

福島第一原子力発電所における顔面汚染に係る 今後の対応について

2020年2月27日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

1. 顔面汚染の発生状況 (1)

【事象発生日】 2月6日 (木)

【発生場所】 2号機原子炉建屋

【事象概要】

2号機原子炉建屋大物搬出入口の2階の片付け作業を行っていた協力企業作業員8名のうち1名について、作業後の休憩所入域時の身体サーベイで顔面[口周り]に汚染が付着していることを確認した。

(口周り最大：約50Bq/cm²)

休憩所において可能な限り除染した後、入退域管理棟に移動し、再除染と鼻腔内の汚染確認を行った。管理対象区域から退域可能なレベル[4Bq/cm²未満]まで除染できたものの、鼻腔内に汚染を確認したため、ホールボディカウンタ等による取込量の測定及び預託線量の評価を行った。保守的に評価した預託線量は、1.18mSvであり、記録レベル未満と評価した。



■ 作業場所 / 放射線防護装備の情報

作業場所の区分：Red zone

放射線防護装備：全面マスク、Rヘルメット、アノラック、カバーオール、ゴム手袋(3重)、R長靴、靴カバー 他各種インナー

推定原因

休憩所で全面マスクを袋で養生しながら脱ごうとしたところ、袋の縁部が顔面に触れたことで、袋に付着した汚染が顔面（下唇）に伝搬し、さらに鼻腔内まで伝搬したものと推定。

再発防止対策

- 作業員が袋を用いて養生しながら全面マスクを脱ぐことを禁止。代わりにゴム手袋2重でマスクを脱ぎ、袋へ収納後、外側のゴム手袋を外すことで汚染の伝搬を防止
- 作業員に対し、全面マスクの脱着手順を再教育する。
- 防護装備の脱衣補助員は、Red zone退域時の全面マスク及びアノラックの拭き取りをより慎重に実施する。

2. 顔面汚染の発生状況（2）

【事象発生日】 2月18日（火）

【発生場所】 プロセス主建屋

【事象概要】

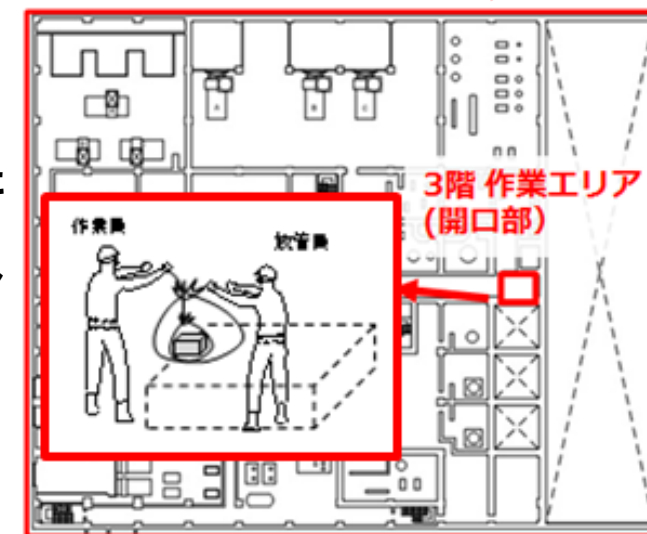
プロセス主建屋3階からプロセス主建屋地下滞留水中のPE管試験片の引上、取出を行った協力企業作業員1名について、作業後の休憩所入域時の身体サーベイで顔[口周り]に汚染が付着していることを確認した。（口周り最大：約 $6\text{Bq}/\text{cm}^2$ ）

休憩所において可能な限り除染した後、入退域管理棟に移動し、再除染と鼻腔内の汚染確認を行った。管理対象区域から退域可能なレベル[$4\text{Bq}/\text{cm}^2$ 未満]まで除染できたものの、鼻腔内に汚染を確認したため、ホールボディカウンタ等による取込量の測定及び預託線量の評価を行った。保守的に評価した預託線量は、 0.61mSv であり、記録レベル未満と評価した。

■ 作業場所／放射線防護装備の情報

作業場所の区分：Red zone

放射線防護装備：全面マスク、Rヘルメット、アノラック、カバーオール（2重）
ゴム手袋（3重）、R長靴、靴カバー 他各種インナー



推定原因

当該作業員は外側のゴム手袋をアノラックの上に被せて装着しておらず、ゴム手袋とアノラックの隙間から侵入した汚染水が下着を汚染し、全面マスクの脱装、下着を交換する等を行う中で顔面へ汚染が伝搬したものと推定。

再発防止対策

- 作業員に対し、アノラック着用時のゴム手袋着用やシーリングのやり方、並びに全面マスクの脱着手順を再教育する。
- 防護装備の脱衣補助員は、Red zone退域時の全面マスク及びアノラックの拭き取りをより慎重に実施する。

先の2件の事象では、汚染者が着用した全面マスクの外表面に高い遊離性汚染が確認されたことから、Rゾーンで作業を行う協力企業（6社）と協議し、

- ① RゾーンからYゾーン、Gゾーンへの汚染の移行を防止する観点
 - ② 休憩所で全面マスクを脱ぐ際に、全面マスクからの汚染の伝搬を防止する観点
- で以下の対応1、2を行う。

■ 対応1 全面マスクの拭き取り3回以上

Rゾーンから退域する際の、**全面マスク拭き取り**をウェットウエスを3枚以上**使用して3回以上**行う。【2月20日から開始】

（1回目）荒拭き （2回目）通常拭き取り （3回目）仕上げ拭き取り

■ 対応2 全面マスクの汚染測定

Rゾーンから退域し、休憩所へ移動する前に**全面マスクの表面汚染**をスミアで**測定**し、汚染が一定レベル以下になっていることを確認する。

汚染が一定レベル以下になっていなければ、一定レベル以下になるまで、拭き取りを実施する。

※ 震災以降、1～4号機周辺はバックグラウンドが高いため、十分な汚染確認を行っていなかったが、今回、鉛遮へいボックスを装備交換所等に配備して、測定できる環境を整える。

・ 2月19・25日 計7ヶ所に配備【完了】

プロセス主建屋の事象では、「防護装備に着用不備」により下着等が汚染し、その汚染が「全面マスクまたは下着を脱ぐときに」顔面に伝搬したと推定された。

これまで、放射線防護教育等で防護装備の標準的な着脱方法を教育してきたものの、汚染付着防止のための具体的な着脱手順の指導は、各協力企業、作業員に委ねてきた。

震災以降の高汚染環境下の作業においては、1 F 共通の着脱手順を定める必要があると考え、対応3、4を行う。

■ 対応3 汚染付着防止のための放射線防護装備の着脱手順の明確化

全面マスクおよびアノラックの着脱の手順について明確化を図り、周知を行う。

- ・ 防護装備を着る時の靴下、ゴム手袋の重ね方、シーリング方法
- ・ 防護装備の脱ぐ順序、ゴム手袋の交換のタイミング
- ・ 汚染の可能性あるカバーオール、下着等の脱衣は一人では行わない など

■ 対応4 放射線防護に関する全体的な教育

「放射線防護に関する『ふるまい教育』」※の教育内容に、上記対策1～3を取り込む。

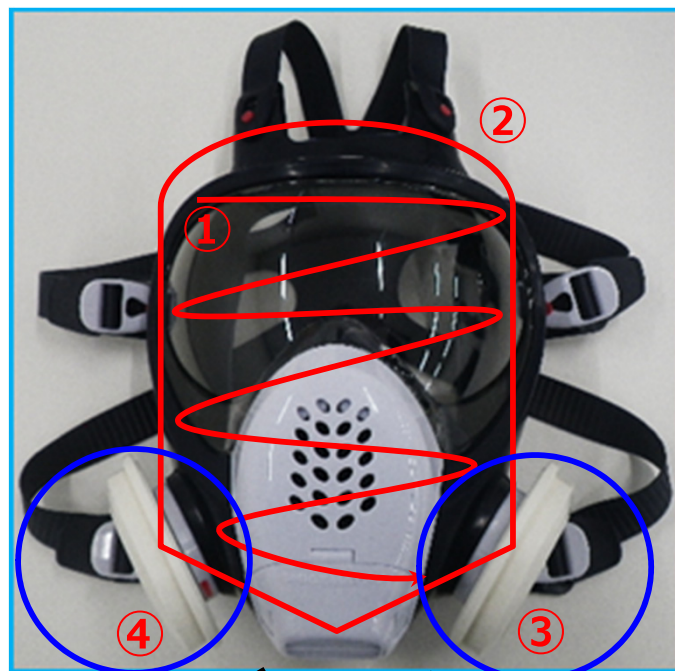
- ※ ・ 2019年6月以降、放射線管理不適合が頻発していることに鑑み、同年10月に開始
- ・ 当社社員、協力企業作業員を対象に年1回実施
- ・ 教育内容は、不適合発生状況を踏まえ、協力企業と協議のうえ、見直す

- (1) Rゾーン出入口にて、全面マスクおよびアノラックの拭き取り
 - (2) R装備脱衣所にて、アノラックの脱衣（脱衣補助員あり）
 - (3) 全面マスクを装着したまま、休憩所へ移動※
 - (4) 休憩所にて、①外側のゴム手袋、②カバーオール、③外側の靴下、④全面マスク、
⑤内側のゴム手袋、綿手袋等 を脱衣・脱装
 - (5) 体表面モニタによる汚染測定
- ⇒（汚染警報が発生した場合）身体サーベイにより汚染箇所の特定、除染

※ Rゾーンで高い汚染が付着した全面マスクのままで、休憩所まで移動し、周囲に他の作業者がいる休憩所脱衣エリアで、高汚染マスクを外すのは汚染拡大に繋がり、放管上、適切ではない。

保護衣については一番外側の汚染したアノラックは休憩所への移動前に脱衣している。

本来、汚染した全面マスクもR装備脱衣で脱装が出来れば良いが、現状の1F環境では、全面マスクを脱装してることができないため、汚染拡大を防止するために汚染した全面マスクを丁寧に拭き取り、一定以下の汚染レベルになったことを確認することし、対応1、2を追加した。



①全面マスクの面体を拭き取る。

②全面マスクとカバーオールの際のシーリング部分についても拭き取る。

③、④左右のフィルター部分（どの形状マスクでも）について拭き取る。

ポイント!!

●上記の手順を荒拭き、通常拭き、仕上げ拭きを含めて3回以上拭き取ること。

また、拭き取りについてはウェットなウェス等で拭き取ること。

●拭き取る毎にウェスは交換すること。

●拭き取る毎にゴム手袋を交換すること。

【参考】鉛遮へいBOX設置状況（例）



3号機重汚染装備脱衣所（R装備出入り口付近）

before

after



B G測定結果

- ★GM管式サーベイメータ 鉛なし：7.7kcpm [鉛あり：100cpm](#)
- ★βSC50φサーベイメータ 鉛なし：5.0kcpm [鉛あり：50cpm](#)

2020年度廃炉研究開発計画について

1. 2020年度廃炉研究開発計画のポイント

(1) 基本的な考え方

福島第一原子力発電所の廃炉・汚染水対策については、炉の設置者である東京電力ホールディングス（以下東京電力HD）が、実施主体としての責任をしっかりと果たし続けていくことが大原則である。

他方、これまで世界にも前例のない困難な取組であるため、「中長期ロードマップ（2019年12月改訂）」に基づく対策の進捗管理や技術的難易度が高い研究開発に対する支援を行うなど国も前面に立って取り組むこととしている。

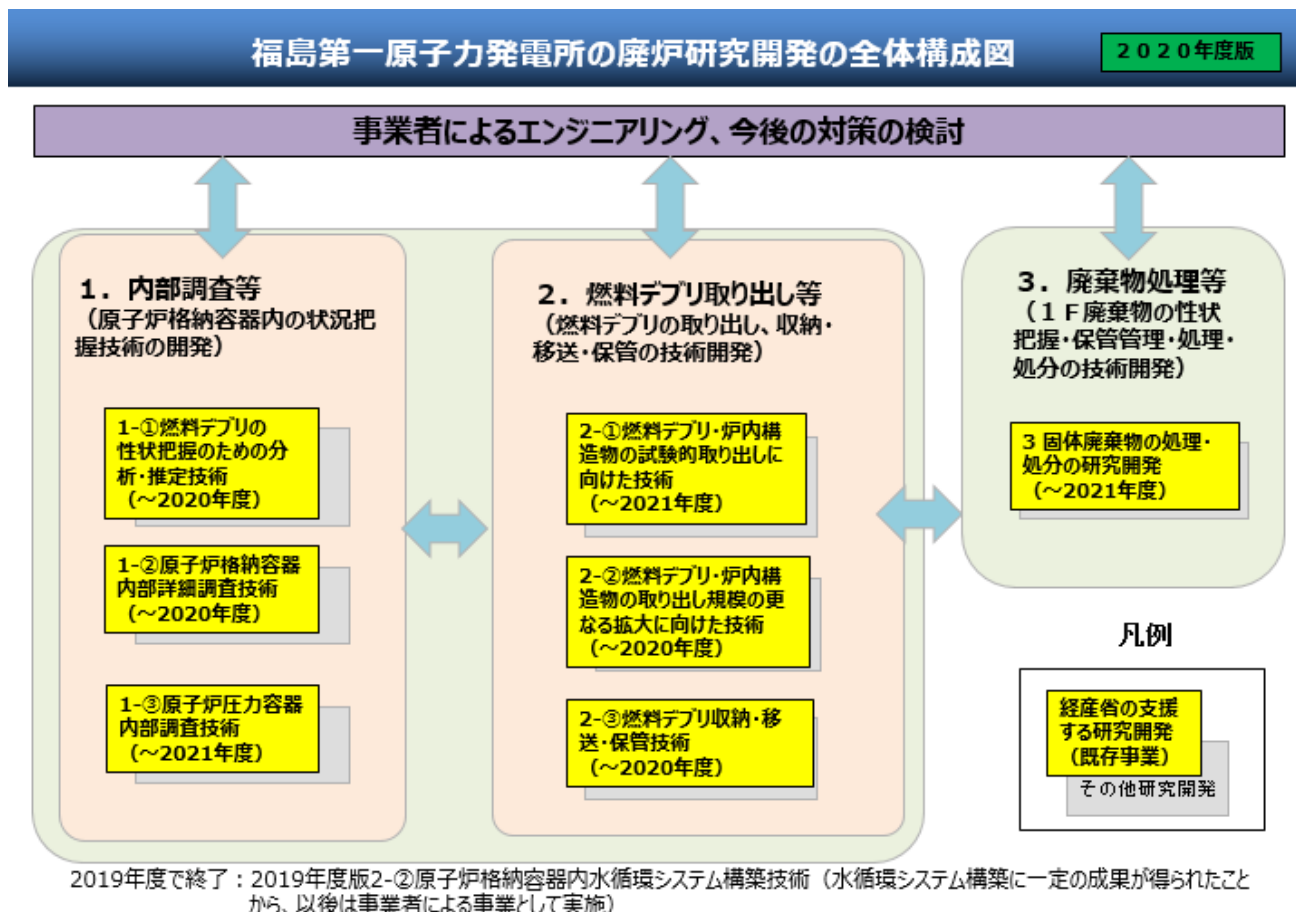
技術的難度が高く、国が支援する研究開発の対象については、中長期ロードマップ、原子力損害賠償・廃炉等支援機構の技術戦略プラン、東京電力HDによる廃炉作業やエンジニアリング、既存の研究開発プロジェクトの進捗状況等を踏まえ、廃炉技術に関する司令塔である原子力損害賠償・廃炉等支援機構からの助言を得て、廃炉研究開発計画としてまとめている。

なお、本廃炉研究開発計画に基づく研究開発プロジェクトは東京電力HDによるエンジニアリングと連携して実施し、成果は東京電力HDの実施するエンジニアリングに活用される。

一方で、燃料デブリ取り出しや廃棄物対策については、燃料デブリやその取り出しのためのアクセスルート等の原子炉格納容器内状況に関する情報、燃料デブリ取り出しに必要な研究開発等が未だ限定的であり、大きな不確実性が存在するのが現状である。

このため、今後の東京電力HDによるエンジニアリング、調査・分析や現場の作業等を通じて得られる知見を踏まえ、新たに必要となる研究開発課題が抽出されることが想定され、廃炉研究開発計画は鋭意、不断の見直しを図っていくことが重要である。

(2) 研究開発の全体像



※これまでの計画については、「2019年度廃炉研究開発計画」（廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第63回 資料4））を参照のこと。

2. 2020年度における各プロジェクトの計画

I. 内部調査等（原子炉格納容器内の状況把握技術の開発）

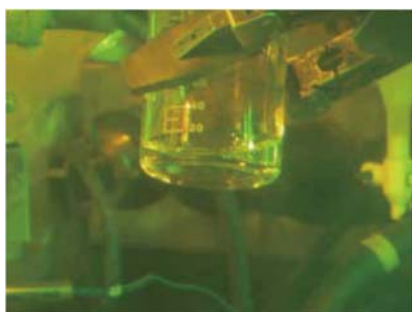
①燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発

【目的】

- 燃料デブリの取り出し、収納・移送・保管の技術開発、燃料デブリの処理・処分方法の検討を進める上で、燃料デブリの性状を把握することが重要であり、そのための燃料デブリの分析・推定技術の開発を行う。

【技術開発のポイント】

- 福島第一原子力発電所の燃料デブリは世界初の沸騰水型の原子炉の炉心溶融事故で生成したものであり、不均一な組成を有し、難溶性かつ多種多様な核種を含むため、分析精度向上に向けて溶解技術や妨害核種の除去等の技術の開発を行ってきた。2020年度は、原子炉格納容器内から採取された堆積物等を用いて、これまで開発してきた分析技術の適用性を確認する。
- 福島第一原子力発電所の燃料デブリについては、映像などの情報は一部取得できているものの限定的なため、その性状を推定する技術の高度化を行う。
 - ①燃料デブリの熱挙動の推定技術の高度化
 - ②燃料デブリの経年変化（粉体化するか等）の推定技術の高度化
 - ③燃料デブリの微粒子挙動の推定技術の高度化



図：燃料デブリの溶解技術の開発
（模擬デブリの溶解試験の様子）



図：燃料デブリ分析設備
（コンクリートセル）の例

②原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発／③原子炉圧力容器内部調査技術の開発

【目的】

- 燃料デブリの取り出し等に向け、原子炉格納容器内・圧力容器内の燃料デブリの分布や構造物の状況等を把握するための調査技術の開発を行う。

【技術開発のポイント】

- 原子炉格納容器内・圧力容器内は、線量が高く、放射性物質で汚染されており、情報が限定的で不確実性が高い中、調査を実施するための装置等を開発する。

- 原子炉格納容器内部調査については、小型の水中遊泳ロボット等を活用した調査方法の現場実証のための内部詳細調査等を2020年度に実施する。

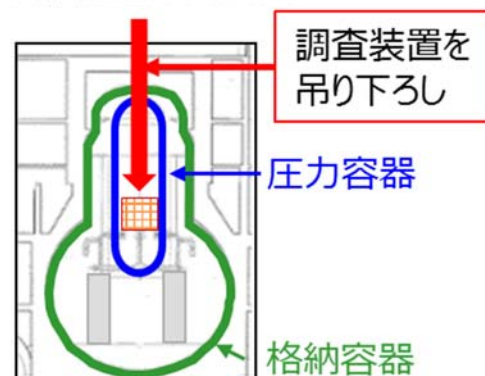
<実証する技術>

- ①アクセス装置、アクセスルートの構築技術（障害物を除去する技術等）
 - ②調査装置（3D形状測定器、中性子検出器等）
 - ③放射性物質の閉じ込め機能を確保する全体システム
- 原子炉圧力容器内部調査については、圧力容器の上からアクセスする調査方法について、より放射性ダストの飛散や二次廃棄物を抑制するアクセスルート構築技術の開発を進めるとともに、圧力容器の下からアクセスする調査方法について、概念検討など開発に着手し、方法の成立性の確認を行う。



図：開発した水中遊泳ロボット
（直径25cm、長さ110cm）

原子炉建屋の断面図



図：圧力容器の上からアクセスする調査方法のイメージ

Ⅱ. 燃料デブリ取り出し等（燃料デブリの取り出し、収納・移送・保管の技術開発）

① 燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発

【目的】

- 格納容器底部に横からアクセスし、小石状等の燃料デブリを取り出す技術の開発を行う。

【技術開発のポイント】

- 原子炉格納容器内・圧力容器内は、線量が高く（調査装置の設計上の推定最大想定値 1000 Sv/h（格納容器内）、放射性物質で汚染されており、情報が限定的で不確実性が高い中、燃料デブリを取り出すための装置・システムの成立性を確認するための開発・試験を行う。

<開発する技術>

- ①アクセス装置、アクセスルートの構築技術
- ②燃料デブリ切削・回収装置
- ③放射性物質の閉じ込め機能・臨界監視機能を確保する全体システム 等

②燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発

【目的】

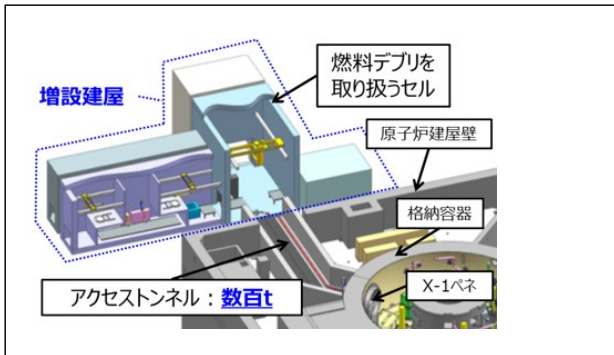
- 原子炉格納容器底部に横からアクセスする工法、原子炉圧力容器内部に上からアクセスする工法について、燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発を行う。

【技術開発のポイント】

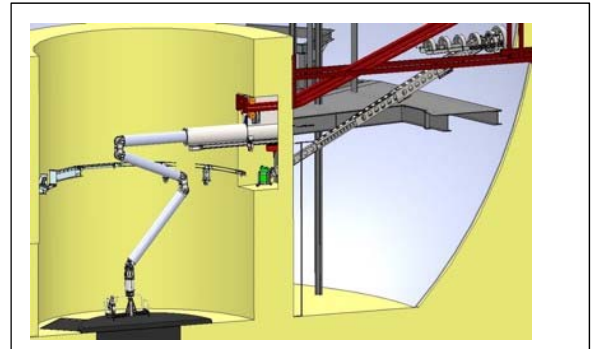
- 原子炉格納容器内・圧力容器内は、線量が高く、放射性物質で汚染されており、情報が限定的で不確実性が高い中、燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模を更に拡大するための装置・システムの成立性を確認するための開発・試験を行う。

<開発する技術>

- ①アクセス装置、アクセスルートの構築技術
(大型セルの遠隔据付技術、格納容器内の構造物等の撤去技術等)
- ②燃料デブリ切削・回収装置、燃料デブリと廃棄物の仕分け技術の調査
(燃料デブリ切削時のダストを切削した場所で回収する技術等)
- ③放射性物質の閉じ込め機能・臨界抑制機能を確保する全体システム 等
(循環冷却水中に溶出する溶解性核種の除去技術、中性子吸収材が構造物等に与える影響の確認等)



図：大型セル（アクセストンネル）のイメージ



図：燃料デブリ回収のイメージ

③燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発

【目的】

- 燃料デブリの取り出し規模の更なる拡大に向け、取り出した燃料デブリを安全、確実かつ合理的に収納・移送・保管するためのシステムを開発する。

【技術開発のポイント】

- 燃料デブリの性状把握が限定的な中、臨界防止、放射性物質の閉じ込め、放射線分解で発生・蓄積する可能性のある水素への対策を考慮し、安全かつ確実に収納、移送、保管する技術・システムの成立性を確認するための開発・試験を行う。

<開発する技術>

①収納技術の開発

（収納缶を試作し、その構造安全性の検証試験を行う）

②水素発生量予測の高度化

③乾燥技術の開発

（水素発生量を減らすため、燃料デブリを乾燥させる技術を検討する）

Ⅲ. 廃棄物処理等（1 F 廃棄物の性状把握・保管管理・処理・処分の技術開発）

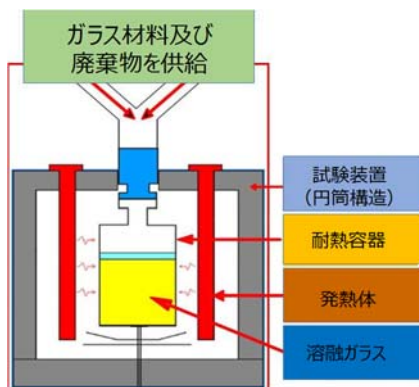
○固体廃棄物の処理・処分の研究開発

【目的】

- 2021年度頃までを目途に、処理・処分方策とその安全性に関する技術的見通しを得ることを目標として、固体廃棄物の保管・管理技術、安定化・固定化するための処理（先行的処理）技術、処理・処分概念の構築とその安全評価手法の開発を行う。また、これらの実施にあたって必要となる性状把握技術の開発を行う。

【技術開発のポイント】

- 燃料デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物等の高線量廃棄物について、種類・物量を評価した上で、その安全かつ合理的な保管方法を検討する。その際、放射線分解で発生・蓄積する可能性のある水素への対策も考慮する。
- 汚染水の浄化に伴い発生する水処理二次廃棄物等の固体廃棄物について、安定化・固定化するための処理（先行的処理）技術の工学規模の装置等を用いた試験を行う（高温処理技術及び低温処理技術）。
- 国内外の調査結果等を踏まえ、一部の廃棄物を対象に、処理・処分方法の検討とその安全評価手法構築に必要な情報を整理する。
- 福島第一原子力発電所の固体廃棄物は、事故により多量かつ核種組成及び放射能濃度が多様なため、性状把握を効率的に進めるため以下の技術の開発を行う。
 - ①分析データと移行モデルに基づく評価データを組み合わせて性状を把握する方法の構築
 - ②分析前の前処理の合理化・自動化等による分析方法の簡易化・迅速化
 - ③高線量廃棄物（セシウム吸着材等）の採取技術の開発 等



図：高温処理装置のイメージ



図：低温処理による固化体

1-①: 燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発

目的

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し方法、燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発等に資するため、燃料デブリの性状を分析・推定するために必要な技術の開発等を行う。

実施内容

- 世界最初のBWRの炉心溶融事故であり、BWR特有の構造・組成、海水注入等の影響を受けて不均一組成を有し、難溶性及び多くの同重体を含む燃料デブリの分析を可能とするため、燃料デブリの分析技術の開発、及び輸送に係る検討を実施する。
- 現場試料の分析・評価を活用して、燃料デブリの熱挙動、経年変化特性や微粒子挙動など、その性状の推定技術を開発する。
- 本研究開発は事業者エンジニアリングと連携して実施し、成果は事業者の実施するエンジニアリングに活用される。

1. 燃料デブリの分析に必要な技術開発等

- 燃料デブリの分析技術の開発のため、今後、原子炉格納容器内から得られる、燃料デブリ及び堆積物等について、ホット施設を有する研究機関において分析を行う。効率的に分析を行うために各ホット施設で分担する分析項目や輸送に係る検討を実施する。
- また、得られた分析結果などを基に、「燃料デブリ性状推定」を高度化する。これらの結果は燃料デブリ取り出し方法、収納・移送・保管技術の開発、臨界管理はもとより、事業者の行う事故時の評価・分析にも活用される。
- さらに、国際的な知見を活用しながら分析技術の開発を進めるために、各国の燃料デブリの知見を収集し、分析項目のレビューを行う。その際には核分裂生成物の挙動、物質の熱物性に関する他の国際協力と連携を取りながら進める。
- 分析精度の向上のため、事業者と共同して、既知成分の試料を用い、各研究機関における分析値の分布範囲を把握し、分析工程の検証を行う。

2. 燃料デブリ熱挙動の推定技術の開発

- 格納容器内の燃料デブリ・核分裂生成物の分布を踏まえ、場所による燃料デブリの熱挙動の違いを推定できる技術を開発する。

3. 燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発

燃料デブリ取り出し、収納・移送・保管方法を検討する上で必要となる燃料デブリの経年変化による影響を明らかにするため、溶融炉心-コンクリート反応(MCCI)生成物を対象とした化学的・物理的経年変化特性を推定するための試験等を行い、結果の検討・評価を行う。燃料デブリの収納・移送・保管、廃棄物の処理・処分等の関連する研究開発と連携を取りながら進める。

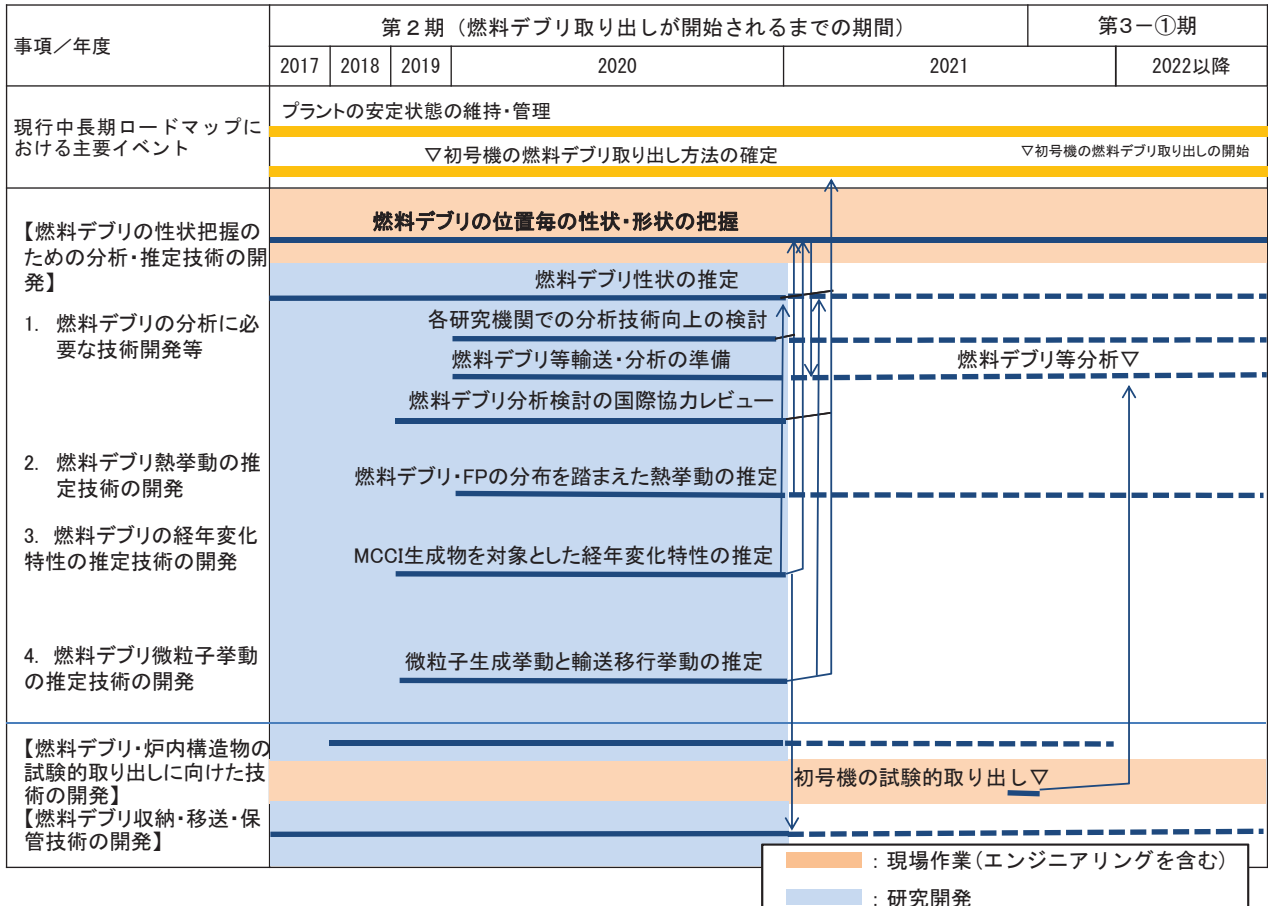
4. 燃料デブリ微粒子挙動の推定技術の開発

燃料デブリから発生する放射性微粒子による燃料デブリ取り出しシステムへの影響を検討するため、放射性飛散微粒子の生成挙動並びに気相、気液界面及び液相中の輸送移行挙動等について試験等を行い、結果の検討・評価を行う。試験は取り扱いに注意を要する燃料成分の実データの取得を図る。また、燃料デブリ取り出しシステムの検討に資するように関連プロジェクトと連携を取りながら進める。

目標達成を判断する主な指標の設定(2020年度)

- 燃料デブリの分析の準備(2020年度)
- 最新の情報を踏まえた「燃料デブリ性状推定」の高度化(2020年度)
- 燃料デブリ経年変化特性に係る推定結果・データ等の取りまとめ(2020年度)
- 放射性飛散微粒子挙動に係る推定結果・データ等の取りまとめ(2020年度)

(目標工程)1-①: 燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発



1-②: 原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発

目的

原子炉格納容器(PCV)内の燃料デブリの分布、ペDESTAL内外の状況を従来よりも広範囲に精度良く調査するために、装置やより高度な調査技術の開発を行い、実証する。

実施内容

OPCV内のペDESTAL内外の燃料デブリの分布・形態、PCV内の構造物等の状況を、従来より確度高く把握するために、調査のためのアクセス・調査装置の規模を閉じ込め機能を確保しつつ大型化し、視覚や計測に関する調査技術適用を高度化して、実プラントでの高線量下、高汚染下、不確定要素を多分に含む環境条件下での遠隔作業となる技術的難度の高い現場調査(現地実証)に向けた開発を行う。
 ○本研究開発は事業者エンジニアリングと連携して実施し、成果は事業者の実施するエンジニアリングに活用される。

1. 調査計画・開発計画の策定・更新

①堆積物対策を前提としたPCV内部詳細調査

従来のPCV内部調査で使用されたPCV貫通部よりも大きな直径の貫通部をX-2ペネトレーションに設けて、PCV内部に各種調査装置を搭載した水中ROV型のアクセス・調査装置を投入し、ペDESTAL外の底部を始めとするPCV内部を詳細に調査し、堆積物の分布や堆積物下部に存在する可能性のある燃料デブリの分布、炉内構造物の状況等、PCV内部の詳細調査の計画を策定、更新する。なお貫通部等を設ける際に放射性ダスト飛散の対策が必要となったことから、ダスト飛散の対策も含めた計画を策定する。

②ペDESTALのCRD開口部からのペDESTAL内部調査

上記①において構築された、X-2ペネトレーションのアクセスルートからPCV内部に入り、1階のグレーチング上を移動して、ペDESTAL CRD開口部からペDESTAL内へ進入し、ペDESTAL内の底部及び上方(CRDハウジング等)の調査を行うアクセス・調査装置の開発計画とそれらを用いた調査計画を策定、更新する。

上記①及び②の計画には、アクセス・調査装置と調査技術の組み合わせ試験、現場状況を考慮したモックアップ試験、作業訓練、現場におけるPCV内へのアクセスルートの構築、及び現場実証(現場調査)を含めたものとする。

なお、策定した計画については、最新の現場情報や内部調査結果等も考慮し、継続的な見直しを行い、必要に応じてアクセス・調査装置や調査技術の新たな開発計画を策定し、アクセス・調査装置及び調査技術の改良を行う。

2. アクセス・調査装置及び調査技術の現場実証

①堆積物対策を前提としたPCV内部詳細調査

1項①で策定、更新した調査計画に基づき、必要に応じてアクセス・調査装置及び調査技術の現場最適化を図りつつ、現場実証(現場調査)を行う。

②ペDESTALのCRD開口部からのペDESTAL内部調査

1項②で策定、更新した開発計画に基づき、アクセス・調査装置の概念設計を行い成立性を確認した上で、詳細設計、製作、検証試験(単体)及びモックアップ試験を行う。さらに、必要に応じて現場実証(現場調査)を行う。

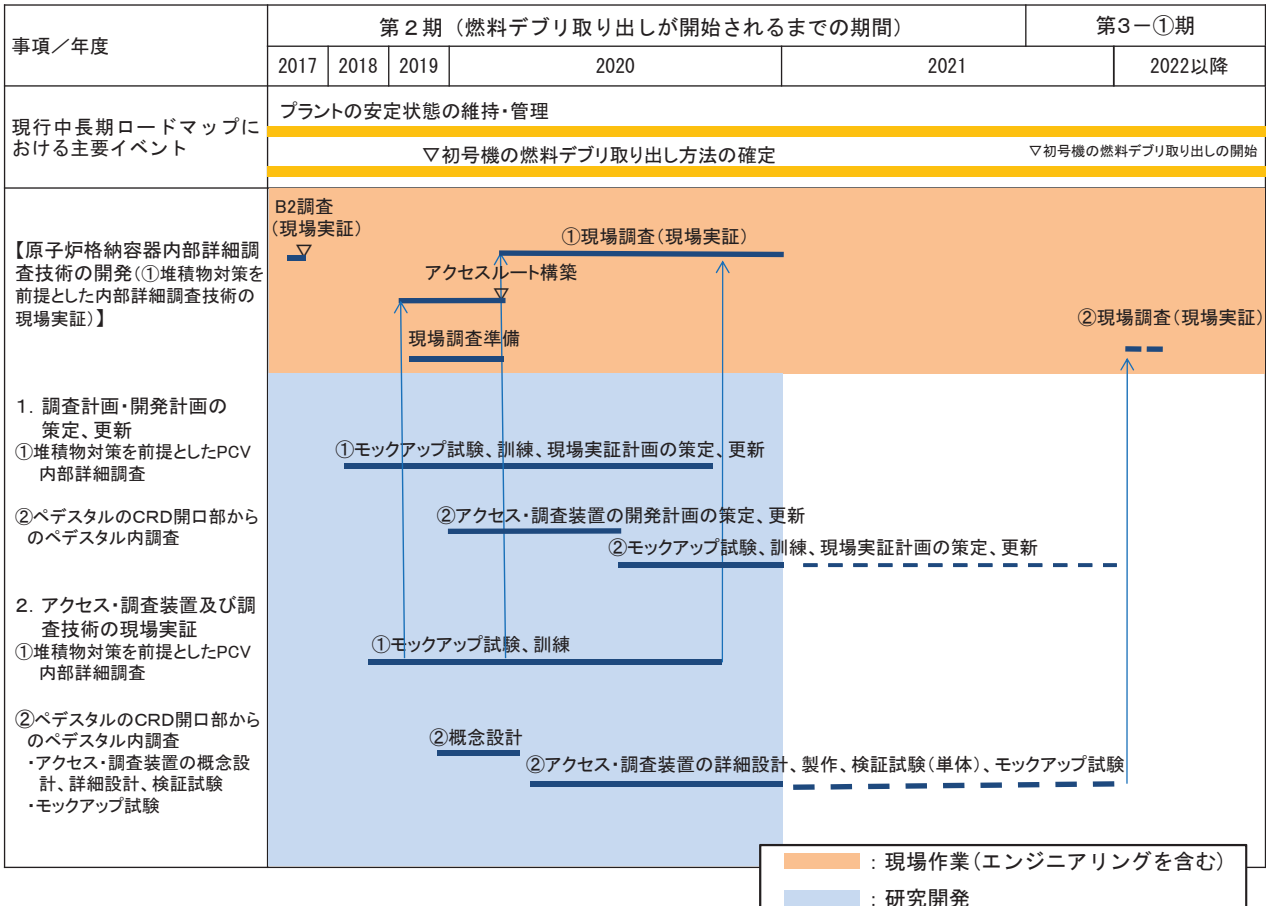
なお、現場実証においては、事業者と十分調整、協力して行うこととする。

※本事業では、2019年度まで実施された「原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発(堆積物対策を前提としたPCV内部詳細調査(現場実証))」の成果を踏まえて、行うこととする。

目標達成を判断する主な指標の設定(2020年度)

- ・ ①堆積物対策を前提としたPCV内部調査の現場実証(2020年度)
- ・ ②ペDESTALのCRD開口部からのペDESTAL内部調査用アクセス・調査装置の概念設計(2020年度)

(目標工程) 1-②: 原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発(①堆積物対策を前提とした内部詳細調査技術の現場実証)



1-③: 原子炉圧力容器内部調査技術の開発

目的

原子炉圧力容器 (RPV) 内部の燃料デブリ取り出しの検討に資するため、RPV内部の燃料デブリ等の状況を把握するための調査技術を開発する。

実施内容

○RPV内の状況や線量等の内部状態を確認するため、高線量下、高汚染下等の環境条件での遠隔操作による閉じ込め機能を確保しつつアクセスルート構築(新規の開口作業等)を行う穴開け装置やRPV内部へ調査用機器類を送り込むための装置・システムを開発する。
○本研究開発は事業者エンジニアリングと連携して実施し、成果は事業者の実施するエンジニアリングに活用される。

1. 下部アクセス調査工法の開発

①下部アクセス・調査計画及びアクセス・調査装置の開発計画の策定

RPVの下側からRPV底部の開口部の有無等の状態を調査し、開口部が確認できた場合には、開口部から調査装置をRPV内に挿入し、RPV内側底部の状況を調査する調査計画を策定し、調査に用いる下部アクセス・調査装置の開発計画を策定する。

なお、RPV底部へのアクセスルートとしては、原子炉格納容器(PCV)内部調査のために構築されたPCV内部へのアクセスルート等も参考にする。

②下部アクセス・調査装置の概念検討

①で策定した調査及び開発計画に基づき、下部アクセス・調査装置の概念検討を行う。なお必要に応じて、概念検討に必要な要素試験を行うこととする。

2. 上部アクセス調査工法における加工技術の高度化

2019年度までに開発した上部アクセス調査工法の実機適用性向上を図るため、アクセスルート構築のための新規の開口作業を行う加工方法として、従来のアプレッシブウォータージェット(AWJ)よりも二次廃棄物の少ない加工技術を開発する。(既存技術を応用することも可能)

なお、加工時の放射性ダスト飛散抑制方法についても考慮すること。

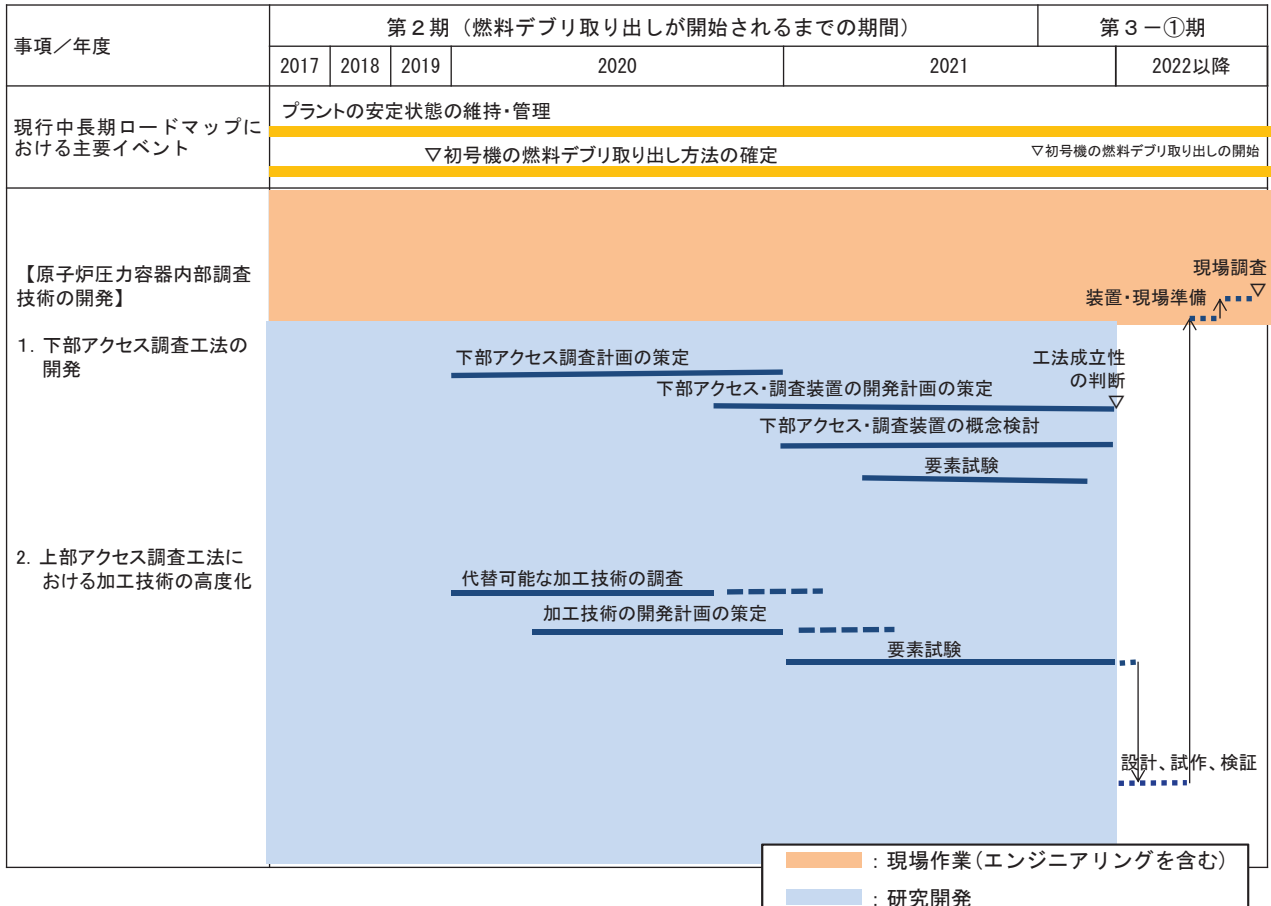
具体的には以下の内容について、実施する。

- ① 代替可能な加工技術の調査
- ② 代替可能な加工技術(複数可)の開発計画の策定
- ③ 代替可能な加工技術(複数可)の要素試験、成立性確認

目標達成を判断する主な指標の設定(2020年度/2021年度)

- ・ 下部アクセス・調査装置の概念検討(2021年度)
- ・ 代替可能な加工技術の調査、開発計画の策定(2020年度)
- ・ 代替可能な加工技術の要素試験、成立性確認(2021年度)

(目標工程) 1-③: 原子炉圧力容器内部調査技術の開発



2-①： 燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発

目的

取り出しによる燃料デブリのリスク低減及び燃料デブリ取り出し工事に係る臨界管理や装置設計、工事要領の合理化に資することを目的に、燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術を開発する。

実施内容

- 燃料デブリの取り出しは、高線量下・高汚染下、不確定要素を含む環境条件下での遠隔作業となる。段階的に規模拡大した取り出し技術開発計画、取り出し計画を策定する。また、取り出しのための燃料デブリのアクセス装置、切削・回収装置、中性子モニタシステム等の開発を行い、実機状況を模擬したモックアップ試験にて適用性を確認する。
- 本研究開発は事業者エンジニアリングと連携して実施し、成果は事業者の実施するエンジニアリングに活用される。

1. 燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発計画、取り出し計画の策定

内部調査等で得られた情報を踏まえて、燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発計画、取り出し計画を策定し、必要に応じて更新する。

- (1)燃料デブリ取り出しのための装置、システムの技術開発計画を策定、更新する。内部調査結果や現場状況を考慮して、現地における段階的に規模を拡大した取り出し計画を策定する。
- (2)安全・システムの観点から、上記の段階的に規模を拡大した取り出し工事のシステム検討、全体シナリオの策定と更新を行う。

2. 燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出しのための装置、システムの開発

2019年度までに得られた取り出し装置、システムの概念検討結果を踏まえ、実機での段階的に規模を拡大した取り出しのための装置、システムの開発を行う。

具体的には、以下の装置、システムを設計、試作し、工場内検証(単体試験)で適用性を確認する。

(2. 続き)

- ①取り出し用アクセス装置(アーム・エンクロージャ等)
- ②取り出し用アクセスルート構築装置(X-6ベネ接続構造等)
- ③燃料デブリ切削・回収装置(小石・砂状デブリ回収用、粉状デブリ切削・回収用、円柱状デブリ切削・回収用等)
- ④中性子モニタシステム(臨界近接監視用等)
- ⑤燃料デブリ収納容器の遠隔輸送台車

工場内検証された上記①～⑤の装置、システムについては、組合せ試験、実機状況を模擬したモックアップ試験に反映していく。

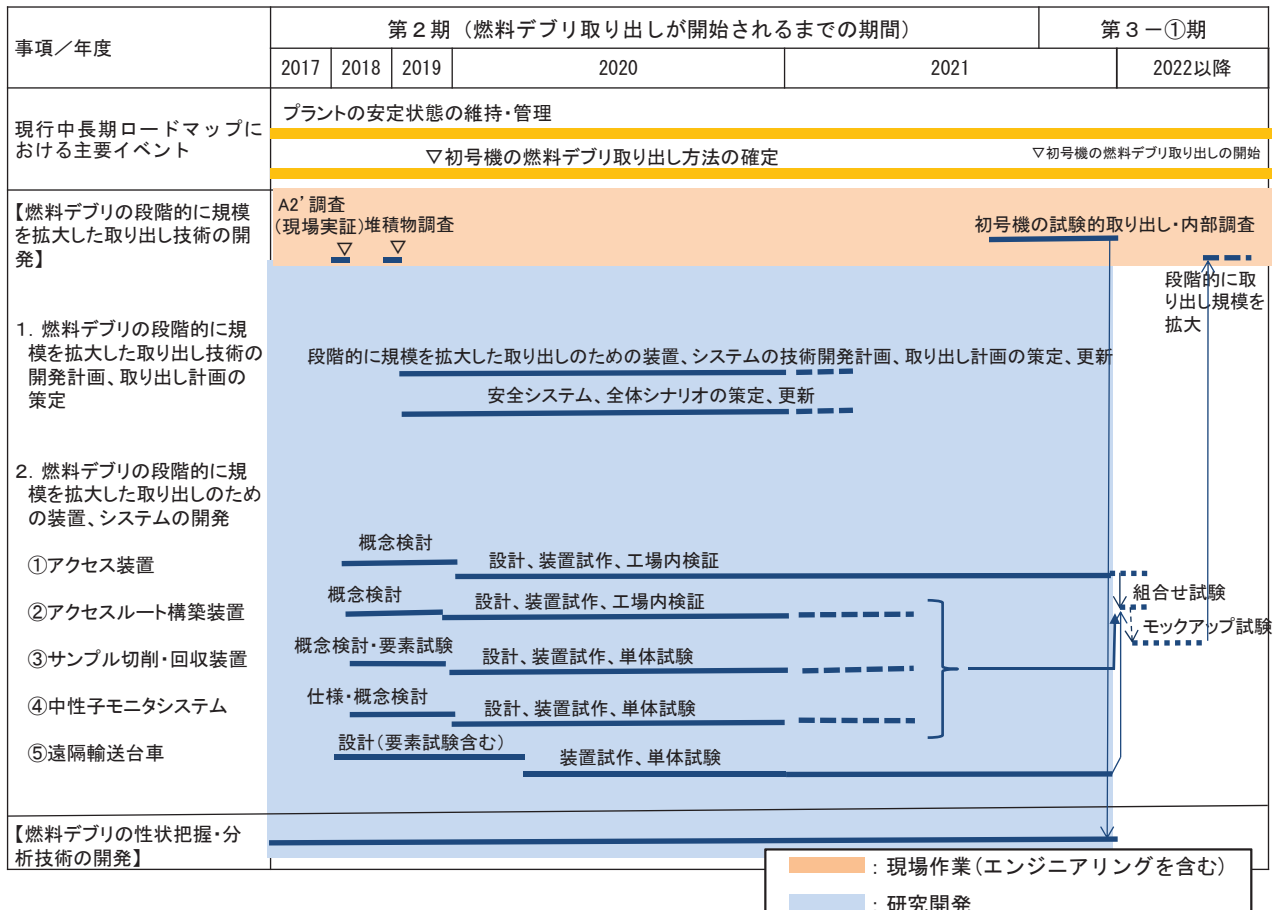
※燃料デブリの構内輸送容器、受入・払出し設備(セル等)は、事業者が準備することになるので、取り合い等について十分調整、協力して行うこととする。

※他PJの開発状況を踏まえ、適用できる技術は流用する。

目標達成を判断する主な指標の設定(2020年度/2021年度)

- ・燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発計画、取り出し計画の策定、更新(2020年度)
- ・安全システム、全体シナリオの策定、更新(2020年度)
- ・燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出しのための装置、システムの開発(設計、試作、試験)(2-①:2020年度設計まで、2-②③④:2020年度、2-⑤:2021年度)

(目標工程)2-①：燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し技術の開発



2-②：燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発(1/2)

目的

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けて必要な機器・装置及びシステム、安全確保に関わる技術について、これまでに得られた研究開発成果に基づき、必要となる要素技術開発及び試験を実施する。

実施内容

○燃料デブリ取り出しは、高線量下・高汚染下、不確定要素を含む環境条件での遠隔作業となる。取り出し規模の更なる拡大に向け、燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法及び基盤技術のこれまでの研究開発成果等を踏まえ、高線量下・高汚染下、不確定要素を含む環境条件での遠隔作業となることを見据え、アクセス構築に必要となる原子炉建屋(R/B)、原子炉格納容器(PCV)に存在する干渉物除去技術や燃料デブリ集塵、回収等の技術、閉じ込め機能維持等の安全の確保や燃料デブリ取り出し期間の継続的な作業を考慮した技術開発を行う。

○燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大における安全確保のシステムに関わる各要素技術の開発を行う。

○本研究開発は事業者エンジニアリングと連携して実施し、成果は事業者の実施するエンジニアリングに活用される。

1. 燃料デブリ取り出し工法の開発

燃料デブリへのアクセスルート構築のための技術に関して、これまでの内部調査結果等の情報を用いて開発を行う。特に、干渉物除去技術について、R/BやPCV内の機器の調査結果に基づく、ずれ、変形、破損等の状況や未調査箇所については具体的な状況を想定し(熱による変形等)、撤去を行うための技術を検討し、必要に応じ要素試験を実施する。このような観点からアクセスルート構築のための技術開発、その他の技術開発を行う。以下に各アクセス工法において想定される干渉物となる機器等を記載する。

- ① 上アクセス工法：ウェルシールドプラグ、PCVヘッド、RPVヘッド、炉内構造物等
- ② 横アクセス工法：R/B内(特にペネ周リ)、ペDESTAL外、ペDESTAL内の機器、設備、配管等

2. 燃料デブリ取り扱い技術の開発

2.1 PCV内 燃料デブリ集塵・回収システムの技術開発

燃料デブリの取り出し作業により発生するダストの集塵や堆積する燃料デブリの回収に関わる開発を行う。

- (1) 燃料デブリの切削等の加工時に発生するダストの特性に合わせた気中、液中での発生箇所でのダストの集塵システムの開発を行う。

(2)PCV内に堆積する燃料デブリの状態(ルースデブリ、汚泥状、微細(粉)デブリ、破碎/切削等の加工によるデブリ等)に応じた回収方法、容器への収納方法及びシステムを開発する。

2.2 液相内 燃料デブリ・堆積物の浄化・処理に関わる技術開発

(1) 溶解性核種の除去技術

燃料デブリから循環冷却水中に溶出すると考えられる溶解性核種の除去技術について、これまでの成果を踏まえ、候補技術の選定及びシステム設計に必要な性能試験を行う。

(2) PCV内から回収された堆積物等の処理技術

PCV内底部から回収される堆積物、及び燃料デブリ取り出し作業の循環冷却水系のフィルタ等に捕集された固形物を含む廃液等について、収納缶に収納するための処理技術について、遠隔操作、保守等を考慮した技術の開発を行う。

2.3 燃料デブリと廃棄物の仕分けに関わる技術の調査

PCV内からの取り出し物を、燃料デブリと廃棄物に仕分ける場合に必要となる技術を調査する。仕分けを行うための方法について検討し、実現性の評価について、関連PJとともに実施する。

2-②：燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発(2/2)

(注記)

燃料デブリ取り出しに関わる機器・装置及びシステムに関わる技術開発においては、以下について遠隔で扱う装置の取り扱い性、保守方法を考慮した開発を行う。

- ・高線量エリアに設置することから、遠隔での保守が原則となる。
- ・装置の汚染と必要な除染に配慮する必要がある。
- ・保守を行うための作業エリアが限られる。
- ・保守作業によって発生する廃棄物を極力抑える必要がある。
- ・臨界監視装置の設置、取扱いに配慮する必要がある。

3. 燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関わる技術開発

燃料デブリ取り出し作業時における公衆、作業員の安全を確保するために重要となる放射性物質の閉じ込め、臨界の防止、監視等の要素技術の開発を行う。

3.1 閉じ込め機能に関わる要素技術開発

- (1) 公衆、作業員の安全を確保する観点で、閉じ込め機能は重要である。燃料デブリ加工時に発生する α 核種を含むダストのPCV内での挙動の予測に係るPCV内部の気流解析と組み合わせた解析技術及びモニタリング技術等について研究開発を行う。

- (2) R/Bに設置する大型の新設設備について、既設構造物との接続部の閉じ込め機能確保のための技術開発として、接続部の構造、工法、検査、シール材等の保守等について検討し、必要な要素試験を実施して成立性を確認する。

3.2 臨界防止・監視に関わる要素技術開発

燃料デブリ取り出し作業に起因する臨界の発生を防止するためには監視しながら、慎重な取り出し作業が求められる。

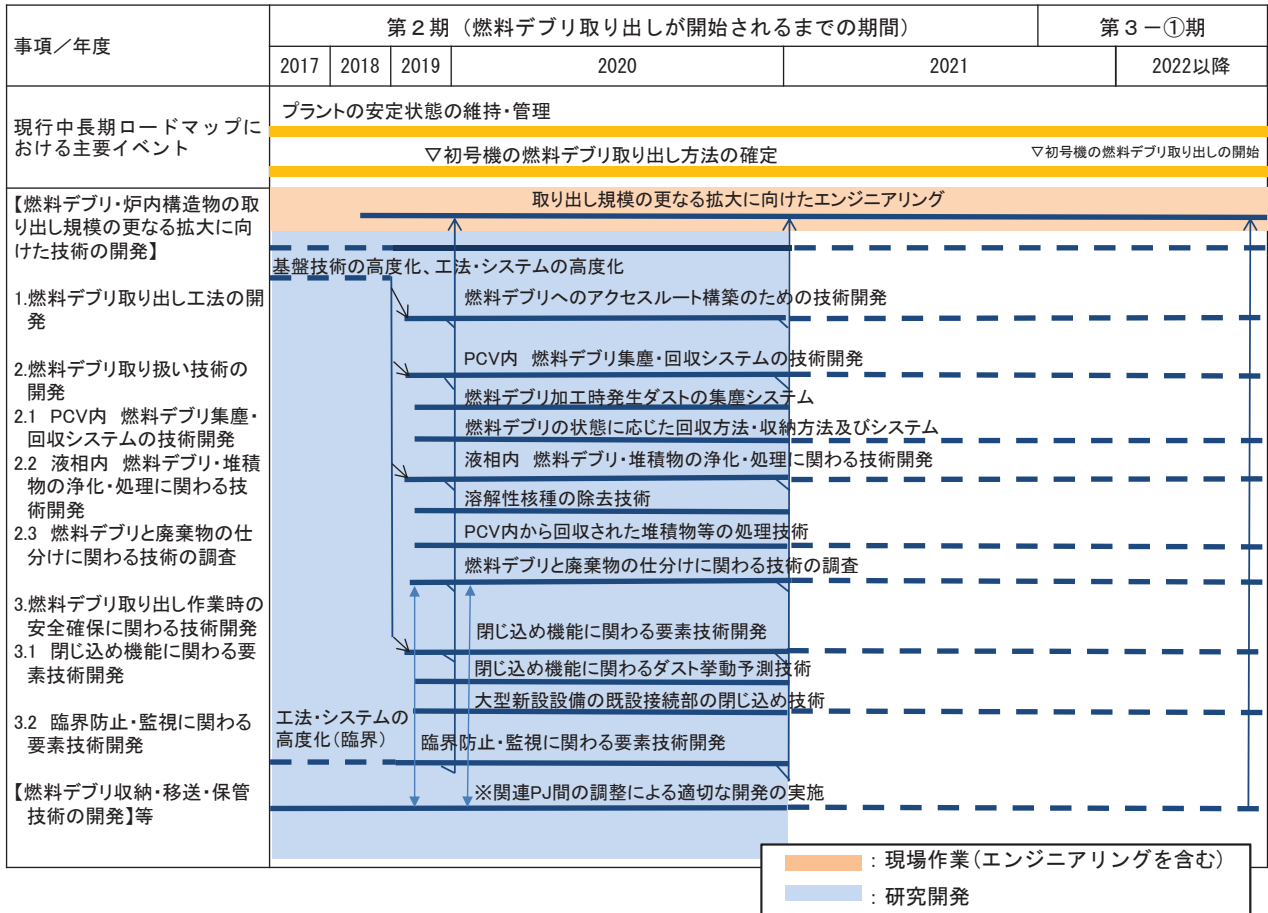
そこで、臨界近接監視技術の候補である未臨界度測定や中性子東監視等の監視技術の研究開発を行う。特に、未臨界度測定法についてはこれまでの成果を踏まえ、検証試験及び現場適用の検討を行う。

また、臨界防止技術の候補である中性子吸収材の研究開発を行う。特に非溶解性中性子吸収材による放射線影響下での構造材への腐食影響や燃料デブリ加工が吸収材の機能に与える影響等の確認、デブリの状態に応じた吸収材の使い分け等の検討を行う。

目標達成を判断する主な指標の設定(2020年度)

- ・燃料デブリへのアクセスルート構築技術の開発の実施(2020年度)
- ・燃料デブリ加工時発生ダストの集塵技術の開発の完了(2020年度)
- ・燃料デブリの状態に応じた回収、収納技術の開発の実施(2020年度)
- ・溶解性核種の除去技術の性能評価完了(2020年度)
- ・PCV内から回収された堆積物等の処理技術の開発の実施(2020年度)
- ・仕分けに必要な技術の調査と実現性検討/評価の実施(2020年度)
- ・閉じ込め機能に関わるダスト挙動予測の技術開発の完了(2020年度)・大型新設設備の既設接続部の閉じ込め技術開発の実施(2020年度)
- ・臨界防止・監視に関わる要素技術開発の完了(2020年度)

(目標工程) 2-②: 燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発



2-③: 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発

目的

燃料デブリの取り出しから保管に関わるシナリオを確立するために、取り出した燃料デブリを安全、確実かつ合理的に収納、移送、保管するためのシステムを開発する。

実施内容

- 取り出し規模の更なる拡大における燃料デブリ取り出し工法に適合した収納・移送・保管システムの概念を確立する。
- 世界最初のBWRの炉心溶融事故であり、BWR特有の構造・組成、海水注入等の影響を受けて不均一組成を有する燃料デブリについて、放射線分解で発生する可能性のある水素や核燃料物質による臨界性を考慮し、安全、確実、合理的に収納、移送を行い、健全性を維持しながら長期保管できるシステムを構築する技術開発を関連PJと調整を図りながら行う。
- 本研究開発は事業者エンジニアリングと連携して実施し、成果は事業者の実施するエンジニアリングに活用される。

1. 収納・移送・保管に係る調査及び研究計画立案

- ・ 現場状況の調査等の進捗を踏まえて研究計画を立案し、必要に応じて更新する。
- (4. 続き)

- ・ 未臨界維持状態や水素発生量の計測等、保管のための処理を評価する技術を開発する

※関連する技術開発

「燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けた技術開発」において実施する原子炉格納容器内からの取り出し物を燃料デブリと廃棄物へ仕分ける技術の調査について関連PJとともに参画して協力していく。

2. 収納技術の開発

- ・ 炉内から回収された燃料デブリ等を収納する収納缶の基本仕様/構造に基づき収納缶の試作を行うとともに、安全要求機能維持を確認するための構造検証試験の計画立案、実施とその評価を行う。

3. 移送技術の開発

燃料デブリに対する水素発生予測法を提案するために試験/解析/調査等を行い、その結果を用いて安全に移送するための移送条件(移送前計測、水素発生対策、移送方法等)を明確にする。

4. 乾燥技術/システムの開発

- ・ 実施可能な乾燥技術の検討と、その技術を用いた乾燥方法/システムについて検討を深める。

目標達成を判断する主な指標の設定(2019年度/2020年度)

- ・ 構造検証試験の計画立案と供試体の試作の着手(2019年度)及び試験の実施/評価(2020年度)
- ・ 移送条件の明確化(2020年度)
- ・ 乾燥処理技術、保管前処理評価技術の開発(2020年度)

(目標工程) 2-③: 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発

事項/年度	第2期 (燃料デブリ取り出しが開始されるまでの期間)				第3-①期	
	2017	2018	2019	2020	2021	2022以降
現行中長期ロードマップにおける主要イベント	プラントの安定状態の維持・管理					
	▽初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定				▽初号機の燃料デブリ取り出しの開始	
【燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発】	収納・移送・保管のためのエンジニアリング					
	1. 収納・移送・保管に係る調査及び研究開発立案					
	2. 収納技術の開発					
	3. 移送技術の開発					
	4. 乾燥技術/システムの開発					
【燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発】等						

: 現場作業(エンジニアリングを含む)
 : 研究開発

3: 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発 (1/2)

目的

2021年度頃までを目処に、処理・処分方策とその安全性に関する技術的見通しを得ることを目標として、事故廃棄物の特徴を考慮し、固体廃棄物*1の保管・管理方法の検討・評価、処理・処分概念の構築とその安全評価手法の開発を行う。また、これらの実施にあたって必要となる性状把握に関する検討を行う。

実施内容(全体像)

- I. 固体廃棄物の保管管理の更なる安全性向上を目的として、水処理二次廃棄物の保管・管理対策の検討及びデブリ取り出しに際して発生する固体廃棄物の保管・管理方法の検討を行う。また、 α 核種による表面汚染がある廃棄物の測定システムの開発を行う。
- II. 先行的処理方法*2の選定に資するため、工学規模の試験装置等を用い、実処理に適用できる見通しのある安定化・固定化に関する処理方法の研究開発を行う。また、処分に関する国内外の調査等に基づき、固体廃棄物に適用可能な処理技術を踏まえた処分概念の構築及び安全評価手法を開発するために必要な項目・情報を収集・整理する。
- III. 限られた分析データに基づいて性状把握が可能となるよう、分析データの代表性についての評価方法の検討等を行う。また、分析方法の簡易・迅速化、廃棄物管理全体のニーズや整合性等に資する分析データの取得・評価・管理、高線量試料採取に関する開発を進める。
- IV. 廃棄物ストリームに対し、I～IIIの研究で得られた成果を反映し、進捗、成果の整合性、及び残された課題を統合的に評価する。
本研究開発は事業者エンジニアリングと連携して実施し、成果は事業者の実施するエンジニアリングに活用される。

I. 保管・管理

1. 保管・管理方法の検討・評価

燃料デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物等の高線量廃棄物に関し、種類・物量を評価するとともに、保管方法、容器、収納方法を水素ガスの対策も含めて検討・提示する。

処理技術を抽出するため、必要な項目・情報を収集・整理し、固体廃棄物の性状に関する情報を踏まえ、各技術の多角的な比較・検討を行う。

2. 固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発

α 核種による表面汚染測定システムについて、現場適用に向けて、設計・製作を行い、モックアップ試験を行う。

2. 処分方法の提示及び安全性評価手法の開発

国内外の処分概念及び安全性評価手法の調査並びに固体廃棄物の性状に関する情報を踏まえ、一部の代表的な廃棄物ストリームを対象に複数の処分方法を検討を試行する。その上で、固体廃棄物に適用可能な処理技術を踏まえた廃棄物イメージを提示し、それに応じた処分方法及び処分方法毎の安全評価手法を構築するため、必要な項目・情報を収集・整理する。

また、処分時の安全性に影響を与える物質によるバリア性能等の劣化挙動を評価に取り込めるようにする。

II. 処理・処分概念の構築と安全評価手法の開発

1. 先行的処理方法の選定手法の構築

先行的処理方法の選定手法構築に資するため、高温処理技術及び低温処理技術について、工学規模の試験装置等を用いて、実処理に適用できる見通しのある安定化・固定化技術の抽出に必要なデータの取得・評価を行う。

3: 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発 (2/2)

III. 性状把握

1. 性状把握の効率化

固体廃棄物は事故の影響により多量かつ核種組成及び放射能濃度が多様なため、性状把握を効率的に進めるため以下に取り組む。
(1)分析データと移行モデルに基づく評価データを組み合わせて性状を把握する方法の構築

限られた分析データに基づいて性状把握が可能となるよう、分析データの代表性について評価する方法を検討する。また、統計論的インベントリ推定方法について、分析データ等との相関を調べるなど、その適用の妥当性を評価する。

(2)分析方法の簡易・迅速化等

試料前処理の合理化・自動化、分析手法の標準化等による簡易・迅速化の技術開発及びマニュアル整備に向けた検討を行う。また、処理・処分を含めた廃棄物管理全体のニーズや整合性、分析対象核種の見直し、分析試料数の最適化に資するため、分析データの取得・評価・管理等を行う。

2. サンプルング技術の開発

固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発のための分析ニーズ等を踏まえ、高線量試料の採取技術の開発を行う。セシウム吸着材の採取に関しては、モックアップ装置の設計に必要な吸着塔の穿孔・閉止等の要素技術の試験・評価を行う。

IV. 研究開発成果の統合(廃棄物ストリームの検討)

2018年度までに整理した廃棄物ストリームに対し、I～IIIの研究で得られた成果を反映し、進捗、成果の整合性、及び残された課題を統合的に評価する。

*1 固体廃棄物:事故後に発生したガレキ等や水処理二次廃棄物及び事故以前から福島第一原子力発電所に保管されていた放射性固体廃棄物を含めて、「固体廃棄物」という。
*2 先行的処理方法:処分の技術的要件が決まる前に行う、処分を念頭に置いた、安定化、固定化のための処理方法。

目標達成を判断する主な指標の設定(2020年度)

I. 保管管理

- 燃料デブリ取り出しに際して発生する固体廃棄物の種類・量の提示・取り出し作業の検討進捗に伴う改訂及び水素対策を含めた保管・管理方法の検討・提示
- 表面 α 汚染測定システムの現地適用に向けたモックアップ試験結果の提示

II. 処理・処分概念の構築と安全評価手法の開発

- 工学規模の試験装置等を用いて取得した実規模の処理に適用可能な技術の抽出に必要なデータ及びその評価結果の提示
- 技術的観点から一部の廃棄物に対する実処理に適用可能な技術の抽出
- 廃棄物イメージの提示とそれに応じた処分方法及びその安全評価手法に必要な項目・情報の整理
- 処分影響評価手法と人工バリア材への核種収着への影響評価に必要なデータの提示

III. 性状把握

- 統計論的インベントリ推定手法の提案とその妥当性の評価
- 分析方法の簡易・迅速化に係る手法の確立
- 高線量試料の採取モックアップ装置の設計に必要な吸着塔の穿孔・閉止等の要素技術の試験・評価

IV. 研究開発成果の統合

- 廃棄物ストリームを基盤とし、統合的な進捗、整合性及び課題の評価方法を構築し、それに基づく評価結果を提示

(目標工程)3: 固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発 (1/2)

事項/年度	第2期 (燃料デブリ取り出しが開始されるまでの期間)					第3-①期
	2017	2018	2019	2020	2021	2022以降
現行中長期ロードマップにおける主要イベント	△処理・処分にに関する基本的な考え方の取りまとめ 処理・処分方策とその安全性に関する技術的見通し △					
【固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発】						
I. 保管・管理	保管・管理					
1. 保管・管理方法の検討・評価						
	デブリ取出し廃棄物の物量等評価	デブリ取出し付随廃棄物の種類、物量の評価及び取り出しの検討進捗を踏まえた改訂			保管・管理方法の候補を提示	評価検討、現地 の状況に応じた 対策の検討用
	事例調査、1Fへの適用性検討、課題整理	水素対策を含めた保管・管理方法の検討・提示			ガス発生対策の候補を提示	
2. 固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発	α汚染等の測定・評価方法の調査・検討	システム化	モックアップ試験		現場適用性の確認	
II. 処理・処分概念の構築と安全評価手法の開発						
1. 先行的処理方法の選定手法の構築	調査、試験	高温処理技術及び低温処理技術について、工学規模の試験装置等を用いて、必要なデータの取得・評価			処理技術毎の廃棄体の概略仕様の整理	
		多角的な評価のための情報の収集・整理、課題の提示	技術的観点による実処理に適用可能な技術の抽出(一部の廃棄物対象)		処理技術の適用範囲の抽出、先行的処理方法選定手法の構築	
2. 処分方法の提示及び安全性評価手法の開発	国内外の処分方策の調査	処分概念等の検討	廃棄体イメージの提示、処分方法毎の情報の整理		安全評価手法に必要な項目・	
	処分影響物質等に関する検討	主要影響物質に関する影響評価用データの取得、影響評価手法の改良				
	 : 現場作業(エンジニアリングを含む) : 研究開発					

(目標工程)3: 固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発 (2/2)

事項/年度	第2期 (燃料デブリ取り出しが開始されるまでの期間)					第3-①期
	2017	2018	2019	2020	2021	2022以降
現行中長期ロードマップにおける主要イベント	△処理・処分にに関する基本的な考え方の取りまとめ 処理・処分方策とその安全性に関する技術的見通し △					
III. 性状把握						
1. 性状把握の効率化						
(1)分析データと移行モデルに基づく評価データを組み合わせる性状を把握する方法の構築	分析データの反映	分析データと移行モデルに基づく評価データを組み合わせて性状を把握する方法の構築			必要な精度を有する効率的な分析方法の確立	
(2)分析方法の簡易迅速化	分析方法の簡易・迅速化、マニュアル整備に向けた手法検討・提案、廃棄物管理全体のニーズや整合性等に資するための分析データの取得・評価・管理等				大熊第1棟への反映	
2. サンプルング技術の開発	試料採取	モックアップ装置設計に必要な要素試験・評価			製作・採取試験	
IV. 研究開発成果の統合						
廃棄物ストリームの検討	原案作成、成果の反映、見直し	研究開発の統合的な進捗、整合性、課題評価			研究開発の進捗を踏まえた評価	
	 : 現場作業(エンジニアリングを含む) : 研究開発					

(参考)

2019 年度研究開発プロジェクトの進捗状況

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発 (2020年2月末時点における進捗状況)

福島第一原子力発電所（1F）の原子炉格納容器内部調査において取得された付着物等の分析結果や事故当時の状況等から、燃料デブリの性状推定に着手した。燃料デブリの取り出し時の加工の際に生成する放射性微粒子の生成挙動データ取得の試験準備を行うとともに、移行挙動について模擬物質を用いた試験によりデータを採取した。

実施内容及び成果

(1) 燃料デブリ性状の分析に必要な技術開発等

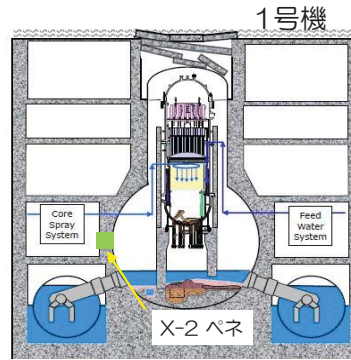
1号機X-2ベネトレーション（X-2ベネ）堆積物除去治具のスマヤサンプル等、1Fの原子炉格納容器内部調査において取得された付着物等のサンプルを輸送し分析に着手した。（図1）また、2018年度までに実施した、付着物等サンプルの硝酸溶解時に生じた残渣の成分分析を行った。一方、分析の効率化の検討として、将来の試験的取り出し時に得られる少量の分析サンプルを対象にした分析フローに関してケーススタディを行い、具体的な分析項目や分析フローに関して情報を整理した。

国内の有識者を中心に専門家会議を編成し、付着物等サンプルの分析結果等の既存情報を紹介し、今後の燃料デブリ分析の進め方や燃料デブリ取り出しリスクの評価の方法等を議論し、事業の効果的な進め方について意見をいただいた。JAEAと廃炉事業者（東京電力HD株）による検討タスクフォースを編成し、1～3号機の領域ごとに燃料デブリの特徴を議論し、燃料デブリの特性リストの高度化の骨子を整備した。そのリストに基づき、燃料デブリ取り出しの際のリスクの抽出に着手した。

(2) 燃料デブリ微粒子挙動の推定技術の開発

燃料デブリの取り出し時の加工に伴い生成する燃料デブリ微粒子の生成挙動を調査するために、仏国と協力し、大型サンプルを加工した際に生成する微粒子を捕集するための試験装置を設置するとともに、試験に供する模擬燃料デブリ試験体を準備した。また放射性粒子の生成挙動において、プルトニウムとウランの挙動の類似点・相違点を確認するために、プルトニウム及びウランを含有する模擬燃料デブリ試験体を用いた、加工試験のための小型試験装置を整備した。さらに国内原子力施設における放射性微粒子の飛散事例の調査を行い、既存の知見を整理した。

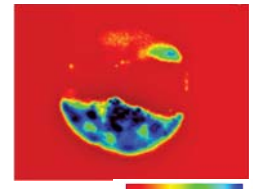
放射性微粒子の液相から気相への移行挙動については、模擬物質を用いた試験にて微粒子の移行率の測定を実施した。放射性微粒子の液相中での移行挙動については、模擬物質を用いた微粒子の沈降率の測定を実施するとともに、数値流体力学（CFD）シミュレーションを用いた微粒子の移行距離の評価モデルを構築し計算に着手した。



サンプル採取位置：1号機X-2ベネ



1号機X-2ベネ堆積物除去治具のスマヤ
外観（直径約5cm）



イメージングプレート測定結果

図1 輸送した付着物等サンプルの一例
(サンプル採取位置、外観、イメージングプレート測定結果)

課題及び今後の方向性

2019年度に引き続き、付着物等サンプルの分析を行い、得られた知見を高度化した燃料デブリの特性リストに集約し、廃炉事業者と協力して、燃料デブリ生成プロセスと取り出しリスクについて検討を進める。

放射性微粒子の生成挙動について、2019年度に整備した試験装置及び模擬燃料デブリ試験体を用いて、放射性微粒子の生成挙動データを取得し、評価していく。また放射性微粒子の移行挙動について、模擬物質を用いた試験を継続し、気液界面及び液相における移行挙動について評価するとともに、CFDシミュレーションにより構築したモデルを用いて液相中の微粒子の移行距離を評価する。

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発） (東芝エネルギーシステムズ株式会社) (2020年2月末までの進捗状況)

1F燃料デブリの取り出しや保管において、燃料デブリの性状や長期間の安定性を把握することが重要である。本プロジェクトでは、燃料デブリの長期的な経年変化挙動を予測するため、原子炉格納容器内等で想定される環境における経年変化要因を踏まえて評価方法を立案し、模擬燃料デブリを用いた試験データの取得により化学的経年変化が生じる条件範囲を明らかにし、経年変化の推定を行う。

実施内容及び成果

(1) 燃料デブリの経年変化現象を確認するための試験方法立案

1) 経年変化要因の設定および評価方法立案

- 国内外で保管されているスリーマイル島原子力発電所2号機（TMI-2）の燃料デブリ、及び一部微粒子が生じたチェルノブイリ原発の燃料デブリ等の知見を踏まえ、1F燃料デブリの経年変化によって今後の廃炉工程に影響を及ぼし得る事象として、**塊状デブリの崩壊（バルク崩壊）による浮遊性微粒子の発生リスクに着目**。
- 微粒子発生要因として、**1F燃料デブリに含まれる成分（Fe、Zr、 UO_2 ）の酸化進行や、水中での成分溶出による体積変化**を選定。
- 広く想定した1F燃料デブリ性状のうち、着目したメカニズムを発現すると考えられる模擬燃料デブリを作製し、**今後の廃炉工程（取り出し～保管）で燃料デブリが置かれる環境における変化の程度を酸化試験及び溶出試験にて確認**。

2) 燃料デブリの経年変化評価試験

- 酸化試験、溶出試験に用いる試験装置の製作を完了。
- 2019年度に実施する第1期試験に供する全9種の模擬燃料デブリの製作を完了、酸化試験及び溶出試験データの取得を進めている。
- （図1に試験前後の模擬燃料デブリ外観例、図2に試験片の観察例、図3に酸化試験による微粉発生例を示す。）

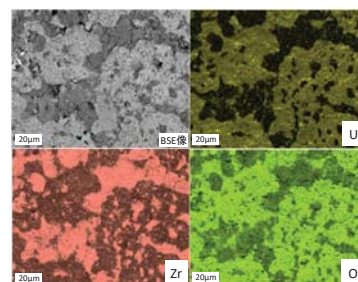


図2 金属性Zrと酸化ウランの2相に分離させた模擬燃料デブリ試験片の電子顕微鏡観察例

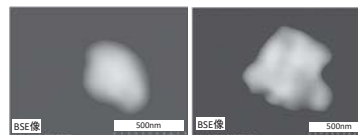


図3 金属性Zrと酸化ウランの2相に分離させた模擬燃料デブリ試験片の酸化試験後に生じたU含有微粉の電子顕微鏡観察例

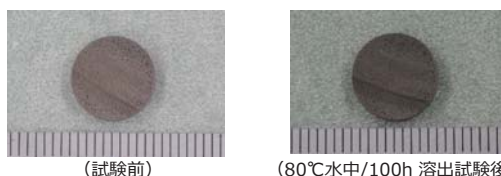


図1 酸化ウランと酸化Zrが混合した模擬燃料デブリの試験片外観例

課題及び今後の方向性

- 取得した試験データに基づいて、経年変化の発生有無および条件範囲を確認するとともに、引き続き2020年度に実施する第2期試験計画を立案し、試験評価を継続実施する。
- 燃料デブリの微粒子発生量の経年変化量を推定し、影響を検討する予定。

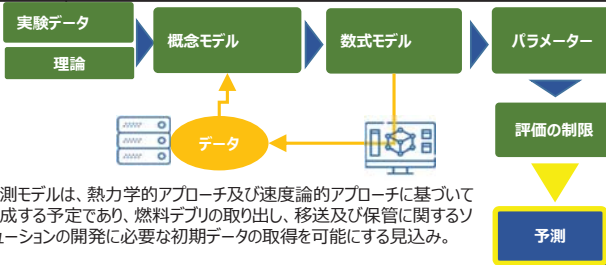
**燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（燃料デブリの経年変化特性の推定技術の開発）（TENEX）
（2020年2月末までの進捗状況）**

燃料デブリの経年変化に起因する微粒化や形態変化、水中への移行挙動等に関する知見を取得し、燃料デブリの長期的な経年変化挙動の予測を行った。

事業概要、得られた成果

平成27・28年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業」に関する「燃料デブリの性状把握・分析技術の開発（燃料デブリの経年変化特性の推定）」に係る補助事業では、Cm含有試料を利用して燃料デブリの経年変化の要因として放射線影響等の研究を行った。その結果、放射線により予測モデルの制限50年以内に燃料デブリの表面において化学反応（U-Zr-Fe-Si-O系における成分の溶解及び酸化）が起こり、経年変化が加速される可能性があることが明らかになった。

第1段階	研究プログラム開発（2019年第3四半期～2020年第1四半期） <ul style="list-style-type: none"> 水溶液との長期接触後の高レベル放射性廃棄物固化ガラスマトリックスの化学的安定性に関する研究の分析。 スリーマイル島原子力発電所2号機（TMI-2）及びチェルノブイリ原子力発電所（ChNPP）における事故進展過程での燃料デブリの特性の変化の研究実績の分析。 経年変化の要因の解明及び経年変化の方法論の開発。
第2段階	試料の作製（2019年第3四半期～2020年第1四半期） <ul style="list-style-type: none"> コールド/ホット試料の初期特性評価 実験インフラの準備
第3段階	実験の実施（2020年第1四半期～2020年第4四半期） 実験データ解析 <ul style="list-style-type: none"> 成分の溶解、U（VI）の酸化 X線回折法（XRD）、走査電子顕微鏡（SEM）、pH、酸化還元電位、密度、気孔率等 水環境、大気、pHにおける溶存酸素濃度の依存性 劣化率変化の依存関係
第4段階	経年変化予測の数式モデルの開発（2020年第2四半期～2021年第1四半期） <ul style="list-style-type: none"> 選定した二つの経年変化のメカニズム：U(IV)→U(VI)の酸化及び模擬燃料デブリの成分の接触溶液への放出



実施済みの作業一覧（主要な成果）

- ロシア国内・海外における高レベル放射性廃棄物のガラス固化体に関する既存の研究の実績の調査を行った。
- 試料作製のテストプログラムが開発された（予測モデルの要件を考慮した。溶融燃料とコンクリートの相互作用の種々の段階を反映するために大サイズの試料の組成を検討した。基本の予測モデルの概要を作成した）
- 全組成の試料（コールド試料、Pu添加ホット試料）を完成させ、その切断を実施した。
- 試料の特性評価の手順は実施中の研究プログラムによって決定された：SEM, XRD, 組成試験等



大サイズのコールド試料の作製

垂直方向で行った1センチのステップカット後のインゴット

小サイズの試料は、インゴットをダイヤモンドカッターを用いて機械的に切断して得られた1辺が10mmの立方体の断片（各小サイズの試料の推定質量は5～8g）である。試料当たりの総質量は300gである。

課題及び今後の方向性

- 加速経年変化試験（酸化及び溶解の要因）
- 実験データの調査
- 水中溶存酸素濃度、過酸化水素濃度、pH、温度及びZr/Si比に依存する燃料デブリの溶解及び酸化の試料の研究
- 種々の環境の下で1Fの燃料デブリの経年変化の可能性の評価
- 予測の数式モデルの開発
- 燃料デブリが発生した時点から10年、20年、30年、50年後に推定される変化の包括的な予測。
- 燃料デブリの取り出し、移送及び保管に関する調査

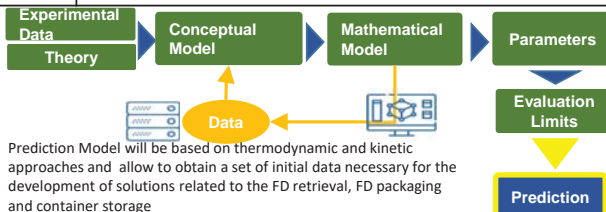
**Development of Analysis and Estimation Technology for Characterization of Fuel Debris
(Development of Estimation Technology of Aging Properties of Fuel Debris) (TENEX) (Progress by End of 02/20)**

Obtaining knowledge regarding micronization, morphological change and migration behavior into water due to aging of fuel debris, and predict long-term aging behavior of fuel debris.

Project Outline and Outcomes

Past FY2017-FY2018 works studied radiation aging factor of FD with Cm-containing model samples. Project showed that radiation factor can accelerate aging by inducing chemical reactions on FD surface within prediction model limits of 50 years: dissolution of components and oxidation in U-Zr-Fe-Si-O system

1 Stage	Research program development (Q3 2019-Q1 2020) <ul style="list-style-type: none"> Analyze studies of vitrified HLW matrices chemical stability after prolonged contact with aqueous solutions Analyze experience of studying real fuel debris properties changes Determine aging factors and develop aging methodology
2 Stage	Model samples manufacturing (Q3 2019-Q1 2020) <ul style="list-style-type: none"> Cold / hot samples initial characterization Experiments infrastructure preparation
3 Stage	Tests implementation (Q1 2020-Q4 2020) Experimental data analysis: <ul style="list-style-type: none"> Components dissolution, U (VI) oxidation XRD, SEM, pH, Oxidation-Reduction Potential (ORP), density, porosity, etc. Dependence of dissolved oxygen concentration in aquatic environment, atmosphere, pH Degradation rates changes dependences
4 Stage	Development of the mathematical prediction aging model (Q2 2020-Q1 2021) <ul style="list-style-type: none"> Two selected mechanisms of aging: oxidation of U (IV)→U(VI) & model Fuel Debris components release into a contact solution



The list of implemented works (main results)

- Review of the Russian and international experience in the field of vitrified HLW studies completed;
- Test program of samples manufacturing developed (mathematical model requirements taken into account; 'large' samples compositions modified to reflect different stages of Corium-Concrete interaction; base mathematical model described);
- All sample compositions (cold sample, hot sample including Pu) prepared, cutting implemented;
- sample characterization procedure determined by the Research Program in progress: SEM, XRD, composition tests etc.



Large-sized Cold Samples Preparation

Ingot after the 1cm step cutting in perpendicular direction

Small-sized samples are made of ingots by mechanical cutting with diamond thread into cubic fragments with an edge of 10 mm (the estimated mass of each small-sized sample is 5 to 8 g) with a total mass of 300 g per sample.

Remaining issues/challenges and what to do in future

- Accelerated aging test (oxidation and dissolution factors);
- Experimental data study;
- Study of model samples of FD dissolution and oxidation depending on dissolved oxygen concentration in water, hydrogen peroxide concentration, pH, temperature, Zr/Si ratio;
- Evaluation of aging possibility of F1 debris below respective environments;
- Development of mathematical prediction model;
- Comprehensive forecasting on aging for respective periods 10, 20, 30, 50 years;
- Investigation on FD retrieval, transportation, and storage

原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発(堆積物対策を前提とした内部詳細調査技術の現場実証)
(2020年2月末時点における進捗状況)

1号機の原子炉格納容器(PCV)内部詳細調査に向けて、「原子炉格納容器内部調査技術の開発」で開発したアクセスルート構築と詳細調査に係る装置等を用いたモックアップ試験、作業訓練及び現場実証を実施した。アクセスルート構築については現場実証の内扉穿孔を開始した。また、詳細調査についてはモックアップ試験を実施し、その結果を調査計画に反映した。

実施内容及び成果

1. 調査計画・開発計画の策定

原子炉格納容器(以下、PCV)内部詳細調査で使用する6種類の水中遊泳型調査装置による調査と、それを実現するためのモックアップ試験と作業訓練の詳細計画を検討した。

2. アクセス・調査装置及び調査技術の現場実証

(1) PCV内アクセスルート構築

エアロック外扉の3箇所新たなバウンダリとなる隔離弁などを接続(図1)後、PCV内部と隔離した状態で外扉と内扉の貫通穿孔を実施した。内扉貫通穿孔では、ダスト上昇対策として、段階的に切断範囲を拡大する方法に切断計画を見直し、内扉の3箇所の穿孔箇所のうち1箇所を穿孔した。

(2) PCV内部詳細調査

実規模大のモックアップ試験設備を製作し、6種類の水中遊泳型調査装置を用いてモックアップ試験を実施し、成立性及作業手順を確認した(図2:ガイドリング取付可否検証結果)。

(3) グレーチング上からペDESTAL内への進入・調査技術開発
グレーチング上を移動しペDESTAL内へ進入、調査する技術の開発に着手した。

今後の展開

アクセスルート構築の現場実証を継続し、水中遊泳型調査装置による調査に向けて準備を進める。



図1 隔離弁接続作業

実機でのガイドリング取付可否		取付可			取付不可
ガイドリングに発生する想定事象	表面状態 (デジタルカメラで撮影)	錆なし鉄板(防錆材)	錆あり(ふくれ:なし)	錆あり(ふくれ:あり)	錆あり(ふくれ:あり)
	測定方向				
脱落	吸着力(鉛直方向)	○(20 kgf以上)	○(20 kgf以上)	△(12.8 kgf)	
すべり	摩擦力(水平方向)	○(20 kgf以上)	○(20 kgf以上)	×(6.8 kgf)	
回転	摩擦力(回転方向)	○(8.3 kgf)	○(8.9 kgf)	×(3.6 kgf)	

図2 水中遊泳型調査装置作業成立性確認結果例
(ガイドリング取付可否検証結果)



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

原子炉格納容器内部詳細調査技術の開発(X-6ペネトレーションを用いた内部詳細調査技術の現場実証)
(2020年2月末時点における進捗状況)

2号機原子炉格納容器(PCV)内部詳細調査の現場実証に向けて調査手順の検討、アーム型アクセス・調査装置の組立、モックアップ試験の試験設備の製作、アクセスルートを構築するための装置のモックアップ試験を実施した。

【実施内容及び成果】

1. 調査計画・開発計画の策定

先行調査映像なども考慮し、アクセス・調査装置の詳細手順検討を策定。調査成立性向上の観点からワンドとPCV内部構造物との干渉リスク対応として短尺ワンドを追加製作中。

2. アクセス・調査装置の一部製作、全体組立及び工場検証試験

全体組立が完了(図1参照)し、工場検証試験を実施中。

3. アクセス・調査装置及び調査技術の現場実証

(1) 現場状況を考慮したモックアップ試験

アクセス・モックアップ試験設備の製作が完了(図2参照)。

(2) 現場におけるPCV内へのアクセスルート構築の試験や作業訓練

・遠隔操作でX-6ペネトレーションに接続する隔離弁付連結管(X-6ペネ接続構造)について、装置改良を実施。更に、隔離部屋*との組合せ試験を完了。
*X-6ペネトレーション解放時のバウンダリを構成し、隔離弁付連結管等の装置を搬入するための部屋

・アクセスルートを構築する関連機器の据付/撤去の作業検証試験が完了。
・X-6ペネトレーション内の堆積物等を除去する装置について、製作とモックアップ試験が完了。

(3) 現場実証(現場調査)

現地環境条件(線量、距離制約等)を考慮して配置計画を立案。

【課題及び今後の方向性】

次年度以降は、アクセス・調査装置のモックアップ試験、作業訓練、アクセスルート構築に関する作業訓練を実施し、内部詳細調査を実施する。

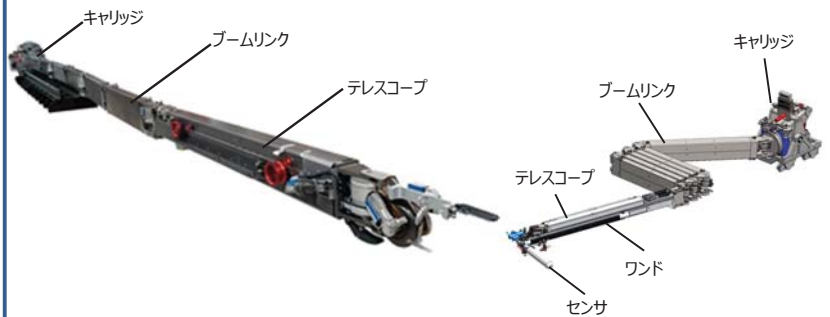


図1 アクセス・調査装置の組立状況

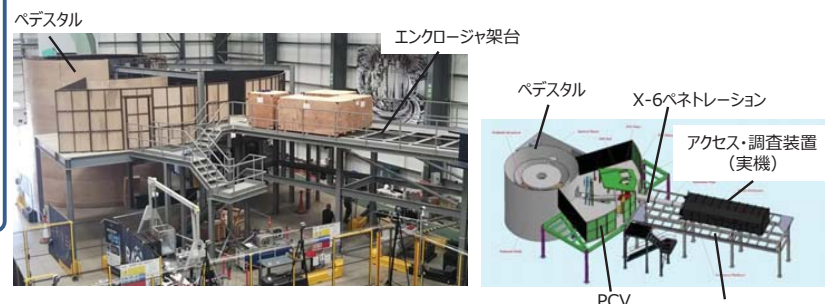


図2 モックアップ試験設備の製作状況



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

原子炉圧力容器内部調査技術の開発 (2020年2月末時点における進捗状況)

燃料デブリ取り出し装置の詳細設計に資する情報取得のための原子炉圧力容器(RPV)内部調査において、調査における安全要求の整理を実施し、設計へ反映した。また、RPV上部及び側面から穴を開けて炉心にアクセスして燃料デブリの状況や線量率等を調査する工法について装置・システムに関する試作・要素試験を実施し、設備仕様を策定した。

実施内容及び成果

1. 調査計画・開発計画の策定

・現在各号機で計画されている現場作業等、RPV内部調査の前後で実施が想定される工程・作業ステップを整理し、上部穴開け調査及び側面穴開け調査実施までに必要な課題や検討事項を抽出した。

2. 工法計画の立案

・安全要求の整理として、気相部の閉じ込めに対するリスクとなる作業ステップに対し、気流解析を用いた被ばく評価モデルを構築し、構造物加工時の放射性ガスの環境への影響評価を実施し、対策の要否を検討した。

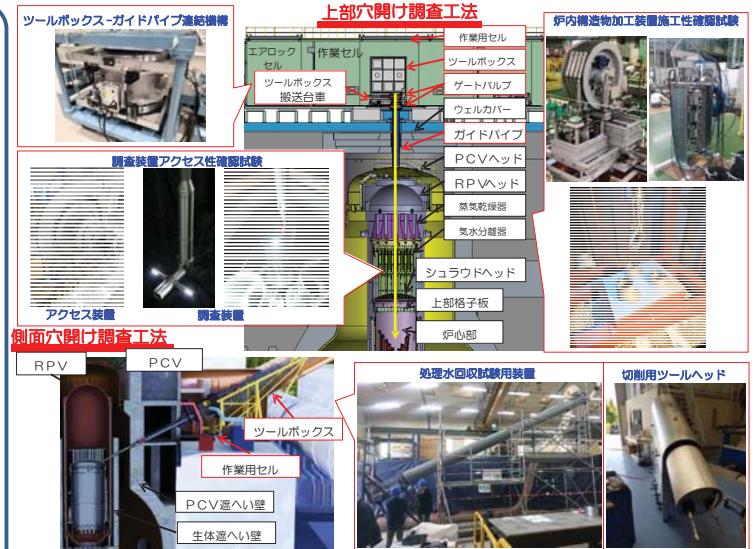
・通常状態における安全機能は、PCVによる1次バウンダリによる気相中の放射性物質の閉じ込め機能であり、異常事象として当該安全機能の喪失を仮定し、その事象の検知・対応策の立案、必要となる設備の検討を実施した。

3. 調査用付帯システムの検討

・PCV内の負圧維持に必要なガス管理や窒素供給システム、水処理システムなど、調査の実施や安全の観点で必要となる付帯システムに対して、ツールボックス・ガイドパイプへの隔離弁設置、作業用セル・原子炉ウェルへのダストモニタリング設置等、異常の検知やその対応策等、必要な仕様を抽出し、要求仕様として整理した。

4. アクセス装置・調査装置の開発

・上部/側面穴開け調査の各工法に関する要素技術について、過年度までに抽出した課題への対策等を反映した装置仕様の妥当性を確認するための要素試験を実施し、結果を設備仕様へ反映した。



課題及び今後の方向性

- ・他工事の進捗や事前に実施する事前現地調査等、環境情報や現場の取合状況、燃料デブリ取り出しに向けた今後の計画等を集約することで、現場状況に即した調査計画、設備仕様へ見直しを行う。
- ・上部穴開け調査工法の実機適用性向上を図るため、二次廃棄物の少ない加工技術適用の検討を行う。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けたサンプリング技術の開発 (2020年2月末時点における進捗状況)

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出し工事に係る臨界管理や装置設計、工事要領の合理化に資することを目的に、実燃料デブリをサンプリングする技術を開発中である。サンプリング用装置、システムは基本設計を行っており、その内、アクセスルート構築装置については製作設計に着手した。又、サンプル回収装置は製作中で、一部は工場内検証を実施している。

実施内容及び成果

1. 燃料デブリサンプリング技術の開発計画、サンプリング計画の策定

以下の観点でサンプリングシナリオを検討・更新した。

- ①少量サンプル回収からグローブボックスへの搬送に至るまでのリスクアセスメントを行い、デブリ漏えい対策や課題を具体化した。
- ②プラットフォーム上の付着デブリもサンプリング対象に加えてアクセス装置の開発計画を策定した。また、原子炉格納容器(PCV)内部詳細調査PJの開発状況からサンプリング用アーム・エンクロージャの開発スケジュールを策定した。
- ③プラットフォーム上での付着デブリの切削回収を想定した切削粉飛散率試験を実施。結果を今後、切削粉状サンプル回収装置の設計に反映する。また、コアボーリング時の臨界近接監視方法について具体化し、中性子モニタの設計に反映した。

2. PCV内燃料デブリサンプリングのための装置、システムの開発

(1) 少量サンプリングのためのサンプル回収装置の開発

「金ブラシ方式(図1)」「真空容器方式」の単体工場試験を行い、改良点を抽出した。

(2) より採取量を増やした燃料デブリサンプリングのための装置、システムの開発

- ①PCV内部詳細調査用アクセス装置よりも閉じ込め機能を確保したサンプリング用アクセス装置(図2)の基本設計を実施した。
- ②サンプリング用アクセスルート構築のためのX-6ペネトレーション接続構造(図3)の基本設計およびダブルドアシステムの要素試験を実施し、実機への適用性を確認した。X-6ペネ接続構造は試作機の製作設計に着手した。
- ③サンプル回収装置は4種類(パケットタイプ、フレキブルグリッパタイプ(図4)等)の試作機を製作。一部は工場内検証を実施中。
- ④臨界近接監視用の中性子モニタの基本設計を実施した。
- ⑤燃料デブリ収納容の遠隔輸送台車(図5)の基本設計を完了し、詳細設計に着手した。



図1 少量サンプル回収装置
工場内検証(金ブラシ方式)

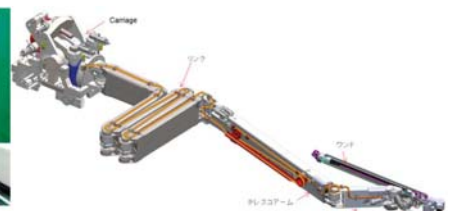


図2 サンプリング用アクセス装置



図3 X-6ペネ接続構造



図4 サンプル回収装置
(フレキブルグリッパタイプ)



図5 燃料デブリ収納容
の遠隔輸送台車

課題及び今後の方向性

- ・実燃料デブリの取り出し技術に結び付く今年度の基本設計の結果に対して、遠隔での実現性や、信頼性を確実なものにする必要がある。このため、今後も要素試験を並行して進めながら、試作機の製作設計・改良を進めていく。



©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けた技術の開発（1/2） （2020年2月末時点における進捗状況）

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し時の原子格納容器（PCV）内に存在する干渉物の撤去技術、燃料デブリの集塵・回収等の各種技術や安全確保のシステムに関わる各要素技術について、開発計画の検討、概念設計等を実施した。

実施内容及び成果

1. 燃料デブリ取り出し工法の開発

(1) 干渉物撤去技術の開発

- ・上アクセスによる撤去作業の工程短縮方法として、構造物を大型状態で取り出す工法の概念について整理した（図1）。
- ・横アクセスについては、干渉物撤去装置の実現上の課題であるケーブル・ホースの処理のため、ペDESTAL外周部への装置駆動用ユーティリティ敷設工法を検討し、要素試験により実現性を確認した。

(2) 干渉物撤去以外の技術の開発

- ・マニピュレータの干渉回避動作の自動化により、オペレータ作業負荷軽減可能な仕組みを構築し、シミュレータ検証により有効性を確認した（図2）。
- ・燃料デブリを、ユニット缶状態でR/Bから移送するシステムの要求条件をまとめ、水素処理や遠隔開口機構などを中心に概念設計を行った（図3）。
- ・折り畳み式の型枠内とドライモルタルを用いた堰によるS/Cへの拡散防止方法を考案し、要素試験により、実現性を確認した（図4）。

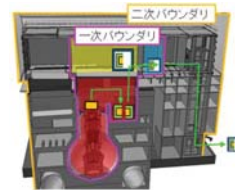
2. 燃料デブリ取り扱い技術の開発

(1) 燃料デブリ回収・収納システムの技術開発

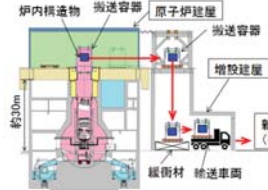
- ・ベンチマークにより吸引ポンプ方式とエジェクター方式を選出し、ロボットアームへの積載案やセパレータ交換の概念図を作成した（図5）。
- ・燃料デブリの分布・状態を推定、分類し、加工・回収方法を立案した。

(2) 燃料デブリ・堆積物の処理に関する技術開発（図6）

- ・溶解性核種除去技術として、吸着処理の適用可能性を確認し、吸着材選定のための試験方法を策定した。
- ・ほう酸調整設備について、五ホウ酸ナトリウムを使用する場合の析出等の想定課題に対し、対策を検討するための文献調査及び要素試験を行った。



SFPでの分割搬出イメージ



一体状態で搬出イメージ

図1 大型状態で構造物取り出し概念

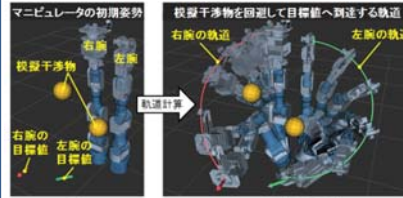


図2 マニピュレータ干渉物回避のシミュレータ検証

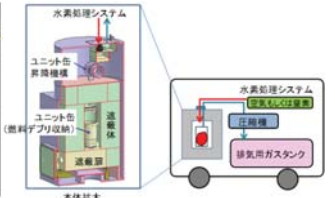


図3 燃料デブリ移送システム

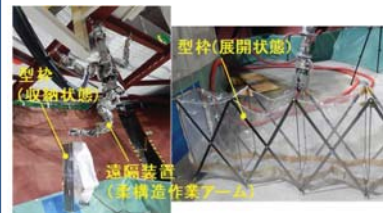


図4 堰によるS/Cへの汚染拡大防止要素試験

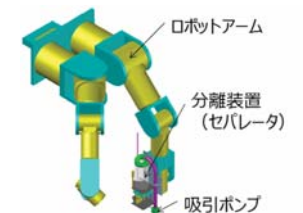


図5 燃料デブリ吸引回収システム概念検討図



燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けた技術の開発（2/2） （2020年2月末時点における進捗状況）

実施内容及び成果

2. 燃料デブリ取り扱い技術の開発

(2) 燃料デブリ・堆積物の処理に関する技術開発（続き）（図6）

- ・PCV内底部等の堆積物や循環冷却水中の非溶解性核種（粒子やスラッジと想定）の分離・収納技術として、フィルタ分離や沈降分離などを選定し、適用性確認のための試験方法について検討した。

(3) 燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関する技術の調査

- ・仕分けに必要な技術の調査を行い、適用可能性の評価結果を基に仕分けシナリオの技術的な実現性を評価した。

3. 燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に関する技術開発

(1) 閉じ込め機能に関する要素技術開発

- ・原子炉建屋モデルを構築し、PCV漏洩、建屋内状況に応じた流れの特性やダスト沈着量の傾向を把握した。
- ・アクセストンネルとPCVの接続方法について、接続作業ステップの詳細化を実施した。また、溶接接続のための基本仕様を整理を実施中である。

(2) 臨界防止・監視に関する要素技術開発

① 臨界監視の管理方法の技術開発

- ・加工・取り出し対象となる燃料デブリの近傍で未臨界度測定を行うため、中性子検出器の要求仕様を整理し、候補を選定した。
- ・上取り出し工法、または横取り出し工法において、未臨界度測定と中性子計数率測定を組み合わせるための作業手順を整理した。（図7）

② 臨界防止技術の開発

- ・粘性体タイプ及び粉粒体タイプのそれぞれの非溶解性中性子吸収材について、ホッパーとポンプで構成される投入装置（図8）を試作し、水深5m相当の水中で投入できることを要素試験で確認した。
- ・QST高崎研で照射試験を行い、非溶解性中性子吸収材成分の防錆剤効果に及ぼす影響について確認中である。

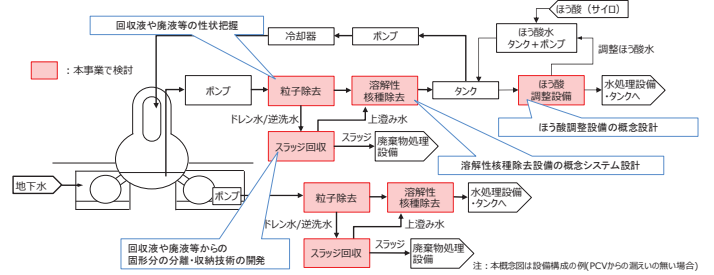


図6 燃料デブリ・堆積物の処理システムの概念図

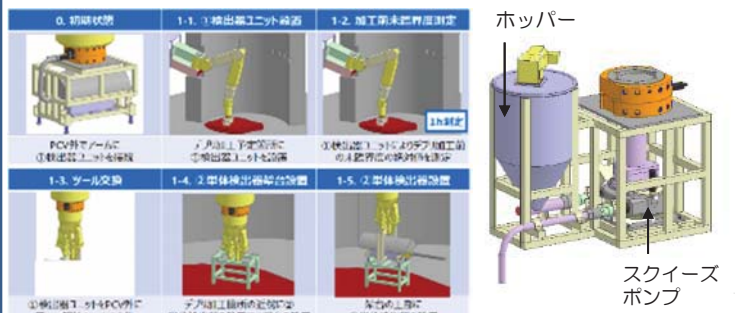


図7 横取り出し工法における臨界近接監視の作業手順の一例

図8 非溶解性中性子吸収材投入装置（試作機）

課題及び今後の方向性

- ・開発計画の検討、概念設計等に基づき、必要により要素試験を実施することにより、その実現性を確認する予定。
- ・ダストの挙動予測及び臨界防止技術については、得られた成果が事業者のエンジニアリングに活用されるよう図っていく。



燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けた技術の開発（燃料デブリのダスト集塵システムの技術開発）
 （2020年2月末時点における進捗状況）

燃料デブリ・炉内構造物の取り出し時において、原子炉格納容器（PCV）内の燃料デブリを加工する際に発生するダストの飛散を抑制する技術について、開発計画の検討と機械加工時のダスト評価予備試験を行い、保守作業の軽減を考慮した概念設計等を行った。

実施内容及び成果

1. ダスト集塵・飛散抑制システムの開発

燃料デブリ取り出しでは、PCV内に存在する燃料デブリの切断加工において、加工部近傍でダストが発生する。公衆や作業員の被ばく低減の観点から、その加工部でのダストの発生を抑制するシステムの開発が求められる。燃料デブリ取り出し用のロボットアームに取り付けられるデブリ加工装置に装備され、加工点近傍での空中ダストを低減するダスト集塵・飛散抑制システムの概念を検討した。

従来の集塵システムを調査した結果、加工部周辺に囲いを設け、囲いの内部を水ジェットで吸気しダストを排水に移行させ、周囲に漏えいしたダストを捕集するためミスト散布を行うこととした。回転式機械切断（ディスクソー）ツール等、各種加工工具に同システムを組み合わせる概念設計を行った。（図1）

2. ダスト集塵・飛散抑制システムの遠隔保守技術開発

ダスト集塵・飛散抑制システムのうち、PCV内に設置される装置は汚染物になり、フィルタや廃液タンクなどは廃棄物になる。この保守作業頻度を低減するため、保守作業最小化の観点で、フィルタや廃液タンクを必要としないダスト集塵・飛散抑制システムの概念を検討した。PCVあるいは一次バウンダリセル内で加工工具などの消耗品を遠隔操作で交換する方法を検討した。（図2）

3. ダスト集塵・飛散抑制評価試験

国内外で行われてきた加工時のダスト評価試験を改めて調査し、評価結果を導出できる評価試験要領を検討した。燃料デブリ取り出しの切断加工法のうち、アブレイブなどの研磨材を不要としセラミックや金属材料の切断に適用できる回転式機械切断（ディスクソー）を選定した。今後のダスト集塵・飛散抑制システム設計とダスト評価試験に資するため、ディスクソーによる加工部近傍のダスト発生状況を把握する予備試験（図3）と模擬デブリの製作方法の検討を行った。

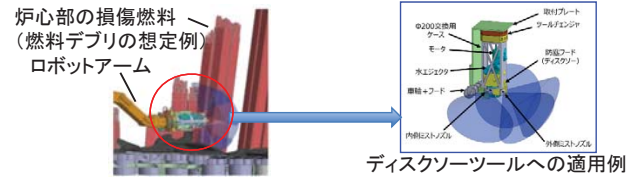


図1 ダスト集塵・飛散抑制システムのディスクソーツールへの適用概念

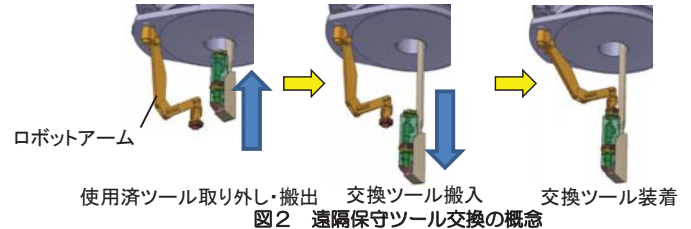


図2 遠隔保守ツール交換の概念



図3 ディスクソーのダスト評価試験概況

課題及び今後の方向性

- ・ダスト集塵・飛散抑制システムを備えたディスクソーと燃料デブリ模擬体を用いてダスト評価試験を行い、ダスト飛散率を評価する。
- ・燃料デブリ取り出し時と取り出し装置の保守時において、これらのダスト集塵・飛散抑制システムの概念設計結果に対して実機適用性の評価を行う。

**燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けた技術の開発（燃料デブリのダスト集塵システムの技術開発）（ONET）
（2020年2月末までの進捗状況）**

水中・気中における燃料デブリのレーザー切削・機械的切削で発生するダストの集塵技術の開発を行う。

本プロジェクトの概要及び成果

- (1) 各切削方法により発生するダストデータ
- 長時間の切断に及ぶレーザー/機械的切削試験の実施に必要な量の模擬燃料デブリ(in-vessel, ex-vessel)を作成した(図1)。
 - 機械的切削(グラインダー、レシプロケイティングソー)による切削試験の初期データを収集し、機械的切削においても超微細エアロゾルの発生を確認した(図2)。
 - 切削ツール試験の設計及び準備を実施中である。
- (2) スプレイスクラビング技術の開発
- レーザー切削中の局所スプレイスクラビング試験を行い、エアロゾル個数濃度の低減を実証した(図3)。
 - スプレイスクラビング試験のための模擬エアロゾルを選定した。
 - 高い回収効果を得るためのスプレイスクラビング方式を策定するための試験の設計及び準備を実施中である。
- (3) 気中局所回収技術とエアロゾル集塵技術の開発
- 集塵技術の改良については以下のように実施中である。
- 集塵システムにより回収されたダストの移送及びフィルター技術の開発を実施した(図4)。
 - 実際の切削形状と保守など運用上の制約条件を考慮し、切削ツールに搭載予定の局所回収ヘッドの改良を実施した。
 - レーザーと粒子輸送及びフィルター技術を組み合わせた実規模サイズの試作機による要素試験設計を実施した。
- (4) 福島第一原子力発電所への現場適用性の確認
- 運用上の制約条件の明確化と、現場適用性の検討を実施中である。



図1 模擬燃料デブリの作成

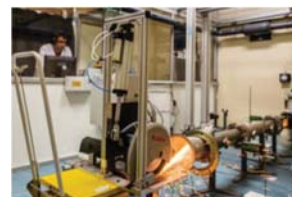


図2 グラインダー切削試験



図3 スプレイスクラビングテスト



図4 ダスト移送テスト

課題及び今後の方向性

- (1)比較可能な結果を得るためにエアロゾル計装を調整し、複数の切削ツールによる試験を実施する。
- (2)模擬エアロゾル及び切削エアロゾルを使った要素試験を実施し、スプレイスクラビング方式と効率を確認する。
- (3)現場での操作を想定した実規模サイズの試作機を作成し、要素試験を実施する。
- (4)現場の状況に関する限られた情報を基にした実装シナリオを描く。

Development of Technologies for Retrieving Fuel Debris and Internal Structures (Development for Dust Collection System of Fuel Debris) (ONET) (Progress by End of 02/2020)

Development of the technologies for a collection system of the dust generated at the time of processing fuel debris in-air and underwater by laser cutting and mechanical cutting

Project Outline and Outcomes

- (1) Data on dust emission with different cutting methods
- New fuel debris simulants (in-vessel, ex-vessel) have been manufactured (fig. 1) with larger mass to enable both mechanical and laser cutting with significant cutting time
 - First data have been obtained with mechanical cutting (grinder, reciprocating saw) and demonstrated the presence of ultrafine aerosols even with mechanical tools (fig. 2)
 - Design and preparation of cutting tests with several cutting tools
- (2) Development of spray scrubbing technology
- Tests of local spray scrubbing have been implemented during laser cutting demonstrating a decrease of aerosols number concentration (fig. 3)
 - Selection of aerosols simulants for spray scrubbing tests
 - Design and preparation of tests for the definition of the best strategies of spray scrubbing are on-going
- (3) Development of local collection in air and aerosols extraction
- Improvement of the collection technology is on-going with :
- Development of transportation / filtration technologies (fig. 4) for the dust captured by the collection system
 - Improvement of the local collection heads embedded on the processing tools taking into account realistic cutting configurations and operational constraints as maintenance
 - Design of tests for operational prototypes essential tests with laser and association particles transport and filtration
- (4) Application to Fukushima site
- Operating constraints for the technologies have been identified and optioneering for site implementation is on-going.



Fig. 1 simulant manufacturing



Fig. 2 Grinder cutting tests



Fig. 3 Spray scrubbing test

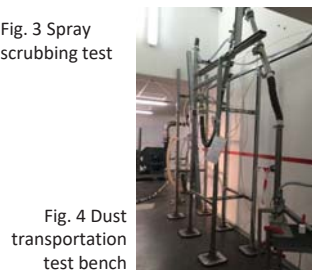


Fig. 4 Dust transportation test bench

Remaining issues/challenges and what to do in future

- (1)Alignment of aerosols instrumentation for obtaining comparable results
- (2)Understanding of all influent parameters for the spray scrubbing efficiency
- (3)Industrial scale prototypes adapted to realistic operating conditions
- (4)Complete scenarios with limited knowledge about site real conditions

燃料デブリ・炉内構造物の取り出しに向けた技術の開発（燃料デブリのダスト集塵システムの技術開発）（TENEX） （2020年2月末までの進捗状況）

事業の主な目標は、①切削の方法や条件によるダストの挙動の推定、②燃料デブリの取り出しの際、原子力安全、放射線安全及び火災安全性に影響を与える要因の推定、また、気中・液中のダスト除染に影響を与える要因の推定、③フルスケールのダスト集塵システム及びその個別の部品の保守的な初期要件の形成を行うこと。

事業概要、得られた成果

✓ ダストの挙動の相違を評価し、ダスト発生のもっとも保守的な条件を特定するためには、試料A～Dの4種類をホットセルにて切削する予定。

試料A: 1Fの燃料デブリのシリケート相を模擬するためのコールド核燃料含有物質（FCM）



試料A-1

試料A-2

試料B: ラボスケールのダスト集塵システムの操作能力を検査し、試料採取及び計測を最適化するために未照射MOX燃料を使用する。

試料C: もっとも保守的な実験条件（α核種放射能及び高線量率）を特定するために、加圧水型軽水炉（VVER）の使用済み燃料である試料C-1（1Fの1～2号機に相当）及び高速増殖炉BN-600の使用済みMOX燃料（1Fの3号機に相当）である試料C-2を使用する。

試料D: 1Fの燃料デブリの金属酸化物相を模擬するためのホット核燃料含有物質（FCM）

- ✓ 空中及び液中の切削については、レーザー切削を含めた複数の種類の技術を特定する。
- ✓ ダスト発生の特徴、量、含有物及び分布は、評価する予定の複数の切削の方法及び条件に依存する。
- ✓ フィルターの素材・要素及び総合的なダスト集塵システムの効率を評価する。
- ✓ ガス・エアゾールの処理工程における爆発危険及び火災危険な状況の発生の要因を分析する。
- ✓ ゾルの沈殿率（液中切削の際）を特定する。
- ✓ フルスケールのダスト集塵システムの設計に関する推奨事項を策定する。



ホットセルの内観



ダストの試料（拡大率4000倍、 $<1 \mu\text{m}$ ）

実施済みの作業一覧（主要な成果）:

• ダスト集塵及びガス洗浄システムの（特に使用済み燃料管理現場における）開発及び稼働に関するロシアの実績の評価を完成した。

• コールド核燃料含有物質（FCM）の試料Aの作製及び切削を完成した。



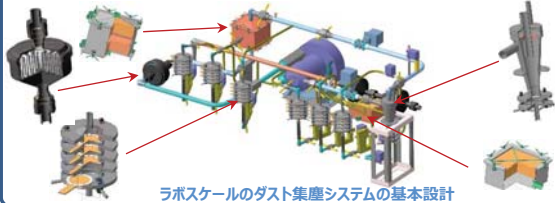
試料A-1の切削工程

ダスト試料A-1

試料A-2の切削工程

ダスト試料A-2

- 切削実験の計画及び方法論を開発した。
- ラボスケールのダスト集塵システムの基本設計を完成した。



ラボスケールのダスト集塵システムの基本設計

課題及び今後の方向性

ラボスケールのダスト集塵システムのホットセル内の製造及び組立	開始時期：2020年3月 完成時期：2020年7月
ホットセル内の切削実験の実施	開始時期：2020年9月 完成時期：2020年10月
フルスケールのダスト集塵システムの開発の概念に関する推奨事項の策定	開始時期：2020年11月 完成時期：2021年2月

Development of Technologies for Retrieving Fuel Debris and Internal Structures (Development for Dust Collection System of Fuel Debris) (TENEX) (Progress by End of 02/20)

The main project goals are: to estimate dust behavior dependency on cutting methods and conditions; to estimate factors exerting influence on nuclear, radiation and fire safety during the debris removal, on gas and water decontamination from dust; to form conservative initial requirements for full scale dust collection system and its separate elements.

Project Outline and Outcomes

- ✓ Four types of samples (A to D) will be cut in the hot cell to assess the difference in dust behavior and provide the most conservative dust generation conditions.

Samples A: "Cold" fuel contain material to simulate silicate phase of 1F corium;



A-1 samples

A-2 samples

Samples B: Unirradiated MOX fuel to examine the operability of laboratory scale dust collection system and optimize sampling and measurement procedures;

Samples C: C-1 WWER SNF (Units 1-2 1F SNF analogue) and C-2 MOX SNF BN-600 (Unit 3 1F SNF analogue) to provide the most conservative tests condition (α-nuclides activity and huge dose rate);

Samples D: "Hot" fuel contain material to simulate metal oxides phase of 1F corium.

- ✓ Several types of cutting technologies (including laser cutting) on air and in-water will be provided.
- ✓ Dust generation regularity, amount, content and distribution depend on several cutting methods and conditions to be assessed;
- ✓ The filtering materials, elements and integrate dust collection system efficiency to be assessed;
- ✓ Causes of the formation of explosive and fire hazardous situations in the gas-aerosol treatment processes to be analyzed;
- ✓ Sols precipitation rate (in case of in-water cutting) to be determined.
- ✓ Recommendations for design of full scale dust collection system to be developed



Hot cell general view

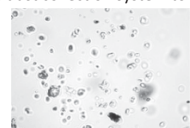


Image (4000x magnification) of dust samples ($<1 \mu\text{m}$)

The list of implemented works (main results):

- Review of the Russian experience in the field of development and operating of dust collection and gas cleaning systems (especially on site of SNF management) completed;

- "Cold" FCM sample A manufacturing and cutting completed;



A-1 samples cutting process

A-1 dust samples

A-2 samples cutting process

A-2 dust samples

- Program and methodic of cutting tests is developed;
- Laboratory scale dust collection system technical design is completed.



Laboratory scale dust collection system basic design

Remaining issues/challenges and what to do in future

Manufacturing and assembling the laboratory scale dust collection system in the hot cell	Start in March 2020 Completed in July 2020
Cutting tests implementation in the hot cell	Start in September 2020 Completed in October 2020
Conceptual recommendations for full scale dust collection system development	Start in November 2020 Completed in February 2021

原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発（開発） （2020年2月末時点における進捗状況）

燃料デブリ取り出し時に必要となる水循環システム構築のため、現場に適用できる原子炉格納容器（PCV）内へのアクセス・接続に必要となる技術を開発し、要素試験あるいは試作機の単体機能試験によって実現可能な見通しを得た。

実施内容及び成果

1. PCV内水循環システム高度化のための技術仕様整理、作業計画検討と開発計画立案

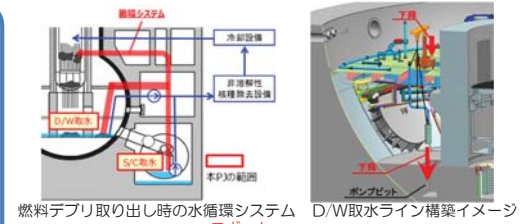
- ①ドライウェル（D/W）を用いた水循環システム・技術の検討
- D/W、及びサプレッションチェンバ（S/C）取水のためのアクセスルート構築にあたり、PCV内外の現場状況（原子炉建屋1階の環境線量率等）を号機ごとに整理し、現場環境を考慮したD/W取水口候補ペネを抽出した。
 - PCV外→内へのアクセスルート構築では、PCV内における取水点（ポンプピット等）までのルート構築上の課題として、1)遠隔操作でのポンプ（配管）の地下階への吊り降ろし方法、2)配管（ホース）の遠隔接続・交換方法等を抽出した。

②S/Cを用いた水循環システム・技術の検討

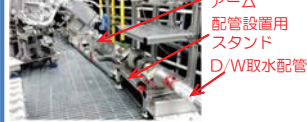
- ①の共通検討結果を踏まえ、号機ごとに現場環境を考慮したS/C取水部構築位置を抽出した。
- S/C取水部の機能要求を策定し、これを満足する取水部の構造とその構築作業計画、及び維持計画を検討した。
- S/C取水部の構築作業・維持計画に基づいて既存技術を整理し、本事業で実施すべき開発項目を整理した。

2. PCV内アクセス・接続などの要素技術の開発・検証

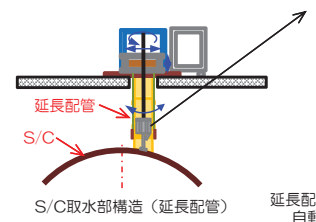
- ①D/W内アクセス・接続等に必要となる要素技術の開発・検証
- 上記1①で抽出した課題に対して実現性検証のための試験計画を立案して、遠隔操作による配管（ホース）展開、及びD/W底部へのホース投入、設置、回収に関する要素試験を実施し、実現可能な見通しを得た。
 - 試験結果からエンジニアリング段階で解決すべき課題を抽出し、対応策を検討した。
- ②S/C内アクセス・接続等に必要となる要素技術の開発・検証
- 上記1②において開発項目としたS/C取水部施工、メンテナンス時の適用装置の試験計画を立案し、主要各装置（位置合せ装置、S/C継手溶接装置等）を試作した。
 - 各装置の要素試験、試作機の単体機能試験から所定の機能を有することを確認した。
 - エンジニアリング段階の課題を抽出すると共に、実規模試験要領作成に反映した。



燃料デブリ取り出し時の水循環システム D/W取水ライン構築イメージ



D/W取水配管接続



S/C取水部構造（延長配管）

延長配管-S/C継手自動溶接装置

課題及び今後の方向性

D/W取水部構築時の遠隔でのポンプ（配管）の吊り降ろし、配管の接続方法、メンテナンス時の交換方法、及びS/C取水部構築時の遠隔での延長配管接続及びメンテナンスに対する試験結果と残された課題を、エンジニアリングに引き継ぎ有効活用する。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

IRID

原子炉格納容器内水循環システム構築技術の開発（実規模試験） （2020年2月末時点における進捗状況）

サプレッションチェンバ（S/C）取水部構築に関し、「水循環PJ」で開発した試作機を用いた（延長配管位置合せ～延長配管-S/Cの継手溶接）までの一連の作業について、遠隔操作による試験を行いその成立性を確認した。またS/C内周側でトラス室底部に打設されたモルタル上に、補修材を追加打設することで、S/C内周空間を液相バウンダリとすることの有効性を確認した。

実施内容及び成果

原子炉格納容器（PCV）アクセス・接続技術等の実規模スケールでの検証（S/Cを用いた水循環システム・技術に関する検証）

実規模スケールでの遠隔操作による施工性の確認、及び課題の抽出

- 「原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の開発」で製作したS/C-ベント管実規模試験体を用い、「水循環PJ」で開発した延長配管-S/C継手溶接装置等の試作機により、一連の遠隔操作（延長配管位置合せ～延長配管-S/Cの継手溶接）までの手順成立性を検証するための試験計画を立案した。立案した試験計画に基づき、遠隔操作による一連の実規模スケール試験を実施し、遠隔でS/C取水部を構築することが実現可能である見通しを得た。併せて、今後のエンジニアリングで解決すべき課題を抽出し、対応策を検討した。

実機工事に向けた閉じ込め確保、作業員の被ばく低減対策の検討及び課題の抽出

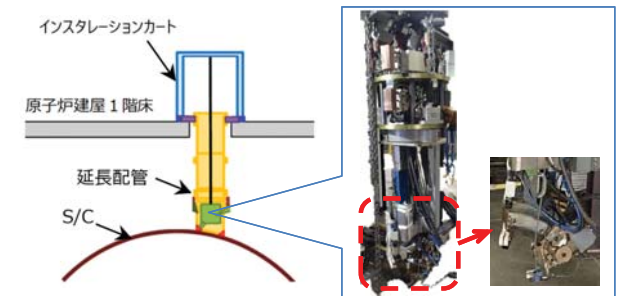
- 実機工事に向けた閉じ込め確保、作業員の被ばく低減の課題・対策を抽出した。

接続部施工後の健全性確認

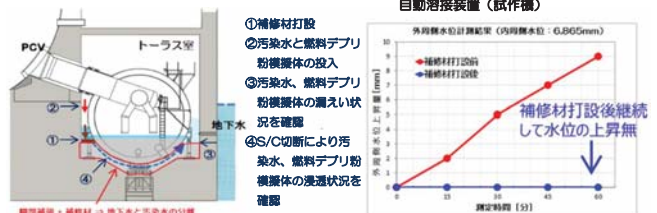
- 上記で立案した試験計画に基づき施工した溶接部について、非破壊/破壊試験等を行い、溶接部の品質を確認した。

水循環システムバウンダリの有効性確認

- 1号機ドライウェル（D/W）からトラス室S/C内周側への漏えい水対策として、JAEA樹葉遠隔技術開発センターに設置されていた、「原子炉格納容器漏えい箇所の補修技術の実規模試験」で製作したS/C構造とトラス室底部にモルタルを打設した実規模試験体を用い、補修材打設による液相バウンダリの構築の有効性を確認するための試験を実施した。本試験によりトラス室S/C内周側空間を、汚染水、燃料デブリ粉のバウンダリとして活用できる可能性を確認した。なお、試験の最終段階に実規模試験体を解体し、模擬デブリ粉等の捕捉状況を調査した。
- 実規模試験体及び試験体に付随しJAEA樹葉遠隔技術開発センターに設置した設備の解体、処分を行った。併せて床補修等の原状復旧を実施した。
- JAEA樹葉遠隔技術開発センターの昇温・給水設備及び濁水排水設備の維持管理を実施した。



「水循環開発PJ」で開発した延長配管-S/C継手自動溶接装置（試作機）



バウンダリ有効性確認試験概要

補修材打設前後の水位変化

課題及び今後の方向性

S/C取水部構築に遠隔操作の成立性検証試験で得られた成果と抽出された課題、及びS/C下部へのモルタルと補修材打設による液相バウンダリ構築の有効性を示す結果を、エンジニアリングに引き継ぐことで有効活用を図る。

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

IRID

燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発 (2020年2月末時点における進捗状況)

燃料デブリ収納缶開発のため、収納缶の構造健全性の検証に向けた実機大構造検証試験の準備、移送条件案の提案に向けた水素発生量予測法および触媒の有効性確認の検討、水分量低減のための乾燥システム開発に向けた乾燥要素試験の実施および水素濃度測定技術の調査を行った。

実施内容及び成果

1. 収納・移送・保管に係る調査及び研究計画立案

福島第一原子力発電所の現場の最新状況の入手および2018年度までに仮構築した燃料デブリの取り出しから保管までの工程や作業ステップ、燃料デブリの物性に関わる知見を最新化し、下記2から4に示す項目の実施に必要な調査、解析や分析、試験などを研究計画に反映した。

2. 収納技術の開発

収納缶の構造健全性を検証するための各種検討を実施した。例えば、2018年度に仮設定した収納缶の仕様案や構造案に対して、シール構造およびバント機構などの設計方針を決定し、2020年度に予定している実機大構造検証試験用の収納缶（試験体）を設計(図1参照)し、収納缶（試験体）の試作に向けた準備を行った。また、実機大構造検証試験の検証項目および試験計画の立案(図2参照)を行った。

3. 移送技術の開発

燃料デブリの移送中における水素ガス対策を立案するための各種検討、試験を実施した。例えば、過去の研究成果の調査や専門家の意見聴取に基づく、移送条件案の提案に必要な検討項目および実施内容の検討、水素発生予測法の検討に向けた評価手法の検討および水素発生試験計画の立案を行った。また、触媒による水素対策の有効性を確認するための触媒の性能確認試験(図3、図4、図5参照)を行った。

4. 乾燥技術/システムの開発

燃料デブリの移送、乾式保管中における水素発生量の抑制を図る観点から水分量を低減するための乾燥システムの各種検討、試験を実施した。例えば、乾燥装置の運転条件を検討するための乾燥要素試験の実施、乾燥処理完了を確認するための水素濃度測定技術について、要求技術仕様等を整理したうえで、調査を行った。

5. 評価まとめ

上記1から4に関わる燃料デブリと放射性廃棄物を仕分けする技術の調査に対し、収納・移送・保管の条件について関連PJに提示した。

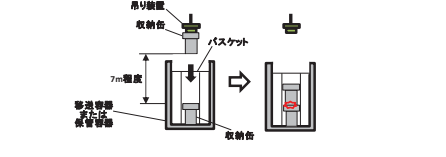
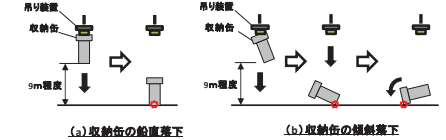
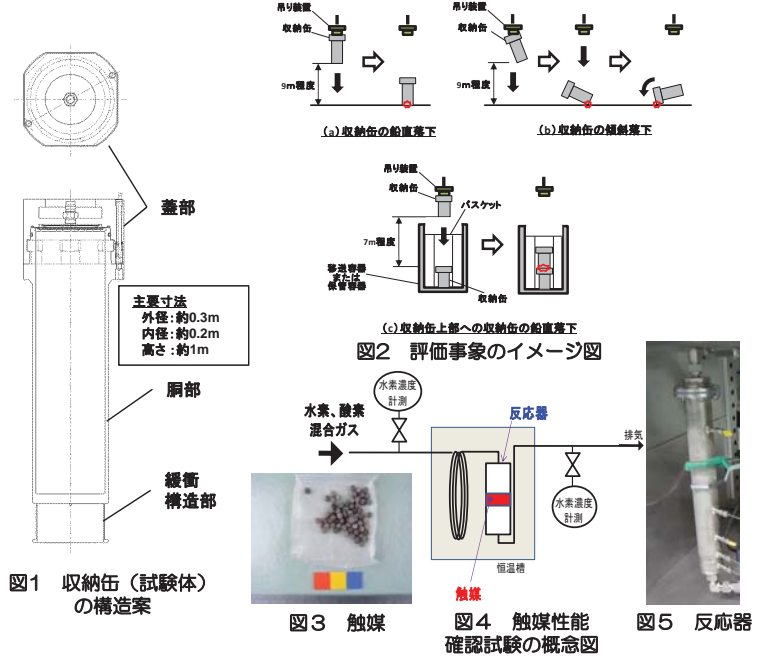
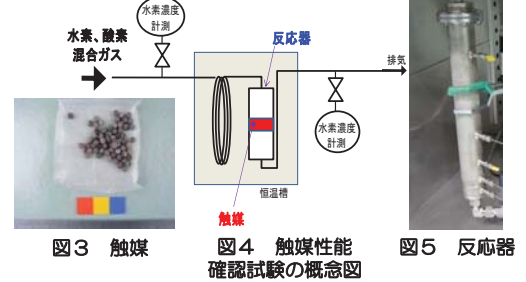


図2 評価事象のイメージ図



課題及び今後の方向性

収納缶の実機大構造検証試験の実施/評価による収納技術の開発、移送時の水素計測方法や水素対策の検討による移送条件案の提案、乾燥処理技術および保管前処理評価技術の検討による乾燥技術/システムの開発を行う。

固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発 (2020年2月末時点における進捗状況 1/4)

2021年度頃までを目処に、処理・処分方策とその安全性に関する技術的見通しを得ることを目標として、事故廃棄物の特徴を考慮し、固体廃棄物の保管・管理方法の検討・評価、処理・処分概念の構築とその安全評価手法の開発を行った。また、これらの実施にあたって必要となる性状把握に関する検討を行うと共に、検討・開発により得られた成果を反映し、進捗、成果の整合性及び残された課題を統合的に評価した。

実施内容及び成果

1. 保管管理

(1) 保管・管理方法の検討・評価

- 燃料デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物の保管・管理を検討するため、内容器、フィルタバント、乾燥設備及び測定設備の概念検討を実施。
- 内容器は、複数の仕様や運用方法を仮定して、保管に要するスペースなどを比較・評価した。また、フィルタバント及び乾燥設備は、国内及び必要に応じて国外の関連事例を調査し、調査結果を基に前提条件と課題を整理した。測定設備は、容器収納から構内移送までの一連の工程で測定すべき項目（例えば、線量、温度など）をリスト化し、項目ごとに測定の考え方（測定方法、測定設備への要求事項、測定場所など）を整理した（図1）。

(2) 固体廃棄物の分別に係る汚染評価技術開発

- 建屋内コンクリートなどの表面アルファ汚染を遠隔で測定できるカメラ（アルファカメラ）試作機について誤検出を防ぐため遮へい体を改良。また、模擬線源を用いてアルファカメラの測定性能を評価。さらに、アルファカメラの測定性能及び想定される現場環境を基に、アルファカメラを搭載した自走式装置の仕様を作成した（図2）。

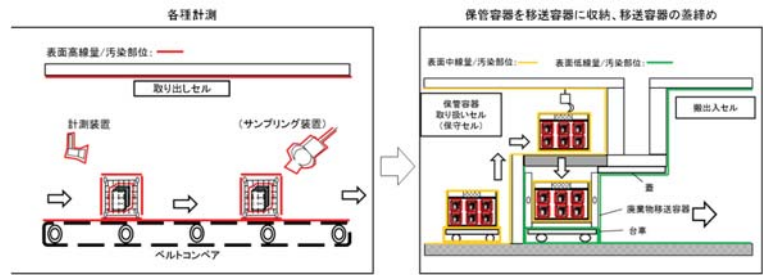


図1 燃料デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物の保管までのプロセスフロー（容器収納～構内移送までのプロセスのうち、一部を例示）

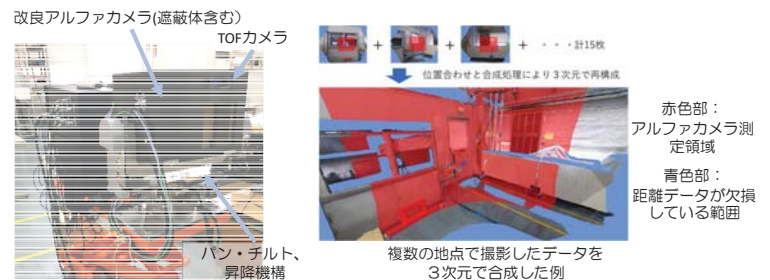


図2 アルファ汚染測定システム化予備試験用の装置及び結果の例

固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発 (2020年2月末時点における進捗状況 2/4)

2. 処理処分概念の構築と安全評価手法の開発

(1) 先行的処理方法の選定手法の構築

- 水処理二次廃棄物に対する低温固化技術の適用性を簡易に調べるための手法を開発するため、固化に影響する廃棄物性状、その測定手法及び基準値を検討している。
- 炭酸塩スラリーに対する低温固化体の特性データを取得している。これまで、廃棄物、固化材（セメント、アルカリ活性材料 [AAM] ）、水の配合比を変え、流動性、凝結性、圧縮強度に係る要求基準を満足する配合を見出すとともに（図1）、配合の違いにより圧縮強度が変化することなどが確認されている（図2）。併せて更なる高充填率化等を目指し、適用可能性のある2種の特種セメントを選び基本的な性能データ（凝結状況、強度等）を収集した。
- 代表的な容器を想定して低温固化体の崩壊熱による到達温度等を解析した。また、長期の固化体特性の経年変化を確認するため、加熱、乾燥環境下での変質試験を行い、セメントとAAMで異なる挙動を確認した（図3）。さらに、水処理二次廃棄物のガラス固化（高温固化技術）の適用可能な範囲を評価するため、水処理二次廃棄物の成分を含んだ場合のガラス特性評価を試行的に実施した。
- 代表的な低温/高温固化技術の設備概念を検討し、設備構成、処理効率、その他操業に関するデータ等を収集し、先行的処理方法を選定する手法の基本概念を整理した。

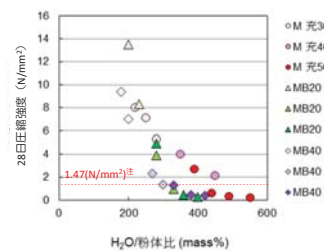


図1 スラリー含有AAM固化体の配合比の相違による圧縮強度の変化（M：Mが100%、MBO%：Mが混合率0%、充0：スラリー充填率0%）

注：日本原燃パケ所建設センターの均質・均一固化体の一軸圧縮強度下限値

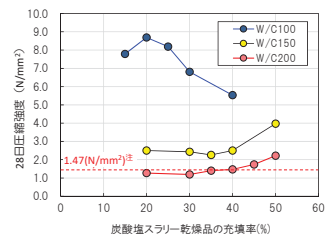


図2 スラリー含有セメント固化体の配合比（スラリー充填率及び水/セメント比[W/C]）の相違による圧縮強度の変化

注：日本原燃パケ所建設センターの均質・均一固化体の一軸圧縮強度下限値

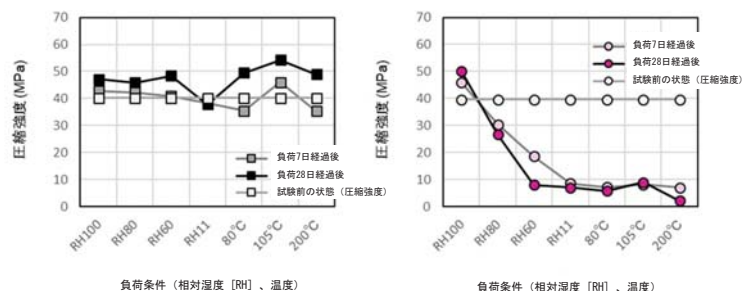


図3 セメント、AAM固化体の乾燥、加熱条件による圧縮強度の時間的変化（左図：セメント固化体、右図：AAM固化体）

固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発 (2020年2月末時点における進捗状況 3/4)

(2) 処分方法の提示及び安全評価手法の開発

- ・廃棄物ごとの特徴を考慮した処分方法及び安全評価手法の開発に向け、検討計画を作成した(図1)。
- ・27種類に分類した事故廃棄物を対象に、予備的な評価を実施した。さらに、接近シナリオ発生時期、容器などの人工物への収着係数、核種溶出率及び浸透水量などをパラメータとした感度評価を実施し、処分区分(トレンチ・ピット・中深度処分など)との関係を整理した(図1中のステップ①)。
- ・27種類の事故廃棄物ごとに、処分方法の検討に必要な廃棄物情報を整理・評価した。また、処分方法について今後試行的に詳細検討する廃棄物を選定した(図1中のステップ②~④)。
- ・国内外の処分事例、廃棄物情報及び予備的線量評価の結果を踏まえて、選定した廃棄物に係る複数の処分方法を設定し、それぞれの処分方法について、安全評価手法(シナリオ、モデル、パラメータ)を検討した(図1中のステップ⑤~⑦及び表1)。
- ・埋設後の核種の挙動に影響を与える物質に関し、容器や処分場などの人工バリアへの核種収着を低減する効果を定量的に示すため、昨年度から継続してホウ酸、フェロシアン化合物を中心にデータ取得・整備(図2)を行った。

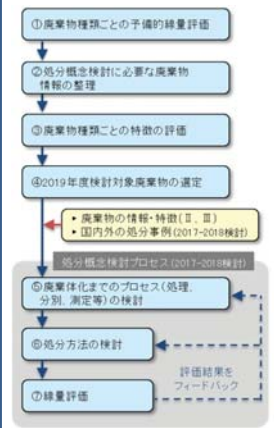


表1 処分概念と安全評価手法の検討(建屋内コンクリートを例示)

	処分方法案	検討したモデルパラメータの例
A	・コンクリートをブロック状に切断し、直接処分 ・浅地中深度場に埋設 ・水の侵入を制限する人工バリアを設置	・処分場への浸透水量 ・人工バリアの経時的劣化率
B	・コンクリートの表面をはじり、分離した汚染部分を金属容器にてセメント固化 ・中深度処分場に埋設	・セメント固化体からの拡散制御係数 ・金属容器の閉じ込め期間
C	・コンクリートを破砕し、汚染部分と汚染部分を分離し、汚染部分を金属容器にてセメント固化 ・中深度処分場に埋設	・セメント固化体からの拡散制御係数 ・金属容器の閉じ込め期間

図1 処分方法と安全評価手法の開発に向けた2019年度検討の進め方

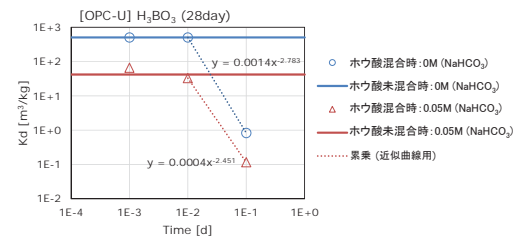


図2 取得したデータから導出した収着低減係数(SRF)の例(ホウ酸によるセメントへのU(IV)の収着影響)

IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発 (2020年2月末時点における進捗状況 4/4)

3. 性状把握の効率化

(1) 性状把握の効率化

- ・格納容器(PCV)内部の試料を分析し、PCV内汚染の核種組成が不均一であることを明らかにした(図1)。分析データの代表性を評価するため、保管廃棄物のデータと分析データの関係を調査し、関連性を検討した。
- ・廃棄物の発生形態の違いに着目した廃棄物に含有する放射能を推定する手法として、ベイズ推定法を適用し、核種の移行割合を推定する方法を構築した(図2)。また原子炉建屋の解体廃棄物を対象として、汚染経路の予備的推定を行った。
- ・難測定核種分析の効率化を図るため、長半減期核種の分析に効果的であるICP-MS分析を適用するための試験検討を実施した(図3)。化学分離操作に関し、自動化システムの成立性を実験的に検討した。また、原試料から分析試料を分取するための採取装置を設計した。

(2) サンプルング技術の開発

- ・セシウム吸着塔の内容物、表面線量率等の情報を整理し、分析ニーズを踏まえながら、採取対象の選定、採取条件の見直しを行った。また、吸着塔試料採取装置に係るモックアップ装置の設計に必要な要素試験の項目を抽出し、要素試験装置、模擬吸着塔の設計・製作を開始し、試験準備を行った(図4)。

4. 研究開発成果の統合

- ・性状把握、処理及び処分の研究成果を廃棄物ストリームに反映するとともに、処理方法の選択肢を整備した。

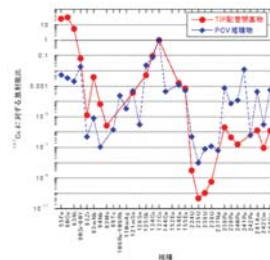


図1 格納容器(PCV)内からの試料の分析データ(137Csに対する放射能濃度比)

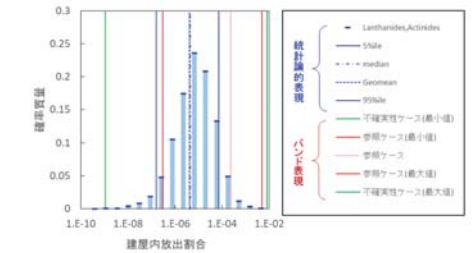


図2 廃棄物の含有放射能量を推定するための核種移行割合の確率密度分布としての表現(ベイズ統計に基づきモンテカルロ計算を援用して算出)

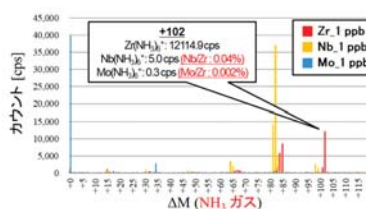


図3 ICP-MSによる分析データ

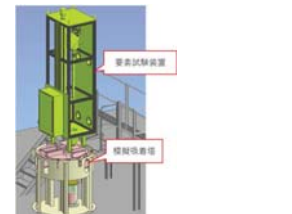


図4 セシウム吸着塔からのサンプリング要素試験のイメージ

課題及び今後の方向性

燃料デブリ取出し時に発生する固体廃棄物について、フィルタベント、乾燥設備及び測定設備の概念検討を継続する。また、処理・処分概念の構築と安全評価手法開発に向け、国内外の処分概念及び安全評価手法の調査を行うと共に、必要なデータの取得・評価を継続する。処理技術の適用性評価及び処分後の核種挙動に影響を与える物質の評価について、追加調査・試験を実施するとともに、評価手法の妥当性評価を実施。さらに、廃棄物の性状を分析するとともに、試料の採取、分析の効率化、インベントリ推定方法の改良を継続する。

IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

多核種除去設備等処理水の取扱いに 関する小委員会 報告書 について

令和2年2月27日

廃炉・汚染水対策チーム 事務局

ALPS処理水の取扱いに関する検討状況について

- ◇ ALPS処理水の取扱いの決定に向けて、2つの専門家による委員会で、6年余りにわたり検討を実施。
 - 「トリチウム水タスクフォース」における、技術的な評価（詳細は下表）。
 - 「多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会」における、風評被害などの社会的な影響も含めた総合的な検討。2020年2月10日に報告書を公表。
- ◇ 検討の過程で、処分方法や処分した際の懸念等を広く国民からお伺いする、説明・公聴会を開催。

トリチウム水タスクフォース（2013年12月～2016年6月）
 多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会（ALPS小委員会）（2016年11月～2020年2月）

表 トリチウム水タスクフォースの評価結果について

処分方法	① 地層注入の例	② 海洋放出の例	③ 水蒸気放出の例	④ 水素放出の例	⑤ 地下埋設の例
イメージ図					
技術的 成立性	<ul style="list-style-type: none"> ・適切な地層を見つけ出すことができない場合には処分開始できない。 ・適切なモニタリング手法が確立されていない。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力施設におけるトリチウムを含む放射性液体廃棄物の海洋放出の事例あり。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ボイラーで蒸発させる方式はTMI-2(※)の事例あり。 ※処分水量: 8,700m³ ※処分期間: 2年8か月 	<ul style="list-style-type: none"> ・実処理水を対象とした場合、前処理やスケール拡大等について、技術開発が必要な可能性あり。 	<ul style="list-style-type: none"> ・コンクリートピット処分、遮断型処分場の実績あり。
規制 成立性	<ul style="list-style-type: none"> ・処分濃度によっては、新たな規制・基準の策定が必要 	<ul style="list-style-type: none"> ・現状で規制・基準あり 	<ul style="list-style-type: none"> ・現状で規制・基準あり 	<ul style="list-style-type: none"> ・現状で規制・基準あり 	<ul style="list-style-type: none"> ・新たな基準の策定が必要な可能性あり。

- ◇ 福島産業は、今なお風評被害の影響が残り、福島の復興に影響。
- ◇ 廃炉・汚染水対策が着実に進められている中、周辺地域では住民帰還と復興の取組が進んできており、福島復興と廃炉の両立は大原則。
- ◇ その中で、ALPS処理水の処分も廃炉の一環として、廃止措置終了までに処分を着実に終える必要がある。他方で、ALPS処理水の処分は風評への影響を生じることから、ALPS処理水の処分を急ぐあまり、風評被害を大きくすることがあってはならない。
- ◇ このため、ALPS処理水の処分による風評への影響を抑えることを十分に踏まえて、必要な保管は行いながら、廃止措置終了までの間に廃炉の一環としてALPS処理水の処分を行っていくことが必要となる。
- ◇ 政府には、地元を始めとした幅広い関係者の意見を丁寧に聴きながら、責任と決意をもって方針を決定することを期待する。
- ◇ 政府の方針決定の中には、処分方法の決定のみならず、併せて講ずるべき風評被害対策についても取りまとめられるべきである。

- ◇ 技術的に、実績があり、現実的な方法は海洋放出及び水蒸気放出。国内での実績や放出設備の取扱いの容易さなどから、海洋放出の方がより確実に実施できる。
- ◇ 海洋放出、水蒸気放出による放射線の影響は自然被ばくと比較して十分に小さい。
- ◇ 政府が、こうした点を踏まえながら、関係者の意見を聞き、最終的に判断を行うべき。

	水蒸気放出	海洋放出
技術的観点	<ul style="list-style-type: none"> ● 海外の事故炉で前例あり。 ※通常炉でも換気に伴う水蒸気放出を実施。 ● 国内において、廃棄物の処分を目的に、蒸発させ、放出を行った例はない。 ● 拡散の事前予測が難しく、モニタリング等の検討に課題。 	<ul style="list-style-type: none"> ● 国内外で実績あり。 ● 国内での実績や放出設備の取扱いの容易さなど含め、より確実に実施可能。 ● 比較的拡散の状況を予測しやすく、モニタリング等の検討が容易。
社会的観点	<ul style="list-style-type: none"> ● 心理的な消費行動等によるところが大きく、優劣の比較は難しい。 ● 水蒸気放出を選択した場合、相応の懸念が生じると予測され、社会的影響が生じると考えられる。 	<ul style="list-style-type: none"> ● 海洋放出は、説明・公聴会や海外の反応をみれば、特段の対策を行わない場合の社会的影響は特に大きくなると考えられる。

地層注入: 適した用地を探す必要があり、モニタリング手法も確立されていない

水素放出: 前処理やスケール拡大等について、更なる技術開発が必要となる可能性

地下埋設: 固化時にトリチウムを含む水分が蒸発、新たな規制設定が必要となる可能性、処分場の確保が必要

⇒規制的、技術的、時間的な観点からより現実的な選択肢としては課題が多い。

- ◇ **「廃炉と復興の両立」が大原則。**風評への影響に配慮し、廃炉の一環としてALPS処理水を処分することが重要。
- ◇ **「処分方法を工夫することにより風評への影響を抑える」ことや、既存の風評被害への実績も踏まえ、効果のあったと考えられる事例を参考にしながら**「風評被害対策を拡充・強化」すべき。****

＜風評影響を抑えるための処分方法の工夫＞

- トリチウム以外の放射性物質を確実に再浄化。
- 周辺環境や処分設備に異常事態が発生した場合は、処分の緊急停止を行う。
- 処分の開始時期、処分量、処分期間、処分濃度について関係者の意見も踏まえて適切に決定。
- 処分前のALPS処理水の濃度や周辺環境のモニタリング結果のわかりやすく丁寧な情報発信。
- 事前に拡散シミュレーション等を行い、周辺環境の安全性に関して問題のないことを提示。

＜情報を正確に伝えるためのリスコミ対策＞

- 処分実施までの間に、処分方法や科学的知見等をわかりやすく情報発信
- マスメディアやSNSでの対応に加え、様々な層を対象として出前講座等を実施
- 海外への情報発信を強化。
 - ✓ 廃炉の現状等の基礎的情報
 - ✓ 諸外国のトリチウムの取扱い事例も含めたALPS処理水の処分方法

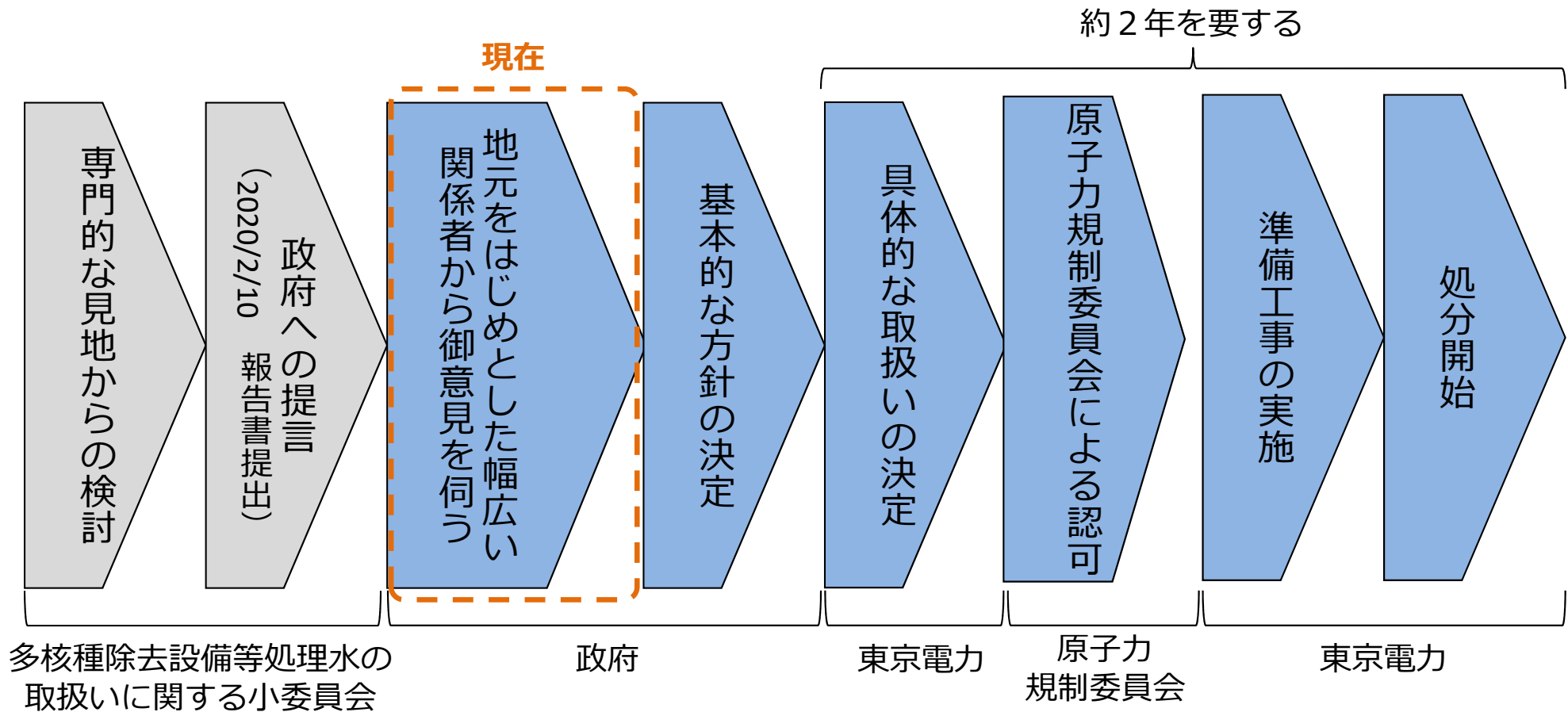
＜風評被害防止・抑制・補てんのための経済対策＞

- 環境モニタリングと食品のサンプル検査を組み合わせた安全性に関する分析体制を構築
- GAPや水産エコラベルなどの第三者認証を活用し、消費者や実需者の信頼確保
- 新規販路開拓による福島県産品の常設化
 - ✓ 福島県産品の販促イベントの実施
 - ✓ 小売段階での専門販売員の配置
 - ✓ オンラインストアの開設 等

- このほか、現時点では想定し得ない論点により、将来風評影響が生じうる。
- そのため、関係行政機関等が一丸となって継続的かつ機動的に対応することが重要。

ALPS小委員会の提言を踏まえた今後の進め方

- ◇ ALPS小委員会が専門的な見地からの検討を行い、政府に報告書を提出（2020年2月10日）
- ◇ 今後、小委員会の報告書も踏まえ、**地元をはじめとした幅広い関係者の御意見をお伺いし、その結果も踏まえて、政府としての方針を決定する予定。**
- ◇ 政府としての方針を踏まえ、東京電力が具体的な取扱い方法を決定し、原子力規制委員会の認可を取得した上で、処分を開始。



<委員長>

山本 一良 名古屋学芸大学副学長(名古屋大学名誉教授)

<委員>

大西 有三 京都大学名誉教授

開沼 博 立命館大学衣笠総合研究機構准教授

柿内 秀樹 (公財)環境科学技術研究所環境影響研究部研究員

小山 良太 福島大学経済食農学類教授

崎田 裕子 NPO法人持続可能な社会をつくる元気ネット理事長

関谷 直也 東京大学大学院情報学環総合防災情報研究センター准教授

田内 広 茨城大学理学部教授

高倉 吉久 原子力発電所に関する双葉地方情報会議 議長

辰巳 菊子 (公社)日本消費生活アドバイザー・コンサルタント・相談員協会常任顧問

森田 貴己 (国研)水産研究・教育機構 中央水産研究所 海洋・生態系研究センター

放射能調査グループグループ長

山西 敏彦 (国研)量子科学技術研究開発機構

山本 徳洋 (国研)日本原子力研究開発機構 理事

(参考) 各会議体の位置づけ

