p>
その他				

圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発

平成24年4月23日

(株)東 芝

日立GEニュークリア・エナジー(株)

三菱重工業(株)

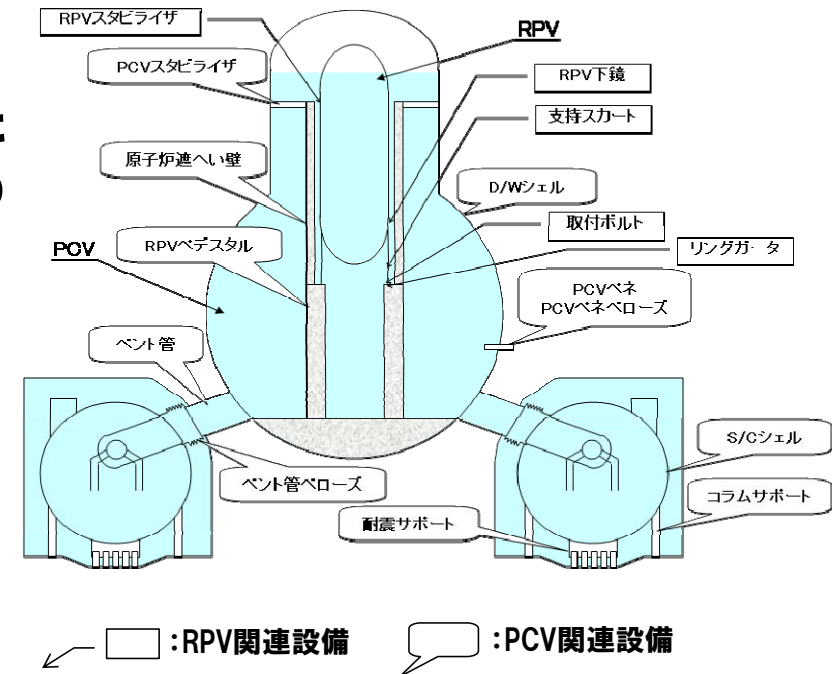
1. 事業目的

プロジェクトの背景・目的

- 圧力容器(RPV)、格納容器(PCV)構造材料及びRPVペDESTALは高温の海水に曝されたことにより、腐食劣化が懸念されており、その健全性、余寿命を評価する。
- 炉心からの燃料取出しまでの長期間、RPV、PCV構造物材料及びRPVペDESTALの健全性確保のための腐食抑制策を確立し、余寿命の延伸を図る。

平成23年度における事業の目標

- 「実事故履歴分析に基づく試験条件の検討」
 - － シビアアクシデント後のプラントデータ等をもとに試験計画を立案する。
- 「原子炉圧力容器の構造材料腐食試験」
 - － 腐食劣化試験に用いる供試材の調達を行う。
- 「RPVペDESTAL鉄筋コンクリート劣化試験」
 - － 腐食劣化試験に用いる供試材の調達を行う。

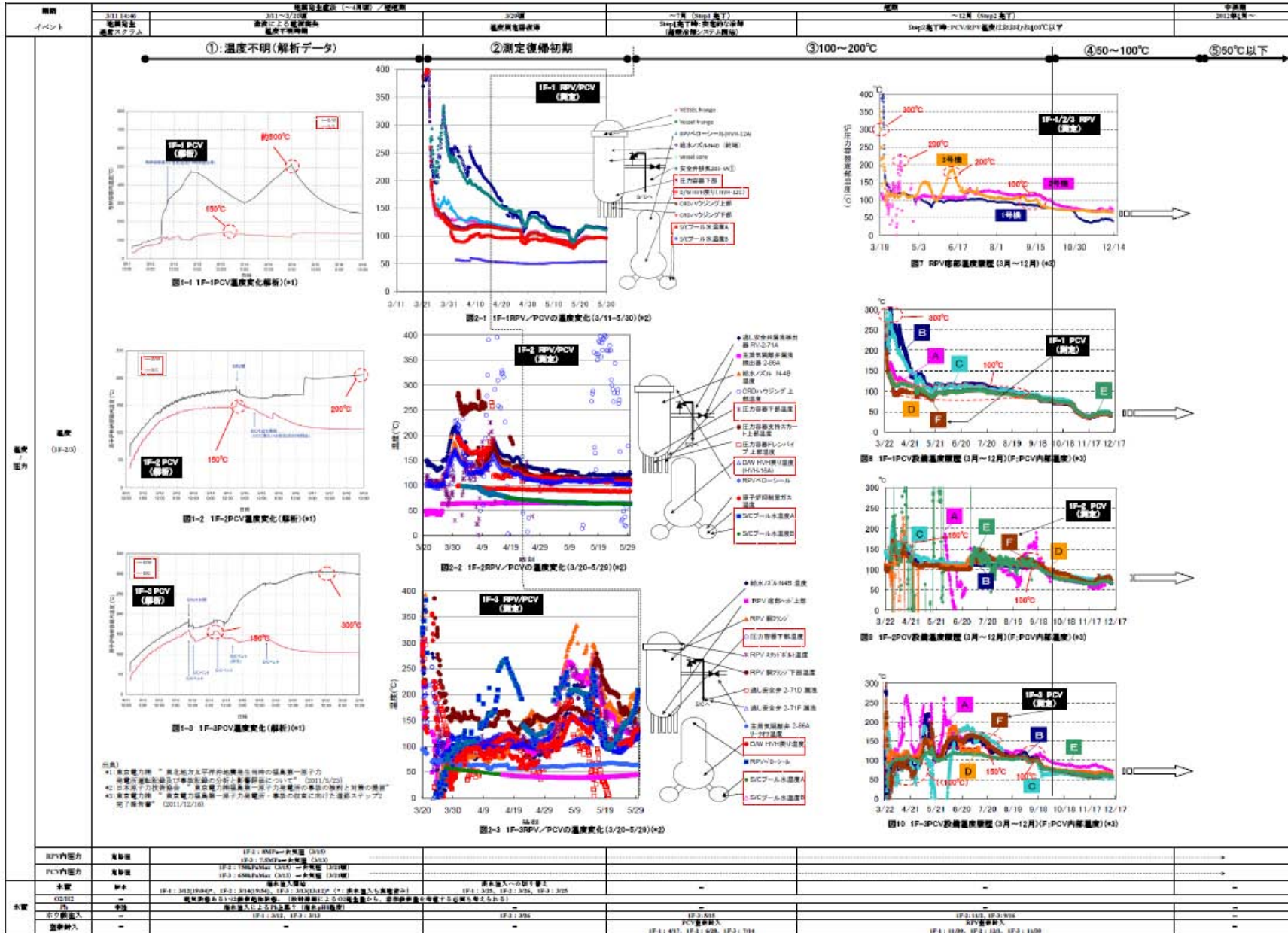


腐食劣化評価対象部位(例)

2. 事業概要

平成23年度におけるプロジェクトの成果 実事故履歴分析に基づく試験条件の検討(1/3)

- シビアアクシデント以降の温度、水質等のプラントデータを調査した。



2. 事業概要

平成23年度におけるプロジェクトの成果

実事故履歴分析に基づく試験条件の検討(2/3)

(1) (2) (3)

影響因子	温度:100~約300℃	温度:50~100℃以下	温度:50℃以下
温度	X (100~200℃の範囲)	X (50~100℃の範囲)	X (50℃以下)
塩化物イオン	X (海水注水)	X (海水影響残)	X (海水影響残)
ホウ酸	X (臨界防止)	X (臨界防止)	X (臨界防止)
pH	X (中性もしくは酸性(ホウ酸の効果による))	X (中性もしくは酸性(ホウ酸の効果による))	X (中性もしくは酸性(ホウ酸の効果による))
溶存酸素濃度	X (温度が高く(大気圧)脱気条件と推定) (試験:脱気,大気飽和)	X (大気開放(大気飽和))	X (大気開放(大気飽和))
塩化物イオン+照射	X (海水注水)	X (海水影響残)	X (海水影響残)
防錆剤	— (添加前)	— (添加前)	X (添加)
防錆剤+照射	— (添加前)	— (添加前)	X (添加)
ヒドラジン	— (添加前)	— (添加前)	X (添加)
ヒドラジン+照射	— (添加前)	— (添加前)	X (添加)

- 既存研究データから腐食影響因子を抽出するとともに、シビアアクシデント以降の事故履歴データに基づき、事故後のプラント状態を(1)事故直後の高温の期間、(2)冷温停止状態到達までの中温の期間、(3)冷温停止後の低温の期間に分類し、それぞれの期間における材料劣化を個別に評価するための試験条件を策定した。

記号

X:影響あり、—:影響なし

	:メーカーにて試験を実施
	:電中研での試験を検討
	:JAEAでの試験を検討

2. 事業概要

平成23年度におけるプロジェクトの成果

実事故履歴分析に基づく試験条件の検討(3/3)

- 温度、海水濃度、ほう酸等をパラメータに試験マトリックス(案)を策定した。

(評価)

当初の計画どおり、シビアアクシデント後のプラントデータ等から、試験計画を策定している。

PCV腐食試験マトリックス(案)(例)

■ :東芝

■ :日立GE

■ :三菱重工

No.	機器	鋼種1	鋼種2	鋼種3	開閉系	DO	温度	海水濃度	pH	流速	ほう素	気液環境	試験時間	N数	試験実施機関	備考							
1	PCV	SGV480	母材	塗装①	開放系	大気飽和	中期 <100℃ (80℃)	希釈海水①	中性	無	無	①液相	50h,100h,500h	3		高温履歴熱処理について別途検討							
2				②気液界面								50h,100h,500h	3										
3				①液相								50h,100h,500h	3										
4				②気液界面								50h,100h,500h	3										
5				①液相								50h,100h,500h	3										
6				②気液界面								50h,100h,500h	3										
7(1)				①液相								50h,100h,500h	3										
7(2)				②気液界面								50h,100h,500h	3										
7(3)				①液相								50h,100h,500h	3										
8				②気液界面								50h,100h,500h	3										
9			①液相	50h,100h,500h	3	・ほう酸によるpH調整を行う。																	
10			②気液界面	50h,100h,500h	3																		
11			溶接金属	塗装無し	開放系	大気飽和	中期 <100℃ (80℃)	希釈海水①	中性	無	有	①液相	50h,100h,500h	3									
12												①液相	50h,100h,500h	3									
13												①液相	50h,100h,500h	3									
14												①液相	50h,100h,500h	3									
15												①液相	50h,100h,500h	3									
16												①液相	50h,100h,500h	3									
17												①液相	50h,100h,500h	3									
18												①液相	50h,100h,500h	3									
19												ガルバニック (+SUS304)	塗装無し	開放系		大気飽和	中期 <100℃ (80℃)	希釈海水①	中性	無	無	①液相	50h,100h,500h
20	①液相	50h,100h,500h																				3	
21	①液相	50h,100h,500h	3																				
22	①液相	50h,100h,500h	3																				
23	PWR二次系主給水配管	未定	母材	開放系	大気飽和	中期<100℃(80℃)	希釈海水①	中性	無	無	①液相	50h,100h,500h	3	・PWR環境下での試験									
23						長期<100℃(30℃)	希釈海水②	中性	無	無	①液相	50h,100h,500h	3										

2. 事業概要

平成23年度におけるプロジェクトの成果 原子炉容器の構造材料腐食試験

- 腐食劣化試験に用いる供試材の購入仕様を検討し、本年度調達予定であった供試材(RPV供試材)の調達を完了した。

(評価)

当初の計画どおり、供試材調達を完了している。

原子炉圧力容器供試材の調達物量

RPV母材供試材(T1): 400X1000x t100 (mm)	1体
RPV母材供試材(T2): 500X600x t100 (mm)	1体
RPV母材供試材(T3): 500X600x t100 (mm)	1体
RPV母材供試材(T4): 1000X1000x t100 (mm)	1体



RPV母材供試材(T2)の外観(例)

原子炉圧力容器供試材の化学成分(製品分析)

プラント	材料規格	材質	C	Si	Mn	P	S	Ni	Mo	Cu
1F	JIS G 3120	鋼板	0.17	0.25	1.4	0.004	0.011	0.62	0.53	0.02

単位%

原子炉圧力容器供試材の材料特性

プラント	材料仕様	採取位置	0.2%耐力 (MPa)	引張強さ (MPa)	伸び (%)	シャルピー吸収エネルギー(N・m) (4.4℃)	
						試験片1-3	平均値
1F	JIS G 3120	Top	482	609	25	210-258	227
		Bot.	495	610	24		

2. 事業概要

平成23年度におけるプロジェクトの成果 RPVペデスタル鉄筋コンクリート劣化試験

- 劣化試験に用いるRPVペデスタル鉄筋コンクリート試験体用の鉄筋、コンクリート等の材料調達とコンクリート調合計画の策定を完了した。

(評価)

当初の計画どおり、供試材調達を完了している。なお、実機(当時)と同等なコンクリートの入手が困難なこと、研究期間の制限からコンクリートの養生期間を十分確保できないことなど課題があり、本試験体の妥当性確認方法について検討が必要である。

供試材の調達物量

調達した材料	記号	仕様・産地・銘柄	数量
セメント	N	普通ポルトランドセメント、太平洋セメント社製	250kg
フライアッシュ	FA	フライアッシュ、JIS A 6201Ⅱ種品、ジェイベック社製、竹原発電所産	150kg
細骨材	S	山砂、静岡県菊川市河東産、西武建材社製	1000kg
粗骨材	G	砂利、最大寸法25mm、静岡県菊川市河東産、西武建材社製	1000kg
AE剤	ad	AE剤Ⅰ種、ヴィンソル、山宗化学社製	500ml
鉄筋	SR	鉄筋コンクリート棒鋼、JIS G 3112、丸鋼、SR235、径13mm、長さ1000mm	10本



状況写真1 材料搬入状況(普通ポルトランドセメント)



状況写真2 材料搬入状況(フライアッシュ)



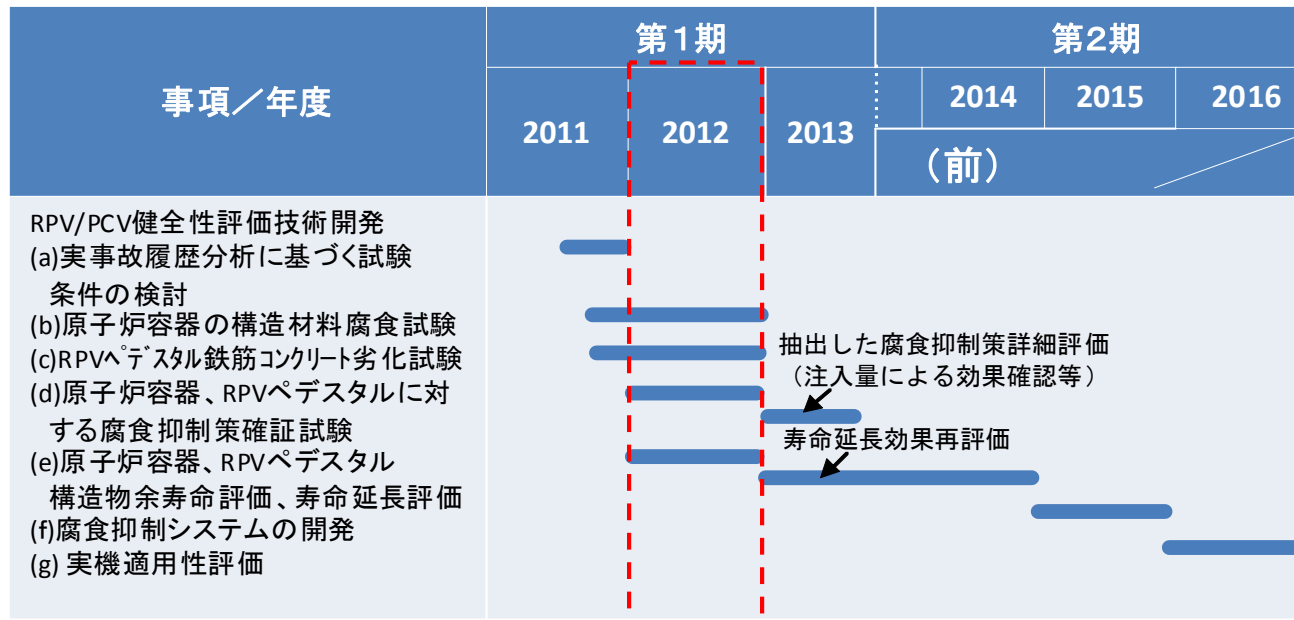
状況写真3 材料搬入状況(細骨材:山砂)



状況写真4 材料搬入状況(粗骨材:砂利)

3. 今後の計画

平成24年度事業計画における見直しの方向



- 平成24年度は、当初の計画どおり、RPV、PCV、RPVペDESTALの腐食劣化試験を実施する。
- 以下の2点について、当初計画からの見直し要否を検討中。
 - － RPVペDESTAL試験体：
試験体代替材料を選定したうえで、高温強度評価試験の実施要否を早急に検討し、必要に応じて評価を実施する。
 - － RPVペDESTALコンクリート高温損傷評価：
高温の燃料デブリ落下に伴うコンクリート損傷の影響評価が課題として認識されており、評価実施主体を含め、平成24年度からの検討開始を計画する。

3. 今後の計画

平成24年度事業目標(アウトプット)

実施項目	平成24年度事業目標(アウトプット)
(b) 原子炉容器の構造材料腐食試験	RPV、PCVの余寿命評価に資するため、高温海水及び希釈海水中腐食速度データ及び高温履歴強度データを取得する。
(c) RPVペDESTAL鉄筋コンクリート劣化試験	RPVペDESTALの余寿命評価に資するため、高温海水浸漬コンクリート中塩化物イオン等浸透速度データ、コンクリート中鉄筋の腐食速度データ及び高温履歴強度データを取得する。
(d) 原子炉容器、RPVペDESTALに対する腐食抑制策確証試験	RPV、PCV、RPVペDESTALの寿命延長評価に資するため、腐食抑制策(脱酸、防錆剤等)による腐食速度データを取得する。
(e) 原子炉容器、RPVペDESTAL構造物余寿命評価、寿命延長評価	(b)、(c)の結果を用いた構造健全性評価により、各設備の現状の余寿命を評価する。また(d)の結果を用いた構造健全評価により、寿命延長効果の認められる腐食抑制策を抽出する。

4. 圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発体制

機器・装置開発サブワーキング

報告 ↑ ↓ 管理

圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発

(幹事会社: 東芝)

実事故履歴分析に基づく試験条件の検討

- シビアアクシデント後のプラントデータ調査 東芝、日立GE
- 海水腐食等に関する既存研究データ調査 東芝、日立GE、三菱重工
- 腐食抑制策の検討と候補抽出 東芝、日立GE、三菱重工
- 腐食抑制策の照射影響評価 東芝、日立GE、三菱重工
- 試験条件の策定 東芝、日立GE、三菱重工

原子炉容器の構造材料腐食試験

- RPV試験体製作 ◎東芝
- PCV試験体製作 ◎日立GE
- 高温海水/希釈海水中の腐食試験 東芝、日立GE、三菱重工/JAEA※1、電中研※2

RPVペDESTAL鉄筋コンクリート劣化試験

- ペDESTAL試験体製作 東芝、日立GE/ゼネコン
- 高温海水浸漬コンクリート中塩化物イオン拡散速度評価試験/高温強度データ取得 ◎東芝/ゼネコン
- コンクリート中鉄筋の腐食速度 ◎日立GE/ゼネコン

原子炉容器、RPVペDESTALに対する腐食抑制策確証試験

- 試験詳細計画立案 東芝、日立GE、三菱重工/ゼネコン
- 腐食抑制策の確証試験 東芝、日立GE/JAEA※1、ゼネコン

原子炉容器、RPVペDESTAL構造物余寿命評価、寿命延長評価

- 評価条件の検討・知見調査、評価の実施 東芝、日立GE、三菱重工/ゼネコン

腐食抑制システムの開発および実機適用性評価

- 腐食抑制システムの開発、実機への腐食抑制策試運用 東芝、日立GE

※1: 照射環境下腐食試験(高崎地区)

※2: 高温腐食試験(横須賀地区)

必要性

現状、燃料デブリは未臨界となっており、工学的には臨界になる可能性は低いと考えられているが、今後の燃料取り出し作業等に伴う燃料デブリ形状や水量の変化、また本格水処理設備の導入といったプラントの状態変化に伴う臨界を防止するために、評価技術及びモニタリング技術等を開発する必要がある。

実施内容

1. 臨界評価※

(a) 臨界評価

燃料デブリの組成、炉内の堆積位置や水位の不確定性を考慮し、燃料デブリ取り出しの各工程において、臨界に至る可能性のあるシナリオを検討する。また、廃液処理設備、冷却設備に燃料デブリが流出・蓄積して臨界に至る可能性のあるシナリオを検討する。

(1)H24年度 : 臨界シナリオの策定とシナリオに基づく臨界解析

(2)H25年度～ : 模擬燃料デブリ性状試験、PCV・RPV内調査等の成果・知見を反映し、継続的に臨界評価(シナリオ)の信頼性を向上

(b) 臨界時挙動評価

臨界防止対策及び被ばく影響緩和策立案のために、デブリ燃料の臨界挙動解析コードを開発し、再臨界時の熱エネルギーの発生量及び核分裂生成物の生成量を評価する。

(1)H24年度 : 既存解析コードの調査、モデル検討、シナリオをもとに臨界時挙動解析

(2)H25年度～ : 模擬燃料デブリ性状試験、PCV内調査他プロジェクト等の成果・知見を反映し、継続的に臨界挙動評価の信頼性を向上

(※臨界評価に用いる核データ・解析コードの精度向上に係る基盤研究の知見も取り入れる。)

2. 廃液処理、冷却設備の未臨界管理技術

燃料デブリが廃液処理設備や冷却設備に流出・蓄積されることによる臨界を防止するため、未臨界監視システムが必要である。このため、燃料デブリから発生する中性子を測定し、中性子源強度の変化と未臨界度の変化を識別できるように中性子信号を処理して未臨界を監視・維持するシステムを開発する。

(1)H24年度 : シナリオに基づき、未臨界監視システムの要求仕様の検討

(2)H25年度～ : システム設計、機器設計／試作機製作、性能検証

3. 炉内の再臨界検知技術

中性子を検出する方法と短寿命核分裂性生成物を測定する方法について検討を行う。

(a) 中性子検出器システム

PCV外における中性子測定可能な場所の調査、及び中性子束分布の解析結果より、中性子検出器システムを開発する。また、次段階として、PCV・RPV内調査の結果に基づき、中性子検出が可能となる場所を調査して、これに適した中性子検出器システムを開発する。

(1)H24年度 : シナリオに基づき、中性子測定可能な場所の調査、中性子束分布の解析、再臨界検知システムの要求仕様の検討

(2)H25年度～ : システム設計、機器設計／試作機製作、性能検証 また、PCV・PPV内設置への検討

(b) FP γ 線検出器システム

γ 線バックグラウンドが高い現状では核種分析が困難であるため、 γ 線バックグラウンドを低減して短寿命核分裂性生成物核種の検出精度を向上させた検知システムを開発する。今後のプラント管理計画に柔軟に対応するため、ガス処理系と水処理系の両方を検討する。

(1)H24年度 : シナリオに基づき、再臨界検知システムの要求仕様の検討、システム検討

(2)H25年度～ : 機器設計／試作機製作、性能検証

4. 臨界防止技術

燃料デブリ取り出し、輸送及び貯蔵作業時の再臨界を防止するため、中性子吸収材料と、これを利用した作業工法を開発する。また、臨界試験を行い、新たに開発する中性子吸収材の効果を確認する。

(1)H24年度 : 中性子吸収材候補の文献による調査、材料健全性及び構造材への化学的影響の検討

(2)H25年度～ : 材料開発、臨界試験

研究計画 デブリの臨界管理技術の開発

1. はじめに

福島第一原子力発電所（1F）-1/2/3の各号機においては、炉心溶融が生じた結果、燃料は形状不定の燃料デブリとなり、制御棒も損傷したと考えられている。燃料デブリの堆積した位置は不明であるが、大部分はRPV下部に、一部はさらにPCV下部に落下した可能性もある。また、炉内の中性子検出器も損傷したため、燃料デブリが臨界となっているかどうかを検知することが困難な状況となっている。現状の燃料デブリは臨界となっていないと考えられるが、今後の燃料デブリ取り出しなどの炉内作業時に燃料デブリの形状が崩れて状態が大きく変化する場合に、再臨界となる万一の可能性を考慮する必要がある。

2. 技術開発の目的

まず、過酷事故後の原子炉内において燃料デブリが再臨界となった場合に、これを検知する手段を開発する。また、炉内の燃料デブリが廃液処理や冷却設備に流出・蓄積して臨界に至る可能性があるため、廃液処理および冷却設備において臨界となることを未然に検知するための未臨界度の変化を識別するシステムを開発する。

上記に加えて、臨界を防止する対策を講じるために、再臨界となった場合の影響を評価して熱エネルギーの発生量と放射性物質の生成量を評価する必要がある。このため再臨界時の挙動を時間依存で解析する手法を開発し、再臨界時の影響を評価する。

さらに、燃料取出時に燃料デブリの形状の変化による再臨界を防止するため、適切な中性子吸収材の選定と、これを利用した作業工法を開発する。

3. 実施内容

平成24年度から燃料デブリ取り出しまでの間の実施内容を平成24年度のフェーズⅠと、それ以降のフェーズⅡに分けて示す。

3.1 臨界評価

(a) 臨界評価

燃料デブリの組成、炉内の堆積位置および水位などの不確定性を考慮し、炉内燃料デブリ取り出し工程の各ステップにおいて、再臨界の可能性が生じるシナリオを検討する。また、冷却設備、廃液処理設備に燃料デブリが流出・蓄積する場合に再臨界の可能性が生じるシナリオを検討する。これに基づき臨界解析を行い、臨界となる条件範囲を明らかにして、臨界に影響を及ぼす主要なパラメータを特定する。

フェーズⅠ：

平成24年度末までのフェーズⅠ段階において、燃料デブリ取り出しの各作業工程およ

び冷却設備、廃液処理設備を対象として臨界解析を行う。

フェーズⅡ：

平成 25 年度からのフェーズⅡ以降では、別途計画されている模擬燃料デブリ試験（平成 27-28 年度）、PCV 内調査（平成 28 年度）、炉内調査（平成 31 年度）等の他プロジェクトの成果を取り込み、新たな知見が得られたらこれをパラメータに反映して、10 年後の燃料デブリ取り出し（平成 33 年度）に向けて継続的かつ段階的に臨界評価の信頼性を向上させる。

(b) 再臨界時挙動評価

既存の技術として、燃料と減速材が混合した溶液状態の燃料の臨界事故（例えば JCO 事故）を想定した解析コードがあるが、過酷事故後の炉内は、一旦熔融した燃料が固化して不定形状の燃料デブリとなった状態であるため、この状態での再臨界時の挙動を評価するためには、燃料デブリ特有の反応度フィードバックモデルが必要となり、既存の解析コードでは対応できないと考えられる。はじめに既存の解析コードを調査し、過酷事故後の再臨界時挙動評価への適用性を検討する。さらに、既存の解析コードをベースとして、過酷事故後の再臨界時挙動評価が可能となるように、核、熱水力、反応度フィードバックの各機能モデルを改良し、再臨界時の影響を評価する。

フェーズⅠ：

平成24年度末までのフェーズⅠ段階において、既存の解析コードの調査を行い、過酷事故後の再臨界時挙動評価のための解析手法に必要な性能目標と基本仕様を策定する。

フェーズⅡ：

平成 25 年度からのフェーズⅡ以降では、核、熱水力、反応度フィードバックの各機能モデルの改良を進め、10 年後の燃料デブリ取り出し開始を目標に手法を完成させ、再臨界時の影響を評価する。

なお、臨界評価に用いる核データ・解析コードの精度向上に係る基盤研究の知見も取り入れて、検討・評価を進める。

3.2 廃液処理、冷却設備の未臨界管理技術

検討対象とする設備で、どのような核種が蓄積して臨界に至るかのシナリオを検討し、監視条件に適した未臨界監視手法の選定および設定値の検討を行う。具体的には、臨界未満の状態で中性子源強度の変化と未臨界度の変化を識別できるよう中性子信号を処理する方法を検討する。検討にあたっては、使用環境が高ガンマ線バックグラウンドとなる可能性も考慮する。

平成 25～26 年度に計画されている本格水処理システムの運用への適用を目指し、平成 24 年度に着手する。ただし、上記 3.1.(a)で実施する臨界シナリオ検討の結果を受けて、フェーズⅡ以降の開発計画を見直すこととする。

フェーズⅠ：

検討対象とする設備ごとに、再臨界に至るシナリオを検討し、測定対象核種を選定し
たうえて、未臨界監視システムの要求仕様を策定する。

フェーズⅡ：

未臨界度を推定するシステムの信号処理方式を検討する。機器設計を行い、試作機を
製作して性能の検証を行う。

3.3 炉内の再臨界検知技術

(a) 中性子検出器システム

過酷事故後のプラントにおいては、PCV 内は高線量のため、中性子検出器を直接持ち
込むことは困難である。このため、PCV の外側において中性子測定が可能な場所を調査
し、炉内が再臨界となった場合に PCV の外側の中性子線量分布について解析による評価
を行う。再臨界の検出が可能との見込みが得られれば、測定条件に適した中性子検出器
システムを開発する。次の段階として、別途計画されている PCV 内調査の結果に基づき、
PCV 内へのアクセスが可能となった場合、PCV 内で中性子検出が可能となる場所を調
査して、測定条件に適した中性子検出器システムを開発する。最終的に燃料デブリ取り
出しの際には、RPV 内に設置可能となる中性子検出器システムを開発する。

フェーズⅠ：

再臨界となるシナリオを検討し、PCV の外側の再臨界となった場合の中性子線量分布
の検討、再臨界検知システムを設置することが可能な場所を検討する。PCV 外において
再臨界を検知するための中性子検出器に対する要求仕様を策定する。フェーズⅠでは、
PCV 外における中性子検出の可否を判断する。

フェーズⅡ：

PCV 外における中性子検出の見込みが得られた場合には、機器設計を行い、試作機を
製作して性能の検証を行う。PCV 外における中性子検出が不可能な場合には、次段階と
して PCV 内調査の結果を待ち、PCV 内への中性子検出システム設置を検討する。最終
的には RPV 内調査の結果を受けて、RPV 内への中性子検出システム設置を検討する。

(b) FPガンマ線検出器システム

再臨界となった際に核分裂によって放出された FP を特定するためには、ガンマ線ス
ペクトル分析が必要となるが、過酷事故後のプラントではガンマ線バックグラウンドが

高く、スペクトル分析は困難である。このため、ガンマ線バックグラウンドを調査して、これを低減する方策を検討する。また、測定対象とする核種を選定し、再臨界に至ったと判断するための測定レベルを検討する。このためには、自発核分裂による測定レベルと区別する必要があるため、自発核分裂による測定レベルについても検討する。

今後のプラント管理計画に柔軟に対応するため、ガス処理系と水処理系の両方を検討する。ガス処理系については、既にPCVガス処理システムに放射線監視用モニターが設置され、現状の監視は行われている。今後プラント状態が変化した場合への対応性を評価して、改良項目を検討する。水処理系については、平成25～26年度に計画されている本格水処理システムへの適用を目指す。

フェーズⅠ：

ガンマ線バックグラウンドを調査してFPガンマ線測定システムを設置する場所を検討し、再臨界に至るシナリオと測定対象核種を検討する。平成24年度末までのフェーズⅠでは、FPガンマ線検出器システムの要求仕様を策定し、検出器システムの基本設計を完了する。

フェーズⅡ：

平成25年度からのフェーズⅡ以降では、FPガンマ線測定システムを設置する設備をガス処理系又は水処理系の一方に絞って、機器設計を行い、試作機を製作して、性能の検証を行う。

3.4 臨界防止技術

再臨界となることを防止するため、核的特性の観点から中性子吸収効果の大きい候補材を調査して、材料としての健全性、炉内構造物への化学的影響を検討する。中性子吸収材は、溶解性および非溶解性の両方を対象とし、中性子吸収材を使用した燃料デブリ取り出し工法もあわせて検討する。必要に応じて材料試験または臨界試験を行い、性能を確認する。燃料デブリの取り出し、輸送容器への収納および輸送時への適用性、冷却設備、廃液処理設備への適用性も検討する。

フェーズⅠ：

中性子吸収材候補の文献調査

フェーズⅡ：

調査検討および解析評価（平成25-26年度）、材料開発および工法検討（平成27-28年度）、実証試験（平成29-31年度）。

研究開発推進本部による個別研究開発プロジェクトの評価(案)

プロジェクト名: 事故進展シナリオ把握に資する過酷事故事象解析コード開発 (ユーザーチューニング活用型)

実施者: (株)東芝

ワーキングチーム名: 炉内状況把握・解析 SWT

	平成23年度事業実績(プロジェクト実施者が記入)	平成23年度事業実績の評価 (プロジェクト実施者による自己評価(改善点含む))	平成23年度事業実績の評価 (研究開発推進本部による評価)	平成24年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容(全般)				
(評価の視点) ○目標・計画を達成したか ー実施内容 ー成果 ースケジュール	ー実施内容 ・福島第一3号機の既公開済み解析結果分析に基づく MAAP 解析モデル課題抽出 ・福島第一3号機の感度解析に基づく MAAP 解析モデル課題抽出 ・福島第一3号機の事象進展分析に基づく MAAP 解析モデル課題抽出 ・来年度以降の MAAP 解析モデル高度化計画立案 ー成果 ・炉内/炉外炉心溶融物挙動評価モデルの改良項目案の抽出 ・来年度以降の高度化開発体制の構築 ースケジュール ・当初の目標を計画通りに短期間で実施	平成 23 年度は、デブリ位置や存在量の把握に向けた MAAP コードの高度化開発項目の抽出と今後の計画の立案を目標としたものであり、計画通り達成できたと考ええる。一方、抽出された MAAP 解析モデルの課題は、MAAP コードによる解析経験者及びシビアアクシデント解析及び現象に関する専門家の視点で抽出されたものであり、今後、客観的にその妥当性を確認するため、PIRT 等を活用していく必要があると考える。	・本年度はプロジェクトの多くが今後のプロジェクトの計画に関連する業務である中で、予定した成果を挙げることができた。 ・課題抽出のため福島第一3号機の解析を実施し、解析結果と観測された事実とを比較することで、コード改良の必要性に関する情報が得られた。 ・デブリ取り出しのためのデブリ位置把握のみならず、格納容器補修のための漏えい可能性に関する情報を現場に提供できるよう、現場ニーズのコード改良への反映について検討する。	・平成 24 年度は、最新版 MAAP による解析、MAAP 高度化仕様の策定、MAAP の改良を実施する計画であり、これについては当初設定通りで問題ない。 ・しかし、コード改良作業については、平成 23 年度の成果として数多くの要改善点が指摘されており、解析面からのアウトプットとして期待されているニーズを反映した優先度評価を実施して、まず平成 24 年度に実施すべき改良項目を決定する。 ・効率的に目標を達成するため、外部委員会、原子力学会での検討、国際ベンチマーク等の場を活用し、最新知見を収集、活用していく必要がある。 ・炉内状況の把握に関しては、シビアアクシデント解析コードによる解析のみならず、他解析コードや、観測情報等も用いて総合的に判断する必要があるため、プロジェクトの中でこのような評価も並行して進めていくための実施体制を検討する。
○目標・計画を達成するための効果的な工夫が図られたか	短期間で実施するために、各項目に対する従事者の作業スケジュールを綿密に作成するとともに、スケジュール管理することによって、遅滞なく作業を完了した。	計画通りのスケジュールで実施できたと考える。	・スケジュール管理に問題は生じていない。	平成23年度同様、短期、中長期のスケジュールを遵守し、適宜見直しを図ることでスケジュール管理を行う。
○成果が活用されたか	今期は課題の抽出とそれを実施するための計画立案を行なった。その成果は、来期から本成果を実施することで活用する。	外部委員会のご意見も取り入れて計画立案したので、立案計画に基づき来期十分に実施可能と考える。	・今年度の主たる成果は解析コードの課題抽出であり、今年度得られた成果の活用は実質的に来年度からとなるが、抽出した課題に基づき外部委員会の意向も取り入れ客観的な計画立案を実施できた	得られた成果については、平成 23 年度同様外部委員会の意向も取り入れ、活用を進めていく。
事業実施内容(特記事項)				
現場ニーズの反映	デブリ取り出しに向けた存在位置や存在量推定の参考情報を解析結果に基づいて得ることが目標であり、そのために必要な MAAP 高度化開発項目を抽出した。	デブリ存在位置や存在量推定の参考情報としての MAAP 解析結果活用に向けた高度化開発の推進に着手できたと考える。	SWT を通じて提供された、他 WT、SWT、PJ からのニーズ(デブリ位置、原子炉格納容器各部の経験温度の情報等)をふまえ、課題の抽出を実施できた。	他 WT、SWT、PJ との連携の中で抽出されたデブリ位置把握、格納容器補修に関する現場ニーズを継続的に取り込み、ニーズの変化にも対応した形で、解析コードの高度化に努める。
インプット/アウトプットの明確化・共有	MAAP コードの解析モデルの特徴と課題を整理した上で、デブリ存在位置や存在量の定量的把握に向けた高度化開発項目について明確化・共有された。	平成 23 年度に検討した内容は明確であり、また、十分共有されたと考える。	インプット・アウトプットの明確化・共有については、SWT とも一体で進めており、適切な成果が得られている。	特に成果の共有という部分については、適切に実施していく必要がある。
事業実施体制				
実施者の内部体制・役割分担	(株)東芝にて、福島第一3号機の感度解析、MAAP 解析モデル調査、高度化開発項目抽出と計画立案を実施した。	短期間での業務としては、一社単独での実施で十分と考える。	・今年度は、その作業内容から、東芝のみの一社体制で業務を完遂できたが、来年度以降の具体的な解析コードの改良作業の開始に先立ち、機能的な複数社体制を早期に立ち上げる必要がある。	・平成 24 年度は米国も含めた複数社体制の構築を予定しているため、関係者間の意思疎通が滞らないような体制を整える
外部機関の叡知の活用	有識者(東大岡本教授、阪大片岡教授)及び電力、JNES、電中研、プラントメーカー等からのオブザーバーによって構成された外部委員会により、平成 23 年度成果について評価いただき、その知見を活用した。	今後の開発に対して、熱流動専門家の観点から今後の開発方針や着目すべき課題を整理して頂いたことなど、有意義な意見を外部委員会にて聴取できたと考える。	外部委員会を活用することで、客観的な視点に基づく成果が得られたと考える。	平成 24 年度は、外国も含めた解析コードの知見・経験ある外部機関の叡智を有効に活用できるよう、国際ベンチマークの枠組みを検討する。

その他				
	MAAP 解析コードを管理・開発する米国 EPRI との連携に基づいた高度化計画を策定した。	米国EPRIとコミュニケーションを十分に行い、計画立案を進めることが出来、来年度以降の事業を十分に実施可能。	関係箇所との綿密な連携により、現実的かつ適切な事業計画の策定を行えたと考える。	平成 24 年度以降は事業体制が大きくなるため、今年度策定した計画を遅滞なく実施できるよう、機能的な体制を早期に立ち上げる必要がある。

炉内状況把握のための事故進展解析技術の高度化 (ユーザーチューニング活用型)

平成24年4月23日

(株)東芝

1. 事業目的

■ プロジェクトの背景・目的

- 東京電力福島第一原子力発電所における中長期的な廃止措置等に向けた取組を着実かつ迅速に行うことを目的として、炉内の事故進展シナリオを把握するためのシビアアクシデント事象解析コードの開発を実施
- ユーザーチューニング活用型として、シビアアクシデント総合解析コードMAAP(Modular Accident Analysis Program)を対象に、
 - その特徴を整理し、炉内状況把握への適用性を評価
 - 事故挙動の分析結果等による評価結果を踏まえた高度化を実施

■ 平成23年度事業の内容

- 福島第一原子力発電所の解析実施(3号機を代表プラントとして選定)
 - 原子炉水位、圧力等の各熱水カパラメータの実測値と解析値を比較
 - デブリ組成、存在位置及び存在量の定量的把握に向けた事前解析
 - MAAP解析モデルの課題の明確化
 - 定量的予測のために必要なMAAP解析モデル高度化開発項目の抽出
 - 高度化開発計画の立案

2. 事業概要

■ MAAP解析モデルの課題明確化

- 福島第一3号機の既往解析結果の分析に基づく課題抽出
- パラメータスタディによる影響確認に基づく分析
 - 感度解析結果から脆弱性の大きいMAAP解析モデルを抽出
- 福島事象の時系列(事故進展)に基づく分析
 - 事故進展の分析及びMAAP解析モデルの現状から課題を抽出

■ 抽出されたMAAP解析モデルの課題

- 炉心溶融物の下部プレナムへの移行(リロケーション)挙動モデルの実現象模擬性
- 下部プレナム内でのデブリ堆積挙動と構造材との熱的相互作用モデルの実現象模擬性
- 格納容器床に落下した炉心溶融物の拡がり挙動の実現象模擬性

■ 外部委員会によるレビュー

- 今後の開発に対して、その方針や着目すべき課題を整理頂き、有意義な意見を聴取

2. 事業概要(続き)

■ MAAP解析モデルの改良項目案

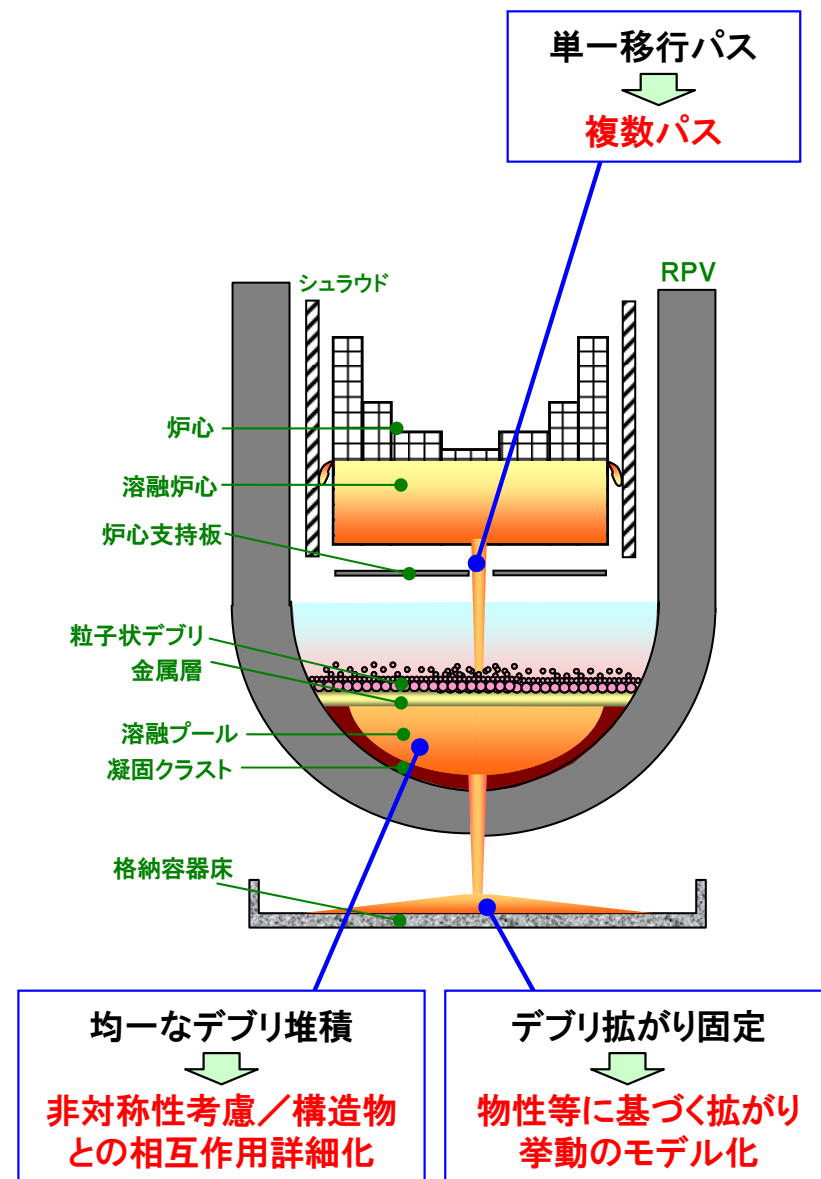
■ 炉内デブリ挙動

- デブリ移行パスの複数化とそれに伴う炉内構造物(シュラウド, 計装配管/CRD配管等)との相互作用の考慮
- 下部プレナム内モデルの改良(ヒートシンク多ノード化, デブリの非対称堆積)
- デブリ移行パスの複数化を受けたRPV破損条件を考慮

■ 格納容器内デブリ挙動

- 格納容器床面でのデブリ拡がりの不均一性を考慮

※PIRT(Phenomena Identification and Ranking Table)を活用し, 上記の改良項目の妥当性の確認を計画(追加項目があれば検討)



3. 今後の計画

- 平成24年度以降, MAAPを管理・開発するEPRIへの委託により, 高度化(解析モデル改良)を実施
 - 開発作業は, FAI(Fauske & Associates, Inc.)社にて実施
- 最新版MAAPバージョン5を対象
 - MAAP5による福島事象進展解析の分析に基づき, 高度化仕様の詳細化
 - 利用可能な試験との比較によりコード検証
- 外部委員会レビュー結果等にて改良項目の妥当性を確認

研究内容	年度	平成23年度	平成24年度	平成25年度
●MAAP高度化開発計画立案				
●最新版MAAPによる福島事象進展解析			(東芝/日立GEサポート・レビュー)	
●MAAP高度化仕様策定			(東芝/日立GEレビュー)	
●MAAP改良 (モデル改良及びコーディング)				(東芝/日立GEレビュー)
●コード検証 (試験との比較等)				(東芝/日立GEレビュー)
●改良版MAAPによる福島事象進展解析				
●外部委員会(予定)		△	△ 計画	△ 計画
			△ 中間	△ 中間
			△ 最終	△ 最終

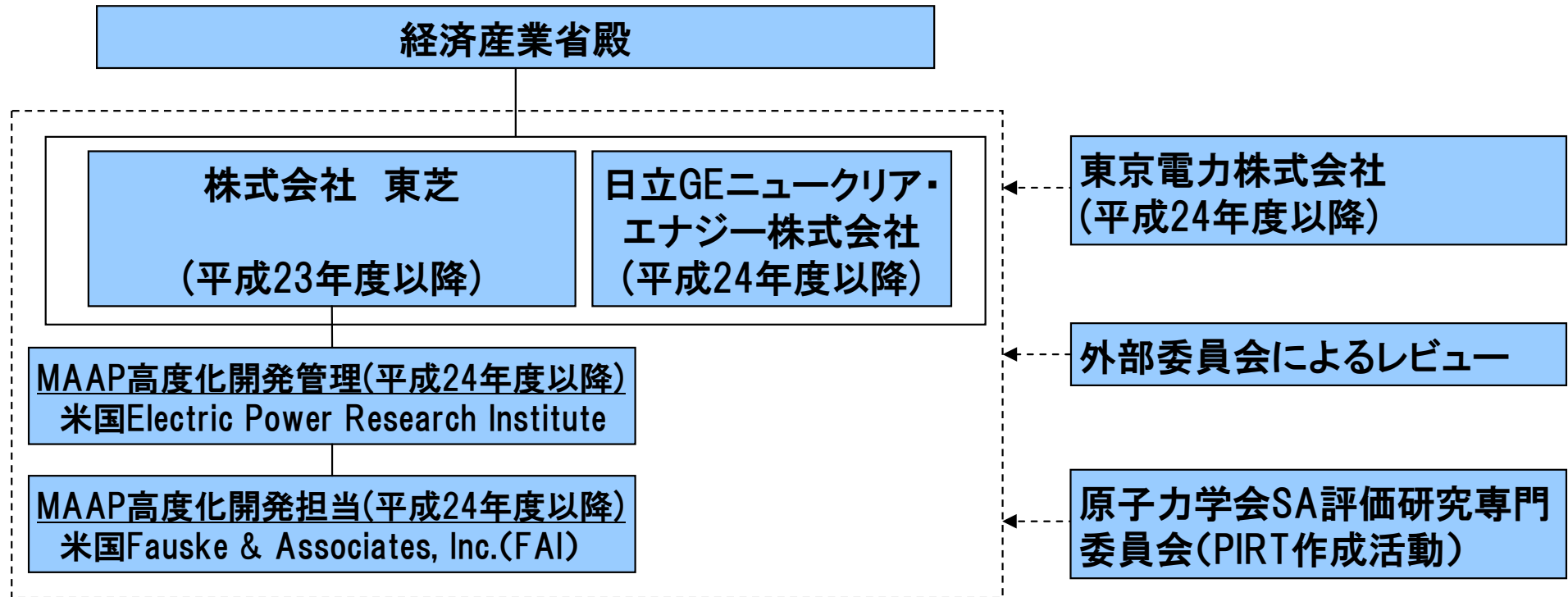
■ 東芝実施

■ EPRI/FAI実施

■ 東芝/日立GE実施

3. 今後の計画(続き)

• 来年度以降の実施体制(検討中)



- 株式会社東芝:事業全体とりまとめ, 福島第一原子力発電所2号機、3号機の事象進展解析, 開発成果レビュー
- 日立GEニュークリア・エナジー株式会社:福島第一原子力発電所1号機の事象進展解析及びレビュー
- 東京電力株式会社:福島第一原子力発電所の事象進展に関する情報提供
- EPRI:MAAP高度化開発に関する管理業務
- FAI:MAAP高度化開発業務

研究開発推進本部による個別研究開発プロジェクトの評価(案)

プロジェクト名: 事故進展シナリオ把握に資する過酷事故事象解析コード開発(機構論的モデル型)

実施者: エネルギー総合工学研究所

ワーキングチーム名: 炉心状況把握・解析SWT

	平成23年度事業実績(プロジェクト実施者が記入)	平成23年度事業実績の評価 (プロジェクト実施者による自己評価(改善点含む))	平成23年度事業実績の評価 (研究開発推進本部による評価)	平成24年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容(全般)				
(評価の視点)				
○目標・計画を達成したか -実施内容 -成果 -スケジュール	<p>1. 技術調査</p> <p>① 事故事象進展に大きく影響すると考えられる一部の炉内計装管の早期損傷による圧力容器内流体のドライウェルへの直接漏洩の可能性を指摘(現行 SAMPSON では考慮されていない)。</p> <p>② 制御材(B4C)とスチールの共晶反応による融点の低下について、その反応速度の温度依存性の定量化をコード改良点として抽出した。(現行 SAMPSON では共晶温度を一定値としている)。</p> <p>③ 解析に必要な入力条件・境界条件設定のためのプラント仕様・運転に関する要求項目一覧を作成</p> <p>2. 現行 SAMPSON コードによる予備解析</p> <p>④ 1号機～3号機の各号機とも、デブリは一部ペダスタルに落下している結果が得られた。</p> <p>⑤ 上記技術調査の結果も含め、実機の運転操作等境界条件の具体化項目、解析モデルの要改善点を抽出した。</p>	<p>・ H23 年度の事業の主要な目標はコードの要改善点の抽出であり、技術調査および予備解析により、事故事象の詳細把握に必要な解析モデルの要改善点や境界条件の具体化項目等を抽出することができた。</p> <p>① 東電が 3/12 に公表した MAAP 解析においても、一部の炉内計装管の圧力容器破損前の損傷について解析を実施しており、平成 24 年度に損傷モデルを SAMPSON に組み込んで、機構論的な現象解明に取り組む。</p> <p>② B₄C 共晶反応の温度依存性は、制御棒周りの構造物の早期溶融を示唆しており、平成 24 年度の SAMPSON モデル改良に反映する。</p> <p>③ 要求項目一覧に基づいて平成 24 年度の早期にプラント詳細仕様等入手する。この情報は、国際ベンチマークの課題として諸外国にも提供できるよう整備する。</p> <p>④ 3/27 に実測された 2 号機格納容器内線量率のデータは、定性的ではあるが、予備解析による 2 号機圧力容器破損の結果を裏づけ、ドライウェルにデブリが落下していることを示唆している。</p> <p>⑥ 炉心シュラウド変形・損傷の可能性は事故事象進展に大きく影響するので、開発モデルにより平成 24 年度に評価する。</p>	<p>・本年度は、プロジェクトの多くが今後の計画に関連する業務である中で、予定した成果を挙げる事ができた。</p> <p>・予備解析については、MAAP 等の他コードによる解析ほどの再現性は得られなかったが、解析結果と観測された事実との比較から、コード改良の必要性に関する情報が得られた。</p> <p>・平成 24 年度の重点課題として予定している圧力容器内事象解析については、機構論的に物理現象を説明できるシミュレーションとして期待される。</p> <p>・コード改良については、予定していた解析モジュールの開発は完了し、さらに 20%程度の高速化が実現した。</p> <p>・炉内状況の把握に関しては、シビアアクシデント解析コードによる解析のみならず、他解析コードや、観測情報等も用いて総合的に判断する必要があるため、来年度以降のプロジェクトの中でこのような評価も並行して進めていくことについて検討が必要。</p>	<p>・ H24 年度は、圧力容器内事象を対象としてコードの改良、改良後のコードによる 1F1～3 事象の本解析を実施する計画であり、これについては当初設定通りで問題ない。</p> <p>・しかし、コード改良作業については、平成 23 年度の成果として数多くの要改善点が指摘されており、解析面からのアウトプットとして期待されているニーズを反映した優先度評価を実施して、まず平成 24 年度に実施すべき改良項目を決定することが重要。</p> <p>・効率的に目標を達成するため、外部委員会、原子力学会での検討、国際ベンチマーク等の場を活用し、最新知見を収集、活用していく必要がある。</p> <p>・炉内状況の把握に関しては、シビアアクシデント解析コードによる解析のみならず、他解析コードや、観測情報等も用いて総合的に判断する必要があるため、プロジェクトの中でこのような評価も並行して進めていくための実施体制について検討する。</p>
○目標・計画を達成するための効果的な工夫が図られたか	<p>・今年度の大きな課題は事故事象解析のためのコードの要改善点の抽出であった。技術者を総動員して 200 編を超える論文・技術情報を収集・整理し、事業開始時には把握できなかった上記課題を抽出した。</p>	<p>・コードの要改善点の抽出という目標のために、体制を整え多数の論文調査を期間内に実施できた。</p>	<p>・多数の論文調査等により、検証解析に役立つ実験情報も得られたが、同時にコード検証に必要な新たな実験のニーズもかなり明確になった。検証解析に必要な新たな実験については、国際協力も視野に入れて検討したい。</p>	<p>事業者は平成 23 年度に反映できなかった情報を確実に反映されるとともに、平成 24 年度も外部の意見を積極的に取り入れ事業を進めていくとしており、この点を念頭に置き事業を進めることが重要。</p>
○成果が活用されたか	<p>・抽出されたコードの要改善点について、次年度計画に反映した。</p>	<p>・抽出した課題、コードの要改善点については優先度を考慮して対応するが、平成 24 年度には、圧力容器内事象についてこれまでのプラント実測値と整合性のある結果を提示する予定。</p>	<p>・本年度のプロジェクトの大きな目的の一つはコードの改良部分のあぶり出しであり、この点に関して、所定の成果を挙げる事ができたと思う。</p>	<p>抽出されたコードの改善点を、優先度を考慮してこれを反映させた計画に基づき事業を実施するとともに、都度得られた改善点についても、適宜計画に反映させる柔軟な対応を行う。</p>

事業実施内容(特記事項)				
現場ニーズの反映	<ul style="list-style-type: none"> 最大のニーズは、燃料(デブリ)の存在位置とその量・組成等を解析面から把握することと認識。今年度はそのためのコード改善のポイントを抽出できた。 2号機の格納容器内内視鏡撮影および線量率実測は、ペDESTALへのデブリ落下という解析結果を間接的に検証できる有益な情報であった。 	<ul style="list-style-type: none"> 抽出課題のうち、優先度の高いテーマについては平成24年度上半期を目処にコード改良し、平成24年度中に圧力容器内事象については確度の高いシミュレーション結果を提供する予定。 格納容器内線量率については、更に詳細な分布を実測できれば、コード検証の有力なデータとなり得る。 	<ul style="list-style-type: none"> SWTを通じて提供された、他WT、SWT、PJからのニーズ(デブリ位置、原子炉格納容器各部の経験温度の情報等)をふまえ、課題の抽出を実施できた。 当面の圧力容器内事象解析のためのコード要改善点を抽出できた点は評価できる。 格納容器内の状況把握(内視鏡、線量率)は解析結果を間接的ではあるが検証する有力な手段であり、さらなる実測の可能性を検討する。 	<ul style="list-style-type: none"> 平成24年度に圧力容器内事象について確度が高く物理現象として説明性のあるシミュレーションを実施するという計画はニーズに適合している 他WT、SWT、PJとの連携の中で抽出されたデブリ位置把握、格納容器補修に関する現場ニーズを継続的に取り込み、ニーズの変化にも対応した形で、解析コードの高度化に努める。
インプット/アウトプットの明確化・共有	<ul style="list-style-type: none"> SAMPSON解析によりアウトプットとして他のプロジェクト等へ提供すべき内容を明確化した。 	<ul style="list-style-type: none"> 平成24年度は圧力容器内事象について確度の高い結果を提供する予定であるが、そのために必要となるコード改良点についての優先度は、学会の研究専門委員会が検討予定のランキングテーブル(PIRT)も参照して対応する必要があると認識。 	<ul style="list-style-type: none"> SAMPSONコードとは別に評価すべき課題(例えば塩分の影響、等)もあり、優先順位を明確にして検討を進める必要がある。 	<ul style="list-style-type: none"> 明確にした優先順位に従い検討を実施し、福島第一原子力発電所の炉内状況の調査が進んだ段階で、これを反映した計画とする。特にプロジェクトへの成果の共有について、適切に実施していく必要がある。
事業実施体制				
実施者の内部体制・役割分担	<ul style="list-style-type: none"> 大学、JAEA、東電、電中研、プラントメーカー等の専門家から構成される「実施委員会」を組織し、事業計画・成果等について審議。海水注入にともなう塩(NaCl)の析出や腐食の影響をSAMPSONとは別に評価すべきとの指摘。 	<ul style="list-style-type: none"> 実施委員会の指摘については、当初重要視していなかった課題であり、プロジェクトの検討項目として追加することが必要。平成24年度に当該項目を評価する予定。 	<ul style="list-style-type: none"> 実施委員会は第三者評価として有効に機能している。次年度以降も継続すべきと考える。 	<ul style="list-style-type: none"> 実施委員会による指摘は、プロジェクト運営に関して重要な役割を果たしていることから、24年度も円滑な事業の推進のために適切な頻度で開催することが必要である。
外部機関の叡知の活用	<ul style="list-style-type: none"> 日本原子力学会「シビアアクシデント評価研究専門委員会」(構成メンバーは大学が主。他にJAEA、JNES、電力、電中研、プラントメーカー等の専門家。いずれも学会員)における知見を活用 	<ul style="list-style-type: none"> 学会専門委員会から提供された情報(炉心の溶融挙動解析モデルの改良・検証の可能性の指摘、解析結果にユーザー依存性がないことの確認、等)は今後のコード改良および検証にとって極めて有益であった。 	<ul style="list-style-type: none"> シビアアクシデントに関する知見は各方面に存在するため、学会のような場を活用することは非常に有用である。 	<ul style="list-style-type: none"> 学会専門委員会による専門家の知見は今後も有効に活用していくことが重要。
その他				

炉内状況把握のための事故進展解析技術の高度化 (機構論的モデル型)

平成24年4月23日

(財)エネルギー総合工学研究所

事業の目的

- ✓ 東京電力福島第一原子力発電所における中長期的な廃止措置等に向けた取組みを着実かつ迅速に行う
- ✓ そのために、事故事象進展のシナリオを把握するためのシビアアクシデント事象解析コードを開発し、シミュレーションによって事故事象進展挙動の詳細(デブリの存在位置と量、その組成・性状、および各部の損傷状況等)を定量的に把握する。

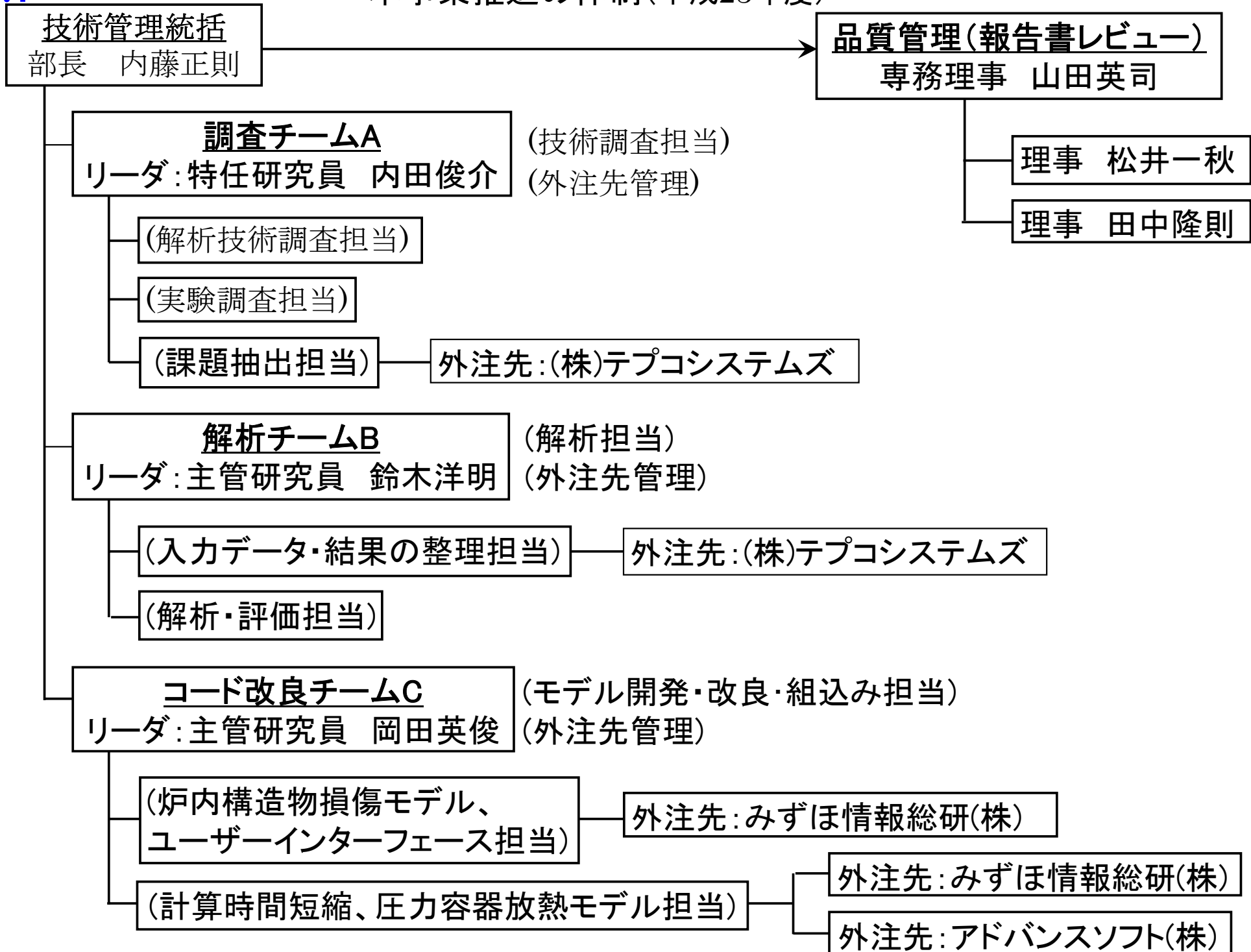
シミュレーションの方法

- ✓ 以下の特徴を有する機構論的モデルで構築されたSAMPSONコード*に福島事故事象の解析に必要なモデルの追加・改良等を加えて事故事象進展挙動の解析に使用する。

*SAMPSONコードの特徴:

- 物理現象を精緻に表現した多次元の数式・理論式で構築したモデルであり、燃料デブリの分散配置やその性状を解析するのに適している。
 - ユーザーが調整可能な係数を使用していないため、得られた結果に対する物理的説明性を有する。
 - OECD/NEA国際ベンチマーク問題等による検証を経て2002年度に完成したコード。
- ✓ 事業の全体実施期間を平成23年度(H24.2月～)ー平成28年度とする。
 - ✓ 全体期間を3期に分け、各期で成果を検証しつつ事業を進める。

主な実施項目	第1期		第2期		第3期	
	H23年度	H24年度	H25年度	H26年度	H27年度	H28年度
新規モデル追加	炉内構造物損傷評価モデル、圧力容器放熱モデル		炉心冷却システムの部分負荷運転モデル			
モデル改良			炉内熱流動モデル		格納容器内熱流動モデル、物性値	
計算時間短縮	倍精度化、収束性向上 メッシュ最適化	30%短縮 アルゴリズム最適化	MELCOR相当 並列化効率向上	Real Time	モデル簡易化	Real Time 以下
ユーザー インターフェース	入力データ作成支援、グラフィックユーザーインターフェース(GUI) GUI試行		GUI改良版			
解析・評価	現行SAMPSONによる解析		前年度までの改良を反映した解析により成果を検証			
実施委員会による 評価	▲ ・外部専門家による実施計画、実施内容、成果、目標達成度、等の客観的評価 ・新たに得られた知見等によって、実施計画も柔軟に変更					



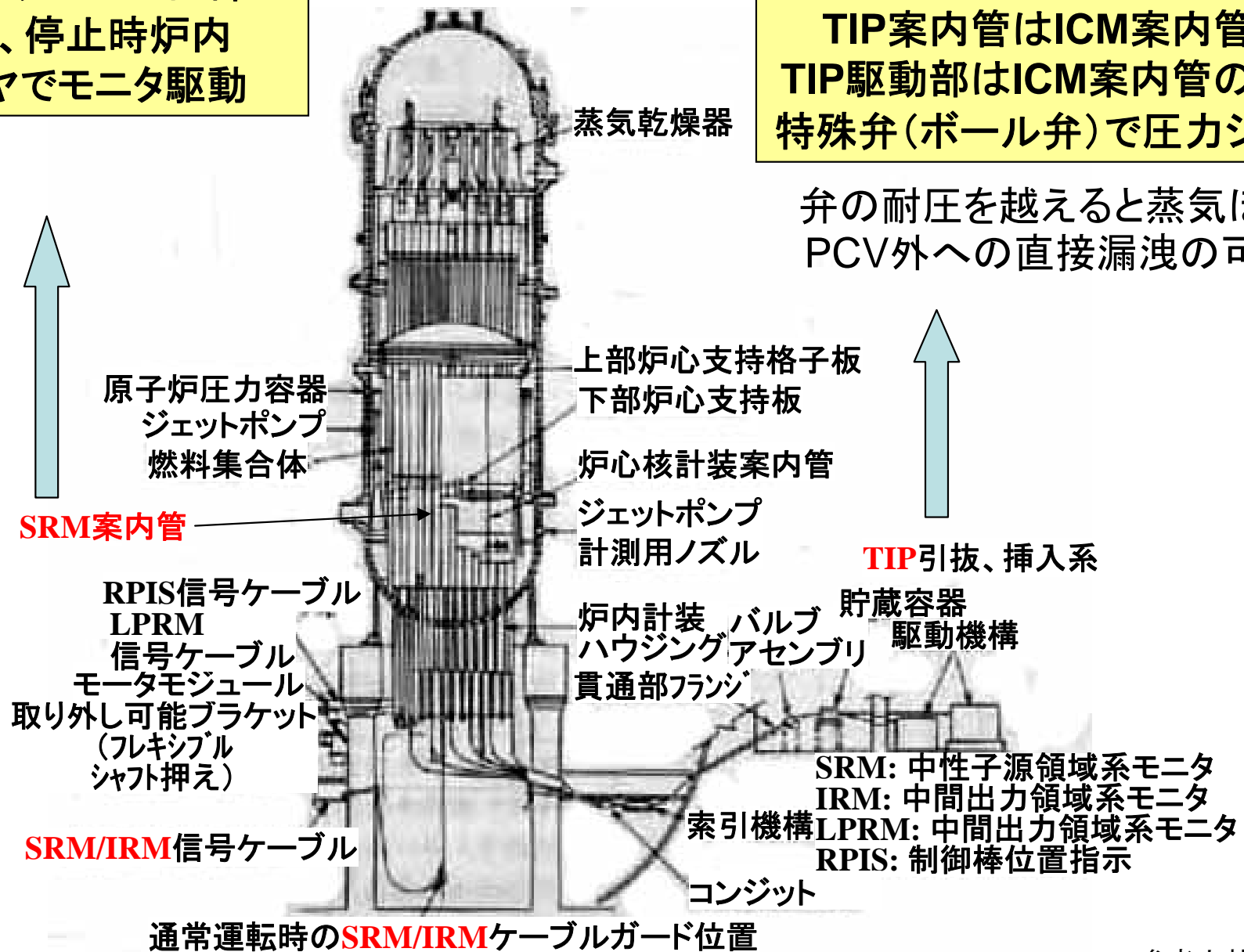
大項目	中項目	現状	改善点
①解析対象の幾何形状	ベッセル(RPV)貫通孔	単一	② 複数 ③ 圧力バウンダリ(RPV内) 溶解・損傷により圧力解放 ⑤ 圧力バウンダリ(RPV外) SlugのRPV貫通の主要経路形成
②コリウム形成	Bの影響	—	④ B ₄ CとSSの反応によりSSの融点が低下して 液化、反応の進行に寄与 ③ UO ₂ と反応でも同様の影響の検討要 ③ 融点の低下=>CORIUM形成速度、移行速度に影響
	NaClの影響	—	① CORIUMを覆い冷却障害(その他の波及効果) ⑤ 高温アルカリ腐食
③溶融コリウム— コンクリート反応	PCV bottomの貫通	—	⑥ 既存実験データを参考にモデル化
④水素生成	Zr-steam 反応	組込済	
	B ₄ C-steam 反応	—	⑦ B ₄ C金属反応との競合反応解析
	ラジオリシス	—	⑧ 蒸気、molten coreの空間分布評価 ・ α線のラジオリシスへの影響評価 ・ 海水中のNaClのラジオリシスへの影響評価
⑤水素放出経路	経路探索、定量化	—	・ PCVからR/Bへの直接経路と間接経路
⑥FP放出経路	経路探索、定量化	—	・ ガス状FP:PCVからR/B、その他への直接/間接経路 ・ 廃水の汚染と放出経路

青字:SAMPSONコード内、赤字:SAMPSONコード外

起動時モニタ(SRM)案内管は、
圧力バウンダリがRPV内部
運転時炉外、停止時炉内
管下部のギヤでモニタ駆動

ICM案内管の圧力バウンダリは
RPVの外部
TIP案内管はICM案内管内
TIP駆動部はICM案内管の外部
特殊弁(ボール弁)で圧力シール

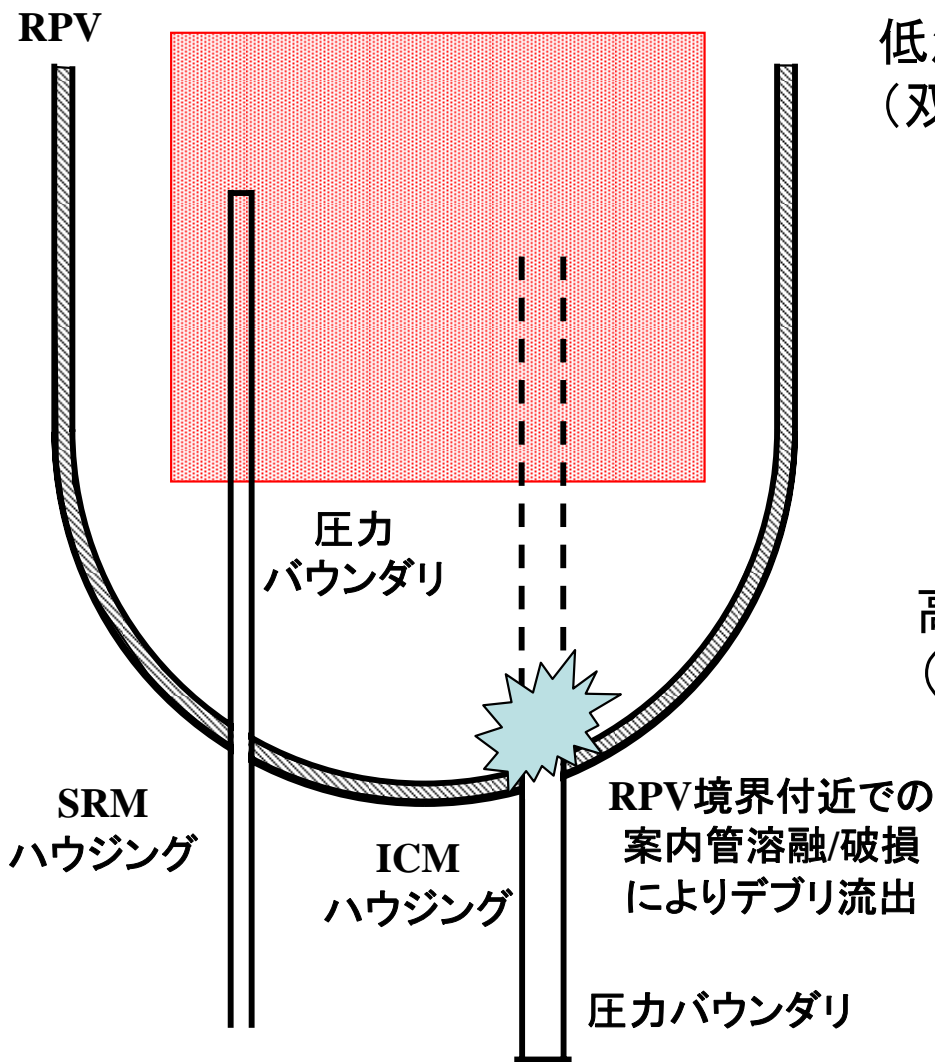
弁の耐圧を越えると蒸気ほかの
PCV外への直接漏洩の可能性



No.7 ②-1 RPV内外の貫通孔の溶融/損傷の拡大へのボロンの影響評価

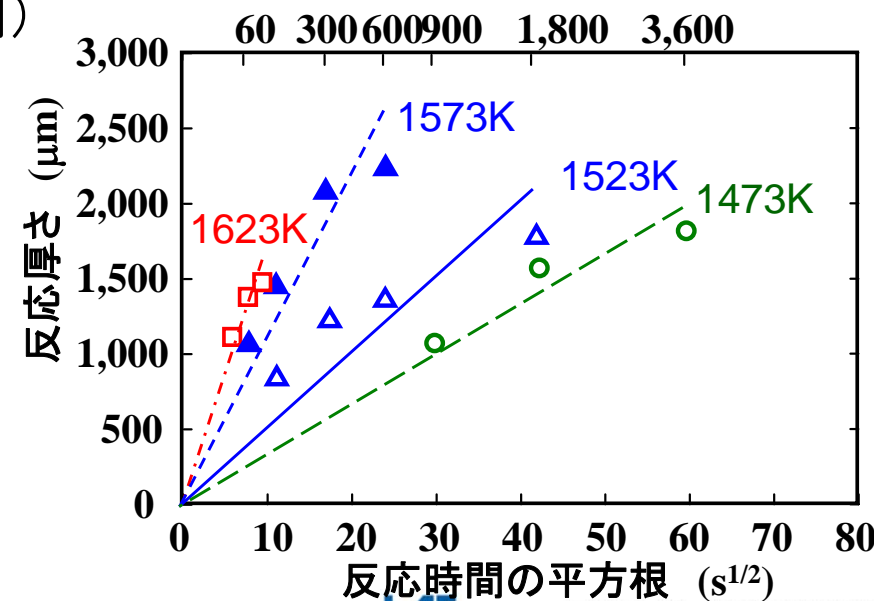
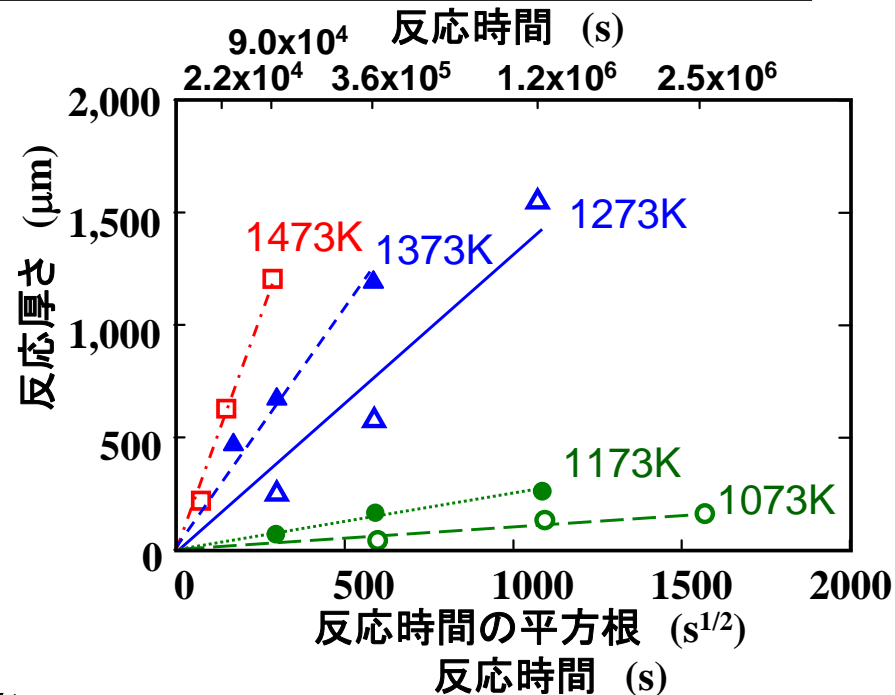
(ボロンによるステンレス鋼の侵食)

制御棒中の B_4C (融点: $2620^\circ C$)はステンレス鋼(融点 $1400-1450^\circ C$)と化学的に反応



低温反応
(双曲線則)

高温反応
(双曲線則)



問題としての採否のためには、
さらに定量的な評価が必要

参考文献: 30-32

1) 改良SAMPSONコードを実機事象解析に適用するために必要なデータリストをまとめた。

- ・ データの種類

プラントデータ: 開示;既公開/開示要求要 開示請求先;電力会社/メーカー/官庁

基礎データ: 基本的にはすべて公開

- ・ 分類 [N:プラントNo(1;1F-1, 2;1F-2, 3;1F-3) , MN:シーケンシャルNo.]

幾何形状データ: 設計図面など GN-MN (約200項目)

機器特性および熱構造、熱物性データ EN-MN (約170項目)

過渡現象記録装置データ TN-MN (約30項目)

プラント運転、操作記録: 原則公開文献から入手

その他: 1F-4プール水素発生評価用データ (約30項目)

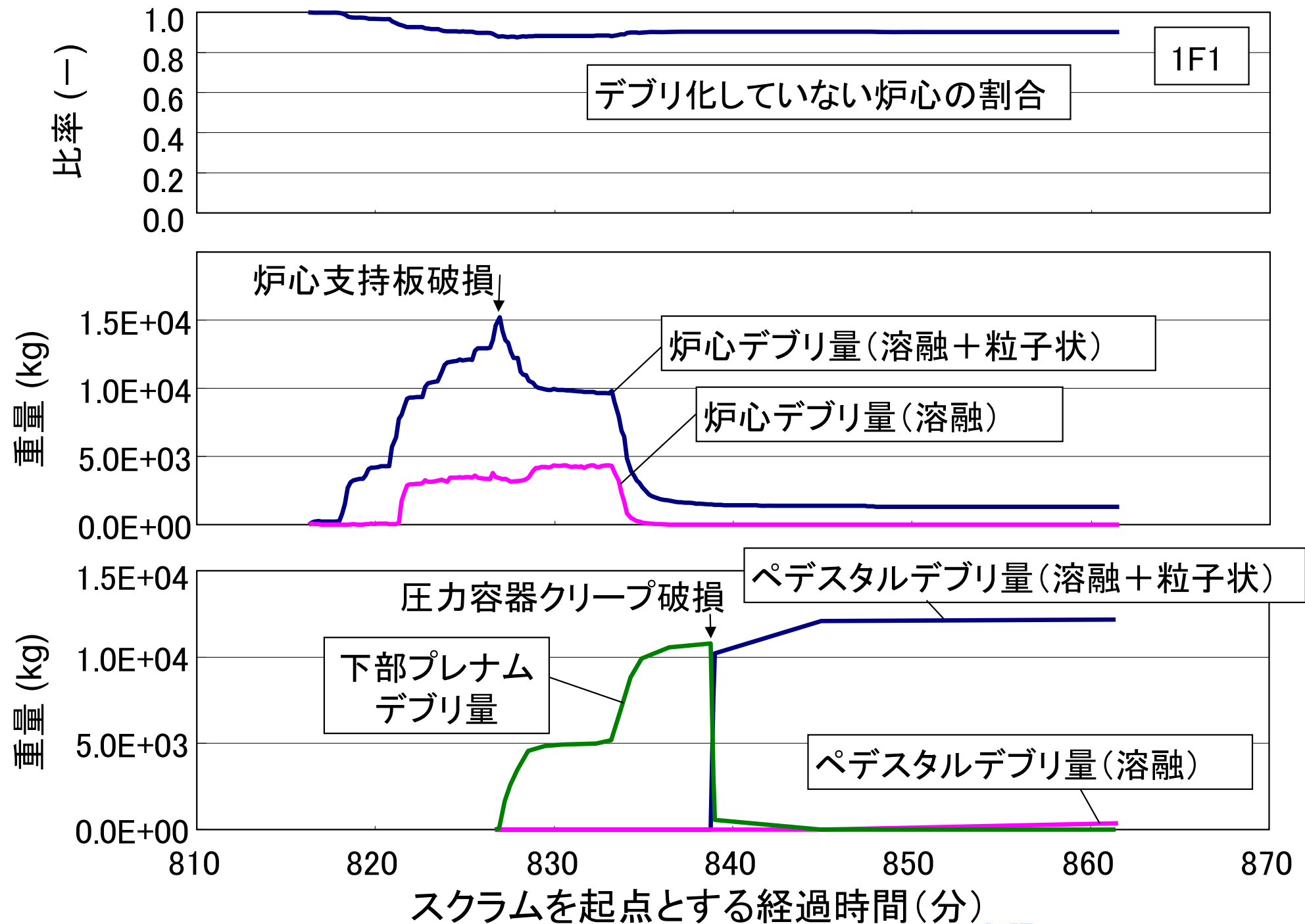
- ・ 上記リストのデータとSAMPSONの各モジュールと対比も作表

2) SAMPSONコードでの評価実施における課題抽出

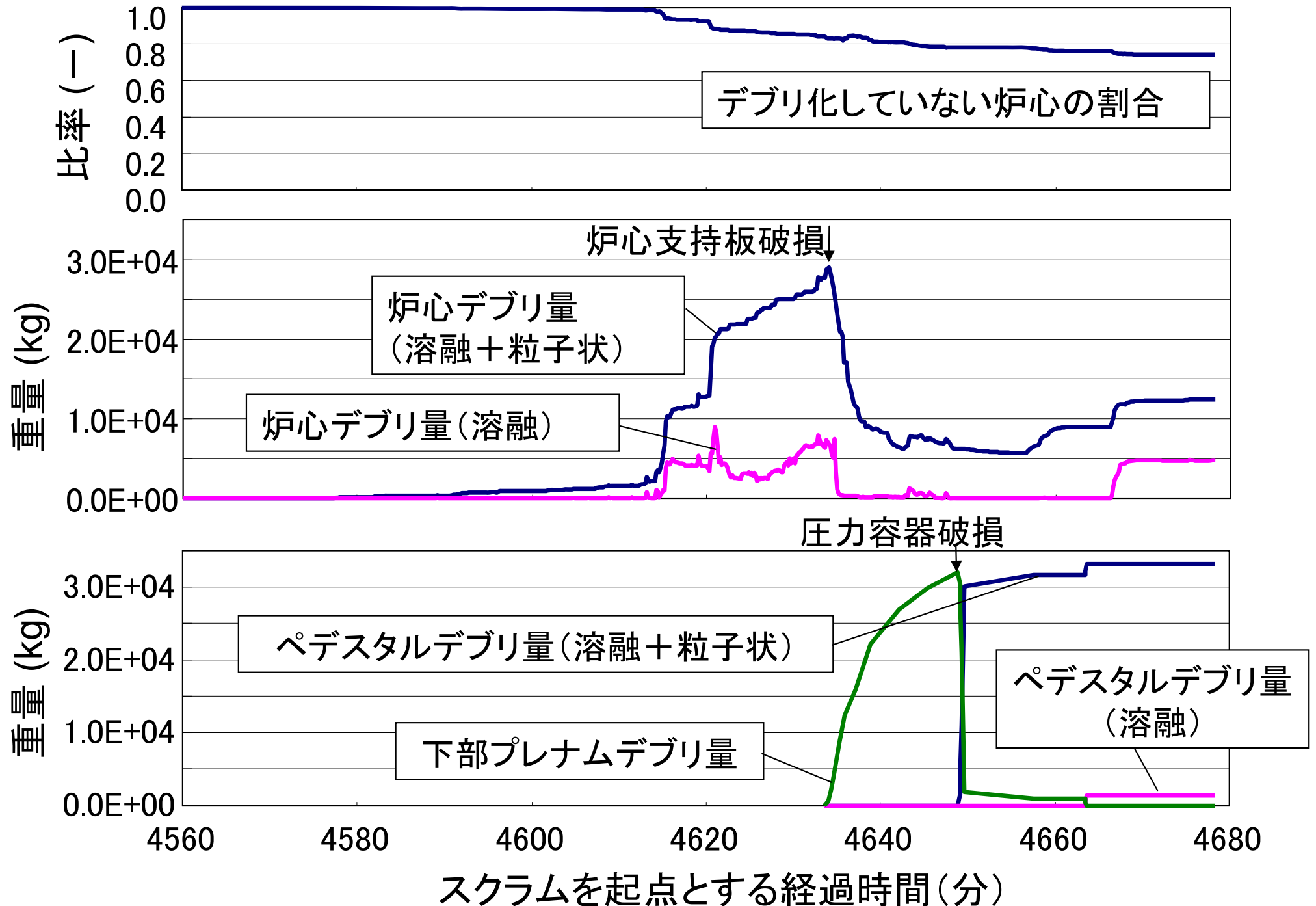
- ・ SAMPSONコードの改良の項で詳述

なお、本リストの詳細は、報告書の付録として添付する

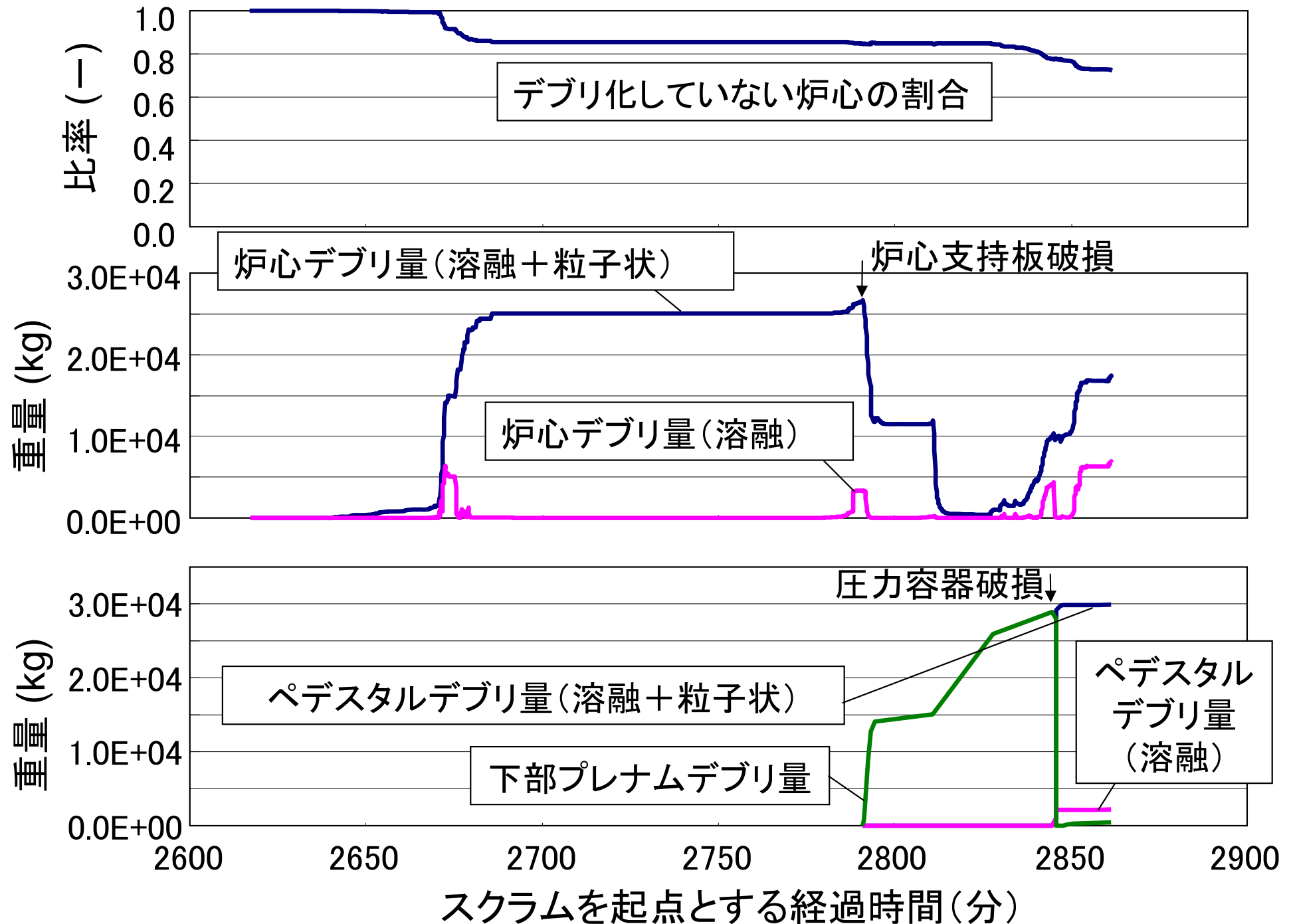
1号機におけるデブリ量の時間変化



2号機におけるデブリ量の時間変化



3号機におけるデブリ量の時間変化



背景

- 燃料の融点は $\sim 2800^{\circ}\text{C}$
- 燃料の周囲には、炉心シュラウド等の炉内構造物が存在
- 炉内構造物の融点は $\sim 1400^{\circ}\text{C}$
- 炉心昇温時に炉内構造物は、構造健全性を失う可能性有り

目的

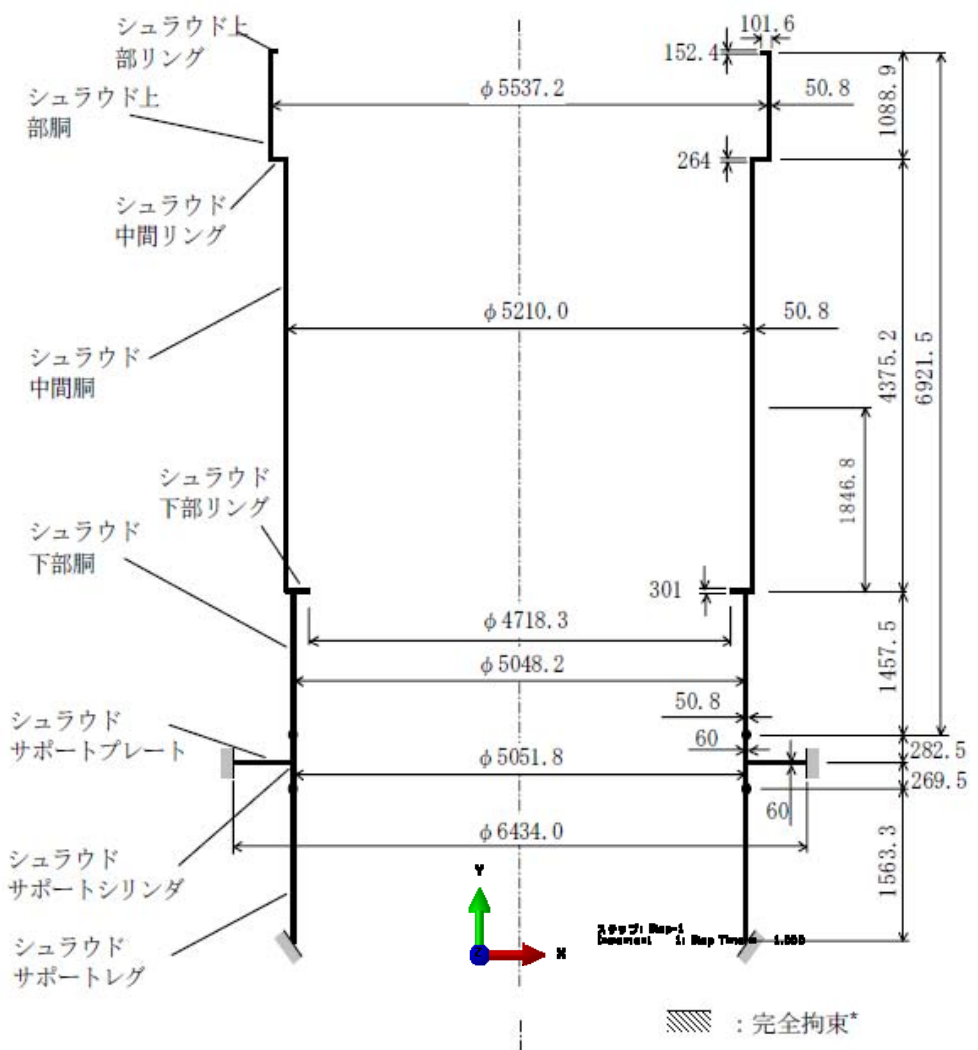
- 燃料溶融時の炉内構造物の健全性評価

評価手法

- SAMPSONにより、炉心溶融時の炉内構造物表面温度の時間変化を評価し、インターフェイスデータとして出力
- 温度変化より熱応力解析コードSolidMeisterで熱応力を評価
- 炉内構造物の降伏応力と熱応力との比較により、構造健全性を評価

炉心シュラウドの概要*)

解析モデル



*)JNES「平成16年度経年設備の耐震安全評価手法に関する報告書 経年設備耐震その1(炉内構造物、配管)」

① 技術調査

- ✓ 東京電力、プラントメーカー、および燃料会社等から機密情報を含むプラントの詳細仕様、等を受領(機密情報保護の覚書締結)し、これらに基づいて、SAMPSONによる事故事象進展解析のための入力データを作成する。
 - ・ プラント詳細情報入手:H24.6月末目標
 - ⇒国際ベンチマークの入力データとしても活用
- ✓ 実験および解析に係る最新技術の調査
 - ・ H23年度に調査を実施したが、継続して最新技術の入手に努める。

② コード改良

- ① 炉内計装管の溶融／損傷モデルの新規追加
- ② RPVからPCVDライウェルへの直接漏洩流路の追加
- ③ 冷却系統機器の部分負荷運転モデルの追加
- ④ 格納容器内デブリ拡がり挙動解析モデルの改良
- ⑤ デブリーコンクリート反応挙動解析モデルの改良
- ⑥ 解析モデルの検証【注1】
 - (a) 物理モデルの検証
 - (b) 計算機の機種依存性、解析のユーザー依存性の確認
- ⑦ 計算時間短縮

H24上半期に完成 → H24に
実施する事故事象解析に反映

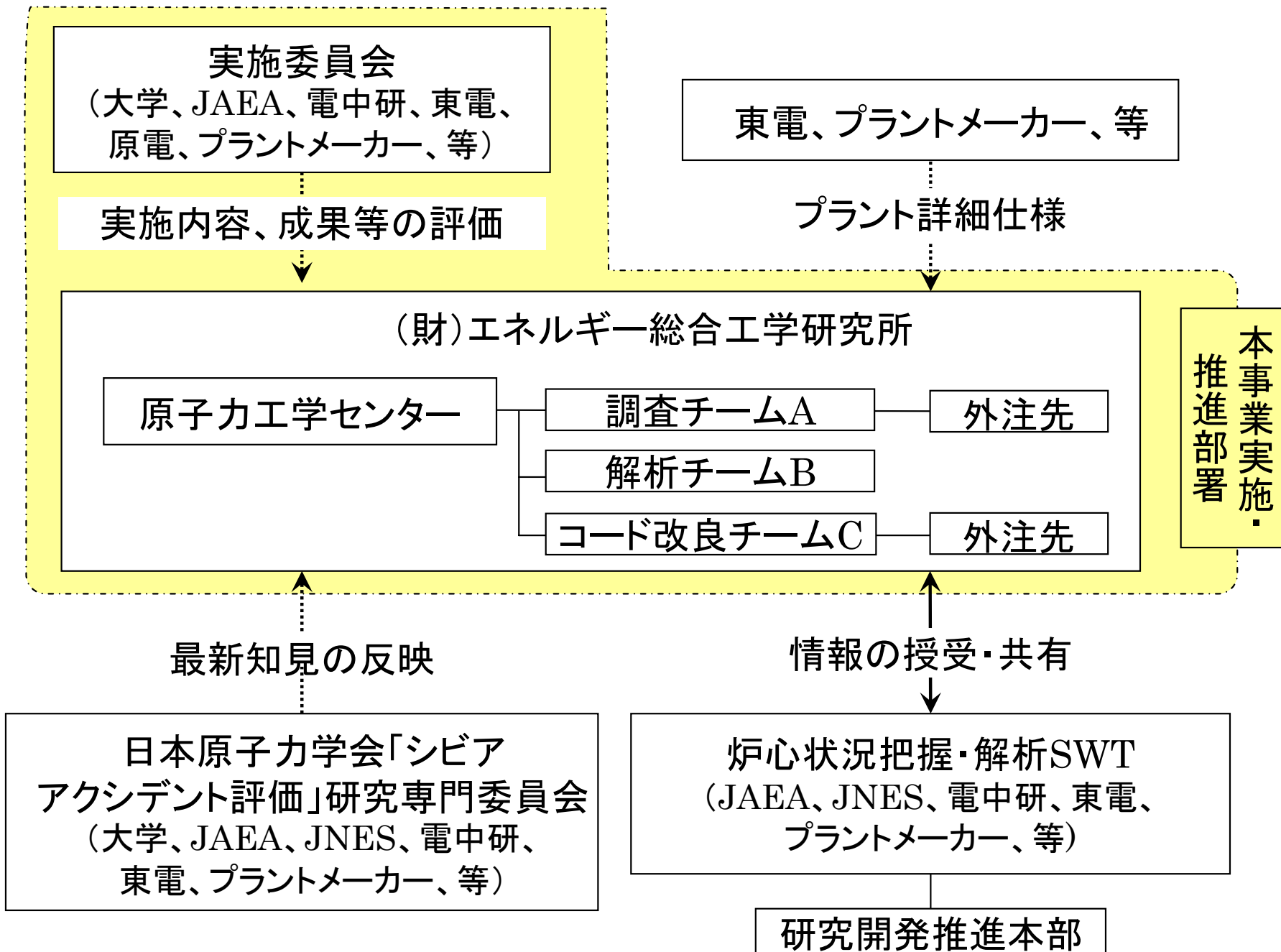
H24年度末に完了

【注1】日本原子力学会「シビアアクシデント評価」研究専門委員会の知見も活用

③ 解析

解析内容	使用するモデル、パラメータ等
① 1号機～3号機の事故事象進展解析	<p>➤ 現行SAMPSONに以下のモデルを組み込んだ、改訂1版</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ RPV、PCV壁の放熱モデル ・ 炉内計装管の溶融／損傷モデル ・ RPVからPCVドライウェルへの直接漏洩流路の追加 ・ 冷却システム機器の部分負荷運転モデルの追加 <p>➤ パラメータ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ SRV配管フランジ部からの気相漏洩流量 ・ TIP案内管フランジ部からの気相漏洩流量 ・ 冷却システム機器の部分負荷運転条件
② 炉心シュラウドの損傷評価(1号機)	<p>➤ 上記の代表的パラメータのもとで、SAMPSON改訂1版により、炉心シュラウドの温度分布等を計算</p> <p>➤ 上記結果を境界条件として、H23に整備した「炉内構造物損傷評価モデル」により損傷の有無、程度を評価する。</p>

実施体制(検討中)



研究開発推進本部による個別研究開発プロジェクトの評価(案)

プロジェクト名: (2-③-1.3) 模擬デブリを用いた特性の把握、デブリ処理技術の開発

実施者: 日本原子力研究開発機構

ワーキングチーム名: 燃料デブリ性状把握・処理準備サブワーキングチーム

	平成23年度事業実績(プロジェクト実施者が記入)	平成23年度事業実績の評価 (プロジェクト実施者による自己評価(改善点含む))	平成23年度事業実績の評価 (研究開発推進本部による評価)	平成24年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容(全般)	福島原子力発電所事故により炉心内部で生成された燃料デブリは TMI-2 事故で生成された燃料デブリと異なることが想定され、燃料デブリ取り出し時にはその特性に応じた治具等を準備しておく必要がある。また、燃料デブリ取り出し後の処置(長期保管や処理処分)についてその見通しを得ておく必要がある。このため、本年度より以下の模擬デブリを用いた特性の把握及びデブリ処理技術に関する検討に着手した。	(目標・計画を達成したか) ・左記の研究開発は、当初の計画とおり進められ、目標を達成した。 (目標・計画を達成するための効果的な工夫が図られたか) ・左記の研究開発は、JAEA 内の核燃料開発研究者と試験施設を最大限に活用するとともに、関係機関(東電、電中研、メーカ)を交えた会議体を設け、作業の進捗管理及び情報交換を行うことにより効率的、効果的に実施することができた。また、乾式処理等の検討については、専門性を考慮し、電中研との共同研究により進めた。 (成果が活用されたか) ・本年度は、試験設備を整備しつつ、模擬デブリを作製し、基礎データ採取に着手した段階である。今後は、炉内デブリサンプリングに向けた機器開発開始(平成27年頃)までを目途に必要なデータを整備予定。	<模擬デブリを用いた特性の把握> ・当該研究にて検討するデブリの機械的特性は、PCV、RPV 内部調査時のデブリサンプリング、本格的なデブリ取り出しに向けた機器・装置開発への重要なインプット情報となるものであり、これらプロジェクトと連携しつつ、着実に進めていくことが重要である。 ・平成23年度は、当初計画通り、事前調査と模擬デブリの特性評価を進めている。知見や設備を有効に活用し、模擬デブリの試作と物性測定に成功しており、順調な進捗状況であると評価される。 <デブリ処理技術の開発> ・当該研究は、上記特性把握に係る研究成果を活用しつつ進められるものであり、将来のデブリ処理・処分にに向けたシナリオ検討に向けた重要なインプット情報となるものである。 ・H23年度は、TMI-2での試験実績など先行事例を調査するとともに、湿式処理、乾式処理等について、基礎的試験に着手し、当初の計画どおり順調に知見が得られていることは評価できる。	<模擬デブリを用いた特性の把握> ・平成24年度は、昨年度に引き続き福島第一事故の特有条件を踏まえた模擬デブリ作製条件の検討を進めるとともに、実使用済燃料等を用いた模擬デブリを作製・特性把握試験を実施し、データの拡充を図る計画である。 ・また、PCV・RPV内部調査計画検討に資することを目的として、本年度下期を目途に、実デブリ特性の推定を開始する計画としている。 ・上記計画について、本SWTとしては、実デブリの特性推定に向けた取組が着実に進められる計画となっていること、デブリの機械的強度等の特性把握など、他プロジェクトのニーズを踏まえたアウトプット時期も適切に見定められていること等から、妥当であるものと評価する。 ・なお、特性把握試験に用いる模擬デブリの作製範囲・優先順位等については、引き続き議論し、プライオリティの高いものから実施する必要がある。 ・今後、関係各社の専門家間で試験成果等を逐次共有し、必要な方向修正を図って行くことが重要である。 <デブリ処理技術の開発> ・平成24年度は、昨年度に引き続き、湿式及び乾式処理技術の適用可能性検討に向けた試験を進める計画である。 ・本SWTとしては、将来のデブリ処理・処分シナリオ検討に向けて、現段階では処理の可能性を見極めるための技術情報を蓄積する取組となっていると考えており、妥当であるものと評価する。
(評価の視点)	<模擬デブリを用いた特性の把握> ・TMI-2 事故及び苛酷事故(SA)に係る文献調査の他、外部機関との情報交換により参考情報を入手した。 ・元素組成、温度、酸素分圧等をパラメータとした模擬デブリ調製及び性状評価に係る基礎試験に着手し、高温から急冷した Zr リッチ模擬デブリの相状態のデータ等の成果を得た。 ・U 模擬デブリ、MOX 模擬デブリ、使用済燃料模擬デブリの試作及びその物性測定に着手し、作成した模擬デブリに係る融点、熱伝導率、熱膨張率のデータ等の成果を得た。 <デブリ処理技術の開発> ・燃料デブリ取出後の処置の選択肢の検討の一環として、U 模擬デブリを用いた湿式処理法に係る溶解試験、乾式処理に係る電解還元試験等の基礎試験に着手し、Uリッチな(U,Zr)O ₂ であれば硝酸に対しある程度の溶解性を有することに係る知見などの成果を得た。			
○目標・計画を達成したか - 実施内容 - 成果 - スケジュール				
○目標・計画を達成するための効果的な工夫が図られたか				
○成果が活用されたか				

事業実施内容(特記事項)				
現場ニーズの反映	<ul style="list-style-type: none"> 炉心構造(BWR/PWR、制御棒材料等)や炉心損傷挙動(溶融時間、到達温度等)の違い及び海水の注入等により炉内損傷状況は TMI-2 事故と大きく異なることが想定され、今後の燃料デブリ取り出しに向けてその特性を事前に把握しておくことは重要。特に、デブリサンプリング及び取り出しについては、デブリの機械的強度等のデータが現場ニーズとして出されており、処理技術の検討においても溶解性に係るデータ等の化学的特性データ等の取得が必要と考えられ、これらの計画への反映を検討中である。 	<ul style="list-style-type: none"> 現試験計画は、基本的にTMI事故の経験等を踏まえ、福島事故に想定されるものとして作成したものであり、今後の現場の状況や現場ニーズ及びデブリ臨界管理技術開発といった他プロジェクトからの要求等も踏まえて適宜見直していく必要がある。 なお、炉内状況解析の結果等を踏まえて、デブリとコンクリートとの反応生成物(MCCI 生成物)についての研究開発ニーズが提示されており、早期に方針を定めて調整する必要がある。 	<ul style="list-style-type: none"> 研究計画において、デブリサンプリング・取り出しに向けた機器・装置開発へのインプットとして、デブリの機械的強度等の特性把握を高い優先度と位置づけており、現場ニーズが反映されているものと評価。 また、デブリ性状に関して海水の影響や B₄C(制御棒材料)の影響についての検討を、デブリ処理技術の適用性に関して複数の処理技術・処理条件の検討を進めており、実機条件を配慮した検討と評価される。 	<ul style="list-style-type: none"> 今後、更に実機条件に係る検討を進め、コンクリートや不純物元素(金属元素を含む)の混入が及ぼす影響等についても、早期に見通しを得ることが必要である。 特にデブリの機械的強度等の特性把握など、現場ニーズを踏まえた計画については、今後も研究の進捗に応じて他プロジェクトも含めた関係者間で共有し、適宜調整していく必要がある。
インプット/アウトプットの明確化・共有	<ul style="list-style-type: none"> 東電、電中研、日本原燃、メーカー間でインプット/アウトプット情報の共有を図っているところ。また、デブリ臨界管理技術開発、事故進展解析技術高度化、デブリ計量管理方策構築及び放射性廃棄物の処理・処分技術開発との連携を明らかにした。 	<ul style="list-style-type: none"> 関係機関との情報の共有は図っているところであるが、議論をさらに進め、インプット/アウトプットの明確化・共有に努める。 	<ul style="list-style-type: none"> 模擬デブリの性状評価結果が、取り出しツール開発のインプット情報として重要であることが共通認識となっている。 今後、他プロジェクトとの更なる情報共有、インプット/アウトプット情報の更なる詳細化が望まれる。 	<ul style="list-style-type: none"> 関連プロジェクトとの連携を強化し、それらの進捗状況を踏まえた本SWT研究計画の具体化と、タイムリーな試験結果共有が重要である。
事業実施体制				
実施者の内部体制・役割分担	<ul style="list-style-type: none"> JAEA内の核燃料開発研究者を中心に電中研とも連携した組織体制を構築し、各担当の役割分担を明確にした上で研究開発を進め、関係機関(東電、電中研、メーカー)を交えた会議体により毎月1回程度作業の進捗及び情報交換を実施した。 	<ul style="list-style-type: none"> JAEA内での連携、電中研との連携により効率的、効果的に実施することができた。H24 年度以降、JAEA内では更なる体制強化を図って実施していく予定。 	<ul style="list-style-type: none"> リーダーの下、関係機関を交えた部門横断的な会議体により情報交換しながら、効率的に研究を進めている。また、電中研との連携も効果的と評価される。 	<ul style="list-style-type: none"> JAEAは、本年4月より研究プロジェクトに対応した組織体制を構築し、さらなる体制強化が図られている。 引き続き、東電、メーカーとの情報交換、勉強会等を実施していくことが必要である。
外部機関の叡知の活用	<ul style="list-style-type: none"> SA 研究の進んでいる欧州・ロシア、TMI-2 の経験を持つ米国を対象に、国内での WS、先方機関を訪問しての意見交換等により情報を収集した。 	<ul style="list-style-type: none"> デブリの性状に係る有用な知見が海外に蓄積されていることが確認されたことから、今後これらを活用していくための方策を検討することが重要。なお、取出後の処置については既存情報が乏しく、新規性の高いテーマとして取り組む必要がある。 	<ul style="list-style-type: none"> 米国や欧州の研究機関との情報交換により、有用な知見が存在することを確認しており、共同研究等への道筋も付けている。 	<ul style="list-style-type: none"> 海外機関との共同研究の実現や情報取得を速やかに進めることが必要である。 取出後の処置については、新規性が高いテーマであることから、海外の協力を得られるよう、適宜、情報発信を行っていく必要がある。
その他				

個別研究開発プロジェクトの評価 補足資料

(2-③-1) 模擬デブリを用いた特性の把握

(2-③-3) デブリ処理技術の開発

2012年4月23日

日本原子力研究開発機構

背景・目的

- 福島原発で生成した燃料デブリはTMI-2の燃料デブリと異なると想定される。燃料デブリ取出し時には、その特性に応じた方法や治具等を準備する必要がある。また、燃料デブリ取出し後の処置(長期保管や処理処分)についてその見通しを得ておく必要がある。
- 本プロジェクトの目的は、燃料デブリ特性を把握し廃炉作業で必要となる燃料デブリ情報を提供すると共に、取出し後の燃料デブリの処理方策の検討に資する情報をまとめる。

成果の反映先

- サンプルング／燃料取出し方法の策定
 - 臨界安全の検討
 - 計量管理方法の検討
 - 炉心損傷進展の検討
 - 炉内燃料取出後の燃料デブリ処理方策の選定
- 尚、本研究はTMI事故や各国のSA研究等の知見を結集して効果的に実施する必要があり、成果は炉心溶融事故処理の研究開発、炉心安全性の向上にも貢献するものである。

平成23年度における事業目標

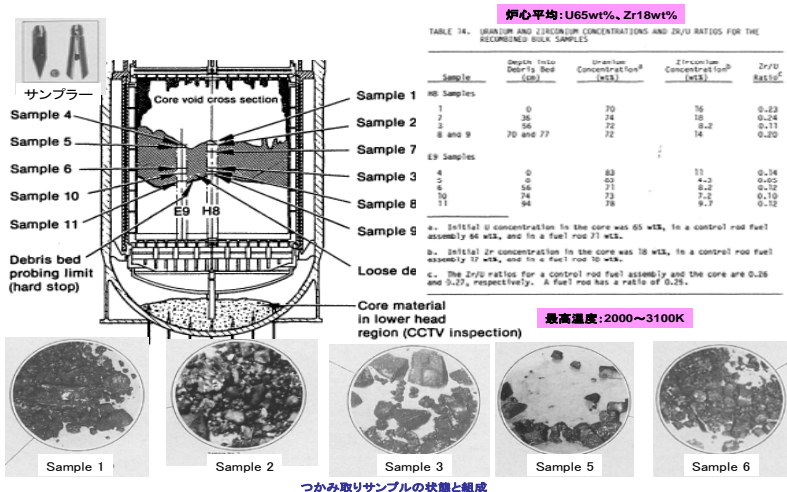
- ◆ 既存情報の整理
 - TMI-2やSA研究等の情報を調査、及び福島情報の整理を行う。
- ◆ 模擬デブリによるデブリ特性の把握
 - 模擬デブリ条件の設定の仕方を整理する。
 - 各種の模擬デブリの試作、特性データの測定
- ◆ 燃料デブリ処理技術の検討
 - 既存技術を調査し、候補技術について適用性検討の点から基礎データを取得する。

TMI-2文献調査概要

□ “TMI-2”関連154件の文献を収集、計97件の文献について調査

デブリの性状について

- ジルカロイは酸化又は溶解し燃料と一緒に溶融物化
 - ポイズンロッド、構造材の成分元素はデブリ中に分散
- 圧力容器下部のデブリは主に(U,Zr)O₂から成る酸化物溶融物
- 炉心部デブリは(U,Zr)O₂が均一な領域と、Uリッチな部分とZrリッチな部分の2相が混在する領域が存在
 - Fe-Ni-Crの金属相と(U,Zr)O₂+Fe-Ni-Cr酸化物のセラミックス相が混在
- 分析のための溶解に係る知見として、硝酸+フッ酸でもほとんど溶けず。
 - ピロ硫酸カリウムを用いる方法で溶解可
 - 6M硝酸、3M硝酸+1Mフッ酸、王水の順で溶解し、残渣3%

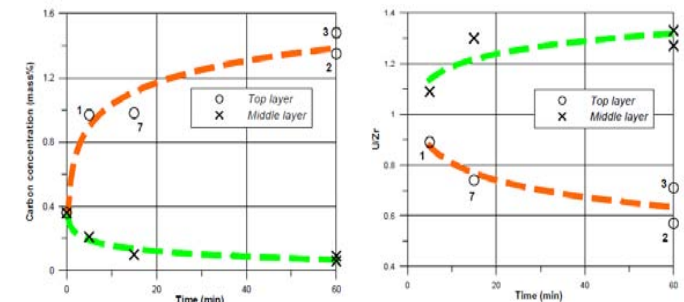
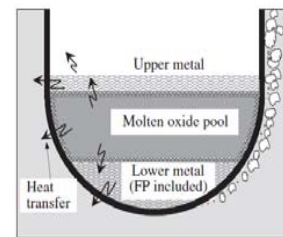


SA研究調査概要

□ 欧州・ロシア・米国等でのSA研究を調査し、燃料デブリに関するデータ・知見を収集した。

コリウムの層化に及ぼすB₄Cの影響

MASCA project, RUSSIA



炉心下部におけるコリウムの層化

B4C添加時のC(左)およびZr(右)の再配置挙動(温度: 2550°C)

- ・酸化物相の上層におけるCZr、ZrB₂等を形成。(C>0.2 wt%)
- ・Fe系溶融物とZr、Bの反応による金属相の密度低下。

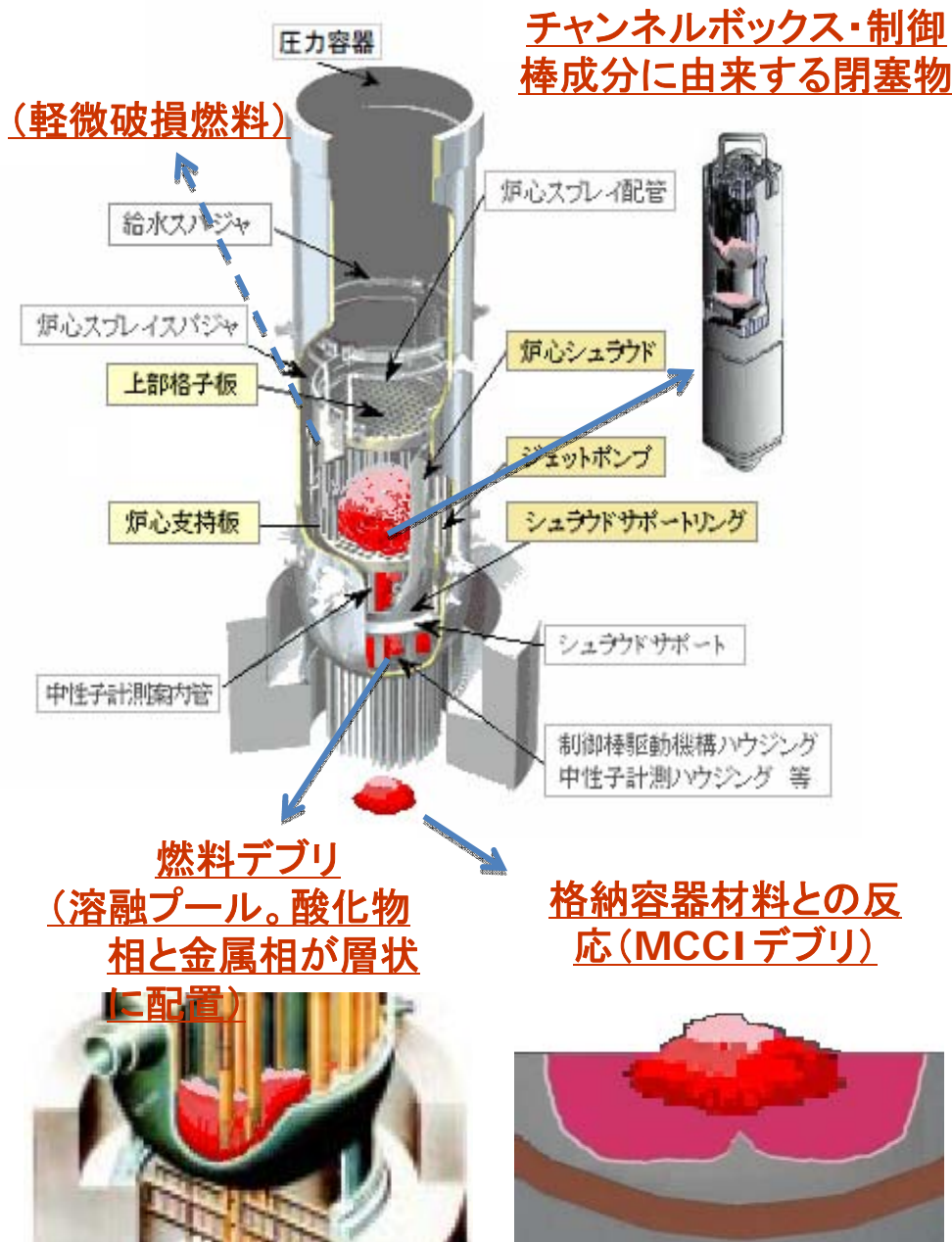


- 金属相の質量比の増加
- 酸化物相におけるU組成の増加

SA研究で不足している情報 (福島)のデブリ特性把握に向けて)

- 1000~1300°C での長時間の反応
- 水蒸気雰囲気、高圧(数MPa)条件
- 海水の注入での化学形態・組成
- ...1F情報調査等からの情報の追加が必要

種類	デブリ性状及び化学形 (予測例)
軽微破損燃料	●健全燃料とほぼ同じ
燃料デブリ (溶融プール)	●酸化物相 (U, Zr, Fe)O _{2-x} , ZrO ₂ ●低融点の合金 U-Zr-Fe alloy
閉塞物 (炉心中央～下部)	●酸化物 (U, Zr, Fe)O _{2-x} , ●ホウ化物、炭化物 Fe ₂ B, FeB, ZrB ₂ , ZrC ●低融点の合金 U-Zr-Fe alloy
MCCIデブリ	●酸化物相 (混合相) (U, Zr)O ₂ + SiO ₂ , Fe ₂ O ₃ ●ケイ酸塩 (U, Zr)SiO ₄ ,
海水成分を含むデブリ	??



デブリの種類毎に固有の情報

- ① 組成分析
- ② 機械物性測定 (硬さ)
- ③ 炉内物量分布評価
- ④ 線量評価
- ⑤ 臨界計算 (空隙率測定、fissile量評価を含む)
- ⑥ 湿食性評価 (溶出率、溶解速度測定)
- ⑦ 高温冶金特性測定
- ⑧ 物量

↓

デブリの種類毎に各データの取りうる範囲を推定

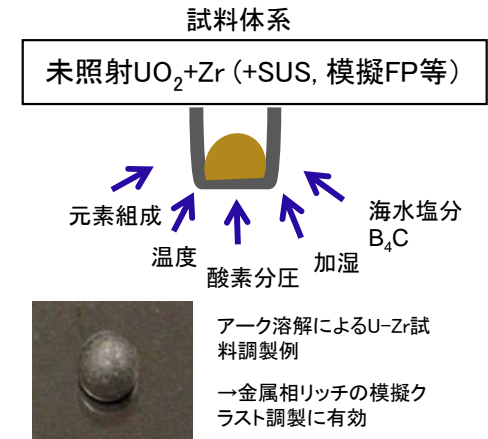
溶融状態のイメージ図

模擬デブリ特性の評価方法

- 福島原発からの実際の燃料デブリのサンプリングには長期を要すること予想されることから、その特性を把握するためには、各種の模擬デブリを用いた測定・試験により推定する必要がある。
- 福島原発ではTMI-2と比べて、炉心構成、事故進展、海水影響、等の点で状況が異なると考えられる。従って、本研究では、SA研究でのコリウム・データ等を参考としながら、福島特有事象を中心として、その特性を検討する。
- 検討方法としては、種々の条件下で特性を把握するマッピング評価試験(小規模)の他、機械的及び化学的な特性評価試験、MOXや照射済燃料系でのPu,FP等の影響評価試験を計画している。

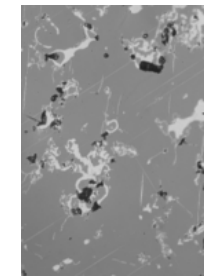
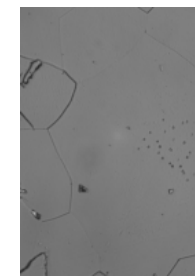
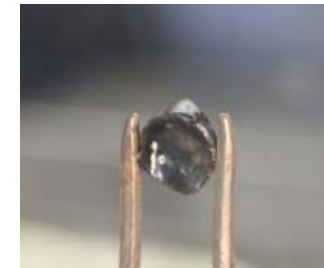
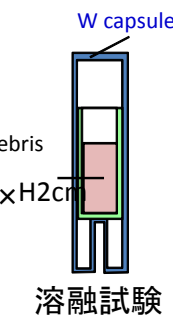
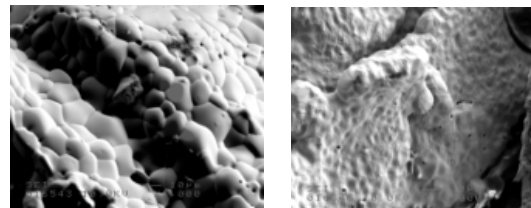
模擬デブリによるマッピング評価

- 福島を想定した各種条件(組成、温度、酸素分圧等)で少量のウラン系模擬デブリを調製、その性状を評価し、他の試験(照射済試料、MOX試料)を補完するデータを取得する。
- 生成条件と性状(相、元素分布、密度等)の相関性を評価する。



模擬デブリの調製状況

- UO₂及びZircaloy-2を原料として、25、50、75%Zrを含む混合酸化物の焼結資料をタンゲステンカプセルの中に封入後、高周波炉で約2,600℃まで昇温し、模擬デブリを得た。
- MOX燃料の模擬デブリ調製試験を実施中。



25%Zr

75%Zr

ウラン模擬デブリの微細組織

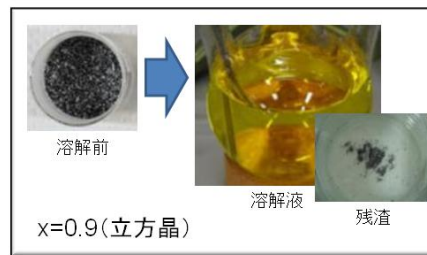
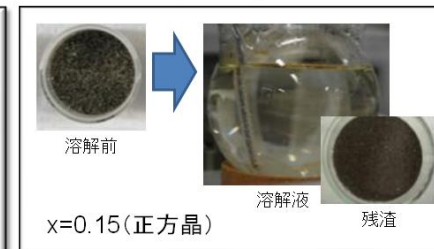
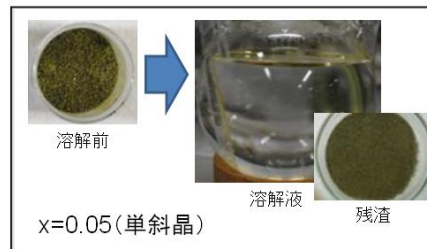
OUO₂及びZircaloy-2の混合割合によって、微構造や組織が大きく変化することを確認した。

燃料デブリ処理技術の検討

- 燃料デブリの処理方策を検討する上で、従来の処理技術等を参考に、処理方策の可能性について検討を行う。
- 検討に当たっては、TMI-2 のデブリ処理経験や SA 研究における最新情報など、国内外の情報を反映しつつ進める。
- 処理方法 (候補技術)
 - (技術課題: 技術的成立性、廃棄物処理)
 - 湿式法 (PUREX プロセスの改良、他)
 - 乾式法 (金属電解法、酸化物電解法、他)

湿式法適用性検討に係る模擬デブリの溶解試験 (例)

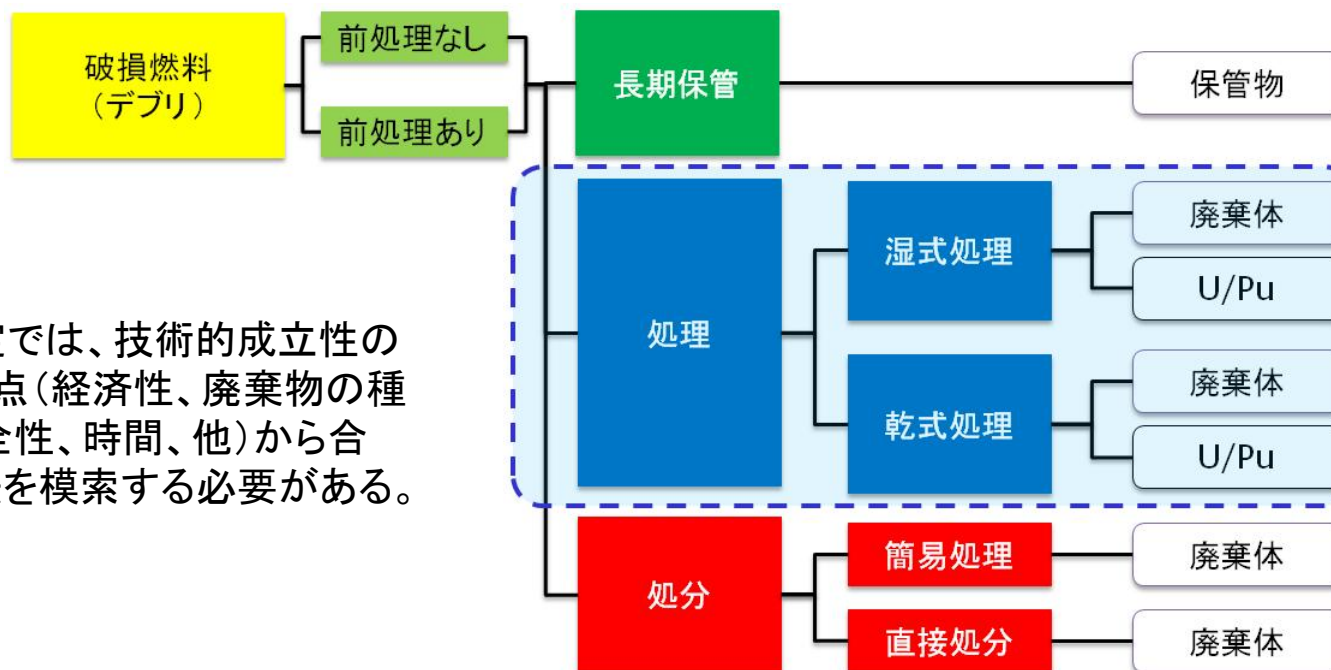
- 粒径 1mm 未満に粉碎後、6M HNO₃, 80°C にて 4 時間溶解

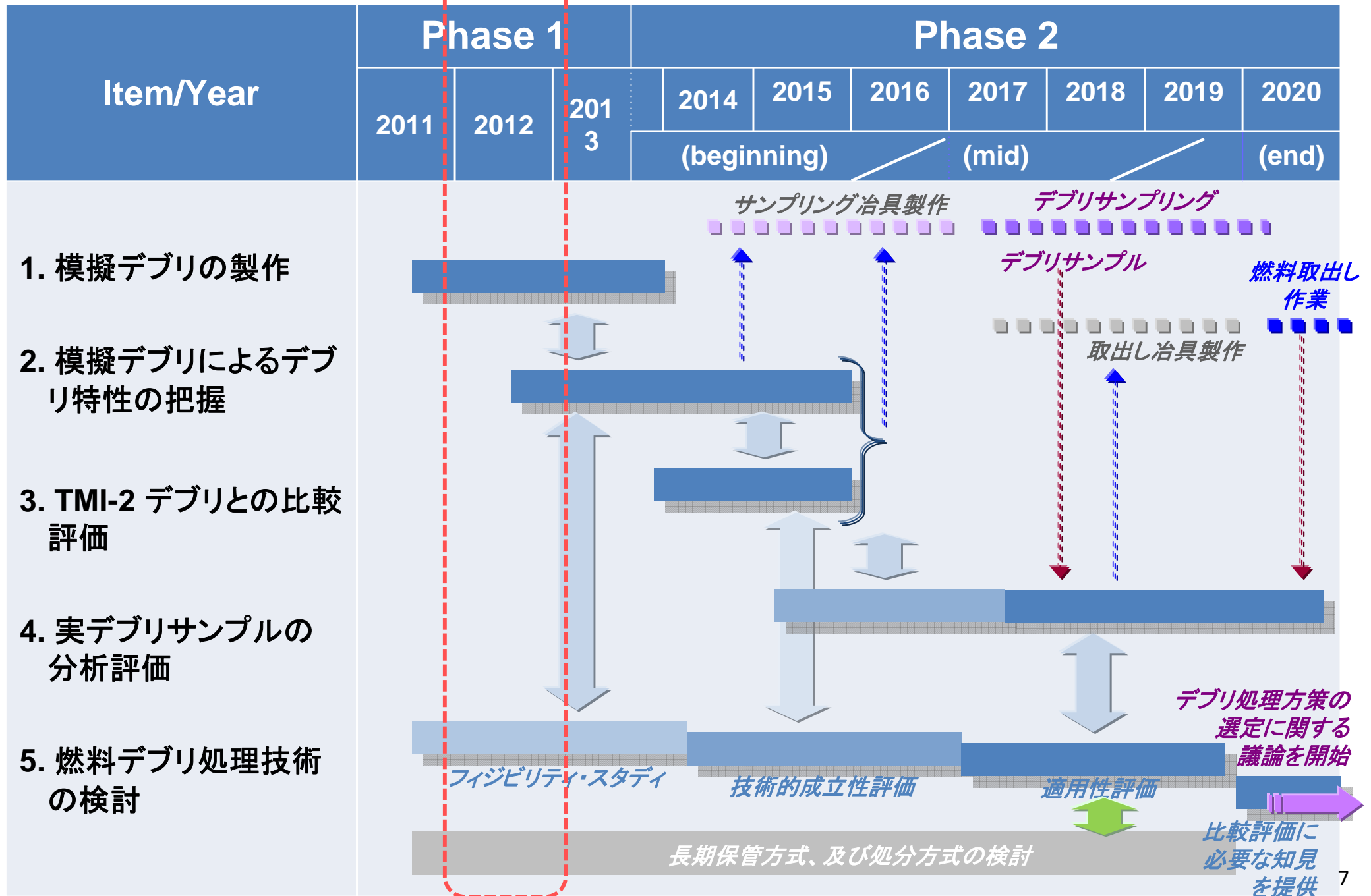


- Zrリッチな単斜晶、正方晶は、ほとんど溶解しなかった。
- Uリッチな立方晶は、UO₂より溶解性は低いものの、溶解が進んだ。

燃料デブリの処置 (処理・処分) に関する選択肢 (例)

- 処置方策の選定では、技術的成立性の他、総合的な観点 (経済性、廃棄物の種類・発生量、安全性、時間、他) から合理的な処理方法を模索する必要がある。





- (1) 模擬デブリの製作、模擬デブリによるデブリ特性の把握 ……(H23年度からの検討を継続)
- ◆ 炉心状況進展に係るR&Dの進捗を踏まえつつデブリ生成状況の推定を進め、模擬デブリ条件の検討を継続する。
 - ◆ サンプルング・取出に係る技術検討側との連携を強化し、その現場ニーズを踏まえたデブリ特性取得の優先順位設定を行いつつ、模擬デブリによる特性評価試験を継続する。
 - 現場ニーズのある機械的特性(硬度等)の把握を優先的に実施する。
 - その他のデブリ特性(組成、相状態、機械的物性、融点、酸素ポテンシャル(O/M)、熱膨張率、等)についても、現場ニーズ側と連携しつつ、実施計画の調整を図る。
 - ◆ MCCI生成物については、PCV/RCV内アクセス時に最初に接触する可能性の高いこと、並びに予測される多様性の幅の広さから事前検討の難しいことを踏まえ、特性把握に係るアプローチの検討を進める。
 - ◆ 海外のコリウム・データベースへのアクセスに向けて、国際協力等の方策を具体化する。
- (2) TMI-2デブリとの比較評価(準備作業)
- ◆ 分析設備・輸送/受入方法整備に関し、実施施設及び輸送方法に係る検討を進める。
 - ◆ 国際協力(共同研究)の可能性について、米国(INL)等の関係機関との調整を進める。
- (3) 燃料デブリ処理技術の検討
- ◆ 既存処理技術(湿式・乾式処理)の適用性検討 ……(フィジビリティ検討を継続)
 - ◆ 燃料デブリの保管・処理・処分に係るシナリオ検討に向けた技術的要件の整理

4. 実施体制

燃料デブリ取り出し準備ワーキング／燃料デブリ性状把握・処理準備サブワーキング

報告 ↑ ↓ 審議

日本原子力研究開発機構

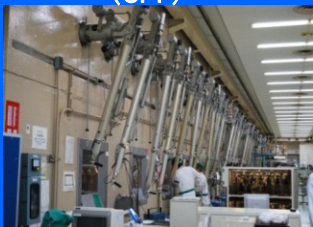
東海研究開発センター

(核燃料サイクル工学研究所・原子力科学研究所)

高レベル放射性物質研究施設 (CPF)

第4研究棟

燃料サイクル安全工学研究施設 (NUCEF)



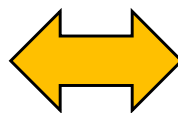
大洗研究開発センター

照射燃料集合体試験施設 (FMF)

ソースターム試験装置 (AGF: 照射燃料試験施設)



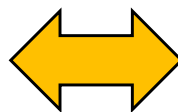
- 核燃料開発研究者が連携
- 機構内の試験施設においてこれまでの知見を活かし研究開発を実施



連携

東京電力(株)
(株)東芝
日立GEニュークリア・エナジー(株)

- 事故時のプラントデータ等



連携

国内外関連機関
(電力中央研究所、日本原燃(株)等)

- 処理方法に係る研究の実施
- 過酷事故時における燃料挙動等に関する研究成果

他研究開発との連携



- (2-①-9) デブリの臨界管理技術の開発
- (2-②-1) 炉内状況把握のための事故進展解析技術の高度化
- (2-③-4) 燃料デブリに係る計量管理方策の構築
- (3-2) 放射性廃棄物の処理・処分技術の開発

プロジェクト名: 燃料デブリに係る計量管理方策の構築

実施者: 東京電力/日本原子力研究開発機構

ワーキングチーム名: 燃料デブリ性状把握・処理準備サブワーキングチーム

	平成23年度事業実績(プロジェクト実施者が記入)	平成23年度事業実績の評価 (プロジェクト実施者による自己評価(改善点含む))	平成23年度事業実績の評価 (研究開発推進本部による評価)	平成24年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容(全般)				
<p>(評価の視点)</p> <p>○目標・計画を達成したか</p> <p>ー実施内容</p> <p>ー成果</p> <p>ースケジュール</p> <p>○目標・計画を達成するための効果的な工夫が図られたか</p> <p>○成果が活用されたか</p>	<p>本年度は先行事故事例の文献調査および核物質の初期インベントリー評価を実施する計画であり、それぞれ以下のとおり実施した。</p> <p>〈文献調査、現場管理状況調査〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・TMI-2 事故事例について、公開情報、当時の担当技術者からの聞き取りにより、計量管理に用いた基本的な手法、核燃料物質測定技術等の情報を入手した。 ・チェルノブイリ事故事例について、公開文献をもとに、ストラータ毎の推定核物質質量、検討された封じ込め・監視手段等の情報を入手した。 <p>〈核燃料物質の分布状況の評価〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事故時の炉内核燃料物質質量を計算コードで評価した。 ・各号機原子炉内核燃料について、デブリ内の核燃料物質質量の推定に必要なγ線放出核種、中性子放出核種についての調査として、それらの核種インベントリーについて予備的な評価を実施した。 	<p>〈目標・計画を達成できたか〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・当初計画通り、事例調査により基本的な核燃料物質測定に関する情報が得られた。特に、TMI については、公開文献に加え、米国国立研究所等の協力により、有望な核燃料物質測定技術など有用な情報を得ることができた。 ・デブリ内の核燃料物質は直接測定することは困難であることが予想されるため、γ線放出核種または中性子放出核種の測定結果から推定することが有効とされている。それらの核種インベントリーの予備評価を実施し、核燃料物質質量の推定方法の検討に着手できた。 <p>〈目標・計画を達成するための効果的な工夫について〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・従来からある保障措置分野における文部科学省・JAEA と米国エネルギー省(DOE)/国家核安全保障局(NNSA)との協力枠組みを活用し、有用な情報を得るためにワークショップを開催した。 <p>〈成果の活用について〉</p> <p>平成23年度は先行事故事例において、主に公開されている計量管理に用いた手法の調査を行った。</p>	<p>〈文献調査、現場管理状況調査〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・先行事故事例の調査について着実に進捗していることと評価できる。 ・今後、非公開情報についても調査整理を行う必要があると考えられるので、関係する外部機関との協力体制の構築に努める必要がある。 <p>〈核燃料物質の分布状況の評価〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計量管理方策を検討する上で、核燃料物質質量の推定に寄与する放射性核種インベントリー評価は重要であり、進捗が見られたことは評価できる。 	<p>文献調査、核燃料物質の分布状況の評価は平成24年度も引き続き実施することとなっている。引き続き、計画に沿って研究開発を進めること。</p>
事業実施内容(特記事項)				
現場ニーズの反映	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料デブリ取出しが開始し、燃料デブリの計量管理について具体的な対応が発生する時期は当面先となる。一方、それまでの期間の炉内燃料にかかる計量管理について、規制側に説明しつつ対応する必要がある。平成23年度の進捗を規制側へ説明し共有した。 ・規制側要求事項と現場側ニーズの双方を反映できる研究体制を構築した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・規制側と研究開発の進捗について適宜共有している。 ・来年度以降、規制側要求事項、現場側ニーズを反映するための連携を更に強化する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・計量管理は核燃料物質に対する保障措置を行う上で重要な事項であり、規制側と進捗を共有できていることは評価できる。 ・本研究では、規制側要求事項と燃料取出工程等の現場対応の両方を踏まえた検討が必要となる。両者のニーズを反映できる研究体制を構築したことは評価できる。 	<p>引き続き、規制側とコミュニケーションを密にし、要求事項を適宜反映し対応すること。</p>
インプット/アウトプットの明確化・共有	<ul style="list-style-type: none"> ・開発項目ごとに必要な情報・作業を洗い出し、それぞれについて目指すべき成果を明らかにした。 	<ul style="list-style-type: none"> ・他の研究開発プロジェクトでの情報を効率よくインプットするため、来年度以降関係する他プロジェクトとの連携を更に強化する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・今後、体制の強化と他プロジェクトとの更なる連携強化が望まれる。 	

	平成23年度事業実績(プロジェクト実施者が記入)	平成23年度事業実績の評価 (プロジェクト実施者による自己評価(改善点含む))	平成23年度事業実績の評価 (研究開発推進本部による評価)	平成24年度事業計画における見直しの方向
事業実施体制				
実施者の内部体制・役割分担	<ul style="list-style-type: none"> ・本プロジェクトでは施設者(東京電力)が規制側の計量管理への要求事項を適宜踏まえて対応する必要があることから、東京電力を実施者に含めている。 ・研究体制を構築し、東電-JAEA 間の役割分担を明確化した。 ・他プロジェクトと今後のスケジュールや研究課題について適宜情報共有した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・東電-JAEA 間での確に情報共有ができています。 ・他プロジェクトと研究課題の内容及びスケジュールの進捗等、更なる情報共有が必要である。 	東電-JAEA 間の役割分担が明確となっている。	実施者の内部体制・役割分担について見直しの必要は特にはない。 引き続き、関係各所との協力関係の構築につとめること。
外部機関の叡知の活用	<ul style="list-style-type: none"> ・米国国立研究所などから TMI-2 での核燃料物質測定技術情報などを入手した。 ・DOE/NNSA(米国国家核安全保障庁)と今後の日米間の協力項目等について協議を開始した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・日米間での協力関係を確認し、有用な情報を入手することができた。来年度以降、共同研究の具体案を協議していく予定。 	米国の研究機関や規制機関との協力関係を確認できたことは評価できる。	引き続き、海外の研究機関を含めた外部機関との協力関係の構築につとめること。
その他				

個別研究開発プロジェクト説明資料

(2-③-4) 燃料デブリに係る計量管理方策の構築

平成24年4月23日

東京電力

日本原子力研究開発機構

1. 事業概要

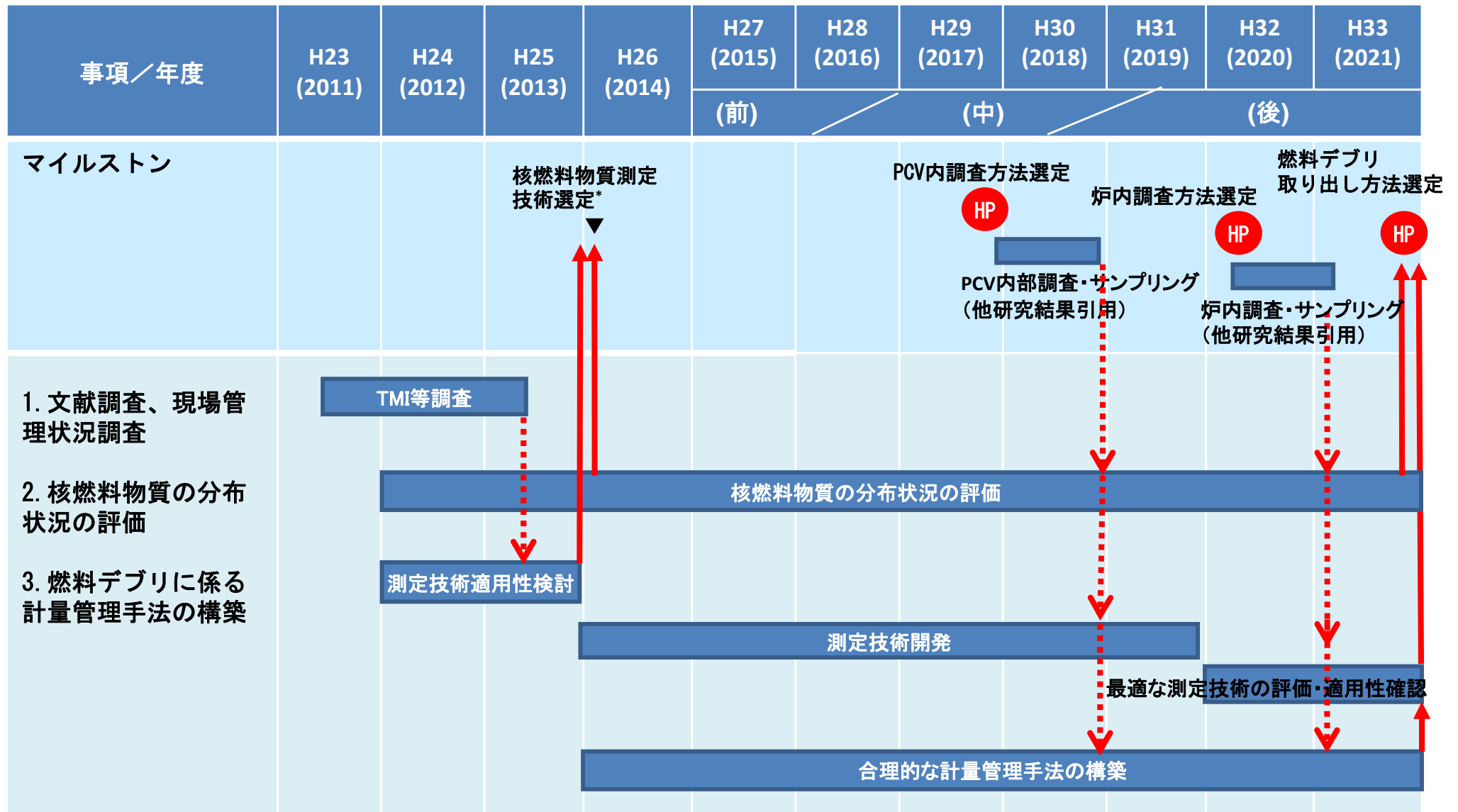
(1)目的

福島第一原子力発電所の炉内燃料は部分的または全体的に溶融しており、燃料集合体を1単位とする通常の計量管理手法を適用することができない。よって、今後炉内燃料の取出し・貯蔵を行うまでの透明性を確保し、かつ合理的に計量管理を実施できる手法を構築する。

(2)実施内容

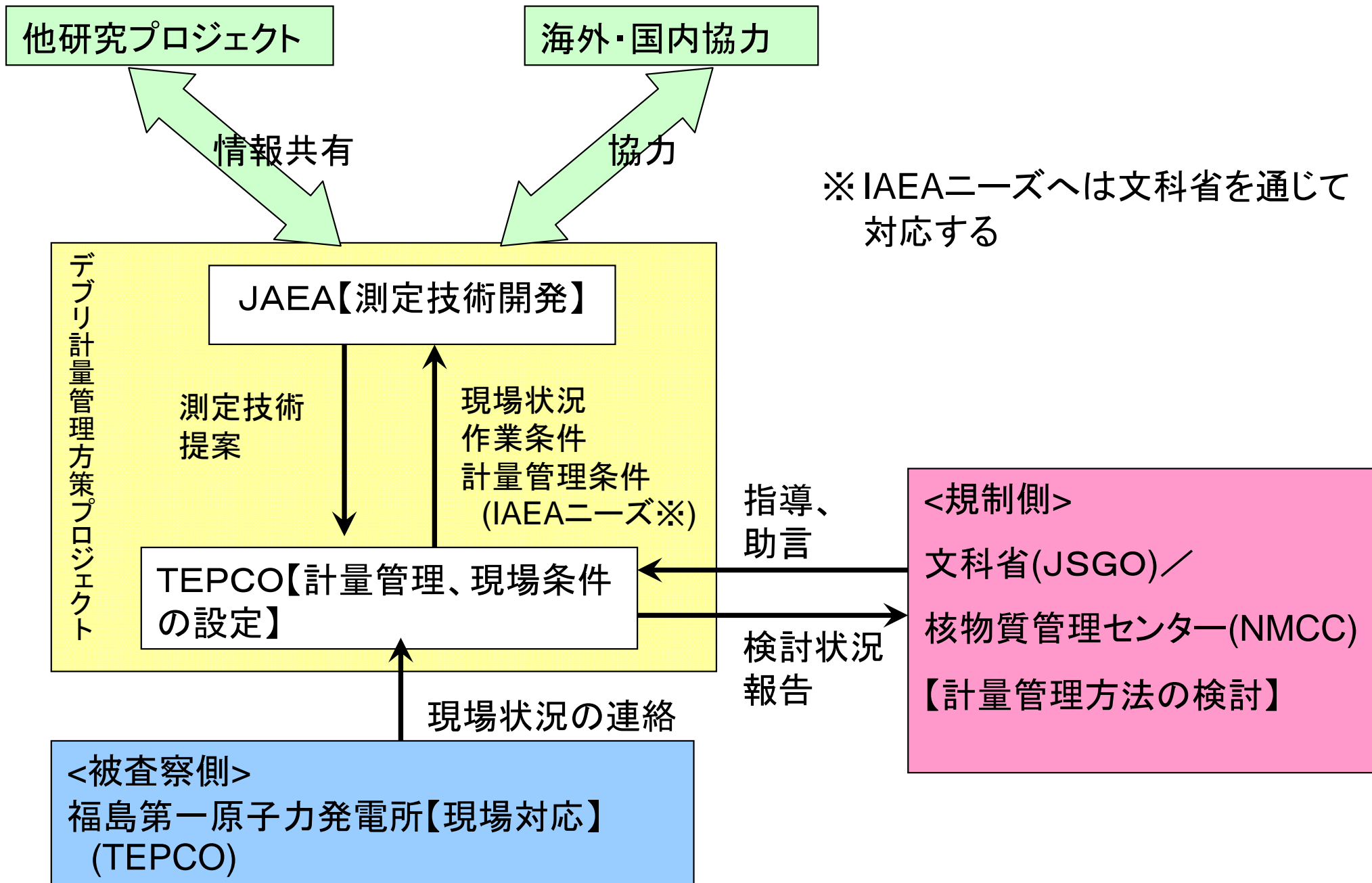
- TMI-2、チェルノブイリの計量管理手法に係る文献調査、関係者への聞き取り調査と福島第一原子力発電所の現場状況との比較
- 初期インベントリー評価(計算値)、サンプリング調査、炉内調査結果等から核燃料分布状況の評価
- 燃料デブリに含まれる核燃料物質(ウラン、プルトニウム)重量を評価する核燃料物質測定技術の開発
- 炉内燃料取出し工程に与える影響を考慮した合理的な計量管理手法の構築

2. 研究開発スケジュール

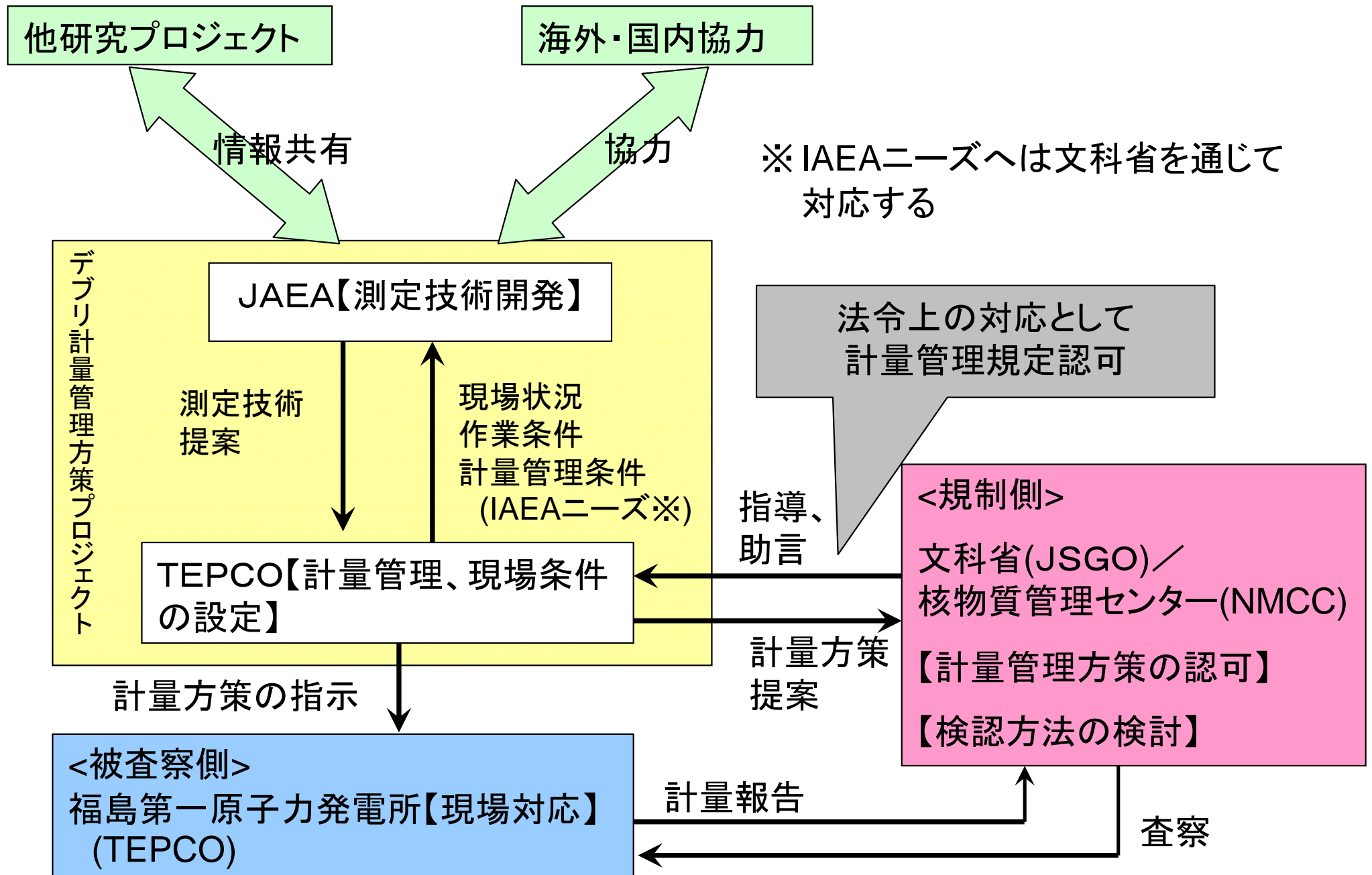


*: ガレキ、汚染水処理二次廃棄物等に含まれる核燃料物質測定機器開発の必要性の判断を含む

3-1. 研究実施体制(検討段階:燃料デブリ取出しまで)



3-2. 研究実施体制(実施段階:燃料デブリ取出し以降)



4. TMI-2文献調査結果概要(中間報告)

4.1. 概要と調査手法

[概要]

- 炉心溶融過酷事故時の計量管理ケーススタディとして、スリーマイルアイランド2号機(TMI-2)事故を調査し、INLを視察した。

[調査手法]

•文献調査

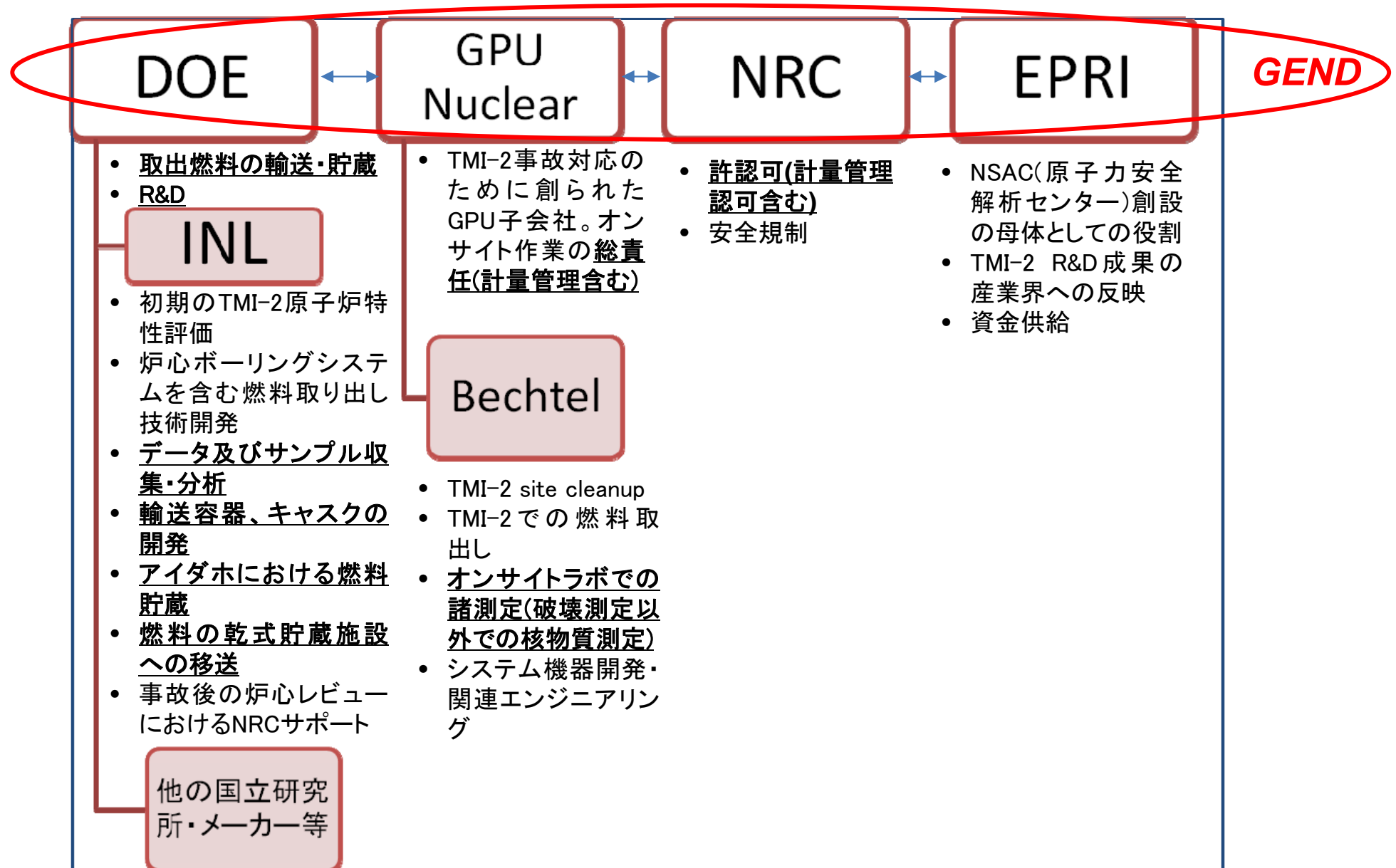
公開文献(Nuclear Technology、Nuclear Engineering&Design、日本原子力学会誌、原子力eye、TMI-2事故関連書籍)、技術報告書(EPRI報告書、GPU報告書、GEND報告書)、会議資料、非公開資料(JAERI-memo、GPU memo等)

•聞き取り・視察による調査

(1)アイダホ国立研究所(INL)研究者及び日米WR研究委員会の派遣者からの意見聴取を実施

(2)INL施設の視察

4.2. TMI-2事故計量管理に係る組織・役割



• ?

4.3. TMI-2における計量管理の経緯*

TMI-2事故(1979.3.28)の核物質管理(事故後特定核物質(SNM)計量管理認可)

- 集合体のほとんどが健全性を保っていないことが判明し、デブリが炉心中に散りばめられていること、燃料の一部はプラント内の他の様々な区域に蓄積されていることから、通常の特種核燃料物質(SNM)計量管理手法は適用できず、新たな手法が必要。
- ✓1982年6月:NRCがTMI-2燃料取り出しの計量ガイドラインを発表
 - ユニットとして取り出される燃料集合体数あるいは集合体群の数を計上すること
 - ユニットとして取り出せないものは各々を収納した輸送体の重量を計測すること
 - 破損燃料を研究・評価のためDOE所管施設に移動する場合は、SNMの計量は受入側の施設で実施すること
- ✓1983年3月:GPU(事業者)が炉心計量計画(健全燃料の詳細情報と破損燃料及びデブリの推定重量を提供)をNRCに提出、1983年4月にNRCが却下。理由は大量の不純物のため測定結果・サンプリング代表性には大きな不確実性が伴うため。
- ✓1985年2月:GPUが改定案(燃料取出し作業終了後に、入量と残留量からSNMの計量を実施)を提示、NRC/DOEが概ね了承
- ✓1985年8月:GPUは10CFR70.53(物質状態の報告)、10CFR70.54(核物質移送報告)、10CFR70.51(d)(物質収支在庫、記録の要求)の免除を反映して炉心計量計画を発行
- ✓1985年10月:NRCがTMI-2計量計画を認可。ただし10CFR70.54(核物質移送報告)免除は認められず。

4.4. 事故後炉心物質質量推定

- 事故後の炉心物質(燃料、構造材、制御材含む)は133tで(事故時のUO₂総量は94t)、以下の様に分散していると推定。

炉心領域	推定量[kg]	不確実性% ^a	割合wt%
損傷のない(又は一部損傷)燃料集合体	44,500	5	33.4
炉心中心溶融固化物(塊)	32,700	5	24.5
上部炉心デブリ層	26,600	5	19.9
原子炉容器下部溶融固化物	19,100	20	14.3
下部Core Support Assembly(CSA) ^b	5,800	40	4.3
上部CSA ^b	4,200	40	3.2
原子炉容器外	100	c	0.3

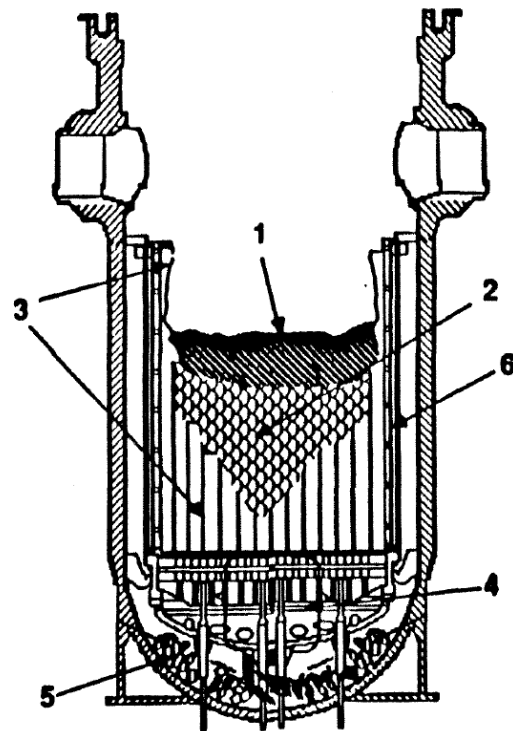
- a. 不確実性評価は、燃料取出しの仮定に依存する。現時点までに燃料取出しが行われた領域は比較的不確実性が低く、一方取出しが行われていない領域では不確実性が高い。
- b. 下部CSAとは、原子炉容器の炉心より下の部分で、下部グリッド構造物と5枚の流路分配版より成る。上部CSAとは、垂直のバツフル板の外側で冷却材流路の領域にあり、炉心の周辺境界を構成するものである。
- c. 原子炉容器外の燃料物質質量の評価は、原子炉建屋及び補助建屋内の原子炉構成物の非破壊評価によるものである。その評価値は60~430kgの範囲にある。

4.5. 事故後炉心物質質量推定(取出し後の残存量)

- GPUNは、測定結果として燃料取出し後の残存燃料(UO₂)は**1125kg**以下であり(事故時のUO₂総量は**94t**)、以下の主要な4箇所に分散していると推定。
(Safe Fuel Mass Limit(SFML:臨界安全上の限度)の140kgUO₂をRV以外は超えない)

補助燃料取扱建屋AFHB	< 17kg
原子炉建屋RB(RCSを除く)	< 75kg
原子炉冷却システムRCS(RVを除く)	< 133kg
原子炉容器RV	< 900kg

NRCは初期UO₂量から残存燃料量を差引いた分を輸送核燃料量として計量認可



ZONE	DESCRIPTION	ESTIMATED QUANTITY (KG)	
1	Upper Debris Bed	26,000	} >99.9%回収
2	Resolidified Mass	33,000	
3	Intact Assemblies	45,000	} >90%回収
4	LCSA (loose debris and resolidified mass)	6,000	
5	Lower Head (loose debris and resolidified mass)	12,000	} ~99%回収
		7,000	
6	UCSA (loose debris and resolidified mass)	4,000	} ~95%回収
TOTAL -		133,000	

図 事故後の炉心物質分布推定*

* GPU Nuclear, "Three Mile Island Nuclear Station Unit 2 Defueling Completion Report," (1990)

4.6. 燃料定量に用いられた技術^{*,***}

- 中性子検出器と放射化/積分測定技術
 - TMI-2では、自発核分裂中性子数や(γ, n)による中性子発生は0.2n/g/sec程度と微量の為、アクティブ中性子問い合わせ法が有効
 - Sb-Be(γ, n)中性子源をアクティブ法で使用。パッシブ法では、固体飛跡線量計(SSTR)、銅/金箔放射化法、BF₃検出器を使用
- 全ガンマ線量とガンマスペクトロスコピー測定
 - 全 γ 線量測定は、多くのCubicle(小部屋)、パイプやCubicle内包物で使用。燃料分布モデルを、Cubicle幾何形状、事故履歴、デブリサンプルの γ 線束分析に基づいて設定しモデルと線量測定値の照合から、燃料物質情報を同定
 - γ スペクトロスコピー測定は、放射性同位体の定量のために使用。NaI、高純度Ge検出器によるCe-144、Eu-154測定、Si(Li)コンプトン反跳 γ 線スペクトロメーター、指向性 γ プローブ、Cd-Te γ 線スペクトロメーターによるCe-144測定を行い、解析(ORIGEN計算による炉心平均組成)や測定値から得られたCe/燃料比やEu/燃料比から、燃料の定量を実施
- 直接サンプリング・分析技術
 - 炉心デブリとRCS(原子炉冷却系)内容物のサンプルを残存燃料同定のために採取し、 γ スペクトロスコピー、 α 計数、化学/物理的測定を実施。デブリ体積や放射性状のモデルが推定され、分析結果と合わせて燃料の重量を導出
 - RCS内容物は、表面薄膜の燃料密度推定のために分析。様々な炉心デブリの代表的なサンプルにより、全表面積の同様の成分に対して外挿し定量。
 - サンプリングの難しい点として、対象区域の代表性の確かさがあるため、固有の不確実性が存在するため、他の直接測定法と共にサンプリング技術を使用

* GPU Nuclear, TMI-2 Defueling Completion Report, (1990).

*** R. Kobayashi¹, C. H. Distenfeld² and D. E. Ferguson², "Ex-vessel Fuel Characterization Results in the Three Mile Island Unit 2 Reactor Building," Nuclear Technology, vol. 87, p. 461-469 (1989) ¹JGC Cooperation, ²Bachtel National Inc.

4.6. 燃料定量に用いられた技術(続き)*

➤ α 線検出器

- 蒸気発生器チューブ表面とRCS内容物サンプル表面の燃料計量に使用
- α 線に比例するProbe scan(深針測定)が行われ、崩壊量から放射能が特定され核燃料定量

➤ ビジュアル観察

- 小型耐放射線カメラと防水ライトを使用。炉心デブリの物理的広がりが3次元で描写。垂直方向、横方向に対してはかなりの正確性が得られたものの、カメラ方向の奥行きに対しては正確性を欠いた。結果は炉心デブリの体積推定に使用
- 表面状態や他の微妙な要素は、目的とするデブリと、サンプル分析データが存在する他の類似物質を比較し同定。密度や組成の推定に燃料物質のサンプルデータを使用

➤ その他

- 回収燃料を装荷した輸送容器の重量測定、溶融炉心のSonarスキャン

- 炉心内では、主にSonarスキャンやビジュアル観察による形状評価とサンプリングのみ行われ、分布はそれらによる推定
- 原子炉容器外での測定・クリーンアップツールの開発

*GPU Nuclear, TMI-2 Defueling Completion Report, (1990).

4.7. 燃料定量に用いられた技術例(随伴FPによる推定)

溶融燃料中核物質とFPインベントリ*

- Ce-144, Eu-154、Eu-155 は揮発性がなく、燃料内にとどまる傾向にあった。サンプリング結果、事故時の圧力容器外拡散量は核物質と挙動を同じにした。総量でORIGEN計算結果と5~20%の差異で一致した
- 次に揮発性がない核種としてSb-125、Ru-106、Sr-90があり、炉心中央の金属層より下に蓄積された。水溶性のTc-99は燃料溶融が起こった際、放出された。Cs-137は溶融燃料内のボイド中にも見られた。

Table 2
Fuel material distribution in the reactor vessel

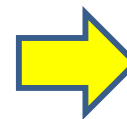
Repositories	Core material distribution Percent of Inventory ^{a)}		
	Uranium	Zirconium	Tin
Upper reactor plenum	b)	b)	b)
Upper core debris	24	13	c)
Upper crust region			
ceramic	1.3	1.2	2.3
metallic	-	0.3	6.1
Consolidated region			
ceramic	12	18	-
metallic	-	0.2	5.8
Lower crust region			
ceramic	3.6	2.8	9.3
metallic	-	5.6	26
Intact fuel rods	33	33	33
Lower reactor vessel head	15	11	c)
Lower core support assembly	4.6	3.3	c)
Upper core support assembly	3.3	2.4	c)
Total	97	91	82

- a) Percentage of the total amount of the element originally present in the core.
 b) Insignificant amount (<0.1 wt%) based on the upper plenum measurements.
 c) Elemental constituent not detected based on detection limits of approximately 0.1 wt%.

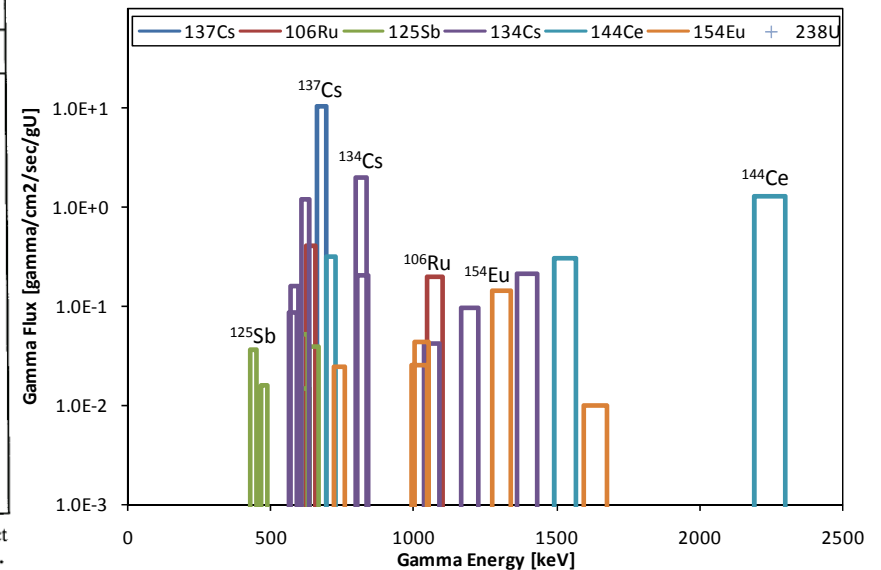
TABLE II
Low-Volatility Fission Product Distribution
in the Reactor System

Fission Product Repositories	Fission Product Distribution Percent of Inventory ^a		
	¹⁴⁴ Ce	¹⁵⁴ Eu	¹⁵⁵ Eu
Ex-vessel			
Containment atmosphere, basement, and tanks	0.01	b	b
RCS	b	b	b
Auxiliary building	b	b	b
In-vessel			
Upper reactor plenum	b	b	b
Upper core debris			
A	26	30	24
B ^c	20	19	19
Upper crust region	1.4	2.0	1.6
Consolidated region	24	32	22
Lower crust	5.9	7.9	5.1
Intact fuel rods	30	30	30
Upper CSA	3.4	4.5	d
Lower CSA	4.7	6.3	d
Lower RPV head	16	21	d
Total	105	122	110 ^d

- ^aPercentage of the total amount of the fission product inventory calculated from comparisons with ORIGEN2.
^bInsignificant amount (<0.1 wt%) based on the measurement data.
^cTwo sets of bulk sample measurements were performed on the upper debris bed. The A series was performed on samples from near the center of the core at a variety of depths, whereas the B series consisted of bulk samples from near the bottom of the debris bed. For the totals, the B series data were used.
^dMeasurements were not performed for this radionuclide at this core location.



**Ce-144, Eu-154起因ガンマ線測定
が飛散燃料量推定に使われた。**



図TMI-2 Hot Legパイプからのガンマ線スペクトル測定結果**
(1982年6月)

- *D. Akers et al, "TMI-2 Core Materials and Fission Product Inventory," Nucl. Eng. Design, vol 118, p451-461 (1990)
 **K Vijamuri, et al., "Nondestructive Technique for Assaying Fuel Debris in Piping at TMI-2," GEND018(1981)

4.8. 今後の調査課題

公開文献や視察でまだ得られていない重要な情報

- 破壊検査についての情報(サンプルごとの測定値、デブリの溶解性等)
- プルトニウムの計量に関する情報
- 計量主体である事業者(GPU Nuclear、Bechtel)からの情報(最終報告値と導出根拠(多くは非公開資料)、TMI-2サイトに現存する核物質の計量管理の現状)
- 規制側であるNRCからの情報

4.9. これまでTMI-2文献調査から得られた重要な点

- 従来計量管理が困難であり、規制側との協議の上合理的な措置が取られた(燃料取出し作業終了後に、入量と残留量からSNMの計量を実施)
- 水が多くアクセス困難な環境における核物質質量推定には、透過性の高い高エネルギーガンマ線計測が有効であった。また、「目視」(ビデオ動画、写真、肉眼での確認)も合わせて重視された。
- サンプルングは代表性の点で課題があり、中性子計測は水環境中では不確実性が大きすぎると判断された。
- 「透明性」確保のためにDOEのTMI R&Dに、日本、ヨーロッパからの研究者が多数参加。横断組織での情報共有が良好であった

5. 平成24年度研究開発計画

- TMI-2、チェルノブイリ事故での核燃料物質測定技術、計量管理手順について文献調査及び聞き取りによる情報収集、整理を継続する。
- 福島第一原子力発電所に適用可能性のある合理的な核燃料物質測定技術のサーベイ・評価を実施する。
- 初期インベントリーについて詳細な炉心情報を基に、核燃料物質測定のための核種評価を継続する。
- DOE-JAEA保障措置協力取極めに基づく共同研究を開始する。
 - フェーズ1として、以下の項目について検討中
 - TMI-2及びチェルノブイリ事故での核物質管理技術に関する情報共有
 - 合理的な核燃料物質測定技術の適用性検討

研究開発推進本部による個別研究開発プロジェクトの評価(案)

プロジェクト名: 汚染水処理に伴う二次廃棄物の処理・処分技術の開発

実施者: 日本原子力研究開発機構

ワーキングチーム名: 放射性廃棄物処理・処分ワーキングチーム

	平成23年度事業実績(プロジェクト実施者が記入)	平成23年度事業実績の評価 (プロジェクト実施者による自己評価(改善点含む))	平成23年度事業実績の評価 (研究開発推進本部による評価)	平成24年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容(全般)				
(評価の視点) ○目標・計画を達成したか ー実施内容 ー成果 ースケジュール ○目標・計画を達成するための効果的な工夫が図られたか ○成果が活用されたか	<p>(1)廃ゼオライト・スラッジ等の性状調査</p> <p>a)共通</p> <ul style="list-style-type: none"> ・廃ゼオライト・スラッジ等に含まれる難測定核種を含む放射性核種濃度の評価を目的として、汚染水処理の各工程から処理水を採取して核種分析を開始し、Co-60、Cs-137 の分析結果を得た。 <p>b)廃ゼオライトの性状調査</p> <ul style="list-style-type: none"> ・KURION 吸着材について、廃ゼオライト保管中の安全評価に必要な化学性状、含水率、熱伝導率及び熱的安定性等の基礎データを得た。 ・セシウムの吸着試験データを収集・整理し、廃ゼオライト保管中の安全評価に必要な放射能量、発熱量等の基礎データを得た。 <p>c)スラッジ性状調査</p> <ul style="list-style-type: none"> ・H24 年度から実施予定のスラッジの性状調査に向けて実スラッジ試料及び模擬スラッジ試料の輸送の準備を実施した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・廃棄物中の放射性核種濃度を評価するために必要となる処理水中の放射性核種濃度のうち、Co-60、Cs-137 の放射能濃度を測定した。また、実施中の処理水の分析により、妨害核種の存在など分析手法に課題があることが分かった。 ・廃棄物に関する性状調査では、公開情報に加え、長期保管方策の検討に必要な熱伝導率やセシウムの吸着データ等を実際に測定するなど、スケジュール通りに情報を収集し、整理できた。 ・これら成果は、長期保管方策の検討や廃棄体化技術の検討に活用されている。 	<ul style="list-style-type: none"> ・廃ゼオライトやスラッジのサンプリングが困難な状況下で性状を把握するため、各工程の処理水の分析に着手した。妨害核種の除去や少量のサンプルからの効率的な分析など、分析手法の開発・改善に取り組んでおり評価できる。 ・コールド試料を用いた性状調査は、計画通りに進められている。 	<ul style="list-style-type: none"> ・放射性廃棄物の処理・処分において対象となる廃棄物の放射能濃度や化学組成などの性状把握は必須であることから、当初計画のとおり必要なデータの収集を着実にかつ確度を持って継続する。 ・SARRY 吸着材、蒸発濃縮装置濃縮廃液及び新たに設置される多核種除去設備の運転により生ずる廃棄物の性状調査を計画に加える。 ・汚染水処理水の核種分析を実施計画に追加する。 ・分析手法の研究開発を実施計画に追加する。
	<p>(2)長期保管方策の検討</p> <p>a)廃ゼオライト保管方策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水素発生試験及び評価、容器内の水素拡散解析を実施し、廃ゼオライト保管中の水素濃度が爆発下限値以下であるという解析結果を得た。 ・水素再結合触媒の性能確認試験を実施し、水素再結合触媒が水素濃度の低減に有効であることを確認した。 ・H24 年度から実施予定の長期保管容器の腐食の評価に向けて、使用する試験機器等を整備した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・廃ゼオライトの保管中の水素発生や発熱に関する解析、評価を実施し、長期保管方策の検討に必要な廃ゼオライト保管中の水素濃度に関する評価結果を得た。 ・これらの成果から、サイトでの廃ゼオライト保管においては、水素濃度は爆発下限値未満であり、安全であると評価した。 ・長期保管にかかる容器の腐食に関する検討は、試験機器等を整備し、今年度の計画を達成した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・廃棄体化までの長期間保管が必要であるが、現行評価では10年程度となっていることから、より詳細かつ長期間の安定的な貯蔵に向けて、廃ゼオライトの保管中の水素発生や発熱に関する解析、評価及び長期保管にかかる容器の腐食に関する検討が計画通りに進められている。 ・短期で必要となる水素拡散の評価を実施しており、現場の廃ゼオライト保管時の水素発生対策に活用されている。 	<ul style="list-style-type: none"> ・当初計画通り、廃ゼオライト・スラッジ等の長期保管方策のため検討、試験を継続する。 ・SARRY 吸着材、蒸発濃縮装置濃縮廃液及び新たに設置される多核種除去設備の運転により生ずる廃棄物の長期保管方策の検討を計画に加える。

	<p>(3)廃棄体化技術検討</p> <ul style="list-style-type: none"> ・廃棄物の性状調査結果及び処分要件・技術基準をもとに、廃棄体化に向けた課題を整理し、廃棄体化技術評価項目及び廃棄体化基礎試験項目の抽出・整理を実施した。 ・既存技術の廃棄体化技術に関する調査を実施し、廃ゼオライト及びスラッジ等の廃棄体化に適用可能な技術を整理した。 ・ゼオライトの予備的なガラス固化試験を実施し、ガラス固化体を作成できる可能性を示す結果を得た。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 廃ゼオライト及びスラッジの廃棄体化に向けた課題を整理し、その結果に基づき廃棄体化評価項目及び試験項目の抽出、整理を行い、次年度以降に同プロジェクト内での廃棄体化試験等に活用する評価項目及び試験項目を明らかにした。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 本格的な検討は H24 年度から実施する計画であり、本格的な検討に必要な準備を着実に実施している。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 当初計画通り、廃ゼオライト・スラッジ等の棄体化技術調査・検討を継続するとともに、廃棄体化基礎試験を開始する。 ・ SARRY 吸着材、蒸発濃縮装置濃縮廃液及び新たに設置される多核種除去設備の運転により生じる廃棄物の廃棄体化技術検討を計画に加える。
事業実施内容(特記事項)				
現場ニーズの反映	<ul style="list-style-type: none"> ・ 現時点で保管されている廃ゼオライトの安全性を評価する上で重要な水素及び熱の発生評価を早期に実施した。 ・ 東電や電中研、関連企業等が出席するプロジェクト進捗状況を確認する会議を毎月開催することで、前記の原子力機構の成果情報を共有し、現場ニーズの反映を図った。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 水素拡散解析結果等をサイトでの廃ゼオライトベッセルの安全な保管対策に反映した。 ・ ステークホルダーを交えた会議体を形成したことによって、現場ニーズの確認、成果の反映を迅速に行うことができた。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 廃棄物の性状把握でのニーズとして、難測定核種と呼ばれる長半減期のβ・α核種の放射エネルギーの把握があるが、難測定核種の分析結果が早く得られるよう分離処理等を工夫している。 ・ 水素拡散解析結果をサイトでのゼオライトベッセルの安全な保管対策に反映するなど現場に結果をフィードバックすることができている。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ SARRY 吸着材、蒸発濃縮装置濃縮廃液及び新たに設置される多核種除去設備の運転により生じる廃棄物に関するニーズに臨機に対応する。 ・ 対象が多いため、現場ニーズを考慮して優先順位を付けて研究を実施する。 ・ より現場ニーズを研究開発に反映できるように、情報交換の形態を改善する。
インプット／アウトプットの明確化・共有	<ul style="list-style-type: none"> ・ 技術開発に関する各検討及び試験項目の工程表を作成し、廃ゼオライト及びスラッジ等の保管中の安全評価項目などに必要なインプット情報及び各項目からのアウトプットを作成し、プロジェクト実施者と情報を共有した。 ・ プロジェクト実施者が閲覧、情報提供できる共有サーバを設置し、廃棄物情報の共有化を図った。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 廃ゼオライト及びスラッジ等の保管中の安全評価項目などのインプット及び吸着塔発熱量、水素発生量などのアウトプットを整理したことによって、プロジェクトを実施するにあたっての前提や必要となるデータ、得られるデータ・情報など目指すべき成果が明らかにできた。 ・ 廃棄物情報をプロジェクト実施者間で共有することにより、共通化された情報に基づき、種々の試験、解析、評価等を実施することが可能となった。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 研究開発計画に基づきインプット/アウトプットが作成されているが、研究に必要なデータ・情報の入手ができていない部分があるため、研究者と現場間でのインプット/アウトプットの共有を改善する必要がある。 ・ 現段階で他のプロジェクトと取り合う情報は無い。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 現場状況の変化に対応してインプット/アウトプットを見直す。 ・ SARRY 吸着材、蒸発濃縮装置濃縮廃液及び新たに設置される多核種除去設備の運転により生じる廃棄物に関するインプット/アウトプットを追加する。 ・ 研究者と現場間で、情報交換の形態を改善する。
事業実施体制				
実施者の内部体制・役割分担	<ul style="list-style-type: none"> ・ 汚染水処理に伴う二次廃棄物の処理・処分技術の開発では、実施項目が多岐にわたっているため、原子力機構内の複数の部門、部にまたがる体制を構築した。 ・ WT 活動以外にもプロジェクト進捗状況を確認する会議を毎月開催し、関係者間で密接な連絡をとり、役割分担等の調整を図った。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急に対応すべき事項も多く、短期間で内部体制を構築しなければならなかったが、概ね各実施項目に核種分離、腐食、分析などのその分野の専門家を配した効率的・効果的なプロジェクト実施体制を構築できた。適切に役割を分担できたことから、上記成果を達成できた。 ・ より有効な体制がとれるように、内部体制をさらに見直す予定である。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 各実施項目に応じた専門家を配しており、適切な体制で研究が進められている。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子力機構の各拠点に特別チームを設置し、役割分担を明確にして、機能的に対応する体制を整備する。

<p>外部機関の叡知の活用</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ H24.3.12-14 東京電力(株)福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた研究開発計画に係る国際ワークショップ及び国際シンポジウムに参加し、廃ゼオライトに関する技術検討の進捗状況を報告するとともに、パネルディスカッションを実施し、TMI-2事故で使用されたゼオライトの処理処分に関する情報などを収集した。 ・ 日米ワークショップを通じ、TMI-2 事故での実績や米国における廃棄物処理に関する情報を収集した。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 国際シンポジウム等において、プロジェクト実施者と外部有識者が直接議論することによって、TMI-2事故での実績、米国における廃棄物処理などの新たな情報の入手及び課題を抽出できたことは有意義であった。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 国内の有識者がオブザーバとしてWTへ参加しており、専門知見が取り入れられる協力体制が築かれている。 ・ 経験のある有識者を海外から招き、関係者が一堂に会する会議を開催し、有効な情報収集、議論を行うことができた。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 有識者と協力してWT活動を継続する。 ・ 外部機関等の情報収集を継続するとともに、情報を整理し、汚染水処理二次廃棄物の処理処分技術の開発に活用する。 ・ 日本原子力学会をはじめとする学協会や国内外の研究機関・大学との連携について今後の検討課題とする。
<p>その他</p>				



プロジェクト5—①
汚染水処理に伴う二次廃棄物の処理・処分技術の開発
平成23年度成果概要

独立行政法人日本原子力研究開発機構
平成24年4月23日

1. 事業目的



(1) プロジェクトの背景、目的

福島第一原子力発電所で発生した大量の汚染水について、セシウム等の放射性核種の除去が喫緊の課題となっている。汚染水の浄化システムは、ゼオライトによるセシウム吸着、凝集沈殿及び淡水化の組み合わせで構成されているため、その処理に伴って廃ゼオライト、スラッジ及び濃縮廃液等の二次廃棄物が発生する。よって、中間貯蔵を経て廃棄体化の処分に至るまでの一連の作業を安全かつ合理的に実施するためには、二次廃棄物の性状評価、安全性評価、廃棄体化検討及び処分最適化検討等の研究開発を行うことが重要である。

- 廃ゼオライト及びスラッジ等の性状を把握する。
- これら廃棄物を長期間安定貯蔵するために必要なデータを取得し、長期間の保管方策案を提示する。
- これらの廃棄物を廃棄体化するための技術を検討する。

(2) 平成23年度における事業の目標

1. 廃ゼオライト・スラッジ等の性状把握

- 廃棄物中の放射性核種濃度の評価を目的とした、汚染水処理の各工程から処理水の核種分析の開始
- 二次廃棄物の性状にかかるデータの取得及び化学性状、含水率、熱伝導率及び熱的安定性等の評価
- セシウムの吸着試験データを収集・整理、放射エネルギーと発熱量の評価

2. 長期保管方策の検討

- 発熱量、水素ガス発生量、水素拡散等の評価
- 水素再結合触媒の性能確認
- 長期貯蔵容器検討/性能評価の準備

3. 廃棄体化技術検討

- 廃棄体化に向けた課題の整理
- 廃棄体化技術調査・検討
- 廃棄体化基礎試験(基礎試験準備)

2. 事業概要

○ 廃ゼオライト・スラッジ等の性状調査

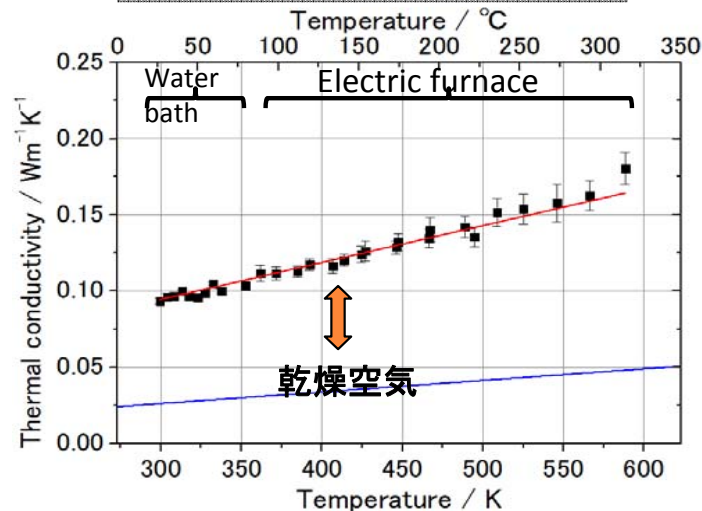
1) 核種組成分析

廃棄物中の放射性核種濃度の評価を目的として、汚染水の核種分析を開始した。今年度は、濃度の高い γ 線放出核種の分析を実施した。

2) 廃ゼオライトの性状調査:

- ・化学性状、含水率、熱伝導率及び熱的安定性の評価をKURION吸着剤について実施した。
- ・セシウムの吸着試験データを収集・整理し、放射エネルギーと発熱量の評価を実施した。

ゼオライトの熱伝導率測定



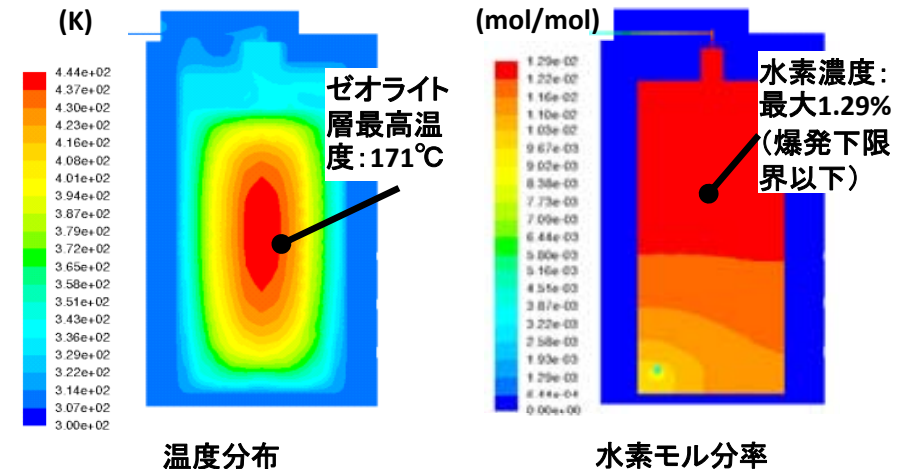
- ・伝導性は空気の数倍低い。
- ・ゼオライト粒子の隙間ガス(蒸気)の影響が重要。ガスは中心部の熱を容器壁面に伝達する作用がゼオライトよりも高い可能性あり。

○ 長期保管方策の検討

- ・水素発生試験及び評価、容器内の水素拡散解析を実施した。
- ・水素再結合触媒の性能確認試験を実施した。
- ・長期保管容器の腐食の評価に使用する試験機器等を整備した。

水素拡散解析

KURION吸着塔内で発生する水素の塔内3次元拡散解析を実施した。



- ・ゼオライト層温度は、最高171°Cで水素の自己着火温度(約560°C)以下。
- ・水出口管から空気が流入し、水入口管から水素が排出する一種のサイフォン現象によって、塔内水素濃度は1.3%以下に静定(爆発下限界4%以下)。

解析誤差に関して、実体系での実証試験による確認未着手

2. 事業概要



○廃棄体化技術検討

- ・廃棄物の性状調査結果及び処分要件・技術基準をもとに、廃棄体化に向けた課題を整理した。
- ・既存技術の廃棄体化技術に関する調査を実施した。
- ・ゼオライト等の予備的なセメント固化、ガラス固化試験を実施した。

廃棄体化に向けた課題の整理

発生廃棄物の情報、廃棄体の処分区分毎の技術基準や要件に基づき、廃棄体化技術検討における課題を整理し、廃棄体化技術選定のための検討項目及び基礎試験における実施項目をとりまとめた。

廃棄体化技術調査・検討

抽出した課題や廃棄物情報をもとに、廃ゼオライトおよびスラッジ等の廃棄体化に適用可能な技術候補を調査した。

放射性廃棄物の廃棄体化実績のあるセメント固化およびガラス固化による廃棄体化技術が有利。

ゼオライトのガラス固化予備試験



溶融前



溶融後

ゼオライトの充填率80%でかつ高減容率(0.3~0.4)でガラス固化体を作製できる可能性を示す結果が得られた。

3. 今後の計画



(1) 平成24年度以降の全体計画

必要性

福島第一原子力発電所で発生した大量の汚染水について、セシウム等の放射性核種の除去が喫緊の課題となっている。汚染水の浄化システムは、ゼオライトによるセシウム吸着、凝集沈殿及び淡水化の組み合わせで構成されているため、その処理に伴って廃ゼオライト、スラッジ及び濃縮廃液等の二次廃棄物が発生する。よって、中間貯蔵を経て廃棄体化の処分に至るまでの一連の作業を安全かつ合理的に実施するためには、二次廃棄物の性状評価、安全性評価、廃棄体化検討及び処分最適化検討等の研究開発を行うことが重要である。

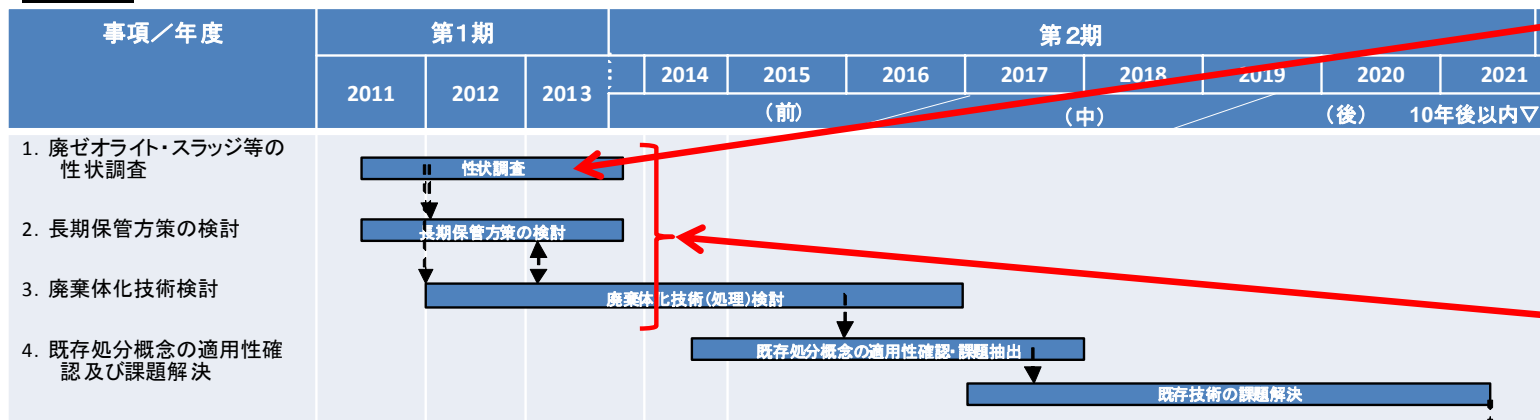
実施内容

1. 廃ゼオライト・スラッジ等の性状調査
 - ・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処分対象物の性状を把握するため、放射能濃度分析等の調査を行う。
2. 長期保管方策の検討
 - ・汚染水処理に伴う二次廃棄物は、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. 廃棄体化技術検討
 - ・既存の処理技術(廃棄体化技術)を基に、固型化等、廃棄体化に必要な技術を開発するとともに、廃棄体性能に関する調査を行う。
4. 既存処分概念の適用性及び課題解決
 - ・3. で得られた廃棄体性能に関する知見を基に、既存の処分概念の適用性を確認し、処理・処分に必要な課題の抽出及び課題の解決を行う。
 - ・既存の処分概念適用が困難な廃棄物は、(3-2)で引き続き技術開発を実施する。

候補となる技術例

要素技術	適用例
廃棄体化技術 (セメント固化)	低レベル放射性廃棄物
廃棄体化技術 (ガラス固化)	返還廃棄物
処分容器技術 (ドラム缶)	低レベル放射性廃棄物
処分容器技術	
処分概念 (浅地中トレンチ処分)	-
処分概念 (浅地中ピット処分)	低レベル放射性廃棄物 (六ヶ所埋設センター)
処分概念 (余裕深度処分)	-
処分概念 (地層処分)	-

実施工程



汚染水処理水の核種分析の実施計画及び分析手法の研究開発の計画を検討し、性状調査の実施工程を見直す。

SARRY吸着剤、蒸発濃縮装置濃縮廃液及び新たに設置される多核種除去設備の運転により生ずる廃棄物について、性状調査、長期保管方策の検討、廃棄体化技術検討の計画を検討し、実施工程を見直す。

(3-2)へ

3. 今後の計画



(2)認識している課題と対処方針

- 処理水の核種分析において、現状の分析法では測定が困難な核種が見出されている。平成24年度に分析法の開発を実施する。
- 新たな汚染水処理システム(SARRY、多核種除去設備)から二次廃棄物が発生する。これらの処理処分技術開発を今後の計画に反映させる。
- ワーキングチーム内において、汚染水処理に伴う二次廃棄物の処理・処分技術の開発に必要な情報が、十分に入手できていないとの評価がある。情報入手の仕組みを再検討し、有効な仕組みに改善する。

(3)平成24年度事業計画及び見直しの方向性

1. 廃ゼオライト・スラッジ等の性状把握

- 分析技術の開発を含め、汚染水処理の各工程から処理水の核種分析を継続する。
- 前年度に引き続き、廃ゼオライト・スラッジ等の性状把握のため試験を継続する。
- 新たな汚染水処理システムから発生する二次廃棄物の性状把握のためのデータ収集及び試験を開始する。

2. 長期保管方策の検討

- 前年度に引き続き、廃ゼオライト・スラッジ等の長期保管方策のため検討、試験を継続する。
- 新たな汚染水処理システムから発生する二次廃棄物の長期保管方策の検討のための検討及び試験を開始する。

3. 廃棄体化技術検討

- 前年度に引き続き、廃ゼオライト・スラッジ等の棄体化技術調査・検討を継続する。
- 廃棄体化基礎試験を開始する。
- 新たな汚染水処理システムから発生する二次廃棄物の廃棄体化のための検討を開始する。

3. 今後の計画



(4)平成24年度の実施体制

日本原子力研究開発機構

原科研・核サ研・大洗研福島技術開発特別チーム
バックエンド推進部門

東海研究開発センター

(原子力科学研究所・核燃料サイクル工学研究所)

第4研究棟



- ・廃棄物特性評価試験
- ・放射能分析

再処理技術開発センター
分析施設



- ・放射能分析

高レベル放射性物質研究施設



- ・廃棄物特性評価試験
- ・放射能分析

高崎量子応用研究所

⁶⁰Co第1照射棟



- ・γ線照射試験

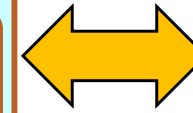
大洗研究開発センター

水素製造試験施設



- ・廃棄物からの水素発生評価
- ・水素拡散解析

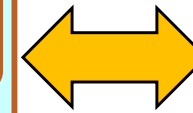
- 廃棄物処理・処分、放射能分析、流体力学、等多くの分野の研究者・技術者が連携
- 機構内の試験研究施設を用いて研究開発を実施



連携協力

東京電力(株)

- 福島第一原子力発電所で発生する廃棄物に関する各種の情報、等



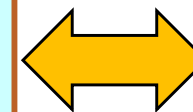
連携協力

国内関連機関

(日本原燃(株)、電力中央研究所、原子力環境整備促進・資金管理センター、等)

メーカー各社

- 技術情報・ノウハウ



情報交換

海外研究機関等

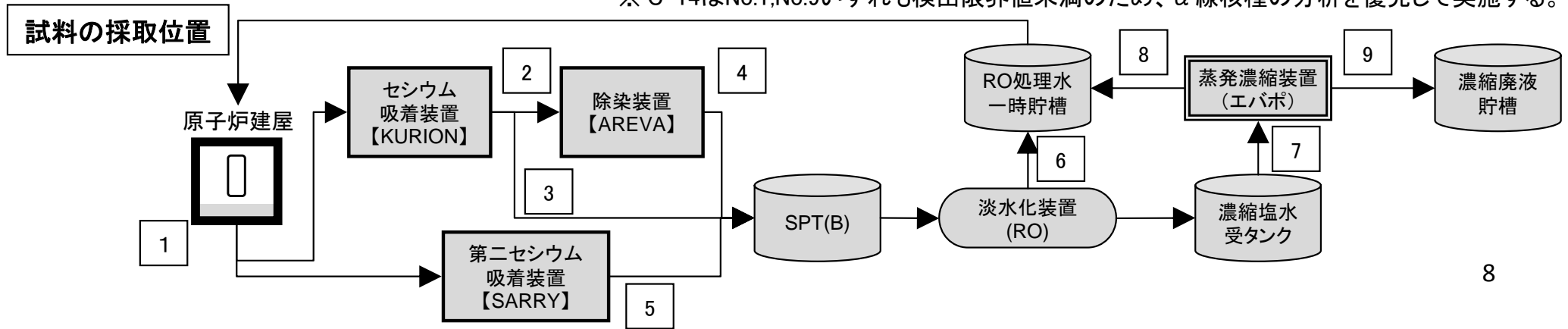
- 環境回復技術等に関する研究成果
- 処理・処分に関する技術情報

廃ゼオライト・スラッジ等の性状調査(核種分析結果)

廃棄物中の放射性核種濃度の評価を目的として、汚染水処理の各工程から処理水を採取し、採取した試料水中の核種分析を実施中。

No.	試料名	試料採取日	放射能濃度(Bq/ml)					2012年1月19日補正值	
			γ線核種 (半減期)					β線核種 (半減期)	
			Co-60 (約5年)	Cs-137 (約30年)	Nb-94 (約2×10 ⁴ 年)	Eu-152 (約14年)	Eu-154 (約9年)	H-3 (約12年)	C-14 [※] (約5730年)
1	集中RW地下高汚染水 (滞留水)	11月1日	4.9 × 10 ⁰	7.4 × 10 ⁵	<1.3 × 10 ⁻¹	<4.6 × 10 ⁻¹	<2.5 × 10 ⁻¹	3.3 × 10 ³	<2.0 × 10 ⁻¹
2	セシウム吸着装置 処理後水(連続)	8月9日	1.7 × 10 ¹	1.1 × 10 ⁴	<1.8 × 10 ⁻¹	<4.7 × 10 ⁻¹	<3.5 × 10 ⁻¹	6.0 × 10 ³	—
3	セシウム吸着装置 処理後水(単独)	11月8日	7.4 × 10 ⁰	7.7 × 10 ⁰	<1.5 × 10 ⁻¹	<3.9 × 10 ⁻¹	<2.7 × 10 ⁻¹	4.0 × 10 ³	—
4	除染装置処理後水	8月9日	9.9 × 10 ⁰	5.3 × 10 ⁻¹	<1.0 × 10 ⁻¹	<3.5 × 10 ⁻¹	<2.2 × 10 ⁻¹	6.3 × 10 ³	—
5	第二セシウム吸着装置 処理後水	11月8日	4.6 × 10 ⁻¹	<2.7 × 10 ⁻¹	<1.6 × 10 ⁻¹	<5.0 × 10 ⁻¹	<3.2 × 10 ⁻¹	3.3 × 10 ³	—
6	淡水化装置出口水	11月1日	<6.0 × 10 ⁻²	<1.3 × 10 ⁻¹	<5.6 × 10 ⁻²	<2.3 × 10 ⁻¹	<1.6 × 10 ⁻¹	3.9 × 10 ³	—
7	蒸発濃縮装置入口水	11月1日	1.4 × 10 ¹	6.6 × 10 ⁰	<1.3 × 10 ⁻¹	<3.9 × 10 ⁻¹	<2.5 × 10 ⁻¹	6.1 × 10 ³	—
8	蒸発濃縮装置出口水	11月1日	<6.1 × 10 ⁻²	<1.3 × 10 ⁻¹	<5.7 × 10 ⁻²	<2.1 × 10 ⁻¹	<1.5 × 10 ⁻¹	5.4 × 10 ³	—
9	蒸発濃縮装置濃廃水	11月3日	2.7 × 10 ⁰	5.3 × 10 ¹	<8.7 × 10 ⁻²	<4.8 × 10 ⁻¹	<2.1 × 10 ⁻¹	6.2 × 10 ³	<2.0 × 10 ⁻¹

※ C-14はNo.1, No.9いずれも検出限界値未満のため、α線核種の分析を優先して実施する。

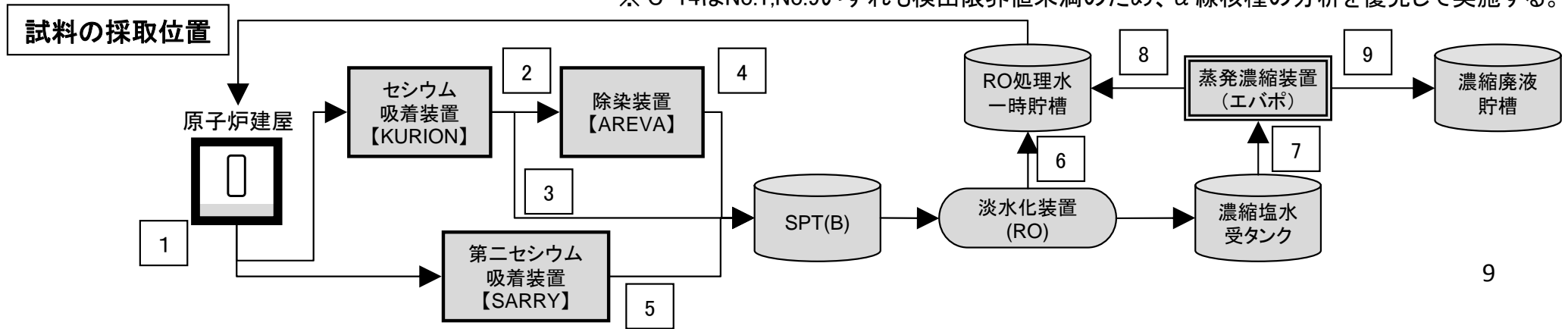


廃ゼオライト・スラッジ等の性状調査(核種分析結果の計数誤差)

廃棄物中の放射性核種濃度の評価を目的として、汚染水処理の各工程から処理水を採取し、採取した試料水中の核種分析を実施中。

No.	試料名	試料採取日	放射能濃度(Bq/ml)					2012年1月19日補正值	
			γ線核種 (半減期)					β線核種 (半減期)	
			Co-60 (約5年)	Cs-137 (約30年)	Nb-94 (約2×10 ⁴ 年)	Eu-152 (約14年)	Eu-154 (約9年)	H-3 (約12年)	C-14 [※] (約5730年)
1	集中RW地下高汚染水 (滞留水)	11月1日	±0.4×10 ⁰	±0.01×10 ⁵	—	—	—	±0.003×10 ³	—
2	セシウム吸着装置 処理後水(連続)	8月9日	±0.1×10 ¹	±0.002×10 ⁴	—	—	—	±0.004×10 ³	—
3	セシウム吸着装置 処理後水(単独)	11月8日	±0.09×10 ⁰	±0.1×10 ⁰	—	—	—	±0.003×10 ³	—
4	除染装置処理後水	8月9日	±0.09×10 ⁰	±0.6×10 ⁻¹	—	—	—	±0.004×10 ³	—
5	第二セシウム吸着装置 処理後水	11月8日	±0.4×10 ⁻¹	—	—	—	—	±0.003×10 ³	—
6	淡水化装置出口水	11月1日	—	—	—	—	—	±0.003×10 ³	—
7	蒸発濃縮装置入口水	11月1日	±0.01×10 ¹	±0.09×10 ⁰	—	—	—	±0.004×10 ³	—
8	蒸発濃縮装置出口水	11月1日	—	—	—	—	—	±0.004×10 ³	—
9	蒸発濃縮装置濃廃水	11月3日	±0.05×10 ⁰	±0.02×10 ¹	—	—	—	±0.004×10 ³	—

※ C-14はNo.1, No.9いずれも検出限界値未満のため、α線核種の分析を優先して実施する。



プロジェクト名: 放射性廃棄物の処理・処分技術の開発

実施者: 日本原子力研究開発機構(地層処分部門・バックエンド部門)

ワーキングチーム名: 放射性廃棄物処理・処分ワーキングチーム

	平成23年度事業実績(プロジェクト実施者が記入)	平成23年度事業実績の評価 (プロジェクト実施者による自己評価(改善点含む))	平成23年度事業実績の評価 (研究開発推進本部による評価)	平成24年度事業計画における見直しの方向
事業実施内容(全般)				
(評価の視点) ○目標・計画を達成したか -実施内容 -成果 -スケジュール	(1) 原子力事故廃棄物の特徴の処分の観点での調査・推定 ・ 原子力事故廃棄物の特徴の把握や取り組むべき課題の検討に資する可能性のある情報についての以下の調査を行った。 ① 処分の観点から重要となる可能性のある廃棄物特性(核種量、組成、偏在性、α汚染の有無等)の抽出 ② 海外の原子力事故で発生した廃棄物の取扱いに関する事例調査・分析 ・ ガレキや解体廃棄物の物量の推定を空間線量と放射能濃度の経験式等を活用して試行した。	・ 福島第一原子力発電所事故で発生した廃棄物の処理・処分方策を検討するため、廃棄物の特徴等に関する調査・整理をスケジュール通りに実施し、廃棄物特性評価のための分析機器の選定及び技術開発ロードマップ案の作成に反映することができた。 ・ 公開情報及び経験式等を活用したガレキや解体廃棄物の物量の推定方法を検討し、今後の廃棄物の物量推定の参考となる情報を得た。	・ H24年度に『処理・処分にに関する研究開発計画の策定』を実施する計画となっており、計画立案の前提となる様々な情報を収集し、原子力事故廃棄物の特徴や課題を処分の視点で検討整理している点は評価できる。	・ H24年度に実施する『処理・処分にに関する研究開発計画の策定』や今後の具体的な技術開発に向けて、最新のサイト内の動向や関連技術開発との連携を深めつつ、処理・処分の検討において重要な廃棄物特性に関する最新の情報の調査・整理を計画通り継続する。
○目標・計画を達成するための効果的な工夫が図られたか ○成果が活用されたか	(2) 廃棄物特性評価のための分析試験 ・ 廃棄物特性の把握と処理・処分の見直し検討に必要な分析の課題を検討し、廃棄物特性評価に必要な分析機器を明らかにした。 ・ 実廃棄物(低レベル)、環境試料、模擬試料系の分析装置等の整備を実施した。	・ 分析の課題を整理するとともに、整理した結果を必要な分析機器の選定に反映した。 ・ 実廃棄物(低レベル)、環境試料、模擬試料系のデータ取得を実施可能な環境をスケジュール通りに整備した。	・ 今後の処理・処分に必要な廃棄体性状の把握のため、H23~26年度に「ガレキ等の性状調査等」を実施する計画である。H23年度はH24年度以降、分析を実施するための課題検討と環境整備が実施されており、今後の計画遂行に有益であった。	・ H23~26年度に実施する「ガレキ等の性状調査等」で実施する分析準備が進んでいることから、現場の状況や試料の取得状況などをふまえ、整備した分析設備を活用し、ガレキ・伐採木・土壌等の分析評価を計画通り実施する。
	(3)技術開発ロードマップ案の作成 ・ 主に処分の観点から技術開発項目の抽出及び中長期ロードマップに適合するスケジュール案の作成を実施し、廃棄物特性評価、処分概念検討等を実施する道程を明らかにした。	・ 技術開発ロードマップ案を作成することにより、廃棄物特性評価、処分概念検討等を実施する道程を明らかにした。	・ H24年度に『処理・処分にに関する研究開発計画の策定』を実施する計画となっており、技術開発ロードマップ案は、研究開発のインプット/アウトプットの作成や計画の具体化を進める上で有益な参考情報と評価できる。 ・ 処理・処分方法との関係も含めて廃棄物区分に関する考え方を早期に提示することが重要。	・ H24年度に実施する『処理・処分にに関する研究開発計画の策定』に向け、国や東電の検討状況、最新のサイト内の動向や関連技術開発状況をふまえ、廃棄物区分に関する考え方の整理等を実施していく。

事業実施内容(特記事項)				
現場ニーズの反映	<ul style="list-style-type: none"> ガレキ等の特性把握が必要という現場ニーズを勘案し、処分の観点から固体廃棄物の特性把握に資する分析設備を整備した。 	<ul style="list-style-type: none"> 現場における喫緊のニーズを重視したら固体廃棄物の特性把握が可能な分析設備の整備ができた。経済産業省資源エネルギー庁と東電を交えた打合せを持つことで、現場ニーズを反映することに努めたが、不十分であり、今後の改善が必要である。 	<ul style="list-style-type: none"> H23年度は「ガレキ等の性状調査等」のための事前検討期間と考えており、H24年度に実施する『処理・処分に関する研究開発計画の策定』において、廃棄物毎の着手順序等、現場ニーズを反映する。 	<ul style="list-style-type: none"> 現場ニーズをより適切に取り込むことができるよう、経済産業省資源エネルギー庁と東電を交えて対応策を検討し、実施する。
インプット/アウトプットの明確化・共有	<ul style="list-style-type: none"> 中長期ロードマップとの整合に留意し、処分の観点で必要となる技術開発項目及びその工程の案を明確にした。 プロジェクト実施者が閲覧、情報提供できる共有サーバを設置し、処分の観点で必要となる技術開発項目及びその工程の案の共有化を図った。 	<ul style="list-style-type: none"> 技術開発ロードマップ案を整理したことによって、廃棄物特性評価、処理・処分概念開発・設計、処分安全評価などのプロジェクトを実施するにあたっての前提や必要となるデータ、得られるデータ・情報など目指すべき成果が明らかにできた。 処分の観点で必要となる技術開発項目及びその工程の案をプロジェクト実施者間で共有することにより、共通化された情報に基づき、種々の検討を実施することが可能となった。 	<ul style="list-style-type: none"> インプット/アウトプットの詳細は、H24年度に計画されている『処理・処分に関する研究開発計画の策定』時に作成するが、これに資する成果が得られたと評価する。 	<ul style="list-style-type: none"> H24年度は『処理・処分に関する研究開発計画の策定』を行う計画であり、この計画通り、当面の目標である「廃棄物の性状に応じた処分概念の確認(HP8)」に向けた詳細な研究開発計画及び長期の概略研究開発計画を作成するとともにインプット/アウトプットを作成する。
事業実施体制				
実施者の内部体制・役割分担	<ul style="list-style-type: none"> 経済産業省資源エネルギー庁H23年度地層処分技術調査等事業(高レベル放射性廃棄物処分関連:先進的地層処分概念・性能評価技術高度化開発)の一部として実施した。またこの公募事業の中で、外部専門家による評価委員会を設置し、研究計画、進め方、成果のレビューを受けた。 処分の観点で必要となる技術開発項目及びその工程の案の検討及び分析設備の整備では実施項目が多岐にわたっているため、原子力機構内の複数の部門、部にまたがる体制を構築した。 毎週進捗状況を確認する会議体を企画作成し、関係者間で密接な連絡・調整を図った。 	<ul style="list-style-type: none"> 公募事業の中の「先進的地層処分概念・性能評価技術高度化開発委員会」で研究計画、進め方、成果のレビューを受けることで成果の品質を確保することができた。 緊急に対応すべき事項も多く、短期間で内部体制を構築しなければならなかったが、概ね各実施項目に処分、分析などのその分野の専門家を配することができた。適切に役割を分担できたことから、上記成果を達成できた。効率的・効果的にプロジェクトを実施する体制を構築できた。 	<ul style="list-style-type: none"> 外部専門家等によるレビューが実施されている点が評価できる。 効率的・効果的にプロジェクトを実施する体制を維持することが重要。 	<ul style="list-style-type: none"> 外部専門家等によるレビューを継続する。 原子力機構の各拠点に特別チームを設置し、役割分担を明確にして、機能的に対応する体制を整備する。
外部機関の叡知の活用	<ul style="list-style-type: none"> 文献検索データベースを活用し、諸外国での原子力事故廃棄物の事例での処理・処分に関する情報等を収集した。 	<ul style="list-style-type: none"> 諸外国での原子力事故廃棄物の事例での処理・処分に関する情報等はそれほど詳細ではなく、整理は不十分である。詳細な情報を収集するには時間を有するため、きちんとした体制のもと着実に実行できるように計画を立てる必要がある。 	<ul style="list-style-type: none"> 国内の有識者がオブザーバとしてWTへ参加しており、専門知見が取り入れられる協力体制が築かれている。 	<ul style="list-style-type: none"> 有識者と協力してWT活動を継続する。 諸外国での原子力事故廃棄物の事例での処理・処分に関する情報の調査を拡充・詳細化していく。 日本原子力学会をはじめとする学協会や国内外の研究機関・大学との連携について今後の検討課題とする。
その他				



プロジェクト5-②
放射性廃棄物の処理・処分技術の開発
平成23年度成果概要

独立行政法人日本原子力研究開発機構
平成24年4月23日

1. 事業目的



(1) プロジェクトの背景、目的

汚染水処理の二次廃棄物以外の放射性廃棄物として、ガレキや除染廃液等がある。これらについても、汚染水処理に伴う二次廃棄物と同様、従来の原子力発電所で発生していた放射性廃棄物とはその性状が異なることが予想される。このため、廃止措置の完了条件となる放射性廃棄物の処分に向けて、性状調査や技術開発を行うことが必要である。

(2) 平成23年度における事業の目標

平成23年度は「ガレキ等の性状調査等」のための事前検討期間であり、次年度以降に実施するガレキ等の分析評価、ならびに処理・処分に関する研究開発計画の策定に資する以下の研究を実施した

① 原子力事故廃棄物の特徴の調査・推定

- 福島第一原子力発電所サイト内の廃棄物特性の調査
- 海外での原子力事故の廃棄物の処理・処分に係る事例や技術動向調査

② 廃棄物特性評価のための分析機器の整備

- 廃棄物特性把握や処理・処分検討のための分析試験課題の検討
- 分析機器の整備

③ 技術開発ロードマップ(平成23年度版)作成

- 現段階で考えられる処理・処分の基本的道筋の検討

2. 事業概要



(1)平成23年度におけるプロジェクトの成果

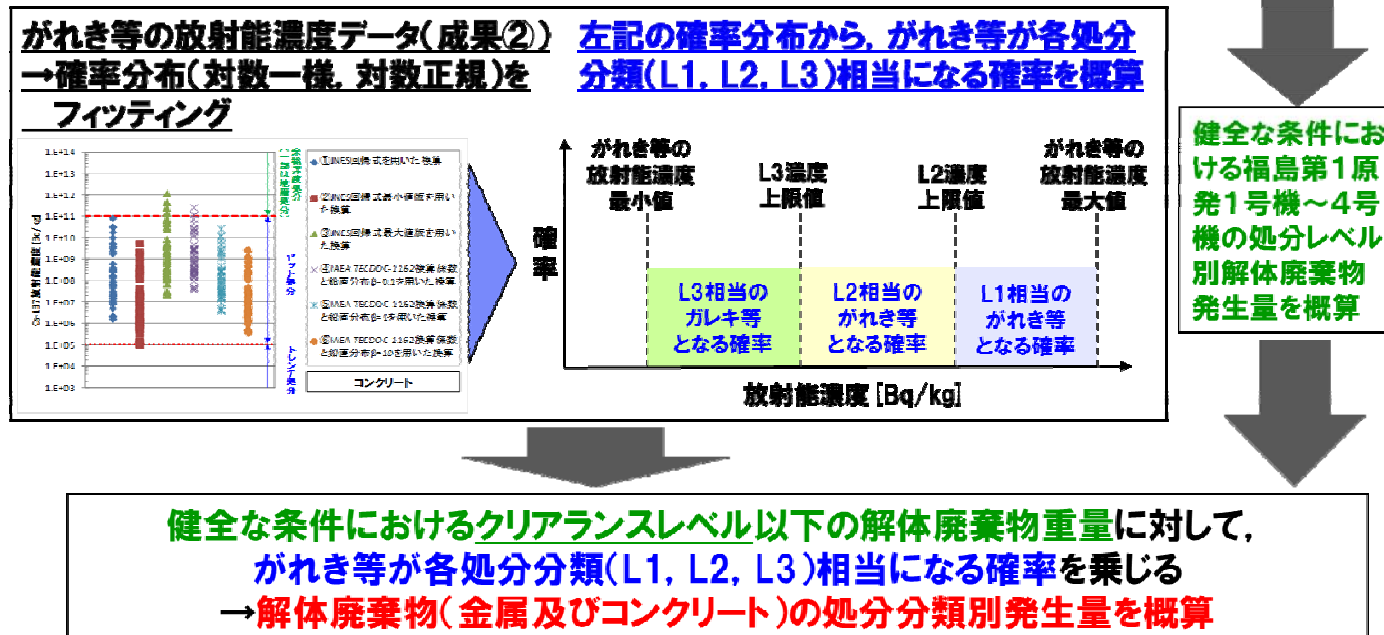
①原子力事故廃棄物の特徴の調査・推定

- 処分の観点から重要となる可能性のある廃棄物特性(核種量, 組成, 偏在性, α 汚染の有無等)の抽出
- 空間線量と放射能濃度の経験式等を活用したガレキや解体廃棄物の物量の推定手法の試作

処分分類別の解体廃棄物発生量に関する試検討

検討方法:

廃止措置関連の文献(JAERI-Tech2005-011)等を用いて, 健全なBWRにおける金属及びコンクリートの処分レベル別解体廃棄物発生量を概算



2. 事業概要



(1)平成23年度におけるプロジェクトの成果

②廃棄物特性評価のための分析機器の整備

●廃棄物特性の把握と処理・処分の見通し検討に必要な分析試験のアプローチ(実廃棄物(低レベル), 環境試料, 模擬試料系)の設定と必要な機器の選定、分析機器の導入

整備した分析機器



- ・ α 線スペクトル分析装置
- ・ β 線スペクトル分析装置
- ・低レベル廃棄物用 γ 線スペクトル分析装置
- ・環境試料用 γ 線スペクトル分析装置
- ・キャピラリー電気泳動分取システム・蛍光検出器
- ・レーザー共鳴電離質量分析用検出器
- ・高分解能SEM(FESEM)

③技術開発ロードマップ(平成23年度版)の作成

●現段階で考えられる処理・処分技術開発の実施項目とスケジュールの案を, 主に処分に着目し, また, 中長期ロードマップとの整合を図りつつ作成

◆対象とする廃棄物: 燃料デブリ, がれき・土壌・海底土・伐採木, 水処理二次廃棄物, 解体廃棄物

◆対象とする技術: 廃棄物特性評価, 廃棄物処理, 廃棄物処分概念開発・設計, 廃棄物処分安全評価, データベース

3. 今後の計画



(1) 平成24年度以降の全体計画

必要性

汚染水処理の二次廃棄物以外の放射性廃棄物として、ガレキや除染廃液等がある。これらについても、汚染水処理に伴う二次廃棄物と同様、従来の原子力発電所で発生していた放射性廃棄物とはその性状が異なることが予想される。このため、廃止措置の完了条件となる放射性廃棄物の処分に向けて、性状調査や技術開発を行うことが必要である。

実施内容

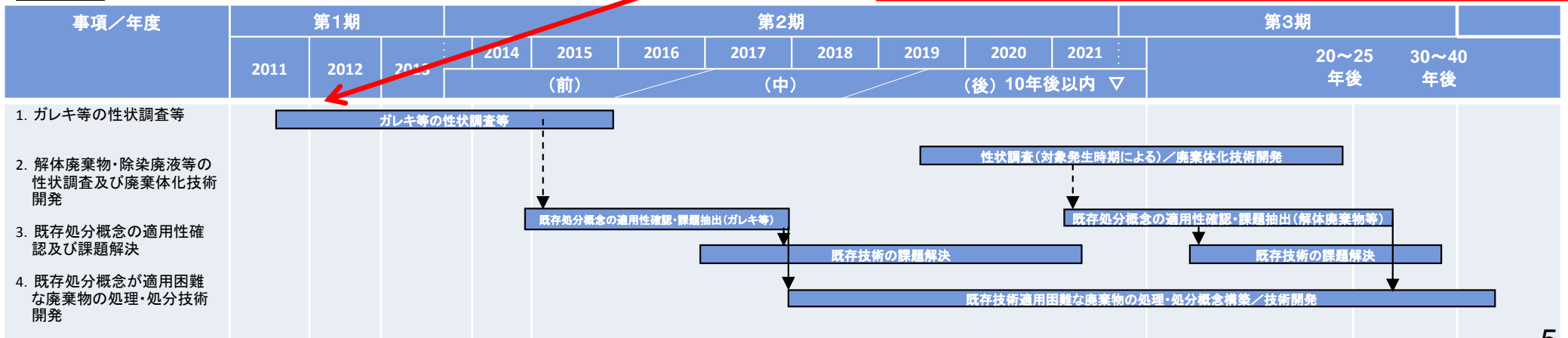
1. ガレキ等の性状調査等
 - ガレキ・伐採木・土壌等について、処理・処分技術開発に必要な放射性物質の付着状況等の性状を調査する。
2. 解体廃棄物・除染廃液等の性状調査及び廃棄体化技術開発
 - 建屋除染や系統除染により発生する除染廃液及び解体工事に伴い発生する解体廃棄物について、性状調査を行うとともに、既存の処理技術(廃棄体化技術)を基に廃棄体化のための技術開発を行い、廃棄体性能の評価を行う。
3. 既存処分概念の適用性確認及び課題解決
 - 1. 及び2. の成果を基に、既存の処分概念の適用性を確認し、処理・処分に必要な課題の抽出及び課題の解決を行う。
4. 既存処分概念が適用困難な廃棄物の処理・処分技術開発
 - 汚染水処理に伴う二次廃棄物を含めた全ての放射性廃棄物のうち、既存の処分概念適用が困難な廃棄物について、新たな処理・処分技術を開発する。

候補となる技術例

要素技術	適用例
廃棄体化技術 (セメント固化)	低レベル放射性廃棄物
廃棄体化技術 (ガラス固化)	返還廃棄物
処分容器技術 (ドラム缶)	低レベル放射性廃棄物
処分容器技術	
処分概念 (浅地中トレンチ処分)	—
処分概念 (埋地中トレンチ処分)	低レベル放射性廃棄物
処分概念 (埋地中コンクリート箱処分)	
処分概念 (埋地中コンクリート箱処分)	
処分概念 (埋地中コンクリート箱処分)	

平成23年度は「ガレキ等の性状調査等」のための事前検討期間であり、平成24年度は当初計画のとおりガレキ等の分析評価、ならびに処理・処分に関する研究開発計画の策定を実施する

実施工程



3. 今後の計画



(2) 平成24年度の実施体制

日本原子力研究開発機構

核サ研福島技術開発特別チーム
地層処分研究開発部門、バックエンド推進部門

東海研究開発センター

(原子力科学研究所・核燃料サイクル工学研究所)

第4研究棟



- ・分析技術開発
- ・放射能分析

地層処分基盤研究施設



- ・模擬試料を用いた分析試験

- 廃棄物処理・処分、放射能分析、等多くの分野の研究者・技術者が連携
- 機構内の試験研究施設を用いて研究開発を実施



連携協力

東京電力(株)

- 福島第一原子力発電所で発生する廃棄物に関する各種の情報、等



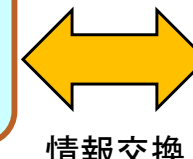
連携協力

国内関連機関

(日本原燃(株)、電力中央研究所、原子力環境整備促進・資金管理センター、等)

メーカー各社

- 技術情報・ノウハウ



情報交換

海外研究機関等

- 環境回復技術等に関する研究成果
- 処理・処分に関する技術情報