

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

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. 中長期の取組の実施に向けた基本原則.....	2
3. 安全確保の考え方.....	3
3-1. 中長期安全確保に係る基本方針.....	3
3-2. 安全確保方策.....	4
4. 中長期ロードマップの期間区分及び時期的目標.....	5
4-1. 中長期期間の区分の考え方.....	5
4-2. 中長期ロードマップにおける時期的目標及び判断ポイント.....	5
5. 中長期の取組の具体的計画.....	8
5-1. プラントの安定状態維持・継続に向けた取組.....	8
(1) 原子炉の冷却計画.....	8
(2) 滞留水処理計画.....	9
5-2. 発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止に向けた計画.....	10
(1) 海洋汚染拡大防止計画.....	10
(2) 放射性廃棄物管理及び敷地境界の放射線量低減に向けた計画.....	11
(3) 敷地内除染計画.....	12
5-3. 使用済燃料プールからの燃料取り出し計画.....	13
5-4. 燃料デブリ取り出し計画.....	16
5-5. 原子炉施設の解体・放射性廃棄物処理・処分に向けた計画.....	21
(1) 原子炉施設の解体計画.....	21
(2) 放射性廃棄物の処理・処分計画.....	22
6. 福島第一原子力発電所における作業円滑化のための体制及び環境整備.....	23
6-1. 中長期の取組に向けた東京電力の実施体制.....	23
6-2. 中長期の取組に向けた東京電力の要員計画.....	23
6-3. 作業安全確保に向けた計画.....	26
7. 国際社会との協力.....	28
8. 中長期の取組の実施体制.....	28
9. おわりに.....	29

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は、事故発生後、政府及び東京電力において、「東京電力福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋 当面の取組のロードマップ」をとりまとめ、これに基づいて事故の早期収束に向けた取組を計画的に進めてきた。本年7月には、上記ロードマップにおけるステップ1の目標である「放射線量が着実に減少傾向にある」状況を達成し、先般、ステップ2の目標である「放射性物質の放出が管理され、放射線量が大幅に抑えられている」状況についても達成したところである。これにより、原子炉は「冷温停止状態」に達し、不測の事態が発生した場合も、敷地境界における被ばく線量が十分低い状態を維持することができるようになったことから、これにより、東京電力(株)福島第一原子力発電所の原子炉は安定状態となったことに加え、当該プラントが敷地外に与える放射線の影響は十分小さく抑えられている状況にある。

ステップ2完了以降は、これまでのプラント安定化に向けた取組から、確実に安定状態を維持する取組に移行する。これに並行して、1～4号機の使用済燃料プールからの燃料の取り出し、1～3号機の原子炉圧力容器及び原子炉格納容器からの燃料デブリ¹の取り出し等、廃止措置に向けて必要な措置を中長期に亘って進めていくことにより、避難されている住民の皆さまの一刻も早いご帰還を実現し、地域の方々をはじめとした国民の皆さまの不安を解消することが重要となる。

このような中長期の取組に関しては、本年8月に原子力委員会に設置された東京電力(株)福島第一原子力発電所における中長期措置検討専門部会（以下、「原子力委員会専門部会」という。）において、技術課題、研究開発項目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。廃止措置がすべて終了するまでは30年以上の期間を要するものと推定される。」との整理がなされている。

1月9日には、枝野経済産業大臣及び細野原発事故収束・再発防止担当大臣より、廃止措置等に向けた中長期ロードマップ（以下、「本ロードマップ」という。）の策定等についての指示（以下、「両大臣指示」という。）が、東京電力、資源エネルギー庁、原子力安全・保安院に出された。

さらに、ステップ2の完了に伴い、政府・東京電力統合対策室を廃止し、原子力災害対策本部の下、本ロードマップの策定とその進捗管理を行う政府・東京電力中長期対策会議が設置された。

本ロードマップは、両大臣指示を受け、上記の3者にてとりまとめたものを、同会議で決定したものである。

本ロードマップでは、ステップ2完了から2年以内の開始を目標とした使用済燃料プール内の燃料取り出し開始までを第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、燃料デブリ取り出しに必要な研究開発を開始し、成果を活用した現場調査に着手する等、廃止措置等に向けた本格的な作業開始までの集中的な準備を行う。

第1期以降では、ステップ2完了から10年以内の開始を目標とした燃料デブリ取り出し開始までを第2期とし、その後廃止措置終了までを第3期と定義した。

本ロードマップの実施にあたっては、長期に亘るとともにこれまで経験のない技術的困難性を伴う課題が多いことから、我が国の叡智を結集しつつ、政府及び東京電力が密接に連携していくことが重要である。

¹ 燃料と被覆管等が溶融し再固化したもの。

2. 中長期の取組の実施に向けた基本原則

- 【原則1】地域の皆さまと作業員の安全確保を大前提に、廃止措置等に向けた中長期の取組を計画的に実現していく。
- 【原則2】中長期の取組を実施していくにあたっては、透明性を確保し、地域及び国民の皆さまのご理解をいただきながら進めていく。
- 【原則3】今後の現場状況や研究開発成果等を踏まえ、本ロードマップは継続的に見直していく。
- 【原則4】本ロードマップに示す目標達成に向け、東京電力、資源エネルギー庁、原子力安全・保安院は、各々の役割に基づき、連携を図った取組を進めていく。

- ◆ 上記基本原則を踏まえ、東京電力、資源エネルギー庁、原子力安全・保安院は、本ロードマップの実現の重要性を認識し、下記方針に基づき適切な対応を実施していく。
 - ① 多くの作業が、これまで経験のない技術的困難性を伴うものであるとの共通認識の下、関係する産業界や研究機関の協力も得つつ、必要となる研究開発を実施し、現場作業に適用していく。
 - ② 東京電力は、これらの成果が得られる節目節目に判断ポイントを設定し、現場の状況も勘案の上で、適用する技術の実現性・妥当性を見極めつつ、中長期の取組を着実に実施するとともに、そのための体制を整備する。
 - ③ 資源エネルギー庁は、上記研究開発における予算措置、プロジェクト管理において主導的な役割を果たすとともに、東京電力の取組について適切に指導、監督していく。
 - ④ 原子力安全・保安院は、中長期の取組にあたり、必要な規制制度の整備を図るとともに、東京電力の取組について安全確保の観点から確認を行っていく。
 - ⑤ 東京電力、資源エネルギー庁、原子力安全・保安院は、本計画について定期的に見直すとともに、中長期の取組状況を公表するなど、透明性を確保していく。

3. 安全確保の考え方

3-1. 中長期安全確保に係る基本方針

(1) 中期的安全確保の考え方に基づく施設運営計画

事故後における福島第一原子力発電所の安全確保については、ステップ1、2の期間を通じ、損傷した炉心への循環注水冷却、使用済燃料プールの循環冷却、高レベル放射性汚染水の処理や漏えい防止、原子炉格納容器への窒素ガス注入による水素爆発の防止、事故で喪失した電源の復旧等の対策を行い、重要な設備については万が一の故障の際にも予備の設備で必要な機能が確保できるよう、多重性、多様性をもたせた設備を設置してきた。ステップ2が完了した現時点においては、原子炉の安定的な冷却状態を維持しており、原子炉格納容器からの追加的放出による公衆被ばく線量は大幅に抑制されている。

ステップ2完了から具体的な廃止措置に向けての作業開始までの期間における、公衆及び作業員の安全を確保するため、原子力安全・保安院は本年10月3日に「中期的安全確保の考え方」を示し、東京電力はそれに対し「中期的安全確保の考え方に基づく施設運営計画」を提出した。

この施設運営計画において、原子力安全・保安院は、

- ・ 原子炉圧力容器・格納容器内での崩壊熱を適切に除去できること
- ・ 原子炉格納容器の水素爆発を防止できること
- ・ 使用済燃料プールについて崩壊熱を適切に除去し最終的な熱の逃がし場へ輸送できること
- ・ 原子炉圧力容器・格納容器での臨界を防止できること

等について適切に措置が講じられていることを確認している。併せて、これらの措置が適切に講じられていれば、万が一の事故が発生し冷却機能を失ったとしても、代替機能による冷却機能の回復を速やかに行うことが可能であり、事故として非常に厳しい条件を想定しても敷地境界における被ばく線量が十分に低いことを確認している。

当面3年間においては、東京電力は当該施設運営計画を確実に実施するとともに、定期的に原子力安全・保安院に報告することになっており、原子力安全・保安院はこの報告や独自の調査に基づき、東京電力の取組を安全確保の観点から確認・評価を行う。また、その評価結果を踏まえ、必要に応じ、随時「中期的安全確保の考え方」の個別事項を見直すとともに、少なくとも1年に1回全体的な見直しを行うことにより、発電所の安全を確保していく。

(2) 中長期的な取組に対する安全確保のための主な基本目標

中長期的には、使用済燃料プールからの燃料取り出し、炉心の燃料デブリ取り出しなど、事故後の原子炉建屋プール、炉心にある燃料をより安定的な状態である共用プールや収納容器内に移動させる作業も行われる。このような燃料取り出し作業にあたっては、取り出し作業中の燃料落下事故などにより、新たな放射性物質の放出を招くことのないよう、安全措置を講ずることが必要となる。

これらについても引き続き、原子力安全・保安院より示された以下の基本目標に基づき、今後、東京電力が具体的な作業方法を検討する各段階において、設備、手順の安全性（耐震性を含む）、周辺環境への放射線影響について評価し、原子力安全・保安院による評価・確認を経た上で、実施していく。

＜中長期的な取組に対する安全確保のための主な基本目標＞

- ① 放射性物質の放出源を特定し、適切な放出抑制策を講じ、モニタリングを行うことができること。
- ② 原子炉压力容器・格納容器及び使用済燃料プール内での崩壊熱を適切に除去できること。
- ③ 原子炉压力容器・格納容器及び使用済燃料プール内での臨界を防止できること。
- ④ 可燃性ガスの検出、管理及び処理を適切に行うことができること。
- ⑤ 原子炉施設に起因する実効線量を合理的に達成できる限り低減すること。
- ⑥ 万が一安全に関する機能を一時的に喪失しても敷地境界における放射性物質の追加放出による被ばく線量が安全上支障がないこと。
- ⑦ 作業員の被ばく線量が法令に適合すること。

3-2. 安全確保方策

(1) 設備安全

第1期においても、ステップ2までと同様、①放射性物質の放出抑制・管理機能、②原子炉、使用済燃料プールの冷却機能、③臨界防止機能、④水素爆発防止機能の維持・強化を図っていく。具体的には、滞留水処理施設の設備改善や再臨界の連続監視機能の追設等に加え、常に設備の運転状態を確認しつつ、必要な措置を講じることにより更なる信頼性の向上を図る。これに並行して、使用済燃料プール内の燃料の取り出しを開始し、プラントをより安定状態にしていく計画である。

第2期以降においても、長期的にプラントの安定状態の維持に必要な設備について、適切な保守・管理も含め、信頼性向上に向けた取組を引き続き実施していくとともに、燃料デブリ取り出しを実施すること等により、上記設備に依存することなくプラントを安定的に維持できる状態に移行させ、最終的な廃止措置を実施していく。

(2) 作業安全

作業員の一般作業安全、放射線管理、健康管理については、安全事前評価、線量低減対策、医療体制整備など、ステップ2までの取組を継続・充実していく。

放射線管理については、作業環境監視の拡充、線量管理の確実な実施、除染等による線量低減等を図るとともに、高線量環境での作業には、ロボット等の遠隔技術を適切に採用すること等により、作業員の被ばく線量を線量限度以下に抑える。

(3) 敷地境界の放射線量低減・管理

現状、原子炉が安定的に冷却され、原子炉格納容器からの放射性物質の放出は抑えられており、これによる敷地境界における年間被ばく線量は最大でも0.1mSv/年と評価されている。これに加え、2012年度内には、発電所全体からの追加的放出、及び敷地内に保管する事故後に発生したガレキ等や水処理に伴い発生する二次廃棄物（使用済セシウム吸着塔、スラッジ等、以下、「水処理二次廃棄物」という。）による放射線の影響を低減し、これらによる敷地境界における実効線量を1mSv/年未満とすることを目指す。

また、上記に加え、敷地内除染を計画的に実施することで、更に敷地境界線量を低減していく。

気体廃棄物については、引き続き環境放出量の低減に努めるとともに、放出監視を継続していく。液体廃棄物については、今後、以下について必要な検討を行い、

これを踏まえた対策を実施することとし、汚染水の海への安易な放出は行わないものとする。

①増水の原因となる原子炉建屋等への地下水の流入に対する抜本的な対策

②水処理施設の除染能力の向上確保や故障時の代替施設も含めた安定的稼働の確保方策

③汚染水管理のための陸上施設等の更なる設置方策

なお、海洋への放出は、関係省庁の了解無くしては行わないものとする。

更に異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界付近及び周辺地域において空間放射線量率及び環境試料の放射能の監視を継続的に実施していく。

(4) その他安全関連

核物質防護管理、核物質保障措置についても、関係法令や国や関係機関の指示の下、適切な対応を実施していく。

4. 中長期ロードマップの期間区分及び時期的目標

添付資料1-1に福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた本ロードマップの主要スケジュールを示す。本ロードマップは、本年12月7日の原子力委員会専門部会報告書、並びに、11月9日の両大臣指示を踏まえ、米国 TMI-2²の事故収束例など現時点における知見を基に東京電力、資源エネルギー庁、原子力安全・保安院の3者が協同にて策定したものである。3者は、2章で述べた各々の役割を確実に実行し、本ロードマップに定めた実施事項を着実に進めていく。

本ロードマップにおける工程・作業内容は今後の現場状況や研究開発成果等によって変わり得るものであり、これらを踏まえ、継続的に検証を加えながら見直していくこととする。

4-1. 中長期期間の区分の考え方

本ロードマップでは、第1期から第3期までを以下の通り定義した。

- ▶ 第1期：ステップ2完了～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）
 - ・ 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、燃料デブリ取り出しに必要な研究開発を実施し、現場調査にも着手する等、廃止措置等に向けた集中準備期間となる。
- ▶ 第2期：第1期終了～燃料デブリ取り出し開始まで（目標は10年以内）
 - ・ 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。
- ▶ 第3期：第2期終了～廃止措置終了まで（目標は30～40年後）
 - ・ 燃料デブリ取り出しから廃止措置終了までの実行期間。

4-2. 中長期ロードマップにおける時期的目標及び判断ポイント

第1期を含む至近の約3年間（2014年度末まで）については、年度毎に展開し、

² 米国スリーマイルアイランド原子力発電所2号機。

可能な限り時期的目標を設定した。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り得ることから、お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）として設定した。

本ロードマップにおける主な時期的目標及び判断ポイント（HP）は以下の通りである。

（１）原子炉の冷却・滞留水³処理計画

- 現行水処理施設の信頼性向上等について検討を行い、2012 年度までに主要な対策を実施するとともに、その後においても継続的に改善を実施。
- 現行施設では除去が困難なセシウム以外の放射性物質も除去可能な多核種除去設備を 2012 年内に導入。
- 循環ループの縮小については、上記現行水処理施設の信頼性向上や、第 2 期（中）の建屋間止水、原子炉格納容器下部の補修等に合わせて段階的に実施。
- 第 2 期（後）には、タービン建屋／原子炉建屋内の滞留水処理を完了。

＜滞留水処理に係る判断ポイント＞

建屋間止水及び原子炉格納容器下部の補修の成否により、滞留水の減少に向けた実施方法が変わり得ることから、以下の判断ポイントを設定。

（HP1-1）：原子炉建屋／タービン建屋間止水・格納容器下部補修完了

【第 2 期（中）】

（２）海洋汚染拡大防止計画

- 万一地下水が汚染した場合の海洋流出を防止するため、遮水壁の構築を 2014 年度半ばまでに完了。
- 5、6 号機側にシルトフェンスを設置し、1～4 号機及び 5、6 号機の取水路前面エリアの海底土を固化土により被覆することにより、海底土の拡散を防止することに加え、1～4 号機取水路前面における海水循環型浄化装置の運転を継続し、2012 年度中を目標に、港湾内の海水中の放射性物質濃度について、告示に定める周辺監視区域外の濃度限度未満を達成。

（３）放射性廃棄物管理及び敷地境界における放射線量の低減に向けた計画

- 2012 年度内を目標に、発電所全体からの追加的放出、及び敷地内に保管する事故後に発生した放射性廃棄物（水処理二次廃棄物、ガレキ等）による敷地境界における実効線量 1mSv/年未満を達成。
- 現在実施中の水処理二次廃棄物の性状、及び保管容器の寿命の評価に基づき、2014 年度末までに保管容器等の設備更新計画を策定。
- 第 2 期（後）以降、必要に応じて設備更新を実施。

（４）使用済燃料プール内の燃料取り出し計画

- 4 号機において、ステップ 2 完了後 2 年以内（2013 年中）に取り出し開始。
- 3 号機において、2014 年末を目標に取り出し開始。

³ 1～4 号炉のタービン建屋，原子炉建屋等に滞留している汚染水のこと

- 1号機については、3、4号機での知見・実績を把握するとともに、ガレキ等の調査を踏まえて具体的な計画を検討、立案し、第2期（中）の開始を目指す。
- 2号機については、建屋内除染、遮へいの実施状況を踏まえて設備の調査を行い、具体的な計画を検討、立案の上、第2期（中）の開始を目指す。
- 第2期（後）には、全号機の燃料取り出しを終了。
- 取り出した使用済燃料の再処理・保管方法について、第2期（後）に決定。

＜取り出し後の燃料に係る判断ポイント＞

取り出し後の燃料の取り扱いについては、今後実施する長期保管上の健全性評価、再処理に向けた研究開発成果を踏まえる必要があることから、以下の判断ポイントを設定。

(HP2-1)：使用済燃料の再処理・保管方法の決定【第2期（後）】

(5) 燃料デブリ取り出し計画

- 初号機での燃料デブリ取り出し開始の目標をステップ2完了後10年以内に設定。
- 計画の実現に向けて工法・装置開発をはじめとする研究開発を実施する。実施にあたっては、成果となる技術の現場への適用性を確実に実証（以下、「現場実証」という。）していく。
- 2013年度末頃まで実施する遠隔による除染技術開発成果を適宜現場に適用し、原子炉建屋内除染を進めることに加え、2014年度半ば頃までを目途に原子炉格納容器漏えい箇所特定技術開発成果（現場実証を含む）を得た上で、2014年度末までに原子炉建屋内除染により建屋内アクセス性を確保し、原子炉格納容器漏えい箇所調査及び原子炉格納容器外部からの内部調査に本格着手。

＜燃料デブリ取り出し作業等における判断ポイント＞

現場の状況、研究開発の成果（現場実証含む）、安全要求事項等の状況をも踏まえ、以下の判断ポイントを設定。また、取り出し後の燃料デブリの取り扱いについても判断ポイントを設定。

(HP3-1)：原子炉格納容器下部補修方法、止水方法の確定【第2期（前）】

(研究開発の目標時期)

原子炉格納容器補修技術の現場実証終了（建屋間、格納容器下部）

：2015年度末頃

(HP3-2)：原子炉格納容器下部水張り完了、内部調査方法確定【第2期（中）】

(研究開発の目標時期)

原子炉格納容器内部調査技術の現場実証終了：2016年度末頃

(HP3-3)：原子炉格納容器上部補修方法の確定【第2期（中）】

(研究開発の目標時期)

原子炉格納容器補修技術（上部）の現場実証終了：2017年度末頃

(HP3-4)：原子炉格納容器上部水張り完了、炉内調査方法の確定【第2期（後）】

(研究開発の目標時期)

原子炉圧力容器内部調査技術の現場実証終了：2019年度半ば頃

(HP3-5)：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

【第2期（後）】

(研究開発の終了目標時期)

燃料デブリ取り出し技術の現場実証終了：2021年度末頃

燃料デブリ収納缶開発終了：2019年度末頃

燃料デブリ計量管理方策確立：2020年度末頃

(HP3-6)：燃料デブリの処理・処分方法の決定【第3期】

(6) 原子炉施設の解体計画

- 1～4号機の原子炉施設解体の終了時期としてステップ2完了から30～40年後を目標とする。
(参考) TMI-2における燃料デブリ取り出し期間(4年強)、通常の原子炉施設の解体標準工程(15年程度)から、1基の原子炉施設の解体には燃料デブリ取り出し開始から20年以上が必要と想定。
- 解体・除染工法等の検討に必要な、現場の汚染状況等の基礎データベースの構築等に向けた計画を2012年度中を目途に策定。
- 第1期から第2期(中)にかけて、原子炉施設の解体に向けた基礎データベースを構築。
- 上記データベースに基づき、第2期(中)から第3期にかけて原子炉施設解体に向けた遠隔解体などの研究開発・制度の整備(解体廃棄物の処分基準等)を実施。

<原子炉施設の解体実施に向けての判断ポイント>

(HP4-1)：解体・除染工法の確定。解体廃棄物処分基準の策定【第3期】

→ 解体、処分に必要な機器・設備の設計・製造に着手。

(HP4-2)：解体廃棄物処分の見通し。必要な研究開発終了【第3期】

→ 解体に着手。

(7) 放射性廃棄物の処理・処分計画

- 事故後に発生した廃棄物は、従来の原子力発電所で発生した廃棄物と性状(核種組成、塩分量等)が異なることから、2012年度中に処理・処分に関する研究開発計画を策定。
- 2014年度末までに、廃棄物の性状把握、物量評価等を実施。
- この結果を踏まえ、第2期において処分概念を構築。

<放射性廃棄物処理・処分に向けての判断ポイント>

これらの廃棄物は、解体工事で発生した廃棄物とともに以下の判断ポイントを設定し、第3期の終盤での処分場への搬出を目指し、研究成果の反映を図りつつ検討を進める。

(HP5-1)：廃棄物の性状に応じた既存処分概念への適応性確認【第2期(中)】

(HP5-2)：廃棄物の処理・処分における安全性の見通し確認【第2期(後)】

(HP5-3)：廃棄体仕様・製造方法の確定【第3期】

(HP5-4)：廃棄体製造設備の設置及び処分の見通し【第3期】

5. 中長期の取組の具体的計画

5-1. プラントの安定状態維持・継続に向けた取組

(1) 原子炉の冷却計画

① 原子炉冷温停止状態の継続監視

ステップ2において原子炉冷温停止状態は達成済みであり、第1期以降燃料デブリ取り出しが終了するまでの間、注水冷却を継続しつつ、確実に原子炉内が冷却され、冷温停止状態が安定的に維持されていることを温度や圧力等のパラメータにより継続監視していく。また、上記監視を補完する観点から、原子炉格納容器内に光ファイバー装置等を挿入して、部分的でも内部を観察し、水位・温度等の状況を直接確認することについてもまずは2号機において実施する。1, 3号機については、2号機の実績並びに現場調査の結果を踏まえた上で実施を判断する。

② 循環注水冷却設備の信頼性向上

原子炉への注水冷却設備については、現在、タービン建屋から取水し、滞留水処理設備で処理した水を処理水バッファタンクに貯めており、これを水源として、常用高台炉注水ポンプ（3台）からの注水ラインで1～3号機に注水している。

このバックアップとして、これまでに、水源としてのタンク、及び注水ラインを2系統確保し、多重性、多様性を図ってきている。さらに、3号機復水貯蔵タンク（CST）および処理水バッファタンクを水源とし、タービン建屋内に設置した注水ポンプによる常用の注水ラインを2012年初頭目途に追加し、より信頼性の高い注水を実現する。

第1期では、その運転状況等を踏まえた上で、更なる信頼性向上対策として、ラインを構成する配管等の一部材質強化・耐震性向上などについて実施していく。

③ 小循環ループ化

第2期では、今後実施する研究開発成果を活用した原子炉建屋とタービン建屋間の止水や原子炉格納容器の漏えい箇所補修の実施計画との整合を取りながら、計画的に取水源を現在のタービン建屋から原子炉建屋地下や原子炉格納容器に変更していく。

原子炉格納容器の漏えい箇所補修が完了した後は、原子炉格納容器内の水張りを実施し、原子炉格納容器内保有水のみを循環冷却・浄化する小循環ループとすることで、より安定的な冷却状態とすることについても検討していく。

(2) 滞留水処理計画

① 滞留水処理施設の信頼性向上

タービン建屋等に滞留した汚染水（滞留水）の処理施設については、運転開始当初の様々なトラブルを踏まえた設備改善、処理装置の多重化等により、信頼性の向上を図ってきている。また、本年12月4日に発生した蒸発濃縮装置からの漏水事象を踏まえた堰内への漏えい検知機の設置等についても、ステップ2完了までに終了している。

第1期では、現行施設について、信頼性向上等について検討し、主要な対策を2012年度に行い、安定運転を維持していく計画である。また、これに併せ、現行約4kmある循環ラインについてもライン縮小を基本とした配管等の漏えいリスク低減対策を実施していく。さらに、処理水⁴に含まれる放射性物質の濃度をより一層低くできる多核種除去設備を2012年内に導入し、処理水の放射性物質の濃度が告示に定める周辺監視区域外の濃度限度を十分下回るように管理していく。

⁴ 現行の水処理施設によりセシウムを除去した水のこと。

第2期(中)では、今後実施する研究開発成果に基づき原子炉建屋とタービン建屋間の止水や原子炉格納容器の漏えい箇所⁵の止水の実現状況を踏まえつつ、これに応じた循環ラインの更なる縮小化も検討していく。

なお、水処理によって必要となる廃棄物等の保管施設については、既存の保管施設を増設する等、必要に応じて適宜対応していく。

② 滞留水の速やかな処理

現在、低レベルの汚染が確認されているタービン建屋等の周辺に設けられたピット(井戸)内のサブドレン⁵の汲み上げは実施していない。そのため、タービン建屋等には恒常的に地下水が流入している。

第1期では、サブドレンの浄化等を行い、サブドレンに汚染がないことを確認し、タービン建屋等の滞留水の水位がサブドレン水位より上回らないように管理しつつサブドレン水位を低下させていく。このようにサブドレンの浄化等の状況を踏まえた上で、地下水流入量を抑制し、タービン建屋内の滞留水の量を減らしていく対策を実施していく。

第2期(中)において、原子炉建屋とタービン建屋間の止水や原子炉格納容器の漏えい箇所⁵の止水が実現すれば、原子炉の冷却水漏えいによる滞留水が発生しなくなることから、引き続き滞留水の処理を着実に実施することより、第2期(後)には、タービン建屋及び原子炉建屋地下に存在する滞留水処理を完了させることを目指していく。

滞留水の処理にあたっては、以下について必要な検討を行い、これを踏まえた対策を実施することとし、汚染水の海への安易な放出は行わないものとする。

- ▶ 増水の原因となる原子炉建屋等への地下水の流入に対する抜本的な対策
- ▶ 水処理施設の除染能力の向上確保や故障時の代替施設も含めた安定的稼働の確保方策
- ▶ 汚染水管理のための陸上施設等の更なる設置方策

なお、海洋への放出は、関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

(HP1-1) 原子炉建屋／タービン建屋間止水、格納容器下部補修完了

- ・ 原子炉建屋／タービン建屋間止水や格納容器下部補修が完了していること、サブドレン水位を管理することにより地下水の建屋内への流入が十分に抑制可能であること等に基づき、タービン建屋、原子炉建屋地下の滞留水量の計画的な処理・減少を図っていく。

5-2. 発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止に向けた計画

(1) 海洋汚染拡大防止計画

① 汚染水漏えい時における海洋汚染拡大リスクの低減

これまでに、建屋内の滞留水の一部がピット等を通じて海洋へ流出した事象が発生したことから、ピット等の閉塞、港内へのシルトフェンス⁶や海水循環型浄化装置の設置等、様々な対策を講じてきている。また、建屋内の滞留水の水位を管理することにより、地中内への流出を抑制してきており、今後もこれを継続する。

これらの対策に加え、万一汚染水が地下水に漏えいした場合の海洋汚染拡大防止を目的とした1～4号機の既設護岸の前面への遮水壁の設置工事について、本

⁵ 建屋周辺に設けているピット(井戸)に流入してくる地下水のこと。

⁶ 水中にカーテンを張ることで拡散する汚濁水を滞留させることができる水中フェンスのこと。

年10月に着手しており、2014年度半ばまでに完成する計画である。

② 港湾内海水中の放射性物質濃度の低減（告示濃度未満）

2011年度末までに5、6号機側にシルトフェンスを設置し、2012年度半ばまでに1～4号機及び5、6号機の取水路前面エリアの海底土を固化土により被覆する。これらの対策により、海底土の拡散を防止することに加え、1～4号機取水路前面における海水循環型浄化装置の運転を継続することにより、今後速やかに、港湾内の海水中の放射性物質濃度が告示に定める周辺監視区域外の濃度限度を下回ることを目指す。また、大型船の航行に必要な水深の確保のために行う浚渫により発生する土砂についても、港湾内に集積し固化土により被覆する等により拡散を防止する。

また、構築した設備等を維持・管理していくとともに、廃止措置が終了するまでの間、地下水及び海水の水質等を継続的にモニタリングしていく。

（2）放射性廃棄物管理及び敷地境界の放射線量低減に向けた計画

① 固体廃棄物管理

発電所敷地内においては、今回の地震、津波、水素爆発によるガレキ等が発生しているが、回収したガレキ等は、コンクリート、金属が主であり、その放射線量は低い線量率のものから高い線量率のものまで幅広く存在している。また、事故の復旧工事に伴い伐採した樹木や水処理二次廃棄物、使用済保護衣類等が生じている。

このうちガレキ等については、線量率や材質により可能な限り分別し、放射性物質が飛散するおそれのあるものについては飛散抑制対策（容器収納、シート養生等）を講じ一時保管している。また、水処理二次廃棄物については、放射線遮へいに対する考慮等を行った上で仮保管施設に保管している。

この他、使用済保護衣類等については、袋詰め又は容器に収納し、決められた場所に一時保管している。また、伐採した樹木についても、防火対策を施して決められた場所に一時保管している。

ガレキ等については、第3期において処分場へ搬出するまでの長期間に亘り一時保管する必要があることから、今後の廃棄物の発生量や放射能レベルに応じてエリアを確保し適切に管理していくための管理計画を策定し、必要に応じて見直しを加えながら計画的に実施する。またその中で、ガレキ等による敷地境界への放射線影響の程度を踏まえ、遮へい等による対策を実施することに加え、ガレキ等の減容処理や再利用についても検討を行う。

水処理二次廃棄物についても今後の廃棄物の発生量に応じて保管エリアを確保するとともに、敷地境界への放射線影響の程度を踏まえ、それを低減するための更なる遮へい等の措置について実施する。また、現在実施中である水処理二次廃棄物の性状、保管容器の寿命評価等に基づき、2014年度末までに保管容器等の設備更新計画を策定する。

第2期（後）では、それまでの対策の継続に加え、水処理二次廃棄物に対しては、必要に応じ保管容器等の設備更新を実施する。

② 気体廃棄物管理

現時点において、原子炉の冷却により原子炉格納容器からの放射性物質の放出による発電所敷地境界における被ばく線量は最大でも0.1mSv/年と評価しており、新たな放出については抑制が図られた状態となっている。

第1期では、現在1, 2号機に設置・運用中の原子炉格納容器ガス管理設備を3号機にも早期に設置することにより気体廃棄物の放出をさらに抑制するとともに、同設備や原子炉建屋カバーのフィルタ出口において放射線モニタで連続監視していく。

また、1～4号機のタービン建屋、廃棄物処理建屋や集中廃棄物処理施設の地下部の放射性物質を含む滞留水については、水位が低下した場合に乾燥し再浮遊する放射性物質の拡散を防止するために地下開口部を閉塞しており、第1期以降も、各建屋において可能かつ適切な箇所において放出監視を行っていく。

敷地周辺では、空气中放射性物質濃度の測定を行い、告示に定める周辺監視区域外の空气中の濃度限度を下回っていることを確認していく。また、現状、周辺監視区域全体を管理区域と同等の管理を要するエリアとしていることから、周辺監視区域内でも空气中放射性物質濃度の測定を行い、告示に定める放射線業務従事者に係る空气中の濃度限度を下回っていることを確認していく。

③ 液体廃棄物管理

滞留水等の液体廃棄物については、貯蔵、または、水処理施設による放射性物質の低減処理（浄化処理）を行う。浄化処理に伴い発生する処理水はタンクに貯蔵するとともに、淡水化した上で再利用を行う等、適切に管理していく。

なお、汚染水の取り扱いについては、3-2(3)に記載の通りである。

④ 敷地境界の線量低減（発電所全体から新たに放出される放射性物質等による敷地境界線量$1\text{mSv}/\text{年}$の達成）

上記の対策を適切に実施していくことにより、2012年度内には、発電所全体からの放射性物質の追加的放出、及び敷地内に保管する事故後に発生した放射性廃棄物（水処理二次廃棄物、ガレキ等）による敷地境界における実効線量 $1\text{mSv}/\text{年}$ 未満の達成を目指す。

⑤ 環境モニタリングの継続実施

現在、異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界付近および周辺地域において空間放射線量率及び環境試料の放射能の監視を行っている。第1期以降も、引き続き、陸域、海域において、環境中でモニタリングを継続していく。現状、可能な範囲で事故時に放出された放射性物質の環境への影響および追加の異常な放出が無いことを監視しているが、今後は汚染レベルの推移に応じて、事故前に実施していた測定対象、測定項目等を基に、環境放射線モニタリング指針に整合した環境モニタリングを実施していく。

(3) 敷地内除染計画

敷地内の除染については、最終的には敷地内全体を対象とするが、一般公衆、従事者の被ばく線量の低減及び今後の事故対応を円滑に進めるための作業性の向上を目的として、敷地内を4つのエリアに分類し、具体的な除染計画を立てて段階的に進めていく。

<敷地内のエリア分類>

- ・ 執務エリア：非管理区域化を目指すエリア（免震重要棟等）
- ・ 作業エリア：多数の作業員が復旧作業に従事するエリア
- ・ アクセスエリア：作業エリアへアクセスする敷地内主要道路
- ・ その他エリア：森林等、上記以外のエリア

除染計画においては、エリア分類に基づき除染実施箇所の優先順位の設定を行い、順次除染を実施していく。また、線量率低減の効果を確認し、除染方法の改善、計画の見直しを図っていく。執務エリアについては、非管理区域化の早期実現のため最優先で実施する。作業エリア、アクセスエリアは、線量率が高いエリアから実施していく。

第2期以降は、敷地外に現存する線源の除去に伴う線量環境の低減状況と連携を図りつつ敷地内の除染を進め、最終的には敷地内全体の除染を実施する。

一方、水素爆発により飛散したガレキが発電所構内に留まっているか否かについての確認については速やかに着手し、遅くとも2014年度中に終了する。

5-3. 使用済燃料プールからの燃料取り出し計画

(1) 現状

1～4号機の使用済燃料プールは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。現在では、循環冷却系により安定的に冷却されている。燃料取り出し完了までの間は、冷却機能を維持する必要がある、設備の保守管理を継続しつつ、必要に応じて設備更新等を実施し、信頼性の維持・向上を図っていく。また、使用済燃料プール水の放射性物質濃度の分析結果等から、大部分の燃料は健全であると考えられる。

2～4号機の使用済燃料プールは、当初、応急的な処置として海水を注入していたことから、使用済燃料プールライニング⁷やプール内機器の腐食防止のため、現在、4号機において塩分除去装置を用いた水質改善を図っている。今後、2号機、3号機でも、4号機同様の水質改善を図っていく計画としている。また、3号機では、水素爆発によるガレキ混入によりプール水のpHが上昇したため、中和剤（ホウ酸）注入による水質改善を実施した。今後も水質を継続的に監視し、必要に応じて対策、改善を図っていく。

(2) 燃料取り出し作業の概要（添付資料2参照）

使用済燃料プールからの燃料取り出しを実施するためには、水素爆発に伴う燃料取替床上のガレキ撤去、カバー（又はコンテナ）設置による燃料取扱設備を含む作業環境の整備等を行った後、より安定的な貯蔵状態にするため、発電所内にある共用プールに移送する計画である。

使用済燃料プールからの燃料取り出しに係る作業ステップを添付資料2に示す。現在、3、4号機では、本作業の第1ステップである原子炉建屋上部ガレキ撤去作業と、後段ステップの準備として、燃料取り出し用カバー、燃料取扱設備、構内用輸送容器等の検討・設計を実施中である。

① 原子炉建屋上部ガレキ撤去

1、3、4号機は原子炉建屋の上部が破損し、燃料取替床上及び使用済燃料プールに、ガレキが散乱している。そのため、燃料取り出しに先立ち、燃料取替床上及び使用済燃料プール内にあるガレキを、重機又は燃料取扱設備を用いて撤去する。なお、1号機については設置済みのカバーの取り外しを含め、今後、ガレキ撤去作業計画を立案し、これに基づき実施する。

⁷ 使用済燃料プール内内壁への内張りのこと。

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

1、3、4号機は原子炉建屋の上部が破損しており、燃料取り出しの作業環境保持として風雨を遮るための燃料取替エリアを覆うカバー（又はコンテナ）を設置する。内部には燃料取り出し作業のための燃料取扱設備を新たに設置する。

2号機は、原子炉建屋内が高線量のため燃料取扱設備の健全性は確認できていない。今後、除染等により燃料取扱設備への近接が可能となった時に、設備の点検、修理等を行う。

③ 構内用輸送容器・収納缶の設計、製造

使用済燃料プールから共用プールへの健全燃料の移送は、既存または、新規に製造する構内用輸送容器を使用する。

破損燃料が確認された場合には、新たに設計・製造する収納缶に燃料を収納した上で、構内用輸送容器に収納し、移送することで、健全燃料を移送する場合と同様の安全性を有する対応とする。

④ 共用プール内空きスペース確保／改造

使用済燃料プールから取り出した燃料を受け入れ、貯蔵するエリアを確保するために、共用プール内に貯蔵中の健全な使用済燃料を乾式キャスクに収納し、共用プールから搬出する。搬出先として、発電所内に新たな乾式キャスク仮保管設備を設置する。乾式キャスク仮保管設備は、保管容量に柔軟性のあるモジュール方式とし、共用プールから受け入れる乾式キャスクに加えて、キャスク保管庫で貯蔵中の既存乾式キャスクも当面の間保管する。

また、使用済燃料プールから取り出した燃料は、塩分の付着や損傷の可能性があることから、洗浄等の必要性を検討し、専用の収納場所の設置等、設備の改造、追設を行う。

⑤ 使用済燃料プールからの燃料取り出し

クレーンにより原子炉建屋の使用済燃料プール内に構内用輸送容器を吊り降ろし、燃料取扱機を用いて使用済燃料貯蔵ラックから構内用輸送容器に燃料を収納する。構内用輸送容器は、クレーンにより地上へ吊り降ろし、トレーラーを用いて原子炉建屋から発電所内を共用プールへ輸送する。

なお、構内用輸送容器への収納にあたっては事前に燃料の健全性を確認し、破損が確認された燃料は、前述の収納缶に収納した上で輸送を実施する。

⑥ 取り出し燃料の保管・管理

共用プールでは、プール冷却浄化系により、水質の純度及び透明度の改善・維持を図る。なお、海水が注入された使用済燃料プール水を共用プールへ持ち込まないように、輸送容器内部水の置換を行う。

(3) 使用済燃料プールからの燃料取り出し計画（スケジュール）

使用済燃料プールからの燃料取り出しは、ガレキ落下、建屋・設備・燃料等の損傷、線量等の状況により号機毎に必要な準備や取り出しの期間が異なるため、号機の状況・特性を考慮の上、後続号機では先行号機の知見・実績を反映した

計画とする。共用プールでは、取り出し燃料受入の他に、既存乾式キャスク点検、乾式キャスクへの燃料充填・搬出、取り出し燃料受入準備工事等の多岐の作業が並行して行われるため、安全確保、作業錯綜の抑制と作業迅速化を考慮した計画とする。

1～4号機の燃料取り出しは、安全確保かつ早期取り出しを念頭に、キャスク製造、港湾復旧、乾式キャスク仮保管設備等も含めて、燃料取り出し全体を最適化した計画を検討、立案していく。

原子炉建屋上部ガレキ撤去（上述①）について、重機を用いた作業は、4号機では2012年半ばの完了を目指している。3号機はガレキ落下状況が十分確認できていないため、2012年度末頃の完了を想定している。ガレキ撤去後に燃料取り出し用カバー及び燃料取扱設備の設置（上述②）、並行して構内用輸送容器等の設計・製造（上述③）を行う。なお、作業エリアの線量が高い号機では、遠隔操作可能な燃料取扱設備、構内用輸送容器とする。また、共用プールにおける取り出し燃料の受入準備として、2012年末頃までに設備点検・復旧、乾式キャスク仮保管設備の設置を行う。その後1年間程度をかけて共用プールから乾式キャスク仮保管設備へ順次搬出し、取り出し燃料受入に必要な空き容量を確保していく（上述④）。

燃料取り出しは、新たに設置する燃料取扱設備等によるプール内ガレキ撤去、燃料調査等を行い、原子炉建屋と共用プールにおける準備が整い次第、開始する（上述⑤）。開始時期については、最初に取り出しを開始予定の4号機は、ステップ2完了から2年以内の開始を目標、3号機は、ステップ2完了から3年程度後の開始を目標とする。1号機については、3、4号機のガレキ撤去、遠隔操作設備の操作性・不具合、燃料調査等の知見・実績を把握するとともに、ガレキ等の調査を踏まえて、具体的な計画を検討、立案する。2号機については、遠隔除染技術の確立を踏まえて、建屋内除染、遮へいを行い、燃料取扱設備への近接が可能となった時に、設備の調査を行い、点検・修理、燃料取り出しの具体的な計画を検討、立案する。1、2号機の燃料取り出しは、現場の状況等に依存するものの、第2期（中）の開始を目指す。

燃料取り出し作業については、4号機の健全燃料は、今後の作業環境を想定し、通常時と同様の設備、作業体制・手順で行う前提で2年程度、2号機も、通常時と同様の環境が整う場合、1.5年程度と考えられる。一方、1、3号機の線量が高い場合の遠隔操作による燃料取り出しは、新たに導入する燃料取扱設備、輸送容器を用いるため、作業の詳細は今後の検討によるものの、号機あたり2～3年程度を目標とする。今後、作業環境、燃料の状態等を確認し、作業体制、作業手順・時間等を検討した上で、具体的な計画を立案していくが、第2期（後）までに、1～4号機全ての燃料取り出しの完了を目指していく。

なお、燃料取り出しを計画通り実現するにあたっては、以下に示すような工程に影響を与える可能性のある課題を解決する必要があり、関係者と協力・連携しつつ、安全確保を最優先とした上で作業を実施していく。

－ ガレキ撤去作業

現状、ガレキの落下状況や線量等未確認事項が多く、作業の長期化、追加の可能性がある。

－ 燃料取り出し用カバー設置作業

建物の損傷や線量の状況、基礎構築に支障となる地下埋設物の状況等、

現時点で不確定性の高い要素があり、作業の長期化、追加の可能性がある。

- － 共用プール復旧、共用プール内燃料取り出し作業
共用プール復旧に向けて設備点検中であり、想定外の不具合等の発生・発見による修理等が必要となる可能性がある。
- － 使用開始までの各ステップでの対応
燃料取り出しに係わる設備は、【設計→製造→設置→運用開始】というステップを踏む過程で、許認可を取得していくが、許認可期間を考慮して工程を作成する。
- － 燃料健全性確認
作業効率に配慮し、有効な確認方法、手順等を確立する。
- － プール燃料取り出し作業
想定以上に破損燃料割合が多い、あるいは燃料の損傷程度が想定以上の場合は、作業の長期化、追加の可能性がある。
遠隔操作、特に遠隔操作による不具合・点検修理対応、物理的変形等の燃料取り扱い等の経験がなく、設備の信頼性・安全性の向上、作業迅速化を目指し、先行号機等での知見・経験を反映した設備、作業手順を整備する。

(4) 取り出し後の燃料の取り扱いに向けた研究開発

使用済燃料プールから取り出した燃料は、当面の間、共用プールに保管する。これに並行して、海水の影響等も踏まえた長期的な健全性の評価及び対策、並びに再処理に向けた研究開発を実施する。(詳細は別冊1「研究開発計画」参照)

(HP2-1)： 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。

5-4. 燃料デブリ取り出し計画

(1) 現状

震災時に運転中の1～3号機においては、合計1,496体の燃料が炉心に装荷されていたが、いずれの号機も炉心損傷に至っている。この結果、炉内の燃料は燃料デブリとなり、その一部は原子炉压力容器から原子炉格納容器内に流れ出ているものと推定される。

炉心に注水を継続している冷却水についても、格納容器下部から原子炉建屋地下階を経由して、隣接するタービン建屋等に流出しており、原子炉压力容器、格納容器ともに冷却水が漏えいしている状況である。

現時点において、燃料デブリの状態や冷却水等の具体的な流出箇所は特定されていない。

(2) 燃料デブリ取り出し計画の概要

燃料デブリ取り出しを開始するまでに必要となる作業は、高線量下にある原子炉建屋内で行われること等から技術的に課題が多く、現時点で具体的な方法を確定的に決めることは困難であるが、TMI-2で採用された方法と同様に、放射線遮へいに優れた水中で燃料デブリを取り出すことが最も確実な方法であると考えられる。

しかしながら、TMI-2では、原子炉压力容器への水張りが支障なく実施できたの

に対し、1～3号機においては、上述の通り、現状炉心に注入した冷却水が原子炉格納容器から漏えいしている状態にあり、水張りに必要なバウンダリ（境界）の構築が燃料デブリ取り出しを実現するための重要なポイントとなる。

そこで、水中における燃料デブリ取り出しの実現に至るまでの作業フローについて検討を行い、以下の①から⑩までの作業ステップと6つの判断ポイントにより構成される計画を策定した。また、国、原子力プラントメーカー、研究機関の協力の下、各作業ステップにおける技術課題及びこの解決に必要な研究開発項目をとりまとめた。これら研究開発項目については、原子力委員会専門部会において、その妥当性が評価され、今年度より必要な研究開発を開始する計画である。

<燃料デブリ取り出しに係る作業ステップ>

添付資料3に燃料デブリ取り出しに係る作業ステップのフローを示す。以下①から⑩の作業ステップ毎の内容を示す。本内容については、今後の現場状況や研究開発成果等により見直しが必要であることを踏まえ、工程面では複数の判断ポイントを設け、それまでに得られた成果の評価と次工程への移行判断等を実施していく。

① 原子炉建屋内除染

これまでの調査により、原子炉建屋内には数100～1000mSv/hの高線量箇所の存在及びガレキの散乱が確認されていることから、建屋内で実施する各作業に先立ち、作業に必要な箇所の除染を実施していく。

比較的低線量箇所は人による除染作業を行うが、高線量箇所は遠隔での除染作業が必要となる。

したがって、人による作業時の被ばく低減措置（遮へい、作業時間管理等）を確実に図るとともに、遠隔汚染調査装置、汚染状況に応じた合理的な除染技術及びこれを適用した遠隔除染装置の開発を実施する。

② 原子炉格納容器漏えい箇所調査

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。

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、遠隔で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し、成果を適用していく。

③ 原子炉建屋止水/原子炉格納容器の下部補修

②の調査により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、原子炉格納容器下部の部分的な水張りに向けてバウンダリを構築する。

また、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、遠隔で当該部にアクセスするための技術や、補修を実施する技術・工法を開発し、成果を適用していく。

なお、原子炉建屋からの漏えいを止水する前には、循環注水冷却の取水源をタービン建屋地下から原子炉建屋地下や原子炉格納容器下部に切り替える必要があり、これに合わせて循環注水ループの縮小化に取り組んでいく。

さらに、原子炉格納容器の水張りに対して構造強度や耐震性の評価を行い、必要な補強等を行う。

④ 原子炉格納容器部分水張り

③において原子炉格納容器下部の補修・止水を実現した後、注水継続により原子炉格納容器下部の水張りを行う。

この際、燃料デブリ廻りの冷却水流量等が変化することから、臨界検知・防止対策に十分配慮する必要がある。

⑤ 原子炉格納容器内部調査・サンプリング

④において原子炉格納容器の部分水張りを実施した後、原子炉格納容器内に遠隔によりアクセスし、本格的な調査・サンプリングを実施することにより、燃料デブリの分布・性状等を把握する。

原子炉格納容器内部は高線量であり、かつ内部の汚染水が濁水であることが想定されることから、このような環境下における遠隔調査技術・治具等を開発し、適用していく。

⑥ 原子炉格納容器上部補修

⑤の調査が終了した後、原子炉格納容器内の水位上昇を目指して、原子炉格納容器上部の補修を実施する。

ここでも遠隔補修技術を活用した補修装置を開発していく。

⑦ 原子炉格納容器／原子炉圧力容器水張り

⑥において原子炉格納容器上部を補修した後、臨界検知・防止対策に配慮しつつ、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の水張りを行う。

上記水張りが完了した後、放射性物質の放出や線量環境について十分安全性を確認した上で、原子炉格納容器及び原子炉圧力容器の上蓋を開放し、原子炉圧力容器の上部の構造物である気水分離器や湿水分離器の取り外しを実施する。

また、上蓋開放の一連の作業を開始する前には、原子炉建屋コンテナ（またはカバー改造）等を設置し、閉じ込め空間を形成する。なお、原子炉建屋コンテナ（またはカバー改造）等の構造については、燃料デブリの取り出し方法や装置と整合させる必要があることから、今後の研究開発の状況を見極めながら検討を進めていく。

⑧ 炉内調査・サンプリング

⑦により原子炉格納容器及び原子炉圧力容器の解放が完了した後、当該容器上部に作業用の作業台車を設置し、原子炉圧力容器内部の調査・サンプリングを実施することにより、燃料デブリの分布・性状等を把握する。

原子炉格納容器内部は高線量であり、かつ内部の汚染水が濁水であることが想定されることから、このような環境下における遠隔調査技術・治具等を開発し、適用していく。

⑨ 燃料デブリ取り出し技術の整備と取り出し作業

燃料デブリの取り出しは、臨界検知・防止対策に配慮しつつ、⑧と同様に作業台車から実施する。取り出した燃料デブリは専用の収納缶に収納した後、所定の場所に移送することとなる。

取り出し作業においては、燃料デブリの破碎、把持、吸引等、様々な作業が想定されることから、TMI-2での実績を参考としつつ、これらを遠隔で実施する工法・装置・治具等を開発し、適用していく。

⑩ 取り出し後の燃料デブリの安定保管、処理・処分

1～3号機とも、一時海水を炉内に注入していることから、燃料デブリは塩分を含有しているものと推定される。したがって、燃料デブリは、冷却機能、閉じ込め機能等の通常の要求仕様に加え、塩分による耐腐食性を考慮して開発される収納缶に収納して取り出され、当面の間、適切な貯蔵設備において安定貯蔵される。

(3) 上記を実現するための研究開発の実施

上記①～⑩に記載した研究開発については、国、産業界、研究機関の支援・協力の下、進めていく。これら研究開発については、4章に示したスケジュールで進めるが、可能な限り前倒しを図るとともに、研究開発と並行して、必要に応じて実機における工事等に向けた準備作業等を実施する。(詳細は別冊1「研究開発計画」参照)

➤ 共通基盤技術の開発

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、原子炉建屋内における多様な作業においては、原子炉建屋内が高線量環境下であることを踏まえれば、ロボット等の遠隔技術の開発・適用が必須となる。

この遠隔技術は、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)を特定した上で、モジュール化、標準化に配慮した開発を実施していく。

➤ 代替方策の検討

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。

➤ 原子炉圧力容器・格納容器の健全性維持

燃料デブリ取り出しを確実に実施するためには、原子炉圧力容器・格納容器の健全性を維持することが極めて重要となる。現在、原子炉圧力容器・格納容器の腐食防止として、注水する処理水の塩化物イオン濃度抑制・脱気(窒素バブリングによる溶存酸素低減)などの水質管理を行っている。さらに、原子炉圧力容器・格納容器の長期健全性を確保するため、評価データの取得、腐食抑制策の検討を実施していく。

(4) 燃料デブリ取り出しに向けたスケジュール

原子力委員会専門部会においては、TMI-2 の実績を参考に、燃料デブリ取り出し開始目標は10年以内と設定された。両大臣指示においても同様の目標であることも踏まえ、初号機での燃料デブリ取り出し開始は、ステップ2完了から10年以内を目標とし、この達成を目指し、必要な研究開発等に取り組む。

なお、全号機の取り出し終了時期については、原子炉格納容器まで燃料デブリが落下している等、TMI-2 に比べて分布範囲が広範なことも踏まえ、20～25年後と想定（取り出し期間：10～15年間）している。

この実現を目指し、今後、国、産業界、研究機関等と連携・協力の上で研究開発を実施し、この成果を活用しつつ、現場作業を順次進めていく。ただし、現状、現場の状況は不明であり、かつ漏えい箇所の補修技術などの開発にも多くの不確実性があることを踏まえ、工程面では下記の通り、複数の判断ポイントを設け、それまでに得られた必要な開発成果に加え、関連する現場作業の状況、次工程に向けた作業手順・安全確保措置の準備状況、規制手続きの進捗状況等を総合的に踏まえ、取り出し計画を常に最適なものに見直していく。

なお、原子炉建屋内除染については、まずは既存技術を基に比較的汚染の少ないエリアから開始し、開発成果により得られる遠隔除染技術を適切に組み合わせることにより高汚染エリアを段階的に除染していく。これにより、2014年度末までに原子炉格納容器廻り（特に下部）のアクセス性を確保する。

また、上記除染の結果及び現場の状況等を踏まえ、原子炉格納容器漏えい箇所の調査及び原子炉格納容器外部からの内部調査についても2014年度末までの本格着手を目指す。

(HP3-1)：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、原子炉格納容器下部・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一次的な評価を行う。

(HP3-2)：原子炉格納容器下部水張り完了、内部調査方法確定

- 原子炉格納容器下部の漏えい箇所の補修等が終了し、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。

(HP3-3) 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。

(HP3-4) 原子炉格納容器上部水張り完了、炉内調査方法の確定

- 原子炉格納容器上部（原子炉圧力容器も含む）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）等の閉じ込め空間が形成されていること、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解放、及び原子炉内調査の開始を判断する。

（HP3-5）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

（目標：ステップ2完了から10年以内）

- ・ 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。

（HP3-6）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。

（※）HP3-1 で決定した燃料デブリ取り出しに向けた号機順位については、以降の判断ポイントにおいて再確認し、必要に応じて見直していく。

5-5. 原子炉施設の解体・放射性廃棄物処理・処分に向けた計画

（1）原子炉施設の解体計画

①概要

1～4号機の原子炉施設の解体については、使用済燃料プール内燃料、炉心からの燃料デブリ取り出し後、想定される放射性廃棄物の種類と量、環境への影響（公衆への影響を含む）、作業員の被ばく、適用される工法、工程さらに、解体廃棄物の処分の見通し等を踏まえた上で、原子炉施設の解体計画を策定し、進めていくことが必要である。

このため、今後、建屋除染、原子炉圧力容器／原子炉格納容器の調査、燃料デブリの取り出し作業等の進展にあわせて、放射性物質による建屋や機器の汚染の状況（原子炉建屋、タービン建屋、プロセス主建屋等において高レベル放射性汚染水を貯留したことによる放射性物質移行量の評価を含む）や原子炉圧力容器／原子炉格納容器内の燃料デブリの残存量など、廃止措置計画策定に必要なデータの蓄積を図るとともに、遠隔解体技術、コンクリート・金属の除染、減容技術など必要な研究開発を実施していく。

原子炉施設の解体期間としては、原子炉施設解体引当金制度にあわせて検討された標準的な工程を基に、15年程度かけて実施していく事を想定している。本標準工程では、前半の10年間は、作業員の被ばく線量を低減する観点から、放射性物質の減衰を待つとともに、タービン建屋等比較的放射線量の低い部分から解体に着手し、後段の5年間で炉心部分の解体に着手する。

福島第一原子力発電所1～4号機の原子炉施設解体にあたっては、事故の影響により通常の原子力施設の解体と比べ、発生する放射性廃棄物の種類や量が異なる可能性も考慮して、解体工法を確定する必要がある。また、原子炉施設解体の着手に先立ち、解体された廃棄物を処分するための、技術的な基準の整備や、処分の見通しを得ることが重要であり、これらについて国及び東京電力が連携して進めていく。

以上の状況を踏まえ、福島第一原子力発電所1～4号機の原子炉施設解体は、

30～40年後の終了を目標とし、以下の判断ポイントを設定して進めていく。その際、炉心に燃料デブリの無い4号機から開始する。

② 原子炉施設の解体に向けたスケジュール

(HP4-1) 解体・除染工法の確定。解体廃棄物の処分基準の策定

今回の事故においては、通常の原子力プラントと異なり、放射性解体廃棄物の種類や量が異なることも予想される。このため、放射性物質の種類に応じ、処分基準の検討、除染・減容のための研究開発及び解体作業中の被ばく線量低減のための工法開発が終了していることを確認した上で、必要な機器・設備の設計・製造に着手する。

(HP4-2) 解体廃棄物処分の見通し。必要な研究開発の終了

解体廃棄物の処分の見通しが得られていることを確認した上で、解体工事に着手する。

(2) 放射性廃棄物の処理・処分計画

① 概要

放射性廃棄物は、その性状（含まれる放射性核種、放射能レベル）に応じ、容器に詰めてセメントで固める等の加工を施した廃棄体を作り（以下、「処理」という。）、廃棄体を処分場に搬出して埋設する（以下、「処分」という。）ことを基本方針とする。

事故後に発生した廃棄物は、破損した燃料に由来した放射性核種が付着していることや、処分場の性能に悪影響を与える塩分を多く含む等、従来の原子力発電所で発生していた廃棄物と異なる特徴がある。

このため、処理、処分を実現するには、廃棄物の特徴をよく分析し把握した上で研究開発を行い、安全に処理・処分を行うための見通しを得る必要がある。

安全性の見通しを確認して必要な制度的措置に関する検討を経て、処理・処分に関する安全規制や技術基準が明確化される。

このような過程を経た上で、発電所内に処理設備を設置し、処分場に搬出する廃棄体の製造に着手していくことが可能となるため、当面の間は、将来の処理・処分の妨げにならないよう分別した上で保管を継続する。また、処理・処分に必要な研究開発を国、東京電力、関係する産業界、研究機関が連携・協力の上、実施していく。（詳細は別冊1「研究開発計画」参照）

② 放射性廃棄物の処理・処分のスケジュール

3、4号機の原子炉建屋上部ガレキ撤去が完了し、当面の物量が見通せる2012年度中には放射性廃棄物の処理・処分に関する研究開発計画を策定する。

また、研究開発の成果を踏まえた安全性の見通しを得つつ段階的に進める必要があるため、これまでの国内における放射性廃棄物処分に関する検討過程を参考にして下記の判断ポイントを設ける。

(HP5-1)：廃棄物の性状に応じた既存処分概念への適応性の確認

- ・ 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、研究を着手する。

(H P5-2)：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。

(H P5-3)：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。

(H P5-4)：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。

6. 福島第一原子力発電所における作業円滑化のための体制及び環境整備

第1期以降も、多くの線量の高い環境下での作業が想定される。このような中、これまで同様、協力企業との協力体制を維持しつつ、100mSv/5年を確実に遵守することで作業員の安全を確保しながら、長期に亘って要員を確保していく必要がある。

本章では、現時点において想定しうる作業と総被ばく線量を踏まえた要員計画の策定とその実現見通しの評価を行うとともに、要員の意欲向上策及び放射線管理を含む現場作業の安全確保計画を取りまとめた。

6-1. 中長期の取組に向けた東京電力の実施体制

東京電力は中長期の取組を着実に推進していくため、本店に専任の組織を設置する。本組織は、中長期の取組に係る基本方針策定や全体プロジェクト管理、設計・許認可業務などを、現場作業を実施する福島第一安定化センター及び福島第一原子力発電所と協調して進める。

現場を熟知していること及び、ステップ2までの実績があることを考慮し、中長期の取組を実現していくための体制としては、東京電力と協力企業約400社とともに、これまでと同様の現場作業の実施体制で取り組んでいく。

また、社内及び社外の作業員に対して、健康相談や被ばく線量に応じた検診を行う等、線量・健康管理を一元管理していくための専任の体制を本店に設置する。

6-2. 中長期の取組に向けた東京電力の要員計画

(1) 要員計画とその実現可能性

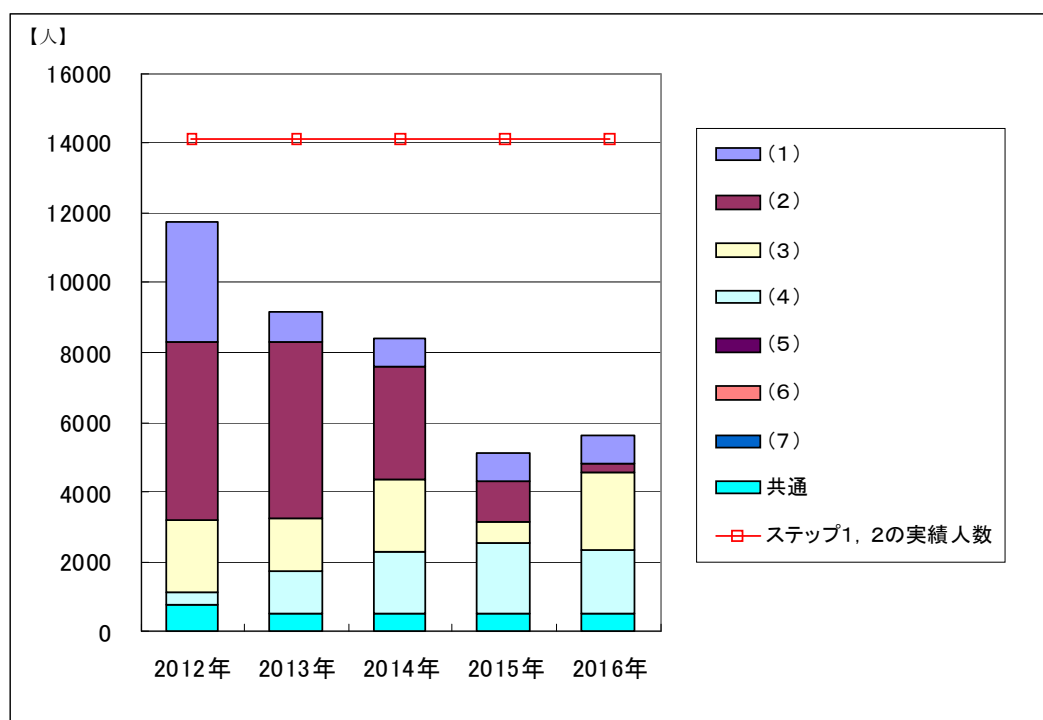
今後5*年間に計画している作業に対して、必要人員と総被ばく線量について想定を行い、要員計画の実現可能性について確認を行った。

*：作業内容の見通しの精度や線量管理上100mSv/5年の制限があること等を考慮し要員計画の想定期間を5年間とした。

① 必要作業員数と想定被ばく線量

100mSv/5年を考慮し、一部の線量の高い作業*を除き作業員一人当たりの年間の想定被ばく線量を20mSv以下とした場合、想定される必要作業員数は以下の通り。

*：滞留水処理施設の信頼性向上・ループ縮小等は40mSvを想定



- | | |
|---|-----------------------------------|
| (1)プラントの安定状態維持・継続に向けた計画
(循環注水冷却の信頼性向上等) | (4)燃料デブリ取り出し計画
(建屋間止水等) |
| (2)発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止
に向けた計画
(遮水壁の構築等) | (5)原子炉施設の解体・放射性廃棄物処理・処分
に向けた計画 |
| (3)使用済燃料プールからの燃料取り出し計画
(プール燃料取り出し等) | (6)実施体制・要員計画 |
| | (7)作業安全確保に向けた計画 |

注)：本計画は現段階で想定可能な範囲で試算したものであり、今後、現場調査が進み新たな作業が必要となるなど状況に変化が生じた場合、必要作業員数に増減が生じる可能性がある。

注)：図中のステップ1, 2の実績人数とは、当該期間中(3~11月で集計)に東京電力(株)福島第一原子力発電所において作業を行った東京電力及び主要な企業の作業員の人数。

ステップ1, 2における実績人数は約14,100人であり、今後も少なくともそれ以上の人数は確保できる見込みである。現在想定している今後5年間に必要とな

る作業員数（最大：1年目 約11,700人）はその値を下回っており、要員の不足による現場作業への支障は生じない見込みである。

なお、2017年以降の作業については、滞留水処理等の継続作業に加え、原子炉建屋コンテナ等の設置や燃料デブリ取り出しといった大型工事も控えており、今後も継続して一定量の作業員の確保が必要な見込みであり、地元雇用に配慮しつつ、今後も要員の確保に努める。

② 要員確保に向けた今後の取り組み

①よりステップ1, 2の実績人数は必要作業員数を上回っているが、更に要員確保の確実性を増すために、今後以下の取り組みを行っていく。

・線量予測に基づいた要員配置

作業に必要な線量を個人単位で事前に予測することにより、計画的な人員配置を行っていく。

・計画的な人材育成

特に専門的な作業に関しては教育が必要なことから、計画的な人材育成を行っていく。

－水処理の場合

水処理装置は当社として初めて導入したものであり、系統が複雑なことから要員の配置前に、設備の設計や機器配置等に関する机上教育や移送・処理設備等の運転・保守の現場訓練を実施していく。

－放射線管理の場合

現在も実施している社員及び協力企業社員を対象とした放射線測定要員養成教育研修を継続して実施し、今後必要性の高まる放射線関係の要員を計画的に育成していく。

・更なる被ばく低減対策

これまで各作業で実施している、「遮へい設置」や「線量の高い箇所を避ける」等に加え、遠隔作業可能な装置の開発や作業エリアの更なる除染を行っていく。

・要員計画の精度を向上させるために、毎年計画の見直しを行っていく。

(2) 意欲向上策

今後も継続して東京電力と協力企業が共に廃止措置等に向けた取組を実現していくために、以下の通り作業員が安心して働ける各種条件整備を図っていく。

・食事の改善

－ 食事メニューの多様化・栄養バランスの向上について検討を継続していく。

－ 温かい食事の提供について検討を継続していく。

・環境の改善

－ 作業の指示命令等で長時間滞在する免震重要棟について、非管理区域化を行っていく（～2012年4月）。企業棟については、協力企業のニーズに応じて、優先順位を踏まえつつ、緊急度の高いものについて2012年度内に線量低減を図っていく。

－ 構内全域について、線量低減を行っていく。

－ 工事規模、エリア等の変化に応じて必要な休憩所の設置等を検討していく。

- － ノーマスクエリアの拡大等、環境に応じた段階的な防護装備の軽減化を行っていく。
 - － 執務スペースや福利厚生施設の拡充など執務環境の改善に、継続的に取り組む。
- ・ 改善効果のモニタリング
 - － 上記の改善に加え、6－3（3）に記載の健康管理について改善効果の確認を行うために、年2回アンケート等により定期的なモニタリングを実施し、必要に応じ更なる改善を行っていく。

6－3. 作業安全確保に向けた計画

作業安全管理及び放射線管理は、作業員の安全を確保し、健康を保つための重要な活動である。

安全確保は今後の中長期の取組における前提であり、今後も従来に無い困難な作業が継続することとなるが、重大災害を発生させない、過剰被ばくを発生させないという強い安全意識を関係者全員で共有し、以下の活動を展開するとともに、常に検証を実施することで、業務を継続的に改善することに努める。

（1）作業安全全般

事故以降これまでに経験の無い作業環境、作業内容での対応が求められたことから、安全事前評価、協力企業との情報共有・連携強化、休憩所の設置、熱中症対策について取り組んで来た。

今後も従来に無い困難な作業が継続することから、安全を最優先に以下の4項目を重点的に取り組んでいく。

- ・ 継続的な安全活動
 - － 作業安全を確保するため、作業方法、安全対策、安全教育、他設備への影響等についての事前検討を継続して実施する。特に、特殊な条件下の作業、新技術、新工法を導入して行う作業等については、安全事前評価委員会（社内）で審議を実施し、安全パトロールや監視装置を活用した実施状況の確認を行い、安全への取組の改善を図る。
- ・ 協力企業との連携
 - － 構内での協力企業との安全推進連絡会を継続して開催（毎週1回）して安全に対する周知・連絡等を行い、作業員に対する安全意識の向上を図る。
 - － さらに意志疎通が円滑に行えるよう、執務環境の改善をはかる。
- ・ 休憩所の維持管理・拡充
 - － ステップ1以降、設置を図って来た休憩所とその設備を適切に維持すると共に、工事規模、エリア等の変化に応じて必要な休憩所の設置等を検討する。
- ・ 熱中症発生防止
 - － 熱中症の恐れのある作業場所においては、WBGT測定器⁸（湿球黒球温度）により環境を把握し、作業時間の短縮や適切な水分補給の奨励、クールベストの着用等の熱中症発生防止対策を行う。また、作業員に対し、熱中症の予防方法等についての教育を行う。

⁸ 人体の熱収支に影響の大きい湿度、輻射熱、気温の3つを取り入れた指標の測定機器

(2) 放射線管理

- ・ 出入り拠点の整備
 - － 大規模な放射性物質の放出による放射線レベルの上昇により、周辺監視区域全体が、外部線量に係る線量、空气中放射性物質濃度、又は放射性物質によって汚染された表面の放射性物質密度について、管理区域に係る値を超えている。このため、現状、周辺監視区域全体を管理区域と同等の管理を要するエリアとして管理対象区域を設定している。
 - － 現状、管理対象区域の出入管理（スクリーニングや保護衣類及び放射線測定器の着用）は管理対象区域から離れた場所で行っているが、今後、本来の形として、管理対象区域から近い場所で行って実施可能な出入管理箇所の選定を行っていくこととする。
- ・ 作業環境の連続監視の拡充
 - － 既設建屋内のエリア放射線モニタは、現在、機能していないが、建屋内への入域の頻度やエリアが限られていることから、現状は従事者自らが周辺の放射線レベルを計測するという管理的手段により、異常の検知に努めているところである。
 - － すなわち、管理対象区域での作業にあたっては、従事者の線量を合理的に達成できる限り低減することを旨として、作業前及び作業中には、必要に応じ、外部放射線に係る線量当量率及び空气中放射性物質濃度を測定し、線量の高い作業を識別した上で作業を行うこととしている。
 - － 今後、入域の頻度の多さ、エリアの拡大を考慮して、必要に応じて従来のエリア放射線モニタによる管理に移行できるよう検討を進めていく。また、屋外又は津波以降に設置された建屋内については、運転操作、監視、点検等のために人が駐在する場所に、エリア放射線モニタを設置し、放射線環境の状況の把握と放射線防護への情報提供の観点から放射線レベルの連続監視を行っていくこととする。
- ・ 個人線量管理の確実な実施
 - － 今後、一元的な線量計貸出回収管理・個人線量の履歴管理も含めたデータ管理の信頼性向上を図るとともに、外部線量データと内部線量測定結果、電離健康診断日等を一元化することにより、ホールボディカウンタ（WBC）⁹の受検（環境改善に伴った評価頻度の合理化を含む）や健康診断の有効期限管理をシステムチックに実施する。（～2012年4月）
- ・ 各種工事に応じた線量低減対策の検討・実施
 - － 作業にあたっては、従事者の線量を合理的に達成できる限り低減することを旨として、事前に作業環境に応じて放射線防護具類の着用、作業人数、時間制限等必要な条件を定め、放射線業務従事者の個人被ばく歴を考慮して合理的な作業計画を立てる。
 - － 作業計画において上記のような必要な条件を定めるために、事前に作業訓練やロボットの活用を行うことも考慮する。
- ・ 防護装備の軽減化
 - － 線量管理に万全を期した上で、ノーマスクエリアの拡大等、環境に応じた段階的な実施及び確実な管理を実施する。

⁹ 個人の内部被ばくの測定装置で、体内に摂取された放射性物質を体外から測定する全身放射能測定装置。

- － このためには、放射線レベルの低減化が必要であり、敷地内の除染を計画的・段階的に実施していくこととする。

(3) 健康管理

- ・ 医療体制の継続的確保
 - － 現地の地域医療が一定程度戻るまでの間は、作業員の安全・安心を確保する観点から、福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所、Jヴィレッジといった各拠点の医療体制を継続的に確保する。具体的には、医師をはじめとした医療職を必要に応じて配置するとともに、必要な医療資器材、医薬品を配備する。また、外部医療機関への搬送体制を維持する。そして、運営上の改善を重ね、医療の質の最適化と搬送の迅速化を図る。
- ・ 長期健康管理の実施
 - － 厚生労働省より示された「東京電力福島第一原子力発電所における緊急作業従事者等の健康の保持増進のための指針」（2011年10月11日）も踏まえながら、緊急作業従事者に対する長期的な健康管理を実施する。具体的には、健康相談窓口を運営するとともに、協力企業作業員を含め、がん検診等の受診を手厚く支援する。

7. 国際社会との協力

これまで政府の原子力災害対策本部では、「国際原子力機関に対する日本国政府の追加報告書 -東京電力福島原子力発電所の事故について-」を本年6月及び9月にとりまとめ・公表し、国際社会に対して透明性の確保を最重要課題とし、得られた情報を迅速かつ正確に提供してきている。

また、世界の叡智を結集して事故に対応する必要があることから、これまでも各国からの支援・協力を受入れてきている。第1期以降においても、引き続き、各国及び国際機関との協力を進めていく。

特に、大規模かつ長期にわたる廃止措置等に向けた研究開発を効率的・効果的に進めるためには、海外の事故対応等に係る知見・経験を十分に活用するとともに、諸外国の政府関連研究機関や民間事業者との協力強化を図る。

8. 中長期の取組の実施体制

これまで事故発生後、政府及び東京電力は、「東京電力福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋 当面の取組のロードマップ」を策定し、進捗状況に応じて同ロードマップを改訂しながら、政府と東京電力が連携して事故収束の活動に取り組んできた。

本ロードマップの実施にあたっては、引き続き、政府と東京電力が強固な連携を図る体制を確立し、透明性を確保して地域及び国民の皆さまのご理解をいただきつつ、国内外の広範な分野の技術的知見を得ながら廃止措置等に向けた取組を着実に進めていくことが不可欠である。このため、ステップ2完了に伴って政府・東京電力統合対策室を廃止し、原子力災害対策本部の下、本ロードマップの策定とその進捗管理を行う政府・東京電力中長期対策会議が設置されたところである。

また、廃止措置等に向けた中長期対策の検討・実施に必要な研究開発については、世界的に見てもこれまで経験のない難しい課題が多いことから、国内外の関係機

関の協力を得ながら取り組んでいく必要がある。このため、これらの研究開発計画を推進する体制を確立し、課題毎に具体的な実施計画を策定するとともに、現場作業と研究開発プロジェクトとの間での確に連携を図りながら実施していくことが必要である。

9. おわりに

今後、避難されている住民の皆様の一刻も早いご帰還を実現し、地域及び国民の皆さまの不安を解消するためにも、東京電力、資源エネルギー庁、原子力安全・保安院は、適切な協同体制の下、本ロードマップに基づき、廃止措置等に向けた中長期の取組を着実に進めていく。

併せて、今後の現場状況や研究開発成果等を踏まえ、東京電力、資源エネルギー庁、原子力安全・保安院は、本計画について定期的に見直すとともに、中長期の取組状況を公表するなど、透明性を確保していく。

また、本ロードマップは廃止措置等に向けた作業や必要な研究開発の内容などをとりまとめた技術的な工程を示すものであり、その検討過程において費用の見積もりについては行っていない。

なお、原子力安全・保安院は、本ロードマップをその趣旨とともに、2012年4月に設立される予定の新規制庁に確実に引き継ぐものとする。

<添付資料>

添付資料1-1：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の主要スケジュール

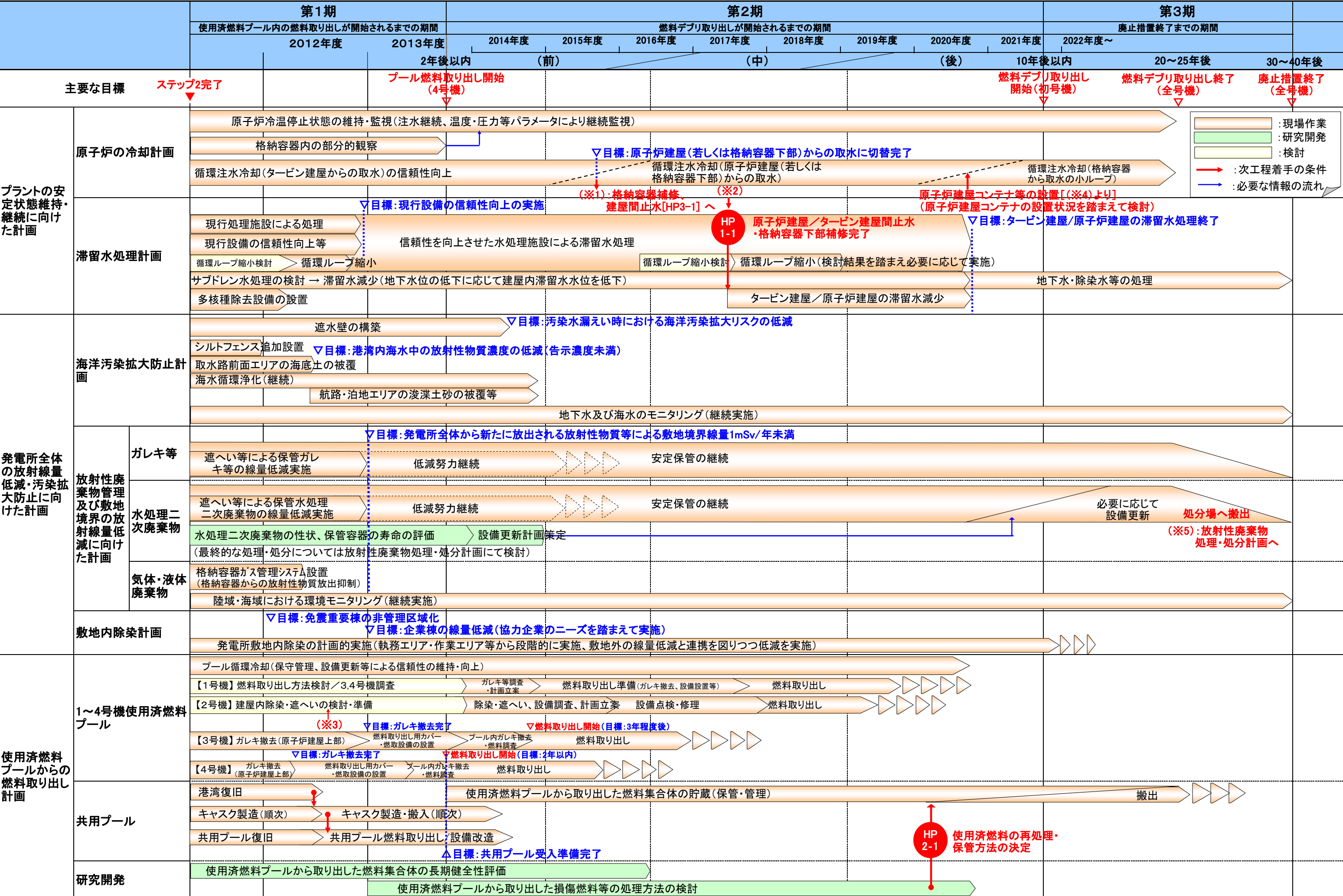
添付資料1-2：中期スケジュール

添付資料2：使用済燃料プールからの燃料取り出しに係る作業ステップ

添付資料3：燃料デブリ取り出しに係る作業ステップ

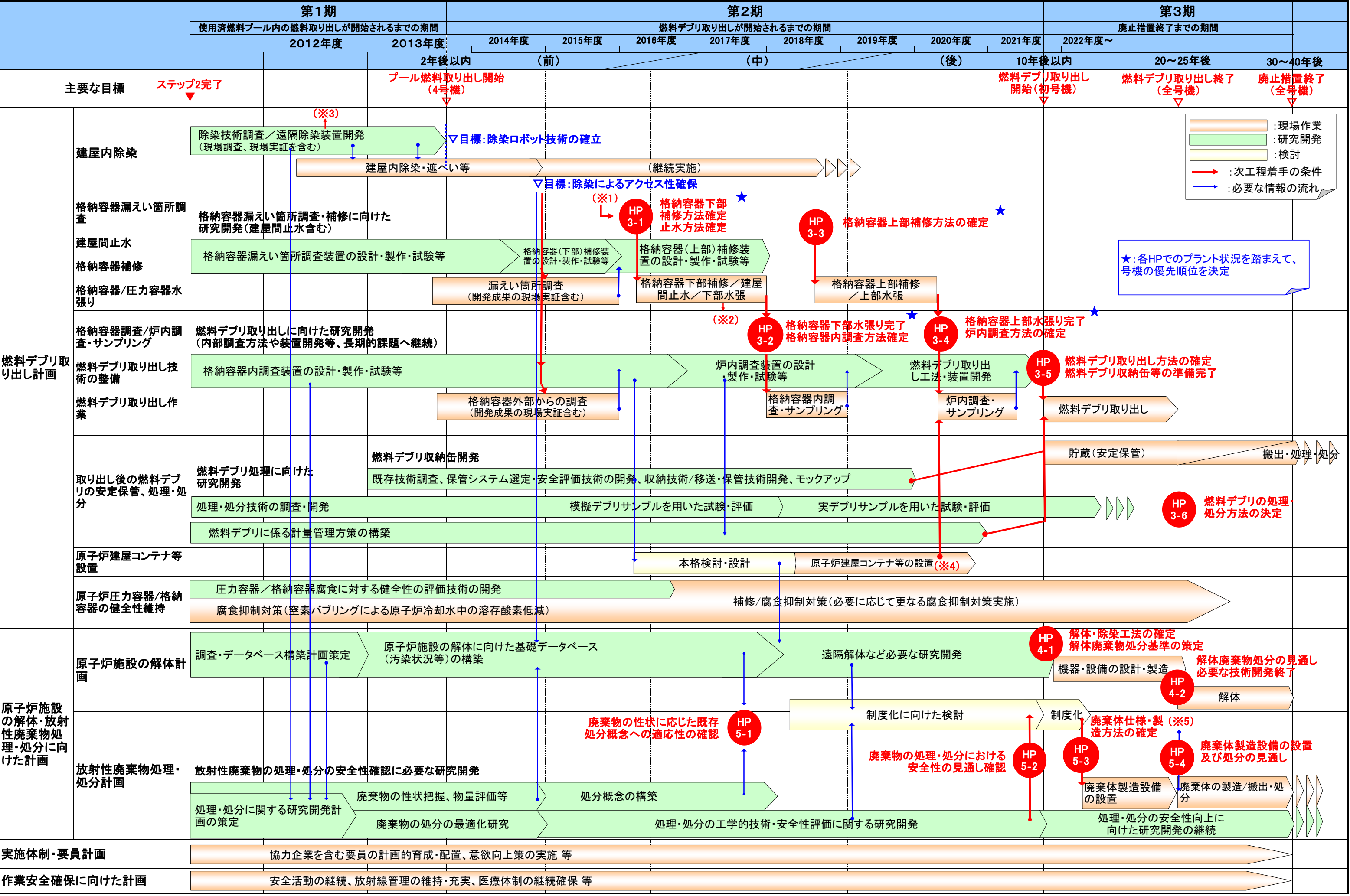
<別冊資料>

別冊1：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



*本ロードマップについては、研究開発及び現場状況を踏まえて、継続的に見直ししていく。

(注)HP : 判断ポイント



*本ロードマップについては、研究開発及び現場状況を踏まえて、継続的に見直ししていく。

(注)HP : 判断ポイント

*本ロードマップは、研究開発及び現場状況を踏まえて、継続的に見直ししていく。

東京電力(株)福島第一原子力発電所・中期スケジュール

課題		当面の取組 終了時点	第1期		第2期(前)
			2012年度	2013年度	2014年度
中期的課題への対応		施設運営 計画策定	中期施設運営計画に基づく対応		
プラントの 状態維持・継続 に向けた計画	原子炉の 冷却計画	冷温停止	原子炉冷温停止状態の維持・監視(注水継続、温度・圧力等パラメータにより継続監視) 格納容器内の部分的観察 循環注水冷却(タービン建屋からの取水)の信頼性向上		
	滞留水 処理計画	滞留水の 減少	現行処理施設による処理 現行設備の信頼性向上等 循環ループ縮小検討 → 循環ループ縮小 信頼性を向上させた水処理施設による滞留水処理 サブドレン水処理の検討(滞留水減少(地下水位の低下に応じて建屋内滞留水水位を低下)) 多核種除去設備の設置		
	海洋汚染 拡大防止計画	海洋汚染 拡大防止	遮水壁の構築 港湾内海底土の被覆、海水循環浄化(継続)等 地下水及び海水のモニタリング(継続実施)		
発電所全体の放射線量 低減・汚染拡大防止 に向けた計画	ガレキ等 水処理 二次廃棄物	飛散抑制 保管・管理	安定保管の継続		低減努力継続
			安定保管の継続		低減努力継続
	気体・液体 廃棄物		水処理二次廃棄物の性状、保管容器の寿命の評価		設備更新計画策定
	敷地内除染計画	除染(開始)	格納容器ガス管理システム設置 陸域・海域における環境モニタリング(継続) 発電所敷地内除染の計画的実施		
使用済燃料プール からの 燃料取出計画	1~4号機 使用済燃料 プール	より 安定的な 冷却	プール循環冷却(保守管理、設備更新等による信頼性の維持・向上) ガレキ撤去/プール燃料取出用カバーの設置/輸送容器の調達/燃料取扱設備の設置又は復旧 プール燃料取出		
	共用 プール		港湾復旧(クレーン・道路) → (護岸改修) → 使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の貯蔵(保管・管理) キャスク製造(順次) → キャスク製造・搬入(順次) 共用プール復旧 → 共用プール燃料取出/設備改造		
	研究開発		使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の長期健全性評価 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		
燃料デブリ 取出計画	建屋内 除染	冷温停止 状態	除染技術調査/遠隔除染装置開発		建屋内除染・遮へい等 → 継続
	PCV漏えい箇所 調査・補修		格納容器調査・補修装置の設計・製作・試験等		漏えい箇所調査(開発成果の現場実証を含む)
	燃料デブリ取出		格納容器内調査装置の設計・製作・試験等		格納容器外部からの調査(開発成果の現場実証を含む)
	取出後の 燃料デブリ安定保 管、処理・処分		収納缶開発(既存技術調査、保管システム検討・安全評価技術の開発他)		
	原子炉建屋コンテ ナ等設置		処理・処分技術の調査・開発 燃料デブリに係る計量管理方策の構築		
	RPV/PCVの 健全性維持		圧力容器/格納容器腐食に対する健全性の評価技術の開発 腐食抑制対策(窒素パブリングによる原子炉冷却水中の溶存酸素低減)		
原子炉施設の解体・ 放射性廃棄物処理・ 処分に向けた計画	原子炉施設の解体計画		調査・データベース構築計画策定 → 原子炉施設の解体に向けた基礎データベース(汚染状況等)の構築		
	放射性廃棄物 処理・処分計画		処理・処分に関する研究開発計画の策定 → 廃棄物の性状把握、物量評価等 廃棄物の処分の最適化研究		
実施体制・要員計画		環境改善 の充実	協力企業を含む要員の計画的育成・配置、意欲向上策の実施 等		
作業安全確保に向けた計画		職員の 健康確保	安全活動の継続、放射線管理の維持・充実、医療体制の継続確保 等		

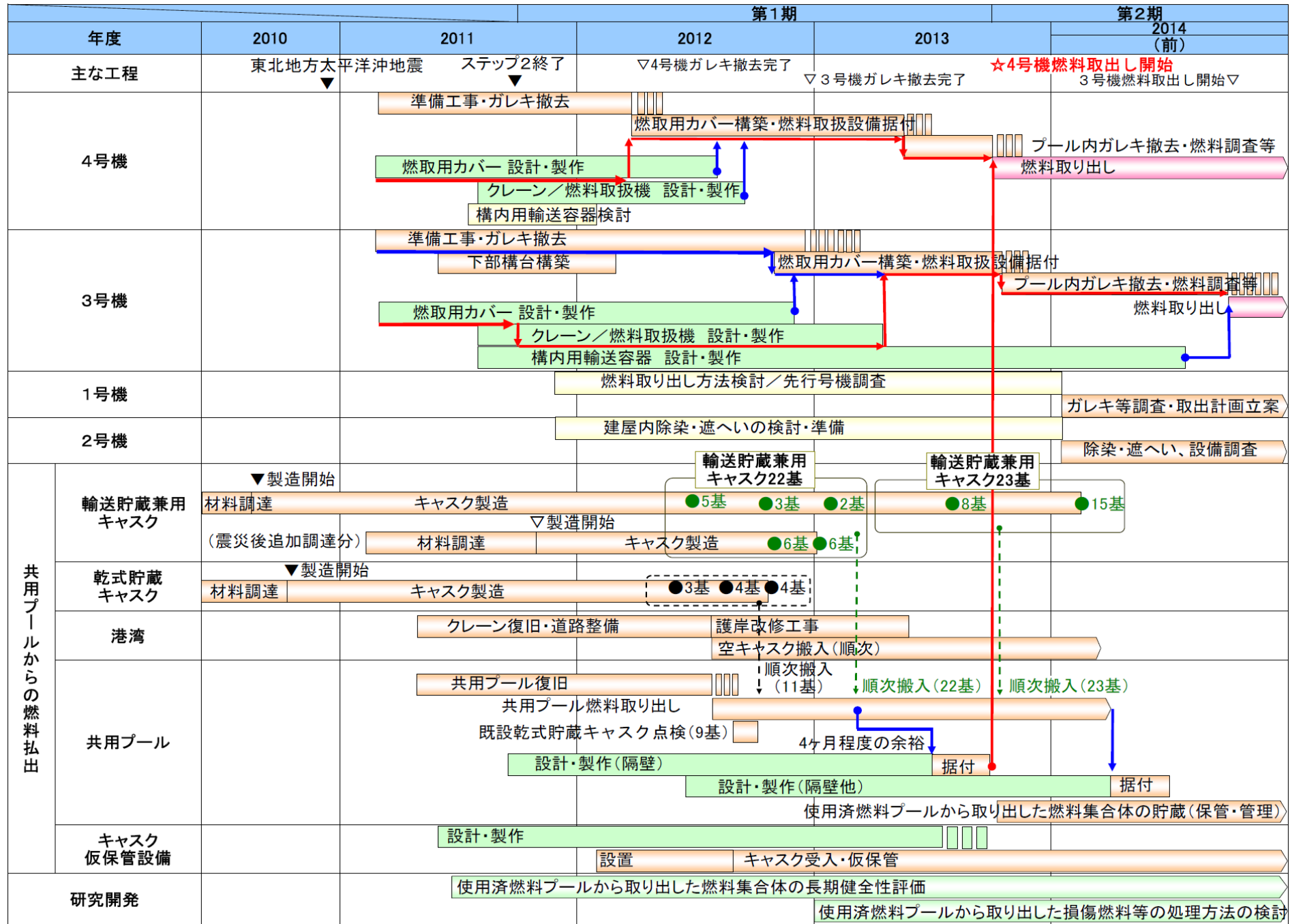
諸計画の取り組み状況(その1)

課題	第1期(当面の取組終了後2年後以内)		第2期(前)	
	2012年度	2013年度	2014年度	
中期的課題への対応	中期施設運営計画に基づく対応		2年目見直し	3年目見直し
冷却炉計画	原子炉冷温停止状態の維持・監視(注水継続、温度・圧力等パラメータにより継続監視)			
	格納容器の部分的観察			
	2号	イメージスコープ、熱電対による原子炉格納容器内の状態の遠隔目視確認と雰囲気温度・水位の直接測定、評価		
	1号	イメージスコープ、熱電対による原子炉格納容器内の状態の遠隔目視確認と雰囲気温度・水位の直接測定、評価		
	3号	イメージスコープ、熱電対による原子炉格納容器内の状態の遠隔目視確認と雰囲気温度・水位の直接測定、評価		
	循環注水冷却(タービン建屋からの取水)の信頼性向上(配管等の一部材質強化・耐震性向上など検討・実施)			
水源: 処理水バッファタンク(主)及び3号機復水貯蔵タンク(副)		縮小した循環ループによる冷却(3号復水貯蔵タンクを水源)		
処理計画	現行処理施設による処理(メンテナンス・運用管理による施設延命)		▽目標: 現行設備の信頼性向上の実施	
	現行設備の信頼性向上等		信頼性を向上させた水処理施設による滞留水処理	
	循環ループ縮小検討		循環ループ縮小	
	サブドレン水処理の検討→滞留水減少(地下水位の低下に応じて建屋内滞留水水位を低下)			
	多核種除去設備の設置			

諸計画の取り組み状況(その2)

課題	第1期(当面の取組終了後2年後以内)		第2期(前)		
	2012年度		2013年度	2014年度	
海洋汚染拡大防止計画	ステップ2完了(12/16)				
	目標:汚染水漏えい時における海洋汚染拡大リスクの低減▽				
	遮水壁の構築				
	シルトフェンス追加設置		▽目標:港湾内海水中の放射性物質濃度の低減(告示濃度未満)		
	取水路前面エリアの海底土の被覆				
	海水循環浄化(継続)				
	航路・泊地エリアの浚渫土砂の被覆等				
地下水及び海水のモニタリング(継続実施)					
敷地境界線放射性廃棄物低減に向けた計画	ガレキ等	▽目標:発電所全体から新たに放出される放射性物質等による敷地境界線量1mSv/年未満			
		安定保管の継続			
	遮へい等による保管ガレキ等の線量低減実施 (固体庫復旧、遮へい機能付保管エリア追設、伐採木の覆土保管)		低減努力継続		
	二次水処理廃棄物	安定保管の継続			
		遮へい等による保管水処理二次廃棄物の線量低減実施		低減努力継続	
		水処理二次廃棄物の性状、保管容器の寿命の評価		設備更新計画策定	
	気体・液体廃棄物	格納容器ガス管理システム設置・運用			
		2号機:運用			
		1, 3号機:設置 運用			
		陸域・海域における環境モニタリング(継続実施)			
敷地内除染計画	▽目標:免震重要棟の非管理区域化		▽目標:企業棟の線量低減(協力企業のニーズを踏まえて実施)		
	発電所敷地内除染の計画的実施 (執務エリア・作業エリア等から段階的に実施、敷地外の線量低減と連携を図りつつ低減を実施)				

諸計画の取り組み状況（その3）



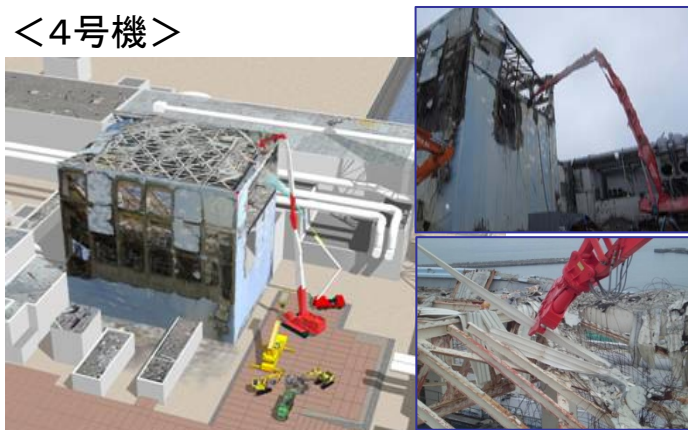
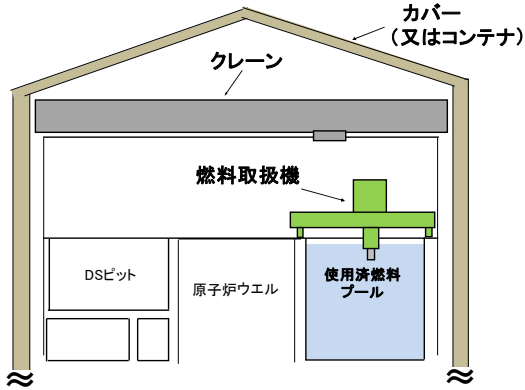

諸計画の取り組み状況(その4)

課題	第1期(当面の取組終了後2年後以内)		第2期(前)	
	2012年度	2013年度	2014年度	
燃料デブリ取出計画	建屋内除染	除染技術調査／遠隔除染装置開発		▽目標:除染ロボット技術の確立 目標:除染によるアクセス性確保▽
		遠隔汚染調査技術の開発①		
		遠隔除染装置の開発①		
		現場調査、現場実証(適宜)		
		建屋内除染・遮へい等(作業環境改善①)		
	調査・補修	格納容器漏えい箇所調査・補修に向けた研究開発(建屋間止水含む)		格納容器外部からの調査(開発成果の現場実証含む)
		格納容器調査装置の設計・製作・試験等②		
		格納容器補修装置の設計・製作・試験等③⑥		
	燃料デブリ取出	燃料デブリ取出に向けた研究開発(内部調査方法や装置開発等、長期的課題へ継続)		格納容器外部からの調査(開発成果の現場実証含む)
		格納容器内調査装置の設計・製作・試験等⑤		
	管デブリ取出後の処理・処分	収納缶開発(既存技術調査、保管システム検討・安全評価技術の開発他)		格納容器外部からの調査(開発成果の現場実証含む)
		処理・処分技術の調査・開発		
		燃料デブリに係る計量管理方策の構築		
	原子炉建屋コンテナ等設置	圧力容器／格納容器腐食に対する健全性の評価技術の開発		格納容器外部からの調査(開発成果の現場実証含む)
		腐食抑制対策(窒素バブリングによる原子炉冷却水中の溶存酸素低減)		
その他	臨界評価、検知技術の開発		格納容器外部からの調査(開発成果の現場実証含む)	
原子炉施設の解体計画	調査・データベース構築計画策定	原子炉施設の解体に向けた基礎データベース(汚染状況等)の構築		
放射性廃棄物処理・処分計画	処理・処分に関する研究開発計画の策定	廃棄物の性状把握、物量評価等	廃棄物の処分の最適化研究	
実施体制・要員計画	協力企業を含む要員の計画的育成・配置、意欲向上策の実施 等			
作業安全確保に向けた計画	安全活動の継続、放射線管理の維持・充実、医療体制の継続確保 等 免震重要棟の非管理区域化			

使用済燃料プールからの燃料取り出しに係る作業ステップ(1/2)

添付資料2

第1期		第2期	第3期
2012年度	2013年		
①ガレキ撤去/②カバー、クレーン等の設置/③輸送容器・収納缶の設計、製造			
港湾復旧		⑤プール燃料取り出し/貯蔵(保管・管理)	搬出
キャスク製造(順次)	キャスク搬入(順次)		
共用プール設備復旧			
	④共用プール内空きスペース確保/設備改造		

ステップ	① 原子炉建屋上部ガレキ撤去 (3, 4号機にて実施中)	② カバー(又はコンテナ) / クレーン等の設置	③ 取り出し用輸送容器・収 納缶の設計、製造
イメージ	<p><4号機></p> 		<p><輸送容器の例: NH-25></p>  <p>(メーカー資料より)</p>
内容	大型クレーンや重機を用いて原子炉建屋上部のガレキを撤去。	原子炉建屋を覆うカバー(又はコンテナ)を設置し、プール燃料取り出しに必要なクレーン、燃料取扱機を設置。	プールから取り出した燃料を共用プールに移送するため、輸送容器・収納缶等を設計・製造。
技術開発における留意点と課題	—	—	—
安全確保に向けた主な留意点	<ul style="list-style-type: none"> ・プール水の安定冷却の維持 ・ガレキ撤去時の空気中への放射性物質拡散防止 ・環境モニタリング ・作業員の被ばく低減(遠隔撤去等) 	<ul style="list-style-type: none"> ・プール水の安定冷却の維持 ・作業員の被ばく低減(雰囲気線量低減等) 	—

使用済燃料プールからの燃料取り出しに係る作業ステップ(2/2)

第1期		第2期	第3期
2012年度	2013年		
①ガレキ撤去/②カバー、クレーン等の設置/③輸送容器・収納缶の設計、製造			
港湾復旧 キャスク製造(順次)	キャスク搬入(順次)	⑤プール燃料取り出し/貯蔵(保管・管理)	搬出
共用プール設備復旧	④共用プール内空きスペース確保/設備改造		

ステップ	④ 共用プール内空きスペース確保/改造	⑤ プール燃料取り出し														
イメージ	<p>＜現在＞</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>号機</th> <th>燃料貯蔵体数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機</td> <td>392</td> </tr> <tr> <td>2号機</td> <td>615</td> </tr> <tr> <td>3号機</td> <td>566</td> </tr> <tr> <td>4号機</td> <td>1,535</td> </tr> <tr> <td>1~4号機合計</td> <td>3,108</td> </tr> <tr> <td>共用プール</td> <td>6,375</td> </tr> </tbody> </table> <p>○改造工事 ・洗浄、検査設備 ・破損燃料用ラック</p> <p>当面前は、構内乾式キャスク仮保管設備にて仮保管</p>	号機	燃料貯蔵体数	1号機	392	2号機	615	3号機	566	4号機	1,535	1~4号機合計	3,108	共用プール	6,375	
号機	燃料貯蔵体数															
1号機	392															
2号機	615															
3号機	566															
4号機	1,535															
1~4号機合計	3,108															
共用プール	6,375															
内容	共用プール内に既貯蔵中の燃料を順次搬出し、空きスペースを確保。その上で、受入れに必要な隔壁、洗浄・検査設備、破損燃料用ラック等を設置。	燃料の健全性を確認(外観確認、荷重試験等)し、破損燃料は収納缶に収納した上で輸送容器に装荷し、搬出。														
技術開発における留意点と課題	・塩分付着燃料及び漏えい燃料の洗浄/除染/検査方法の検討	-														
安全確保に向けた主な留意点	・作業員の被ばく低減(平常管理)	・プール水の安定冷却の維持 ・燃料落下防止 ・作業員の被ばく低減(遠隔化、雰囲気線量低減等)														

第1期		第2期			第3期	
2012年度	2013年 2年後以内	(前)	(中)	(後)	10年後以内	20~25年後
	<p>① 原子炉建屋内除染</p> <p>② 格納容器漏えい箇所調査 格納容器外部からの調査</p> <p>除染によるアクセス性確保</p> <p>目標</p>	<p>格納容器下部補修方法確定 止水方法確定</p> <p>③ 原子炉建屋止水 格納容器下部補修</p> <p>④ 格納容器部分水張り</p>	<p>⑤ 格納容器内部調査・サンプリング</p> <p>⑥ 格納容器上部補修</p> <p>⑦ 格納容器</p>	<p>⑧ 炉内調査・サンプリング</p> <p>▽ 圧力容器上蓋開放 ▽ 圧力容器水張り</p>	<p>⑨ 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</p> <p>燃料デブリ取り出し</p> <p>燃料デブリの処理・処分方法の決定</p>	
<p>(実際の除染作業は個々の作業毎に必要な箇所を実施)</p>						

※ TMIと同様に水中での取り出しを想定した一連の作業を記載。

HP : 技術的な判断ポイント。現場状況、技術開発成果により、次工程以降を見直していく。

ステップ	① 原子炉建屋内除染 (②以降の作業毎に必要な箇所を順次実施する)	② 格納容器漏えい箇所調査 格納容器外部からの調査	③ 原子炉建屋止水 格納容器下部補修
イメージ			
内容	<p>格納容器へのアクセス性を向上するため、高圧水、コーティング、表面はつり等により、作業エリアを除染。</p>	<p>格納容器及び原子炉建屋の漏えい箇所を、手動または遠隔の線量測定やカメラ等で調査。また、格納容器外部からγ線測定、音響調査等により、格納容器内部の状況を推定調査。</p>	<p>デブリの取出しは、水中で実施することが放射線の遮への観点からも有利と考えられることから、格納容器の漏えい箇所を補修・止水。まずは格納容器内調査に向け、下部を優先して実施。</p>
技術開発における留意点と課題	<p>◆高線量箇所(数100~1,000mSv/hレベル)の存在。</p> <p>◆建屋内ガレキによるアクセスが制限されていること。</p> <p>・上記を踏まえた遠隔除染方法の検討・確立が必要</p>	<p>◆調査対象が高線量エリア、汚染水中、狭隙部などにあること。</p> <p>・漏えい箇所調査方策・装置の開発</p> <p>・格納容器外部からの内部調査方策・装置の開発</p>	<p>◆炉心循環冷却のための注水を継続しながら、高線量下・流水状態で止水すること。</p> <p>・漏えい箇所の補修・止水技術・工法の開発</p> <p>・代替方策の検討・開発</p>
安全確保に向けた主な留意点	<p>・炉心安定冷却の維持</p> <p>・除染作業に伴う空気中への放射性物質拡散防止</p> <p>・作業員の被ばく低減(遠隔化、遮へい等)</p>	<p>・炉心安定冷却の維持</p> <p>・作業員の被ばく低減(遠隔化、遮へい等)</p>	<p>・炉心安定冷却の維持</p> <p>・作業員の被ばく低減(遠隔化、遮へい等)</p>

燃料デブリ取り出しに係る作業ステップ(2/3)

第1期		第2期			第3期	
2012年度	2013年 2年後以内	(前)	(中)	(後)	10年後以内	20~25年後
		<p>格納容器下部補修方法確定 止水方法確定 HP</p> <p>② 格納容器漏えい箇所調査 格納容器外部からの調査</p> <p>除染によるアクセス 性確保 目標</p> <p>① 原子炉建屋内除染</p> <p>③ 原子炉建屋止水 格納容器下部補修</p> <p>④ 格納容器部分水張り</p> <p>(実際の除染作業は個々の作業毎に必要な箇所を実施)</p>	<p>HP 格納容器下部 水張り完了 格納容器内調査 方法確定</p> <p>⑤ 格納容器内部調査・サンプリング</p> <p>HP 格納容器上部補修 方法の確定</p> <p>⑥ 格納容器上部補修</p> <p>⑦ 格納容器</p>	<p>HP 格納容器上部 水張り完了 炉内調査方法の確定</p> <p>⑧ 炉内調査・サンプリング</p> <p>▽ 圧力容器上蓋開放 ▽ 圧力容器水張り</p>	<p>HP 燃料デブリ取り出し方法 の確定/燃料デブリ取 納缶等の準備完了</p> <p>⑨ 燃料デブリ取り出し</p> <p>燃料デブリの処理・ 処分方法の決定 HP</p>	

※ TMIと同様に水中での取り出しを想定した一連の作業を記載。

HP : 技術的な判断ポイント。現場状況、技術開発成果により、次工程以降を見直していく。

ステップ	④ 格納容器部分水張り	⑤ 格納容器内部調査・サンプリング	⑥ 格納容器上部補修
イメージ	<p>格納容器下部のバウンダリ構築が実現すれば、循環注水冷却の取水源をトラス室から格納容器に変更</p>		
内容	格納容器内部調査の開始に向け、格納容器下部に部分的な水張りを実施。	格納容器内を調査し、圧力容器から流れ出たと推定されるデブリの分布状況の把握、サンプリング等を実施。	格納容器を満水まで水張りすべく、上部の漏えい箇所を、手動または遠隔にて補修。
技術開発における留意点と課題	<p>◆③と同様</p> <p>・格納容器下部のバウンダリ構築(トラス室にグラウト充てんする案も含む)が大前提</p>	<p>◆高線量によるアクセス性の制約、格納容器内部環境(内部水の濁り、デブリの所在等)が不明</p> <p>・上記を踏まえた遠隔調査方法及びサンプリング方法の開発</p>	<p>◆②と同様</p> <p>・格納容器漏えい箇所の補修・止水技術・工法の開発(③と同様)</p>
安全確保に向けた主な留意点	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心安定冷却の維持 ・未臨界確認 	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心安定冷却の維持 ・未臨界確認 ・格納容器内の放射性物質の拡散防止 ・作業員の被ばく低減(遠隔化、遮へい等) 	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心安定冷却の維持 ・作業員の被ばく低減(遠隔化、遮へい等)

燃料デブリ取り出しに係る作業ステップ(3/3)

第1期		第2期			第3期	
2012年度	2013年 2年後以内	(前)	(中)	(後)	10年後以内	20~25年後
		<p>格納容器下部補修方法確定 止水方法確定 HP</p> <p>② 格納容器漏えい箇所調査 格納容器外部からの調査</p> <p>除染によるアクセス 性確保 目標</p> <p>① 原子炉建屋内除染</p> <p>③ 原子炉建屋止水 格納容器下部補修</p> <p>④ 格納容器部分水張り</p> <p>(実際の除染作業は個々の作業毎に必要な箇所を実施)</p>	<p>⑤ 格納容器内部調査・サンプリング</p> <p>⑥ 格納容器上部補修</p> <p>⑦ 格納容器</p> <p>格納容器下部 水張り完了 格納容器内調査 方法確定 HP</p> <p>格納容器上部補修 方法の確定 HP</p>	<p>⑧ 炉内調査・サンプリング</p> <p>▽ 圧力容器上蓋開放 ▽ 格納容器 ▽ 圧力容器水張り</p> <p>格納容器上部 水張り完了 炉内調査方法の確定 HP</p>	<p>⑨ 燃料デブリ取り出し 方法の確定／燃料デブリ 収納等の準備完了 HP</p> <p>燃料デブリの処理・ 処分方法の決定 HP</p>	

※ TMIと同様に水中での取り出しを想定した一連の作業を記載。

HP : 技術的な判断ポイント。現場状況、技術開発成果により、次工程以降を見直していく。

ステップ	⑦ 格納容器／圧力容器水張り ⇒ 圧力容器上蓋開放	⑧ 炉内調査・サンプリング	⑨ 燃料デブリ取り出し
イメージ			
内容	十分遮へいが担保できる水位まで格納容器／圧力容器を水張り後、圧力容器上蓋を取り外し	炉内を調査し、デブリや炉内構造物の状態把握、サンプリング等を実施。	圧力容器／格納容器内のデブリの取り出しを実施。
技術開発における留意点と課題	(⑥により格納容器バウンダリ構築が大前提)	<p>◆高線量によるアクセス性の制約、圧力容器内部環境(内部水の濁り、デブリの所在等)が不明</p> <p>・上記を踏まえた遠隔調査方法及びサンプリング方法の開発</p>	<p>◆デブリの分布状況によっては技術開発範囲が拡大(特に格納容器内の燃料取出しはTMIでも経験なし)</p> <p>・TMIに比べ、より高度な取り出し技術・工法の開発</p>
安全確保に向けた主な留意点	<ul style="list-style-type: none"> 炉心安定冷却の維持 未臨界確認 格納容器内の放射性物質の拡散防止 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心安定冷却の維持 未臨界確認 デブリの収納(閉じ込め等) 作業員の被ばく低減(遠隔化、遮へい等) 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心安定冷却の維持 未臨界確認 デブリの収納(閉じ込め等) 作業員の被ばく低減(遠隔化、遮へい等)

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叡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) 国内外の叡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を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ダスタル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・装置の開発に必要な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行き組まれる場合には、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

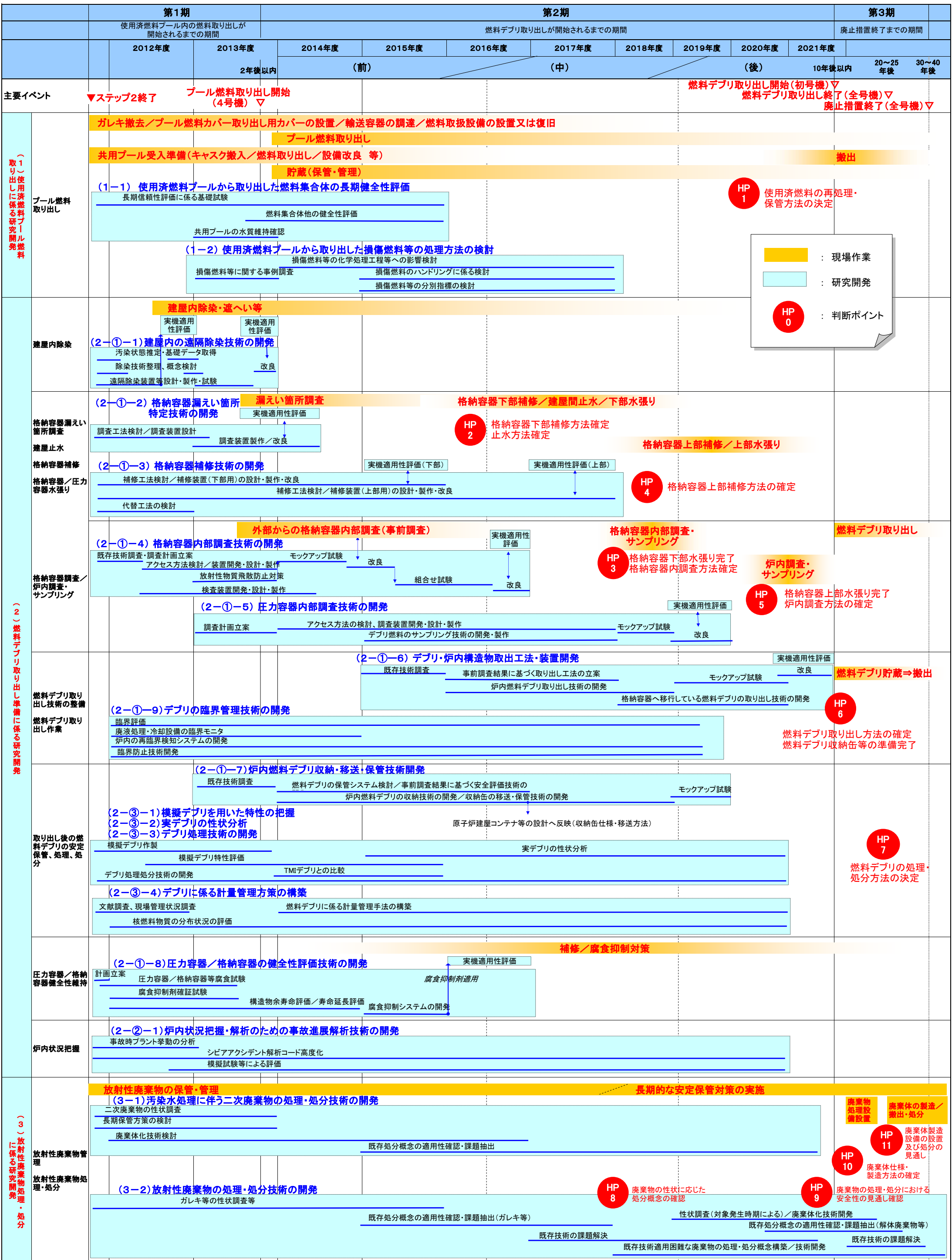
添付2 燃料デブリ取り出し作業に係る主な研究開発イメージ

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



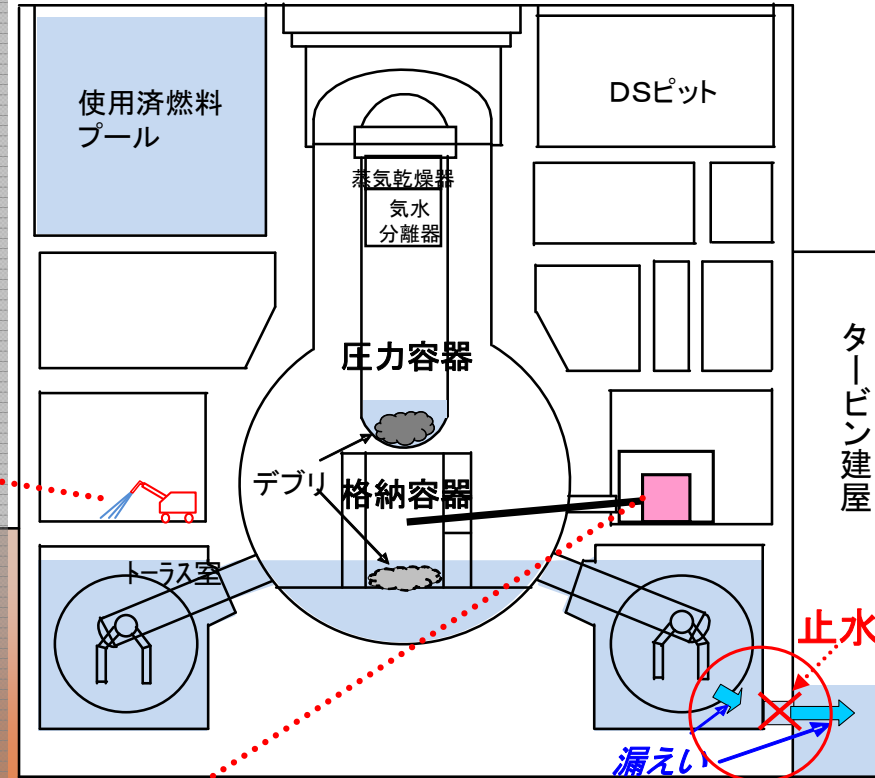
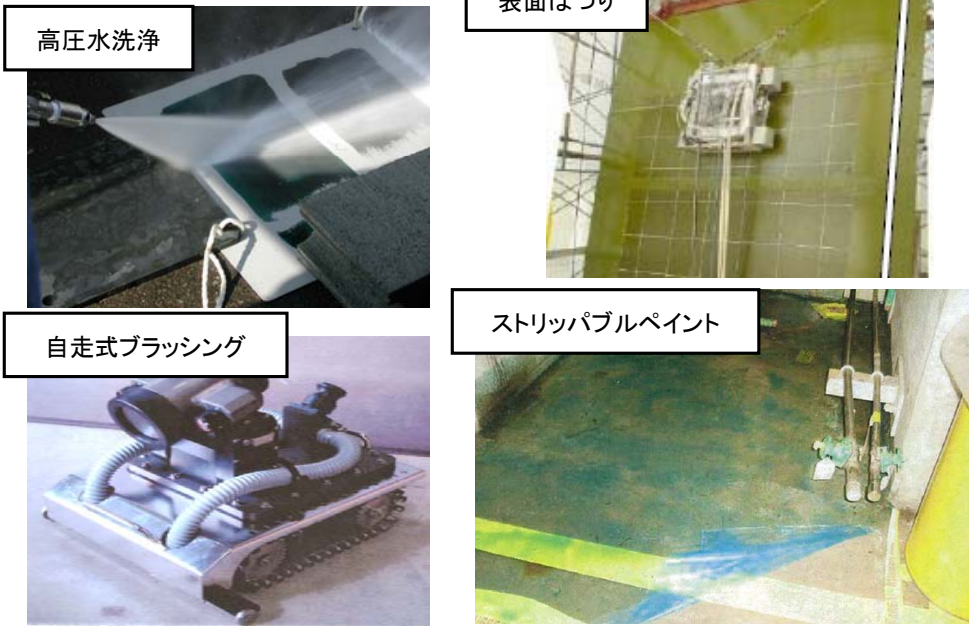
* 本ロードマップについては、研究開発及び現場状況を踏まえて、継続的に見直していく。

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

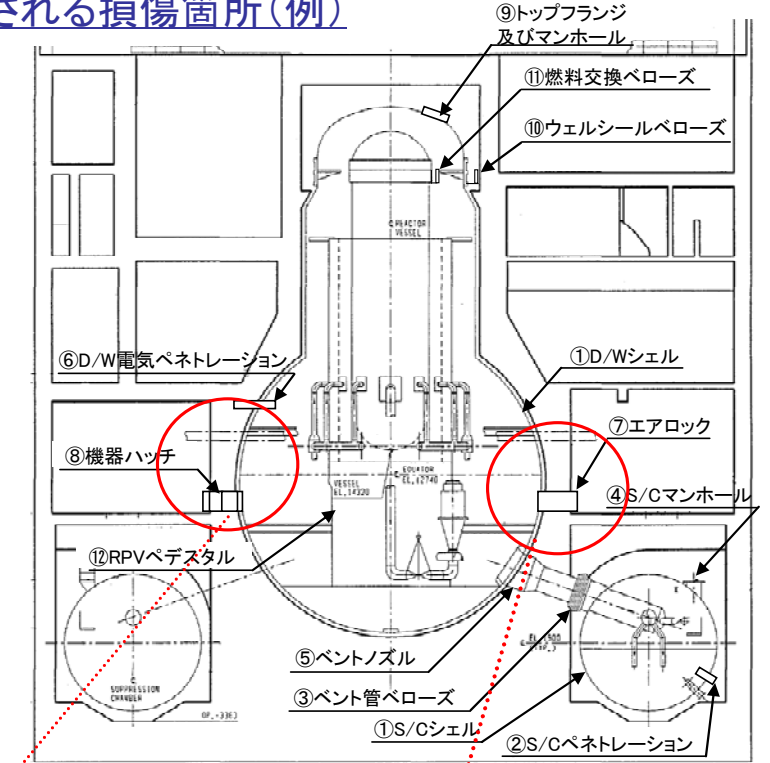
除染技術(例)



■ 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

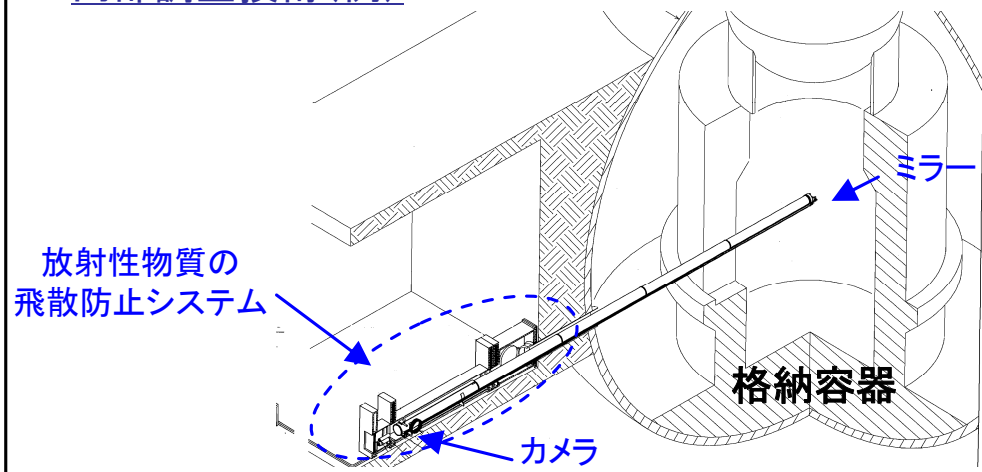
想定される損傷箇所(例)



■ 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

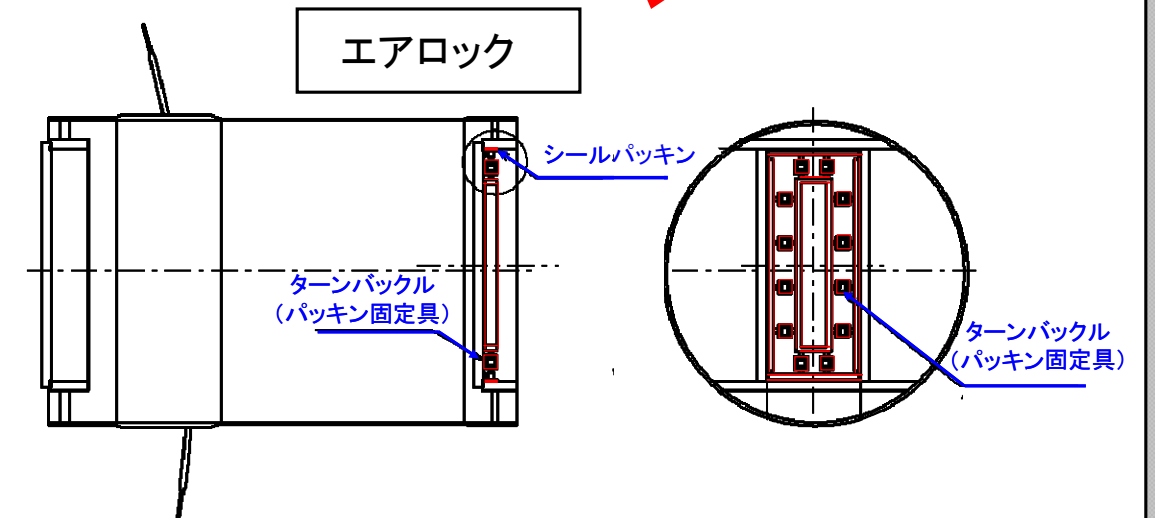
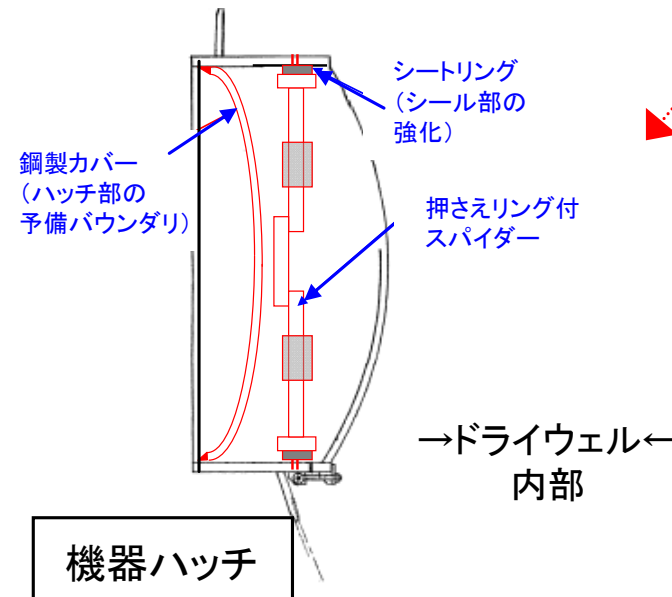
内部調査技術(例)



■ 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)



放射性廃棄物処理・処分に係る研究開発のイメージ

→ アウトプットの流れ

1. 性状調査

調査のポイント

- ・ガレキ・スラッジ・除染廃液など従来の廃棄物と性状が異なる（核種組成・塩分含有など）。
- ・各技術開発に資する基本情報を把握。

従来廃棄物との相違点例

- ・主要核種：Co-60、C-14など。
→今回：Cs-137、Sr-90など。
- ・海水が5~9割混入しNa濃度がTMIの5倍。
→Cs吸着性能低下、廃棄物発生量増加。
- ・スラッジなど化学組成が不明なものも存在。
→分析により同定が必要。



アウトプット

- ・核種別の放射能濃度
- ・含有成分
- ・物理化学的特性 等

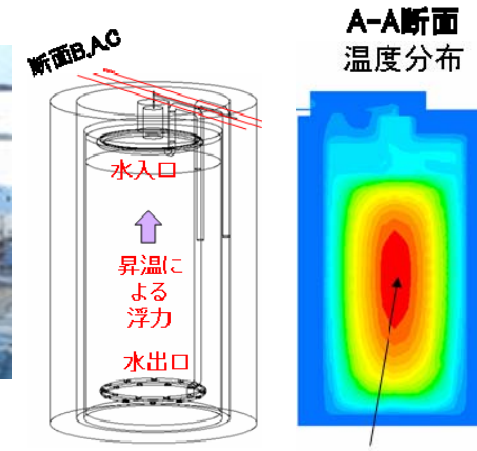
除染や燃料デブリ取出しに伴い高線量で輸送が困難な試料が多量発生すると想定されるため、1F近傍にホットラボ施設を設置する検討も必要

2. 長期保管技術

技術開発のポイント

- ・塩分（腐食）、高放射線（発熱・水素・表面線量）による影響。
- ・想定する保管期間をどのくらいに設定するか。
- ・保管のための処理の要否。

処理・処分技術の確立まで安定保管する必要がある



KURION吸着塔の温度分布、水素分布評価 (JAEAによる)

アウトプット

- ・各廃棄物の長期保管形態

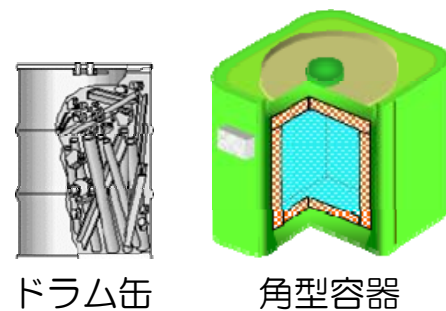
3. 処理技術

技術開発のポイント

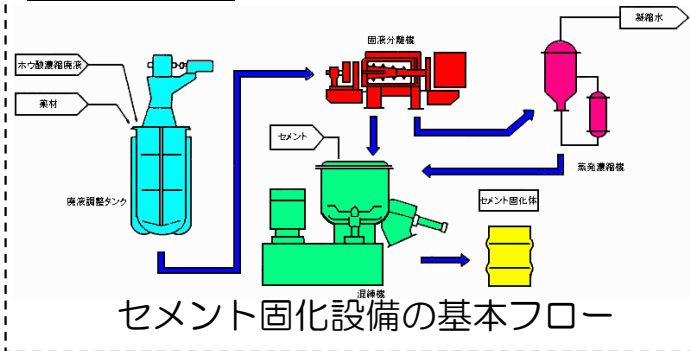
- ・既存技術をベースにする。
- ・前処理・固型化技術が適用可能か。

廃棄物を容器に詰め、セメントで固める等の加工をして処分場に埋設できるように加工すること

処分容器の例



固型化の例



出典：日本原子力産業会議（編）放射性廃棄物管理—日本の技術開発と計画—、1997年7月、P81

アウトプット

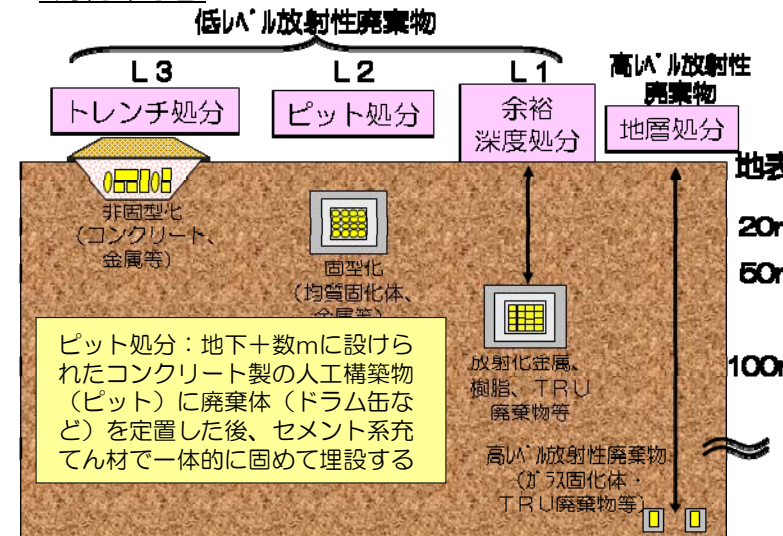
- ・保管向け処理方法
- ・廃棄体製作方法
- ・廃棄体性能

4. 処分技術

技術開発のポイント

- ・既存処分概念をベースにする。
- ・安全評価上問題となる課題を抽出・解決する。

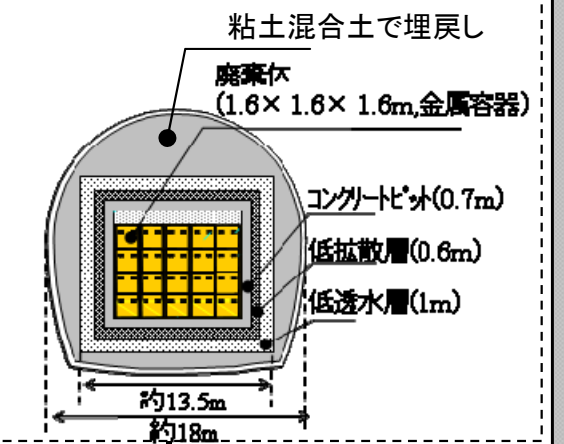
既存概念



アウトプット

- ・廃棄物の処分方法（必要な埋設深度や人工バリア構成など）

人工バリアの例 (余裕深度処分)



既存技術が適用困難な廃棄物については新たな処分概念構築を含めた技術開発が必要

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 (SWT)

炉心
状況
把握
解析
SWT

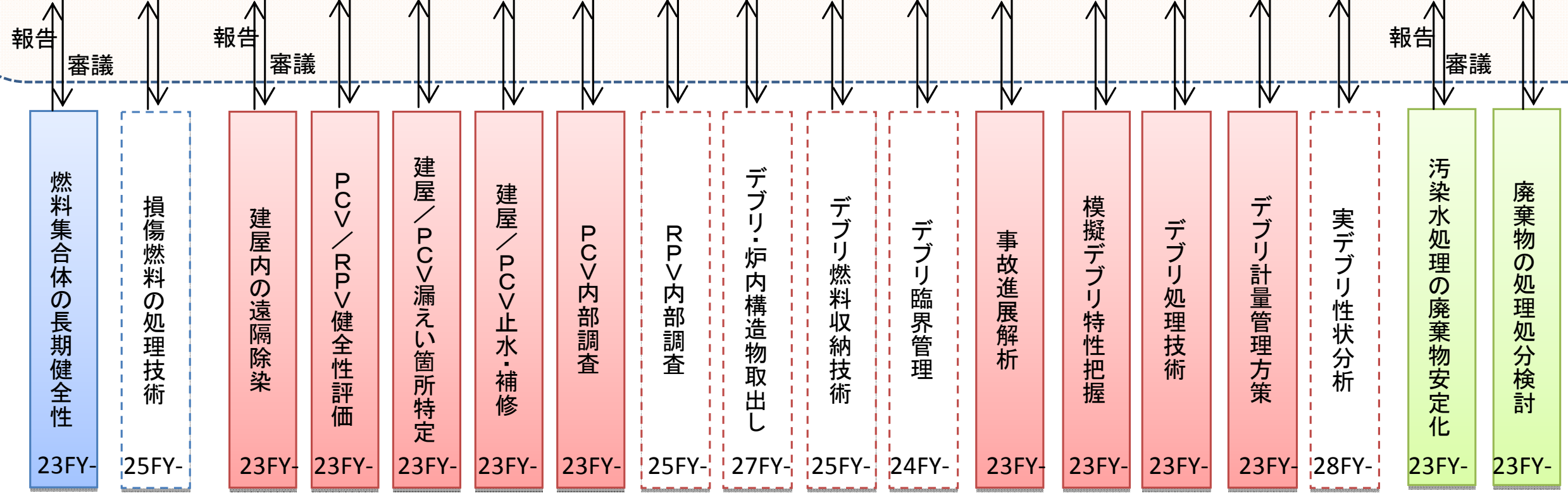
燃料デブリ
性状把握・
処理準備
SWT

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。

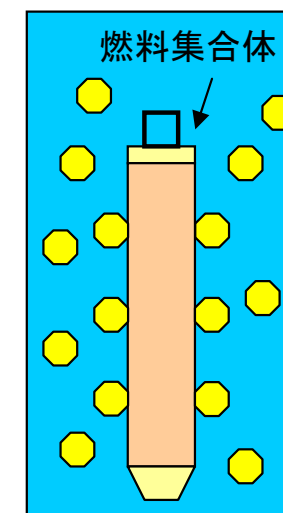
実施内容

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 長期腐食対策	
(2)共用プールでの燃料集合体他の健全性評価					
(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

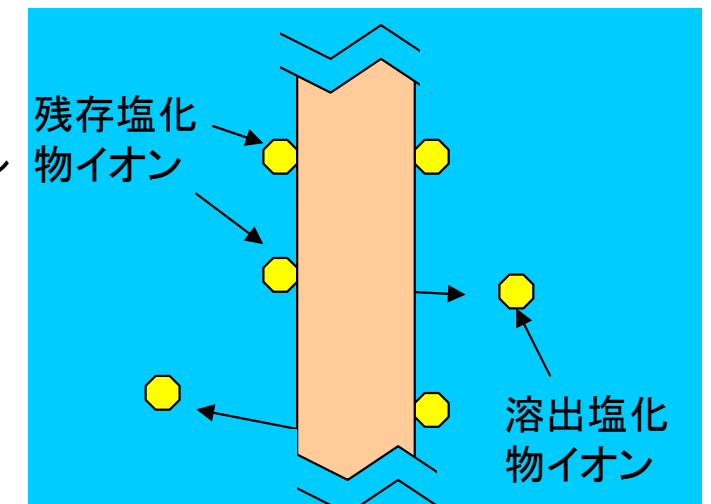


使用済燃料プール

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

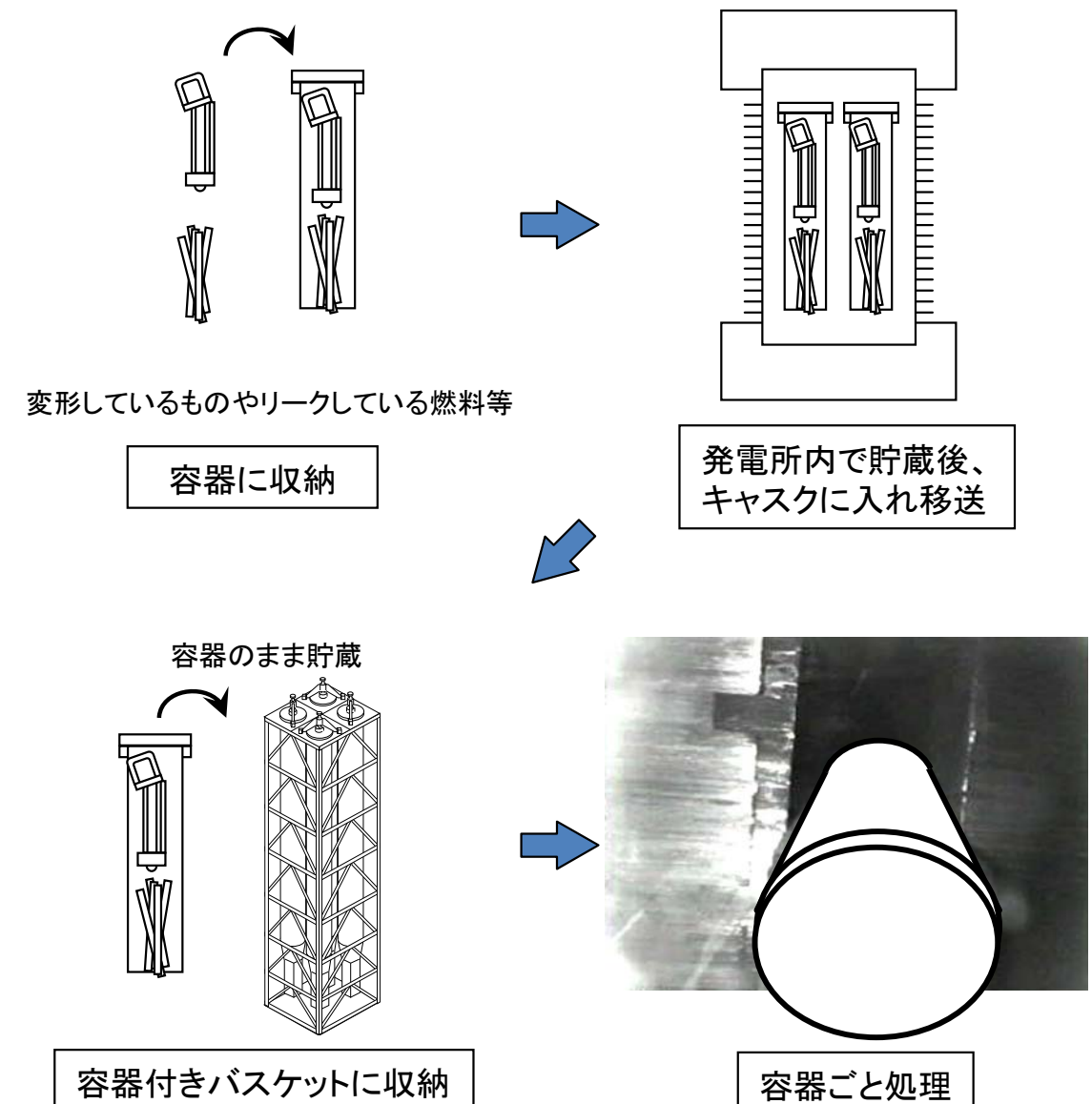
原子炉建屋プールの燃料には海水による塩分の付着が考えられ、一部の燃料は落下したコンクリート片などにより損傷、漏えいしている可能性もある。よって、これらの燃料については、再処理における技術的課題の調査・検討を行うとともに、再処理が可能か否かを判断するための指標を整備しておく必要がある。

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。

ストリッパペイント

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

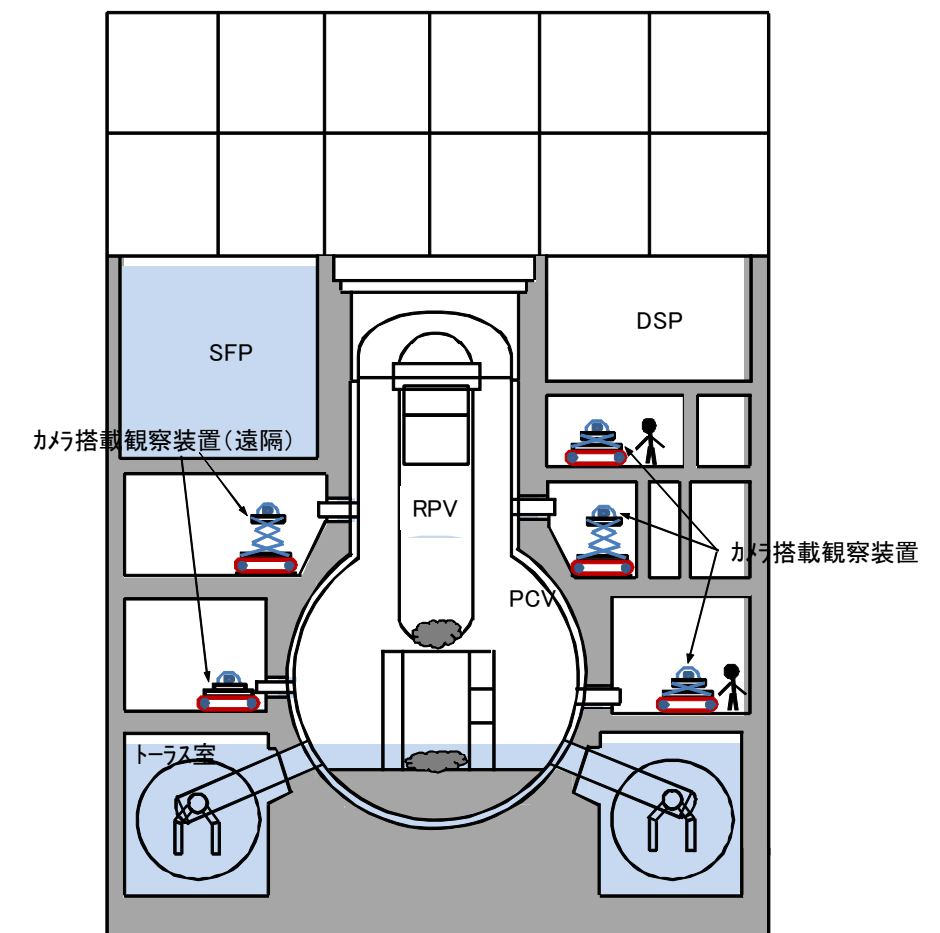
・格納容器や原子炉建屋の漏えい箇所を特定するための工法を検討し、装置の設計を行う。

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

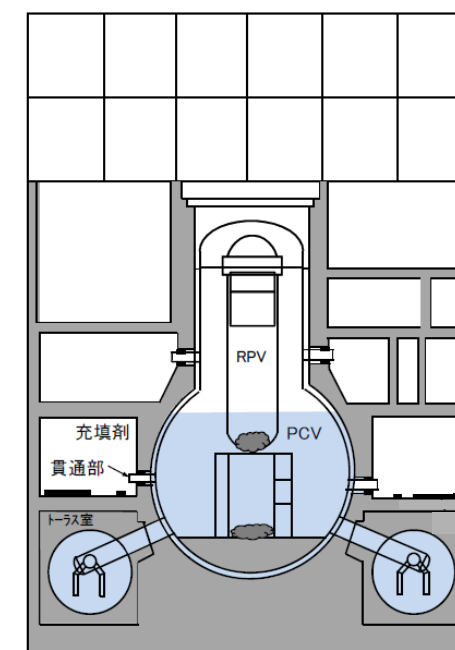
- 補修工法の検討・装置設計(下部用)
 - 格納容器下部や原子炉建屋の漏えい箇所を補修するための工法を検討し、必要な装置を開発する。(漏えい箇所調査結果を反映する。)
- 補修装置の製作・改良(下部用)
 - 格納容器下部や原子炉建屋の漏えい箇所を補修するための装置を製作し、実機適用性評価(現場実証)を行った上で、必要に応じて装置を改良する。
- 補修工法の検討・装置開発(上部用)
 - 格納容器上部の漏えい箇所を補修するための工法を検討し、必要な装置を開発する。(漏えい箇所調査結果を反映する。)
- 補修装置の製作・改良(上部用)
 - 格納容器上部の漏えい箇所を補修するための装置を製作し、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

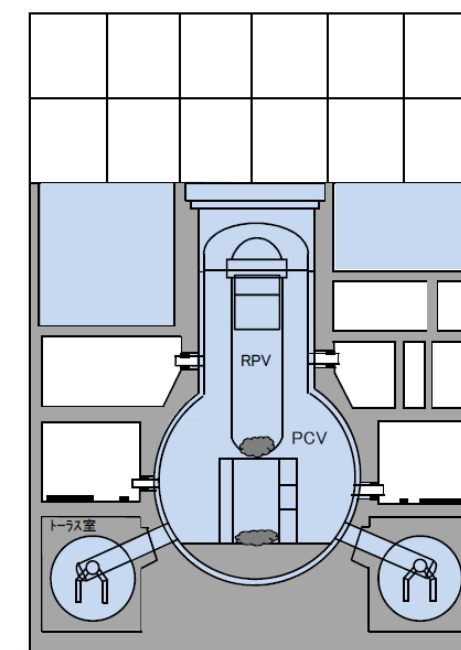
要素技術	適用例
補修(止水)材 補修(止水)用装置	シール材 グラウト材
補修(止水)材注入孔穿孔工法 補修(止水)材等の充填工法	空隙充填、 水中構造物
原子炉格納容器遠隔補修用ロボット	クローラ ビークル

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。

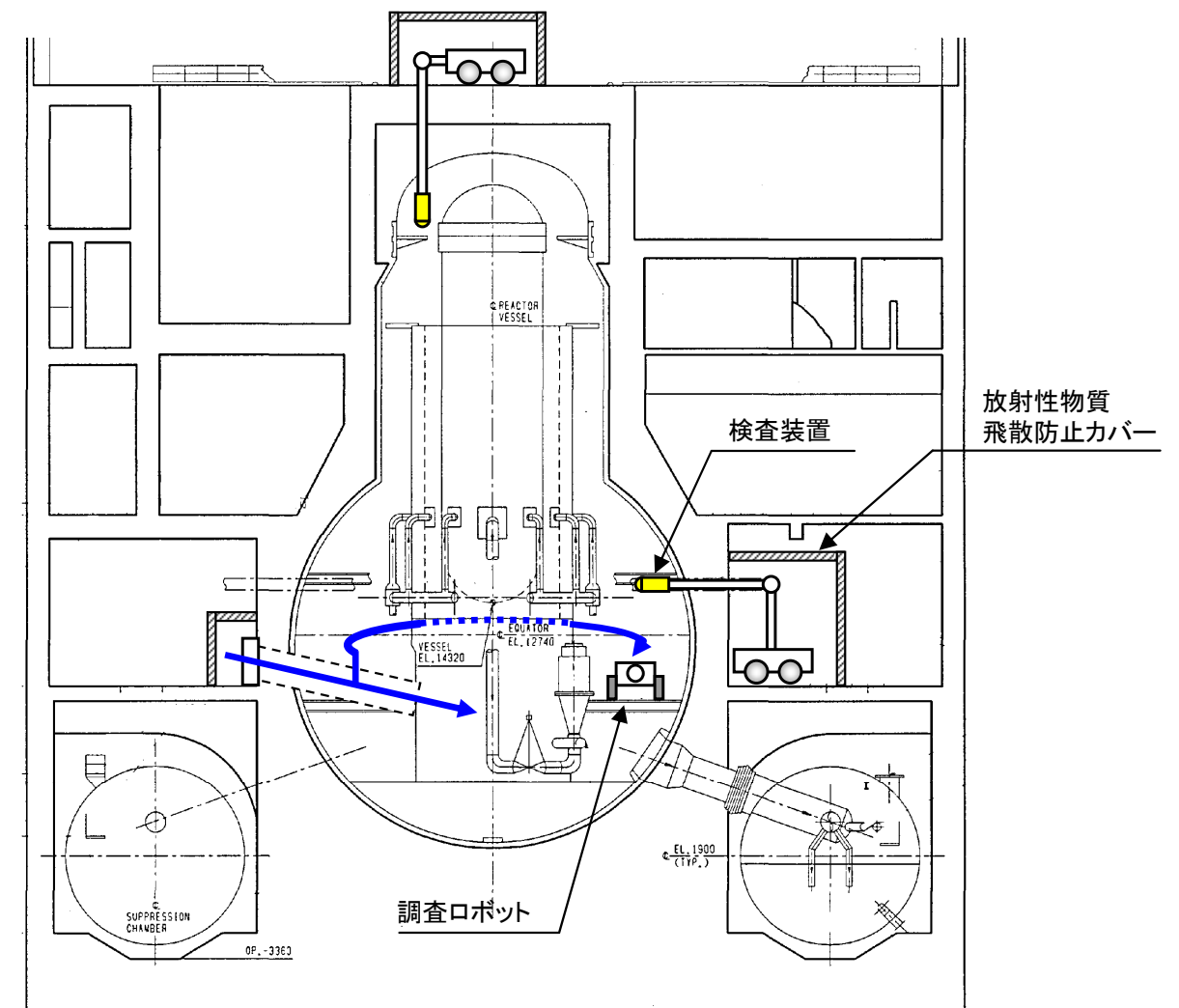
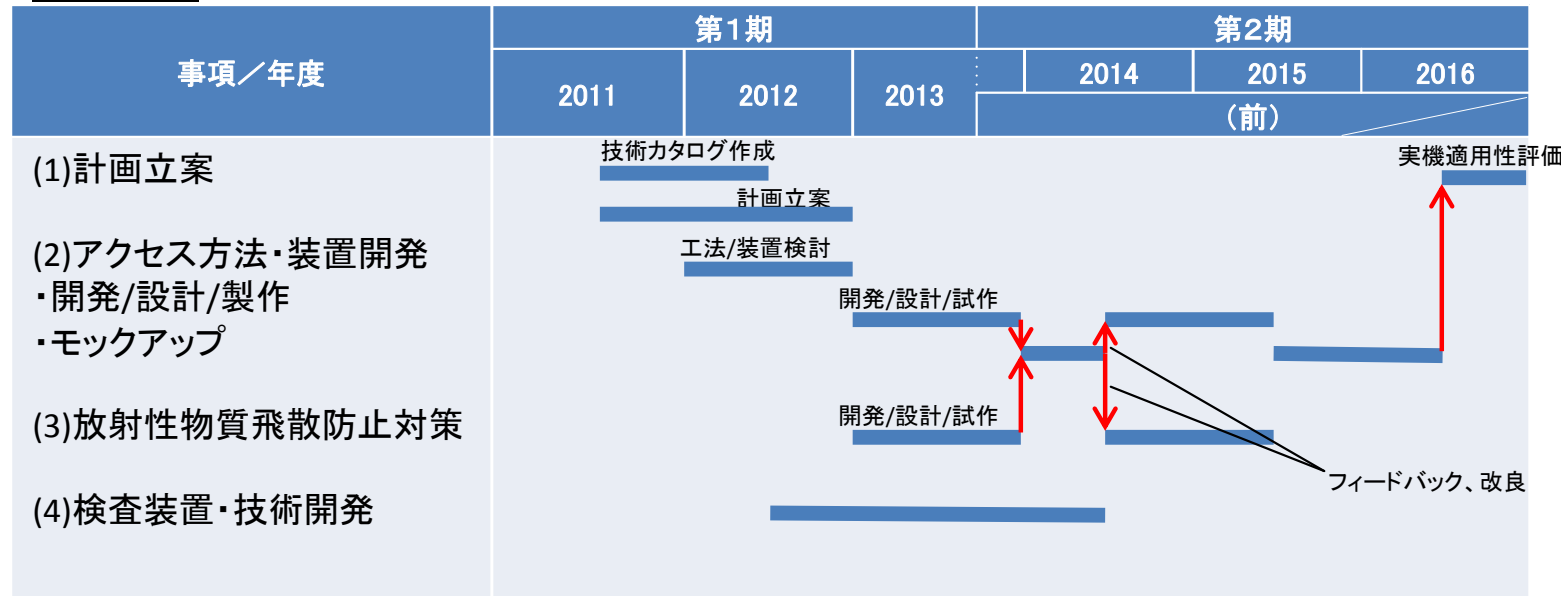
(4) 検査装置・技術の開発

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

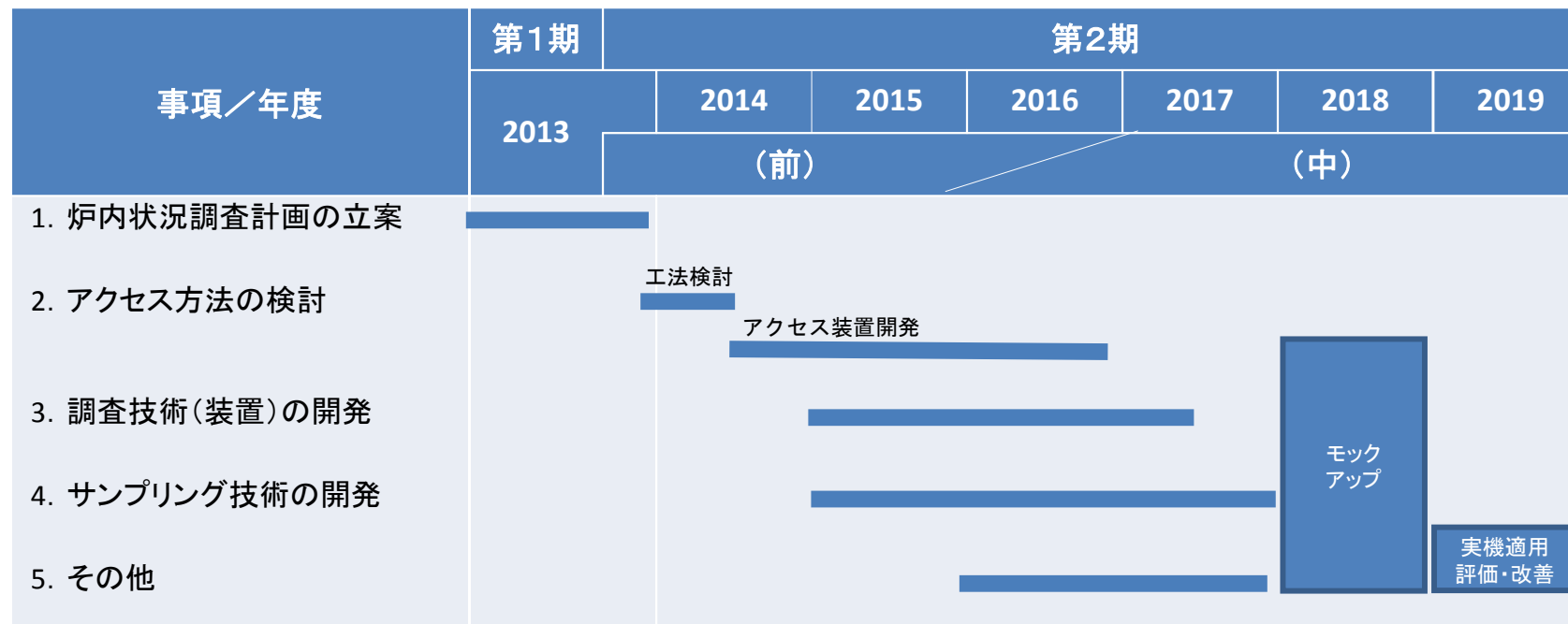
必要性

・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

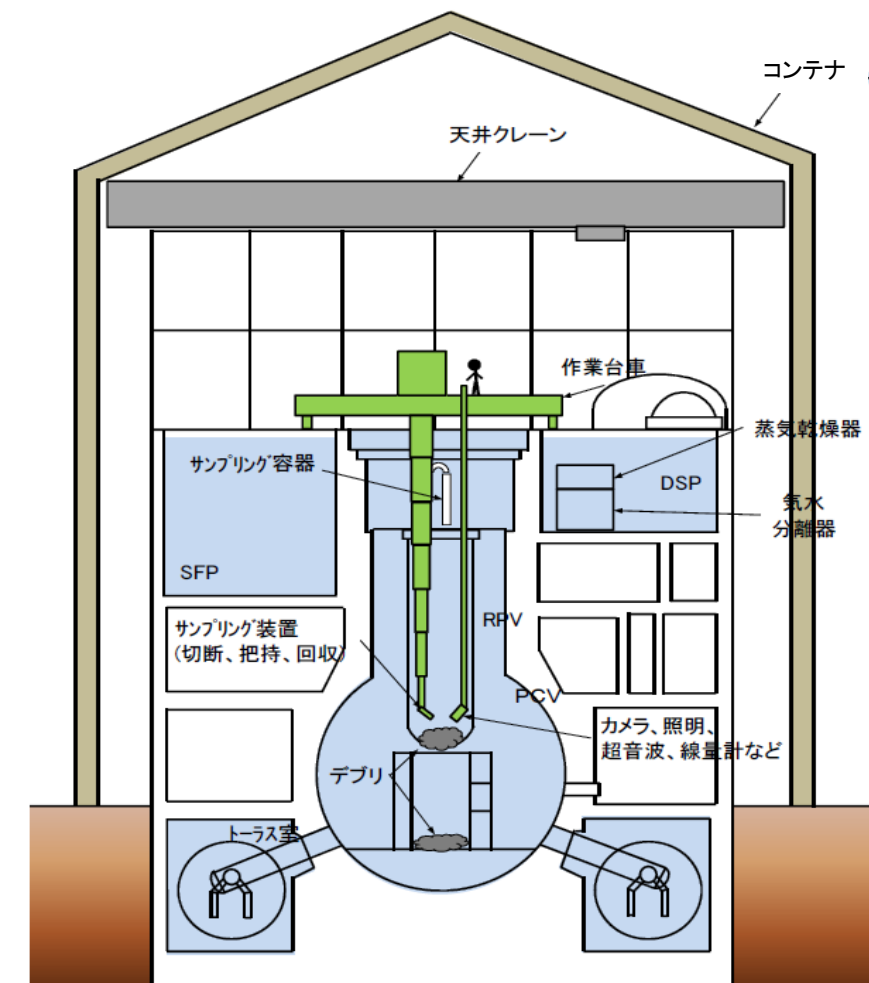
- 原子炉格納容器内外の調査及び解析等の推定結果に基づく調査計画の立案
 - 原子炉格納容器/原子炉圧力容器の状況(デブリ燃料の分布、構造物の状態など)を、原子炉格納容器内外の調査結果とシミュレーション等により推測し、調査計画を立案する。
 - 想定箇所等を当該環境下(高線量・狭隘・水中等)で点検調査するために必要な要素技術や遠隔操作技術等について、既存技術を調査する。
 - 点検調査工法や装置の開発に有益な情報を得るための現地調査を行う。
 - 上記を踏まえ、最適な点検調査工法を開発する。
- 原子炉圧力容器内調査のためのアクセス方法の検討
 - 線量、遮へい体の設置性、調査装置の接近性、観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

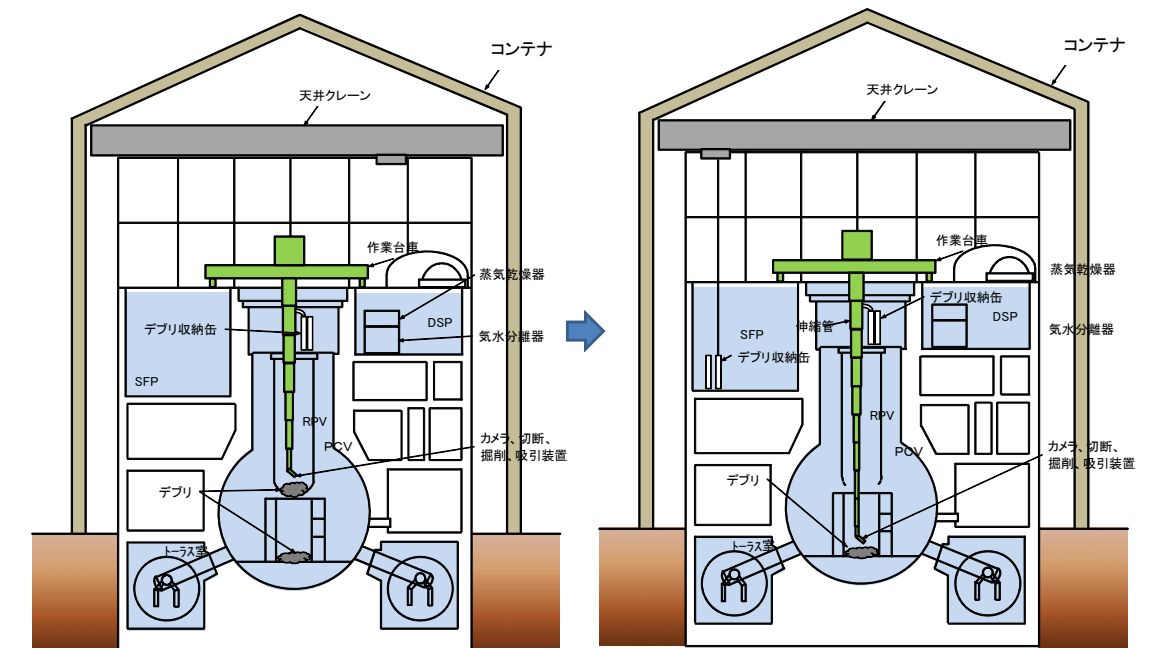
- 既存技術のカタログ整理 (TMI-2で実績のある装置の確認を含む)
燃料デブリ(炉内構造物、破損燃料)の切断、掴み、粉碎、掘削及び回収を行うために必要な既存技術のカタログ化及びその整理を実施する。
- 事前調査結果に基づく取出し工法の立案
格納容器内外の調査結果から、燃料デブリの分布、炉内構造物の破損状況を踏まえて取出し工法を立案する。
- 炉内燃料デブリの取出し技術の開発
TMI-2で実績のある装置の改良、検証を行う。また、福島第一原子力発電所の状況に特化した取出し装置の開発を行う。
- 格納容器へ移行している燃料デブリの取出し技術の開発
格納容器へ移行している燃料デブリの取出し工法を立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



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

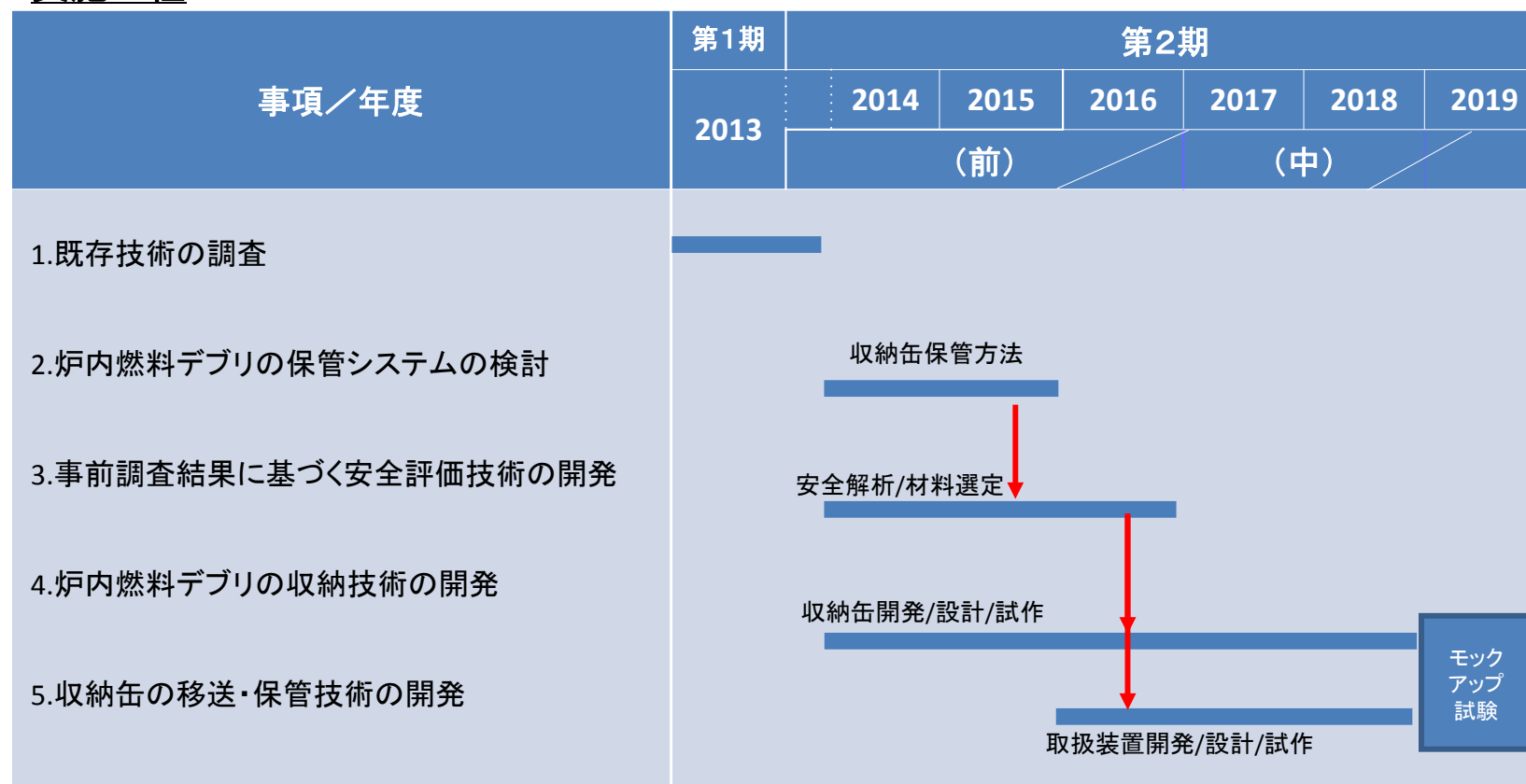
必要性

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
燃料デブリ形状や熔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
燃料デブリ形状や熔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)	—

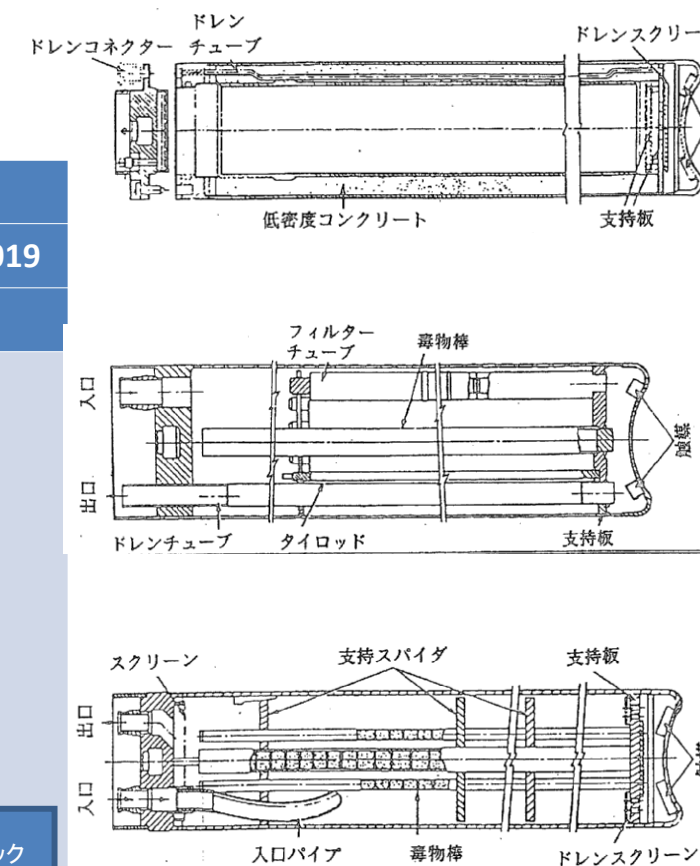


図 炉内デブリ用収納缶 (TMIの例)

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) 压力容器/格納容器の健全性評価技術の開発

必要性

原子炉压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

原子炉压力容器 (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。

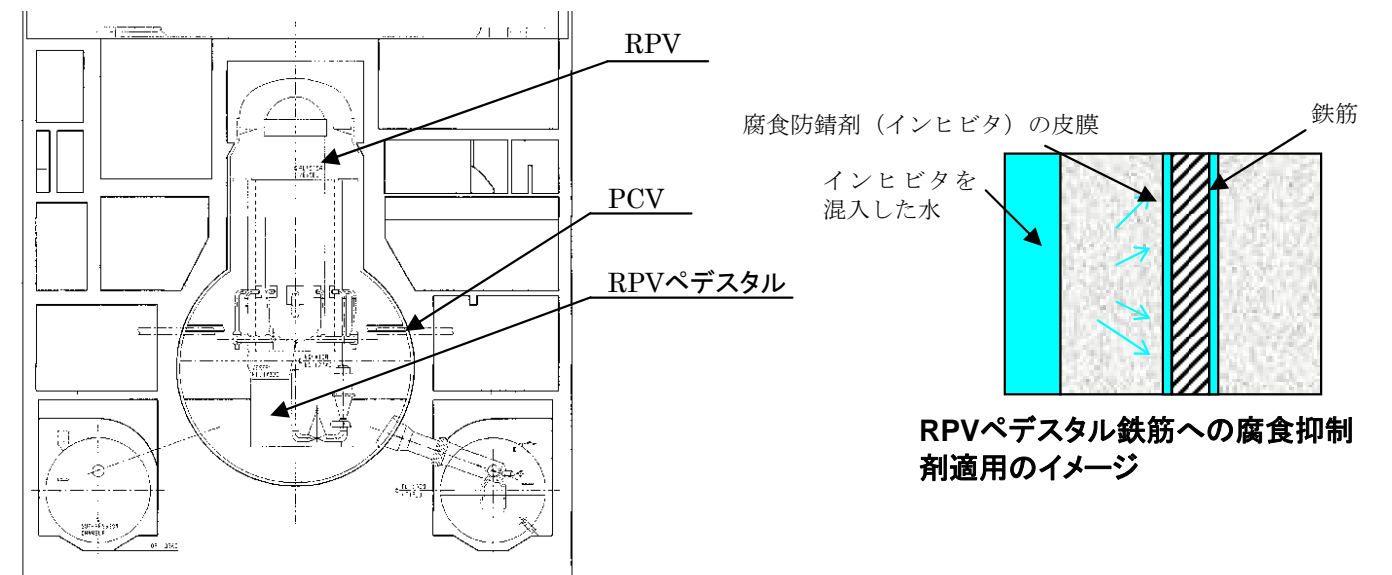
- (1) 原子炉容器の構造材料腐食試験
 - ・高温海水や希釈海水に曝された鋼材の腐食試験を行い、構造材の腐食速度に関するデータを取得する。また余寿命評価に資する高温強度データを取得する。
- (2) RPVペDESTAL鉄筋コンクリート劣化試験
 - ・コンクリート中の塩化物イオン拡散試験を実施する。また、コンクリート中の鉄筋の腐食試験を実施する。
- (3) 原子炉容器、RPVペDESTALに対する腐食抑制策確証試験
 - ・RPV、PCV構造材料及びRPVペDESTALに対して用いる腐食抑制策の確証試験を行い、腐食抑制効果を確認する。
- (4) 原子炉容器、RPVペDESTAL構造物余寿命評価、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。

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

実施工程

事項/年度	第1期			第2期		
	2011	2012	2013	2014	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	■					



(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								
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					
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								

(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

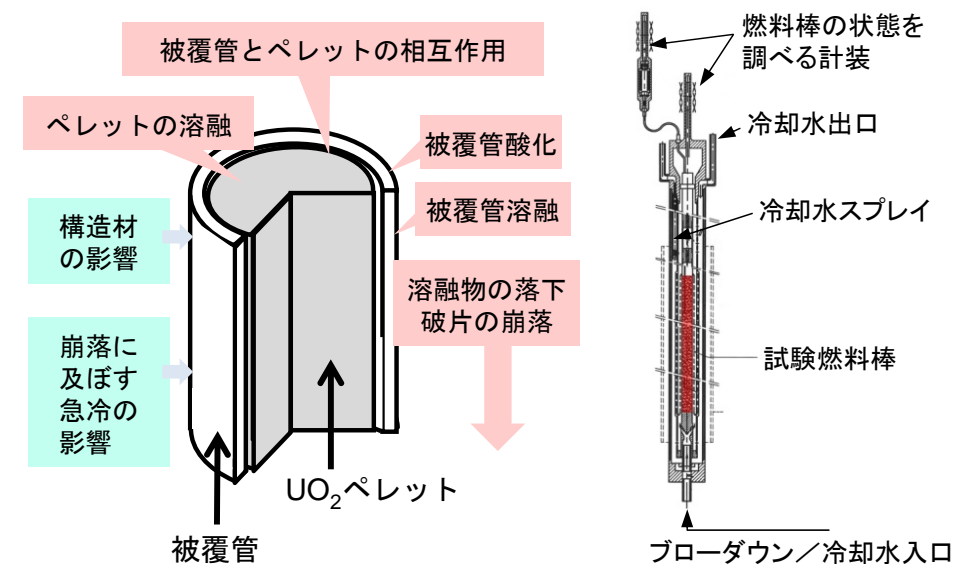
現在、損傷した燃料は安定的に冷却されているが、中長期的な対策の立案及び安全対策を講ずる際の参考とするため、実際の炉心損傷状況を推定することが必要である。しかしながら、高線量下にある炉心損傷の直接的な観察は困難であり、現状の数値計算シミュレーションは不確実性が大きい。このため、数値計算シミュレーションの推定精度を高めるための技術開発を継続的に進めていく必要がある。

実施内容

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い、事故進展解析に必要な情報として整理する。
2. 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。
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
 - ・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

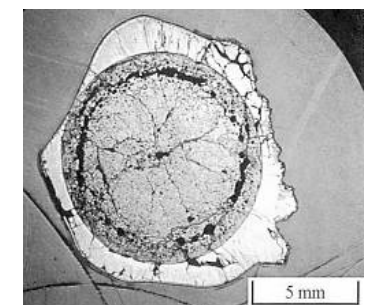


冷却水喪失時の現象と影響因子 炉内試験装置のイメージ

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



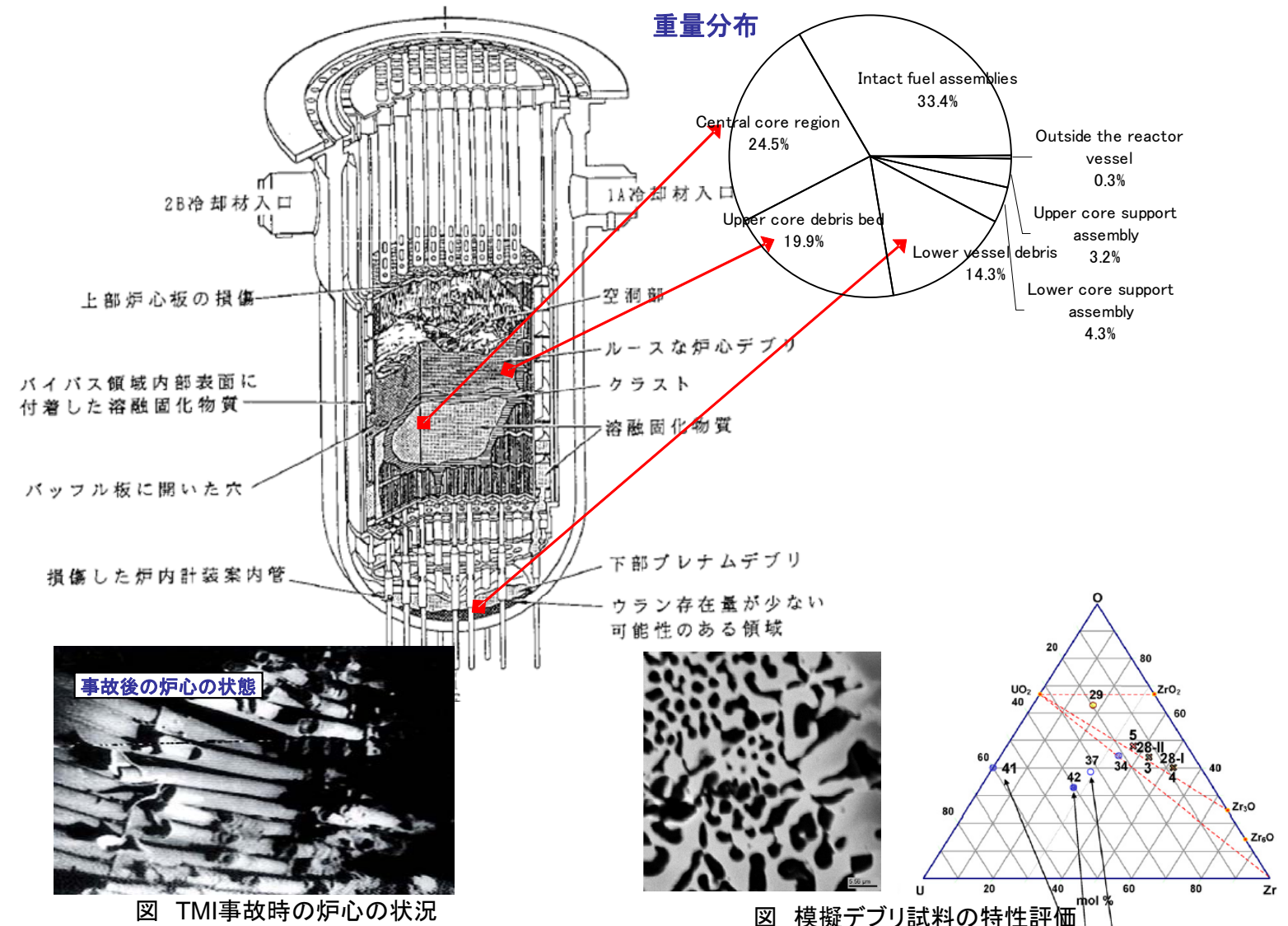
(2-③)-1, 2, 3) 模擬デブリを用いた特性の把握、実デブリの性状分析、デブリ処理技術の開発

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。

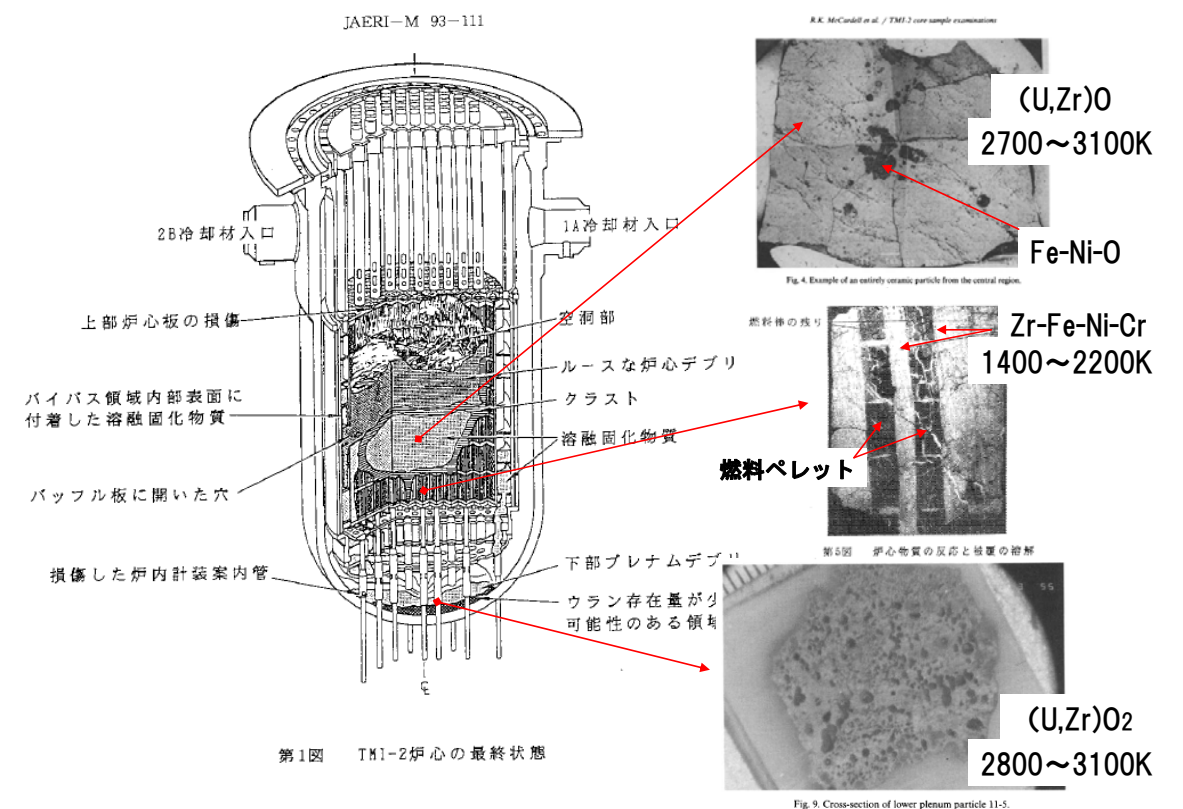
2. 核燃料物質の分布状況の評価
 ・地震時の核燃料物質重量評価(計算値)、サンプリング調査※及び炉内調査の結果※等から核燃料物質の分布状況の評価する。

※ 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。

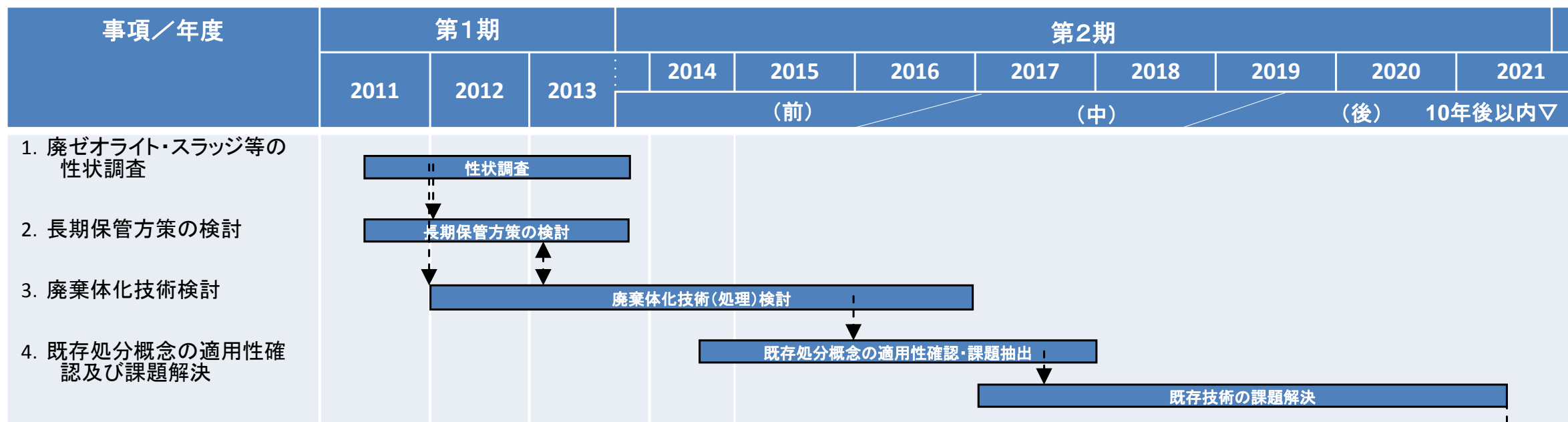
実施内容

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

