

東京電力（株）福島第一原子力発電所 1～4 号機の
廃止措置等に向けた研究開発計画について

平成 23 年 12 月 21 日
原子力災害対策本部
政府・東京電力中長期対策会議

目次

1. はじめに	1
2. 研究開発実施にあたっての基本的考え方	1
(1) 現場ニーズへの貢献	1
(2) 国の関与・支援のあり方	2
(3) 国内外の叡智を結集するオープンかつ柔軟な実施体制	2
3. 研究開発計画	2
(1) 使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発	3
a. 使用済燃料プール燃料取り出しに係る作業の全体計画	3
b. 研究開発内容	4
(1-1) 使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の長期健全性評価	4
(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	4
(2) 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発	4
a. 燃料デブリ取り出し準備に係る作業の全体計画	4
b. 研究開発内容	5
①遠隔操作機器・装置活用等による燃料デブリ取り出し	5
(2-①-1) 建屋内の遠隔除染技術の開発	5
(2-①-2) 格納容器漏えい箇所特定技術の開発	5
(2-①-3) 格納容器補修技術の開発	6
(2-①-4) 格納容器内部調査技術の開発	6
(2-①-5) 圧力容器内部調査技術の開発	7
(2-①-6) デブリ・炉内構造物取出工法・装置開発	7
(2-①-7) 炉内燃料デブリ収納・移送・保管技術開発	8
(2-①-8) 圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発	8
(2-①-9) デブリの臨界管理技術の開発	8
②炉心状況把握	9
(2-②-1) 炉内状況把握のための事故進展解析技術の開発	9
③燃料デブリ性状把握・処理準備	9
(2-③-1) 模擬デブリを用いた特性の把握	9
(2-③-2) 実デブリの性状分析	10
(2-③-3) デブリ処理技術の開発	10
(2-③-4) デブリに係る計量管理方策の構築	10
(3) 放射性廃棄物処理・処分に係る研究開発	11
a. 放射性廃棄物処理・処分に係る作業の全体計画	11
b. 研究開発内容	11
(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	11
(3-2) 放射性廃棄物の処理・処分技術の開発	11
(4) 遠隔操作機器・装置に係る研究開発	12
4. 研究開発の推進体制	13
(1) 研究開発推進体制の基本的考え方	13
(2) 研究開発の実施体制	13
5. 国際協力のあり方	14

1. はじめに

東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故について、ステップ2完了以降は、プラント安定化に向けたこれまでの取組から確実に安定状態を維持する取組への移行と並行して、廃止措置に向けて必要な取組（使用済燃料プール内に貯蔵されている燃料体の取り出し、炉内燃料デブリの取り出し等）を中長期に亘って進めていくこととなる。

こうした認識の下、本年8月、原子力委員会に中長期措置検討専門部会が設置され、今後の技術課題及び研究開発項目等が整理されるとともに、「燃料デブリ取り出し開始までの期間は10年以内を目標とし、廃止措置が全て終了するまでは30年以上の期間を要する」といった趣旨の記述を含む報告書案が取りまとめられた。

また、上記の報告書案を踏まえ、11月9日には、枝野経済産業大臣及び細野原発事故収束・再発防止担当大臣から資源エネルギー庁、原子力安全・保安院及び東京電力に対し、廃止措置等のための研究開発計画の策定についての指示が出された。

これを受け、資源エネルギー庁及び東京電力は、文部科学省、日本原子力研究開発機構（JAEA）及び東京電力（株）福島第一原子力発電所の設計・建設に関して知見・経験を有するプラントメーカーである（株）東芝及び（株）日立製作所／日立 GE ニュークリア・エナジー（株）の協力を得ながら本研究開発計画書を取りまとめた。

本研究開発計画書は、「研究開発実施にあたっての基本的考え方」、「研究開発計画」、「研究開発の推進体制」及び「国際協力のあり方」で構成される。今後は、本計画に沿って、東京電力（株）福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期の取組を進める上で必要な研究開発を着実に進めていく。

なお、研究開発の成果として得られた知見・技術は、国内外の将来の原子力施設の廃止措置や安全基盤の強化等にも広く役立つものと期待される。

2. 研究開発実施にあたっての基本的考え方

（1）現場ニーズへの貢献

本研究開発の目的は、ステップ2完了後、確実に安定状態を維持する取組と並行して、使用済燃料プール内の燃料の取り出し及び炉内燃料デブリの取り出し等の廃止措置等に向けた計画を、地域の皆様や作業員の安全確保を大前提として、確実かつ効率的に実施していくために必要な技術課題を解決することにある。

また、本研究開発は、通常の研究とは異なり、得られた成果が東京電力（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた作業に直結することから、現場での技術実証までを研究開発の範囲に含めるものとする。

このため、研究開発計画の立案段階から実施段階において、現場のニーズを常に把握し研究開発に反映させるとともに、得られた成果を可能な限り早期かつ的確に現場に適用することを目指す。

研究開発の成果が得られる段階等の節目において、次段階に進めるかどうかの判断は、技術の実現性・妥当性を評価して行う。また、現場の状況、関連研究や作業の進捗状況等について関係機関の間で十分連携をとり、必要に応じて計画を見直していく。

特に、現場調査の結果により、適用できる技術が大きく変わる可能性もあるため、止水技術等の技術的ハードルが高いと考えられる課題については、予め代替方策を検討する。

(2) 国の関与・支援のあり方

廃止措置等に向けた取組はこれまで経験したことがない技術的困難性を伴う。よって、資源エネルギー庁は、研究開発計画の策定やプロジェクト管理において主導的役割を果たし、文部科学省と密接な連携を図りながら国内外の叢智を結集した研究開発体制を整備する。

原子力安全・保安院（新規制庁）は、研究開発に伴う現場での試験や実証等に際して、必要な法制度に基づく安全規制を行う。

東京電力は、福島第一原子力発電所の設置者であり、廃止措置等に向けた現場作業に責任を有する立場として、計画を着実に推進する。

(3) 国内外の叢智を結集するオープンかつ柔軟な実施体制

廃止措置等に向けた中長期の取組を進める上で必要な研究開発を効率的に実施するため、計画から実施に至る各段階において、適用可能な国内外の技術及び専門家の知見を積極的に活用し、研究開発に反映するよう考慮する。

特に、諸外国の政府関係機関、国際機関及び民間事業者からの情報・助言や具体的な協力の可能性を的確に評価し、効果的・効率的な研究開発の仕組みを構築していくことは重要な課題である。

3. 研究開発計画

廃止措置等に向けた具体的作業内容と実現のための技術課題を踏まえて、研究開発計画を策定した。

全体の研究開発は、作業に応じて、「使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発」、「燃料デブリ取り出し準備」、「放射性廃棄物処理・処分に係る研究開発」及び「遠隔操作機器に係る技術開発」に分類し、それぞれ必要な研究計画を策定した。

なお、本計画書では、「東京電力（株）福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」同様、ステップ2完了から使用済燃料プール内の燃料取り出し開始まで（目標は2年以内）を第1期と定義した。この期間においては、使用済燃料プール内の燃料取り出し開始のための準備作業を行うとともに、燃料デブリの取り出しに必要な研究開発を開始し、現場調査にも着手するなど、廃止措置等に向けた集中準備期間となる。

第2期は、第1期終了から燃料デブリ取り出し開始まで（目標は10年以内）と定義した。当該期間中は、燃料デブリ取り出しに向けて多くの研究開発や原子炉格納容器の補修作業などが本格化する。また、当該期間中の進捗を判断するための目

安として（前）、（中）、（後）の3段階に区分する。

第3期は、第2期終了から廃止措置終了まで（目標は30～40年後）と定義した。この期間は、燃料デブリ取り出しから廃止措置終了までの実行期間とする。

また、2015年度以降については、時期・措置の内容が今後の現場状況や研究開発成果等によって大きく変わることから、およその時期的目標を可能な限り設定した。また、当該期間中の各作業は、技術的にも多くの課題があり、現場状況、研究開発成果、安全要求事項等の状況を踏まえながら、段階的に工程を進めていくことが必要となる。このため、次工程へ進む判断の重要なポイントにおいて、追加の研究開発の実施や、工程又は作業内容の見直しも含めて検討・判断することとしている。これを判断ポイント（HP）として設定し、関連する研究開発項目の後に記載した。

なお、原子炉施設の解体に係る遠隔解体技術等の研究開発については、基礎データベース（汚染状況等）を構築した上で、既存技術での対応可否も含めた研究の必要性について今後検討していく。

（1）使用済燃料プール燃料取り出しに係る研究開発

a.使用済燃料プール燃料取り出しに係る作業の全体計画

原子炉建屋の最上階に使用済燃料プールが設けられており、1～4号機の使用済燃料プールには、現在3,108体の燃料体（うち、2,724体が使用済燃料）が保管されている。津波の影響により、一時的に冷却機能を失ったが、コンクリートポンプ車（通称キリン）等による冷却水の注水が実施され、使用済燃料プール内の燃料の冷却は維持された。

2～4号機の使用済燃料プールには、当初、応急処置として海水を注入していた実績がある。また、1,3,4号機は水素爆発により、原子炉建屋が大きく損傷し、使用済燃料プール内の燃料についても落下したガレキによる損傷の可能性は否定できない。

現状、燃料取り出し作業手順は、以下の手順を計画している。

- ① 原子炉建屋上部ガレキ撤去
- ② カバー（又は、コンテナ）の設置／燃料取扱設備の設置又は復旧
- ③ 構内輸送容器・収納缶の設計、製造
- ④ 共用プール内空きスペース確保／改造
- ⑤ 使用済燃料プールからの燃料取り出し
- ⑥ 取り出し燃料の保管・管理

使用済燃料プールからの燃料取り出し作業そのものは、既存技術の応用で対応可能であるが、今後、海水に漬かった、あるいは変形・損傷の生じた使用済燃料を長期に亘り健全に保管するとともに、再処理時の影響を検討することは、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。そのため、以下の研究開発を実施する。

b.研究開発内容

(1-1) 使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の長期健全性評価 (2011年～2015年度)

<目的>

- ◇ 使用済燃料プール内の燃料体は海水に曝されたことから、長期に亘って健全に保管する場合の影響を評価する必要がある。

<概要>

- ◇ 取り出した燃料体の実際の状況を踏まえ、海水に曝された燃料体に関する腐食試験を行うことで健全性を評価し、腐食対策について検討する。

(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 (2013年～2017年度)

<目的>

- ◇ 使用済燃料プール内に保管されていた燃料体(2～4号機)は、海水に曝されており、1,3,4号機では、落下したガレキにより損傷している可能性がある。当該燃料体を再処理する場合の前処理、化学処理工程等への影響について検討する必要がある。

<概要>

- ◇ 損傷若しくは海水に曝された使用済燃料について、化学処理、廃棄物処理、製品回収工程への影響を把握し、処理方法を検討し前処理、再処理可能性の判定基準を整備し、当該燃料体の処理方策検討に資する。

(HP-1)使用済燃料の再処理・保管方法の決定

- 使用済燃料プールから取り出した使用済燃料の長期健全性の評価、再処理に向けた研究開発成果を踏まえ、将来の処理・保管方法を決定する。
【第2期(後)】

(2) 燃料デブリ取り出し準備に係る研究開発

a. 燃料デブリ取り出し準備に係る作業の全体計画

福島第一原子力発電所1～3号機では、炉心溶融が発生したと考えられる。すなわち、核燃料が炉内構造物の一部と溶融した上で再度固化した状態(燃料デブリ)となって原子炉压力容器下部及び原子炉格納容器内に存在すると考えられる。

燃料デブリの存在状況については、関係機関が1～3号機の炉心状況の数値計算シミュレーションを用いて解析を実施しているが、更に精度を高める取組を進めている。一方、実際の作業は解析結果を参考として、現場の状況や実際の試料を確認しながら進めていくことが重要である。

現状、燃料デブリの位置・性状、原子炉格納容器・压力容器の損傷箇所等の詳細状況は不明であるが、燃料デブリ取り出しに向けた作業手順は、スリーマイルアイランド原子力発電所2号機(以下、「TMI-2」という。)と同様に、作業被ばく低減

等の観点から燃料デブリを冠水させた状態で取り出すことを基本方針として研究開発計画を策定することとした。

現状、燃料デブリ取り出しの具体的な手順は以下を想定している。

- ① 原子炉建屋内除染
- ② 原子炉格納容器漏えい箇所調査
- ③ 原子炉建屋止水／原子炉格納容器の下部補修
- ④ 原子炉格納容器部分水張り
- ⑤ 原子炉格納容器内部調査・サンプリング
- ⑥ 原子炉格納容器上部補修
- ⑦ 原子炉格納容器／原子炉圧力容器水張り
- ⑧ 原子炉内調査・サンプリング
- ⑨ 燃料デブリ取り出し技術の整備と取り出し作業
- ⑩ 取り出し後の燃料デブリの安定保管、処理・処分

b. 研究開発内容

< 燃料デブリ取り出しに向けた研究開発 >

① 遠隔操作機器・装置活用等による燃料デブリ取り出し

現状、福島第一原子力発電所 1～3 号機の原子炉建屋内は高線量下にあり、作業を行うためには除染作業が必須である。また、水中で燃料デブリを取り出すためには高線量・狭隘等の厳しい環境下における原子炉格納容器損傷箇所の特定及び補修を行う必要があることから、そのための技術・工法を開発するとともに、燃料デブリの位置・状況の調査及び燃料デブリ取り出しに資する工法・機器を開発する。

(2-①-1) 建屋内の遠隔除染技術の開発 (2011 年～2013 年度)

< 目的 >

- ◇ 漏えい箇所調査、補修等の燃料デブリ取り出しに必要な作業に対して、被ばく低減を図りながら人のアクセスを可能にする必要がある。

< 概要 >

- ◇ 現場の状況等を踏まえて、汚染状況を推定・評価するとともに、適用可能な除染技術の整理を踏まえ、模擬汚染による除染試験を実施する。遠隔装置開発と組み合わせて除染システムを開発し、モックアップ試験を経て実機における実証試験を行い、除染性能を評価し、実機適用に必要な改良を行う。

(2-①-2) 格納容器漏えい箇所特定技術の開発 (2011 年～2014 年度)

< 目的 >

- ◇ 燃料デブリの取り出しを水中で実施するためには、原子炉格納容器の漏えい箇所を補修し、格納容器内を水で満たすことが必要であり、これに先立ち、格納容器漏えい箇所を特定するための調査を実施する。

<概要>

- ◇ 漏えい箇所は高線量下、かつ水中や狭隘部にも存在すると考えられるため、遠隔操作により当該部にアクセスするための技術や漏えいを検知するための技術を開発する。

(2-①-3) 格納容器補修技術の開発 (2011年～2017年度)

<目的>

- ◇ 特定された漏えい箇所を補修し、原子炉建屋とタービン建屋間の漏えいを止水するとともに、原子炉格納容器水張りに向けてバウンダリを構築する。

<概要>

- ◇ 漏えい箇所は高線量下、かつ水中や狭隘部にも存在すると考えられるため、遠隔操作で当該部にアクセスして補修を実施する技術・工法を開発する。なお、原子炉格納容器の補修工法の開発は、燃料デブリ取り出し作業の要となる開発項目であり、その技術的難易度も高いと想定される。従って、格納容器漏えい箇所の調査結果等を踏まえ補修工法の開発が困難となる場合も想定し、補修工法の開発を進めつつ、それに代わり得る工法の検討も併せて実施する。

(HP-2) 原子炉格納容器下部補修方法、止水方法の確定

- 原子炉格納容器漏えい箇所の調査により原子炉格納容器下部・建屋地下の漏えい箇所・状況が特定され、当該部の補修に必要な工法・装置の開発が終了していること、現場の状況が当該技術を適用可能な状況にあること、循環冷却水が原子炉格納容器下部・原子炉建屋地下から取水可能となっていること等を確認し、格納容器下部・建屋地下の補修（止水）工事の着手を判断する。
- また、この時点において、現場の漏えい箇所の状況等を踏まえ、当該部の補修に着手する号機順位を決定することにより、燃料デブリ取り出しに向けた号機順位について1次的な評価を行う。【第2期（前）】

(HP-4) 原子炉格納容器上部補修方法の確定

- 当該部の補修必要箇所が特定され、必要な工法・装置の開発が完了していること等を確認し、原子炉格納容器上部の補修工事着手を判断する。なお、本作業については、研究開発の進捗、現場や要員の状況次第では、上記原子炉格納容器下部の補修と並行して実施する可能性もある。【第2期（中）】

(2-①-4) 格納容器内部調査技術の開発 (2011年～2016年度)

<目的>

- ◇ 燃料デブリの存在状況は現状不明であり、その取り出しに向けて原子炉格納容器内の燃料デブリの位置、状況を予め調査するとともに、圧力容器を支持するペDESTAL等の状況も確認しておく必要がある。

<概要>

- ◇ 燃料デブリの位置・状況の調査においてはプラントパラメータ計測やシミュレーション解析等による推定を実施するとともに、原子炉格納容器内の調査技術の開発では、環境（狭隘，高線量等）を想定して適用可能な技術を調査した上で点検調査装置を設計・製作する。併せて、調査作業における放射性物質の飛散防止対策を検討する。

(HP-3)原子炉格納容器下部水張り完了、原子炉格納容器内調査方法の確定

- 原子炉格納容器下部の漏えい箇所補修等が終了し、当該部の水張りが完了していること、及び内部調査方法及び装置の開発が完了していること等を確認し、原子炉格納容器内部調査の開始を判断する。【第2期（中）】

(2-①-5) 圧力容器内部調査技術の開発(2013年～2019年度)

<目的>

- ◇ 燃料デブリの取り出しに向けて、圧力容器内の状況（燃料デブリ、炉内の損傷・汚染機器の状況）について把握する必要がある。

<概要>

- ◇ 燃料デブリ等圧力容器内部の調査のため、想定環境（高線量、高温、高湿度等）で適用可能な技術を調査する。原子炉格納容器内の調査結果をもとに圧力容器内の調査のための装置を設計・製作する。

(HP-5)原子炉格納容器上部水張り完了、炉内調査方法の確定

- 原子炉格納容器の上部（原子炉圧力容器を含む）までの水張りが完了していること、原子炉建屋コンテナ（又はカバーの改造）等の閉じこめ空間が形成されていること及び原子炉内部調査方法及び装置の開発が完了していること等を確認し、原子炉圧力容器の上蓋開放及び原子炉内調査の開始を判断する。【第2期（後）】

(2-①-6) デブリ・炉内構造物取出工法・装置開発(2015年～2021年度)

<目的>

- ◇ 燃料デブリの取り出し作業については、TMI-2の事例が参考となる。しかし、TMI-2が加圧水型原子炉（PWR）であるのに対し、福島第一原子力発電所は沸騰水型原子炉（BWR）であり、原子炉圧力容器内部に多くの炉内構造物があること、また燃料デブリの一部は原子炉格納容器に移行したと推定されることから、燃料デブリを取り出す工法について技術開発が必要である。

<概要>

- ◇ TMI-2等で適用可能な技術を整理した上で、原子炉格納容器、原子炉圧力容器内の調査結果を踏まえ、福島第一原子力発電所における燃料デブリの取り出し方法を検討し、装置の設計・製作を行う。装置はモ

ックアップ試験を実施した上で、実機での燃料デブリ取り出し作業に適用し、評価・改良を行う。

(2-①-7) 炉内燃料デブリ収納・移送・保管技術開発(2013年～2019年度)

<目的>

- ◇ 福島第一原子力発電所における燃料デブリは、TMI-2に比べて、海水注入を経験したこと、燃焼度が高い点が異なることから、デブリの性状を踏まえた収納容器の開発が必要である。

<概要>

- ◇ 海水注入等を経験した燃料デブリの収納、移送、保管に適用可能な技術を調査し、容器の材料選定を行う。燃料デブリの形状や熔融状態に応じた収納方法を検討し、取扱い機器、収納容器の製作、モックアップ試験を行う。また、効率的な移送・保管の方法を検討し、必要な設備の設計・製作を行った上でモックアップ試験を実施し、評価・改良を行う。

(HP-6)燃料デブリ取り出し方法の確定、燃料デブリ収納缶等の準備完了

- 原子炉格納容器／原子炉圧力容器内部調査の結果等に基づく燃料デブリ取り出し方法・装置、取り出しに必要な保管容器（収納缶）の開発が完了していること、取り出した燃料デブリの保管・貯蔵場所が確保されていること等を確認し、燃料デブリ取り出しへの着手を判断する。【(目標：10年以内)】

(2-①-8) 圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発(2011年～2016年度)

<目的>

- ◇ 海水が注入された原子炉圧力容器／原子炉格納容器は、今後も長期に亘り、希釈海水環境に曝されることが想定される。燃料デブリ取り出しまでの期間、機器の健全性を確保し、安定的な冷却を継続する必要がある。
- ◇ 原子炉圧力容器／原子炉格納容器を支える鉄筋コンクリート構造物についても、高温履歴や海水浸漬の影響を確認する必要がある。

<概要>

- ◇ 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の腐食劣化進行の適切な評価・予測に必要な腐食データを取得する。鉄筋コンクリート構造物の鉄筋腐食やコンクリート劣化に関するデータを取得し、構造健全性評価を行う。また、腐食・劣化抑制策を適用し、その効果を確認する。

(2-①-9) デブリの臨界管理技術の開発(2012年～2018年度)

<目的>

- ◇ 注水、取り出し作業等に伴い燃料デブリ形状や水量が変化した場合でも、再臨界を防止する必要があることから、未臨界評価、モニタリン

グ技術を開発する必要がある。

<概要>

- ◇ 注水条件の変更や炉内状況の変化に応じて臨界評価が可能な解析手法を開発する。また、廃液処理や冷却に適用可能な臨界モニタを開発する。原子炉内については、原子炉格納容器内部の調査結果を踏まえて、中性子検出による臨界モニタを必要に応じて開発する。また、燃料デブリの取り出し、輸送、貯蔵作業時に適用可能な中性子吸収材料を開発し、適用工法を検討する。

② 炉心状況把握・解析

現在、損傷した燃料は安定的に冷却されているが、中長期的な対策の立案及び安全対策を講ずる際の参考とするため、実際の炉心損傷状況を推定することが必要である。しかしながら、高線量下にある炉心損傷の直接的な観察は困難であり、現状の数値計算シミュレーションは不確実性が大きい。このため、数値計算シミュレーションの推定精度を高めるための技術開発を継続的に進めていく必要がある。

(2-②-1) 炉内状況把握のための事故進展解析技術の開発(2011年～2020年度)

<目的>

- ◇ 燃料デブリの調査、取り出し方法を検討していく上で、あらかじめ解析による評価を行っておくことは有効である。また、福島第一原子力発電所の実機データに基づくプラント挙動分析及び解析コードによる事故進展解析や現象解明試験を実施することで、過酷事故解析コードを高度化・標準化することにより、炉心溶融挙動や格納容器内挙動の究明を通じて燃料デブリの位置・分布に関する評価を実施し、炉内状況を詳細に把握する。

<概要>

- ◇ 事故進展解析と圧力容器、格納容器内の調査結果をモデル開発に反映し、標準過酷事故解析コードとして十分な検証解析を実施する。

③ 燃料デブリ性状把握・処理準備

燃料デブリの処理に関する研究開発は、燃料デブリの一部が実際に取り出されてから本格的に実施することとなるが、あらかじめデブリの性状を想定する上で、基礎基盤的なデータを取得しておくことが望ましい。なお、基礎データの取得には時間がかかるため、計画的に開発を進めていく必要がある。

(2-③-1) 模擬デブリを用いた特性の把握(2011年～2015年度)

<目的>

- ◇ 燃料デブリの取り出し、処理の具体的方法を検討する上で、あらかじめ模擬デブリにより評価を行っておくことは有効と考えられる。福島

第一原子力発電所の事故では、海水注入、溶融継続時間など TMI-2 の状況とは異なるため、事故履歴を踏まえて燃料デブリを作製する必要がある。

<概要>

- ◇ 福島第一原子力発電所の事故履歴から模擬デブリを作製し、性状データ（機械的特性、化学的特性）を取得する。また、TMI-2 デブリとの比較を行い、燃料デブリ取り出しへの反映事項を整理する。

(2-③-2) 実デブリの性状分析 (2015年～2020年度)

<目的>

- ◇ 燃料デブリ取り出し後の長期貯蔵の健全性、処理・処分の検討を行う場合には、燃料デブリの溶解性や化学的安定性等の化学特性を把握しておく必要がある。

<概要>

- ◇ 炉内から実際に取り出した実デブリについて、性状（機械的特性、化学的特性）分析を実施する。

(2-③-3) デブリ処理技術の開発 (2011年～2020年度)

<目的>

- ◇ 燃料デブリ取り出し後の処理・処分の見通しを得るため、既存の処理技術の適用可能性や処分技術について検討する必要がある。

<概要>

- ◇ 模擬デブリ及び実デブリを用いて、湿式、乾式の処理適用性の評価を行う。また、処理によって発生する廃棄物の廃棄体化及び処分適合性並びに直接処分する場合の廃棄体化及び処分適合性の検討を行う。

(HP-7) 燃料デブリの処理・処分方法の決定

- 取り出した燃料デブリについて、関連する研究開発及び国の政策との整合性等を踏まえ、将来の処理・処分方法を決定する。【第3期】

(2-③-4) デブリに係る計量管理方策*の構築 (2011年～2020年度)

<目的>

- ◇ 燃料デブリは、燃料体を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。したがって、今後燃料デブリの取り出し・貯蔵を行うまでに、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。

<概要>

- ◇ TMI-2 及びチェルノブイリ事故における核物質管理技術・手法を調査した上で、燃料デブリ内の核燃料物質重量を合理的に評価する測定技術の開発及び計量管理手法の構築について、IAEA 等の関係機関と十分に調整しながら進める。

- * 計量管理：原子力施設内の核物質について、核兵器への転用防止を目的に形状、量及び一定期間中の移動を正確に管理する手法のこと。

(3) 放射性廃棄物処理・処分に係る研究開発

a. 放射性廃棄物処理・処分に係る作業の全体計画

福島第一原子力発電所では、水素爆発により建屋内外に高線量のガレキが存在し、原子炉の冷却水が漏れ出した汚染水の処理に伴い放射性廃棄物（廃ゼオライト、スラッジ等）が発生している。これらの廃棄物は従来の廃棄物と性状が異なるため、廃棄物の特徴を分析して把握し、その結果を踏まえて安全に処理・処分を行う。なお、処理・処分までには長期間を要することが想定されるため、廃棄物は当面適切に保管・管理する。

また、将来的に原子炉施設の廃止措置に伴い発生する解体廃棄物については、施設の汚染状況調査及び解体工法に係る検討を踏まえて処理・処分を行っていく。

b. 研究開発内容

現状発生している汚染水処理に伴う二次廃棄物やガレキ等について、処理・処分の技術的見通し及び長期安定保管方策を得る必要がある。処理・処分の見通しについては、既存の処分概念の適用性を確認するが、適用の難しい廃棄物については新たに処理・処分技術を開発する必要がある。

上記及び原子炉施設の解体に伴う廃棄物全体の処理・処分について、全体として合理的な工程となるような研究開発計画を策定し、その後、本計画に沿って研究開発を実施する。

(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(2011年～)

<目的>

- ◇ 汚染水処理に伴い発生する二次廃棄物は、中間貯蔵を経た後、将来的に廃棄体化して処分する必要がある。放射性廃棄物の処理・処分のための作業を安全かつ合理的に実施するために、発生した二次廃棄物の性状評価、安全性評価、廃棄体化検討、処分最適化検討などの処分に向けた研究開発を実施する。

<概要>

- ◇ 二次廃棄物の廃ゼオライト、スラッジ、濃縮廃液の性状評価（発生量、化学組成、放射能濃度、発熱量等）を行うとともに水素ガス発生及び発熱量の安全性評価並びに海水、高線量等を考慮した長期貯蔵の方法を検討する。また、廃棄物の廃棄体化の検討、廃棄体の特性評価（強度、浸出特性、耐熱性）を行うとともに、処分方策についても検討する。

(3-2) 放射性廃棄物の処理・処分技術の開発(2011年～)

<目的>

- ◇ 福島第一原子力発電所で発生しているガレキ等や将来の廃止措置で発生する解体廃棄物、建屋除染や系統除染で発生する除染廃液は、従来発生していた放射性廃棄物とその性状、内容が大きく異なることから、処分に必要な技術検討、研究開発を進めていく必要がある。

<概要>

- ◇ 汚染水処理に伴う二次廃棄物の処理・処分技術の開発と同様に廃棄体化技術開発や既存処分概念の適用性について検討する。
 - ◇ 汚染水処理に伴う二次廃棄物、ガレキ等、解体廃棄物及び除染廃液等、処理・処分すべき放射性廃棄物の中には、既存の処分概念が適用できないものもある可能性がある。このため、必要に応じて、新たな処分概念の構築を含め、新規の処理・処分研究開発を実施する。
- (HP-8) 廃棄物の性状に応じた既存処分概念への適応性確認
- 廃棄物の性状に関する研究等の成果を受け、既に検討済みの処分概念への適応性の確認を行う。
 - 塩分を多く含む廃棄物等、一部の廃棄物については既存の処分概念の適用が困難となる可能性もあるため、必要に応じ、新たな処理・処分方策（人工バリア構成等）の検討を行い、研究開発計画を策定し、研究に着手する。【第2期（中）】
- (HP-9) 廃棄物の処理・処分における安全性の見直し確認
- 事故後に発生した廃棄物等の処理・処分に関して、技術的な成立性を踏まえた安全性の見直しを確認する。また、処理・処分に関する安全規制の枠組みを作るために必要な情報を整理する。
 - なお、燃料デブリの取り出し及び解体工事の進展に応じて、廃棄物性状に関して新たな情報が得られると予想される。また、工事に際して行われる除染により新たな廃棄物が生じる可能性があるため、必要に応じて研究開発を継続し、処理・処分の安全性の向上を図る。【第2期（後）】
- (HP-10) 廃棄体仕様・製造方法の確定
- 放射性廃棄物の処理・処分に関する研究開発の結果を踏まえ、必要に応じて規制制度を整備し、処理・処分において必要な条件（廃棄体の仕様、処分場に必要サイト要件、処分場の設計要件）を明らかにする。
 - 上記条件に基づき、廃棄体の仕様や製造方法を確定する。【第3期】
- (HP-11) 廃棄体製造設備の設置及び処分の見直し
- 廃棄体を製造する製造設備の設置を完了し、処分の見直しを得た上で、廃棄体の製造を開始し、搬出する。【第3期】

（４）遠隔操作機器・装置に係る研究開発

燃料デブリ取り出しに向けた作業（除染、各種調査、補修工事等）をはじめ、今後、多くの原子炉建屋内における作業が想定されている。しかしながら、現状、高線量エリアが多く存在しており、人のアクセスが制限されるため、当該環境で目的の作業が行える遠隔操作機器・技術の開発が必要とされている。

遠隔操作技術は、多様な原子炉建屋内作業に適用すべき横断的技術であることから、各作業に必要なニーズを明確にし、共通するプラットフォーム(共通要素技術、基盤技術)を特定して横断的に検討していくことが重要である。

また、遠隔操作機器・装置の開発に必要となる共通的な技術基盤の開発が他の専門的な研究開発機関等では取り組まれる場合には、積極的に連携を図り開発成果の活用に取り組んでいく。

4. 研究開発の推進体制

(1) 研究開発推進体制の基本的考え方

世界的にも例の極めて少ない難しい課題に挑戦することから、国内外の専門家及び産業界の叡智を結集するとともに、柔軟かつ機動的な進め方を可能とする体制を整備する。

個別の研究開発プロジェクトを着実かつ効果的に進めるために、全体的なマネジメントに責任を担う組織を設け、全体の進捗を踏まえた計画及び体制の柔軟な見直し・一部改廃等を含め、研究開発全体の評価を適切に行っていく。

また、福島第一原子力発電所の現場の状況やニーズ、開発した工法等の技術の適用結果を適切かつ速やかにフィードバックし、個別研究開発課題の計画を柔軟に見直す必要がある。

(2) 研究開発の実施体制

① 目的・役割

東京電力(株)福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期対策に関する研究開発を総合的かつ集中的に実施するため、政府・東京電力中長期対策会議のもとに「研究開発推進本部(以下、「本部」という。)」を設置し、研究開発の推進に関する企画・立案、総合調整を行う。

② 本部の構成

資源エネルギー庁、文部科学省、日本原子力研究開発機構(JAEA)、東京電力、福島第一原子力発電所の設計・建設に関して深い知見・経験を有するプラントメーカーである(株)東芝及び(株)日立製作所/日立GEニュークリア・エナジー(株)並びに学識経験者等から構成される。

政府は、本部の最高責任者として適切な者を研究開発推進本部長とし、研究開発マネジメントの責任を持つ。また、本部長をサポートする副本部長を任命する。さらに、本部には、上述の研究開発プロジェクトの実務を行うために必要な事務局を設置する。

具体的には、研究開発全体の計画を策定するとともに、各ワーキングチームが行う分野毎の進捗状況の評価の総合的評価、各研究課題の優先順位付けと予算配分、研究課題相互の全体調整及びプロジェクトの運営に大きな影響を与える判断を行う。

③ ワーキングチーム

本部のもとに以下のワーキングチーム及びサブワーキングチームを設け、分野毎の研究開発の推進に関する企画・立案、総合調整を行う。

分野毎の研究開発プロジェクトを統括的にマネジメントすることを目的として、それぞれの研究開発計画を立案するとともに、各研究開発プロジェクトに対する必要な指示を行う。具体的には、研究開発プロジェクト毎に検討される実施計画を承認し、実施状況を評価するとともに、必要に応じて見直しを指示する。

- (ア) 使用済燃料プール燃料取り出しワーキングチーム
- (イ) 燃料デブリ取り出し準備ワーキングチーム
 - 機器・装置開発等サブワーキングチーム
 - 炉心状況把握・解析サブワーキングチーム
 - 燃料デブリ性状把握・処理準備サブワーキングチーム
- (ウ) 放射性廃棄物処理ワーキングチーム
- (エ) 遠隔技術共通基盤タスクフォース（分野横断事項）

④ 事務局

関係機関の代表者から構成する事務局を設置し、研究開発の全体マネジメントに係る事務を総括する。資源エネルギー庁が全体の事務局長を務める。

また、各ワーキングチームの事務局は、現場作業との連携を密接に図ることが重要との観点から、現場作業を担当する東京電力が担当する。

さらに、研究開発プロジェクトの効果的・効率的な実施に資する情報基盤整備活動を推進するため、ワーキングチーム毎に担当を設け、事務局担当者との連携しつつ、内外の関連技術に係る情報収集・整理・共有及び海外の関係研究機関等との国際協力等の取りまとめを行う。

5. 国際協力のあり方

前述のとおり、福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期の取組を効率的・効果的に進めるためには、国内外の叡智を結集することが必要である。このため、研究開発においても、国内の広範な分野の技術的知見を得ていくことに加え、国際協力を進めることが重要であり、以下の点に留意しつつ、TMI-2やチェルノブイリ事故への対応をはじめとする海外の知見・経験を活用していく。

- ・ 世界初の難しい課題への対応も多く、世界の叡智を活用するために、研究開発課題をはじめ中長期措置全体の計画・取組状況についてタイムリーに広く情報を公開・発信していく。
- ・ 諸外国政府機関、国際機関及び民間事業者からの情報・助言や費用負担を含めた具体的な協力の可能性を的確に評価し、効果的・効率的な研究開発の実施に努める。また、海外で実績のある有用な機器やシステムについて柔軟かつ機動的に取り入れていく。ただし、海外の機器やシステ

ムの安直な調達で済ませるのではなく、長期的な信頼性や国内の技術との親和性にも十分配慮する。

- ・ 研究開発成果として蓄積される知見・ノウハウについては、参加する国内企業・研究機関の技術力向上につながるものであり、福島第一原子力発電所事故への対応のみならず将来的に国内外の原子力施設の廃止措置や安全基盤の強化等にも資するものであることも踏まえ、知的財産を含む成果の取扱いに留意する。

同時に、今般の事故への対応については、かかる事故を起こした我が国の国際社会に対する責任として、また、山積する技術課題に国内外の叡智を結集して取り組む観点からも、世界に向けて積極的な発信を行う必要がある。そのためには、国際会議等の場において研究計画・成果を発表していくことが重要である。また、こうした取組を行う上で、国際的な研究開発拠点を設置し、これを最大限に活用する方策も考えられる。

例えば、廃止措置等に向けた取組を進めるにあたり、燃料デブリの性状分析・処理を見越した技術開発、発電所周辺の土壌及び海洋等の環境試料分析、拡散状況調査及び環境浄化技術開発など、世界から第一線の研究者を招致して取り組むべき研究テーマが多数存在する。

また、遠隔操作機器・装置開発についても、過酷な環境下で実証した成果が得られるフィールドとして、世界屈指の国際的な開発拠点となり得ると考えられる。

これらの拠点化構想については、今後、具体的な研究開発を開始していく中で、1年程度をかけて具体的内容を検討していく。

以上

<添付資料>

添付1 研究開発全体計画

添付2 燃料デブリ取り出し作業に係る主な研究開発イメージ

添付3 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発イメージ

添付4 研究開発本部の体制について

添付5 研究開発課題1件1葉

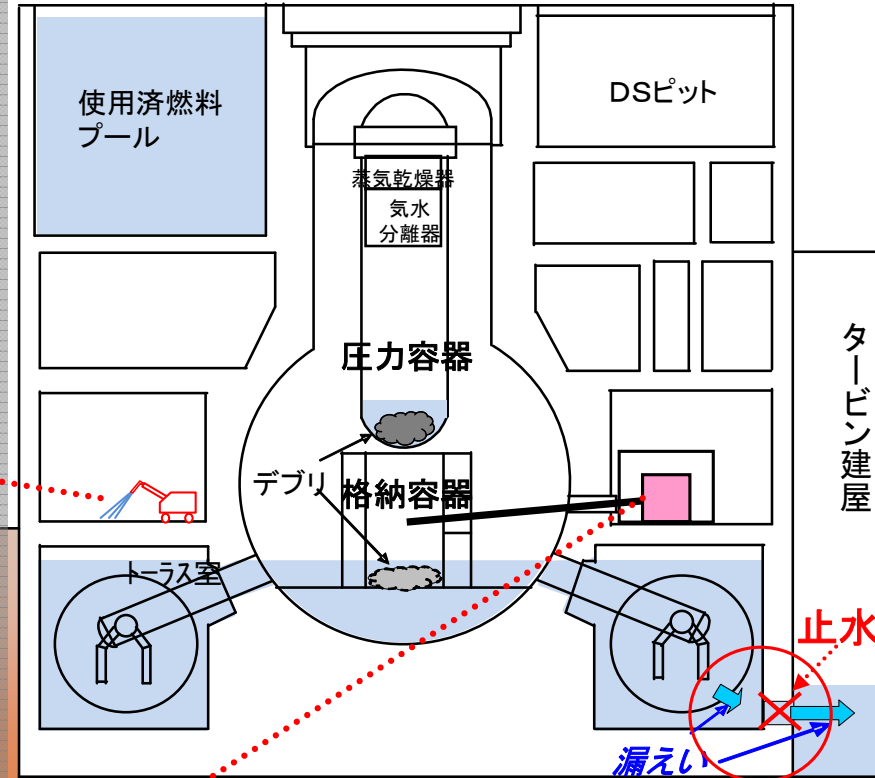
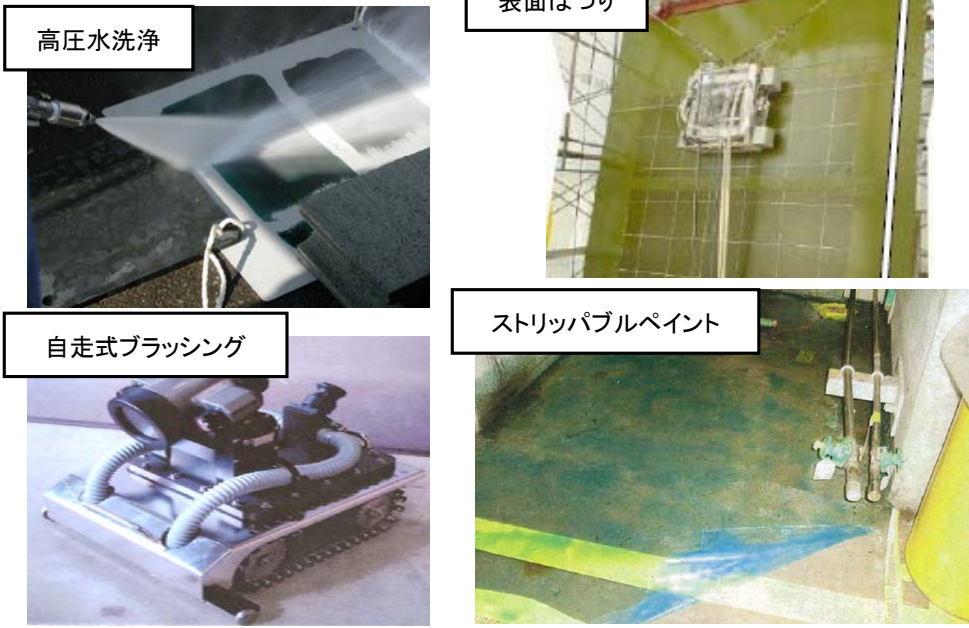
- (1-1) 使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の長期健全性評価
- (1-2) 使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討
- (2-①-1) 建屋内の遠隔除染技術の開発
- (2-①-2) 格納容器漏えい箇所特定技術の開発
- (2-①-3) 格納容器補修技術の開発
- (2-①-4) 格納容器内部調査技術の開発
- (2-①-5) 圧力容器内部調査技術の開発
- (2-①-6) デブリ・炉内構造物取出工法・装置開発
- (2-①-7) 炉内燃料デブリ収納・移送・保管技術開発
- (2-①-8) 圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発
- (2-①-9) デブリの臨界管理技術の開発
- (2-②-1) 炉内状況把握のための事故進展解析技術の開発
- (2-③-1) 模擬デブリを用いた特性の把握
- (2-③-2) 実デブリの性状分析
- (2-③-3) デブリ処理技術の開発
- (2-③-4) デブリに係る計量管理方策の構築
- (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
- (3-2) 放射性廃棄物の処理・処分技術の開発

燃料デブリ取り出し作業に係る主な研究開発のイメージ

■ 建屋内の遠隔除染技術の開発

- ◆ 内容
漏えい箇所調査、補修等の作業環境改善のため、現場の汚染状況に合った遠隔除染装置を開発する。
- ◆ 技術開発のポイント
 - ・汚染形態に応じた有効な除染技術の整理、開発
 - ・高線量、狭隘等の過酷環境下における遠隔除染装置の開発

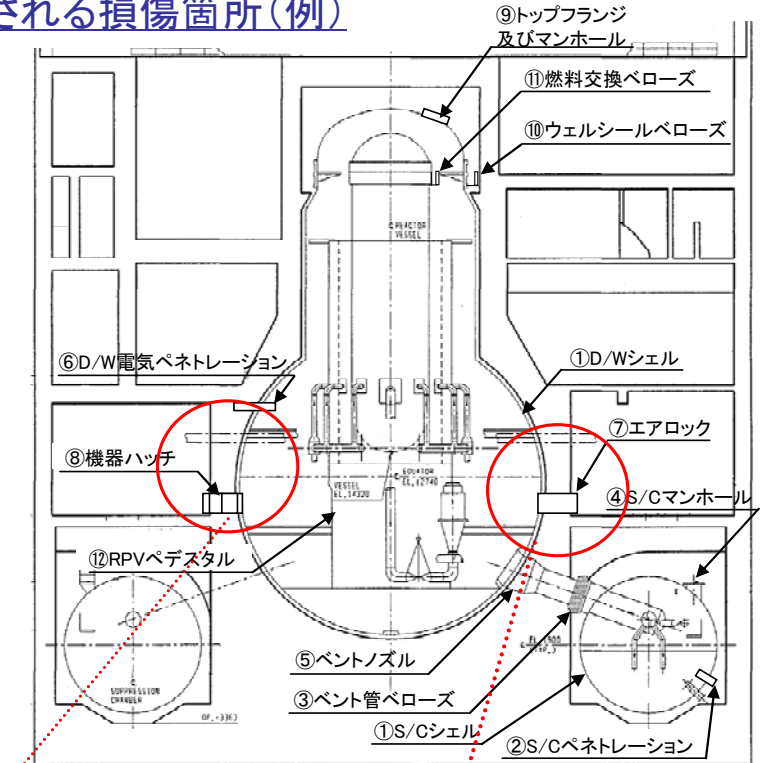
除染技術(例)



■ 格納容器漏えい箇所特定技術の開発

- ◆ 内容
格納容器等の漏えい箇所を遠隔で特定する技術を開発する。
- ◆ 技術開発のポイント
 - ・高線量、狭隘等の過酷環境下における遠隔調査技術の開発

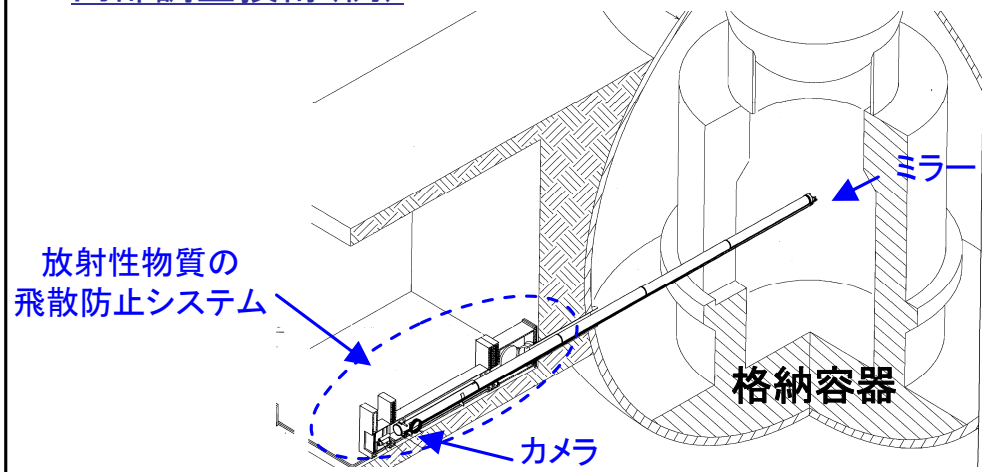
想定される損傷箇所(例)



■ 格納容器内部調査技術の開発

- ◆ 内容
格納容器内の状態及び燃料デブリの状況把握のため遠隔による調査工法、装置を開発する。
- ◆ 技術開発のポイント
 - ・高温、多湿、高線量下における遠隔調査技術の開発
 - ・放射性物質の飛散防止システム

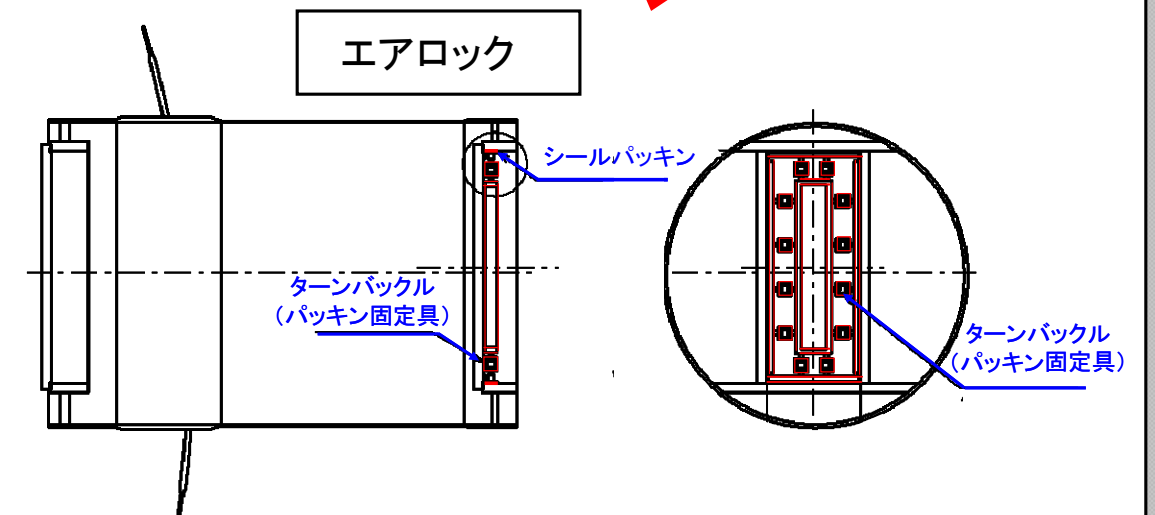
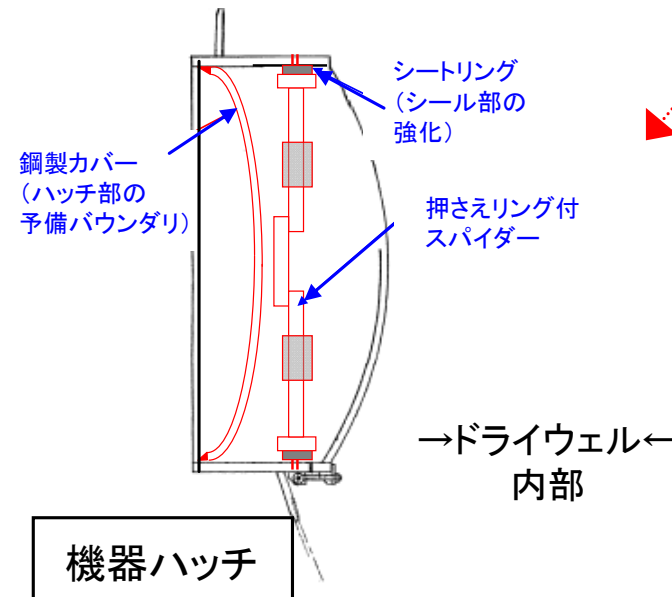
内部調査技術(例)



■ 水張り技術の開発(補修・充てん等)及び工法・装置開発

- ◆ 内容
漏えい箇所(トラス室、格納容器等)を補修するため、遠隔による止水方策及び補修技術を開発する。
- ◆ 技術開発のポイント
 - ・高線量、狭隘等の環境下における遠隔補修技術の開発
 - ・水中(PCV下部等)で適用可能な補修技術

貫通孔に対する補修技術(例)



研究開発推進本部

事務局

使用済燃料
プール
対策
ワーキング
チーム

燃料デブリ取出し準備ワーキングチーム

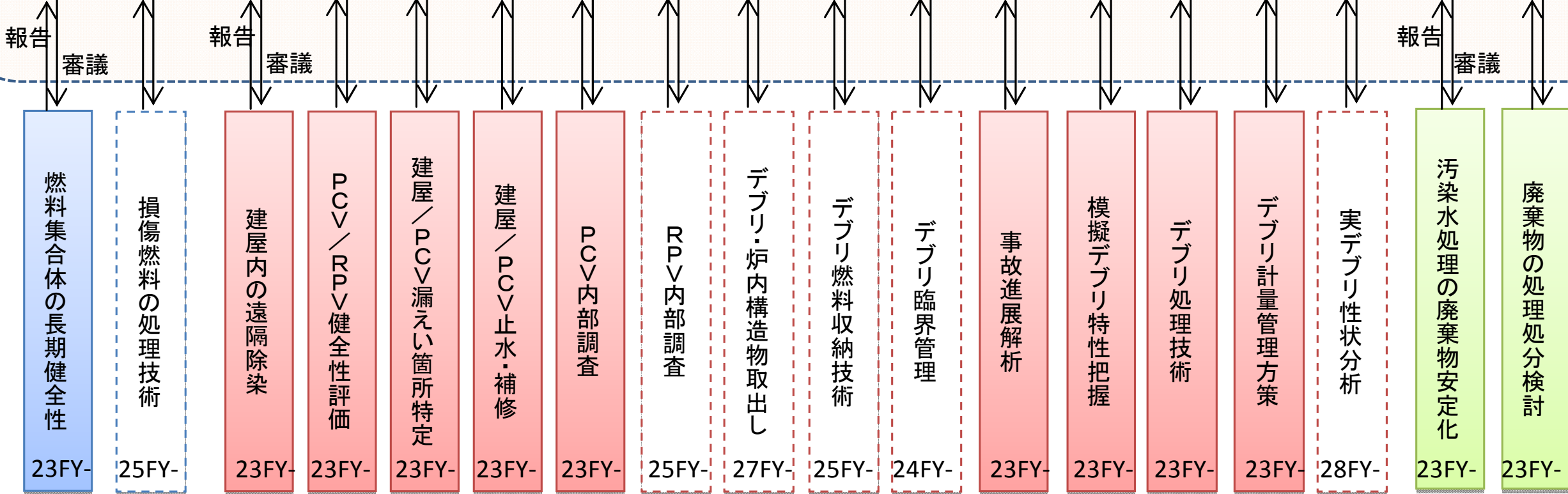
機器・装置開発等
サブワーキングチーム (SWT)

炉心
状況
把握
解析
SWT

燃料デブリ
性状把握・
処理準備
SWT

放射性
廃棄物
処理・処分
ワーキング
チーム

遠隔
技術
共通
基盤
タスク
フォース



【全体マネジメント】

【個別研究開発プロジェクト】

(1-1) 使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の長期健全性評価

必要性

使用済燃料プールの燃料集合体は、最終的な保管先が確定するまで、福島第一原子力発電所構内の共用プールに移送して保管される。使用済燃料プールへの海水投入などにより導入された塩化物イオン等の不純物は燃料集合体へ付着していると考えられ、共用プール移送時に水で洗浄しても完全に取り除くことは難しいと考えられる。よって、長期保管中にこれらの付着物に起因した腐食が燃料集合体や共用プールの構造物の健全性に及ぼす影響を評価し、健全性確保のための対策を講じる必要がある。

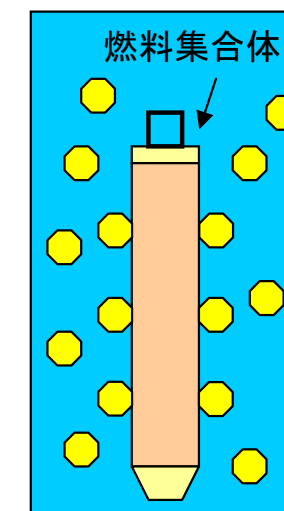
実施内容

1. 燃料集合体移送による水質への影響評価
 - (1) 使用済燃料プール水の詳細分析
福島第一原子力発電所の各号機のプール水を採取、詳細分析することによって燃料集合体に付着する可能性のある物質を抽出する。
 - (2) 使用済燃料集合体の燃料プール模擬環境下浸漬による付着物分析
福島第一原子力発電所使用済燃料プールの水質を模擬した環境に照射後試験施設に保管してある使用済燃料集合体の主要部位を浸漬し、付着物の種類、状態を調べる。
 - (3) 純水への付着物溶出試験、分析評価
福島第一原子力発電所使用済燃料プールの水質を模擬した環境に浸漬した使用済燃料集合体の主要部位を純水に浸漬し、溶出物質や量を評価し、共用プール側で設定した水質を機器側で維持できることを確認する。
2. 共用プールでの燃料集合体及び施設構造物の長期健全性評価
 - (1) 共用プールでの燃料集合体材料の長期健全性評価
福島第一原子力発電所における使用済燃料プールの水質模擬環境に未使用／使用済燃料集合体の主要部位を浸漬し、水洗浄した後に共用プール水質下に保管した場合の腐食状況変化を評価する。
 - (2) 共用プールでの施設構造物の長期腐食評価
共用プール構造物と同じ材料を、共用プールと同じ水質下で長期間浸漬し、その腐食状況を評価する。
 - (3) 健全性維持のための対策提案、効果の評価
上記腐食試験の結果を踏まえ、対策を検討するとともに、効果の確認試験、評価を行う。
3. 長期健全性評価に係る基礎試験
上記の健全性評価において必要な放射線環境を考慮した基礎試験を実施し、データを整備する。

実施工程

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

海水投入による塩化物イオン等増加

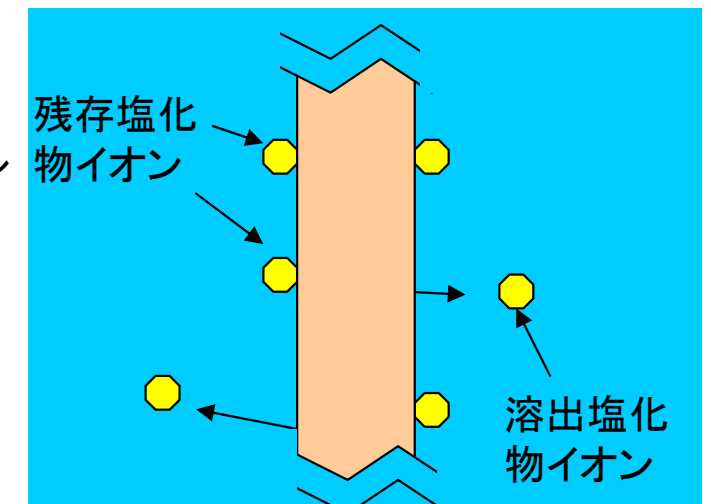


使用済燃料プール

共用プールへの移送



共用プール移送後の燃料集合体表面からの塩化物イオン溶出



残存塩化物イオン等に起因した腐食評価が必要

(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

必要性

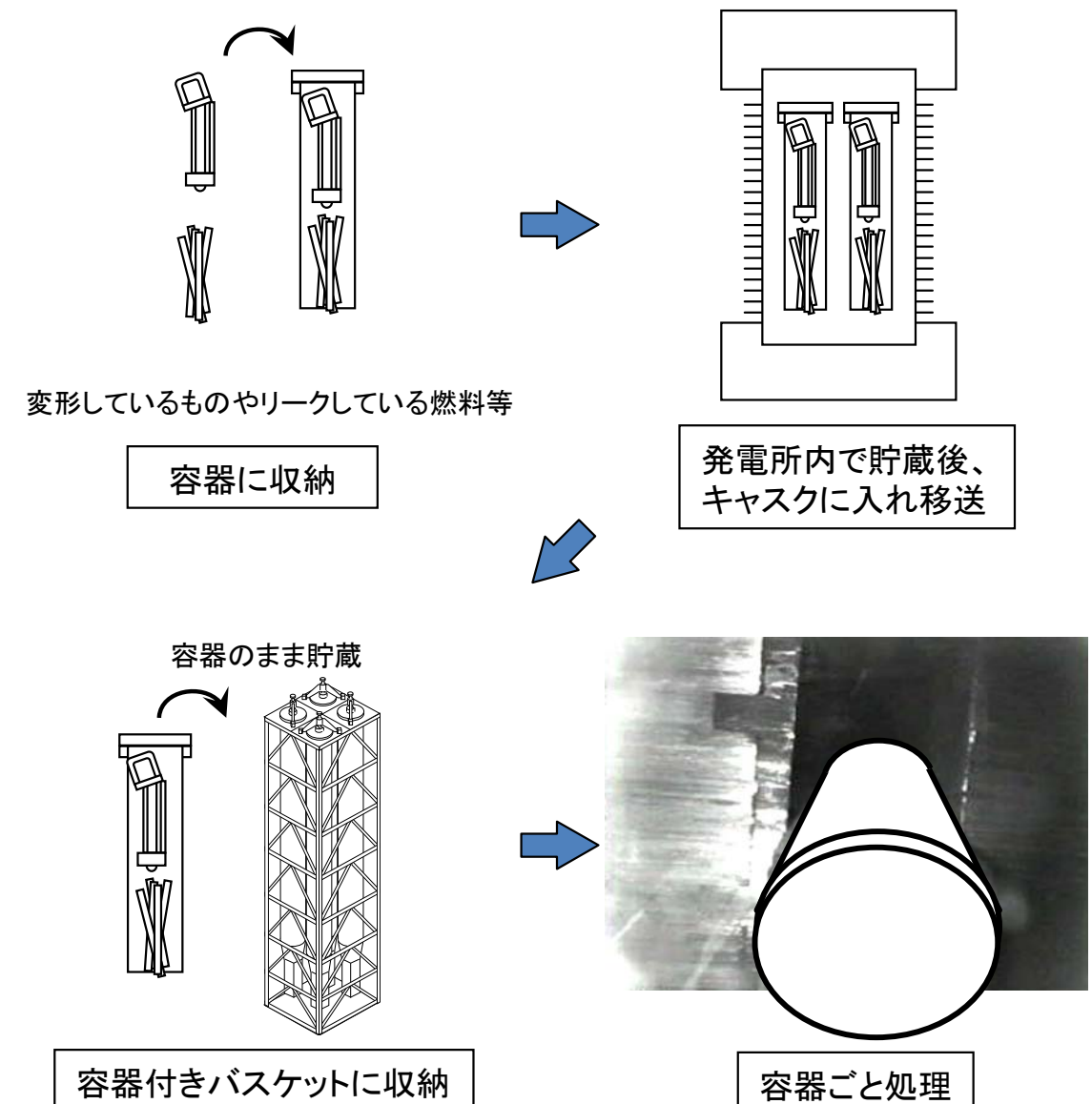
原子炉建屋プールの燃料には海水による塩分の付着が考えられ、一部の燃料は落下したコンクリート片などにより損傷、漏えいしている可能性もある。よって、これらの燃料については、再処理における技術的課題の調査・検討を行うとともに、再処理が可能か否かを判断するための指標を整備しておく必要がある。

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
 - ・損傷燃料等への不純物の付着（海水による塩分等）に対する化学処理、廃棄物処理及び製品回収工程への影響を把握し、処理方法を検討する。
3. 損傷燃料のハンドリングに係る検討
 - ・損傷が著しく、現在の再処理施設ではハンドリングが困難な燃料に対する、受入れ、貯蔵及びせん断処理方法を検討する。
 - ・損傷燃料の模擬試料を作成し、これを用いた処理試験を実施する。
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。

候補となる技術例

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



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. 損傷燃料のハンドリングに係る検討			■	■	■
4. 損傷燃料等の分別指標の検討			■	■	■

(2-①-1) 建屋内の遠隔除染技術の開発

必要性

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

実施内容

1. 汚染状態の推定、基礎データ取得

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

2. 除染技術整理および除染概念検討

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

3. 模擬汚染による除染試験

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

4. 除染技術の実証

除染装置を製作し、遠隔装置と組み合わせ、除染技術の実証試験を行う。

候補となる技術例

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

実施工程

事項/年度	第1期		
	2011年度	2012年度	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		■	■

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

候補となる除染技術

吸引回収 堆積しているコンクリート粉砕屑等を吸引回収する。

ストリップャブルペイント

蒸気洗浄

CO2プラスト

壁面はつり

(2-①-2) 格納容器漏えい箇所特定技術の開発

必要性

原子炉圧力容器と原子炉格納容器のバウンダリ機能が喪失した状態で炉心燃料を取り出すためには、まずは遮へい等の観点から原子炉格納容器を補修してバウンダリを再構築し、原子炉格納容器内を原子炉圧力容器と共に水で満たした状態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。

候補となる技術例

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

実施内容

1. 点検調査工法の検討・装置設計

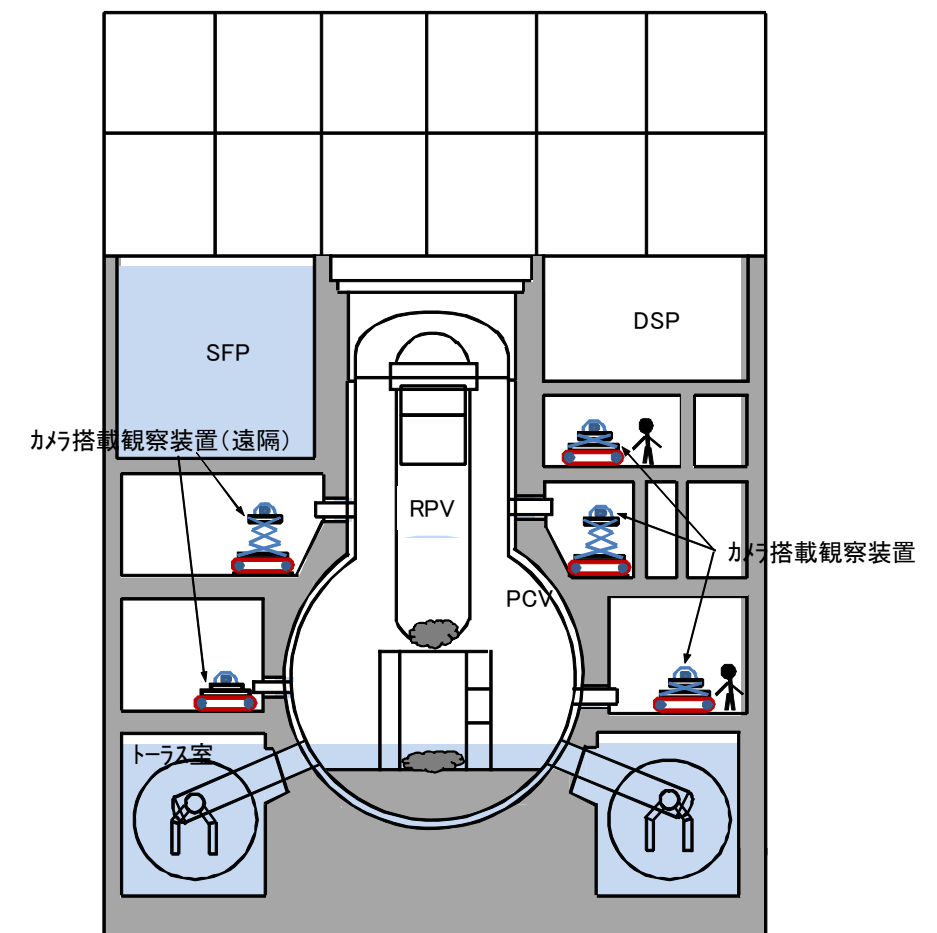
・格納容器や原子炉建屋の漏えい箇所を特定するための工法を検討し、装置の設計を行う。

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を製作するとともに実機適用性評価(現場実証)を行い、必要に応じて改良を進める。

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				



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

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

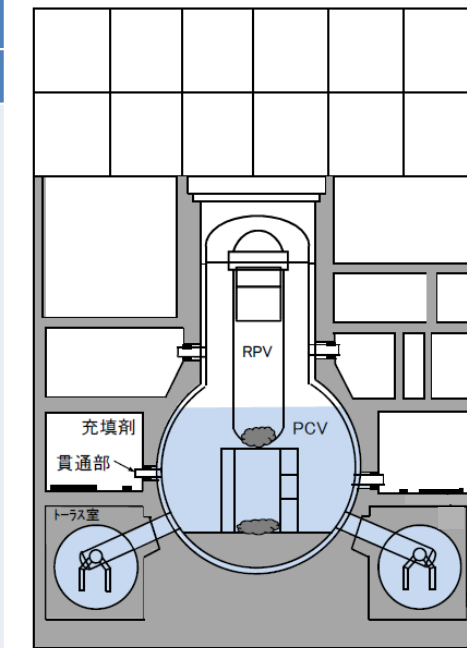
- 補修工法の検討・装置設計(下部用)
 - 格納容器下部や原子炉建屋の漏えい箇所を補修するための工法を検討し、必要な装置を開発する。(漏えい箇所調査結果を反映する。)
- 補修装置の製作・改良(下部用)
 - 格納容器下部や原子炉建屋の漏えい箇所を補修するための装置を製作し、実機適用性評価(現場実証)を行った上で、必要に応じて装置を改良する。
- 補修工法の検討・装置開発(上部用)
 - 格納容器上部の漏えい箇所を補修するための工法を検討し、必要な装置を開発する。(漏えい箇所調査結果を反映する。)
- 補修装置の製作・改良(上部用)
 - 格納容器上部の漏えい箇所を補修するための装置を製作し、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

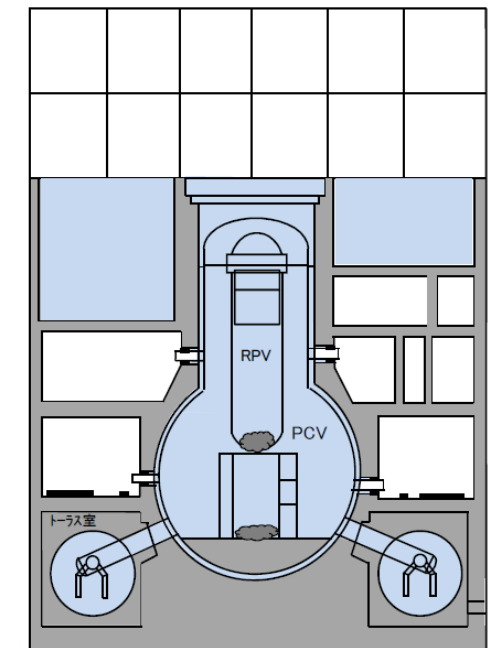
要素技術	適用例
補修(止水)材 補修(止水)用装置	シール材 グラウト材
補修(止水)材注入孔穿孔工法 補修(止水)材等の充填工法	空隙充填、 水中構造物
原子炉格納容器遠隔補修用ロボット	クローラ ビークル

実施工程

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



原子炉格納容器下部水張りイメージ図



原子炉格納容器上部水張りイメージ図

(2-①-4) 格納容器内部調技術の開発

必要性

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

実施内容

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

(1) 炉内状況の推測結果に基づく既存技術の整理

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

(2) アクセス方法と装置（ツール）の開発

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

(3) 原子炉格納容器内部の放射性物質に対する対策

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

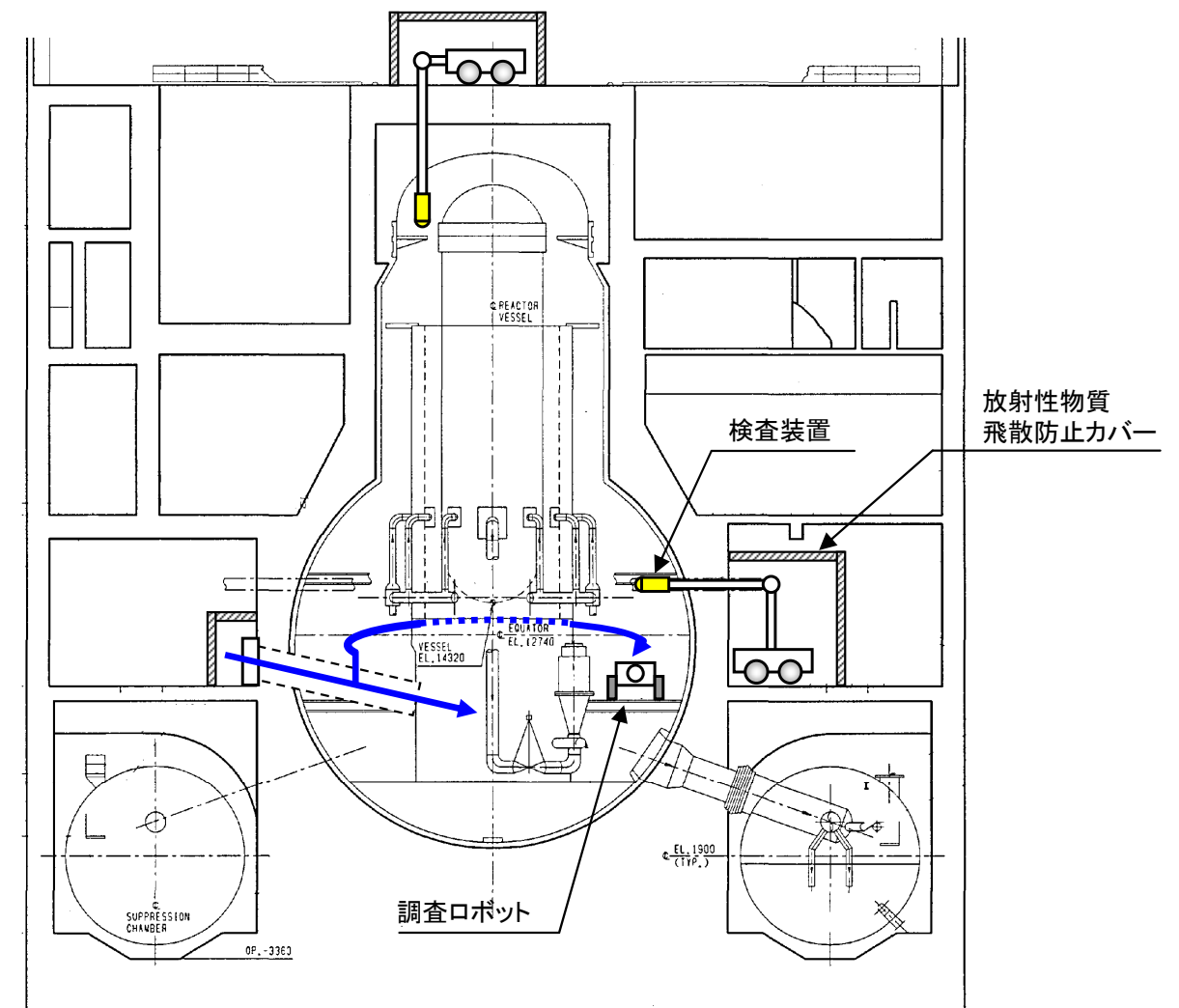
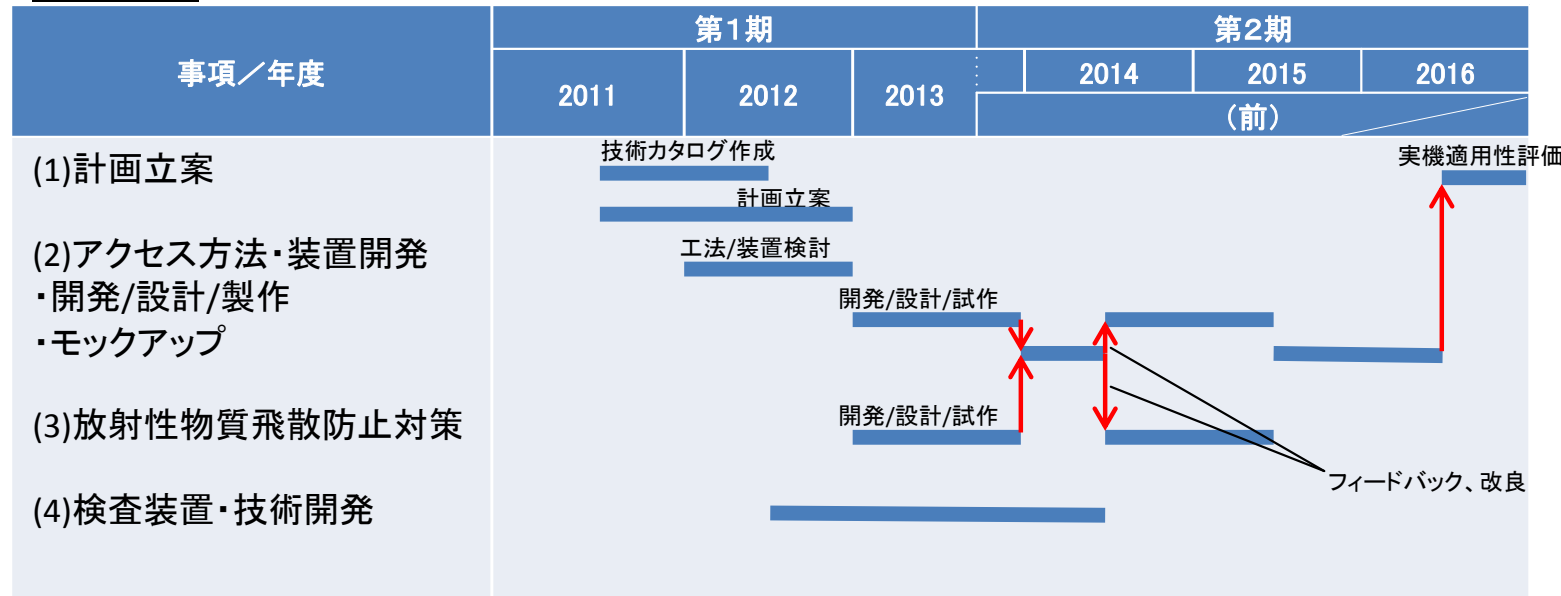
(4) 検査装置・技術の開発

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

候補となる技術例

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

実施工程



(2-①-5) 圧力容器内部調査技術の開発

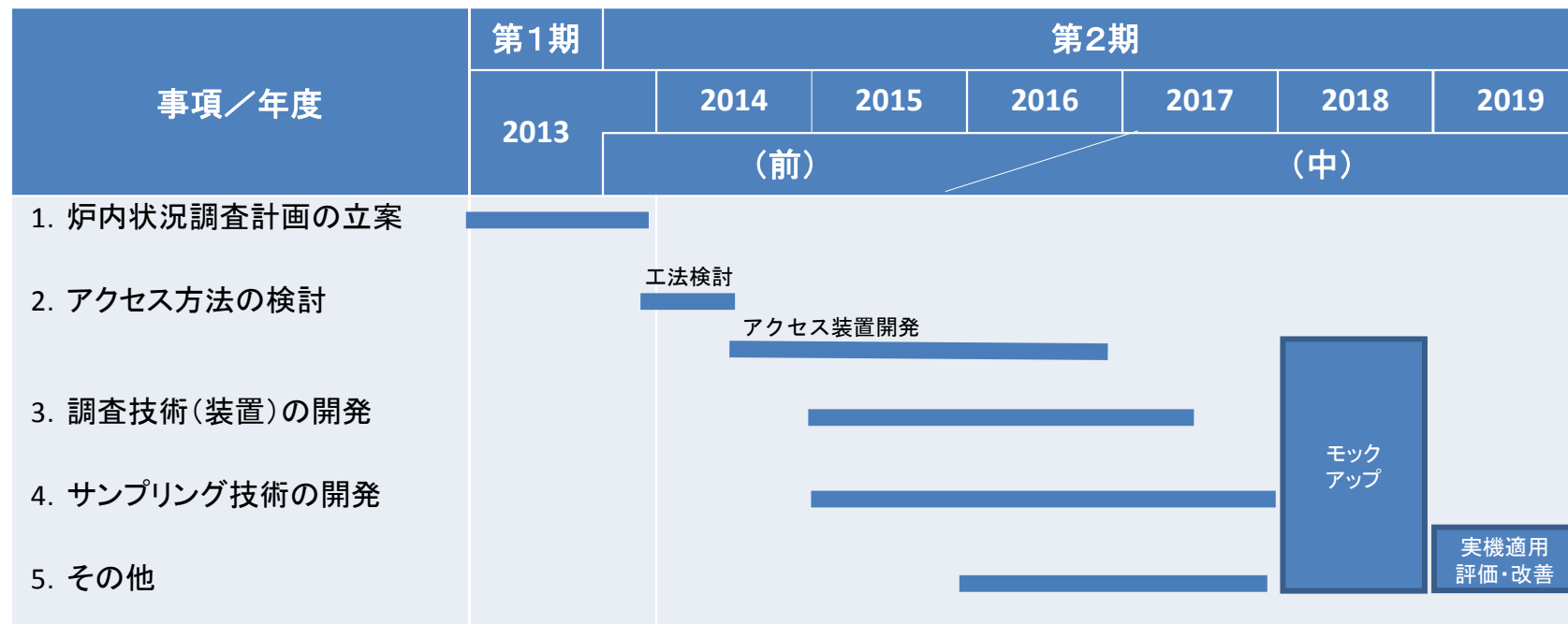
必要性

・炉心溶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出して安全に保管する必要がある。そのためには、圧力容器内の状況(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

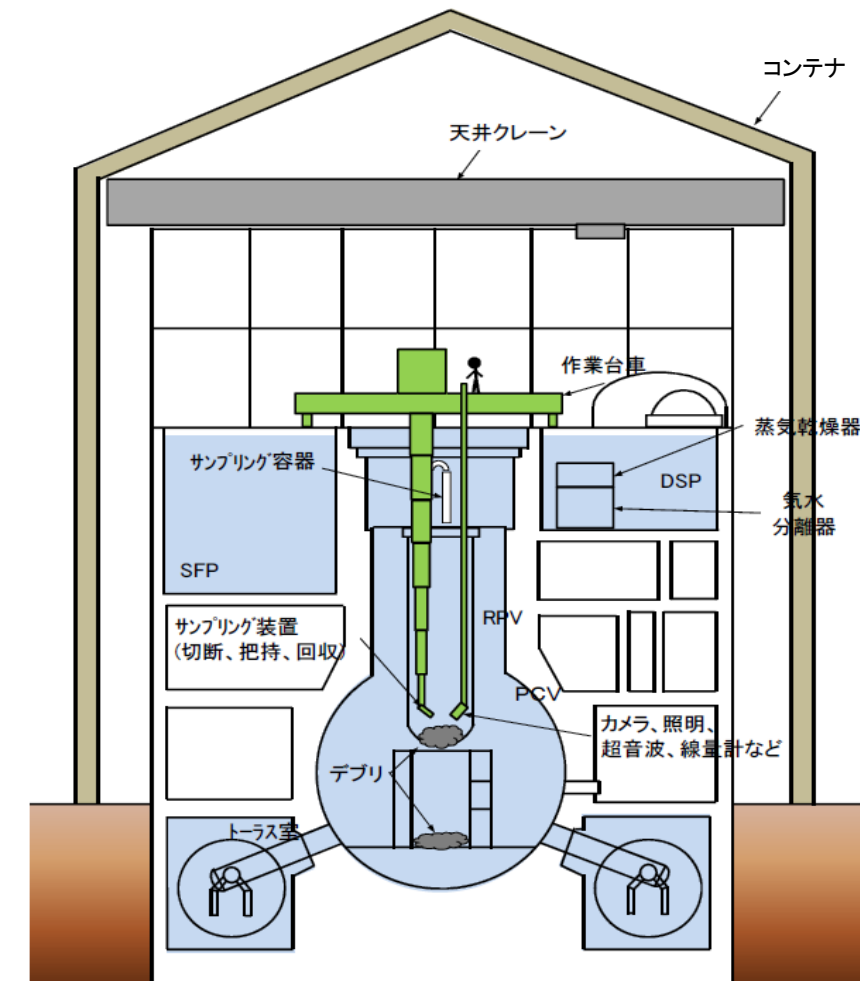
- 原子炉格納容器内外の調査及び解析等の推定結果に基づく調査計画の立案
 - 原子炉格納容器/原子炉圧力容器の状況(デブリ燃料の分布、構造物の状態など)を、原子炉格納容器内外の調査結果とシミュレーション等により推測し、調査計画を立案する。
 - 想定箇所等を当該環境下(高線量・狭隘・水中等)で点検調査するために必要な要素技術や遠隔操作技術等について、既存技術を調査する。
 - 点検調査工法や装置の開発に有益な情報を得るための現地調査を行う。
 - 上記を踏まえ、最適な点検調査工法を開発する。
- 原子炉圧力容器内調査のためのアクセス方法の検討
 - 線量、遮へい体の設置性、調査装置の接近性、観察性を考慮して、原子炉圧力容器内部へのアクセス方法を検討する。
- 高線量下での調査技術の開発
 - 高線量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。
 - 遠隔点検技術(ロボット)の開発・モックアップを行う。
- デブリ燃料のサンプリング技術開発/製作
 - サンプリング装置、ツールの開発、サンプル容器、炉外への取出し方法の開発
- 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

実施工程



候補となる技術例

要素技術	適用例
高線量下における画像観察、超音波、放射線測定	TMI経験
遠隔ロボット技術(原子炉圧力容器内部アクセス、サンプリング技術等)	炉内補修装置
サンプルの容器、炉外への取出し技術	キャスク
汚染機器の処理技術	シュラウド取替



炉内(RPV)調査・サンプリング概念図

(2-①-6) デブリ・炉内構造物取出工法・装置開発

必要性

燃料デブリの取出し作業は、TMI-2の事例が参考となるが、福島第一原子力発電所は沸騰水型原子炉であり圧力容器内部に多くの炉内構造物があること、燃料デブリの一部が原子炉格納容器に移行したと考えられることから、燃料デブリを取出す工法について新たな技術開発が必要である。

実施内容

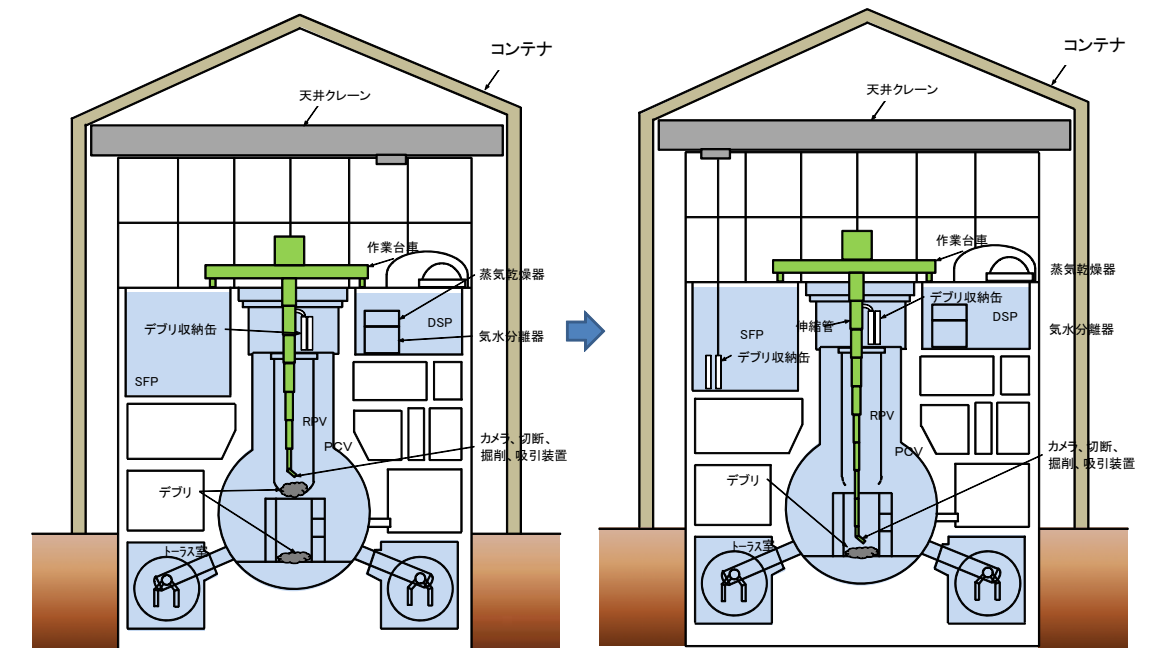
- 既存技術のカタログ整理 (TMI-2で実績のある装置の確認を含む)
燃料デブリ(炉内構造物、破損燃料)の切断、掴み、粉碎、掘削及び回収を行うために必要な既存技術のカタログ化及びその整理を実施する。
- 事前調査結果に基づく取出し工法の立案
格納容器内外の調査結果から、燃料デブリの分布、炉内構造物の破損状況を踏まえて取出し工法を立案する。
- 炉内燃料デブリの取出し技術の開発
TMI-2で実績のある装置の改良、検証を行う。また、福島第一原子力発電所の状況に特化した取出し装置の開発を行う。
- 格納容器へ移行している燃料デブリの取出し技術の開発
格納容器へ移行している燃料デブリの取出し工法を立案し、関連する技術の開発、装置の製作及びモックアップ試験を実施する。

候補となる技術例

要素技術	適用例
ウォータージェット切断、レーザー切断、プラズマ切断、各種機械的切断技術	シュラウド取替等、炉内切断
切断時に発生する切粉、ガス等の効率的な回収技術	シュラウド取替等、炉内切断
遠隔操作技術 (切断、デブリ回収)	シュラウド取替、炉内切断
格納容器に移行したデブリ燃料の回収	—

実施工程

事項/年度	第2期						
	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021
	(前)		(中)			(後)	
1. 既存技術のカタログ整理	[Progress bar from 2015 to 2016]						
2. 事前調査結果に基づく取出し工法の立案	[Progress bar from 2016 to 2017]						
3. 炉内燃料デブリの取出し技術の開発	[Progress bar from 2016 to 2018] モックアップ試験						
4. 原子炉格納容器へ移行している燃料デブリの取出し技術の開発	[Progress bar from 2018 to 2020]						
5. 実機適用評価及び改善	[Progress bar from 2020 to 2021]						



圧力容器/格納容器からの燃料デブリ取出しの概念図

(2-①-7) 炉内燃料デブリ収納・移送・保管技術開発

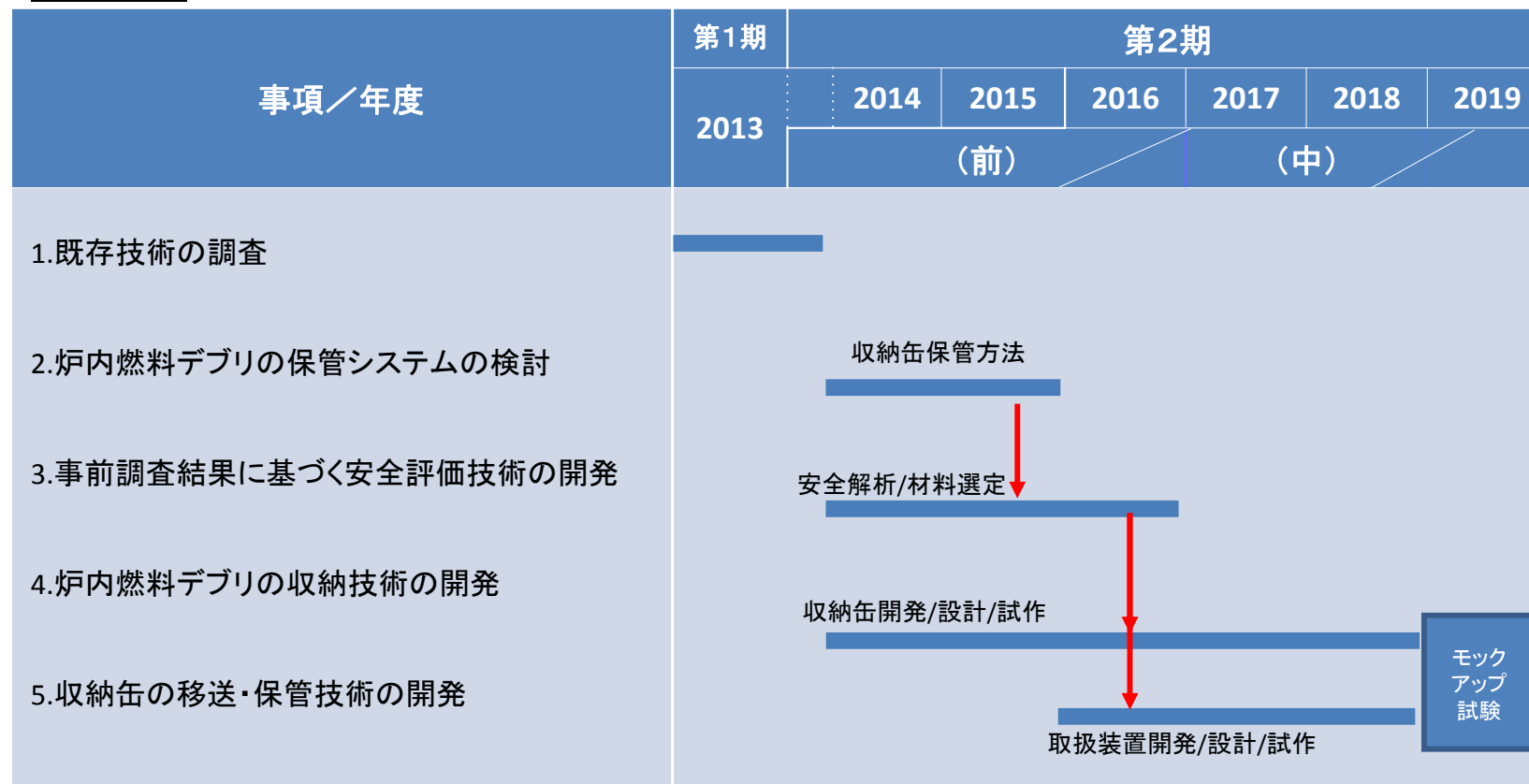
必要性

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. 既存技術の調査
燃料デブリを収納・移送・保管するための収納缶の開発に必要な既存技術の整理を実施する。
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、装置の製作及びモックアップ試験を実施する。
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、装置の製作及びモックアップ試験を実施する。

実施工程



候補となる技術例

要素技術	適用例
臨界、遮へい、除熱、密封、構造評価技術	TMI 経験
海水・微生物・ホウ酸水等の影響を考慮した材料選定	TMI 経験
燃料デブリ形状や溶融状態に応じた収納技術の開発	TMI 経験
効率的な移送・保管技術開発 (遠隔/自動操作・封入技術)	—

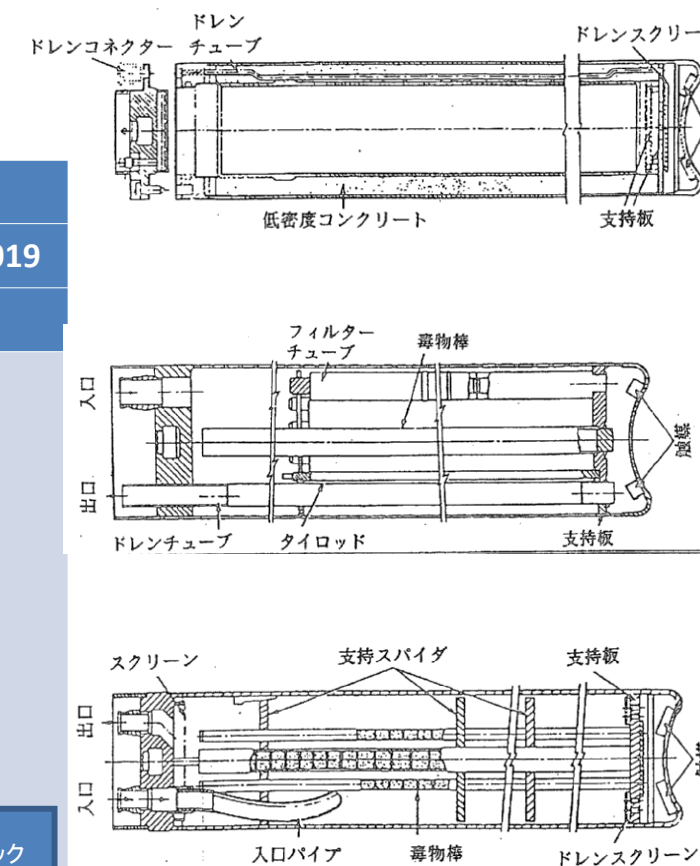


図 炉内デブリ用収納缶(TMIの例)

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

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・性状に適合した強度、耐食性・耐熱性

構造(形状・サイズ)

- ・燃料デブリ形態に適合した構造
- ・収納性を考慮した構造

(2-①-8) 圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発

必要性

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器は、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る。よって、燃料取出しまでの期間、機器の健全性を確保するため、腐食劣化進行の適切な評価・予測に必要な腐食データを取得する。また、実機適用が可能な腐食抑制策を確立し、その効果を確認する。

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。

(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構造物余寿命評価、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PCV内へ試運用する。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) 原子炉構造材料の健全性評価に係る基礎試験

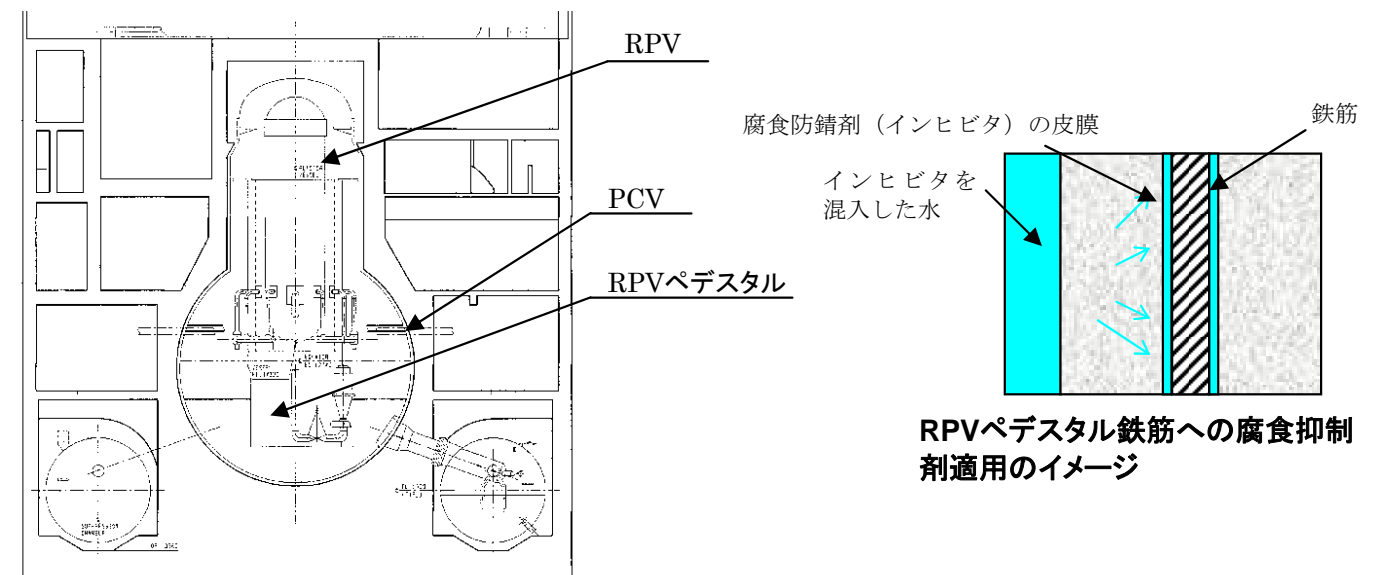
・上記の健全性評価に必要な放射線環境を考慮した基礎試験を実施し、データを整備する。

実施工程

事項/年度	第1期			第2期		
	2011	2012	2013	2014 (前)	2015	2016
RPV/PCV健全性評価技術開発						
(a)実事故履歴分析に基づく試験条件の検討	■					
(b)原子炉容器の構造材料腐食試験	■	■				
(c)RPVペDESTAL鉄筋コンクリート劣化試験		■	■			
(d)原子炉容器、RPVペDESTALに対する腐食抑制策確証試験					■	
(e)原子炉容器、RPVペDESTAL構造物余寿命評価、寿命延長評価					■	
(f)腐食抑制システムの開発						■
(g)実機適用性評価						■
(h)健全性評価に係る基礎試験	■	■	■			

候補となる技術例

要素技術	適用例
RPV、PCV腐食試験・評価 (高温履歴を模擬した評価)	高温海水対象 希釈海水対象 ホウ酸水対象 のものは、無し
RPVペDESTAL腐食試験・評価 (地震、高温環境によるひび割れ状態、高温履歴を模擬した評価、海水注入から淡水注入に切替えて希釈された効果の評価)	高温海水対象 希釈海水対象 ホウ酸水対象 のものは、無し
RPV、PCV、RPVペDESTAL腐食抑制策確証試験 (RPV及びPCV構造材、RPVペDESTALに対する腐食抑制策の効果確認、腐食抑制策の放射線環境下での水質影響評価)	高温海水対象 希釈海水対象 ホウ酸水対象 のものは、無し 腐食抑制策は候補はあるが 実機適用経験無し、特にコン クリートへの浸透効果は不明
RPV、PCV、RPVペDESTAL構造物余寿命評価、寿命延長評価技術	高温海水対象 希釈海水対象 ホウ酸水対象 のものは、無し



(2-①-9) デブリの臨界管理技術の開発

必要性

今後、燃料取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、燃料デブリ取出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・核分裂性生成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性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) 核分裂性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性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

燃料取出、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、臨界評価に用いる臨界解析コードの改良・整備や、核データの精度向上に係る評価・試験等を行う。

候補となる技術例

要素技術	適用例
臨界評価	発電所
未臨界管理	再処理施設
臨界検知	発電所
臨界防止	-

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				
3. 炉内再臨界検知	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) 炉内状況把握のための事故進展解析技術の高度化

必要性

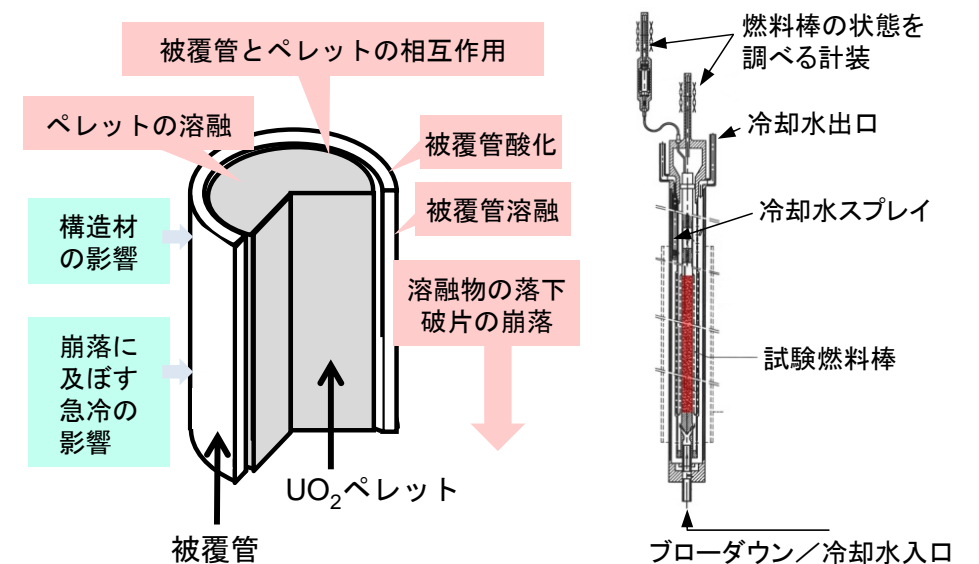
現在、損傷した燃料は安定的に冷却されているが、中長期的な対策の立案及び安全対策を講ずる際の参考とするため、実際の炉心損傷状況を推定することが必要である。しかしながら、高線量下にある炉心損傷の直接的な観察は困難であり、現状の数値計算シミュレーションは不確実性が大きい。このため、数値計算シミュレーションの推定精度を高めるための技術開発を継続的に進めていく必要がある。

実施内容

- 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い、事故進展解析に必要な情報として整理する。
- シビアアクシデント解析コード高度化
 - 既存のシビアアクシデント解析コード(MAAP, MELCOR, THALES, SAMPSON等)についてその特徴を整理するとともに、炉内状況把握に係る適用性を評価・整理する。
 - 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。
- 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
 - 炉心溶融発生後の燃料デブリの移行・堆積による構造応答に関して、高温材料特性試験及び構造物試験等を実施する。
 - 照射済燃料・模擬燃料及び模擬圧力容器等を用いた冷却水喪失模擬試験や燃料溶融試験等を実施する。
 - 燃料からの放射性物質の事故時放出挙動について調査する。

候補となる技術例

要素技術	適用例
シビアアクシデント解析コード (MAAP, MELCOR, THALES, SAMPSON, 他)	アクシデント マネージメント評価
圧力容器等健全性試験 (高温材料特性試験、構造解析等)	圧力容器破壊靱性評価 熱衝撃解析 地震応答解析
燃料溶融進展評価試験 (冷却水喪失模擬試験、燃料溶融試験等)	ハルデン炉内における冷 却材喪失模擬試験
ソースターム実験	放射性物質放出実験

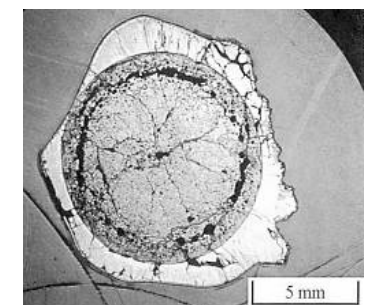


冷却水喪失時の現象と影響因子 炉内試験装置のイメージ

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				健全性試験/燃料溶融進展評価試験/ソースターム実験						

冷却水喪失時の燃料棒の形状変化、溶融・崩落、ペレットのリロケーション等に関する情報を取得



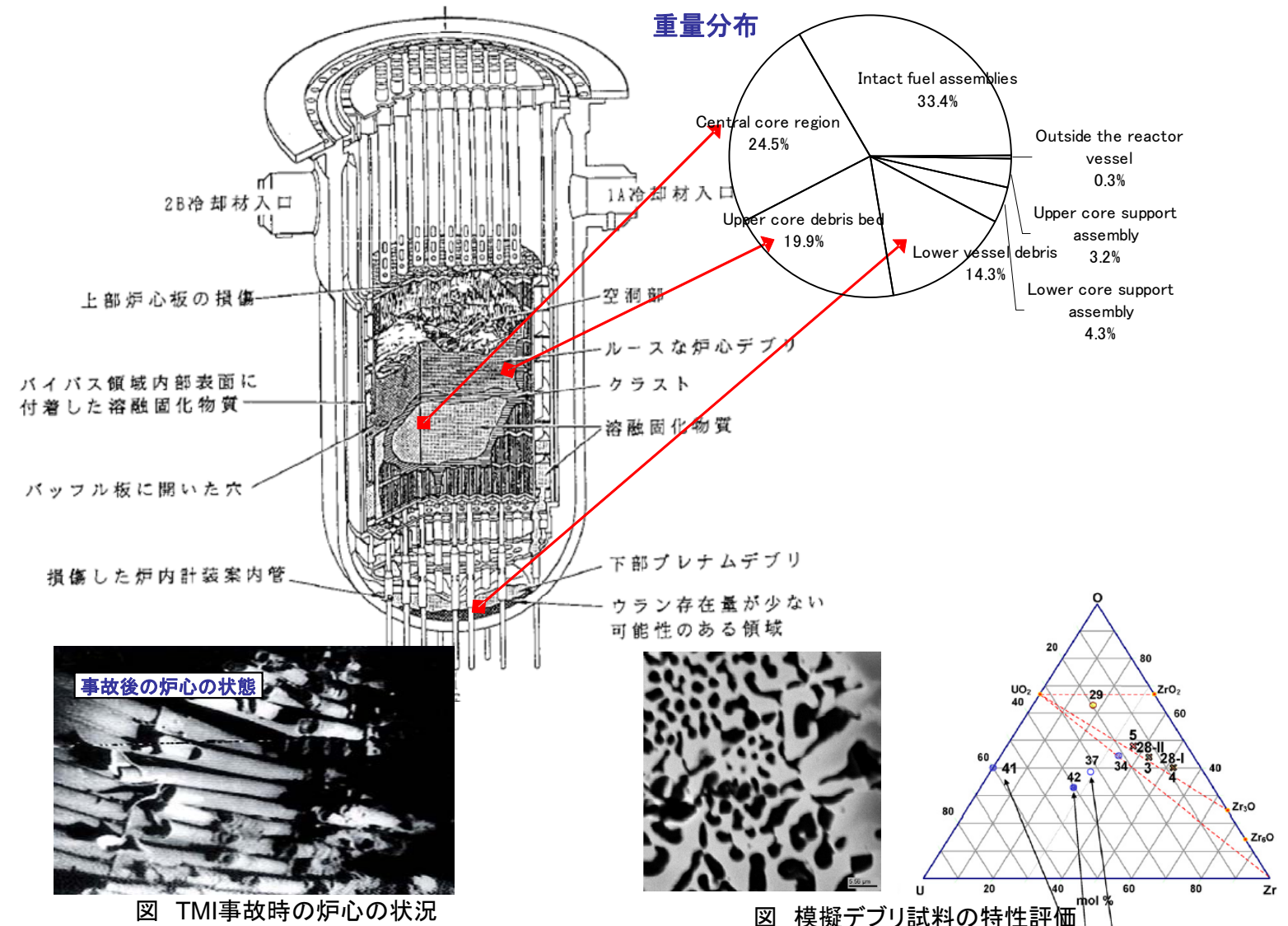
(2-③)-1, 2, 3) 模擬デブリを用いた特性の把握、実デブリの性状分析、デブリ処理技術の開発

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. 模擬デブリの作製
 - ・福島第一原子力発電所の溶融継続時間、炉心構成及び海水注入などを考慮した模擬デブリを作製する(シミュレーション評価含む)。
2. 模擬デブリの特性評価
 - ・作製した模擬デブリを用いて基礎物性の測定・評価、化学的特性の評価・試験、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。
4. 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。
5. デブリ処理処分技術の開発
 - ・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。
 - ・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。



実施工程

事項/年度	第1期			第2期						
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020
1. 模擬デブリ作製	■									
2. 模擬デブリ特性評価		■								
3. TMIデブリとの比較				■						
4. 実デブリの性状分析					■					
5. デブリ処理処分技術の開発	■									

候補となる技術例

要素技術	適用例
模擬デブリ作製条件検討(シミュレーション評価含む)	TMI経験
模擬デブリの作製	TMI経験
模擬デブリの特性評価	TMI経験
TMIデブリとの比較	TMI経験
実デブリの性状分析	TMI経験
デブリ処理技術適用可能性検討	—
デブリ処分技術適用性検討	東海再処理工場、六ヶ所再処理工場

(2-③-4) 燃料デブリに係る計量管理方策の構築

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場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。

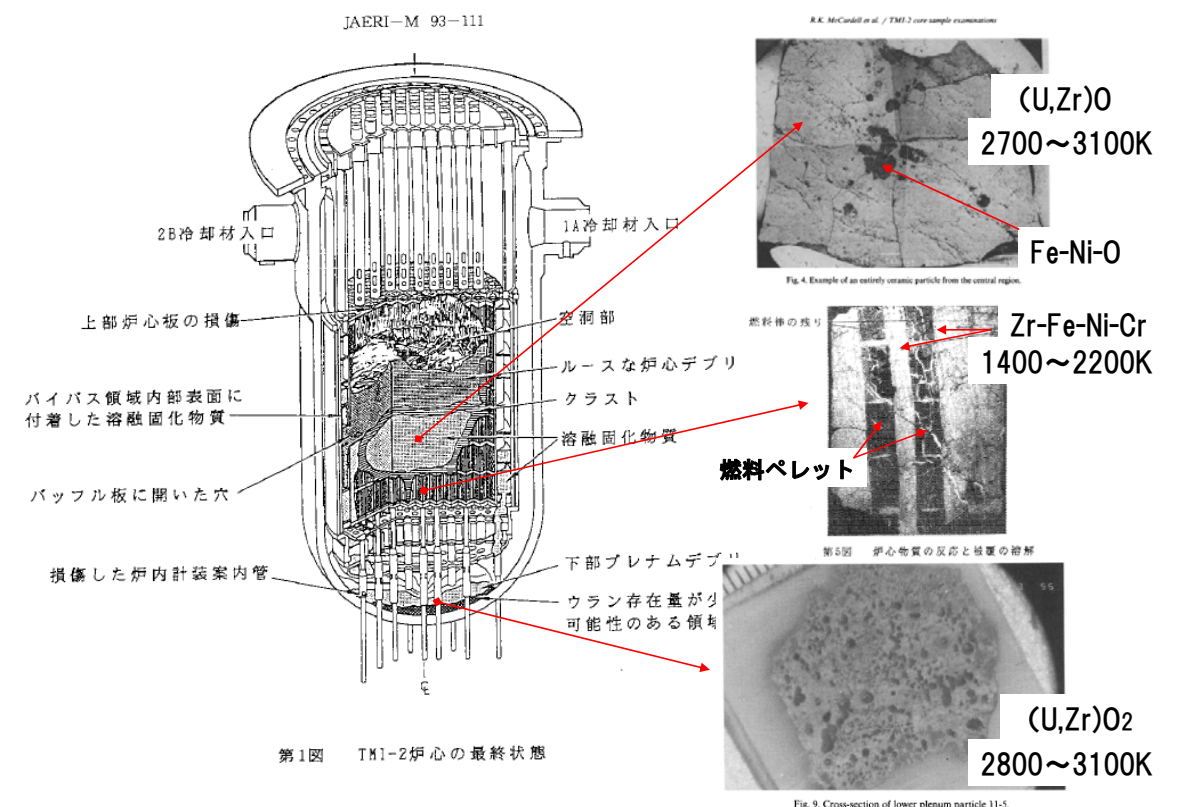
2. 核燃料物質の分布状況の評価
 ・地震時の核燃料物質重量評価(計算値)、サンプリング調査※及び炉内調査の結果※等から核燃料物質の分布状況の評価する。

※ 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等の関係機関と情報交換及び技術交換を行う必要がある。

参考とする技術例

要素技術	適用例
核燃料物質の測定技術	TMI-2経験 IAEA測定技術 等



燃料デブリ(TMIの例)

実施工程

事項/年度	第1期				第2期					
	2011	2012	2013	2014	2015 (前)	2016	2017	2018 (中)	2019	2020 (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

必要性

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

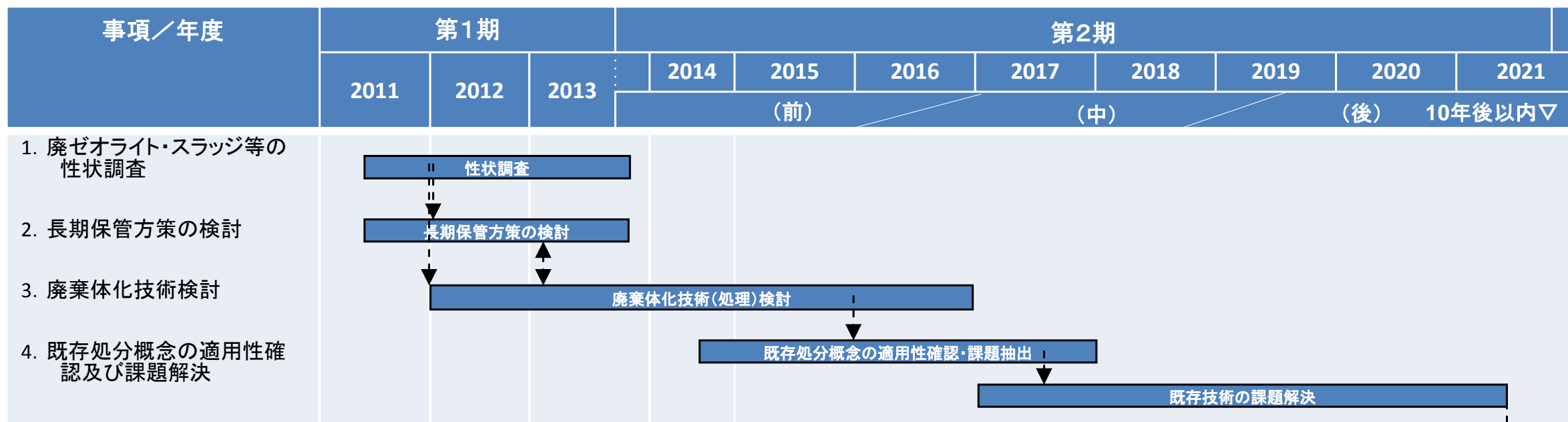
実施内容

1. 廃ゼオライト・スラッジ等の性状調査
 - ・長期保管可能な方策検討や処理・処分技術の開発に必要な処分対象物の性状を把握するため、放射能濃度分析等の調査を行う。
2. 長期保管方策の検討
 - ・汚染水処理に伴う二次廃棄物は、処理・処分技術の確立まで安定に保管する必要があるため、水素発生、発熱及び腐食等、長期保管に向けた対策を検討する。
3. 廃棄体化技術検討
 - ・既存の処理技術(廃棄体化技術)を基に、固型化等、廃棄体化に必要な技術を開発するとともに、廃棄体性能に関する調査を行う。
4. 既存処分概念の適用性及び課題解決
 - ・3. で得られた廃棄体性能に関する知見を基に、既存の処分概念の適用性を確認し、処理・処分に必要な課題の抽出及び課題の解決を行う。
 - ・既存の処分概念適用が困難な廃棄物は、(3-2)で引き続き技術開発を実施する。

候補となる技術例

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

実施工程



(3-2)へ

(3-2) 放射性廃棄物の処理・処分技術の開発

必要性

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

実施内容

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

候補となる技術例

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

実施工程

