

「使用済燃料プール燃料取り出し分野」H25年度実施計画(案)

平成 24 年 12 月 3 日

～「使用済燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価」「使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討」～

1. 全体概要

- 使用済燃料プールからの燃料取り出し作業そのものは、既存技術・工法の応用で対応可能である。
- 他方、今後、海水に曝された、あるいは変形・損傷の生じた恐れのある使用済燃料を取り出した後の、燃料集合体の健全性を確保していくことが重要である。現状は使用済燃料プール水の分析結果から、放射能濃度は通常時と比べそれほど高くなく、大部分の燃料は健全であると推測しているが、長期に亘り健全性を確保しながら保管するとともに、処理方法を検討することは、使用済燃料の今後の取り扱いを決めるために必要である。

2. 平成 25 年度計画(案)

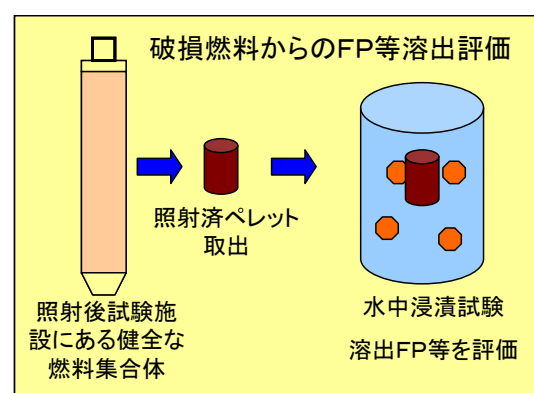
「使用済燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価」(1-1)

●共用プールでの燃料集合体の長期健全性評価

- ・長期健全性評価のための試験条件検討
1F使用済燃料プールおよび共用プールの水分析や瓦礫浸漬後の水質分析を基に、長期健全性評価のための試験条件を策定する。
- ・共用プールでの燃料集合体材料の長期健全性評価
 - ・腐食試験および強度試験: 瓦礫、塩化物イオン等による腐食への影響や、瓦礫等による被覆管損傷が腐食に与える影響を評価するため、燃料集合体の構造を模擬した未照射試験片による腐食試験及び強度試験を実施する。
 - ・共用プール保管燃料の健全性確認試験: 使用済燃料の長期的な健全性を確認する目的で、今後の評価の比較データとして共用プールに貯蔵中の使用済燃料の酸化膜厚さを調査しておく。

●燃料集合体移送による水質への影響評価

- ・破損燃料からの核分裂生成物(FP)等溶出評価
破損した燃料を共用プールに運び込んだ場合、被覆管内部の燃料ペレットから腐食性FPが溶出する可能性がある。これによる長期保管時の影響を評価するため、既に照射後試験施設に保管してある健全燃料から取り出した照射済ペレットを浸漬し、FP溶出挙動を調べる。



●長期健全性に係る基礎試験

- ・類似の照射履歴を持つ材料等による耐久性評価
前年度に開始した JAEA 施設内に保管されている使用済燃料 (45,55GWd/t) から採取した高燃焼燃料被覆管の腐食・強度特性評価試験等を継続し、照射済被覆管の健全性に及ぼす塩化物イオン、照射履歴の影響を評価する基礎試験を実施する。
- ・放射線と海水の相乗作用に関する基礎試験
材料腐食に与える放射線の影響及び水の放射線分解への海水成分の影響を調べる基礎試験を行い、影響評価法を検討する。

「使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討」(1-2)

●損傷燃料等に関する事例調査

原子力施設情報公開ライブラリーや IAEA の文献により、主要な燃料損傷の事例における取り扱いについて調査等を実施する。

●損傷燃料等の取り扱い要件整理

IAEA の文献等より、諸外国の破損燃料の取り扱い状況(燃料の損傷状態を確認するための要件、判断基準、燃料の検査方法、燃料の取り扱い方法)を整理する。

●再処理施設における損傷燃料等の取り扱い方法、事例調査

国内の再処理施設における現状の損傷燃料の取り扱いについて許認可資料の記載内容を整理、ピンホール燃料の処理実績について纏める。
また、損傷燃料の再処理実績のある海外の再処理施設へ現地訪問等を行い、損傷燃料の取り扱いについて調査を行う。

3. 国内外叡智活用に対する取組方針

損傷燃料の取扱いに係る国内外の文献調査等による情報分析を行うとともに、海外の再処理施設への現地訪問等による情報交換により得られた知見、経験を活用する。

「燃料デブリ取出し準備分野／機器・装置開発等サブワーキングチーム」H25年度実施計画(案) (1/3)

～「建屋内の遠隔除染技術の開発」「総合的線量低減計画の策定」～

1. 全体概要

- 福島第一原子力発電所において燃料デブリ取出等の廃止措置を推進していくためには、建屋内の環境改善(作業員の被ばく低減)が必要である。
- 格納容器近傍等のエリアは高線量下にあるため、遠隔装置が必要となる。「建屋内の遠隔除染技術の開発」において、遠隔除染装置を開発する。
- 被ばく低減のためには、遠隔除染技術を含め、遮へい、フラッシング等様々な線量低減策を総合的に組合せ、エリア毎に最適な方策を検討する必要がある。「総合的線量低減計画の策定」において、この検討を実施する。

2. 平成25年度計画(案)

「建屋内の遠隔除染技術の開発」(2-①-1a)

- 原子炉建屋内上層階の汚染状況確認し、遠隔除染装置を開発する。また1階のホットスポットに対して、遮へい体の遠隔設置を実証する。

- 汚染状況の基礎データ取得

原子炉建屋上層部を中心に線量率、線源、表面状態、汚染状況の調査を行う。

- 除染技術整理及び除染概念検討

平成24年度で調査した汚染状況を踏まえ、除染技術を選定し、基本方針を検討する。

- 遠隔除染装置設計製作、遠隔除染実証

上層階除染に適用する遠隔除染装置を開発し、実機適用が可能であることを確認するための実証を行う。

- 実機遮へい設置実証

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

「総合的線量低減計画の策定」(2-①-1b)

- 原子炉建屋1階(格納容器漏えい箇所調査・補修・内部調査エリア:H24実施)を除く上層階の作業エリア等について、除染技術、遮へい体設置などの様々な組み合わせにより、適切に被ばくを低減する。

- 作業エリアの状況把握

エリアを特定すると共に、エリア内の環境条件を整理し、被ばく低減計画の策定に必要な因子を洗い出す。

- 原子炉建屋内の作業計画の策定

エリア毎の目標線量率を達成させるため、除染や遮へい技術を適切に組み合わせ、個々の作業エリア毎に最適な被ばく低減方法を選定し、被ばく低減計画を策定する。

3. 人材育成及び国内外叡智活用に対する取組方針

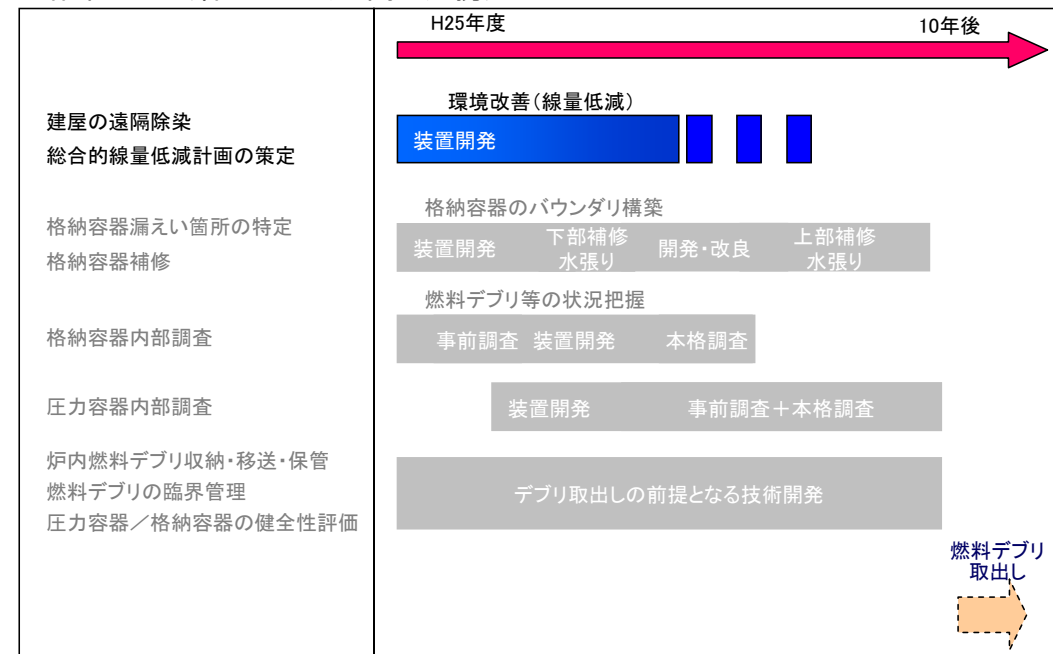
- 中長期的な人材育成

関連技術の学会や分科会、セミナー等にて、大学、研究機関や関連素材、部品メーカー等の企業に所属する若手を対象に実施計画や技術課題を紹介することにより、関心を持ってもらう(啓蒙活動)。また補助事業者所属の若手技術者や研究者には、国内外の関連技術調査、国内外の学会等における評価や成果発表、討議を経験させてスキルアップを図る。

- 国内外の叡智の活用

装置開発に必要な技術の一部では、国内外の叡智を反映して作成した技術カタログを活用して一般競争入札等を行い、国内外からベンダーを選定する。

<<作業フロー(各プロジェクト間の連携)>>

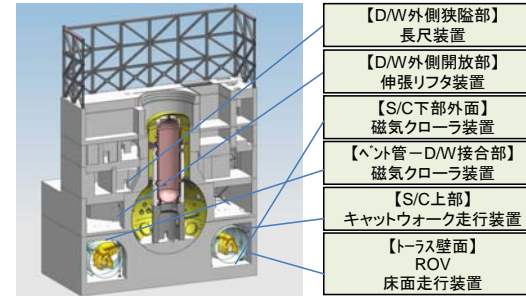


「燃料デブリ取出し準備分野／機器・装置開発等サブワーキングチーム」H25年度実施計画(案) (2/3)

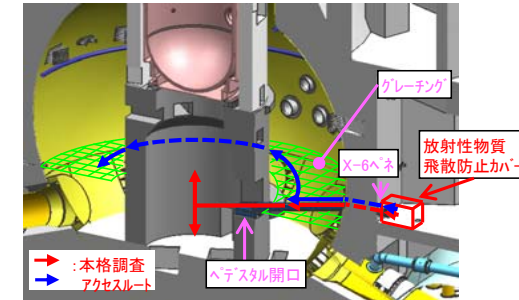
～「格納容器漏えい箇所特定技術の開発」「格納容器補修技術の開発」「格納容器内部調査技術の開発」～

1. 全体概要

- 炉心燃料を取り出すためには、遮へい等の観点から原子炉格納容器(PCV)内を原子炉圧力容器(RPV)と共に水で満たした状態にすることを想定している。RPVとPCVのバウンダリ機能を喪失した状態であることから、PCVを補修することによりバウンダリを再構築する必要がある。
- PCV近傍は高線量で、狭隘な箇所が存在し、PCV下部(圧力抑制室等)は浸水している状況にある。こうした環境下において、損傷箇所を特定し補修するための装置の開発を、「格納容器漏えい箇所特定技術の開発」及び「格納容器補修技術の開発」にて実施する。
- 燃料デブリの取出しに向けてPCV内のデブリの位置及び状況や、RPVを支持するペDESTAL等の状況を確認するための調査が必要であり、「格納容器の内部調査技術の開発」においてこのための装置を開発する。



格納容器漏えい箇所特定
(漏えい箇所調査装置イメージ)



格納容器内部調査
(燃料デブリ位置把握のためのアクセスルート(案))

2. 平成25年度計画(案)

「格納容器漏えい箇所特定技術の開発」(2-①-2)

●点検調査装置の開発・改良

平成24年度の検討成果を基に、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開発を実施する。

「格納容器補修技術の開発」(2-①-3)

●補修(止水)装置の開発(格納容器下部用)

平成24年度の検討成果を基に、トラス室壁面、サプレッションチェンバに係わる補修装置の開発を行う。

損傷不明な箇所の補修工法の検討、補修支援装置の開発を行う。

●補修(止水)装置の開発(格納容器上部用)

損傷の可能性が高い箇所に係る補修装置、遠隔補修装置の開発を行う。

「格納容器内部調査技術の開発」(2-①-4)

●アクセス方法と装置の開発

平成24年度の検討成果に基づき、本格調査用 装置の開発を行う。

●PCV内部の放射性物質に対する対策

PCV内部から放射性物質が飛散することによる被ばく対策の開発を行う。

●検査装置・技術の開発

アクセス装置に搭載する内部調査用機器(内部状況、環境、デブリ性状)の開発を行う。

●PCV内部事前調査装置の開発及び現場実証

PCV内部事前調査(ペDESTAL外側、ペDESTAL開口部周辺)に向けて装置開発を行い、開発した装置によりPCV内部の状況調査及び本格調査装置開発のための設計インプットを取得する。

3. 人材育成及び国内外観智活用に対する取組方針

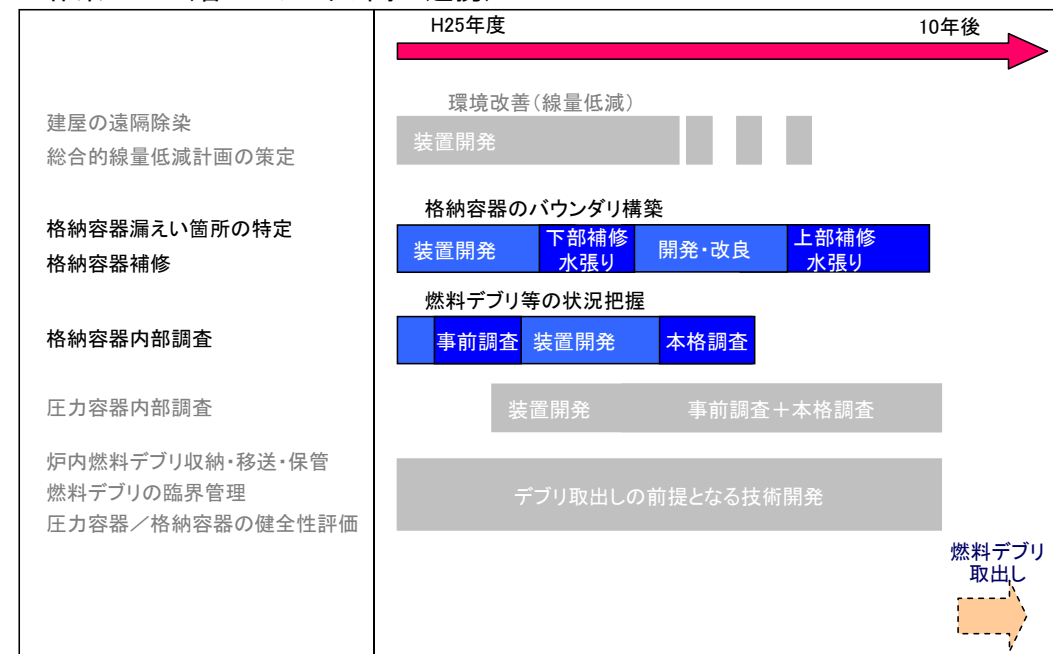
●中長期的な人材育成

関連技術の学会や分科会、セミナー等にて、若手を対象にした啓蒙活動を行う。また若手技術者や研究等の、関連技術調査、学会等への参加によりスキルアップを図る。

●国内外の観智の活用

装置開発に必要な技術の一部では、国内外の観智を反映して作成した技術カタログを活用して一般競争入札等を行い、国内外からベンダーを選定する。

<<作業フロー(各プロジェクト間の連携)>>



「燃料デブリ取出し準備分野／機器・装置開発等サブワーキングチーム」H25年度実施計画(案) (3/3)

～「圧力容器内部調査技術の開発」「炉内燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発」「燃料デブリの臨界管理技術の開発」「圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発」～

1. 全体概要

□燃料デブリ取出し開始の前提となる技術開発

PCV冠水を達成した後、燃料デブリ取出しを開始するために不可欠な主要課題の内、H25年度は以下の技術開発に取組んでいく。

- 圧力容器内部調査技術の開発
- 炉内燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発
- 燃料デブリの臨界管理技術の開発

□健全性評価/寿命延伸のための技術開発

また、全作業工程と並行し、燃料デブリ取出し完遂まで期間、主要機器の構造健全性を確保するための、健全性評価技術および寿命延伸技術の開発を行う。

2. 平成25年度計画(案)

「圧力容器内部調査技術の開発」(2-①-5)

●RPV内部の調査計画の立案

燃料デブリ取出し方法のシナリオを検討し、調査項目、対象部位を決定する。また、調査対象部位までのアクセス、各種調査、デブリのサンプリング等の概念工法を検討し、開発計画を立案する。

●事前調査計画策定と装置開発

RPV内部の状態を確認するための事前調査に用いる装置の開発を行う。系統配管等からRPV内部にアクセスする計画とし、装置の開発を行う。

「炉内燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発」(2-①-7)

●燃料デブリ収納缶の開発計画を立案する。

燃料デブリを収納・移送・保管するための収納缶の開発に資するために、国内外の破損燃料(リーカ燃料含む)の輸送・貯蔵技術に係る実績について調査を実施する。

●炉内燃料デブリを対象とした保管システムの検討

福島第一原子力発電所の状況を考慮した炉内燃料デブリ向けの保管システムとして、プール貯蔵や乾式貯蔵(金属キャスク、コンクリートキャスク等)の適用性検討を開始する。

「燃料デブリの臨界管理技術の開発」(2-①-9)

- ・臨界シナリオに基づき臨界解析評価を実施する。燃料デブリに対応した反応度モデルを検討し、臨界となった場合の中性子応答の解析評価を行う。
- ・本格水処理システム用の未臨界度推定システムについて機器設計・開発と性能評価を行う。
- ・PCV内用の中性子検出器および、PCV外用のFPガンマ検出器のシステムについて機器設計・開発と性能評価を行う。
- ・燃料デブリ取出し時に適用する中性子吸収材の材料開発を進める。
- ・燃料デブリの臨界量及び性状の不確かさの感度を解析するとともに、再臨界時挙動解析手法の開発環境を維持・改良する。

「圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発」(2-①-8)

●実機条件をより詳細に考慮した条件での健全性評価実施

- ・RPV/PCV及びRPVペDESTALに対し、冠水前の水位レベルにおける余寿命評価を行い、平成24年度の冠水時の結果との比較評価を行う。
- ・高温デブリ落下によるコンクリートの侵食を考慮したRPVペDESTALの構造健全性評価を実施する。
- ・原子炉注水配管等を対象とし、流動条件下での腐食評価を行う。またノズル等の異種金属接触による腐食加速影響を評価する。
- ・PCV内面塗装の高温履歴や照射による劣化状態を考慮した腐食速度を評価し、余寿命評価への影響を検討する。

●腐食抑制策の有効性確認

- ・防錆剤の濃度による腐食抑制効果データを取得し、実機適用性を評価する。

3. 人材育成及び国内外観智活用に対する取組方針

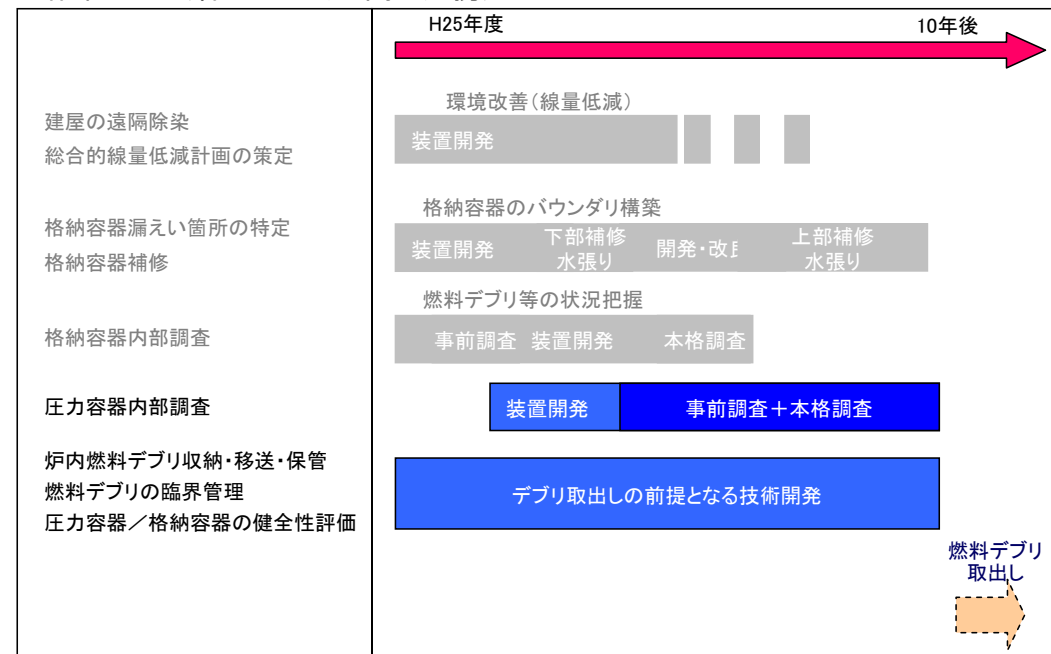
●中長期的な人材育成

関連技術の学会や分科会、セミナー等にて、若手を対象にした啓蒙活動を行う。また若手技術者や研究等の、関連技術調査、学会等への参加によりスキルアップを図る。

●国内外の観智の活用

装置開発に必要な技術の一部では、国内外の観智を反映して作成した技術カタログを活用して一般競争入札等を行い、国内外からベンダーを選定する。

<<作業フロー(各プロジェクト間の連携)>>



「燃料デブリ取出し準備分野／炉内状況把握・解析サブワーキングチーム」H25年度実施計画(案)

～「事故進展解析技術の高度化による炉内状況の把握」～

1. 全体概要

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。

2. H25年度計画(案)

□ MAAP改良および解析

● MAAPのモデル追加・改良とその検証

- ・炉心溶融物の移行経路の複数化とそれに伴う炉内構造物との熱的相互作用
- ・下部プレナム(原子炉圧力容器底部)の炉心溶融物の挙動と構造物との熱的相互作用
- ・炉心溶融物の移行経路の複数化を受けたRPV破損条件
- ・格納容器床面での炉心溶融物の拡がりの不均一性

● 改良版MAAPコードによる福島事象進展解析

最終的に検証された改良版MAAPコードを使用して、1号機から3号機の福島事象進展解析を行ない、現時点での炉心溶融物の位置、量等の炉内状況を示す。

□ SAMPSON 改良および解析

● SAMPSONのモデル追加・改良とその検証

- ・圧力抑制プールの温度成層化現象のモデル化(右図a)
- ・ペDESTAL部におけるデブリ・構造物相互作用モデルの改良(b)
- ・高温条件における共晶反応及び酸化反応モデルの改良(c)
- ・圧力容器下部プレナムモデルの改良(d)
- ・圧力容器内熱流動モデル高度化(e)

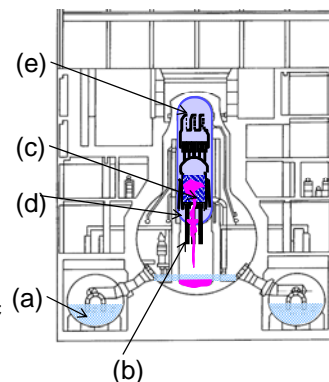
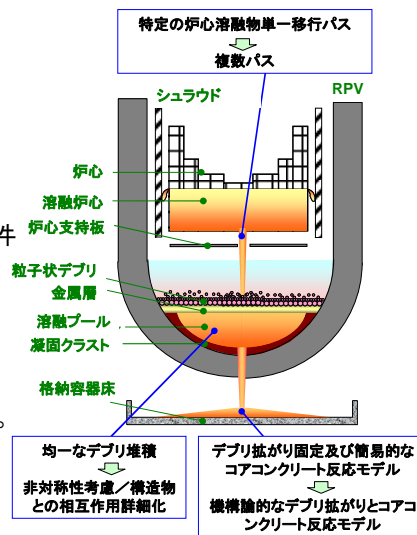
● 改良コードによる福島第一原子力発電所1～3号機の解析

前記の改良モデルを反映して、圧力容器内と格納容器内の事故後数日間の事故進展挙動を解析し、デブリの位置を含めた炉内状況を把握する。また、BSAFプロジェクト(後述)に参加し、BSAF解析条件に従った解析を実施し、他の参加機関の解析結果との差異を比較・検討する。

□現場オペレーション等から得られる情報を活用した炉内状況把握

● 各種コードによる評価

原子炉容器及び格納容器形状を詳細にモデル化できる汎用熱流動解析コード等を用いて、溶融デブリの存在位置等をパラメータとした熱流動解析を行い、格納容器エントリで実測された温度分布等との比較を実施する。



□国際ベンチマーク(OECD/NEA BSAFプロジェクト)の実施

福島第一原子力発電所事故に関する国際ベンチマーク解析プロジェクト(BSAFプロジェクト: Benchmarks Study of the Accident at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station)を、H24年度から継続して実施。H25年度中に最終解析結果を得る計画。

● 目的

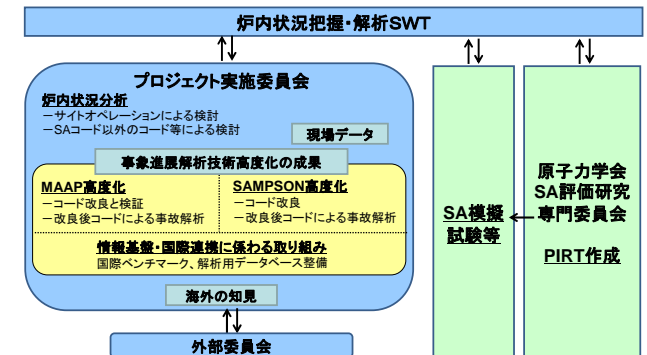
- ・国内外のシビアアクシデント専門家の叡智を結集し、事象進展および炉内状況に関する知見を国際協力により得ること
- ・各国のシビアアクシデント解析手法・解析コードの高度化に国際貢献すること

● 参加国

アメリカ、韓国、スイス、スペイン、ドイツ、日本、フランス、ロシア

実施体制

H24年度に引き続き、東京電力と研究開発プロジェクト実施者の連携を強化するため、右図に示すとおり、プロジェクト実施委員会を設けて、プロジェクトの効果的な推進の中核を担わせる。



・シビアアクシデント模擬試験等

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(事故時の熱水力挙動評価手法開発、事故時の燃料損傷及び溶融進展の評価、構造物・圧力容器の挙動に関する評価)準備、予備試験及び解析等を実施。

・原子力学会との連携

原子力学会でのシビアアクシデント現象評価の知見収集・整理に関する活動(PIRT開発活動等)から解析コード高度化に必要な知見を取得。

3. 人材育成および国内外叡智活用に対する取り組み方針

人材育成に係る取り組み

□大学・研究機関における人材育成への取り組みへの支援

● 委託を通じた大学の活用

● 学会活動を通じた大学・研究機関の活用

- ・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 SAMPSON分科会において、SAMPSONコードを貸与。若手研究者を中心にシビアアクシデント評価の研究に活用。
- ・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PIRT分科会と共同作業にてPIRT作成。議論の経緯を整理することで、課題の明確化、知見の整理が図られ、今後の研究課題の選定のみならず、人材育成にも活用できる。

□実施機関における取り組み

- 現場作業および研究開発プロジェクトを推進する上で必要な人材を計画的に育成
- 20代・30代の若手職員を20名以上プロジェクトへ登用

国内外叡智の活用

□OECD/NEA BSAFプロジェクトの実施

□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PIRT分科会との連携

「燃料デブリ取出し準備分野／燃料デブリ性状把握・処理準備サブワーキングチーム」H25年度実施計画(案)

～「模擬デブリを用いた特性の把握」「デブリ処置技術の開発」「燃料デブリに係る計量管理方策の構築」～

1. 全体概要

□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。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。

□原子炉建屋内外の破損燃料中に含まれる核物質量を正確に定量する技術等を検討し、その結果に基づき複数の分析方法を組み合わせた合理的な計量管理技術等を構築する。また、燃料デブリ取出し、搬出時の検認手段等、国、IAEA との協議結果に応じた核物質管理に関する要件を検討し、開発項目を抽出する。

2. 平成 25 年度計画(案)

「模擬デブリを用いた特性の把握」(2-③-1)

●模擬デブリの特性評価(模擬デブリの作製条件の検討を含む)

- ・ 事故時の炉内状況に係る情報、TMI-2 の知見を始めとする SA 研究の知見、SA 解析コードの評価結果等に基づいて、実デブリの組成、性状等を推定する。その上で、推定結果から設定する条件で模擬デブリを作製する。
- ・ 昨年度選定した、サンプリング・取出し検討に必要と考えられる物性値(現場ニーズの高い硬度等の機械的特性)について、切削性に与える影響をコールド試験により評価する。
- ・ 生成条件の異なる(U,Zr)O₂系模擬デブリを作製し、切削性への影響を確認しつつ機械的物性について、データを取得する。
- ・ デブリ性状の推測のためのデータとして、福島特有事象である B4C やコンクリート等との反応、さらに MOX 燃料からの生成デブリを想定した系で、熱物性等の基礎データの取得を継続する。
- ・ 昨年度実施した MCCI 生成物に係るアプローチ検討の結果にしたがい、MCCI 反応生成物に関する研究開発を進める。

●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を、次年度に実施するための準備を進める。

●実デブリ特性の推定

- ・ 上記の研究開発成果を反映し、推定される炉内デブリの種類と特性リストを更新する。

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

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

注) 本表は現時点での暫定版であり、今後の新しい知見等により変更が生じる可能性があります。
新たに取得すべき物性 SA研究等による知見も活用

「デブリ処置技術の開発」(2-③-3)

●シナリオ検討に向けた技術的要件の整理

- ・ デブリ処置方策として考えられる選択肢について、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)を基に、各選択肢の得失を評価し、概略の検討結果をとりまとめる。

●既存処理技術の適用性検討

- ・ 模擬デブリを用いて湿式・乾式等処理技術の成立性に係る基礎的なデータを取得する。

「燃料デブリに係る計量管理方策の構築」(2-③-4)

●文献調査、現場管理状況調査

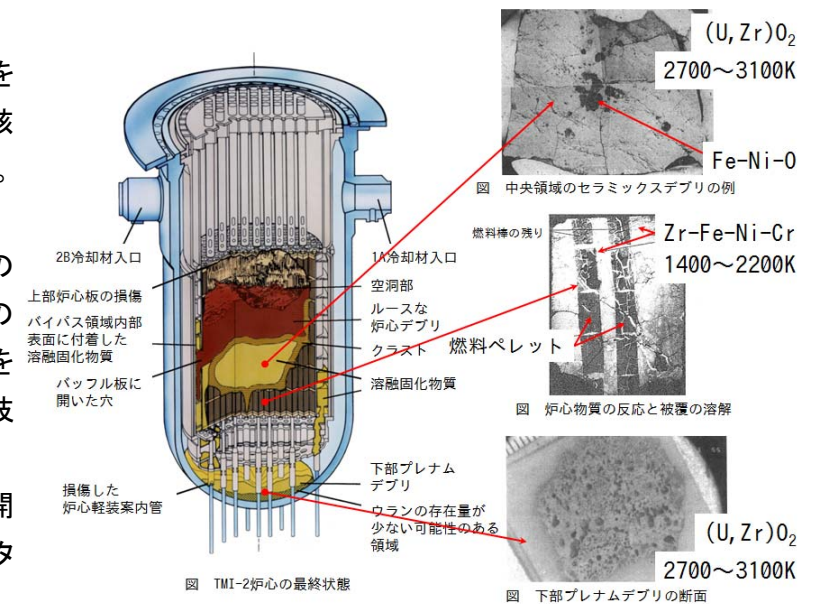
- ・ TMI-2 及びチェルノブイリ事故での核燃料物質測定技術、計量管理手順について文献調査、聞き取りによる情報収集及び情報整理を継続し、福島第一原子力発電所との比較検討を実施する。

●核燃料物質の分布状況評価

- ・ ガレキ、汚染水の核物質調査結果等を整理する。調査結果等から廃棄物中の核物質測定技術開発の必要性を検討する。

●測定技術の適用性検討

- ・ 福島第一原子力発電所に適用可能性のある核燃料物質測定技術の調査とその評価を実施し、H26 年度以降技術開発を実施する実用化の可能性のある候補技術を選定する。
- ・ 核燃料物質測定技術の基礎的な技術開発、適用可能性評価のための基礎データを取得する試験を継続する。



燃料デブリ(TMI の例)

3. 人材育成及び国内外観智活用に対する取組方針

●人材育成

- ・ 国際協力相手機関への人材派遣など、研究開発を通じた人材育成について検討する。また関係組織が協力し、若手技術者の能力向上・知見拡大に努め、長年にわたるデブリ関連研究の確実な実施及び必要な人材を確保する。

●国内外観智の活用

- ・ 有識者、企業等、原子力の枠外からも意見を伺い、知見の活用を図る。
- ・ 海外のコリウム・データベースへアクセスするとともに、INL、CEA 等との情報交換会議を開催、具体化した協力内容について手続きを進める。
- ・ DOE-JAEA 保障措置協力取極めに基づく共同研究を実施する。
 - 燃料デブリ測定技術の調査及び技術リストの作成
 - 各技術の適用性を評価する項目及び手法の検討
 - 検討した手法を用いた各測定技術の適用性評価
 - 開発を行う燃料デブリ測定技術の選定

「放射性廃棄物処理・処分分野」H25年度実施計画(案)

～「汚染水処理に伴う二次廃棄物の処理・処分技術の開発」「放射性廃棄物の処理・処分技術の開発」～

1. 全体概要

事故により発生した廃棄物は、燃料破損に由来する核分裂生成物^{※1}やα核種^{※1}が付着していることや、海水注入に起因した塩分^{※2}を含む等、従来の原子力発電所の運転・解体で発生する廃棄物とは異なる特徴がある。

これらの廃棄物を安全に処理・処分するための見通しを得ること、処理・処分するまでの期間は安定に保管管理することを目的に、発生した廃棄物の物理化学的特性、核種組成や放射能データ等の性状について幅広く分析調査をまず実施する。なお、これらの性状調査は、廃棄物が多種多様であること、核種組成が不明な上、分析手法が確立されていない核種があること等から相当の期間と研究開発を要することが想定される。

性状調査の結果を基に、上記目的を実現するための「長期保管方策」、「廃棄体化技術」、「処分の安全性」に関する研究開発を行う。

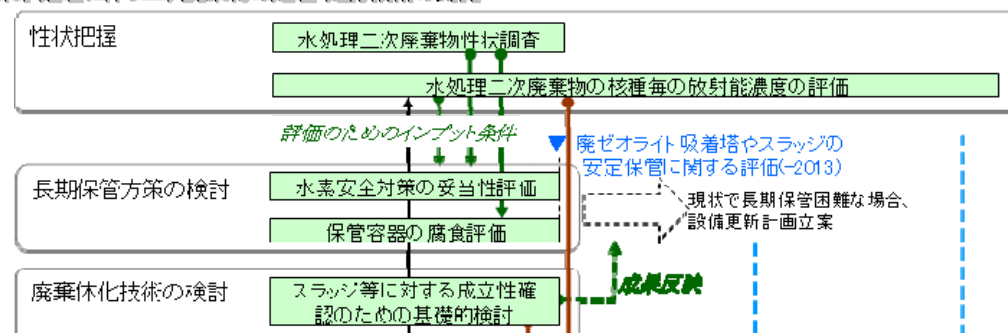
※1: 半減期の長い核種があるため、環境への影響を考慮する必要がある

※2: 保管容器を腐食させる原因となる、処分場のバリア性能を悪化させる等の悪影響がある

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

図1. 中長期ロードマップの抜粋

(2-1) 汚染水処理に伴う二次廃棄物の処理・処分技術の開発



(3-2) 放射性廃棄物の処理・処分技術の開発

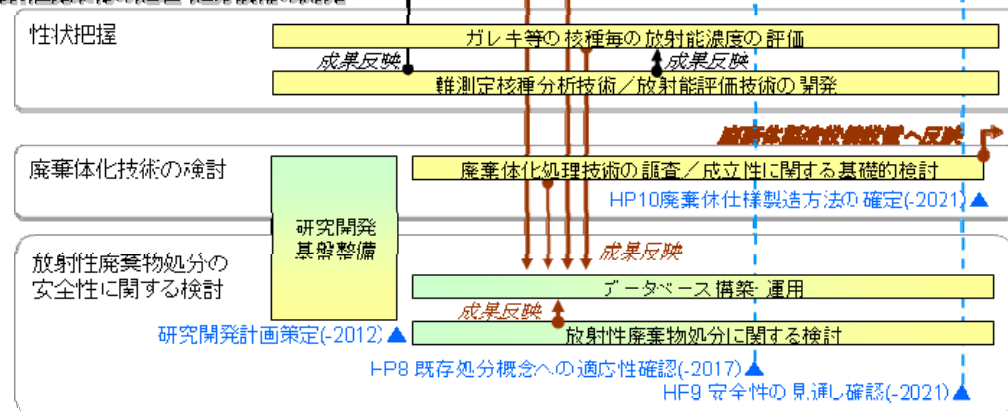


図2. 今後10年程度の計画の概要

2. 平成25年度計画(案)

「汚染水処理に伴う二次廃棄物の処理・処分技術の開発」(3-1)

●廃吸着材・スラッジ等の性状調査

「長期保管方策の検討」、「廃棄体化技術の検討」、「処分の安全性に関する検討」に資するため、水処理二次廃棄物の性状分析を実施する。

- ・ 汚染水及び処理工程中の処理水の分析結果に基づき二次廃棄物の核種組成の評価を進める(図3)。
- ・ 吸着シミュレーション解析及び模擬試験を進め、代表的な廃ゼオライト吸着塔内部のセシウム濃度分布を試算する。また、熱伝導率等の保管に係わる性状データを評価する。
- ・ 第二セシウム吸着装置、多核種除去設備から発生する二次廃棄物の性状把握のためのデータの収集を継続する。

●長期保管方策の検討

水処理二次廃棄物は、処理・処分技術の確立まで安全に保管する必要がある。長期保管に係る安定性を確認するために、廃棄物からの水素発生や容器の腐食等に関する評価を進め、長期保管の方法を検討する。

- ・ 廃ゼオライト、スラッジ等の保管容器材料を対象に、腐食基礎試験等の結果から、材料腐食を評価し、現行保管方策の妥当性を確認する。(図4)
- ・ 廃ゼオライト吸着塔について、解析及び実体系模擬試験により、現行の水素安全対策の妥当性を確認する。また、スラッジ保管の安全性(水素、崩壊熱)を確認する。

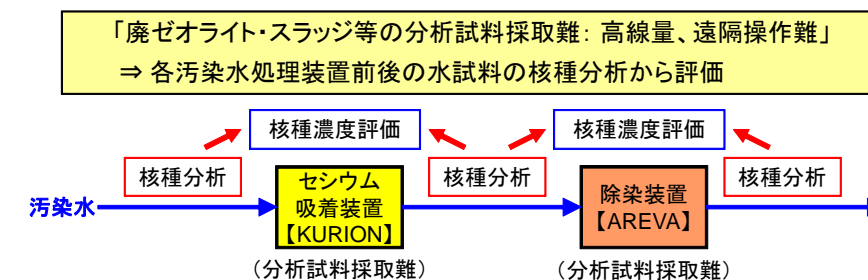


図3 二次廃棄物の核種組成の評価

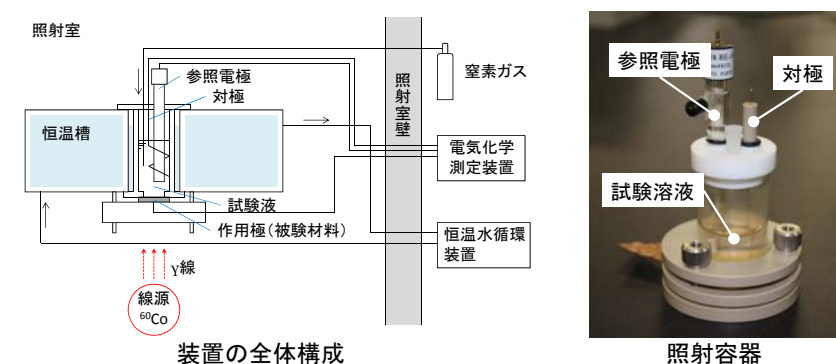


図4 γ線照射下での材料腐食試験装置の例

●廃棄体化技術の検討

長期保管方策の検討において、十分な保管性能が担保されないケースに対応し、処分を見据えた廃棄体化に係る処理技術の基礎的検討を実施する。

- ・ 廃ゼオライト・スラッジに関する基礎試験を継続し、適用可能な技術を提案する。
- ・ 多核種除去設備等から発生する二次廃棄物の廃棄体化のための技術調査及び必要に応じて基礎試験を実施する。

「放射性廃棄物の処理・処分技術の開発」(3-2)

●ガレキ等の性状調査等

ガレキ等の核種分析を実施し、場所や線量に対する核種組成の特徴を検討する。対象核種は、廃棄物の処分を検討する上で重要となる核種約30種とする。

●難測定核種分析技術の開発

分析実績がない難測定核種の分析フロー検討や高線量廃棄物に対応可能な分析技術の開発を実施する。

- ・ 高線量廃棄物試料等の分析に対応するため、キャピラリー電気泳動法及びレーザー共鳴電離質量分析を用いた簡易な分析システムの開発を実施する。

●廃棄体化技術の検討

(3-1)「廃棄体化技術の検討」の技術調査結果を基に処理技術、廃棄体化技術等に関する既存技術の調査を実施するとともに、廃棄物の処理への既存技術の適用性確認に向けた技術比較等を実施する。

●放射性廃棄物処分の安全性に関する検討

得られた成果や情報を体系的かつ継続的に整理可能なデータベースの構築を進めるとともに、既存処分概念への適用性確認に関する検討を継続する。

- ・ プロトタイプデータベースの検討、試運用を行うとともに、改良案の検討を実施する。
- ・ 処分技術、処分安全評価技術等に関する既存技術の調査を実施する。既存処分概念への適用性確認に向けた基礎的な検討を実施する。

3. 人材育成及び国内外観智活用に対する取組方針

国内大学、研究機関、メーカー等並びにIAEA等海外機関との連携を強化し、分析技術開発、インベントリ評価技術等に関する情報を共有することによって国内外の観智を活用し、効果的、効率的に研究開発を進めていく。

また、上記の研究開発を通じて廃棄物処理処分に関する研究に携わる人材の育成を図る。

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

平成25年度の主要目標

瓦礫の影響を模擬した浸漬試験結果から長期健全性評価のための試験条件を策定する。共用プールの水質変化を模擬した非照射燃料部材の腐食試験、強度試験を行い、長期健全性に及ぼす水質影響評価技術を確認する。使用済ペレットの共用プール水質への溶出挙動評価技術を確認する。

平成25年度の実施内容

1. 共用プールでの燃料集合体の長期健全性評価技術開発

(1)長期健全性評価のための試験条件検討

1F使用済燃料プールおよび共用プールの水分析結果や瓦礫浸漬後の水質分析結果を基に、長期健全性評価のための試験条件を策定する。

(2)共用プールでの燃料集合体材料の長期健全性評価技術開発

①長期健全性評価技術開発:燃料集合体の構造等を模擬した未照射試験片による腐食試験及び強度試験を実施し、共用プールに持ち込まれる瓦礫等が腐食に及ぼす影響や、瓦礫による損傷による腐食影響を評価する手法を確認する。

②共用プール保管燃料の健全性確認手法の確認:1F使用済燃料プールから移送する燃料の長期的な健全性確認手法を確認するため、使用済燃料集合体の酸化膜厚さ測定等の測定技術、ルーチンを開発すると共に、今後の評価の比較データとして共用プールに事故前から保管されていた燃料集合体の酸化膜厚さを調査する。

2. 燃料集合体移送による水質への影響評価技術開発

(1)破損燃料からのFP等溶出評価技術開発

既に照射後試験施設に保管してある健全燃料から取り出した照射済ペレットを共用プール模擬水などに浸漬し、FP等の溶出挙動を調べる。

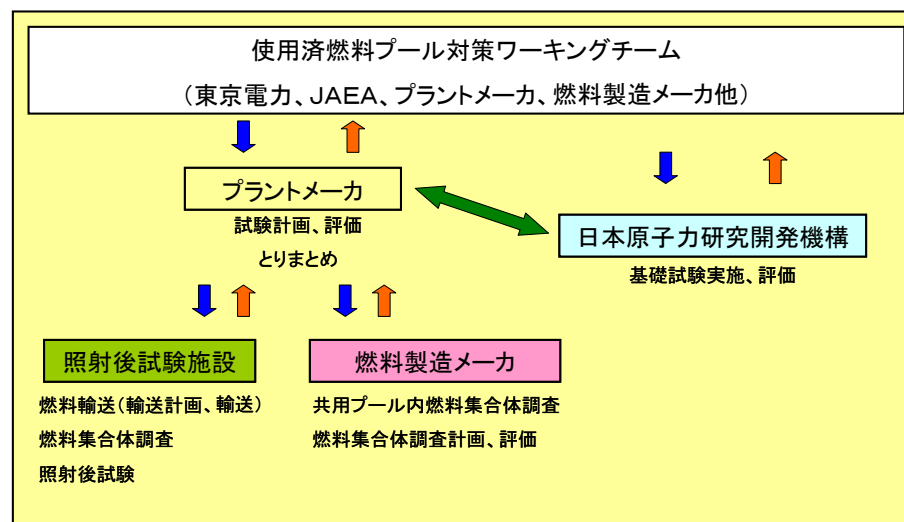
3. 長期健全性に係る基礎試験

事故を経験した燃料集合体被覆管と比較するため、健全燃料の使用済燃料被覆管を用いた加速腐食試験などの基礎試験を行う。

実施工程

事項/H25 期	1/4	2/4	3/4	4/4
1 共用プールでの燃料集合体の長期健全性評価技術開発	浸漬試験条件策定			
	瓦礫浸漬後の水質分析			
	共用プール模擬環境下での未照射材腐食試験、強度試験			
	共用プールでの保管燃料酸化膜厚さ測定			
2 燃料集合体移送による水質への影響評価技術開発	使用済燃料の溶出試験			
3 長期健全性に係る基礎試験	健全燃料による加速腐食試験			

実施体制



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

共用プールでの長期保管が想定される燃料集合体の今後の最適な保管方法を確立するため、また、将来の再移送時の取り扱い時健全性を確保するため、実機燃料の調査/試験結果を基に長期にわたる燃料健全性を適切に推定できる評価手法を開発する必要がある。

実施内容

1. 共用プールでの燃料集合体の長期健全性評価技術開発

(1) 長期健全性評価のための試験条件検討

1F使用済燃料プールおよび共用プールの水分析や瓦礫浸漬後の水質分析を基に、長期健全性評価のための試験条件を策定する。

(2) 共用プールでの燃料集合体材料の長期健全性評価技術開発

- 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、異種金属接触部、すき間部位、溶接部の腐食状況調査および強度試験を行い、事故後の水質環境に晒された使用済燃料の状態を把握する。
- ② 長期健全性評価手法の確立: 輸送した使用済燃料集合体の異種金属接触部、すき間部位、溶接部などから試験片を採取し、共用プールの水質を模擬した条件下および加速条件下で浸漬試験を実施し、腐食挙動を調べるとともに強度試験を実施し、腐食の影響評価手法を確立する。また、燃料集合体の構造等を模擬した未照射試験片による腐食試験及び強度試験を実施し、共用プールに持ち込まれる瓦礫等が腐食に及ぼす影響や、瓦礫による損傷による腐食影響を評価する手法を確立する。
- ③ 共用プール保管燃料の健全性確認手法の確立: 共用プールにおける使用済燃料集合体の外観観察、酸化膜厚さ測定、すき間部の外観観察などの測定技術、ルーチンを開発し、共用プールに移送した事故を経験した燃料の健全性を確認する手法を確立する。
- ④ 長期健全性維持のための対策技術開発: 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・開発するとともに、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技術開発

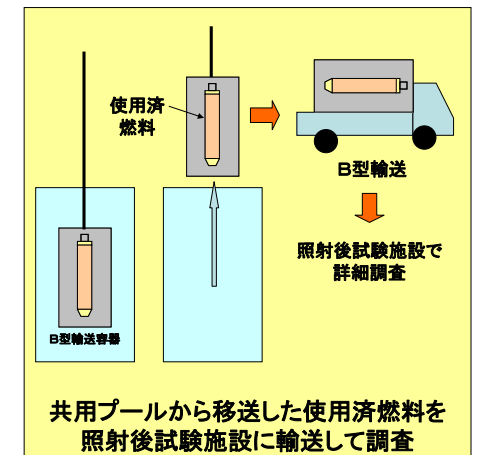
- (1) 燃料集合体からの溶出評価: 照射後試験施設に輸送した燃料集合体から採取した部位、瓦礫を純水に浸漬し、定期的に水質分析を行うことによって溶出挙動を調べる。
- (2) 破損燃料からのFP等溶出評価: 破損した燃料を共用プールに運び込んだ場合、被覆管内部の燃料ペレットから腐食性FP等が溶出し、腐食性FPが溶出する可能性がある。これによる長期保管時の影響評価手法を開発するため、既に照射後試験施設に保管してある健全燃料から取り出した照射済ペレットを共用プール模擬水などに浸漬し、FP等の溶出挙動を調べる。

3. 長期健全性に係る基礎試験

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、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。

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長期健全性評価技術開発							
2. 燃料集合体移送による水質への影響評価技術開発							
3. 長期健全性評価に係る基礎試験							



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

平成25年度主要目標

損傷燃料等の再処理の実施可否にかかる判断指標の整備に資する情報の収集、平成26年度以降の研究計画に反映すべき損傷燃料等の取り扱いにかかる課題の抽出を目的として、国内外の損傷燃料等の取り扱いに関する事例調査を行い、機械的強度の低下、核分裂生成物等の漏えい、その他の課題への対応策について整理する。

平成25年度の実施内容

1. 損傷燃料等に関する事例調査

①損傷燃料等に関する事例

原子力施設情報公開ライブラリー(NUCIA)に燃料損傷(ピンホール含む)の事例が登録されており、これらの事例における取り扱いについて文献調査等を実施する。

また、IAEAの文献にTMIを含めた主要な燃料損傷の事例が示されており、これらの事例における取り扱いについて文献調査等を実施する。

②損傷燃料等の取り扱い要件

IAEAの文献等に記載されている下記事項について整理する。

- ・ 燃料の損傷状態を確認するための要件、判断基準、燃料の検査方法、燃料の取り扱い方法とその事例等
- ・ 諸外国の破損燃料の取り扱い状況

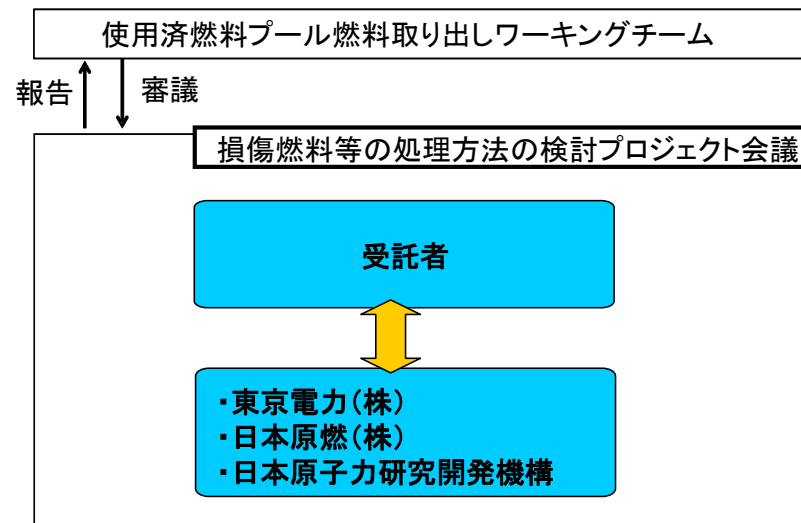
更に、損傷燃料の取り扱いの参考となる通常とは異なる燃料の取り扱いについても調査を行う。

③再処理施設における損傷燃料等の取り扱い方法、事例

国内の再処理施設における現状の損傷燃料の取り扱いについて許認可資料の記載内容を整理する。また、東海再処理施設におけるピンホール燃料の処理実績について纏める。

また、損傷燃料の再処理実績のある海外の再処理施設へ現地訪問等を行い、損傷燃料の取り扱いについて調査を行う。

実施体制



実施工程

事項/年度	2013年度	
	上半期	下半期
1. 損傷燃料等に関する事例調査		
①損傷燃料等に関する事例		
②損傷燃料等の取り扱い要件		
③再処理施設における損傷燃料等の取り扱い方法、事例		

(1-2) 使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討(全体計画の概要)

必要性

原子炉建屋プールの燃料には海水による塩分の付着が考えられ、一部の燃料は落下したコンクリート片などにより損傷、漏えいしている可能性もある。よって、これらの燃料については、再処理における技術的課題の調査・検討を行うとともに、再処理が可能か否かを判断するための指標を整備しておく必要がある。

実施内容

1. 損傷燃料等に関する事例調査
 - ・国内外における損傷燃料の取扱い実績について調査する。
2. 損傷燃料等の化学処理工程等への影響の検討
 - (1) 不純物による再処理機器への腐食影響評価

燃料に付着した塩分や燃料に同伴したコンクリート片等の不純物の硝酸への溶解を考慮し、模擬溶液を用いた再処理機器材料の腐食試験を行い、腐食影響を評価する。
 - (2) 不純物の工程内挙動評価

燃料溶解液への不純物の移行を考慮し、模擬溶液を用いた抽出特性試験等を行い、不純物の化学処理工程内の挙動を評価する。
 - (3) 不純物の廃棄体への影響評価

不純物の廃液への移行を考慮し、模擬溶液を用いた試験等を行い、不純物のガラス固化体等の廃棄体の性状への影響を評価する。
3. 損傷燃料等のハンドリング等に係る検討
 - (1) 受入・貯蔵設備におけるハンドリング方法の検討

現在の再処理施設ではハンドリングが困難な損傷燃料に対する、受入・貯蔵設備におけるハンドリング方法を検討する。
 - (2) 燃料のせん断に係る評価

容器からの燃料取り出しや、チャンネルボックスの取り外しが困難な場合を考慮し、容器やチャンネルボックスとともに燃料をせん断することの可否や処理に及ぼす影響について、模擬燃料を用いた試験等により評価する。
4. 損傷燃料等の分別指標の検討
 - ・上記の検討結果を整理し、再処理が可能か否かを判断するための指標を整備する。

実施工程

事項/年度	第1期		第2期			
	2013	2014	2015	2016	2017	
		(前)			(中)	
1. 損傷燃料等に関する事例調査	■					
2. 損傷燃料等の化学処理工程等への影響の検討		■	■	■	■	■
3. 損傷燃料等のハンドリング等に係る検討			■	■	■	■
4. 損傷燃料等の分別指標の検討			■	■	■	■

候補となる技術例

要素技術	適用例
損傷燃料等の化学処理等	—
損傷燃料のハンドリング	ピンホール燃料の処理

機器材料の腐食試験 不純物の抽出特性試験 廃棄体への影響評価

損傷燃料等の化学処理工程等への影響の検討

変形しているものやリークしている燃料等

容器に収納

容器のまま貯蔵

容器付きバスケットに収納

発電所内で貯蔵後、キャスクに入れ移送

容器ごと処理

損傷燃料等のハンドリング等に係る検討

(2-①)-1a) 建屋内の遠隔除染技術の開発(平成25年度計画案)

平成25年度主要目標

- (1) 上層階(爆発損傷階を除く原子炉建屋2階以上)の建屋内汚染の状況(雰囲気線量率、線源、汚染分布等)を確認する。
- (2) 上層階の建屋内汚染の除染のための遠隔除染装置を開発し、実機適用が可能であることを確認するための実証を行う。
- (3) 原子炉建屋1階のホットスポットに対して、必要な遮へい体を製作し、遠隔で設置可能であることを確認するための実証を行う。

平成25年度の実施内容

1. 汚染状況の基礎データ取得
 1～3号機の原子炉建屋上層部を中心に線量率調査、線源調査、表面状態調査、汚染状況調査を行う。調査範囲、調査目的、調査内容を下表に示す。汚染状況調査においては、採取する遊離性汚染、固着性汚染、浸透汚染(コンクリートコア)サンプルについて、オンサイト分析を行い、放射線を評価する。一部のサンプルについてはJAEAに輸送し、サンプル分析及び評価による汚染の浸透、模擬試料を用いた汚染性状評価基礎試験による汚染の付着状況等の汚染性状評価を行う。

プラント	階数 (原子炉建屋)	ロボットによる遠隔調査、サンプル採取								詳細分析 (JAEA殿で実施)				
		線量率調査	線源調査	表面状態調査	汚染状態調査				浸透汚染調査					
					遊離性表面汚染調査		固着性表面汚染調査		床	壁	床	壁		
調査範囲	1号機	1階南側	○	○	○	○	○	○					○	○
		2階	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	2号機	2階～4階	○	○	○	○*	○*	○*	○*	○*	○*	○*	○*	○*
		オペフロ	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△
	3号機	2階/3階	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△
1～3号機	1階天井付近及び上部壁	○	○	○	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
	タービン建屋地下階	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△	
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	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カメラ等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ポイントで回収し、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。					

○:調査予定 ○*:2号機2～4階の代表箇所を調査予定 △:代表箇所を選定して調査予定

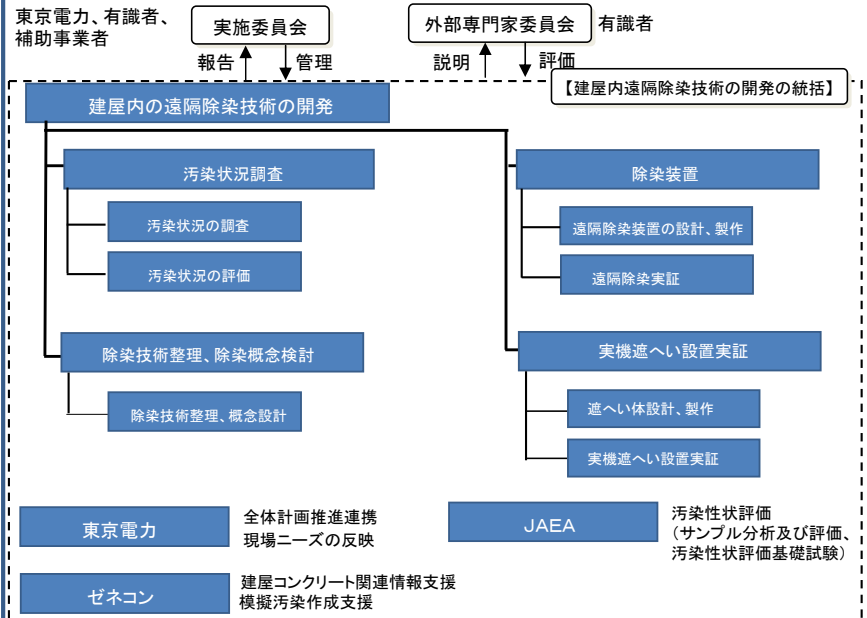
2. 除染技術整理及び除染概念検討
 H24で調査した汚染状況を踏まえ、上層階の除染に適した除染技術を選定(H24で実施した除染技術絞り込み結果の見直し)を行い、上層階除染のための基本方針を検討する。
3. 遠隔除染装置設計製作、遠隔除染実証
 上層階除染に適用する遠隔除染装置を開発し、実機適用が可能であることを確認するための実証を行う。
4. 実機遮へい設置実証
 原子炉建屋1階のホットスポットに対して、必要な遮へい体を製作し、遠隔で設置可能であることを確認するための実証を行う。

取組方針

○中長期的な人材育成
 関連技術の学会や分科会、セミナー等にて、大学、研究機関や関連素材、部品メーカー等企業に所属する若手を対象に実施計画や技術課題を紹介することにより、関心を持ってもらう(啓蒙活動)。また補助事業者所属の若手技術者や研究者には、国内外の関連技術調査、国内外の学会等における評価や成果発表、討議を経験させてスキルアップを図る。

○国内外の叡智の活用
 装置開発に必要な技術の一部では、国内外の叡智を反映して作成した技術カタログを活用して一般競争入札等を行い、国内外からベンダーを選定する。

実施体制



実施工程(平成25年度)

	H25上期	H25下期
1. 汚染状況の基礎データ取得	<ul style="list-style-type: none"> 汚染状況の調査 汚染状況の評価 	
2. 除染技術整理及び除染概念設計	<ul style="list-style-type: none"> 除染概念設計 	
3. 遠隔除染装置設計製作、遠隔除染実証	<ul style="list-style-type: none"> 遠隔除染装置設計、製作 遠隔除染実証 	
4. 遠隔除染装置設計製作、遠隔除染実証	<ul style="list-style-type: none"> 遮へい体設計製作 遠隔遮へい実証 	

(2-①)-1a) 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. 汚染状況の基礎データ取得

除染概念検討に先立って、条件となる汚染状況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. 除染技術整理及び除染概念検討

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. 実機遮へい設置実証

除染・遮へい等を組み合わせた線量低減対策の検討に基づき、遮へいが必要な箇所の代表箇所について、遮へい体を製作し、遠隔で設置できることを確認する。

実施工程

	H23	H24	H25
1. 汚染状況の基礎データ取得			
・汚染状況の推定	■		
・汚染状況調査装置の設計、製作	■		■
・汚染状況の調査・評価		■	■
2. 除染技術整理及び除染概念設計			
・既存技術の調査	■		
・除染概念設計		■	■
3. 模擬汚染の作成、模擬汚染による除染試験			
・模擬汚染の作成	■	■	
・模擬汚染用除染装置の設計、製作		■	
・模擬汚染による除染試験		■	■
4. 遠隔除染装置設計製作、遠隔除染実証			
・遠隔除染装置設計製作		■	■
・遠隔除染装置調整、試験、トレーニング		■	■
・遠隔除染実証			■
5. 実機遮へい設置実証			
・実機遮へい、設置装置の設計、製作			■
・実機遮へい設置実証			■

(2-①-1b) 総合的線量低減計画の策定(平成25年度計画案)

平成25年度主要目標

原子炉建屋1階(PCV漏えい箇所調査・補修・内部調査エリア)および爆発損傷階を除く作業エリアの線量率を定め、除染作業を行う際の効率的な除染方法について、最適な除染技術の組み合わせ、遮へい体設置などの様々な作業の組み合わせを行い、作業エリア内の適切な被ばく低減を行う。

平成25年度の実施内容

1. 作業エリアの状況把握

被ばく低減計画の立案に先だて、作業エリアを特定すると共にエリア内の線量率、特定線源の有無、機器配置や建屋の損傷等の環境条件について整理し、被ばく低減計画の策定に必要な因子の洗い出しを行なう。

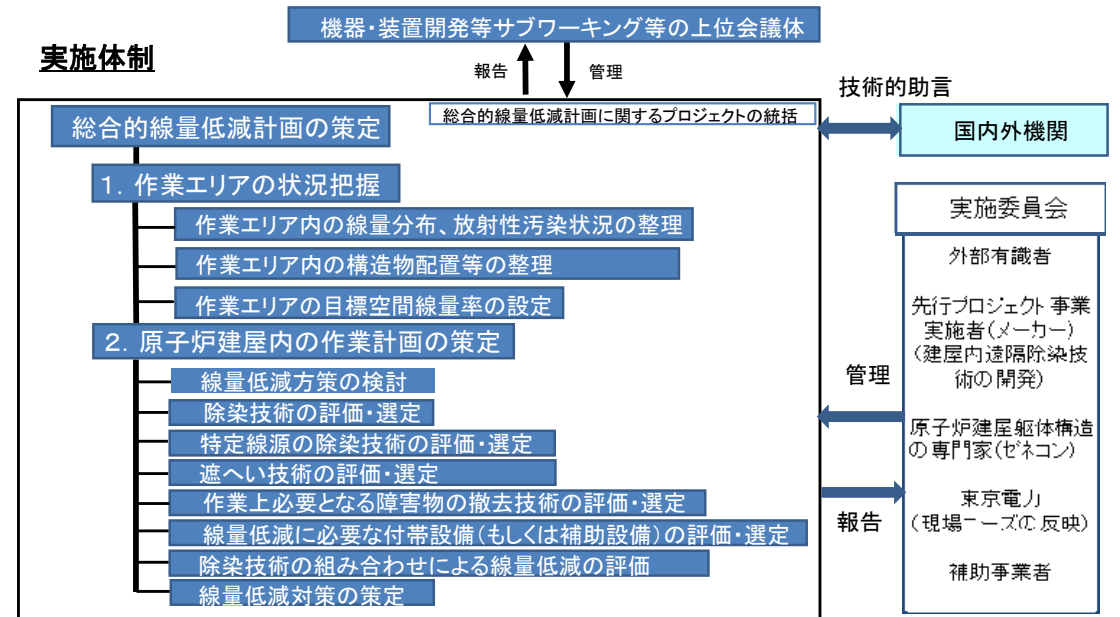
- ①作業エリア内の線量率分布、放射性汚染状況の整理
作業エリア内の床、壁面等の空間線量率分布及び撤去対象物の表面線量率の状況を整理する。
- ②作業エリア内の構造物配置等の整理
作業エリア内の構造物の配置、フロアの状況、障害物等を整理する。
- ③作業エリアの目標空間線量率の設定
除染対象エリアを定め、作業エリア内の目標線量率を定める。

2. 原子炉建屋内の作業計画の策定

1. において定めたエリア毎の目標線量率を達成させるため、既存除染技術や遮へい技術を適切に組み合わせ、作業エリア毎に最適となる個々の被ばく低減方法を選定し、作業エリア内の被ばく低減計画を策定する。

- ①線量低減方策の検討
作業エリア毎に除染技術、遮へい技術等の除染方法を検討し、線量低減方針を立て、最適な除染技術等を選定する。
- ②除染技術の評価・選定
既存の除染技術、「建屋内の遠隔除染技術の開発」で進めている遠隔除染装置及び除染カタログから最適な技術・装置を組み合わせ評価・選定する。
- ③特定線源の除染技術の評価・選定
ホットスポットの位置・形状等を考慮し、除染作業計画を策定する。
- ④遮へい技術の評価・選定
遮へいが必要な箇所を整理、分類し、必要な遮へい体の構造等を検討する。
- ⑤作業上必要となる障害物の撤去技術の評価・選定
高所、狭隘部等の撤去方法を検討する。
- ⑥線量低減対策に必要な付帯設備(もしくは補助設備)の評価・選定
作業上必要となる付帯設備(もしくは補助設備)の有無について検討する。
- ⑦除染技術の組み合わせによる線量低減の評価
除染技術を組み合わせ各エリアの目標空間線量率に対する線量低減効果について評価する。
- ⑧線量低減対策の策定
原子炉建屋内の総合的な線量低減対策をまとめる。

実施体制



工程表	事項/年度	フェーズ I	
		2013年度(平成25年度)	
1. 作業エリアの状況把握	a)作業エリア内の線量率分布、放射線汚染状況整理	■	
	b)作業エリア内の構造物配置等の整理	■	
	c)作業エリアの目標空間線量率の特定		■
2. 原子炉建屋内の作業計画の策定	a)線量低減方策の検討		■
	b)除染技術の評価・選定		■
	c)特定線源の除染技術の評価・選定		■
	d)遮へい技術の評価・選定		■
	e)作業上必要となる障害物の撤去技術の評価・選定		■
	f)線量低減対策に必要な付帯設備の評価・選定		■
	g)除染技術の組み合わせによる線源低減の評価		■
	h)線量低減対策の策定		■

必要性

過酷事故により高線量となったプラント内において、作業員の被ばく低減を目的として「建屋内の遠隔除染技術の開発」を実施しているところ、当該の目的を達成するためには遠隔除染装置だけではなく、遮へい、フラッシング等様々な線量低減策をエリア毎に効果的に組み合わせる必要がある。

本研究開発では、作業エリア内の空間線量率から線量低減対象範囲、低減方策を見極め、遠隔除染技術を含めた総合的な線量低減方策を立案することにより、プラント内作業、作業員の被ばく低減を実現するものである。

実施内容

総合的な被ばく低減技術の開発の実施内容は以下のとおり。
被ばく低減の対象箇所は、主に原子炉建屋1階のPCV内部調査PCV漏えい箇所の調査作業場所等及び爆発損傷階、階段室などの共通アクセス通路等の検討をフェーズⅠ(平成24年度)、その他のエリアの検討をフェーズⅡ(平成25年度)に実施する。

1. 作業エリアの状況把握

被ばく低減計画の立案に先だて、作業エリアを特定すると共にエリア内の線量率、特定線源の有無、機器配置や建屋の損傷等の環境条件について整理し、被ばく低減計画の策定に必要な因子の洗い出しを行なう。

2. 原子炉建屋内の作業計画の策定

1. において定めたエリア毎の目標線量率を達成させるため、既存除染技術や遮へい技術を適切に組み合わせ、作業エリア毎に最適となる個々の被ばく低減方法を選定し、作業エリア内の被ばく低減計画を策定する。

3. 爆発損傷階の作業計画の策定

1. において定めたエリア毎の目標線量率を達成させるため、既存除染技術や遮へい技術等を適切に組み合わせ、作業エリア毎に最適となる個々の被ばく低減方法を選定し、作業エリア内の被ばく低減計画を策定する。

実施工程

工程表

事項/年度	フェーズⅠ	フェーズⅡ
	2012 年度	2013 年度
1. 作業エリアの状況把握	■	
2. 原子炉建屋内の作業計画の策定	■	
3. 爆発損傷階の作業計画の策定	■	

(2-①)-2) 格納容器漏えい箇所特定技術の開発(平成25年度計画案)

H25年度主要目標

点検調査装置の製作・改良

- ・各部位ごとの点検調査装置をH24年度に実施した設計に基づき製作する。
- ・開発した点検調査装置の一部について実機適用性評価を実施する。その結果をもとに必要に応じて装置の改良を行う。

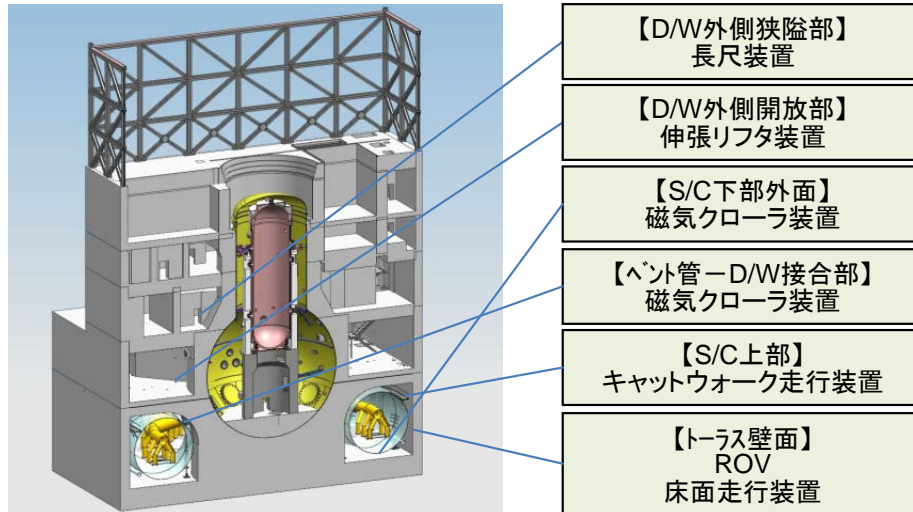
平成25年度の実施内容

○課題

高線量・狭隘・水中環境において、格納容器(PCV)の漏えい箇所調査のための漏えい調査工法と点検調査装置を開発する必要がある。

○点検調査装置の開発・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開発を行う。
(各部位：ドライウェル(D/W)外側狭隘部、D/W外側開放部、サプレッションチェンバー(S/C)下部外面、ベント管-D/W接合部、トラス室壁面、S/C上部)
- ・開発した装置の機能確認及びモックアップ試験を実施し、装置性能の確認を行う。
- ・実機適用性評価(現場実証)を行い、必要に応じて装置の改良を行う。
(S/C下部外面、ベント管-D/W接合部、トラス室壁面、S/C上部)
- ・実機適用性評価を実施するに際して、必要な環境改善及び、準備工事を実施する。(簡易な線量低減、穴あけ施工等)



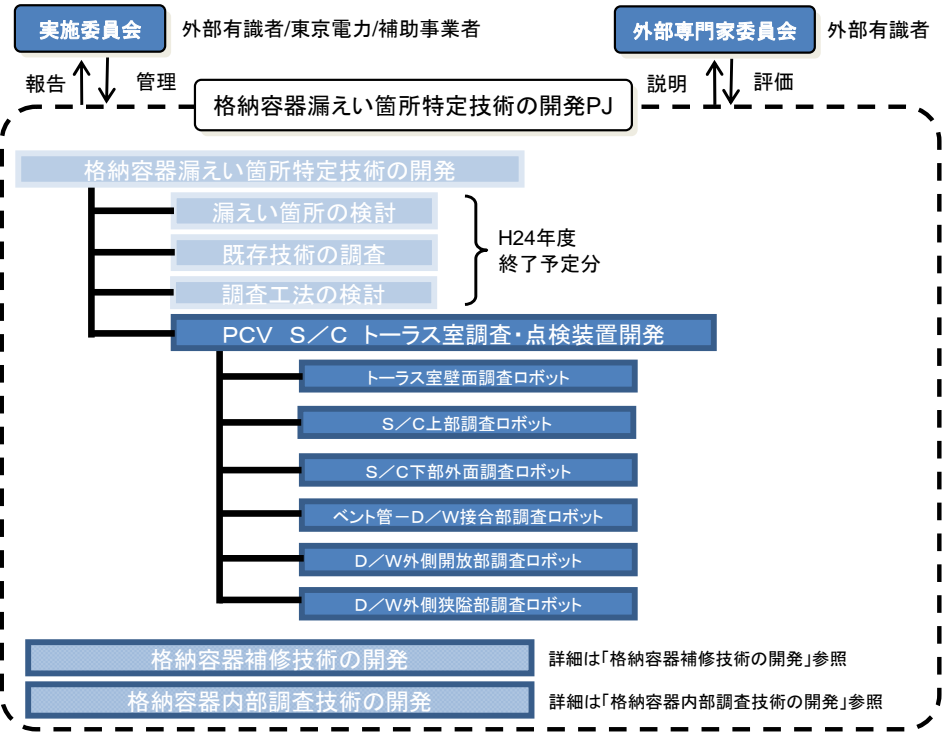
1. 中長期的な人材育成

関連技術の学会や分科会、セミナー等にて、大学、研究機関や関連素材、部品メーカー等企業に所属する若手を対象に実施計画や技術課題を紹介することにより、関心を持ってもらう(啓蒙活動)。また補助事業者所属の若手技術者や研究者には、国内外の関連技術調査、国内外の学会等における評価や成果発表、討議を経験させてスキルアップを図る。

2. 国内外観智の活用

装置開発に必要な技術の一部では、国内外の観智を反映して作成した技術カタログを活用して一般競争入札等を行い、国内外からベンダーを選定する。

実施体制



工程表

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				
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)				

(2-①-2)格納容器漏えい箇所特定技術の開発(全体計画の概要)

必要性

原子炉圧力容器(PCV)と原子炉格納容器(RPV)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を行う。

実施内容

1. 点検調査工法の検討・装置設計

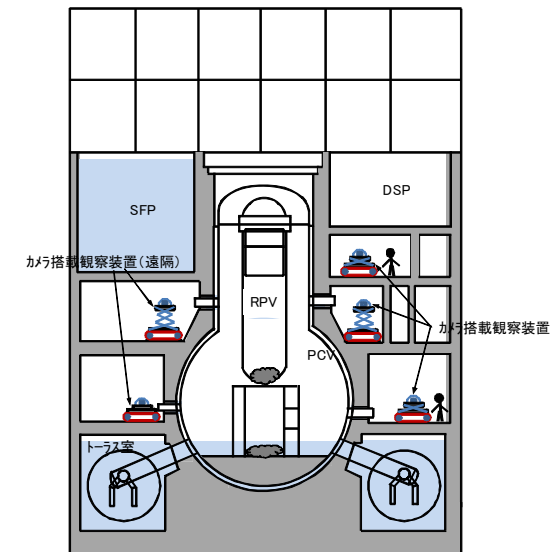
- ・格納容器や原子炉建屋の漏えい箇所を特定するための工法を検討し、装置の設計を行う。
- ・漏えい箇所の調査箇所としてPCV周囲を区分し、装置設計は区分した以下の部位に対して行う。
トラス室壁面、サプレッションチェンバー(S/C)上部、S/C下部外面、ベント管ードライウエル(D/W)接合部、D/W外側開放部、D/W外側狭隘部

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				
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)				



原子炉格納容器漏洩箇所調査概念図

(2-①)-3) 格納容器補修技術の開発(平成25年度計画案)

平成25年度主要目標

補修(止水)装置の開発(下部用):補修(止水)工法の検討および補修(止水)支援装置の設計・製作・モックアップ試験・現場実証を実施する。
 補修(止水)装置の開発(上部用):補修(止水)装置の製作・モックアップ試験を実施する。

平成25年度の実施内容

○課題

高線量・狭隘・水中環境において、格納容器冠水のための補修工法と装置を開発する必要がある。

○補修(止水)装置の開発(下部用)

- ・ 損傷不明な箇所のうち、トラス室壁面、サブプレッションチェンバに係わる補修装置の開発を行う。
- ・ 損傷不明な箇所の補修工法の検討(止水方法の検討、止水材料の検討、アクセスルートの検討、必要装置の抽出、装置仕様等の検討)を行う。
- ・ 補修(止水)支援装置の設計・製作・モックアップ試験・現場実証を行う。

○補修(止水)装置の開発(上部用)

- ・ 損傷の可能性が高い箇所(ハッチフランジ、貫通部ベローズ、電気ペネ)に係わる補修装置の開発を行う。
- ・ 損傷の可能性が高い箇所に係る遠隔補修装置を製作し、工場モックアップにより機能確認を行う。
- ・ 補修対象箇所周辺の除染等の環境整備が整い、作業員がアクセス可能となった場合に使用する、損傷の可能性が高い箇所に係る補修装置を製作し、工場モックアップにより機能確認を行う。

取組方針

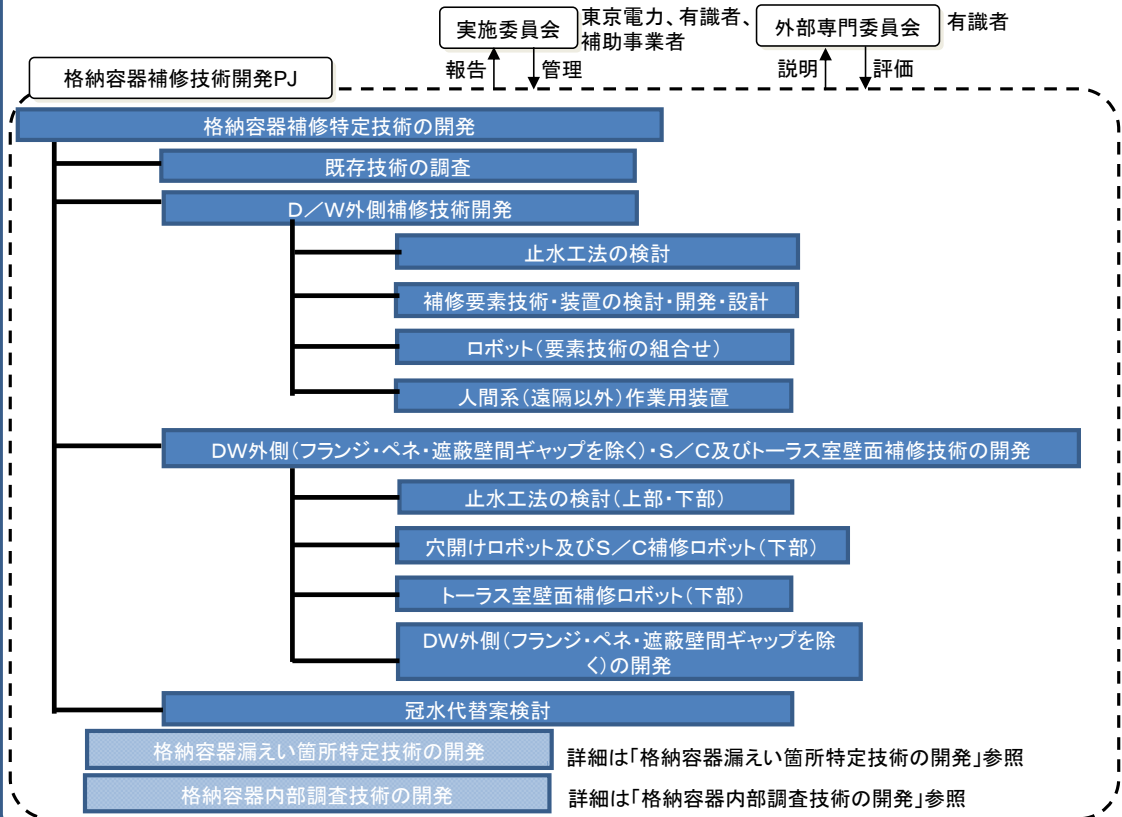
○中長期的な人材育成

関連技術の学会や分科会、セミナー等にて、大学、研究機関や関連素材、部品メーカー等企業に所属する若手を対象に実施計画や技術課題を紹介することにより、関心を持ってもらう(啓蒙活動)。また補助事業者所属の若手技術者や研究者には、国内外の関連技術調査、国内外の学会等における評価や成果発表、討議を経験させてスキルアップを図る。

○国内外の叡智の活用

装置開発に必要な技術の一部では、国内外の叡智を反映して作成した技術カタログを活用して一般競争入札等を行い、国内外からベンダーを選定する。

実施体制



工程表

事項/年度	平成25年度
1. 補修(止水)装置の開発(下部用) (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)	■
2. 補修(止水)装置の開発(上部用) (1) 補修工法 検討・装置設計(上部用)	■
(2) 補修装置 製作・改良(上部用)	■

(2-①-3) 格納容器補修技術の開発(全体計画の概要)

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

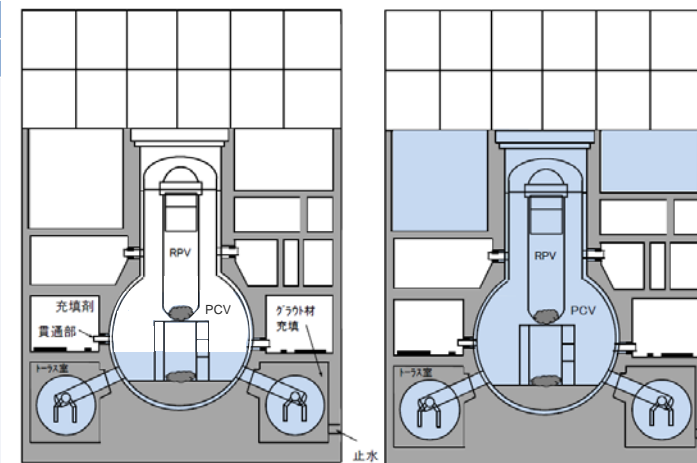
- 補修工法の検討・装置設計(下部用)
 - 格納容器下部や原子炉建屋の漏えい箇所を補修するための工法を検討し、必要な装置を開発する。(漏えい箇所調査結果を反映する。)
- 補修装置の製作・改良(下部用)
 - 格納容器下部や原子炉建屋の漏えい箇所を補修するための装置を製作し、実機適用性評価(現場実証)を行った上で、必要に応じて装置を改良する。
- 補修工法の検討・装置開発(上部用)
 - 格納容器上部の漏えい箇所を補修するための工法を検討し、必要な装置を開発する。(漏えい箇所調査結果を反映する。)
- 補修装置の製作・改良(上部用)
 - 格納容器上部の漏えい箇所を補修するための装置を製作し、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。
- 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 (中)	2017
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

(2-①-4) 格納容器内部調査技術の開発 (平成25年度計画案)

平成25年度主要目標

平成25年度は、前年度より実施している格納容器 本格調査(*1)工法検討の結果を元に、本格調査装置の装置開発を行うことを主要目標とする。

(*1)本格調査: 燃料デブリの位置の把握

平成25年度の実施内容

1. アクセス方法と装置の開発

平成24年度の検討成果(調査方法, 調査装置の仕様立案, アクセス方法/ルートの詳細検討など)に基づき、本格調査用装置の開発を行う。

2. 格納容器(PCV)内部の放射性物質に対する対策

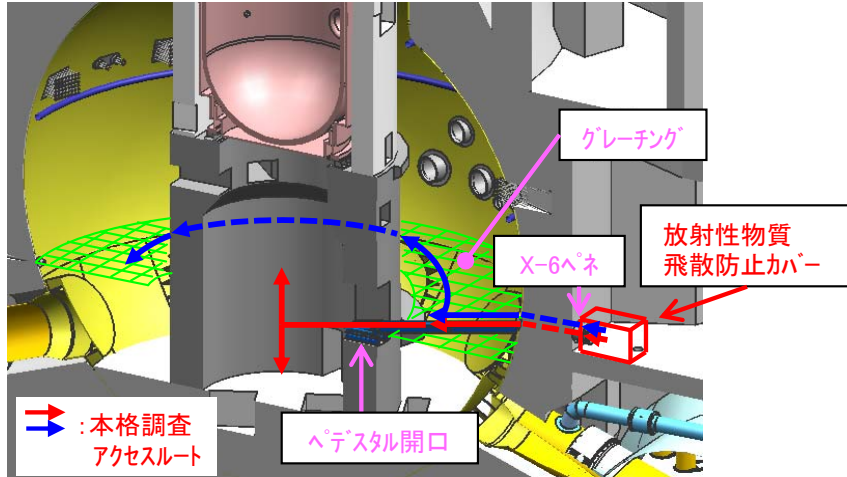
調査時及び調査後にPCV内部から放射性物質が飛散することによる作業員及び公衆の被ばく対策の開発を行う。

3. 検査装置・技術の開発

アクセス装置に搭載する高線量環境下対応の内部調査用機器(内部状況, 環境, デブリ性状)の開発を行う。

4. PCV内部事前調査装置の開発及び現場実証【別公募案件】

PCV内部事前調査(ペDESTAL外側, ペDESTAL開口部周辺)に向けて装置開発を行い、開発した装置によりPCV内部の状況調査及び本格調査装置開発のための設計インプットを取得する。



燃料デブリ位置把握のためのアクセスルート(案)

取組み方針

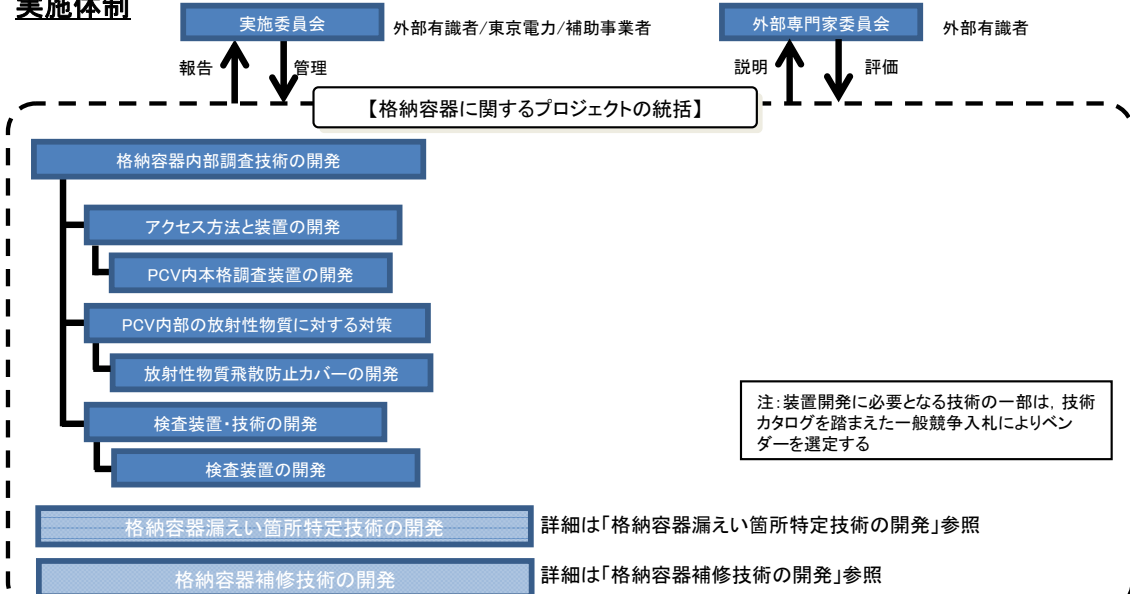
1. 中長期的な人材育成

関連技術の学会や分科会、セミナー等にて、大学、研究機関や関連素材、部品メーカー等企業に所属する若手を対象に実施計画や技術課題を紹介することにより、関心を持ってもらう(啓蒙活動)。また補助事業者所属の若手技術者や研究者には、国内外の関連技術調査、国内外の学会等における評価や成果発表、討議を経験させてスキルアップを図る。

2. 国内外の叡智の活用

装置開発に必要な技術の一部では、国内外の叡智を反映して作成した技術カタログを活用して一般競争入札等を行い、国内外からベンダーを選定する。

実施体制



工程表

事項/年度	平成25年度	
	上期	下期
【PCV内部本格調査】		
1. アクセス方法と装置の開発	要素試験及び装置の設計/製作	
(1) 要素試験及び装置設計/製作	試験計画/試験設備製作	
(2) 試験計画/試験設備製作		
2. PCV内部の放射性物質の対策	要素試験及び装置の設計/製作	
(1) 要素試験及び装置設計/製作	試験計画/試験設備製作	
(2) 試験計画/試験設備製作		
3. 検査装置・技術の開発	装置の計画/設計	
(1) 装置の計画/設計	装置の製作/試験/改善	
(2) 装置の製作/試験/改善		
【PCV内部事前調査:別公募案件】		
4. 事前調査装置開発及び現場実証	トレーニング及び現場実証	

(2-①)-4) 格納容器内部調査技術の開発(全体計画の概要)

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

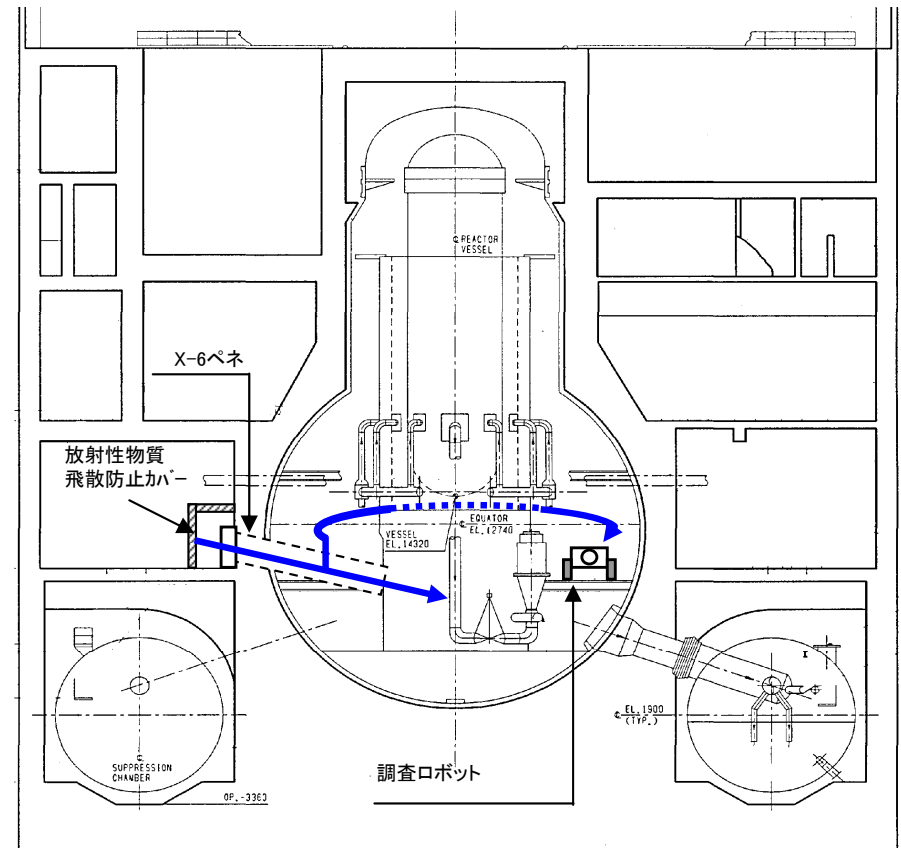
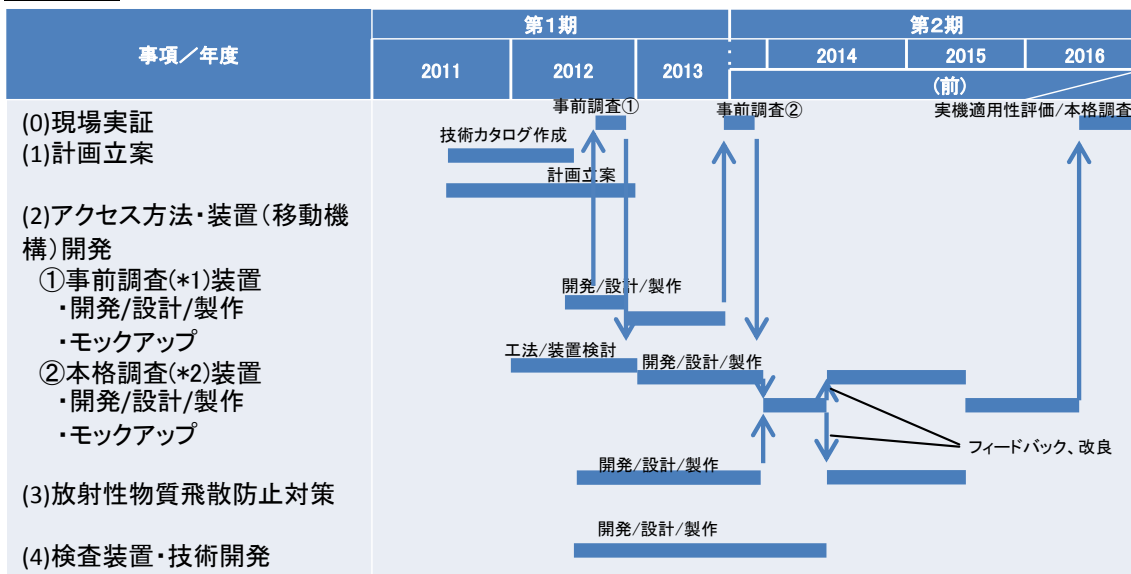
3. 原子炉格納容器内部の放射性物質に対する対策

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)-5) 圧力容器内部調査技術の開発(平成25年度計画案)

平成25年度主要目標

- (1) 原子炉圧力容器(RPV)内部調査計画を立案する。
- (2) RPV内部の状態を確認することを目的とする事前調査に用いる装置の開発を行う。

平成25年度の実施内容

1. 圧力容器内部調査計画の立案

RPV内部調査は、燃料デブリ取出し計画の立案及び装置開発のために必要な情報を取得することを目的として実施するものである。そこで、最初に燃料デブリ取出し方法のシナリオ検討を実施し、このシナリオに基づき調査目的を整理し、調査項目、対象部位を決定する。また、調査対象部位までのアクセス、各種調査、デブリのサンプリング等の概念工法を検討し、開発計画を立案する。

調査計画を立案するにあたって、RPV内部の状況が十分に把握できていない状態でどのようなプロセスで調査を進めていくかが課題になる。PCV内部調査と同様に、まずRPV内部の状態を確認する事前調査が必要と考え、この計画を立案し、本プロジェクトの中で技術開発を行う。

上記の調査計画を進めるために必要な技術を抽出し、本プロジェクトにおける技術開発計画を立案する。平成23年度に作成した技術カタログを有効に活用する等、国内外から有用な技術を収集して開発を進める計画とする。

2. アクセス技術の開発

RPV内部の状態を確認することを目的とした事前調査に用いるアクセス技術の開発を行う。系統配管等からRPV内部にアクセスする計画とし、平成25年度は、既存の技術から配管内を移動できる遠隔装置を選定して、開発を行う。

取組方針

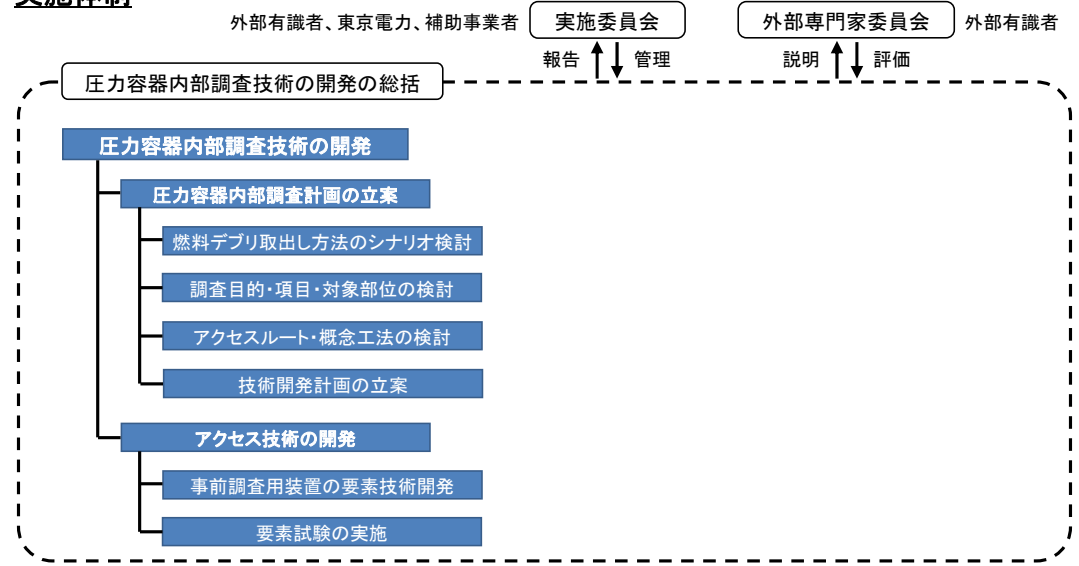
1. 中長期的な人材育成

関連技術の学会や分科会、セミナー等にて、大学、研究機関や関連素材、部品メーカー等企業に所属する若手を対象に実施計画や技術課題を紹介することにより、関心を持ってもらう(啓蒙活動)。また補助事業者所属の若手技術者や研究者には、国内外の関連技術調査、国内外の学会等における評価や成果発表、討議を経験させてスキルアップを図る。

2. 国内外の叡智の活用

装置開発に必要な技術の一部では、国内外の叡智を反映して作成した技術カタログを活用して一般競争入札等を行い、国内外からベンダーを選定する。

実施体制



工程表

事項/年度	H25上期	H25下期
1. 圧力容器内部調査計画の立案		
・燃料デブリ取出し方法のシナリオ検討	■	
・調査目的・項目・対象部位の検討		■
・アクセスルート・概念工法の検討		■
・技術開発計画の立案		■
2. アクセス技術の開発		
・事前調査用装置の要素技術開発		■
・要素試験の実施		■

(2-①-5) 圧力容器内部調査技術の開発(全体計画の概要)

必要性

炉心熔融事故が発生した原子力発電プラントの解体にあたり、燃料デブリをすべて取り出して安全に保管する必要がある。そのためには、原子炉圧力容器(RPV)内の状況(燃料デブリ、炉内の損傷・汚染機器の状況)把握に資する調査技術を開発する必要がある。

実施内容

1. 圧力容器内部調査計画の立案

- ・炉内状況調査は、燃料デブリ取出し計画の検討のための調査であり、調査項目・対象を検討するために、燃料デブリ取出し方法のシナリオを検討する。燃料デブリ取出し方法のシナリオに基づき、圧力容器内部調査計画を立案する。
- ・デブリ取出し計画の検討を目的とした調査とは別に、早期に圧力容器内部の状態を確認することを目的とした事前調査の計画を立案する。
- ・調査対象部位までのアクセスルートを検討し、工法を検討する。
- ・調査に必要な装置の抽出と技術開発計画を立案する。

2. アクセス技術の開発

- ・調査対象部位までアクセスするための遠隔装置の開発を行う。圧力容器内部までアクセスする技術として、圧力容器上部からアクセスする技術と、系統配管を利用してアクセスする技術を検討する。

3. 過酷環境下での調査技術の開発

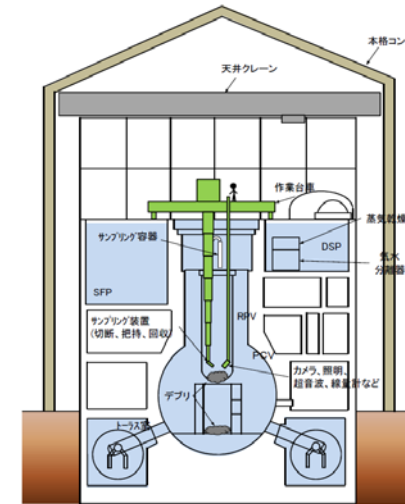
- ・過酷環境下で圧力容器内部の観察を行うことができる装置の開発を行う。

4. 燃料デブリのサンプリング技術開発／製作

- ・サンプリング装置、サンプル容器、炉外への取出し方法の開発を行う。

5. その他

- ・調査時／調査後の放射性物質飛散の防止技術の開発
- ・汚染した調査装置の廃棄処理技術



概要:
PCV、RPVを冠水させ、作業台車から調査のための、カメラ、線量計などの観察装置、測定器をRPV内に設置する。
デブリ燃料が確認されたら、粉砕や掘削などの方法でサンプルを取得する。

注記:
蒸気乾燥器、気水分離器が通常の方法で取り外せない場合は、切断するかボーリングして貫通させる

炉内(RPV)調査・サンプリング概念図

実施工程

事項／年度	第1期			第2期					
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019
				(前)			(中)		
1. 調査計画の立案									
2. アクセス技術の開発			事前調査装置			RPV内部調査アクセス装置			
3. 調査技術の開発									
4. サンプリング技術の開発									
5. その他									

モックアップ
実機適用評価・改善

(2-①-7) 炉内燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発(平成25年度計画案)

平成25年度主要目標

平成25年度は、燃料デブリを収納・移送・保管するための収納缶の開発に必要な既存関連技術を整理する。また、他の関連開発の進捗や福島第一原子力発電所における実プロジェクトの進捗の状況を踏まえ、収納缶開発における課題の抽出及び課題に対するアクションプランを検討し、平成26年度以降の開発計画を立案する。さらに、福島第一原子力発電所の状況を考慮した炉内燃料デブリを対象とした保管システムの検討に着手する。

平成25年度の実施内容

1. 破損燃料輸送・貯蔵に係る調査及び研究計画立案

1) 破損燃料輸送・貯蔵に係る調査

燃料デブリを収納・移送・保管するための収納缶の開発に資するため、国内外の破損燃料(リーク燃料含む)の輸送・貯蔵技術に係る実績について、以下の観点で調査を実施する。

- ・燃料の破損状態
- ・現在の保管状況(湿式、乾式など)及び保管後の計画(そのまま保管、再処理、処分など)
- ・安全評価(燃料条件、臨界評価手法、被覆管からの燃料放出率の設定など)
- ・安全対策(水素対策、作業員安全対策など)
- ・許認可(規制要件、許認可手続きなど)

その結果を元に、既存技術の適用性について検討する。なお、海外の調査対象は、北米(例:TMI)、欧州(例:チェルノブイリ、Paks)、その他海外、とする。

2) 課題の抽出と研究計画立案

他の開発の進捗や福島第一原子力発電所における実プロジェクトの進捗の状況を踏まえ、次項に示す課題に対するアクションプランを検討し、平成26年度以降の開発計画に反映する。

- ・他の研究開発とのインターフェースの構築に係るアクションプラン
- ・炉内デブリ保管方法の選定に係るアクションプラン
- ・規制要件・技術要件の整備における規制側等への提案に係るアクションプラン

2. 炉内燃料デブリの保管システムの検討

福島第一原子力発電所の状況を考慮した炉内燃料デブリ向けの保管システムについて、実プロジェクトにおける保管システムの選定に資するため、以下の観点で検討する。

- ・破損燃料の適用実績
- ・保管後の計画(そのまま保管、再処理、処分などを考慮した収納缶要求条件)
- ・立地条件
- ・安全評価(とくに耐震評価)
- ・許認可(規制要件、認可手続きなど)

なお、検討する保管システムは、国内外での実績を踏まえ、以下の通りとする。

- ・プール貯蔵方式
- ・金属キャスク方式
- ・コンクリートキャスク方式(横型サイロ含む)
- ・ポルト貯蔵方式

取組み方針

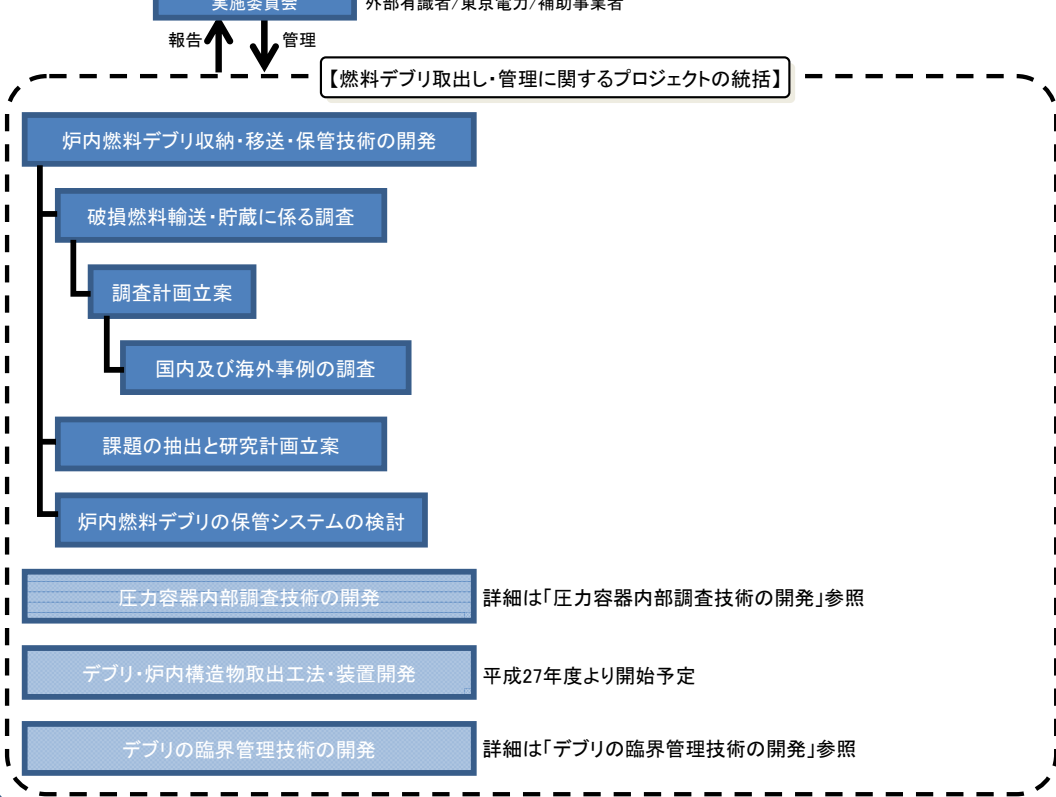
1. 中長期的な人材育成

関連技術の学会や分科会、セミナー等にて、大学、研究機関や関連素材、部品メーカー等企業に所属する若手を対象に実施計画や技術課題を紹介することにより、関心を持ってもらう(啓蒙活動)。また補助事業者所属の若手技術者や研究者には、国内外の関連技術調査、国内外の学会等における評価や成果発表、討議を経験させてスキルアップを図る。

2. 国内外の叡智の活用

国内外の調査を通じて必要な知見の収集を図り、グローバルな視点で計画を立案する。

実施体制



工程表

事項/年度	平成25年度	
	上期	下期
1. 破損燃料輸送・貯蔵に係る調査及び研究計画立案	調査計画立案	
1) 破損燃料輸送・貯蔵に係る調査	既存技術の調査	
2) 課題の抽出と研究計画立案		
2. 炉内燃料デブリの保管システムの検討		

(2-①-7) 炉内燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発(全体計画の概要)

必要性

燃料デブリ収納缶に関する基本的な考え方はTMI-2が参考となるが、海水注入による腐食の進行及び燃料の燃焼度の観点から、福島第一原子力発電所の方が高線量・高発熱量であると推定されることなどから、炉内状況を把握した上で、燃料デブリ収納缶に関する技術開発を行う必要がある。

実施内容

1. 破損燃料輸送・貯蔵に係る調査及び研究計画立案

燃料デブリを収納・移送・保管するための収納缶の開発に資するため、国内外の破損燃料(リール燃料含む)の輸送・貯蔵技術に係る実績について調査を実施する。また、他の開発の進捗や福島第一原子力発電所における実プロジェクトの進捗の状況を踏まえ、課題に対するアクションプランを検討し、2014年度以降の開発計画に反映する。

2. 炉内燃料デブリの保管システムの検討

福島第一原子力発電所の状況を考慮した炉内燃料デブリ向けのプール貯蔵や乾式貯蔵システム(金属キャスク、コンクリートキャスクなど)の検討を実施する。

3. 事前調査結果に基づく安全評価技術の開発

炉内の種々の燃料デブリを収納する缶を、臨界、遮へい、除熱、密封、構造の観点から評価する手法を開発するとともに、海水・微生物・ホウ酸水等の影響を考慮した材料選定を行う。

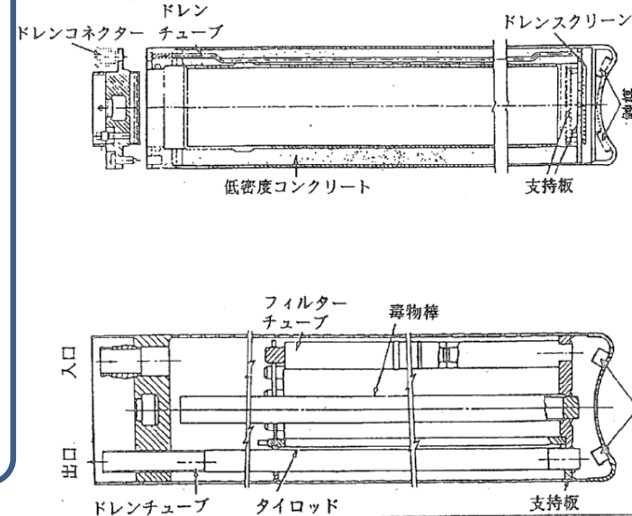
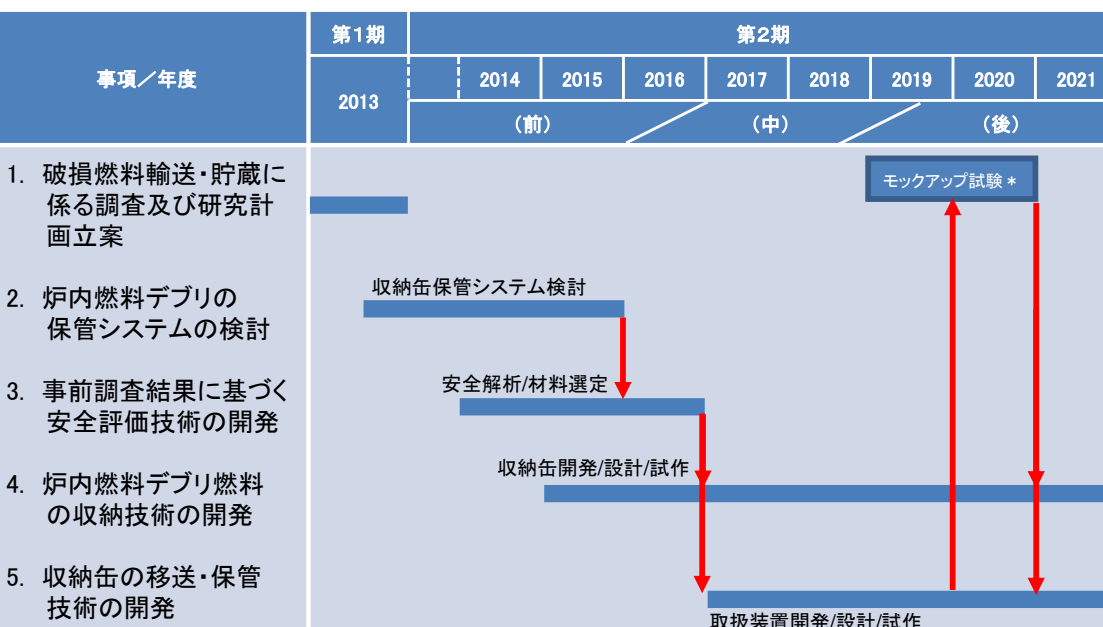
4. 炉内燃料デブリの収納技術の開発

燃料デブリ形状や溶融状態に応じた収納方法を立案し、技術の開発、収納缶の製作を実施し、モックアップ試験に資する。

5. 収納缶の移送・保管技術の開発

収納缶を効率的に移送・保管するための遠隔/自動操作・封入技術の開発、装置の製作を実施し、モックアップ試験に資する。

実施工程



燃料デブリ収納性

- 燃料デブリ形態を踏まえた収納法
- 遠隔ハンドリング

除熱性・再臨界防止

- 燃料デブリ性状(崩壊熱)を考慮した伝熱構造
- 再臨界を防止する収納配置・材料・構造

遮へい

- 燃料デブリインベントリ(線量)を考慮した遮へい材料・構造

密封性

- 燃料デブリ形態を踏まえたシール部材の評価
- 密封健全性の確認手法

材料

- 燃料デブリ形態・性状に適した強度、耐食性・耐熱性

構造(形状・サイズ)

- 燃料デブリ形態に適した構造
- 収納性を考慮した構造

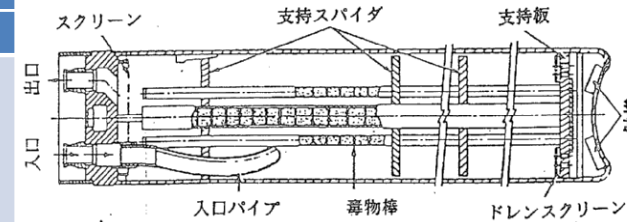


図 炉内デブリ用収納缶 (TMIの例)

燃料・燃料デブリの形状により複数の収納缶を使用しているが、その外寸は同じで、収納する輸送容器は共通

*:「デブリ・炉内構造物取出工法・装置開発」で実施

(2-①-8) 圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発(平成25年度計画案)

平成25年度主要目標

- (1) 原子炉格納容器(PCV)内面の防食塗装の劣化による腐食への影響を評価する。
- (2) 原子炉圧力容器(RPV)、PCVの腐食抑制策として抽出した防錆剤について、実機適用性を評価する。
- (3) 冠水前のプラント状態を想定した現状の水位レベルによるRPV、PCV、RPVペDESTALの余寿命を評価する。
- (4) 高温デブリ落下によるRPVペDESTALの構造健全性を評価する。
- (5) 原子炉注水配管の腐食影響を考慮した構造健全性を評価する。

平成25年度の実施内容

1. 原子炉容器の構造材料腐食試験

PCV内部調査でみられたPCV内面塗装状態を考慮し、高温蒸気や照射による塗装劣化状態での腐食試験を実施し、平成24年度に取得した内面塗装無しでの腐食速度との比較評価により、塗装劣化状態での防錆効果の有無を確認する。

2. 原子炉容器、RPVペDESTALに対する腐食抑制策確認試験

平成24年度の結果をもとに抽出した防錆剤について、原子炉容器構造材料等に対する腐食抑制策確認試験を継続実施し、防錆剤の注入量(濃度)による腐食抑制効果データを取得し、実機適用性を評価する。

3. 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データに基づき、RPV/PCVの余寿命評価、寿命延長評価(再評価)を行う。また、冠水前のプラント状態を想定した現状の水位レベルなどの評価条件を選定し、動的解析による地震応答評価結果に基づくRPV/PCV、RPVペDESTALの余寿命評価を実施し、平成24年度の冠水時の結果との比較評価を行う。

4. RPVペDESTAL健全性に対する高温デブリ落下影響評価

炉内状況把握SWTとの連携や、平成24年度のコアコンクリート反応(MCCI)による影響調査結果等をもとに、高温デブリによるRPVペDESTAL基部の侵食範囲の設定、伝熱解析による熱影響範囲を評価し、FEM応力解析により、高温デブリによるRPVペDESTALの構造健全性を評価する。

5. 原子炉注水配管の評価

安定的な冷却機能維持のため重要機器となる原子炉注水配管について、冷却水の流速、塩化物イオン濃度、溶存酸素濃度等をパラメータとした流動条件下(~1m/s規模)での腐食試験を実施し、腐食影響評価を行う。またノズル等の異種金属接触による腐食加速影響についても上記試験及び解析により評価する。

取組方針

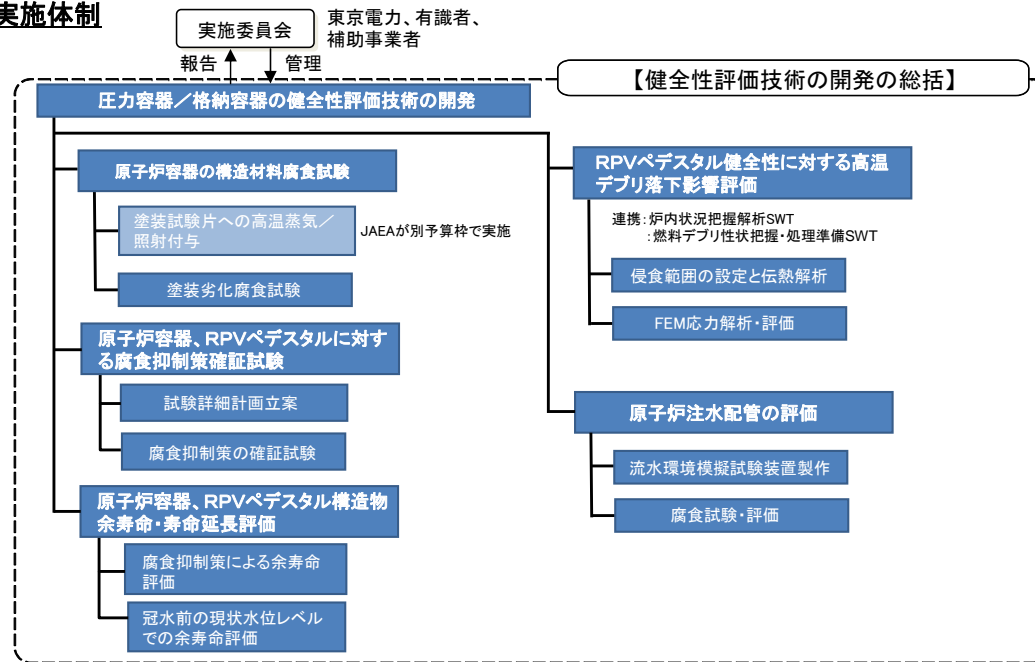
○中長期的な人材育成

関連技術の学会や分科会、セミナー等にて、大学、研究機関や関連素材、部品メーカー等企業に所属する若手を対象に実施計画や技術課題を紹介することにより、関心を持ってもらう(啓蒙活動)。また補助事業者所属の若手技術者や研究者には、国内外の関連技術調査、国内外の学会等における評価や成果発表、討議を経験させてスキルアップを図る。

○国内外の叡智の活用

OECD/NEAなどの国際会議や海外機関から機器の健全性評価技術に関連する情報を適宜入手して、実施委員会を介して研究計画の見直しに活用する。また、国内外の関連学会会議やワークショップにおいて研究開発の成果を公表し、積極的に学術関係者の意見をいただく機会を設ける。

実施体制



工程表

	H25上期	H25下期
1. 原子炉容器の構造材料腐食試験		
・塗装試験片への高温蒸気/照射付与	■	
・塗装劣化腐食試験		■
2. 原子炉容器、RPVペDESTALに対する腐食抑制策確認試験		
・試験詳細計画立案	■	
・腐食抑制策の確認試験		■
3. 原子炉容器、RPVペDESTAL構造物余寿命・寿命延長評価		
・腐食抑制策による余寿命評価		■
・冠水前の現状水位レベルでの余寿命評価	■	■
4. RPVペDESTAL健全性に対する高温デブリ落下影響評価		
・侵食範囲の設定と伝熱解析	■	■
・FEM応力解析・評価		■
5. 原子炉注水配管の評価		
・流水環境模擬試験装置製作	■	■
・腐食試験・評価		■

(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/格納容器及び原子炉ペ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こと、高温のデブリが落下している可能性があることから、劣化の促進が懸念される。このため、各材料の腐食データや高温強度データ等を取得し、構造健全性評価を行う。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等を取得し、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) 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。

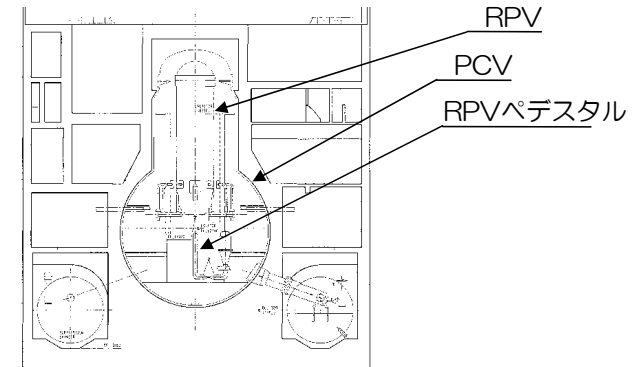
(6) 原子炉注水配管の評価

当初計画では、原子炉注水配管は対象外となっているが、安定的な冷却機能維持のためには重要な機器である。原子炉注水配管内部の冷却水の流速やノズル等の異種金属接触による腐食加速影響を評価する。

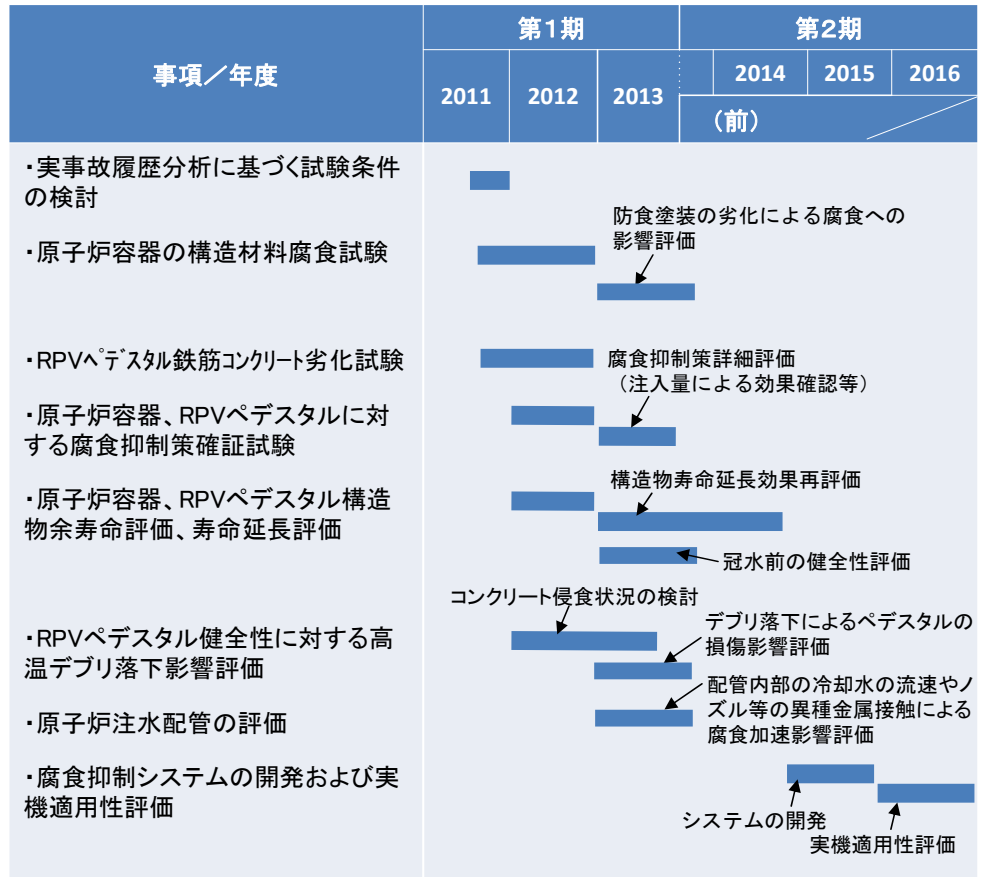
(7) 腐食抑制システムの開発および実機適用性評価

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RPV/PCV構造材への腐食抑制効果を確認する。

主な評価対象部位



実施工程



(2-①-9) デブリの臨界管理技術の開発(平成25年度計画案)

平成25年度主要目標

PCV内における燃料デブリの再臨界検知、および本格水処理システムにおける未臨界検知のためのモニタリング技術等を開発する。

平成25年度の実施内容

1. 臨界評価

(a) 臨界評価

H24年度に整備した臨界シナリオに基づき、臨界解析評価を実施する。別途計画されてい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。

(b) 臨界時挙動評価

臨界シナリオに基づき臨界となる条件を想定して、中性子応答の解析評価を行う。燃料デブリに対応した核・熱水力反応度フィードバックのモデル開発を進める。

2. 廃液処理、冷却設備の未臨界管理技術

本格水処理システムへの適用を目指して、未臨界度を推定するシステムを検討する。機器設計と開発を行い、試作機を製作して性能を検証する。

3. 炉内の再臨界検知技術

(a) 中性子検出器システム

H24年度に検討したシステム案に基づき、PCV内設置を想定してシステム・機器設計と開発を行い、試作機を製作して性能を検証する。

(b) FPγ線検出器システム

H24年度に検討したシステム仕様に基づき、機器設計と開発を行い、試作機を製作して性能を検証する。

4. 臨界防止技術

H24年度に調査した中性子吸収材候補について、デブリ取出しへの適用性を評価し、材料開発を進める。また、中性子吸収材の施工方法も併せて検討する。

5. 臨界管理技術に係る基盤研究

燃料デブリの臨界量及び性状の不確かさの感度を解析するとともに、再臨界時挙動解析手法開発プラットフォームを維持・改良する。

詳細燃焼解析コードの改良及び照射後試験(PIE)等による検証を進める。再臨界時の投入反応度評価を高度化する輸送計算コードを開発するとともに、このコードの検証及び燃料デブリ臨界量ベンチマークデータ取得のための臨界実験を検討・準備する。燃料デブリ取出し時の未臨界確認・監視に向けた中性子検出器の設計を検討する。

実施体制



工程表

主要案件			2013年度(平成25年度)		
			上半期	下半期	
1. 臨界評価	臨界評価	解析評価	■	■	
	臨界時挙動評価	モデル開発	■	■	
2. 廃液処理、冷却設備の未臨界管理技術	システム設計		■	■	
	機器設計/試作機製作		■	■	
	性能評価検証		■	■	
3. 炉内の再臨界検知技術	中性子検出器システム	システム・機器設計/試作機製作	■	■	
		性能評価検証	■	■	
	FPγ線検出器システム	機器設計/試作機製作	■	■	
		性能評価検証	■	■	
4. 臨界防止技術	材料開発	■	■		
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	臨界量・寸法等/不確かさ評価	■	
		燃焼計算コードの改良	SWAT改良	■	
	燃料デブリ取出し時の未臨界監視システムの開発	検出器設計・試作	■	■	
		臨界実験及びPIE	PIE	照射後試験(PIE)準備	■
			STACY更新/臨界実験	設計検討	■

(2-①)-9) デブリの臨界管理技術の開発(全体計画の概要)

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
			(前)				(中)	
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						
4. 臨界防止技術	材料調査		材料開発			臨界試験		
5. 臨界管理技術に係る基盤研究	[進捗バー]							

(2-②-1) 事故進展解析技術の高度化による炉内状況の把握(H25年度計画)

H25年度主要目標

事故進展解析技術高度化の成果、現場オペレーションから得られる情報、海外の知見等を活用し、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。

H25年度の実施内容

	目標および実施内容
①-1	【MAAP】H24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MAAPを改良
①-2	【SAMPSON】H24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SAMPSONを改良
②-1	【MAAP】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
②-2	【SAMPSON】一部改良した解析コードを用いて、構築したデータベースに基づき1～3号機の事故進展／炉内状況の把握に関する解析
③	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
④	国際ベンチマーク(OECD/NEA BSAFプロジェクト)の実施 (情報基盤・国際協力に係わる取り組み)

模擬試験等の実施:

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準備、予備試験及び解析等の実施。

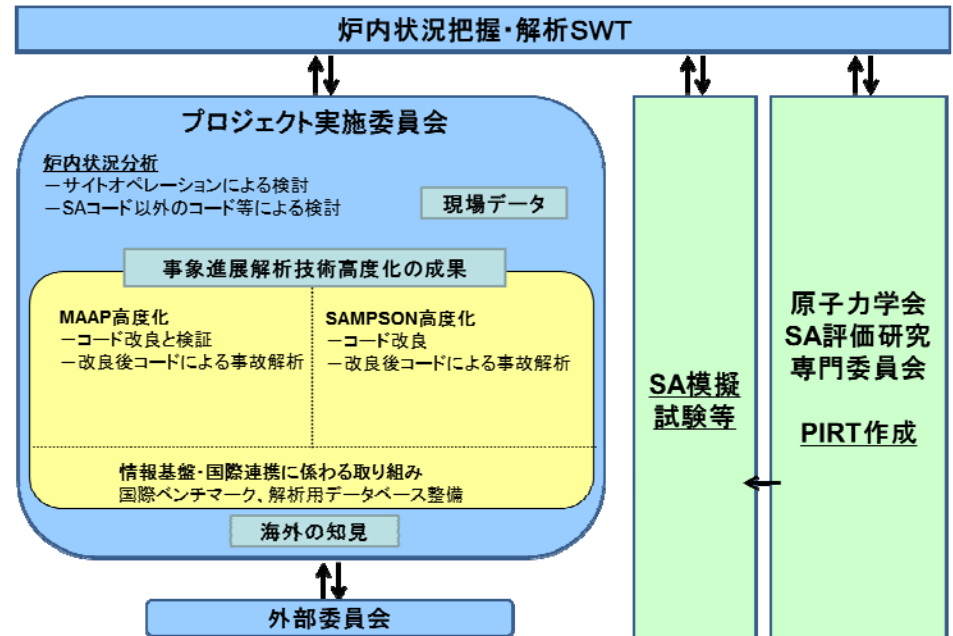
日本原子力学会との連携:

原子力学会でのシビアアクシデント現象評価の知見収集・整理に関する活動(PIRT開発活動等)から解析コード高度化に必要な知見を取得。

工程表

事項／年度に	上半期	下半期
①-1 解析コードの改良・検証	■	
①-2 解析コードの改良・検証	■	
②-1 改良版MAAPによる解析		■
②-2 改良版SAMPSONによる解析		■
③ 炉内状況分析	■	■
④ 国際ベンチマーク (BSAFプロジェクト)	■	■
模擬試験等の実施	■	■
PIRT作成 (原子力学会との連携)	■	■

実施体制



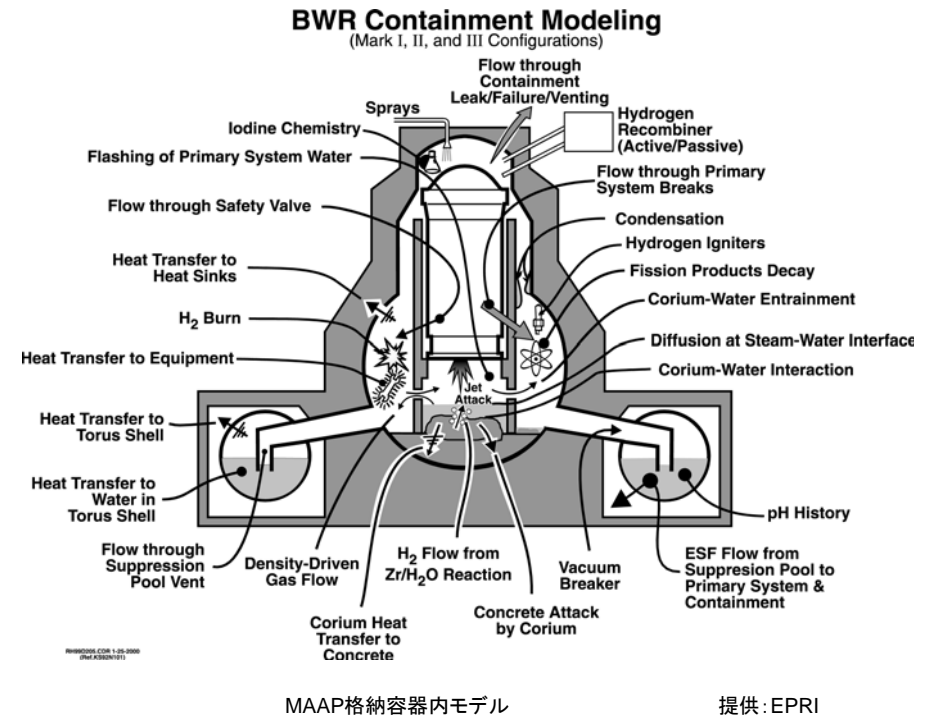
(2-2-1) 事故進展解析技術の高度化による炉内状況の把握(全体計画の概要)

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1期間			第2期間						
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020
				(前)			(中)			(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						

(2-③)-1, 3) 模擬デブリを用いた特性の把握、デブリ処置技術の開発 (平成25年度計画案)

平成25年度主要目標

- ・デブリ特性の把握: サンプルング・取出し等の検討に向けて、(U,Zr)O₂に構造材料(Fe)を加えた模擬デブリの硬度データを取得する。また、福島事故特有の反応(模擬デブリと海水塩、B₄Cの高温反応)による生成物の性状評価を継続するとともに、MCCI生成物に係る試験に着手する。
- ・デブリ処置技術の開発: シナリオ検討に必要なデータの整理を継続すると共に、代表的シナリオ案について得失を評価し概略検討結果を取りまとめる。また、既存処理技術の適用性に係る評価を進める。

1. デブリ特性の把握

① 模擬デブリの特性評価(模擬デブリの作製条件の検討を含む)

- ・事故時の炉内状況に係る情報、TMI-2の知見を始めとするSA研究の知見、SA解析コードの評価結果等に基づいて、実デブリの組成、性状等を推定する。その上で、推定結果から設定する条件で模擬デブリを作製する。
- ・昨年度選定した、サンプルング・取出し検討に必要なと考えられる現場ニーズの高い物性値(硬度等の機械的特性)について、切削性に与える影響をコールド試験により評価する。
- ・生成条件の異なる(U,Zr)O₂系模擬デブリを作製し、上記にて切削性への影響を確認する機械的物性データを取得する。
- ・デブリ性状の推測データとして福島特有事象であるB₄C、コンクリート等の反応、さらにMOX燃料からの生成デブリを想定した系で熱物性等の基礎データ取得を継続する。
- ・昨年度実施したMCCI生成物に係るアプローチ検討の結果にしたがい、MCCI反応生成物に関するR&Dを進める。

② 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を次年度実施するための準備を進める。

③ 実デブリ特性の推定

- ・推定される炉内デブリの種類と特性リストについて上記の検討R&D成果を反映させる。

④ 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を検討するとともに、INL、CEA等との情報交換会議を開催、具体化した協力内容について手続きを進める。

2. デブリ処置技術の開発

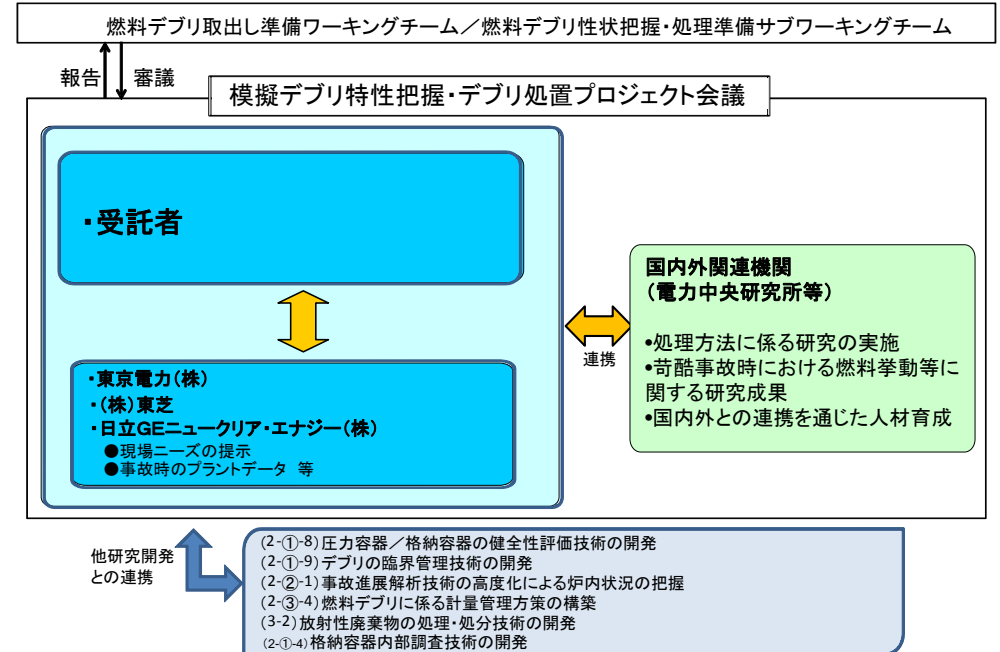
① シナリオ検討に向けた技術的要件の整理

- ・デブリ処置方策として考えられる選択肢について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)を基に各選択肢の得失を評価し、概略検討結果を取りまとめる。

② 処置技術の適用性検討

- ・模擬デブリを用いて湿式・乾式等処理技術の成立性に係る基礎的なデータを取得する。

実施体制



実施工程

事項/年度	2012	2013年度				2014
		4月	7月	10月	1月	
1. デブリ特性の把握	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					
① 模擬デブリの特性評価(模擬デブリの作製条件の検討を含む)	模擬デブリの機械物性評価(U-Zr-O)		同左(U-Zr-Fe-O)			
	炉内外材料との反応生成物評価(海水塩・B4C等) 同左(コンクリート)					
② TMI-2デブリとの比較	施設対応・輸送方法検討		施設・輸送容器等対応		輸送・試験	
③ 実デブリ特性の推定	暫定リスト作成		実デブリ特性リスト改定			
④ 国際協力(共同研究)の検討	JAEA-CEA共同研究(模擬デブリ/模擬MCCI生成物性状調査等)					
	JAEA-米国共同研究(内容調整中)					
2. デブリ処置技術の開発	シナリオ検討に向けた技術的要件の整理、処置技術の適用性検討					

(2-③-1, 2, 3) 模擬デブリを用いた特性の把握、実デブリの性状分析、デブリ処置技術の開発 (全体計画の概要)

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]									

(2-③-4) 燃料デブリに係る計量管理方策の構築(平成25年度計画案)

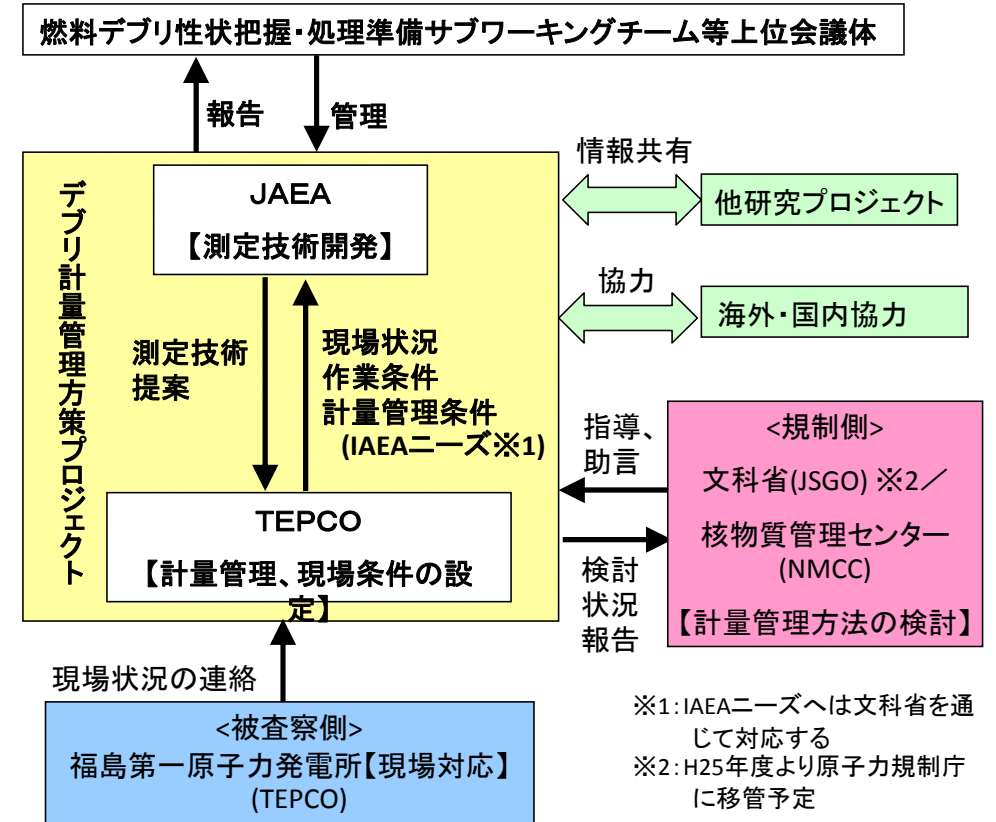
平成25年度の短期的目標

- TMI-2及びチェルノブイリでの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及び計量管理手順を整理し、福島第一原子力発電所との比較検討を行った上、適用する計量管理手法の基礎データを整備する。
- 汚染水や廃棄物中の核物質調査結果等から核燃料物質の分布状況の評価を継続する。
- 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リストの中から実用化の可能性のある候補技術を選択する(複数)。

平成25年度研究開発計画

- TMI-2及び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、聞き取りによる情報収集及び情報整理を継続し、福島第一原子力発電所との比較検討を実施する。
- 福島第一原子力発電所に適用可能性のある核燃料物質測定技術の調査とその評価を実施し、H26年度以降技術開発を実施する実用化の可能性のある候補技術を選定する。
- 核燃料物質測定技術の基礎的な技術開発、適用可能性評価のための基礎データを取得する試験を継続する。
- ガレキ、汚染水等の核物質調査結果等から廃棄物中の核物質測定技術開発の必要性を検討する。
- DOE-JAEA保障措置協力取極めに基づく共同研究を米国国立研究研と以下の内容について実施する。
 - 燃料デブリ測定技術の調査及び技術リストの作成
 - 各技術の適用性を評価する項目及び手法の検討
 - 検討した手法を用いた各測定技術の適用性評価
 - 開発を行う燃料デブリ測定技術の選定
- 国際協力等の研究開発を通じた人材育成について検討する。

研究実施体制



実施工程

事項／年度	平成25年度(2013年度)
1. 文献調査、現場管理状況調査	TMI、チェルノブイリ情報調査、1Fとの比較検討
2. 核燃料物質の分布状況の評価	核燃料物質の分布状況評価
3. 燃料デブリに係る計量管理手法の構築	測定技術の適用性検討

(2-③-4) 燃料デブリに係る計量管理方策の構築(全体計画の概要)

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									

(3-1) 汚染水処理に伴う二次廃棄物の処理・処分技術の開発(平成25年度計画案)

平成25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結果を用いて二次廃棄物の核種組成の評価を進める。また、実サンプルを採取できる廃棄物について採取方法を検討する。
- 廃ゼオライトの保管方策検討に必要なセシウム濃度分布、化学的性状の概要を評価する。

2. 長期保管方策の検討

- 廃ゼオライト及びスラッジの保管容器について、腐食、水素発生等の長期保管性能の評価を実施する。
- 多核種除去設備等から発生する二次廃棄物に関し、調査した性状を元に長期保管方策について必要に応じて検討する。

3. 廃棄体化技術の検討

- 長期保管方策の検討において、十分な保管性能が担保されないケースに対応し、廃ゼオライト・スラッジに適用可能な廃棄体化技術を提案する。
- 多核種除去設備等から発生する二次廃棄物の廃棄体化のための調査を実施し、その結果を元に基礎試験に着手する。

平成25年度の実施内容

1. 廃吸着材・スラッジ等の性状調査

- ・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結果に基づき二次廃棄物の核種組成の評価を進める。また、スラッジならびに多核種除去設備から発生する二次廃棄物の採取方法を検討し、採取・分析する。
- ・吸着シミュレーション解析及び模擬試験を進め、代表的な廃ゼオライト吸着塔内部のセシウム濃度分布を試算する。また、熱伝導率等の保管に係わる性状データを評価する。
- ・第二セシウム吸着装置、多核種除去設備から発生する二次廃棄物の性状把握のためのデータの収集を継続する。

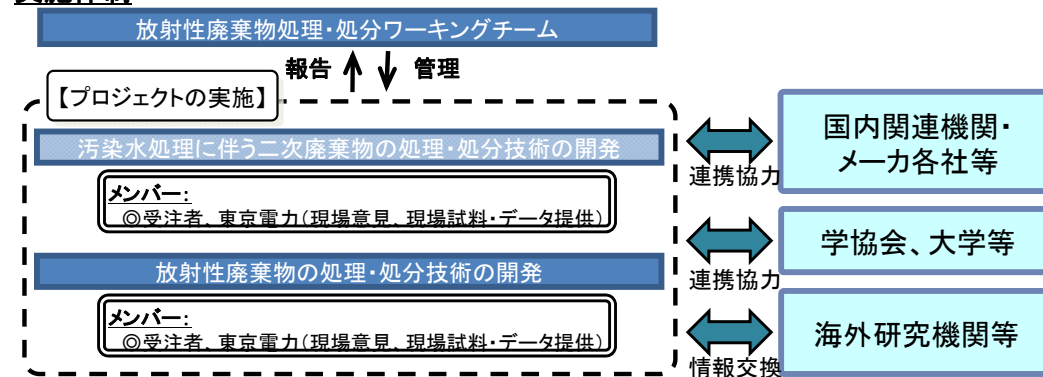
2. 長期保管方策の検討

- ・スラッジ等の保管容器材料を対象に、塩化物イオン等との接触、 γ 線照射を考慮して腐食データを取得し、腐食支配因子について明らかにするとともに、腐食進展データをもとに、想定される容器材料の耐用寿命について評価する。廃ゼオライトについても、実機塩分洗浄試験及び腐食基礎試験の結果から、吸着塔容器材料の局部腐食発生の有無を評価する。
- ・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、現行の水素安全対策について確認する。
- ・スラッジ保管の安全性(水素、崩壊熱、材料)について確認する。
- ・第二セシウム吸着装置、多核種除去設備から発生する二次廃棄物の性状データに基づき、長期保管方策について必要に応じて検討する。

3. 廃棄体化技術の検討

- ・十分な保管性能が担保されないケースに対応し、廃ゼオライト・スラッジの廃棄体化に係る基礎試験を継続するとともに、これらに適用可能な廃棄体化技術を提案する。
- ・多核種除去設備等から発生する二次廃棄物の廃棄体化のため、セメント固化等の基礎試験に着手する。

実施体制



工程表

事項/月	2013											
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
1. 廃吸着材・スラッジ等の性状把握	スラッジの採取検討											
	廃吸着塔の吸着シミュレーション及び模擬試験、熱伝導率等測定等									セシウム分布等評価		
	第二セシウム吸着装置、多核種除去設備の二次廃棄物の調査											
2. 長期保管方策の検討	スラッジ等の保管容器材料の腐食データの取得									支配因子、寿命評価		
	廃吸着材、スラッジのG値等の放射線分解基礎データの取得									水素安全対策評価		
	セシウム吸着塔実機塩分洗浄試験及び腐食基礎試験									腐食発生評価		
	スラッジの熱解析									熱的安全対策評価		
3. 廃棄体化技術の検討	第二セシウム吸着装置、多核種除去設備の二次廃棄物の長期保管方策の妥当性の検討											
	ゼオライト、スラッジの廃棄体化基礎試験									廃棄体化技術とりまとめ		
	多核種除去設備等の二次廃棄物の廃棄体化の基礎試験											

(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)

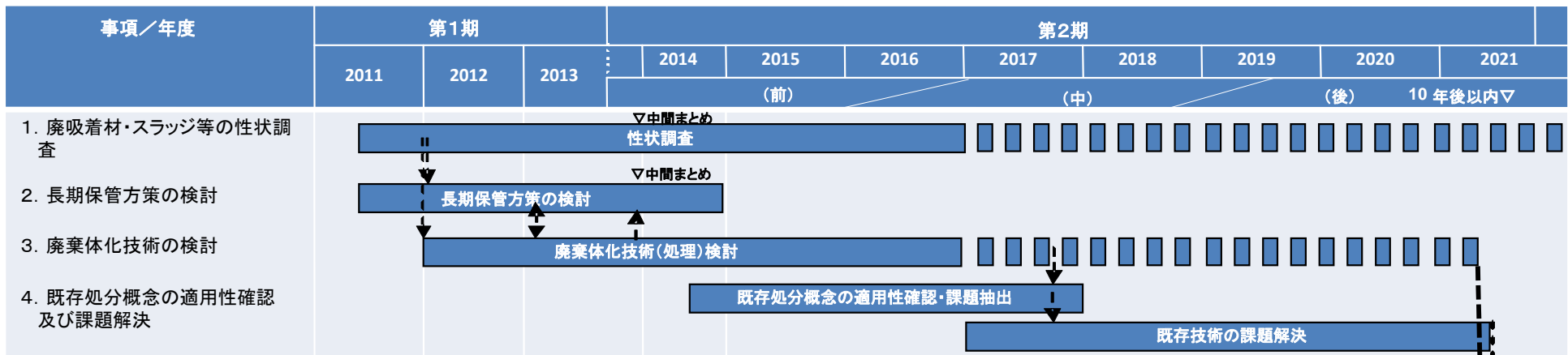
必要性

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、二次廃棄物の性状調査、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。
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
 - ・長期保管方策の検討において、十分な保管性能が担保されないケースに対応し、処分を見据えた廃棄体化に係る処理技術の基礎的検討を実施する。また、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



(3-2) 放射性廃棄物の処理・処分技術の開発(平成25年度計画案)

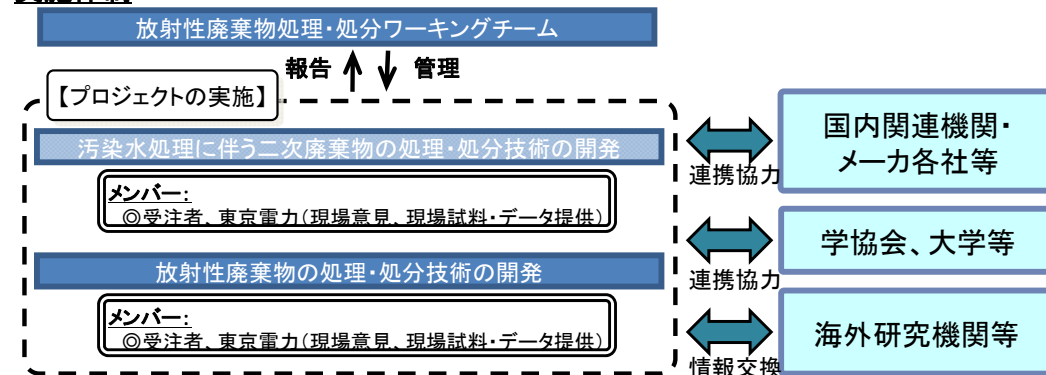
平成25年度主要目標

- ガレキ等の性状調査等
 - 廃棄物の管理・処理・処分の全体シナリオを作るための前提条件として、ガレキ、伐採木等への放射性物質の付着状況等を把握するための分析を実施する。
 - 国内大学、研究機関、メーカー等並びにIAEA等海外機関との連携を強化し、分析技術、インベントリ評価技術等に関する情報の共有及び人材育成を図る。
- 難測定核種分析技術の開発
 - 分析技術の確立が必要な難測定核種に関する技術開発を実施する。
- 廃棄体化技術の検討
 - 廃棄物の性状に関する研究等の成果を反映させながら、既存の処理・廃棄体化技術の適用性確認に向けた技術調査、技術比較等を実施する。
- 放射性廃棄物処分の安全性に関する検討
 - 研究開発成果や情報を整理するためのデータベースを製作、運用し、運用上の課題の抽出、課題を解決するための改良案の検討を実施する。
 - 廃棄物の性状に関する研究等の成果を反映させながら、既存の処分概念の適用性確認に向け、処分技術、処分安全評価等に関する基礎的な検討を実施する。

平成25年度の実施内容

- ガレキ等の性状調査等
 - ガレキ、伐採木等の核種分析を継続し、場所や線量に対する核種組成の特徴を検討する。
 - 汚染水試料と合わせて50サンプル程度の試料の分析を実施する。
 - 分析対象核種は、廃棄物の処分を検討する上で重要となる核種約30種とする。
- 難測定核種分析技術の開発
 - H24年度に実施した難測定核種の分析フロー等の検討結果に基づき評価試験を実施し、難測定核種分析技術に関する課題の抽出、新規フロー考案等の対応策の検討等を実施する。
 - 高線量廃棄物試料等の分析に対応するため、キャピラリー電気泳動法及びレーザ共鳴電離質量分析を用いた簡易な分析システムの開発を実施する。
- 廃棄体化技術の検討
 - 処理技術、廃棄体化技術等に関する既存技術の調査を実施するとともに、廃棄物の処理への既存技術の適用性確認に向けた技術比較等を実施する。
- 放射性廃棄物処分の安全性に関する検討
 - H24年度の検討結果を基にプロトタイプの実験・運用方法等の検討、設計・製作、運用を行うとともに、運用上の課題の抽出、課題解決に向けた改良案の検討を実施する。
 - 処分技術、処分安全評価技術等に関する既存技術の調査を実施するとともに、既存処分概念への適用性確認に向けた基礎的な検討を実施する。

実施体制



工程表

事項/月	2013											
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
1. ガレキ等の性状調査等	サンプリング											
	核種分析											
2. 難測定核種分析技術の開発	試験											
	課題抽出・対応策検討											
3. 廃棄体化技術の検討	文献調査											
	適用性確認に向けた基礎的検討											
4. 放射性廃棄物処分の安全性に関する検討	データベース構築											
	文献調査											
適用性確認に向けた基礎的検討												

(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

