

平成24年度研究開発計画について（案）

平成24年5月28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

平成24年4月23日に研究開発推進本部に報告・決定した「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」を踏まえ、各ワーキングチーム及びサブワーキングチーム関係者において検討を行い、平成24年度研究開発計画についてとりまとめた。そのポイントは、以下のとおり。

これを受けて、本計画に基づき、具体的な実施計画を策定しながら個別の研究開発プロジェクトを進めていく。また、現場の状況やニーズを踏まえて機動的に見直していくとともに、今後予定している中長期ロードマップの改訂作業時においても、現場工程に求められる研究開発成果の内容やタイミングなど具体的な目標について、あらためて整理・確認する。

1. 研究開発推進本部のマネジメントの見直しの方向

平成23年度実績評価における議論を踏まえ、平成24年度における研究開発推進本部のマネジメントについては、以下を中心に見直し、個別研究開発プロジェクトのマネジメント体制に反映する。

- 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・共有する仕組みを設ける（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ため、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。
 - ・ 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する。

- 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との連携を図り、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に加え、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する。
- 中長期視点での人材育成・確保を意識した取組
- ・ 個別の研究開発プロジェクトを実施するにあたっては、当該分野において将来必要となる人材の姿をイメージしつつ、研究開発活動を通じてその育成・確保が図っていくことを意識しながら進める。
- 具体的には、特に中長期的に対応を図る観点から進める研究開発プロジェクトにおいては、大学・研究機関との連携強化を図りながら、人材育成に資する創意工夫ある取組を行う。

2. 個別分野毎の研究開発計画

(1) 使用済燃料プール対策

- ・ 1～4号機の使用済燃料プールにある燃料集合体は、海水投入や瓦礫コンクリートの混入などによる環境に晒されており、共用プールに移送された後の長期にわたる保管や使用済燃料の今後の取り扱いを決めるための検討が必要となっている。
- ・ 中長期ロードマップでは、2013年末に4号機の燃料の共用プールへの移送に着手することとなっており、プロジェクトは平成25年度（2013年度）から開始することとなっている。なお、燃料集合体の長期健全性評価の基礎試験については、平成23年度から先行して進められている。

①燃料集合体の長期健全性評価

- ・ 先行して実施している基礎試験において、未照射ジルカロイ製被覆管に加えて、照射材を用いた試験を行うなどして、腐食等に関する更なるデータの蓄積を図り、平成25年度に開始を予定しているプロジェクトの全体計画の立案を進める。

(2) 燃料デブリ取りだし準備

- ・ これまで、2号機格納容器エントリー等、既存技術で対応できる範疇において、可能な箇所から順次、現場状況を把握する作業が行われている。更に、こうした作業を円滑に進め、得られた情報を格納容器漏えい箇所の調査・補修装置や燃料デブリの調査装置等の研究開発に適宜反映していく上では、アクセス確保のために、除染だけでなく遮へいも含めた総合的な線量低減計画を検討していくとともに、格納容器内の漏洩箇所特定や補修、デブリ位置等の特定のための調査を一部前倒しで実施するなどのニーズが高まっている。このような検討を総合的かつ戦略的に行っていくための体制整備を図っていく。
- ・ また、解析コードを活用した炉内状況把握、燃料デブリ性状把握・処理に向けた取り組みを含め、総合的に計画を立案・実施していく。例えば、現場ニーズを踏まえ、PCV内部のデブリ位置を特定する調査を前倒しして行うのに伴い、燃料デブリが格納容器外に取り出された場合に備え、実デブリ・サンプル取扱い時の課題検討を開始するなど、プロジェクト間の連携を強化していく。

[機器・装置開発等関連]

①建屋内の遠隔除染技術の開発

- ・ 1～3号機原子炉建屋通路部の現場調査により、基礎データを取得し、汚染状況を把握する。得られたデータにより、作成する模擬汚染が妥当であるかを確認する。模擬汚染による除染試験を実施し、選定する除染方法が汚染状態に適した除染方法であることを確認するとともに、選定する除染方法による遠隔除染装置を設計・製作し実証まで行なう。また、除染のみでは線量率の低減ができない箇所があることを想定し、総合的な線量率低減計画を立案する。

②格納容器漏えい箇所特定技術の開発

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

③格納容器補修技術の開発

- ・ 補修工法の検討・装置設計(下部用)については、損傷不明な箇所に対する補修工法及び装置の概念検討を行う。また、補修工法の検討・装置設計(上部用)は、損傷の可能性が高い箇所(フランジ、ペネ)に対する補修装置の設計を行う。さらに、格納

容器バウンダリの再構築が不可能な場合の冠水代替工法を立案し、成立可能性の検討を行う。

④格納容器内部調査技術の開発

- ・ 現場作業で得られたPCV内部の情報などを参考に燃料デブリ調査の計画立案(概念検討)を実施し、その計画を元に格納容器事前調査工法の検討/装置の開発、及び格納容器本格調査工法の検討を行うことを主要目標とする。

⑤圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発

- ・ 燃料取り出しまでの長期に亘る機器健全性を評価するための技術開発として、当初計画通り、以下の項目を実施する。
 - － 実機で想定される希釈海水環境での各種構造材料の腐食速度を実験的に取得する。
 - － 事故直後の高温履歴による材料強度低下を考慮した耐震評価等に基づき、許容限界腐食量を算出し、上記で取得した腐食速度から各機器・構造物の腐食量が許容限界値に達するまでの余寿命を評価する。
 - － 余寿命評価結果等から寿命延伸が必要と判断された場合に備え、実機適用可能な腐食抑制技術の開発に先行的に取組み、その効果を確認する。
- ・ 平成24年度からの追加項目として、高温の燃料デブリ落下に伴うRPVペDESTALコンクリートの損傷影響評価を実施することとし、本年度は、コアコンクリート反応(MCCI)に係る文献調査等により、コンクリート侵食状況の推定に資する基礎データを整備する。設定した条件での構造評価については、H25年度追加項目として提案する。

⑥デブリの臨界管理技術の開発

- ・ モニタリング技術等を開発するために、ベースとなる臨界評価技術を開発する。また、その評価技術を用いて、モニタリング技術に対する要求仕様を検討する。

[炉内状況把握・解析関連]

①事故進展解析技術の高度化による炉内状況の把握

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

[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、デブリ処置技術の開発

- ・ デブリ特性の把握については、炉内でのデブリ生成状況の推定結果を提示する。また、(U, Zr)O₂系模擬デブリの硬度データを取得するとともに、MCCI生成物に対する検討手順を示す。
- ・ デブリ処置技術の開発については、デブリ処理に係るシナリオ検討に必要なデータおよび検討条件の設定の考え方を整理する。また、既存処理技術の適用性検討に係るデータ蓄積を図り、技術的課題を提示する。

②燃料デブリに係る計量管理方策の構築

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

(3) 放射性廃棄物処理・処分

- ・ 水処理二次廃棄物の長期保管対策については、現場状況を踏まえ、新たに追加された装置（第二セシウム吸着装置、多核種除去装置）から発生する二次廃棄物を対象に加えて検討を実施する。
- ・ 放射性廃棄物の処理・処分に関しては、検討が長期に及ぶことを念頭に、技術開発に必要な研究開発基盤の整備や研究開発計画の策定を実施していく。
- ・ 併せて、検討に必要な分析データの蓄積に向け、ガレキや伐採木の核種分析に着手する。
- ・ なお、H23年度から実施している滞留水等の分析状況を踏まえると、CsやSrを大量に含む試料に対応できるような分析手法の改良が必要であり、処理・処分でも重要なものでこれまでに分析手法が確立されていない核種も存在するため、分析技術の開発も行っていく。

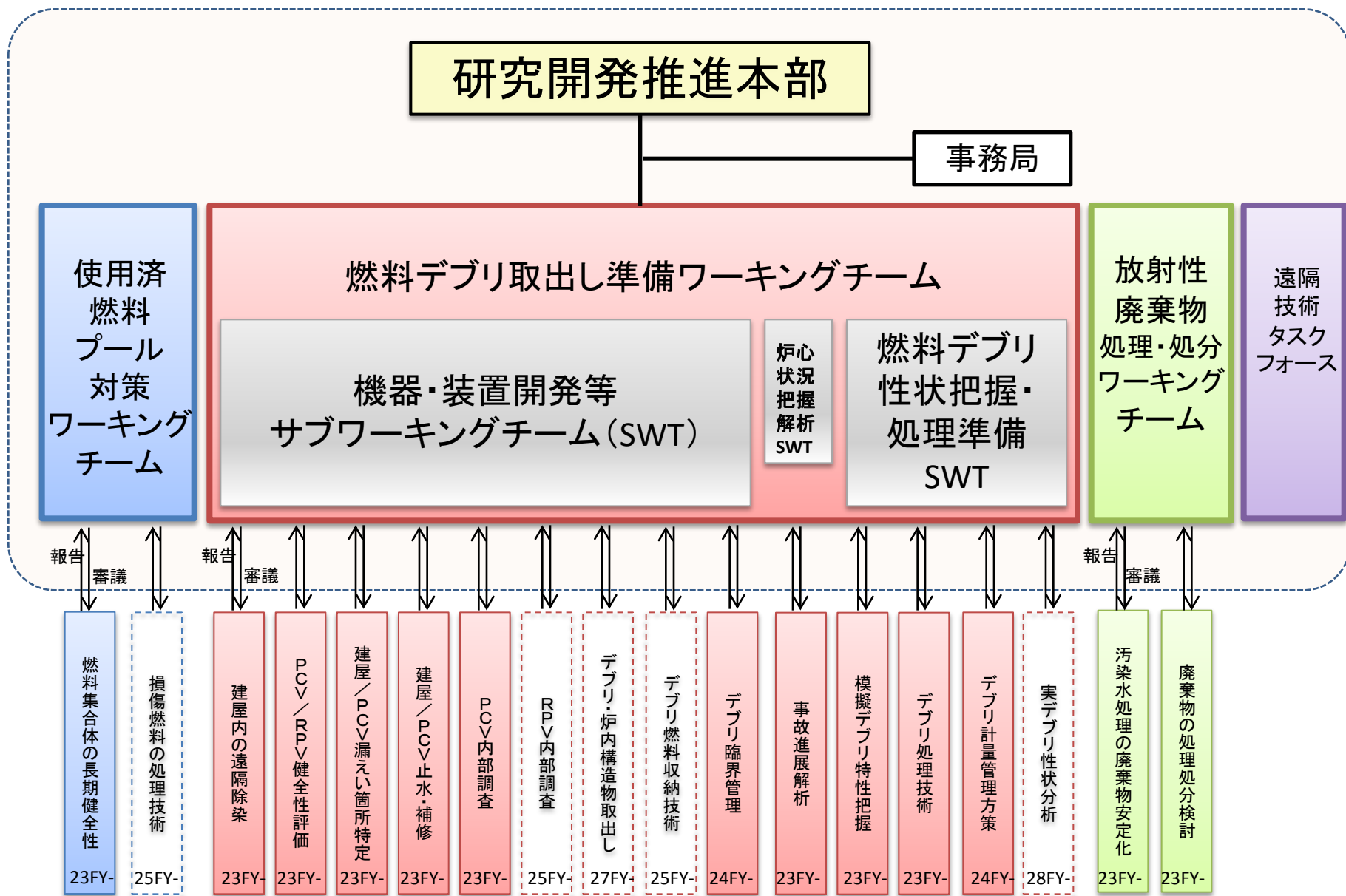
①汚染水処理に伴う水処理二次廃棄物の処理・処分技術の開発

- ・ 既に取り組んでいる汚染水処理システムから発生する廃ゼオライト・スラッジ等の水処理二次廃棄物に加え、新たに汚染水処理システム（第二セシウム吸着装置、多核種除去装置）から発生する二次廃棄物を研究対象に追加し、長期保管方策の検討及び廃棄体化のための調査・検討を行う。

②放射性廃棄物の処理・処分技術の開発

- ・ 放射性廃棄物の処理・処分の検討にあたり、ガレキ、伐採木等の汚染状況を把握するための核種分析に着手する。
- ・ 分析技術の確立が必要な難測定核種に関する技術調査・検討を実施する。
- ・ 処理・処分の安全性の見通しを得るために必要な研究開発要素と解決方策について抽出するとともに、得られた研究開発成果や周辺情報を整理するために必要なデータベース構築の検討を行う。
- ・ 学協会などとの連携を検討し、処理・処分に関する研究開発計画を策定する。

研究開発体制図



平成24年度主要目標

H24年度は、ジルカロイ製被覆管を用いた試験を実施してデータを拡充するとともに、照射材を用いた試験に着手してデータの蓄積を図り、H25年度以降に計画している共用プールでの燃料集合体の長期健全性評価に資する。

平成24年度の実施内容

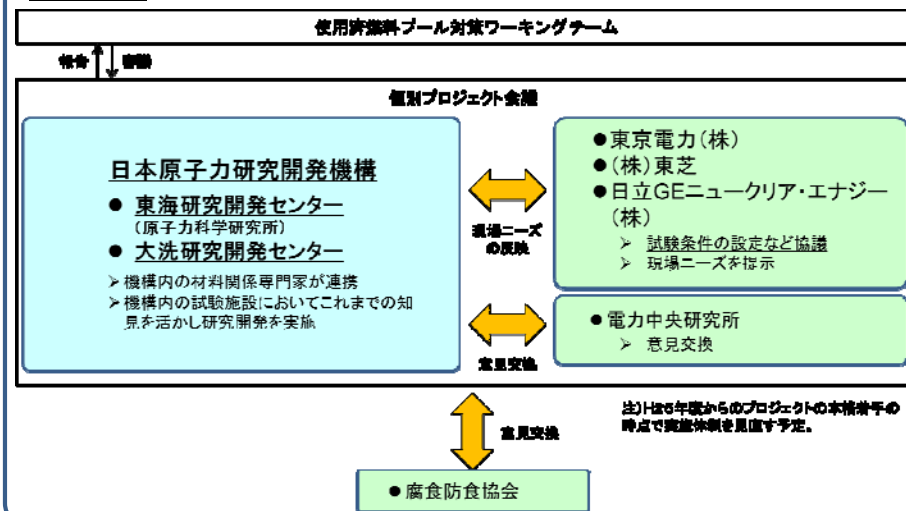
JAEA施設内に保管されている使用済み燃料集合体(45, 55GWd/t)を用いた腐食特性評価試験を実施し、高燃焼燃料被覆管の構造健全性に及ぼす塩化物イオンの影響を評価する。

○試験材：BWR条件で使用された被覆管(ジルカロイ2、燃料は抜き取り済み)、燃焼度：45、55GWd/t (2種類)

○試験内容：①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、
②浸漬試験：80℃、濃度の異なる人工海水などで浸漬、1000h程度、
③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

また、関係機関との意見交換を実施するとともに、腐食挙動に関する講演会、研究会より情報収集することで、試験条件の設定や試験結果の評価に資する。

実施体制



工程表

事項／四半期	1/4	2/4	3/4	4/4
1 使用済燃料被覆管による腐食特性評価試験(先行試験)				
(a) 燃焼度45GWd/t材による試験		浸漬試験・組織観察・強度試験の実施		
(b) 燃焼度55GWd/t材による試験	試験装置の整備と試験片の移送			
		腐食特性評価試験の実施		

(1-1) 使用済燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価(全体計画の概要)

必要性

使用済燃料プールの燃料集合体は、海水注入、コンクリートの混入などによる塩化物イオンや高pHの環境に晒されており、通常の燃料とは異なる履歴を経験している。また、瓦礫落下により一部破損している可能性もある。これらの燃料集合体を共用プールに移送し、長期にわたって保管する場合、塩化物イオン等の付着物や燃料ペレットからのFP等の環境への溶出および材料の照射硬化などの要因が重畳し、燃料集合体、共用プール機器等の劣化を加速する可能性も考えられる。将来の再移送時の取り扱い時健全性を確保するため、実機の燃料を用いた調査／試験結果を基に長期健全性を評価し、必要に応じて対策案を検討する必要がある。

実施内容

1. 共用プールでの燃料集合体他の長期健全性評価

(1) 長期健全性評価のための試験条件検討

1F各号機の使用済燃料プール及び共用プールのプール水詳細分析について定期的に定点測定を行い、燃料集合体に付着する可能性のある物質を抽出し、共用プールにおける燃料の長期健全性評価のための試験条件検討を行う。

(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調査: 共用プールに移送後の使用済燃料集合体を照射後試験施設に輸送し、非破壊検査、マイクロ分析による付着物性状調査、関心部位の腐食状況調査および強度試験を行い、事故後の環境に晒された使用済燃料の状態を把握する。
- ② 長期腐食試験および強度試験: 異種金属接触部、すき間部位、溶接部などから試験片を採取し、浸漬試験を実施する。浸漬試験前の状態と比較し、共用プール環境での腐食有無等を評価する。長期間腐食の挙動評価のため、加速条件での腐食試験を行うとともに、強度試験を実施し、照射材強度に及ぼす腐食の影響評価を行う。
- ③ 共用プール保管燃料およびその他機器材料の健全性確認試験: 共用プールに移送した複数の使用済燃料集合体の外観観察、酸化膜厚さ測定を定期的に行い、実際の燃料の腐食挙動を照射後試験施設での腐食試験結果と比較評価する。また、共用プール機器材料の長期健全性を確認するための腐食試験等を行う。
- ④ 長期健全性維持のための対策検討、効果の評価: 腐食試験の結果を踏まえ、必要に応じて照射済燃料集合体部材の長期保管を実現するための腐食抑制対策を検討・提言するとともに、効果の確認試験、評価を行う。

2. 燃料集合体移送による水質への影響評価

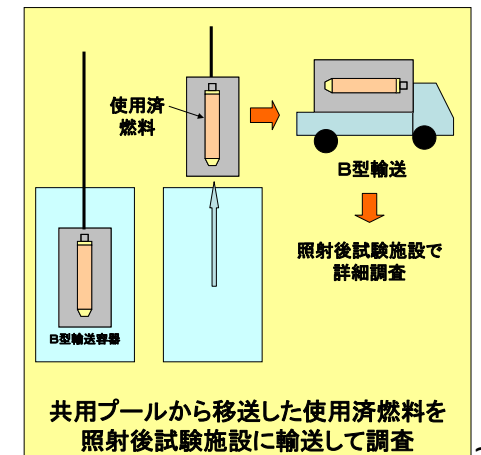
- (1) 燃料集合体表面からの溶出評価: 照射後試験施設に輸送した健全な燃料集合体の主要部位を純水に浸漬し、一定期間経過後に水質検査を行う。
- (2) 燃料ペレットからのFP等溶出評価: 破損した燃料の燃料ペレットからFP等が共用プール水中等の環境へ移行する懸念があるため、燃料ペレットからのFP等の環境への溶出挙動を評価し、共用プール等の水質環境条件の検討・評価に資する。

3. 長期健全性評価に係る基礎試験

事故後の特殊環境を経験した燃料被覆管の調査結果及び試験結果を健全燃料と比較して評価するため、使用済み燃料被覆管を用い、加速試験として温度や塩化物イオン濃度、pH等の環境を幅広く変えた条件での電気化学試験、浸漬試験、強度試験、腐食試験、試験後の腐食形態等の詳細観察を行う。
また、関係機関との意見交換を実施するとともに、腐食挙動に関する講演会、研究会より情報収集することで、試験条件の設定や試験結果の評価に資する。

実施工程

事項／年度	第1期			第2期			
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017
(1) 共用プールでの燃料集合体他の健全性評価							
(2) 燃料集合体移送による水質への影響評価							
(3) 長期健全性評価に係る基礎試験							



平成24年度主要目標

1～3号機原子炉建屋通路部の現場調査により、基礎データを取得し、汚染状態を把握する。得られたデータにより、作成する模擬汚染が妥当であるかを確認する。模擬汚染による除染試験を実施し、選定する除染方法が汚染状態に適した除染方法であることを確認するとともに、選定する除染方法による遠隔除染装置を設計・製作し実証まで行なう。また、除染のみでは線量率の低減ができない箇所があることを想定し、総合的な線量率低減計画を立案する。

実施内容

1. 汚染状態の基礎データ取得

1～3号機の原子炉建屋通路部の線量率調査、線源調査、表面状態調査、汚染状態調査を行う。調査範囲、調査目的、調査内容を下表に示す。

プラント	階数 (原子炉建屋)	ロボットによる遠隔調査			人による調査 汚染状態調査			
		線量率調査	線源調査	表面状態調査	遊離性表面汚染調査 固着性表面汚染調査		浸透汚染調査	
調査範囲	1号機	1階	○	○	○	○	○	○
		2階			○	○	○	○
		3階			○	○	○	○
	2号機	1階	○	○	○	○	○	
	3号機	1階	○	○	○	○	○	
調査目的		建屋内線量率分布の確認	相対的線量率分布の確認	床面、壁面、機器表面の表面状態の確認	汚染分布の確認		汚染分布の確認	
調査内容		床面から0.05m、1.5mの高さの線量率を約3mメッシュで測定する。	γカメラを用いて線量率分布を測定する。	カメラにより、床面、壁面、機器表面を撮影する。	表面堆積物をハケ等で、固着物をストリップパブルペイントで回収し、分析を行う。		コンクリートコアサンプルを採取し、分析を行う。	

2. 除染技術整理及び除染概念検討

除染装置を実機で適用する場合の除染計画を立案する。除染手順、走行台車の運用、ホース、ケーブル等の引き回し、ユティリティの供給、二次廃棄物の回収等について検討する。上部階等への遠隔除染の実施に向け、遮へい・上部階アクセス方法について検討する。

3. 模擬汚染の作成、模擬汚染による除染試験

推定した6種類の模擬汚染を作成し、候補となる除染技術の除染試験を実施する。(実施する除染技術は検討中)

除染方法	技術の概要	工法の適用範囲(汚染状態)					
		水素爆発時に飛散した汚染	汚染蒸気に暴露された汚染	滞留水に浸漬された汚染		遊離性汚染	固着性汚染
散水・吸引・ブラッシング	水噴射やブラッシングなどで、表面付着物を除去。集塵機を併用。	エポキシ塗装コンクリート面に、コンクリート屑が堆積	エポキシ塗装のコンクリート面に、汚染蒸気が表面で乾燥	エポキシ塗装コンクリート面に、滞留水が付着後表面で乾燥	エポキシ塗装コンクリート面に、滞留水が浸透した後乾燥	遊離性汚染	固着性汚染
ジェット洗浄	高圧水の噴射により、表面の堆積物、固着物を除去	無垢コンクリート面に、コンクリート屑が堆積	無垢コンクリート面に、汚染蒸気が浸透した後乾燥	無垢コンクリート面に、滞留水が付着後表面で乾燥	無垢コンクリート面に、滞留水が浸透した後乾燥	遊離性汚染	固着性汚染
ドライアイスプラスト	ドライアイスのペレットを吹き付け、表面汚染物とともに表面研削。					遊離性汚染	固着性汚染
プラスト	研削材を吹き付け、表面汚染物とともに表面研削。					遊離性汚染	固着性汚染
機械式はつり	硬質工具でコンクリート表面を連打してコンクリート表層を破砕。					遊離性汚染	固着性汚染
超高圧水によるはつり	超高圧の液体噴射により、コンクリート表層部を除去する					遊離性汚染	固着性汚染
薬剤使用	薬剤を対象面に塗布。泡やゲル・ペースト、塗膜などの塗布剤があり、塗膜では汚染物を膜内に取り込み。					遊離性汚染	固着性汚染

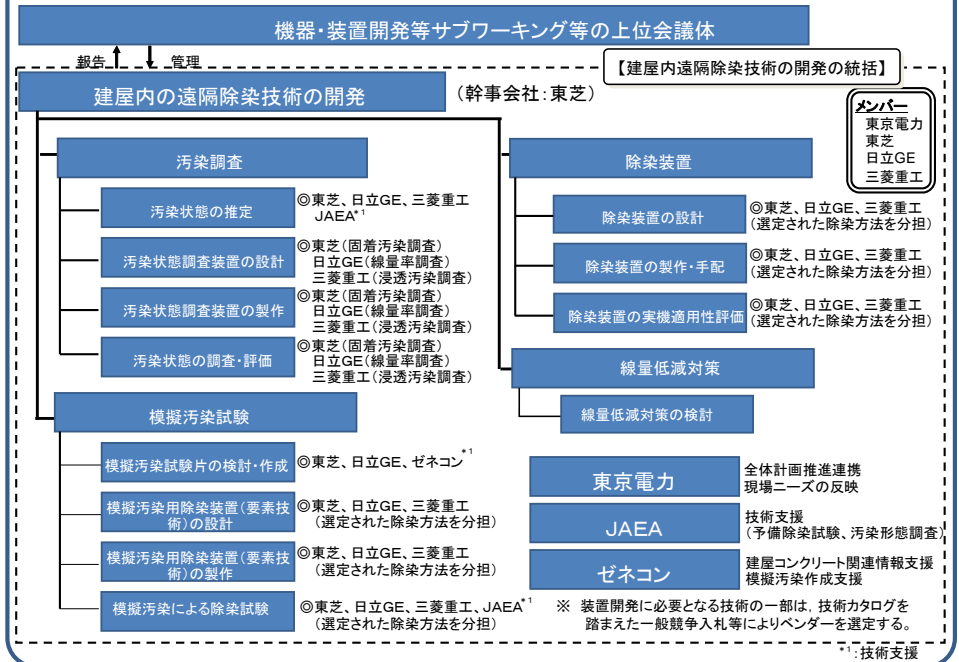
4. 遠隔除染装置設計製作、遠隔除染実証

技術カタログを活用し、遠隔除染装置を設計製作し、除染実証を行う。

5. 総合的な線量低減対策

線量率低減を行なうための検討を実施する。

実施体制



実施工程 (追加検討に関する工程)

事項/年度	第1期		
	2011年度	2012年度	2013年度
	現場調査結果		
1. 遮へい設置箇所の検討/必要遮へい厚の検討		■	
2. 設置遮へいの具体的構造の検討/遮へい支持方法の検討		■	
3. 床荷重の確認		■	
4. 遮蔽設置方法の検討		■	
5. 遮蔽の設計、製作			■
6. 遮蔽の遠隔設置実証			■

(2-①-1) 建屋内の遠隔除染技術の開発(全体計画の概要)

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・遮へいが重要となる。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。さらに、総合的な線量低減対策として、遮へい等の検討を行なうことが必要である。なお、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。開発をした装置については、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とともに難易度の高い上層階等へのアクセス装置の検討を行う。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。

5. 総合的な線量低減対策

除染・遮へい等を組み合わせた線量低減対策の検討を行なう

実施工程

事項/年度	第1期		
	2011年度	2012年度	2013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		■	■
5.総合的な被ばく低減対策		■	

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。

H24年度主要目標

点検調査工法 検討

- 点検調査工法 検討・装置設計のうち、調査工法の検討が当初計画より、完了時期を延期したため、後工程である装置設計の開始時期をPCV漏えい箇所調査開始予定時期に影響がない範囲で修正する。

点検調査工法 装置設計

- 開発した点検調査工法に基づき当該環境下（高線量・狭隘・水中等）で想定箇所等を点検調査するために必要な要素技術の開発、設計を実施する。

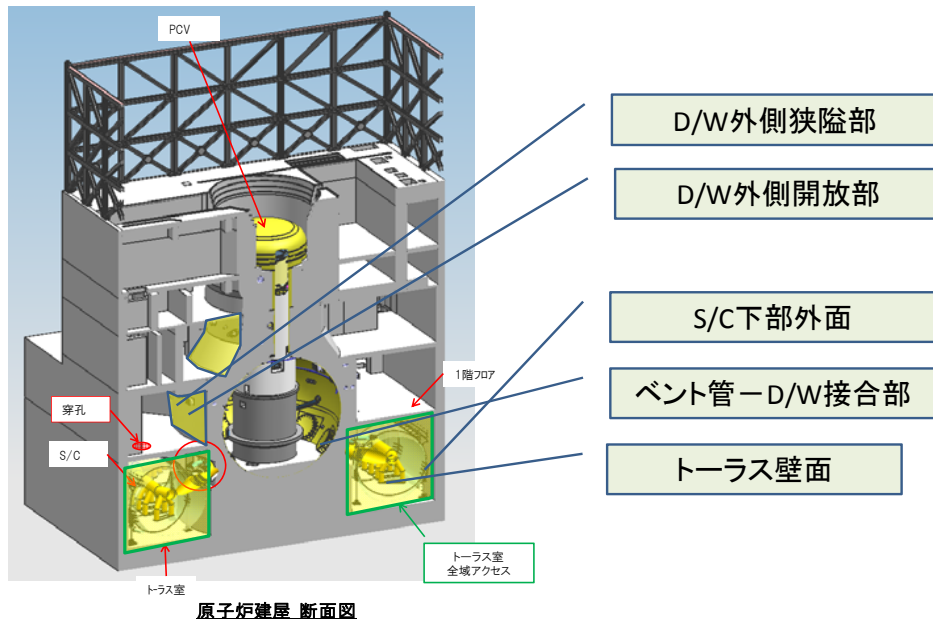
平成24年度の実施内容

1. 点検調査工法 検討

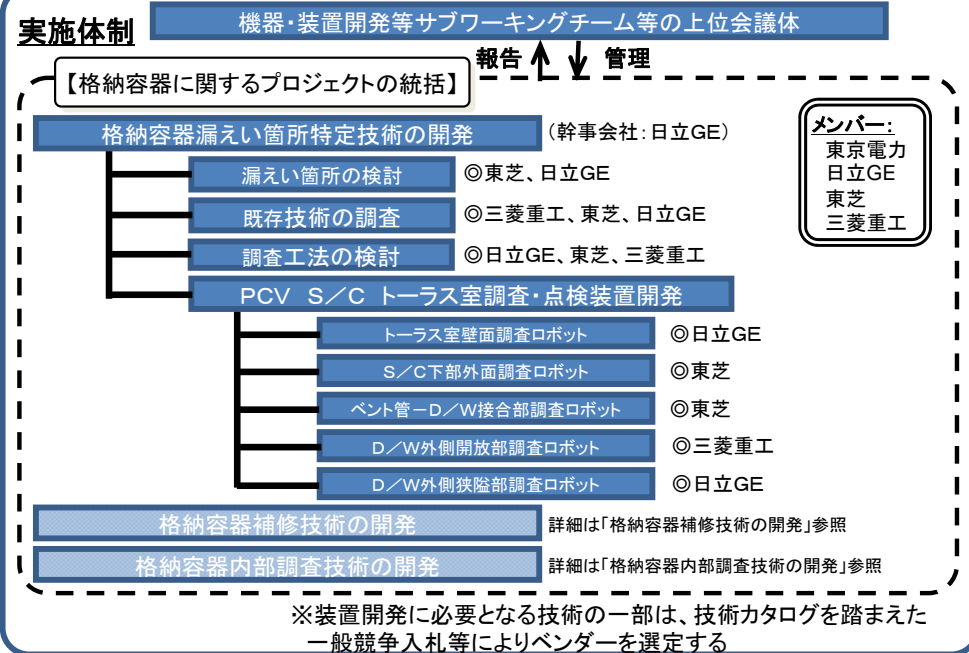
- 点検調査工法 検討・装置設計のうち、調査工法の検討が当初計画より、完了時期を延期したため、後工程である装置設計の開始時期をPCV漏えい箇所調査開始予定時期に影響がない範囲で修正する。

2. 点検調査工法 装置設計

- 各施工対象部位に対する装置の詳細設計を行う。
- 技術カタログを活用し、点検調査装置設計へ反映する。



実施体制



工程表

事項/年度		12/上	12/下
1. 点検調査工法 検討・装置設計	漏えい箇所/調査工法の検討	■	
	観察系および走行/操作系の開発		■
	装置の詳細設計		■
2. 点検調査装置 製作・改良			

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

1. 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。
- ・漏えい箇所の調査箇所としてPCV周囲を区分し、装置設計は区分した以下の部位に対して行う。

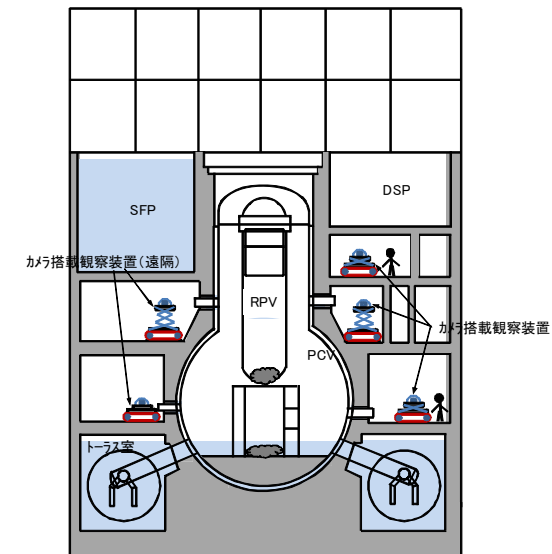
トラス室壁面、S/C下部外面、ベント管-D/W接合部、D/W外側開放部、D/W外側狭隘部

2. 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の製作、機能確認及びモックアップ試験を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。

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	[Progress Bar]			
2. 点検調査装置 製作・改良 (モックアップ試験、実機適用性 評価を含む)		[Progress Bar]		



原子炉格納容器漏洩箇所調査概念図

平成24年度主要目標

補修工法の検討・装置設計(下部用)： 損傷不明な箇所に対する補修工法及び装置の概念検討を行う。
 補修工法の検討・装置設計(上部用)： 損傷の可能性が高い箇所(フランジ、ペネ)に対する補修装置の設計を行う。
 冠水代替案の検討： 冠水代替工法の検討を行う。

平成24年度の実施内容

○既存技術の調査

格納容器補修に関する既存技術の調査を行い、技術カタログを作成する。国内外の叡智を活用し、格納容器補修技術開発に反映する。(平成23年度からの延期分)

○補修工法の検討・装置設計(下部用)

- ・ 損傷不明な箇所に対する補修工法の概念検討を行う。
→ 工法の検討においては、本研究開発外で得られている止水材に関する知見も参考にし、止水材の調査を行う。
- ・ 損傷不明な箇所に対する補修装置の概念設計を行う。
- ・ 落下防止機能付き厚床穿孔装置の開発・設計・製作・工場モックアップを行う。
→ 格納容器下部(トラス等)の補修の際、装置のアクセス手段として原子炉建屋1階床の穿孔を想定しており、原子炉建屋の高線量かつ狭隘な箇所、トラス本体等の設備の破損を回避するため、コンクリートコアを落下させずに厚床の穿孔が可能な装置を開発する必要がある。また「(2-①-2)格納容器漏えい箇所特定技術の開発」におけるアクセス手段確保への流用も考慮して検討を進める。
- ・ 落下防止機能付き遠隔厚床穿孔装置の基本設計を行う。

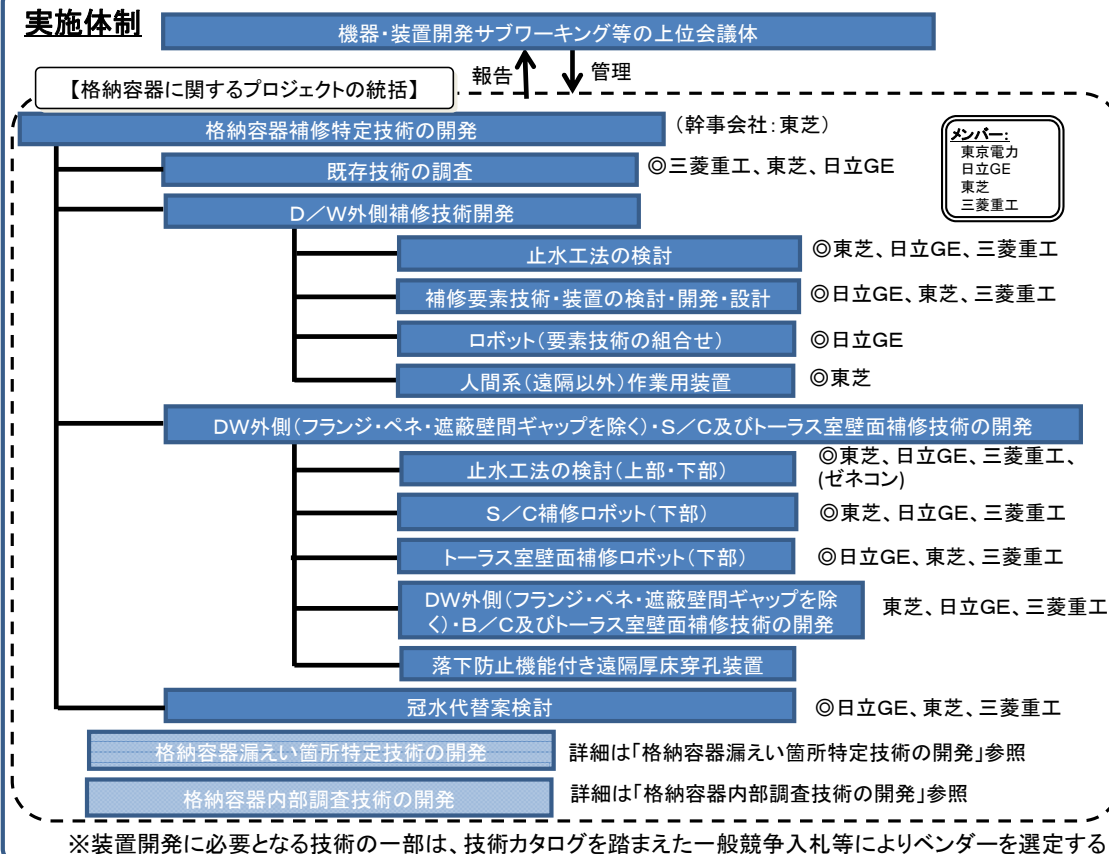
○補修工法の検討・装置設計(上部用)

格納容器補修工法の検討を行う。(平成23年度からの繰越分)。損傷の可能性が高い箇所(フランジ、ペネ)に対する補修要素技術の検討及び装置の開発・設計を行う。
補修要素技術を組み合わせ、遠隔補修装置の設計を行う。

○冠水代替案の検討

格納容器バウンダリの再構築が不可能な場合の冠水代替工法を立案し、成立可能性の検討を行う。

実施体制



工程表

事項/年度	平成24年度	
	概念検討	概念設計
1. 補修工法 検討・装置設計 (下部用)		概念設計
2. 補修装置 製作・改良 (下部用)		厚床穿孔装置の設計・製作
		遠隔厚床穿孔装置の基本設計 (続く)
3. 補修工法 検討・装置設計 (上部用)	要素技術の開発	装置設計
4. 補修装置 製作・改良 (上部用)		
5. 代替工法の検討		代替工法の検討

必要性

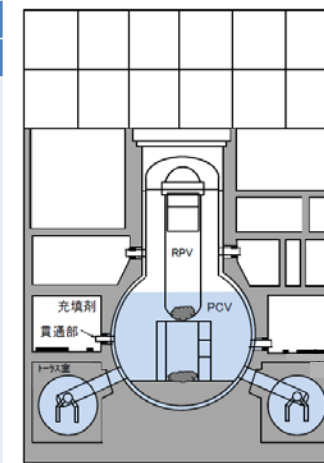
原子炉圧力容器と原子炉格納容器のバウンダリ機能が喪失した状態で炉心燃料を取り出すためには、まずは遮へい等の観点から原子炉格納容器を補修してバウンダリを再構築し、原子炉格納容器内を原子炉圧力容器と共に水で満たした状態にすることを想定している。しかし、原子炉格納容器近傍は高線量下で狭隘部もあり、また格納容器下部(圧力抑制室等)が浸水しており、こうした環境で損傷箇所を補修する技術は確立されていない。このため、高線量・狭隘・水中環境における補修工法と装置を開発する必要がある。

実施内容

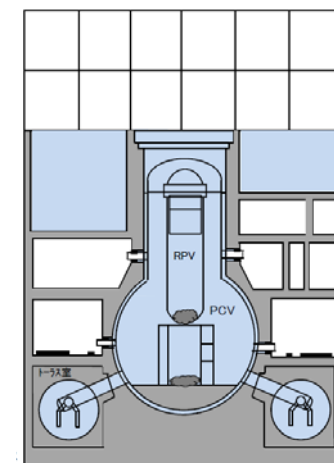
1. 補修工法の検討・装置設計(下部用)
 - ・格納容器下部や原子炉建屋の漏えい箇所を補修するための工法を検討し、必要な装置を開発する。(漏えい箇所調査結果を反映する。)
2. 補修装置の製作・改良(下部用)
 - ・格納容器下部や原子炉建屋の漏えい箇所を補修するための装置を製作し、機能確認及びモックアップ試験をするとともに実機適用性評価(現場実証)を行った上で、必要に応じて装置を改良する。
3. 補修工法の検討・装置開発(上部用)
 - ・格納容器上部の漏えい箇所を補修するための工法を検討し、必要な装置を開発する。(漏えい箇所調査結果を反映する。)
4. 補修装置の製作・改良(上部用)
 - ・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、機能確認及びモックアップ試験をするとともに実機適用性評価(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。

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) (モックアップ試験、実機適用性 評価を含む)				■			
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) (モックアップ試験、実機適用性 評価を含む)				■		■	
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

平成24年度主要目標

平成24年度は、前年度より実施している計画立案(概念検討)を継続実施し、その計画を元に格納容器 事前調査(*1)工法の検討/装置の開発、及び格納容器 本格調査(*2)工法の検討を行うことを主要目標とする。(※1)事前調査:本格調査のためのPCV内事前調査 (※2)本格調査:燃料デブリの位置の把握

平成24年度の実施内容

1. 計画立案(概念検討):平成23年度からの継続

平成23年度の検討成果(技術カタログによる技術の収集/活用, 調査項目/対象部位/調査手段, アクセスルートなど)に基づき、事前調査及び本格調査用装置の構想検討を行う。

2. 格納容器 事前調査工法の検討/装置の開発

事前調査(平成25年度予定)に向け、PCVエントリー工事で得られた最新知見も踏まえて、調査工法の詳細検討と装置(移動機構)の開発/設計/製作を実施する。

3. 格納容器 本格調査工法の検討

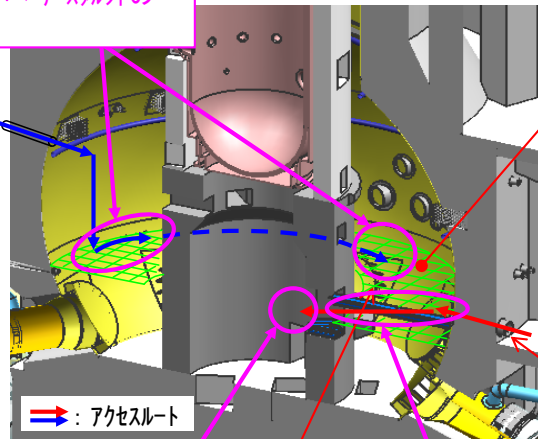
本格調査(平成28年度予定)に向け、調査工法の詳細検討を実施する。

【平成24年度計画】

研究開発に先立ちPCVエントリー工事が実施され、PCV内の状況が想定以上であることが判明(ペDESTAL外で約73Sv/hの高線量, 水の滴下環境での観察など)した。このため、本格調査の装置開発に向けて、PCV内の状況を早期に確認することで効率的な開発を実施する必要があり、事前調査の範囲を拡大する。事前調査として、下図の項目を実施する。

事前調査「ペDESTAL外の状況確認」

X-6ペネ以外の貫通部



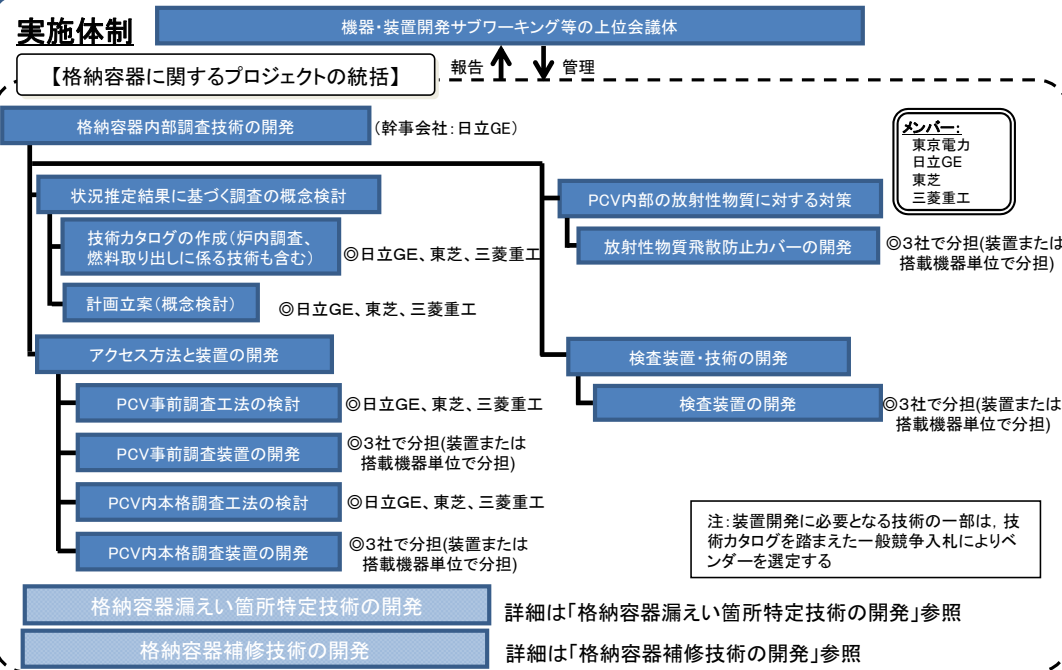
可能な場合「ペDESTAL内の初期状況確認」

ペDESTAL開口

事前調査「X-6～ペDESTAL開口までの状況確認」

事前調査項目とアクセスルート案

実施体制



工程表

事項/年度	平成24年度	
	上期	下期
(1)計画立案	計画立案(事前調査/本格調査)	事前調査へ(平成25年度)
(2)アクセス方法・装置(移動機構)開発	事前調査用アクセス装置開発	モックアップ
(3)放射性物質飛散防止対策	工法/装置検討	事前調査用検査装置
(4)検査装置・技術開発		事前調査用検査装置

*1) 事前調査: 本格調査のためのPCV内事前調査
*2) 本格調査: 燃料デブリの位置の把握

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の開発

- ・原子炉格納容器事前調査工法の検討及び装置(移動機構)開発
- ・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(移動機構)開発

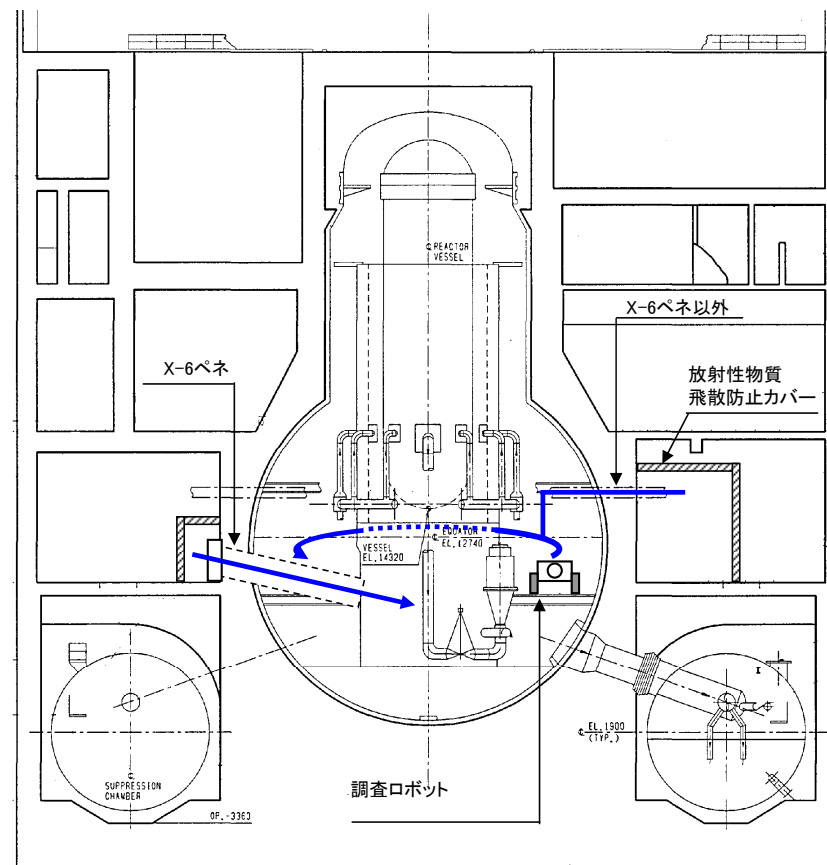
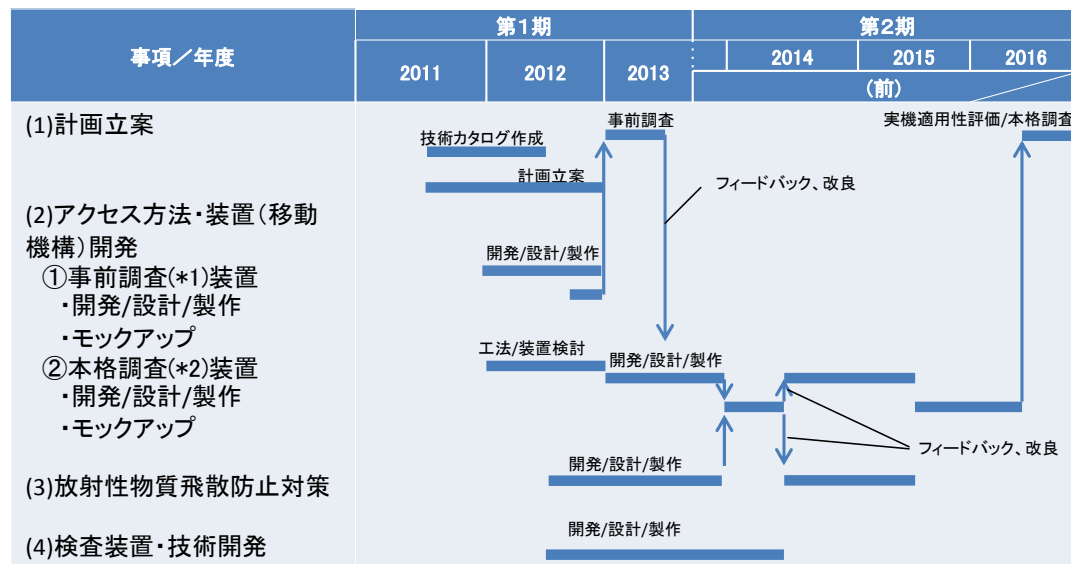
3. 原子炉格納容器内部の放射性物質に対する対策

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)で検査するために、移動機構に搭載可能な検査装置・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。

実施工程



*1) 事前調査: 本格調査のためのPCV内事前調査

*2) 本格調査: 燃料デブリの位置の把握

(2-①-8) 压力容器/格納容器の健全性評価技術の開発(平成24年度計画)

平成24年度主要目標

- (1) 原子炉压力容器(RPV) / 格納容器(PCV)の余寿命評価に資するため、高温海水/希釈海水中腐食速度データ及び高温履歴強度データを取得する。
- (2) RPVペDESTALの余寿命評価に資するため、高温海水に浸漬されたコンクリート中の塩化物イオン等浸透速度データ、鉄筋の腐食速度データ及び強度データを取得する。
- (3) RPV、PCV、RPVペDESTALの寿命延長評価に資するため、腐食抑制策(脱酸、防錆剤等)による腐食速度データを取得する。
- (4) (1),(2)の結果を用いた構造健全性評価により、各設備の余寿命を評価する。また(3)の結果を用いた構造健全性評価により、腐食抑制策の寿命延伸効果を評価する。

平成24年度の実施内容

1. 原子炉容器の構造材料腐食試験

シビアアクシデント時の履歴分析に基づき、希釈海水等、想定される腐食環境に曝された原子炉容器構造材料と同じ鋼材の腐食試験を行い、原子炉容器構成材の腐食速度に関するデータを取得する。また、事故後に設計温度を超える温度履歴を受けた可能性が懸念されるため、余寿命評価における評価クライテリアの検討に資する高温強度データを取得する。

2. RPVペDESTAL鉄筋コンクリート劣化試験

海水に浸漬されたコンクリート中の塩化物イオン拡散や、コンクリート中の鉄筋の塩化物イオンによる腐食速度を実験的に評価する。また、事故後に設計温度を超える温度履歴を受けた可能性が懸念されるため、余寿命評価における評価クライテリア検討に資する高温強度データを取得する。

3. 原子炉容器、RPVペDESTALに対する腐食抑制策確認試験

原子炉容器並びにRPVペDESTALに対して用いる腐食抑制策の効果確認試験を行う。

その確認試験にて、腐食抑制策を適用した場合の腐食速度に関するデータを取得し、上記1、2項の結果との比較により、腐食抑制効果を確認する。

4. 原子炉容器、RPVペDESTAL構造物余寿命・寿命延長評価

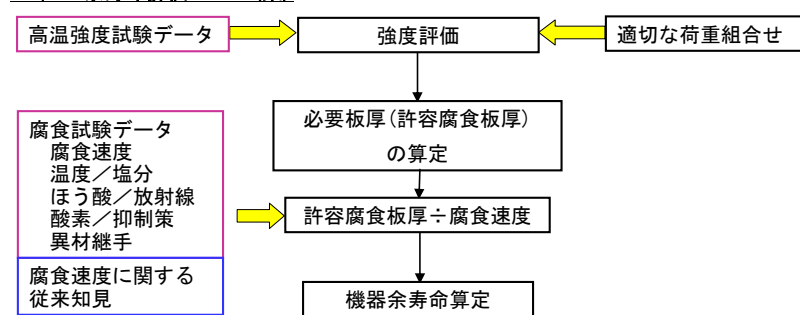
前記で取得した腐食速度や高温強度に関するデータベース及び関連する従来知見の調査等に基づき、原子炉容器及びRPVペDESTALの余寿命評価、寿命延長評価を行う。他研究や現場の状況調査等の進捗を踏まえ、評価条件に反映すべき事項は適宜反映する。

5. RPVペDESTAL健全性に対する高温デブリ落下影響評価:

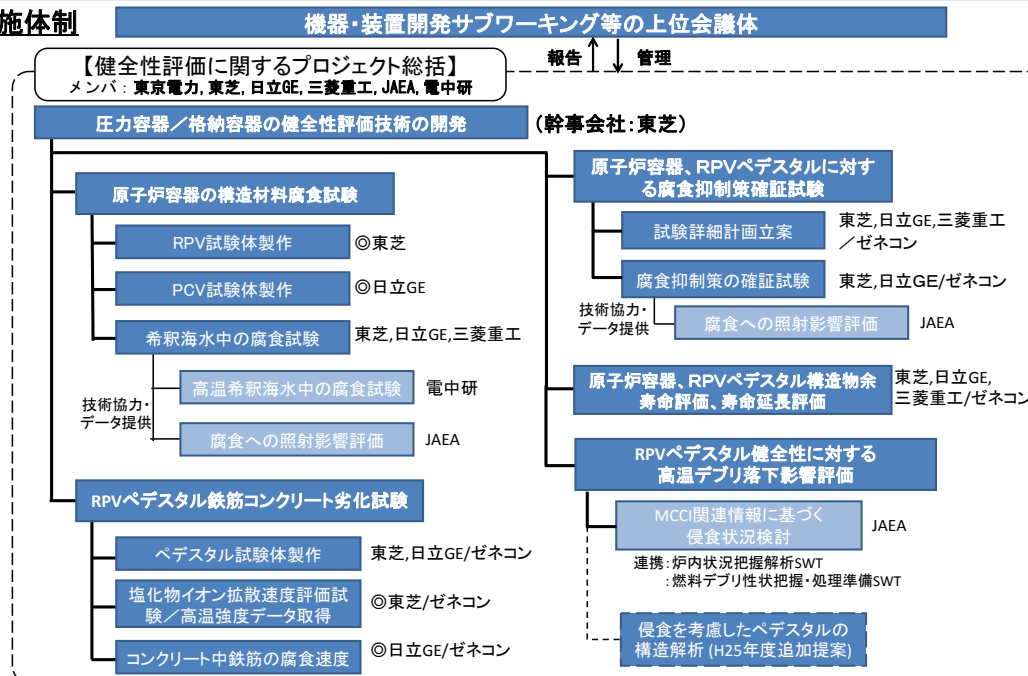
コアコンクリート反応(MCCI)に係る文献調査等により、コンクリート侵食状況の推定に資する基礎データを整備する。

設定した条件での構造評価については、H25年度追加項目として提案する。

RPV/PCV余寿命評価フロー(案)



実施体制



工程表

	H24上期	H24下期
1. 原子炉容器の構造材料腐食試験		
・RPV・PCV試験体作成		
・高温海水/希釈海水中の腐食試験		
2. RPVペDESTAL鉄筋コンクリート劣化試験		
・試験体作成		
・コンクリート高温強度、塩化物イオン拡散速度試験		
・鉄筋腐食試験		
3. 原子炉容器、RPVペDESTALに対する腐食抑制策確認試験		
・計画立案		
・腐食抑制策の確認試験		
4. 原子炉容器、RPVペDESTAL構造物余寿命・寿命延長評価		
・評価条件の検討・知見調査		
・予寿命評価実施		
5. RPVペDESTAL健全性に対する高温デブリ落下影響評価		
・コンクリート侵食状況の検討		

(2-①-8) 圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発(全体計画の概要)

必要性

原子炉圧力容器/格納容器および原子炉ペDESTALは、今後も長期間に亘り希釈海水環境に曝されることが想定され、腐食進行に起因した構造強度の低下が懸念される。また、事故直後の容器周辺は、設計時の想定を超える高温状態に曝されたこと、ペDESTALについては、高温のデブリが落下したことにより、材料強度が低下した可能性も考えられる。燃料取り出しまでの機器健全性を評価する上では、上記の影響を定量的に考慮した寿命評価技術の確立が必要である。

実施内容

原子炉圧力容器(RPV)及び原子炉格納容器(PCV)の構造材料は、高温の海水に曝されていたため、腐食が懸念される。また、鉄筋コンクリート製のRPVペDESTALは、高温かつ海水環境に曝されていたため、劣化の促進が懸念される。このため、各材料が海水に曝された場合の定量的なデータを取得し、今後の構造健全性評価に資する。さらに、RPV、PCV構造材及びRPVペDESTALの海水による腐食抑制策の確証試験を行う。なお、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。

(1) 原子炉容器の構造材料腐食試験

高温海水や希釈海水に曝された鋼材の腐食試験を行い、構造材の腐食速度に関するデータを取得する。また余寿命評価に資する高温強度データを取得する。

(2) RPVペDESTAL鉄筋コンクリート劣化試験

コンクリート中の塩化物イオン拡散試験を実施する。また、コンクリート中の鉄筋の腐食試験を実施する。

(3) 原子炉容器、RPVペDESTALに対する腐食抑制策確証試験

RPV、PCV構造材料及びRPVペDESTALに対して用いる腐食抑制策の確証試験を行い、腐食抑制効果を確認する。

(4) 原子炉容器、RPVペDESTAL構造物余寿命・寿命延長評価

従来知見や上記データベースに基づき、RPV、PCV及びRPVペDESTALの構造物余寿命評価及び寿命延長評価を行う。

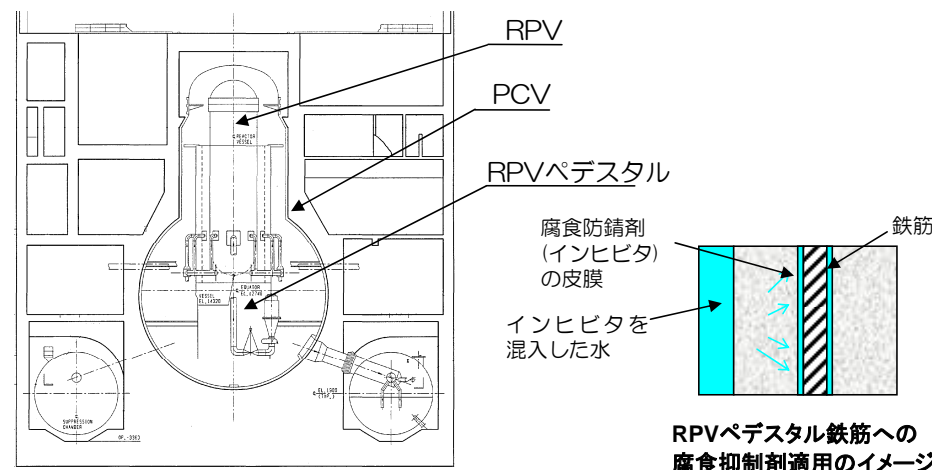
(5) 腐食抑制システムの開発および実機適用性評価

実機にて適用可能な腐食抑制システムを開発し、上記結果より寿命延長効果の認められた腐食抑制策を試運用する。滞留水処理ループ内に腐食監視試験片を適用することで実機におけるPCV構造材への腐食抑制効果を確認する。

(6) RPVペDESTAL健全性に対する高温デブリ落下影響評価

腐食以外の劣化要因として、高温の燃料デブリ落下に伴うRPVペDESTALコンクリート損傷を想定し、以下の評価を行う。

- ・コアコンクリート反応(MCCI)に係る文献調査等を行い、デブリ落下に伴うペDESTALコンクリートの侵食状況の推定を行う。
- ・推定した複数の条件についての構造解析を先行的に実施し、今後の炉内状況調査によりペDESTALの状況が明らかになった際の速やかな健全性評価に資する。



主な評価対象部位

実施工程

事項/年度	第1期			第2期		
	2011	2012	2013	2014 (前)	2015	2016
・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		■				
・原子炉容器、RPVペDESTALに対する腐食抑制策確証試験		■	■			
・原子炉容器、RPVペDESTAL構造物余寿命評価、寿命延長評価		■	■			
・腐食抑制システムの開発および実機適用性評価					■	■
・RPVペDESTAL健全性に対する高温デブリ落下影響評価	■	■	■			

抽出した腐食抑制策詳細評価(注入量による効果確認等)

寿命延長効果再評価

実機適用性評価

ペDESTALコンクリートの侵食状況の推定

ペDESTAL構造評価実施を提案

平成24年度主要目標

モニタリング技術等を開発するために、ベースとなる臨界評価技術を開発する。また、その評価技術を用いて、モニタリング技術に対する要求仕様を検討する。

平成24年度の実施内容

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の策定とシナリオに基づく臨界解析を実施する。

(b) 臨界時挙動評価

既存解析コードの調査、モデル検討を実施する。また、シナリオをもとに臨界時挙動解析を実施する。

2. 廃液処理、冷却設備の未臨界管理技術

シナリオに基づき、未臨界監視システムの要求仕様を検討する。

3. 炉内の再臨界検知技術

中性子を検出する方法と短寿命核分裂生成物を測定する方法について検討を行う。

(a) 中性子検出器システム

シナリオに基づき、中性子測定可能な場所の調査、中性子束分布の解析、再臨界検知システムの要求仕様の検討を実施する。

(b) FPγ線検出器システム

シナリオに基づき、再臨界検知システムの要求仕様の検討、システム検討を実施する。

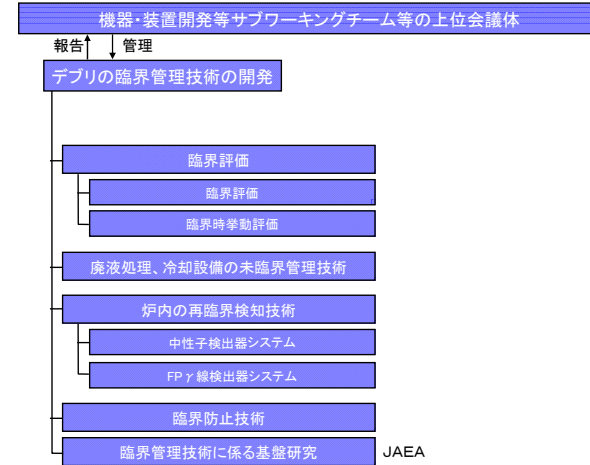
4. 臨界防止技術

中性子吸収材候補の文献による調査、材料健全性及び構造材への化学的影響の検討を実施する。

5. 臨界管理技術に係る基盤研究

燃料デブリの臨界量計算・不確かさ解析、燃焼計算コードの改良を実施し、臨界管理手法の整備を進める。また、燃料デブリ取り出し時の未臨界監視システムの検出器仕様検討を行うとともに、臨界安全設計の基礎データ提供に資するPIE準備及び臨界実験の炉心構成等の検討を実施する。

実施体制



工程表

主要案件		2012年度(平成24年度)		
		上半期	下半期	
1. 臨界評価	臨界評価	燃料情報、循環注水冷却ループ情報の整理	■	
		臨界誘因事象シナリオ検討	■
		解析評価		■
	臨界時挙動評価	既存コード調査	■	
		解析用データ準備	■	■
		1点炉モデル検討	■	■
解析評価		■	■	
	1点炉モデル課題抽出と改良案検討		■	
2. 廃液処理、冷却設備の未臨界管理技術	システム要求仕様検討	■	次年度継続計画	
3. 炉内の再臨界検知技術	中性子検出器システム	解析モデル作成	■	
		中性子線量分布解析	■	次年度継続計画
		システム要求仕様検討	■	■
	FPγ線検出器システム	バックグラウンドFPの調査	■	
	システム要求仕様検討	■	次年度継続計画	
	システム設計	■	■	
4. 臨界防止技術	材料調査	中性子吸収 候補材調査	■	■
		材料健全性、炉内構造物への化学的影響の検討	■	■
5. 臨界管理技術に係る基盤研究	臨界管理手法の整備	燃料デブリの臨界量等評価	■	■
		燃焼計算コードの改良	■	■
	燃料デブリ取り出し時の未臨界監視システムの開発	検出器仕様検討	■	■
		検出器設計・製作	■	■
臨界実験及びPIE	PIE	■	■	
	PIE	■	■	
	PIE	■	■	
	設計検討	■	■	

必要性

今後、燃料取り出し作業等に伴いデブリ形状や水量が変化した場合でも再臨界を防止するために、未臨界評価及びモニタリング技術を開発する必要がある。

実施内容

1. 臨界評価

過酷事故後の燃料デブリやプラント状態を想定した解析を行い、臨界となるシナリオを検討する。また、別途計画される模擬燃料デブリ試験により燃料デブリ性状に係る知見を取り込み、燃料デブリ取り出し工程に適用する解析精度を段階的に向上させる。さらに、臨界となる条件を想定して中性子応答・核分裂生成物量の解析評価を行い、臨界となった場合の被ばく影響緩和策を立案する。

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・蓄積して臨界に至る可能性があるため、未臨界モニタが必要である。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度を推定するシステムを開発する。

3. 炉内の再臨界検知技術

中性子を検出する方法と短寿命核分裂生成物を測定する方法について検討を行う。

- (1) 原子炉格納容器内外の中性子線量分布について解析による予測評価を行う。また、別途計画される原子炉格納容器内外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。
- (2) 核分裂生成物から放出される γ 線をスペクトル分析して短寿命核種を測定する。 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生成物核種の検出精度を向上させ、常時監視する検出器システムを開発する。

4. 臨界防止技術

燃料取り出し、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。

5. 臨界管理技術に係る基盤研究

模擬燃料デブリ試験等により得られた燃料デブリ性状に係る知見を踏まえ、臨界実験及び解析、並びに性状や核データの不確かさやPIE解析で得る燃焼計算誤差等の評価により、臨界量とその不確かさ等の基礎データを整備する。また、この評価に用いる解析コードの整備・改良を進めるとともに、取出作業時の監視手法の高度化を検討する。

実施工程

事項/年度	第1期		第2期					
	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019
1. 臨界評価	[進捗バー]							
2. 廃液処理、冷却設備の未臨界管理技術	要求仕様策定	システム開発 機器設計、評価	▽実機適用可否判断					
3. 炉内の再臨界検知技術	要求仕様策定	機器設計、評価	[進捗バー]					
4. 臨界防止技術	材料調査	材料開発	臨界試験	[進捗バー]				
5. 臨界管理技術に係る基盤研究	[進捗バー]							

H24年度主要目標

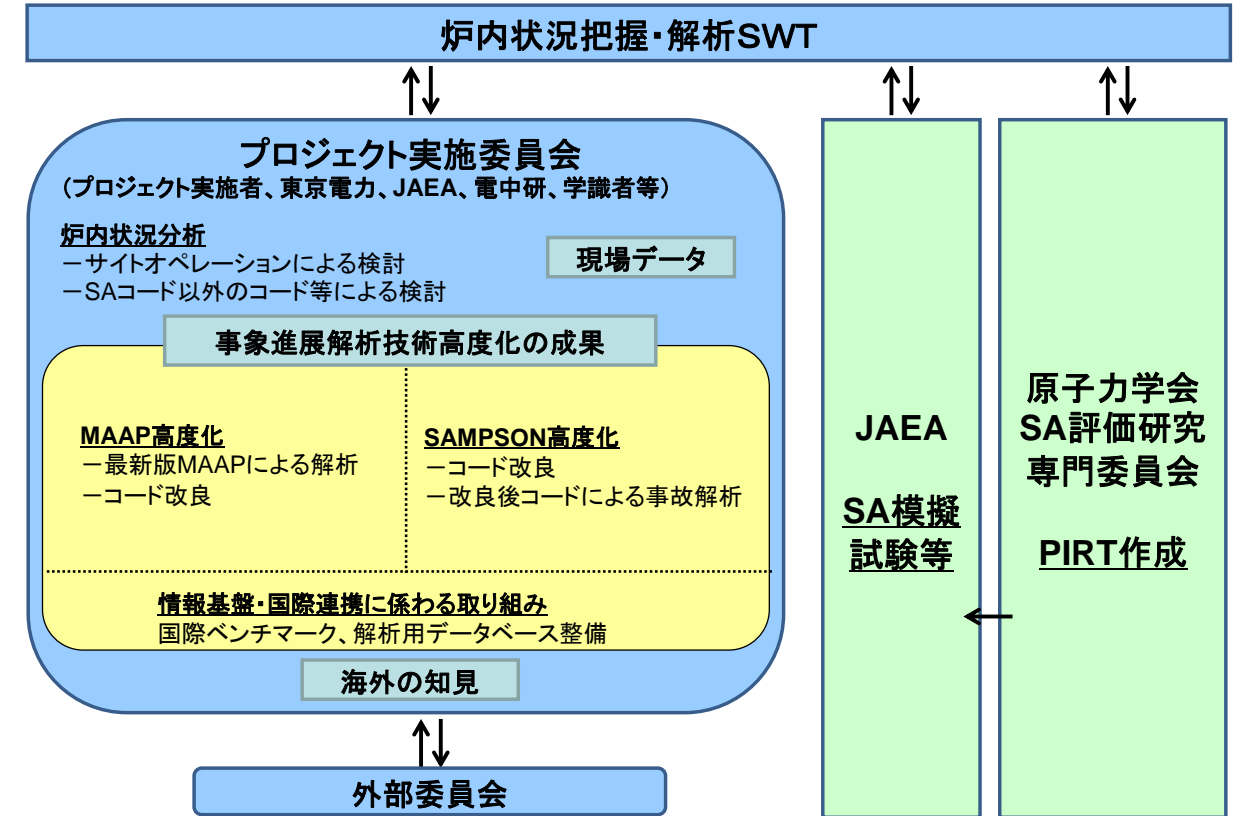
シビアアクシデントコード高度化の成果、海外の知見、現場のオペレーションから得られる情報等を活用し、炉内状況把握のための継続的な検討を実施し、福島第一原子力発電所における中長期的な廃止措置に向けた取り組みにおける燃料デブリ取り出し作業へ炉内状況に関する情報を提供する。

H24年度の実施内容

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

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

実施体制



工程表

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

必要性

燃料デブリの取り出しにかかる中長期的な対策の立案及び安全対策の策定に向けては、炉内状況を推定・把握することが不可欠であるが、現状、高線量下にある損傷炉心の直接的な観察は困難である。一方、その代替として期待される事故進展解析技術に関しては、事故進展の概要把握は可能であるものの、得られる結果に不確実性が大きく、それだけで燃料デブリの存在場所・形態、圧力容器の損傷程度等を推定するのは困難である。したがって、サイトのオペレーションから得られる情報とともに、これと並行して進められる事故進展解析技術の高度化による成果を用いて、炉内状況の推定・把握に対する取組みを継続的に実施する必要がある。

実施内容

1. 事故時プラント挙動の分析

・電源喪失から炉心溶融、水素爆発に至るまでの事象進展に関して、事故時プラントの運転操作情報及び実機計測データ等に基づき、プラント挙動の分析を行う。

2. シビアアクシデント解析コード高度化

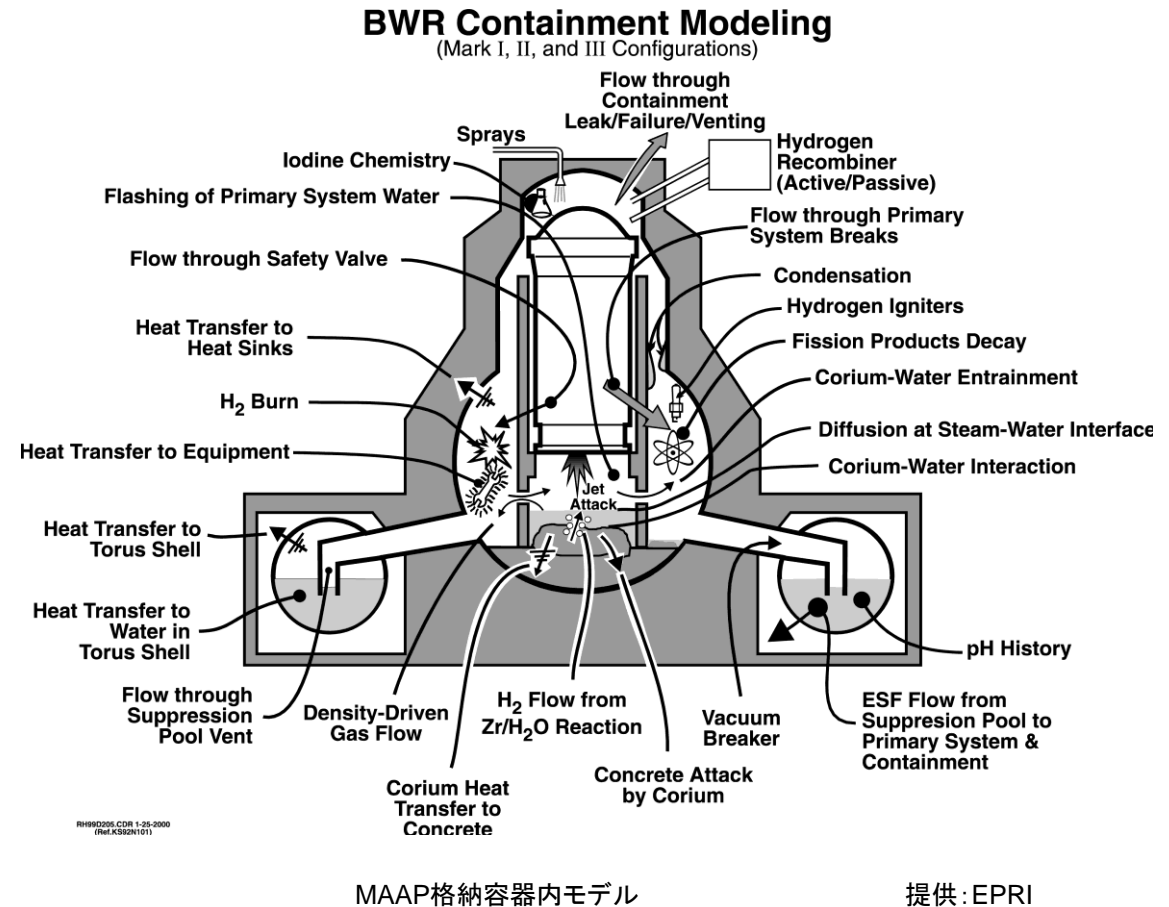
・整理した既存のシビアアクシデント解析コードの特徴及び炉内状況把握に係る各コードの適用性の評価をもとに、シビアアクシデント解析コードの高度化を図る。
 ・事故時プラント挙動の分析結果や模擬試験等による評価結果及び炉内の調査結果等を踏まえ、シビアアクシデント解析コードの高度化(炉心の下部構造を考慮した燃料デブリの移行に関するモデル追加等)を図る。

3. シビアアクシデント進展の詳細分析に資する模擬試験等

・事故時の炉内熱水力条件、燃料集合体における溶融進展、溶融物が落下した圧力容器下部ヘッドの変形及び破損等を評価するための要素試験、模擬試験及び解析モデルの開発等を行う。

4. 炉内状況の推定・把握

・1~3の成果、現場のオペレーションから得られる情報およびシビアアクシデント解析コード以外の計算コード等を用い、多角的なアプローチにより炉内状況の推定・把握に対する取組みを継続的に実施する



実施工程

事項/年度	第2期間				第3期間					
	2011	2012	2013	2014	2015 (前)	2016	2017 (中)	2018	2019	2020 (後)
1. 事故時プラント挙動の分析		プラント挙動分析								
2. シビアアクシデント解析コード高度化		適用性評価			解析コード高度化					
3. 模擬試験等による評価					事故進展解析に資する模擬試験等					
4. 炉内状況推定・把握					炉内状況推定・把握					

平成24年度主要目標

- ・デブリ特性の把握：炉内でのデブリ生成状況の推定結果を提示する。また、(U, Zr)O₂系模擬デブリの硬度データを取得するとともに、MCCI生成物に対する検討手順を示す。
- ・デブリ処置技術の開発：デブリ処理に係るシナリオ検討に必要なデータおよび検討条件の設定の考え方を整理する。また、既存処理技術の適用性検討に係るデータ蓄積を図り、技術的課題を提示する。

平成24年度の実施内容

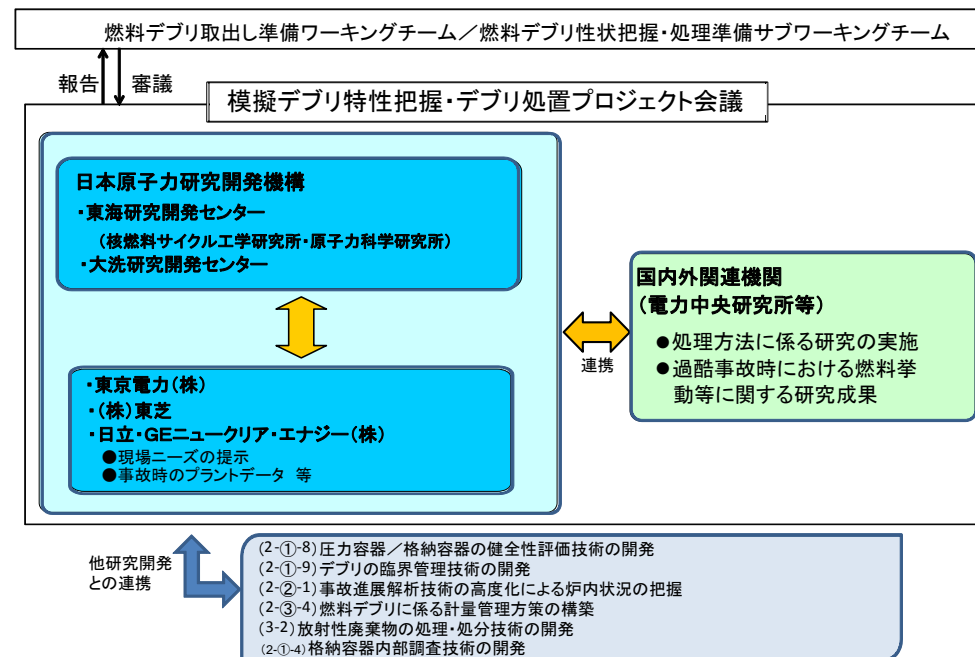
1. デブリ特性の把握

- ① 福島情報の調査・整理
 - ・MCCI生成物に係るアプローチ検討を行い、MCCI炉内情報を収集し、炉内状況把握・解析SWTと連携を図り、デブリ生成状況を推定する。
- ② 模擬デブリ作製条件の検討
 - ・現場ニーズを把握し物性リスト案を作成、硬度データ取得に向けて模擬デブリ作製条件を暫定的に設定する。
 - ・生成物で想定すべきデブリの範囲を暫定的に設定し、模擬デブリ作製条件とスケジュールを提示する。
- ③ 模擬デブリの特性評価
 - ・機械的特性(硬度等)取得に着手し、(U,Zr)O₂系模擬デブリの強度データを取得する。
 - ・福島特有の事象を把握する基礎データを取得する。(模擬デブリと海水塩、B₄C反応)。
 - ・その他デブリ特性評価については、現場ニーズ等も踏まえ柔軟に対応する。
- ④ TMI-2デブリとの比較
 - ・JAEA内保管のTMI-2デブリを用いた試験内容を検討し、実施施設を特定するとともに輸送方法の検討に着手する。また、実デブリ・サンプル取扱い時の課題検討を開始する。
- ⑤ 実デブリ特性の推定
 - ・上記の検討結果を反映し、炉内デブリの特性リスト(暫定版)を作成する。
- ⑥ 国際協力(共同研究)の検討
 - ・海外のコリウム・データベースへのアクセスや情報交換会議を開催する。

2. デブリ処置技術の開発

- ①シナリオ検討に向けた技術的要件の整理
 - ・シナリオ検討に必要なデータ(物性値、評価用の諸数値等)および検討条件(比較評価項目・評価指標等)の設定の考え方を整理する。
- ②既存処理技術の適用性検討
 - ・各種模擬デブリを用いて、湿式・乾式処理技術の評価を進め、技術的な課題点と上記技術要件の整理を受けた計画を提示する。

実施体制



実施工程

事項/年度	2012年度				2013
	2011	4月	7月	10月	
1. デブリ特性の把握					
①福島情報の調査・整理		炉内情報を収集、炉内状況把握・解析SWTと連携を図り、デブリ生成状況を推定			
②模擬デブリ作製条件の検討	サンプリング・取出し方法の調査	模擬デブリ作製条件検討、MCCIデブリ条件・計画検討			
③模擬デブリの特性評価	設備整備、基礎データ取得	機械的物性(硬度)の測定、福島特有事象の影響評価			
④TMI-2デブリとの比較		実施内容検討及び実施施設の選定、準備作業			
⑤実デブリ特性の推定		実デブリの特性リスト(暫定版)の作成			
⑥国際協力の検討	技術調査	国際協力の調整(海外コリウムデータベースへのアクセス、情報交換会議、他)			
2. デブリ処置技術の開発	技術検討	シナリオ検討に向けた技術的要件の整理、既存処理技術の適用性検討			

必要性

福島第一原子力発電所の事故は、溶融継続時間、炉心構成及び海水注入などがTMI-2の事故と異なるため、炉心内部で生成された燃料デブリも異なることが推定される。よって、燃料デブリ取り出し時には、燃料デブリの特性を把握した上で安全性を確保し、その特性に応じた取り出し治具を準備しておく必要がある。また、燃料取り出し後の処理処分の検討を行う場合には溶解性や化学的安定性等の化学的特性を把握するとともに、模擬デブリや実デブリを用いた処理・処分に係る試験を行い、燃料取り出し後の長期保管及び処理処分の見通しを得ておく必要がある。

実施内容*)

1. デブリ特性の把握

- ① 模擬デブリ作製条件の検討
 - TMI-2等を参考に福島第一原子力発電所の事故事象進展を考慮して炉内デブリ作製条件を検討する。
- ② 模擬デブリの特性評価
 - 福島第一原子力発電所復旧に係るニーズを踏まえて、作製した模擬デブリを用いた基礎物性の測定・評価、化学的特性及び物理的特性の評価・試験を実施する。
- ③ TMI-2デブリとの比較
 - TMI-2デブリ特性との比較を行い、福島第一原子力発電所からの燃料取り出しへの反映事項を整理する。

2. 実デブリの性状分析

- デブリの回収技術の確立や取り出し燃料の処理処分の検討に資するため、予備的に回収した実デブリの性状分析を行う。

3. デブリ処置技術の開発

- ① 処置シナリオの検討
 - 炉内取出し後のデブリ処置(保管・処理・処分)方策のシナリオを検討する。
- ② デブリ処置技術の適用可能性検討
 - 塩分を含有、燃料や炉内構造物が溶融したデブリに対する既存処理技術(湿式法、乾式法等)の適用可能性について検討する。
 - 放射性廃棄物の処理・処分技術開発(3-2)と連携して、処理に伴う廃棄物の廃棄体化及びデブリの直接処分を含めた処分適用性について検討する。

*) 本件の実施に当たっては、SA研究においてデブリ(コリウム)等に関する情報の蓄積のある海外機関との協力・連携を図り、その知見を反映する。

実施工程

事項/年度	第1期			第2期						
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020
				(前)			(中)			(後)
1. デブリ特性の把握	[Progress bar]									
(1) 模擬デブリ作製条件の検討	[Progress bar]									
(2) 模擬デブリの特性評価	[Progress bar]									
(3) TMI-2デブリとの比較	[Progress bar]									
2. 実デブリの性状分析	[Progress bar]									
3. デブリ処置技術の開発	[Progress bar]									

平成24年度の短期的目標

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

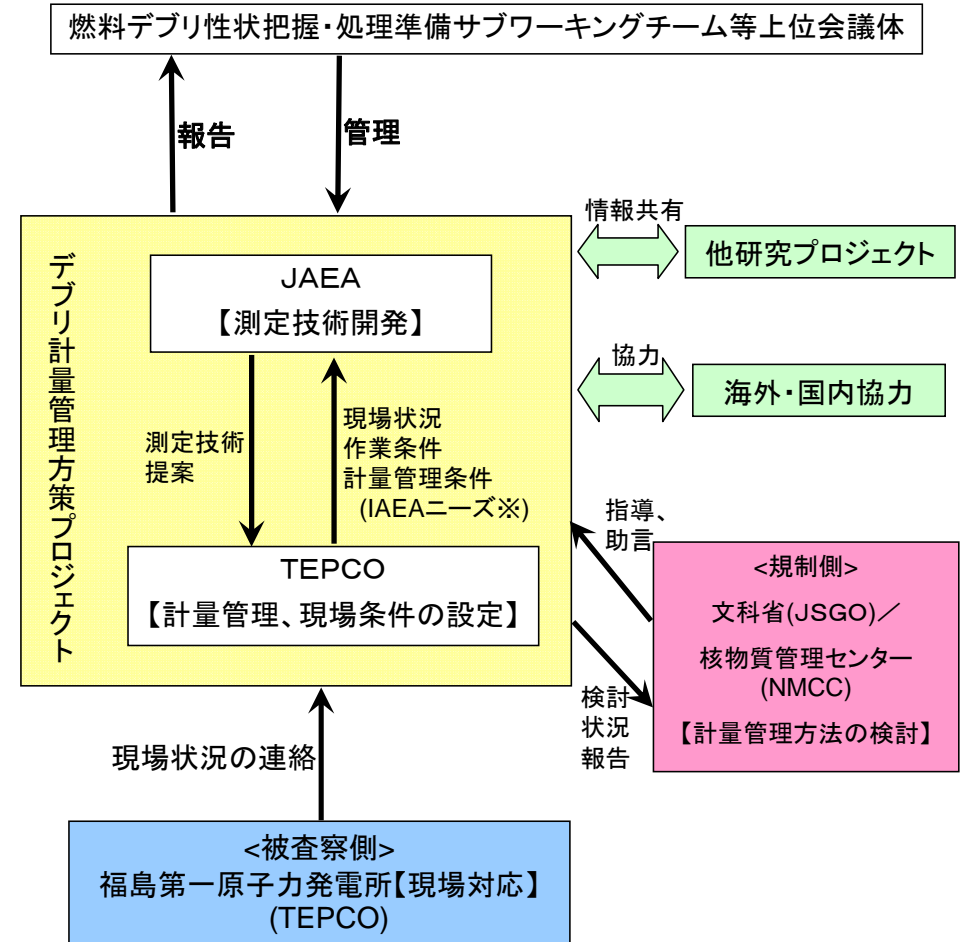
平成24年度研究開発計画

- 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
(1) TMI-2及びチェルノブイリ事故での核物質管理技術に関する情報共有
(2) 合理的な核燃料物質測定技術の適用性検討

実施工程

事項/年度	平成24年度 (2012年度)
1. 文献調査、現場管理状況調査	TMI、チェルノブイリ等調査
2. 核燃料物質の分布状況の評価	核燃料物質の分布状況の評価
3. 燃料デブリに係る計量管理手法の構築	測定技術適用性検討

研究実施体制



※ IAEAニーズへは文科省を通じて対応する

必要性

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ことが必要である。

実施内容

1. 文献調査、現場管理状況調査
 - ・TMI-2及びチェルノブイリの計量管理手法に係る文献調査及び現存する核物質の計量管理状況の調査を行い、福島第一原子力発電所の現場状況との比較を行う。

2. 核燃料物質の分布状況の評価
 - ・地震時の核燃料物質重量評価(計算値)、サンプリング調査※及び炉内調査の結果※等から核燃料物質の分布状況の評価する。
 - ※ 他の研究開発(2-①、2-③等)で得られた結果を活用する。

3. 燃料デブリに係る計量管理手法の構築
 - ・炉内からの燃料取出し・貯蔵にあたり、計量管理単位毎に、全ウラン重量、核分裂性ウラン重量、全プルトニウム重量及び核分裂性プルトニウム重量を評価する。
 - ・計量管理の作業が炉内燃料取出し工程に与える影響を考慮し、合理的にこれらの重量を評価する核燃料物質測定技術の開発及び計量管理手法の構築を行う。
 - ・重量評価のための測定技術開発、計量管理手法の構築に当たっては、IAEA等との情報交換を行う必要がある。

実施工程

事項/年度	第1期				第2期					
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020
					(前)			(中)		(後)
1. 文献調査、現場管理状況調査	TMI等調査									
2. 核燃料物質の分布状況の評価	核燃料物質の分布状況の評価									
3. 燃料デブリに係る計量管理手法の構築	測定技術適用性検討		測定技術開発				最適な測定技術の評価・適用性確認			
	合理的な計量管理手法の構築									

平成24年度主要目標

1. 廃吸着材・スラッジ等の性状調査

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

2. 長期保管方策の検討

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

3. 廃棄体化技術の検討

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

平成24年度の実施内容

1. 廃吸着材・スラッジ等の性状調査

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

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

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

2. 長期保管方策の検討

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

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

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

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

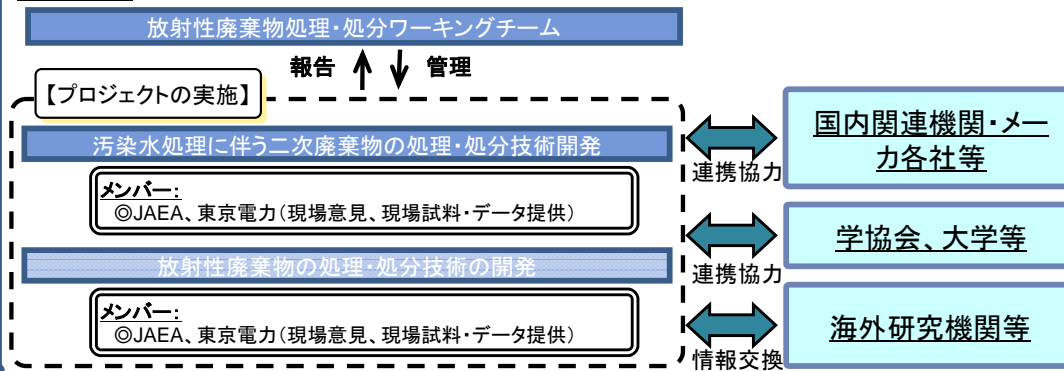
3. 廃棄体化技術の検討

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

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

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

実施体制



工程表

事項/年度	2012											
	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月
1. 廃吸着材・スラッジ等の性状把握	汚染水中の難分析核種等の分析(2011年輸送分)						汚染水中の分析(2012年輸送分)					
	分析技術開発											
	実スラッジの輸送			廃スラッジの性状調査(核種/成分分析等)								
	廃吸着材の性状調査(放射能/化学的性状評価、熱的安定性の測定等)											
2. 長期保管方策の検討	SARRY、多核種除去システムの吸着材、スラッジ等の調査											
	廃吸着材、廃スラッジ及び濃縮廃液保管容器材料の腐食試験準備						浸漬試験(γ線照射・非照射)					
	廃吸着材、廃スラッジのG値等の放射線分解基礎データの取得 廃ゼオライト実体系模擬試験による水素拡散解析の確認(吸着塔)											
	廃スラッジの熱特性データの測定及び熱解析による安全性評価											
3. 廃棄体化技術の検討	多核種除去システム廃棄物等の長期保管方策の検討											
	廃棄体化技術の調査・検討										とりまとめ	
	廃棄体化基礎試験											
多核種除去システム廃棄物等の廃棄体化の課題の抽出												

(3-1) 汚染水処理に伴う二次廃棄物の処理・処分技術開発(全体計画の概要)

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、セシウムやストロンチウム等の放射性核種の除去を実施している。汚染水の浄化システムは、ゼオライト等の吸着材を用いた複数の放射性核種吸着システム、数種の凝集沈殿システム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吸着材、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物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. 廃吸着材・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、放射能濃度分析等を実施する。

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. 廃棄体化技術の検討

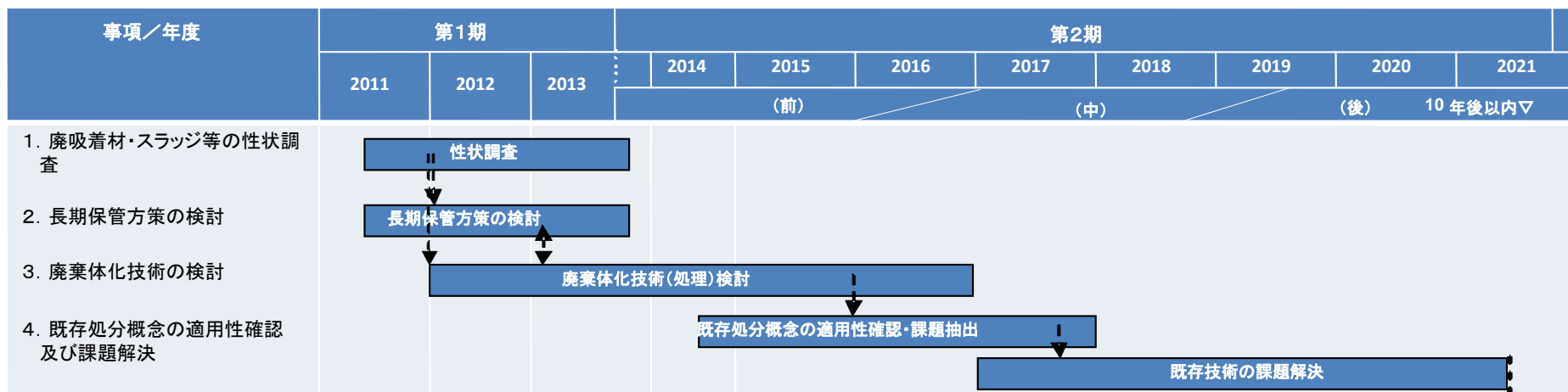
・既存の処理技術(廃棄体化技術)を基に、固型化等、廃棄体化に必要な技術を開発するとともに、廃棄体性能に関する調査を行う。

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。

実施工程



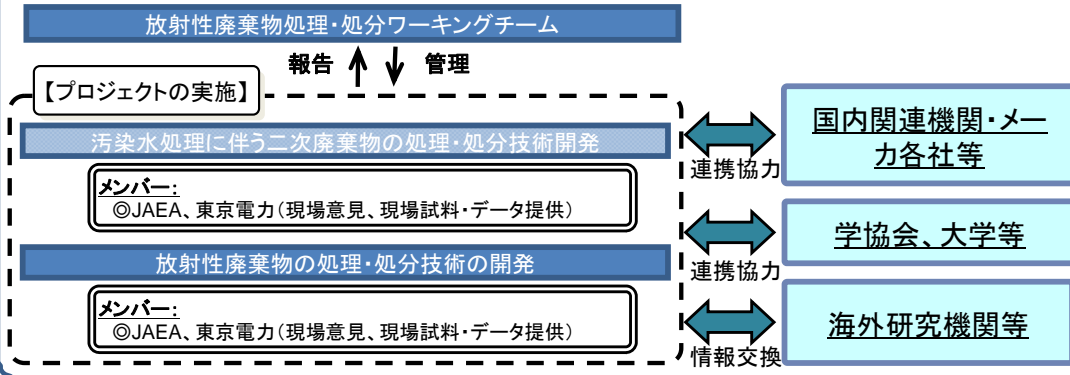
平成24年度主要目標

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

平成24年度の実施内容

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

実施体制



工程表

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

(3-2)放射性廃棄物の処理・処分技術の開発(全体計画の概要)

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ため、これらの放射性廃棄物を安全に処理・処分する見通しを得る上で必要な性状調査や技術開発を行う。

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。
5. 難測定核種分析技術の開発
 - ・ 分析方法が確立されていない処分安全評価上重要な難測定核種の分析技術を開発する。

実施工程

