

低レベルコンクリート等廃棄物及びALPSスラリーの 技術的論点を踏まえた対応方針について

2023年7月11日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

- 第10回技術会合（2023.6.5）において、「中長期リスクの低減目標マップにおける固形状の放射性物質の目標に対する進め方に関する論点」が示された。
- 本資料では、示された論点を踏まえ、下記について議論させていただきたい。
 - ◆ 低レベルコンクリート等廃棄物及びALPSスラリーの対策の基本方針
 - ◆ 検討工程、目標
 - ◆ 論点に対する対応方針、考え方

1.低レベルコンクリート等廃棄物

- 現状、福島第一原子力発電所で発生する瓦礫類は、解体、撤去等の工事作業後の表面線量率に応じて分別し保管している。
- また、中長期ロードマップにおける「2028年度内までに、...の屋外での保管を解消し、作業員の被ばく等のリスク低減を図る」ことを目標工程とし、それを達成するために保管管理計画を策定している。
- 保管管理計画では、発生した廃棄物をできるだけ減容して、コンテナ等に収納して固体廃棄物貯蔵庫に保管することを基本方針としている。そのため、コンクリートを含め、発生している瓦礫類は破砕や切断を行い、できる限りコンテナ収納効率を高めている。
- 一方、将来の処理・処分を見据えた場合は、通常炉の廃炉と同様、解体前に汚染の状況を把握し、その知見に基づき廃棄物の分別を含めた工事計画を立案した上で工事を行うことが望ましい。そのような業務プロセスへの移行を段階的に進めていく。
- リスク低減、保管場所確保を優先した既発生 of 廃棄物と、汚染状況を踏まえて計画的に解体工事、除染、分別が可能な将来発生分の廃棄物では対応が異なる。そのため、「瓦礫類等」と「解体廃棄物」に切り分けて検討を進めるものとする（本資料では、それぞれ瓦礫類等（コンクリート）、解体廃棄物（コンクリート）と称す）。

(1)瓦礫類等（コンクリート）（BG相当未満／低／中）

- 屋外一時保管対象の廃棄物であり、屋外一時保管解消の目標工程とする2028年度を目途に表面線量率による放射能濃度管理手法の整備を進める。
- まずは、再利用対象としているBG相当の廃棄物について優先して検討を進める。
- 分析に資する試料は、屋外一時保管エリア、移動・詰め替え時、減容処理時等に採取する。

(2)瓦礫類等（コンクリート）（高）

- 高線量の廃棄物は、屋外一時保管は行わず、容器に収納し、固体廃棄物貯蔵庫で保管される。
 - 収納された廃棄物の状態は多様であり、フォールアウト以外の汚染を有意に受けている可能性もあるため、表面線量率による放射能濃度の評価・管理は難しいと考えられる。
 - 本区分の廃棄物については、放射能濃度評価方法を検討する必要がある。廃棄物の性状把握を進めるとともに、非破壊検査技術、自動分別技術を用いた方法等についても検討を行う。
 - 分析は、当面は新規発生分について容器収納前に試料採取を行い実施する。
- 次項に検討スケジュール案を示す。

表 瓦礫類等（コンクリート）の区分

	分析計画上の分類	区分（目安）	保管方法	減容(破砕)	再利用
(1)	瓦礫類等（コンクリート）BG相当	BG*未満	屋外		○
	瓦礫類等（コンクリート）低	BG*以上、1mSv/h以下	屋外→固体庫	○	
	瓦礫類等（コンクリート）中	1mSv/h超、30mSv/h以下	屋外→固体庫		
(2)	瓦礫類等（コンクリート）高	30mSv/h超	固体庫		

※運用当初は5μSv/h程度（であったが環境改善により）現状は2μSv/h程度

瓦礫類等（コンクリート）の検討スケジュール案

表 瓦礫類等（コンクリート）の検討スケジュール案

項目	FY2023	FY2024	FY2025	FY2026	FY2027	FY2028	FY2029～
方針	<p>解体・回収後の線量での管理 廃炉作業進捗、屋外一時保管解消を優先</p>						放射能濃度の管理
	<p>線量管理 → 放射能濃度管理への移行</p>						<p>汚染状況を考慮した解体工事 処理・処分を念頭においた適切な廃棄物管理</p>
BG相当 コンクリート	<p>▽放射能濃度管理手法の構築（BG相当）</p>						<p>▼屋外一時保管解消</p>
	Cs-137をキーとした核種濃度比評価						
	表面線量率 - Cs137相関性評価						
	分析（核種濃度比、表面線量率 - Cs-137濃度）						
低・中 コンクリート	<p>▽放射能濃度管理手法の構築（低・中）</p>						
	予備検討・予備評価			Cs-137をキーとした核種濃度比評価			
	予備検討・予備評価			表面線量率 - Cs137相関性評価			
	分析（核種濃度比、表面線量率 - Cs-137濃度）						
高 コンクリート	放射能濃度評価手法の検討						
	分析 - 放射能濃度（新規発生分 / 容器収納前に試料採取）						
	分析 - 放射能濃度（既発生分）						
技術開発（非破壊検査技術、分別技術等）							

- 将来発生する解体に伴い発生する廃棄物については、汚染状況を踏まえた施設の解体、除染、分別等を行うことで合理的な廃棄物性状の管理を行うとともに再利用可能な廃棄物を選別し、再利用を進めていくことで管理・保管対象とする廃棄物量の削減を図っていく。
- コンクリートの汚染状況は、劣化・損傷状態、曝露環境の履歴等によって異なり、多様な状態を呈する。曝露環境等から浸透範囲を評価できるように、コンクリート中の核種の浸透挙動の理解、数値解析による評価手法構築を進めるものとし、分析計画を策定する。
- 構築した核種浸透状況評価手法及び実施設の汚染分布（分析結果）より、施設のコンクリート中の放射性核種毎の浸透・分布状態を評価し、それらを踏まえた合理的な施設の解体、除染、分別の考え方を整理する。
- 考え方を解体モデルケース検討に展開し、ケーススタディとして解体方法、廃棄物性状・物量予測、廃棄物保管方法・管理方法等について試検討を行う。

- 次項に検討スケジュール案を示す。

解体廃棄物（コンクリート）の検討スケジュール案

表 解体廃棄物（コンクリート）の検討スケジュール案

	FY2023	FY2024	FY2025	FY2026	FY2027	FY2028	FY2029～
方針	<p>解体・回収後の線量での管理 廃炉作業進捗、屋外一時保管解消を優先</p>						放射能濃度の管理
	<p>線量管理 → 放射能濃度管理への移行</p>						<p>汚染状況を考慮した解体工事 処理・処分を念頭においた適切な廃棄物管理</p>
	<p>施設の解体・除染・分別、廃棄物管理方法等の整備</p>						<p>▼屋外一時保管解消</p>
分析／調査	分析（核種濃度比、表面汚染分布等）						
	汚染調査技術開発（広域調査技術等）						
評価手法構築	分析（浸透）						
	核種浸透挙動メカニズムに関する試験・検討（調査・試験等）						
モデルケース検討	仮定に基づく試験検討						
	汚染状況を踏まえた解体方法・廃棄物対策等の具体化						
施設解体	<ul style="list-style-type: none"> 合理的な解体方法を策定するための考え方の整理 上記に対応した汚染調査・分析計画案の策定 仮定に基づく発生廃棄物性状・量の推定 解体廃棄物の合理的な保管・管理方法の検討 課題抽出、R&D計画策定 						
	<ul style="list-style-type: none"> 解体前調査方法 解体方法 廃棄物発生量予測 保管管理方法の具体化 個別課題対応 						
	<p>デブリ取り出し準備工事に伴う施設解体計画検討</p>						<p>将来の施設解体</p>

技術的な論点について（コンクリート等廃棄物）

- 第10回技術会合にて示されたコンクリート等廃棄物に関する技術的論点の項目及び各項目における要求事項について下表に整理した。
- 次項より、それぞれの項目、要求事項に対する対応方針をとりまとめる。

表 技術的論点の項目及び要求事項（コンクリート等廃棄物）

項目	要求事項
1-1 物量	① リスク（放射能濃度）に応じた適切な保管方法の検討
1-2 性状	② Cs-137 を含めた主要な放射性核種の放射能濃度の分析 ③ 保管容器の表面線量とCs-137 の相関関係の整理
1-3 減容	④ 放射能濃度分析における代表性確保、評価の考え方 ⑤ 削った後の粉塵の処理方法 ⑥ 表面汚染したコンクリートの放射性核種の浸透深さ
1-4 適切な保管方法	⑦ 放射線障害防止のための措置を不要又は最小限とする考え方 ⑧ 減衰保管に関する検討

①リスク（放射能濃度）に応じた適切な保管方法の検討

ねらい

■ 将来の施設解体等に伴う廃棄物発生を念頭においた合理的な保管方法を構築する。

- 将来の施設解体に伴い発生する廃棄物の保管場所の確保は課題のひとつ。
- 放射能濃度が低く且つ飛散等のリスクの低いコンクリート等廃棄物については、保管における容器への封入は必須ではなく、梱包等の対策で安全確保が可能である。コンクリート等廃棄物については、容器に収納、固体廃棄物貯蔵庫に保管する以外の方法も考えられる。
- 保管方法の検討は、廃棄物の特性（例えば飛散・漏洩の容易性、インベントリ、物量規模等）を踏まえ、保管施設の安全機能に着目した検討から進めていく。モニタリングなども組み合わせた合理的な安全機能確保の論理構築を進める。
- 上記の検討にあたり、合理的な安全対策の検討のための廃棄物の特性理解、保管対象とする廃棄物の範囲の定義を行うため、廃棄物の性状把握を進める必要がある。
- 2028年度までは、屋外一時保管解消を目標とした固体廃棄物貯蔵庫による対応となる。上記の検討は、それ以降の廃棄物対策の準備として検討を進める。

- ② Cs-137 を含めた主要な放射性核種の放射能濃度の分析
- ③ 保管容器の表面線量とCs-137 の相関関係の整理
- ④ 放射能濃度分析における代表性確保、評価の考え方

ねらい

- 廃棄物性状を踏まえた対策検討のための特性理解
- 将来の再利用・処分を念頭に置いた放射能濃度の管理
- 表面線量で廃棄物の放射能濃度管理を行う手法の整備

- 分析に係る課題であり、基本的な進め方はp.4、5に記載したとおり。
- 核種濃度比を把握すること、表面線量率－Cs-137濃度との相関性を整理することで、表面線量率による放射能濃度管理手法の構築を目指す。

核種濃度比の把握

- 対象の大半はフォールアウトによる汚染が支配的であると想定される。スケーリングファクタによる放射能濃度の評価・管理を想定し、Cs-137をキー核種とした核種濃度比に関するデータ蓄積を進める。
- 試料採取は、核種濃度比の観点から保守的と考えられる個体を選定して行う。
- 核種濃度比は、雨ざらしの期間などの曝露環境の履歴により変化すると予想される。曝露環境の代表的なパターン別に試料採取を行うなどにより、環境条件との関係の把握を行う。

表面線量率 – Cs-137濃度の相関性の整理

- 保管容器に収納されたコンクリート等廃棄物の形状、収納状態は多様であり、また、汚染部位の分布、基質部への浸透、破砕等の状態により、収納された廃棄物の汚染分布は複雑である。表面線量率 – Cs-137濃度の相関性の整理にあたり、汚染分布・形状の多様性への対応が課題となる。
- 上記の状態の廃棄物に対して精度の良い放射能濃度の評価・管理は容易でない。表面線量率に対してCs-137濃度が保守的に推定されるように評価方法を構築する。
- 過度に保守的な評価となることを避けるため、廃棄物の収納状態についてパターン分類を行い、数値解析等を活用し、パターンごとの評価を実施するなどの対応を検討する。



図 廃棄物の状態例（未減容）



図 廃棄物の状態例（減容後）

⑤ 削った後の粉塵の処理方法

ねらい

■ 粉状廃棄物の取り扱いの具体化

- 下記の作業等において、粉状・粒状廃棄物（コンクリート粉塵）の発生が予想される。
 - ✓ 施設解体時のコンクリート表面のはつり、除染
 - ✓ コンクリート等廃棄物の減容処理（破碎による減容）
 - ✓ コンクリート等廃棄物の再生処理（副産微粉等）
- 発生する粉状・粒状廃棄物の成分は、コンクリートの結合材が粉碎された微粉及び細骨材であり、主成分はモルタルの構成材と同様である。既存の均一・均質固化体、水処理二次廃棄物を対象とした常温固化技術が適用可能であると考えられる。固形化に関して、大きな技術的課題は無いものとする。
- コンクリートの結合材の部分は核種が有意に収着している可能性があることから、発生する微粉の採取・分析を行う。

⑥ 表面汚染したコンクリートの放射性核種の浸透深さ

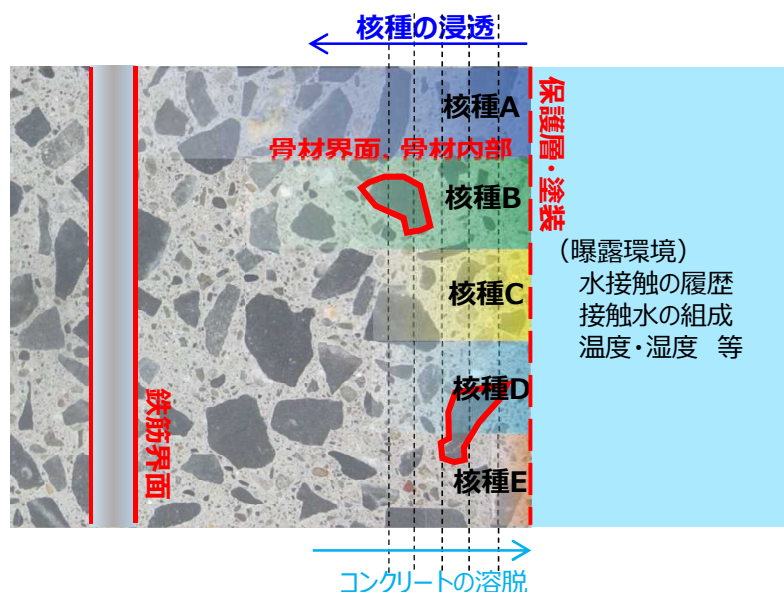
ねらい

■ 廃棄物管理の観点から合理的な施設解体方法の具体化

- 廃棄物管理の観点も考慮した合理的な建屋等の解体方法（はつり深さ、分別方法等）を具体化するため、コンクリートへの核種浸透状況、コンクリート内の核種分布状況の把握を進める。
- 核種の浸透、コンクリート内の濃度分布の状況は、核種毎に異なり、また、コンクリート状態、曝露環境の影響を受けるため、多様な状態を呈するものと考えられる。
- 上記を踏まえ、核種浸透・分布状況についてコンクリート状態、曝露環境等の条件から解析等により評価できるよう、コンクリート中の核種移行の現象理解、数値解析モデル構築、パラメータ取得、検証を念頭に置いた分析計画の策定を行う。
- 浸透・分布状況の評価結果は、解体モデルケース検討に展開し、解体方法、廃棄物保管方法等の具体化の検討に資する。

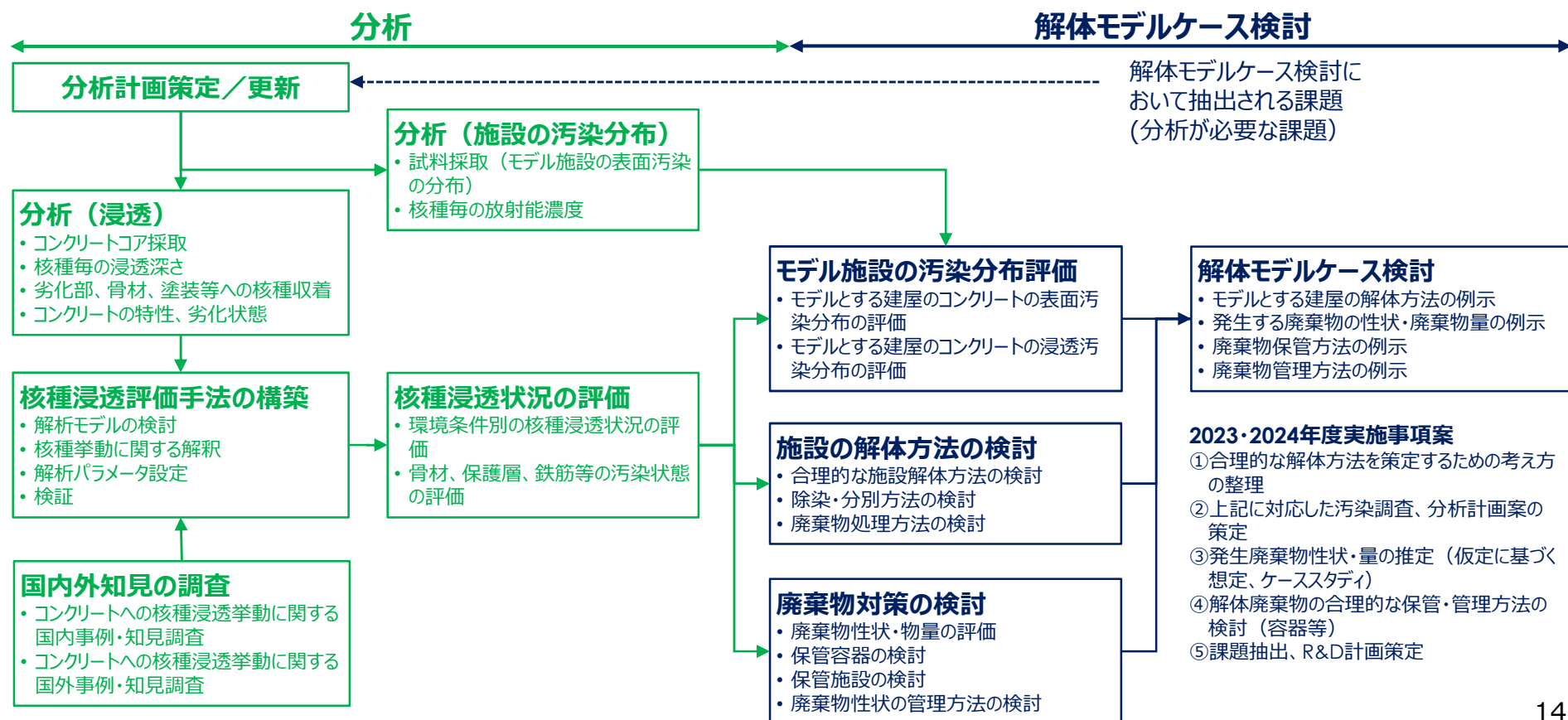
表 核種浸透評価における考慮事項（例）

分類	核種浸透に関する影響因子
コンクリートの状態	基質部の空隙構造、中性化・溶脱状態
	亀裂、マイクロクラック
	コンクリート配合（骨材比、水セメント比等）
	表面状態（塗装、保護層有無、状態）
曝露環境	温度・湿度の履歴
	水接触の履歴（接触時間・時期、接触状況等）
核種の特異性	核種の移行特性



解体モデルケース検討について

- 核種浸透状況の評価に関する評価手法及び対象施設の汚染分布調査結果から検討対象とする建屋の汚染状況を推定し、その結果に基づき、合理的な施設の解体、除染、分別の方法、発生廃棄物量・性状、廃棄物保管方法等の試検討を実施する。
- 2024年度までは、解体方法策定の考え方、分析計画、仮定に基づく発生廃棄物量等の試検討、課題抽出等を実施する。
- 2025年度以降に、分析結果、核種浸透評価結果等に基づく実際の施設の汚染状況を反映し、解析モデルケース検討の精緻化を進める。



⑦ 放射線障害防止のための措置を不要又は最小限とする考え方

⑧ 減衰保管に関する検討

ねらい

- 管理対象／保管対象とする廃棄物量の削減

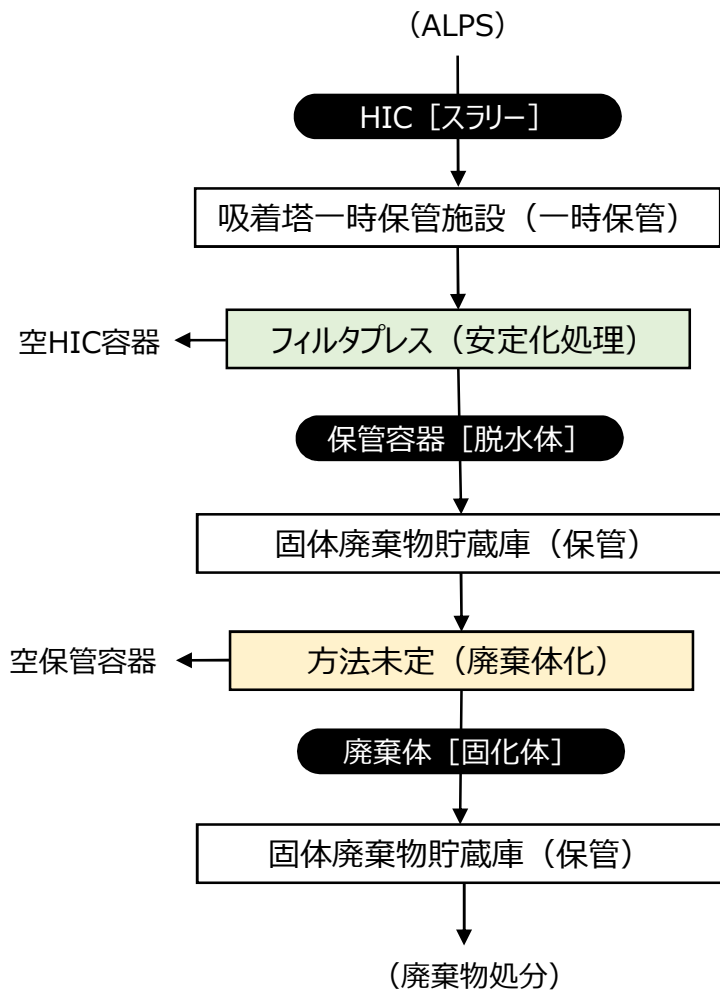
放射線障害防止のための措置を不要又は最小限とする考え方

- 将来の施設解体に伴う廃棄物発生を念頭に、保管・管理の対象とする廃棄物量の削減を図るため、1F構内における再利用用途の開発、再利用技術の整備等を進めていく。再利用の用途・条件を特定した精度の良い安全評価を実施することで、適切な再利用基準、再利用条件等について検討する。
- コンクリートの再利用の形態、再利用基準・管理の考え方は、国内外の事例等を参考にしながら検討を進める。
- 再利用用途に対する安全評価の実施にあたり、評価に用いる廃棄物のインベントリを設定する必要がある。廃棄物の分析データの蓄積を進める。

減衰保管に関する検討

- 1Fでは、Cs-137、Sr-90が安全上の支配的な核種となる廃棄物が多い。これらの核種の半減期は約30年であり、時間減衰による線量低減効果は大きい。
- 分析により、Cs-137、Sr-90を含む多様な核種の放射能濃度を把握し、廃棄物としての放射能の減衰特性の理解を進める。

2.ALPS スラリーの固化処理



- ALPSスラリーの廃棄物ストリームの構築にあたっては、廃炉作業に支障が生じないように、特に下記に配慮したフローを検討する。
 - ✓ 保管リスクの低減（スラリーの状態での保管解消）
 - ✓ ALPS運転に伴い発生するHIC保管場所の確保（減容・固体庫での保管への移行）
- 上記のリスクを解消するため、安定化処理を速やかに実施する。できるだけ減容を行った上で保管容器に収納し、固体廃棄物貯蔵庫で保管を行う。
- 廃棄体化（固化）の開始に具体的な期限は設定しない。固化処理の開始には相応の時間を要する見込みであるため、実施に向けた検討を着実に進めていく。
- 化学的性状が大きく異なることから、炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリーを区分して検討を進める。

図 ALPSスラリーの処理フロー例

- 固化開始までの検討プロセス及びスケジュールについて試検討を行った結果を次項に示す。
- リスクマップに従い、2025年度に固化処理方針を策定する。この段階では、設計、実証、許認可対応のデータ取得を進める技術を複数選定する。
- 選定した技術に対して下記検討等を実施し、最終的な処理技術の選択及び設計・許認可に向けた対応準備を進める。

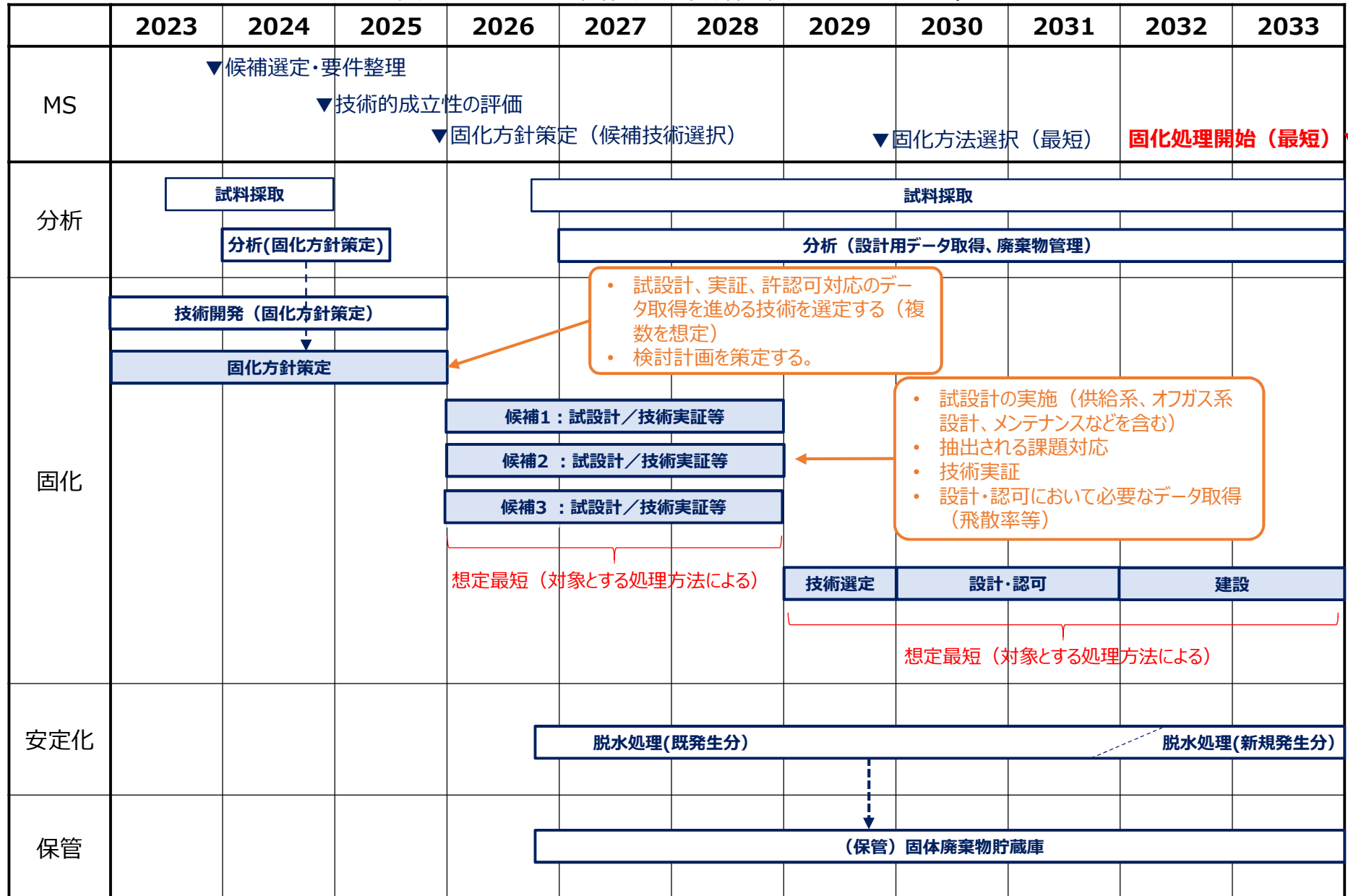
- ✓ 施設の試設計（供給系、オフガス系設計、メンテナンスなどを含む）
- ✓ 課題の抽出
- ✓ 技術実証
- ✓ 許認可上必要となるデータ取得（飛散率など） 等

- ガラス溶融については、同一施設での他廃棄物処理も想定とする。他の水処理二次廃棄物（AREVAスラッジ、吸着材類等）も処理対象として検討を進める。
- 上記の検討結果を踏まえてALPSスラリーに対する固化方法を決定し、設計、許認可、施設建設等を進める。
- 上記について、それぞれ必要な期間を仮定すると、固化開始は2034年度以降になるものと想定される。
- 固化開始までの保管における安全確保、保管場所の確保について、安定化処理を実施することで問題は生じないものとする。

ALPSスラリー固化処理開始までの検討プロセス・スケジュールの試検討結果



表 ALPSスラリー固化処理開始の検討スケジュール案



技術的な論点について（ALPSスラリー）

- 第10回技術会合にて示されたALPSスラリーに関する技術的論点の項目及び各項目における要求事項について下表に整理した。
- 次項より、それぞれの項目、要求事項に対する対応方針をとりまとめる。

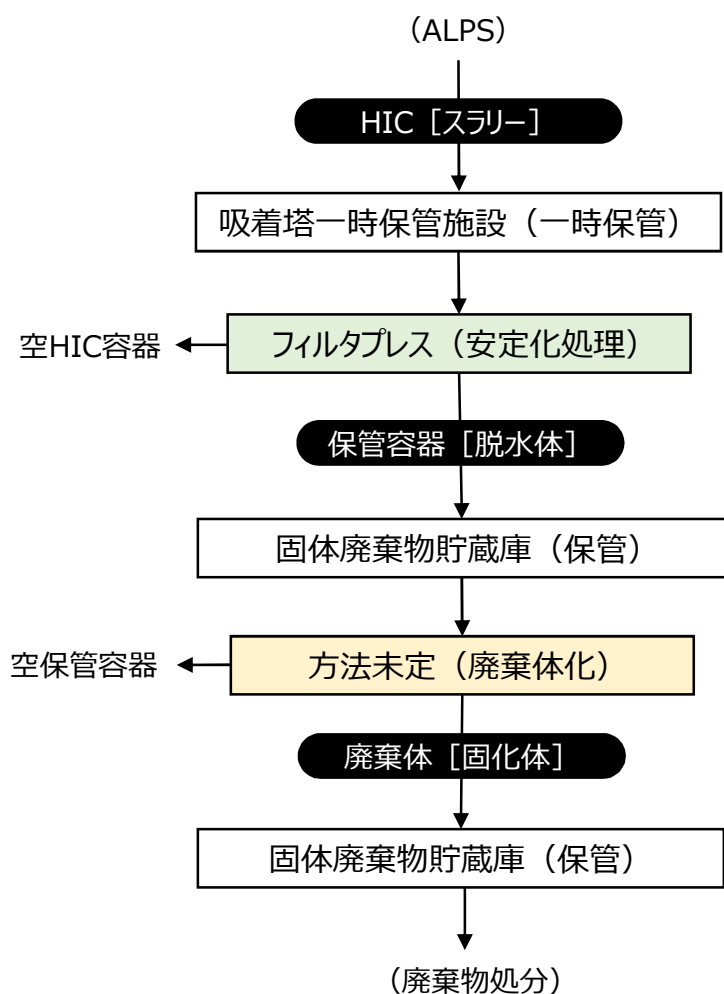
表 技術的論点の項目及び要求事項（ALPSスラリー）

項目	要求事項
2-1 処理方針の明確化	① 固型化までのプロセスを明確にする
2-2 脱水	② 安定化処理（脱水）の必要性を明確にする
2-3 固化方法の選択	③ セメント固化を第一候補として選定すること
2-4 基準適合性	④ 現行の規制基準を参考とした廃棄体に対する技術要件の考え方の整理 ⑤ HICスラリーの放射能濃度の分析を分析計画の優先順位上位に位置づけること

① 固型化までのプロセスを明確にする / ② 安定化処理（脱水）の必要性を明確にする

ねらい

- ALPSスラリーの廃棄物ストリーム構築（廃棄体化までのプロセス具体化）



安定化処理の必要性

- 基本的な考え方は、p.17記載のとおり。速やかに、保管リスク低減、減容が期待できる安定化処理を実施することが望ましい。
- 安定化処理の代替として廃棄体化（固化）を先行的に実施することも考えられるが、前述のとおり、処理開始までは相応の時間を要する見込みであることから、難しいものと判断する。

フィルタプレスの合理性

- 上記の安定化処理の目的に照らすと、フィルタプレスは適合性が高いと考える。
- ALPSスラリーの固化技術開発、性状把握は、フィルタプレスによる脱水体を処理することを前提に進めている。
- フィルタプレスの安全性、合理性は、別途説明させていただく。

図 ALPSスラリーの処理フロー例

③セメント固化を第一候補として選定すること

ねらい

■ 固化方法開発の優先順位の設定

- セメント固化の得失及びセメント固化の適用可否判断に係る主な課題を下記に整理した。

メリット	デメリット
<ul style="list-style-type: none"> L2廃棄物として実績・知見が豊富である 比較的早期の処理開始が見込める 施設規模が小さい（用地確保、コスト） 処理時の安全性（溶融・溶解等が不要） 容器の腐食防止（高アルカリ） 	<ul style="list-style-type: none"> <u>減容が期待できない</u>（脱水体に較べて増加する可能性）
適用可否判断に係る主な課題	
<ul style="list-style-type: none"> 廃棄体要件を具体化するための廃棄物性状が把握できていない（低溶出性の要否判断など） 急結、白華など、水和時の化学反応に対する現象理解、管理手法確立の見通しが得られていない 埋設環境下での長期の化学的安定性、バリア影響評価に係る知見が不十分 	

- セメント固化については実績・知見、安全性など多くの面で優位性を有する。一方、減容の面では不利であり、廃棄物の保管場所の確保を優先する現状においては大きな欠点となる。
- セメント固化については、廃棄物性状把握、固化技術開発の両面で課題が残っており、現時点では適用可否の判断が難しい（参考：p.24）。
- セメント固化については有力な候補技術の一つとして、2025年度中に適用性の見通しの判断ができるよう性状把握、固化技術の開発を進めるものとする。

④ 現行の規制基準を参考とした廃棄体に対する技術要件の考え方の整理

ねらい

- 固化技術選定を目的とした固化体に対する技術要件の具体化（固化体に対する機能要否の判断）

廃棄体の技術要件の考え方

- 廃棄体の安全機能、安全確保の基本的な考え方は既存の放射性廃棄物と整合を図る必要があり、現行の規制基準を参考に技術要件案の整理を進める。
- 機能要求・性能要求は現行の規制基準と整合を図る。具体の仕様は、既存の放射性廃棄物とは性状が異なるものが含まれることを踏まえ、必要な機能・性能の確保を前提に柔軟な検討を行う。

固化技術毎の技術要件への対応

- 現行の規制基準を参考に整理した技術要件（案）と、固化技術毎の要件に対する対応可否の見通しについて次項に整理した。
- セメント固化を含めた常温固化は、制限物質の除去、低溶出性の付与など対応できない要件があるため、技術要件に対する対応が不要であることを性状把握等により確認しなければならない。また、固化技術としても、技術要件に対する対応可否の判断ができないものがあり、引き続き技術開発を進める必要がある。
- 2025年度の固化方針策定を目標に、引き続き、性状把握、固化技術開発を進める。

表 技術要件（案）及び固化技術による対応の見通し（例）

技術要件	代表的な固化技術									
	高温処理						常温処理			
	Geomelt		In Can		CCIM	アパタイト固化	ジオポリマー		セメント	
	-	容器一括溶融	-	充填型			充填固化	均一固化	充填固化	均一固化
①最大放射能濃度の評価・管理	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
②平均放射能濃度の評価・管理	-	-	-	-	-	-	<div style="background-color: #008000; color: white; padding: 5px;"> ・常温処理の適合性評価にあたり、性状把握・技術開発が必要な箇所（緑網掛け） </div>			
③廃棄物量の評価・管理	-	-	-	-	-	-				
④容器封入及び/又は固化（飛散・漏洩防止）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
⑤落下時の容器機能維持又は固形化（飛散率抑制）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
⑥廃棄物／容器の機能、健全性を損なう可能性のある物質の除去	○	○	○	○	○	○	×	×	×	×
⑦廃棄物／容器の耐荷重に対する力学的性能の確保	- (容器)	- (容器)	- (容器)	- (容器)	- (容器)	- (容器)	- (容器)	- (容器)	- (容器)	- (容器)
⑧埋設設備の機能、健全性を損なう可能性のある物質の除去	○	○	○	○	○	○	×	×	×	×
⑨廃棄物の化学的安定性	○	○	○	○	○	○	×	×	×	×
⑩水分除去	○	○	○	○	○	○	▲	▲	(バント、乾燥)	(バント、乾燥)
⑪処理技術に適合可能な物理的・化学的性状	● 分析/管理方法	● 分析/管理方法	● 分析/管理方法	● 分析/管理方法	● 分析/管理方法	● 分析/管理方法	▲ 分析/管理方法	▲ 分析/管理方法	▲ 分析/管理方法	▲ 分析/管理方法
⑫減容	○	○	○	○	○	○	-	×	-	×
⑬環境影響物質の除去／溶出率の低減	○	○	○	○	○	○	×	▲ 低溶出による対応可否	×	×
⑭核種移行遅延機能の付与（低溶出性、収着性）	○	○	○	○	○	○	● 分析必要	● 分析必要	○ (収着) 分析必要	○ (収着) 分析必要

⑤ HICスラリーの放射能濃度の分析を分析計画の優先順位上位に位置づけること

- 2025年度の固化方針策定にあたり、現時点ではALPSスラリーの性状に関する情報が不足しており、分析データの補強が必要である。2025年度の固化方針策定に向けたスラリーの分析を優先順位上位に位置付け、2024・2025年度に固化方針策に資する分析を追加する。
- 特に常温固化の場合、固化時の化学的挙動の複雑さや有害物等の熱分解が期待できないことなどから、処理技術の適合性評価にあたり、廃棄物の性状に依存する評価項目が多く、性状把握の重要性が高い。
- 現時点で不足していると考えられる下記の分析データ等の補強を図っていく（次項参照）。
 - ✓ 放射能濃度：C-14, I-129, Tc-99等の長半減期、低Kd核種など
 - ✓ 化学組成：処理可能な廃棄物性状の範囲確認、埋設環境下での安定性評価に資する条件
 - ✓ 制限物質の有無：塩分等
- 分析用の試料は、HICからの新規試料採取等により調達する。

表 ALPSスラリー 分析計画（案）

	分析数（想定）								
	2023	2024	2025	2026	2027	2028	2029	2030	2031
マイルストーン（仮）	▼分析計画策定		▼固化方針策定（候補絞り込み）			▼固化方法決定		▼固化施設設計開始	
				試設計・技術実証等		技術選定	設計・許認可		
炭酸塩スラリー（既設）		検討中 分析数、対象 個体等調整中			8	8	8	8	8
鉄共沈スラリー（既設）					4	4	4	4	4
炭酸塩スラリー（増設）					12	12	12	12	12
合計					24	24	24	24	24

HICからの採取
（安定化処理時の混合前の試料）

安定化処理ラインからの採取
（採取が容易／安定化処理時の混合後の試料採取）

値は安定化処理設備設計に合わせて見直し予定 25

ALPSスラリーの固化方針策定にあたり必要な分析

表 技術要件に対する分析項目

技術要件（抜粋）	分析による評価事項
⑥廃棄物／容器の機能、健全性を損なう可能性のある物質の除去	制限物質の有無の確認（塩分を含む）
⑧埋設設備の機能、健全性を損なう可能性のある物質の除去	制限物質の有無の確認（塩分を含む）
⑨廃棄物の化学的安定性	化学組成 → 埋設環境下で安定であること（長期変質評価を実施）
⑪処理技術に適合可能な物理的・化学的性状	化学組成 → 処理可能な性状の範囲であること
⑬環境影響物質の除去／溶出率の低減	環境影響物質の有無の確認
⑭核種移行遅延機能の付与（低溶出性、収着性）	放射能濃度（C-14,I-129,Tc-99等の長半減期、低Kd核種を補強）

分析実績

表 分析対象30核種と実績比較

核種	30核種	実績	核種	30核種	実績
H-3	○		Cs-137	○	○
C-14	○		Eu-152		○
Cl-36	○		Eu-154	○	○
Ca-41	○		U-234	○	○
Mn-54		○	U-235	○	○
Co-60	○	○	U-236	○	○
Ni-63	○	○	U-238	○	○
Se-79	○		Np-237	○	○
Sr-90	○	○	Pu-238	○	○
Zr-93	○		Pu-239	○	○
Mo-93	○		Pu-239+240		○
Nb-94	○	○	Pu-240	○	○
Tc-99	○		Pu-241		○
Ru-106	○		Am-241	○	○
Pd-107	○		Pu-242		○
Ag-108m	○		Cm-244	○	○
Sb-125	○	○			
Sn-126	○				
I-129	○				

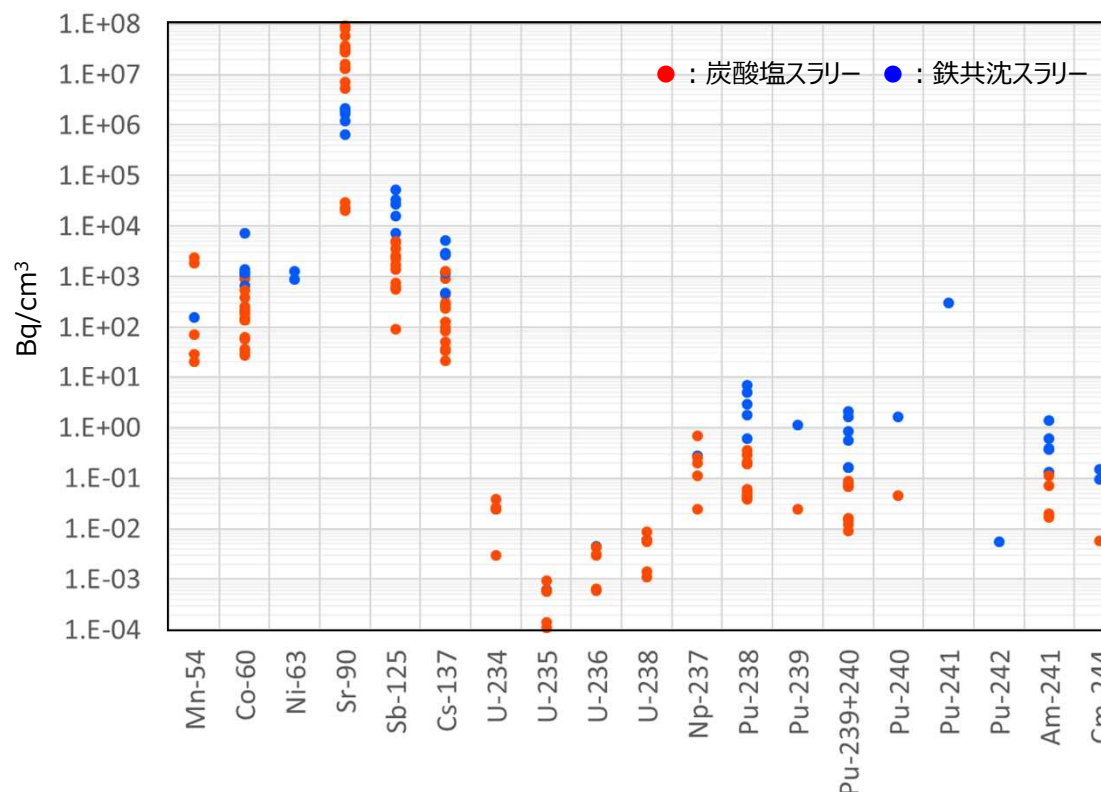


図 ALPSスラリー分析結果(FRAnDLi)

表 論点に対する対応方針まとめ

	論点における要求事項	対応方針	
コンクリート等廃棄物	①リスク（放射能濃度）に応じた適切な保管方法の検討	<ul style="list-style-type: none"> ・廃棄物の特性を踏まえた合理的な保管方法について、保管施設の安全機能に着目した検討から進めていく。 ・廃棄物の特性の把握、対象廃棄物の範囲の定義を行うため、廃棄物の性状把握を進める。 	
	②Cs-137を含めた主要な放射性核種の放射能濃度の分析 ③保管容器の表面線量とCs-137の相関関係の整理 ④放射能濃度分析における代表性確保、評価の考え方	<ul style="list-style-type: none"> ・2028年度を目途に、屋外一時保管対象の廃棄物について表面線量率による放射能濃度管理手法の整備を行う。 ・再利用対象（BG相当）を優先して検討を進める。 ・スケーリングファクタによる放射能濃度の評価・管理を想定し、Cs-137をキー核種とした核種濃度比に関するデータ蓄積を進める。 ・表面線量率－Cs-137濃度の相関性の整理にあたり、汚染分布・形状の多様性への対応が課題となる。 	
	⑤削った後の粉塵の処理方法	<ul style="list-style-type: none"> ・固形化に関して、大きな技術的課題は無いものとする。 ・有意に核種等が収着されている可能性があるため、発生する微粉の採取・分析を行う。 	
	⑥表面汚染したコンクリートの放射性核種の浸透深さ	<ul style="list-style-type: none"> ・コンクリートへの核種浸透状況、コンクリート内の核種分布状況の把握を進める。 ・現象理解、解析モデル構築、パラメータ取得、検証を念頭に置いた分析計画の策定を行う。 ・浸透・分布状況の評価結果は、解体モデルケース検討に展開し、解体方法、廃棄物保管方法等の具体化の検討に資する。 	
	⑦放射線障害防止のための措置を不要又は最小限とする考え方	<ul style="list-style-type: none"> ・1F構内における再利用用途の検討、再利用技術の整備等を進めていく。 ・再利用の用途・条件を特定した精度の良い安全評価を実施することで、適切な再利用基準等を検討する。 ・評価に用いる廃棄物のインベントリを設定する必要がある。廃棄物の分析データの蓄積を進める。 	
	⑧減衰保管に関する検討	<ul style="list-style-type: none"> ・分析により多様な核種の放射能濃度を把握し、廃棄物の減衰特性の理解・評価を進める。 	
	ALPSスラリー	①固型化までのプロセスを明確にする	<ul style="list-style-type: none"> ・保管リスク低減、減容を目的とした安定化処理の速やかな実施が望ましい。
		②固形化に向けたプロセスの一部としてその必要性を明確にする	<ul style="list-style-type: none"> ・固化処理は、処理開始までの期間の問題から、安定化処理の代替にできない。 ・フィルタプレスの安全性、合理性は、別途説明させていただく。
③セメント固化を第一候補として選定すること		<ul style="list-style-type: none"> ・性状把握、固化技術開発の両面で課題が残っており、現時点での適用性可否の判断は難しい。 ・2025年度中に適用性判断ができるよう性状把握、固化技術の開発を進める。 	
④現行の規制基準を参考とした廃棄体に対する技術要件の考え方の整理		<ul style="list-style-type: none"> ・現行の規制基準を参考に技術要件案の整理を進める。 ・機能要求・性能要求は、現行の規制基準と整合を図る。 	
⑤HICスラリーの放射能濃度の分析を分析計画の優先順位上位に位置づけること		<ul style="list-style-type: none"> ・2025年度の固化方針策定に向けたスラリーの分析を優先順位上位に位置付ける。 ・固化方針策に資する分析（2024・2025年度実施）を追加する（具体的な計画は検討中）。 	

以上