

もんじゅ廃止措置第2段階後半に向けた検討状況

2024年 1月 29日

日本原子力研究開発機構 (JAEA)

➤ 第2段階後半に向けた検討の概要（P3～P9）

第2段階後半の主要作業の概要と、もんじゅの廃止措置の特徴を踏まえた今後の廃止措置計画検討の基本方針を説明

➤ バルクナトリウム搬出に向けた検討状況（P10～P14）

現在は、第2段階の後半の主要作業の一つであるバルクナトリウムの搬出に係る検討に特に注力。今回、搬出に用いる設備設計や安全確保の基本的考え方を説明

➤ 性能維持施設の見直しに向けた検討状況（P15～P17）

第2段階の後半のプラント状態と廃止措置作業の変化に伴う性能維持施設の見直しの検討のポイントを説明。特に、今後のナトリウム関連設備の取扱いについて、もんじゅが整理した考え方を説明

1. 第2段階後半に向けた検討の概要
2. バルクナトリウムの搬出に向けた検討状況
3. 性能維持施設の見直しに向けた検討状況

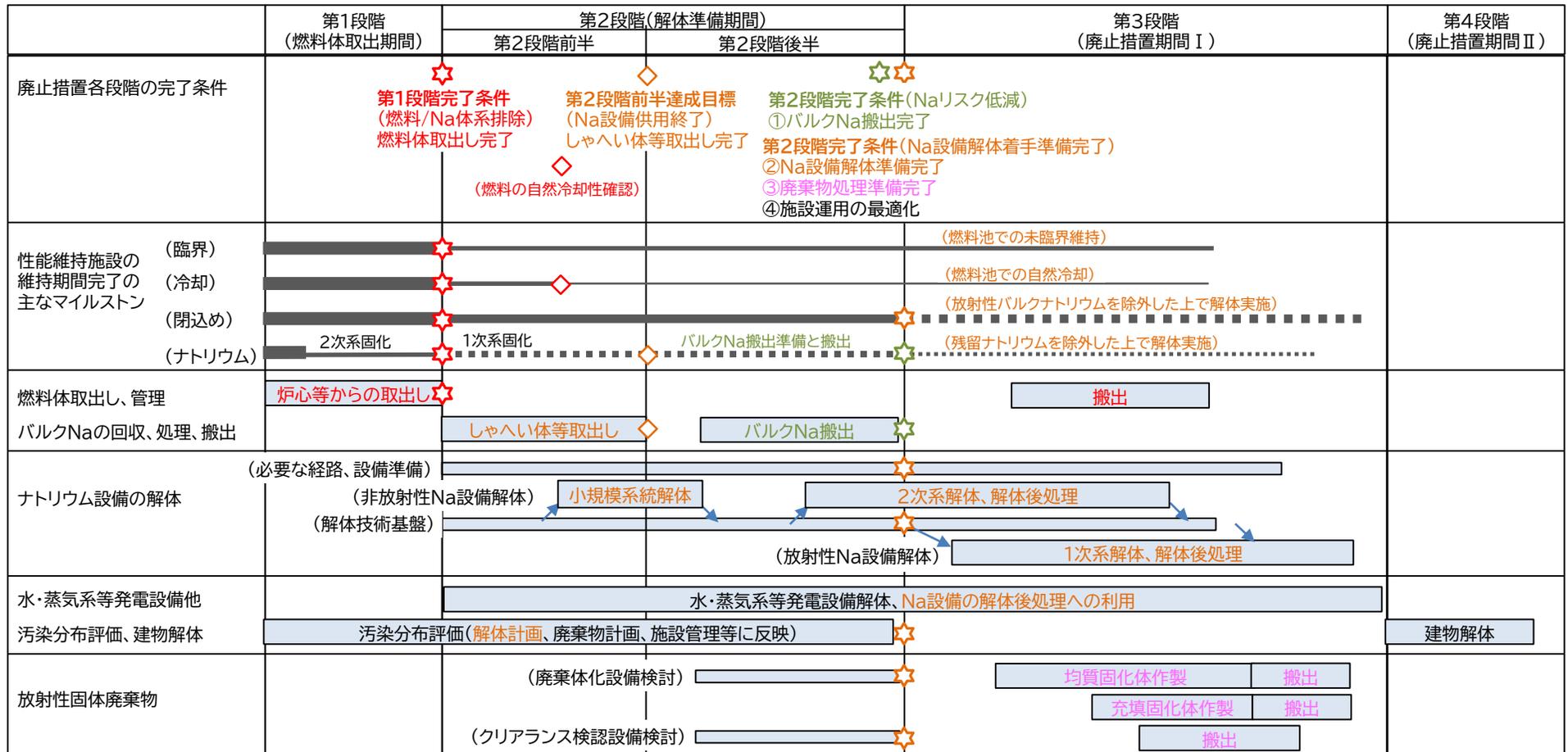
1. 第2段階後半に向けた検討の概要

(1)もんじゅ廃止措置計画全体像における各段階の位置付け

- もんじゅの廃止措置を安全、確実、かつ速やかに実施するため、以下の4段階から構成する
 - 第1段階：燃料体取出しを完了し、燃料/ナトリウム体系を排除
 - 第2段階：バルクナトリウム搬出を完了するとともに、ナトリウム設備本格解体着手の準備を完了
 - 第3段階：燃料体搬出、ナトリウム設備解体、廃棄物搬出を完了
 - 第4段階：建物解体を完了し、廃止措置を完了

廃止措置計画全体像（各段階の完了条件、施設の性能維持要求の変遷及び主な廃止措置作業）

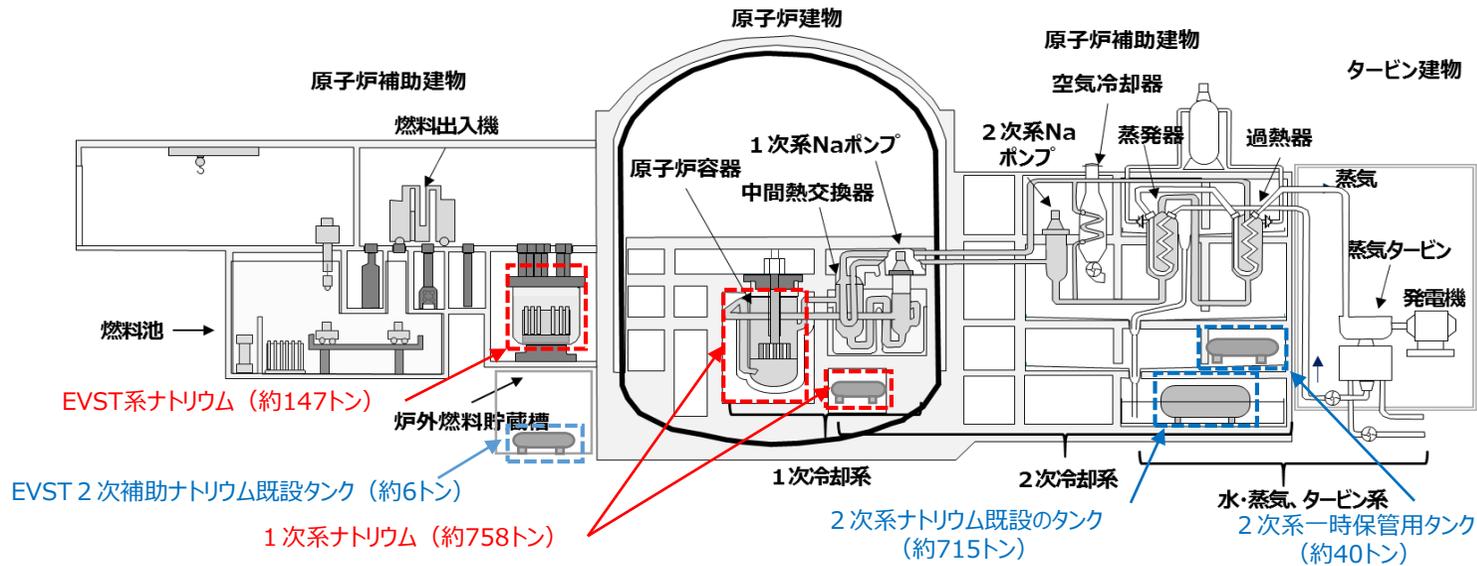
注）第3段階以降については現時点の想定



1. 第2段階後半に向けた検討の概要

(2)バルクナトリウムの搬出 ～第2段階の搬出対象ナトリウム～

- 2028年度に非放射性バルクナトリウムの所外搬出を開始し、2031年度に全てのバルクナトリウムの所外搬出作業を完了させ、ナトリウム保有に伴うリスクを低減する（廃止措置計画認可申請書記載事項）



「もんじゅ」におけるナトリウム (現時点における試算値)		第1段階終了時の保有量(トン)			第2段階の搬出対象ナトリウム
		バルクナトリウム※2	バルクナトリウム 以外のナトリウム	合計	
非放射性 ナトリウム	2次系	728	27	755	・バルクナトリウム ・第2段階回収ナトリウム※3(主にタンク底部を目標)
	EVST2補系	6	0	6	設備解体技術基盤整備に利用するため搬出対象外
放射性 ナトリウム	原子炉容器、1次系	727	31	758	・バルクナトリウム ・第2段階回収可能ナトリウム※3(主にタンク底部、燃料移送ポット内を目標)
	EVST1補系	127	19	147	
ナトリウム総計		1,588	77	1,665※1	—

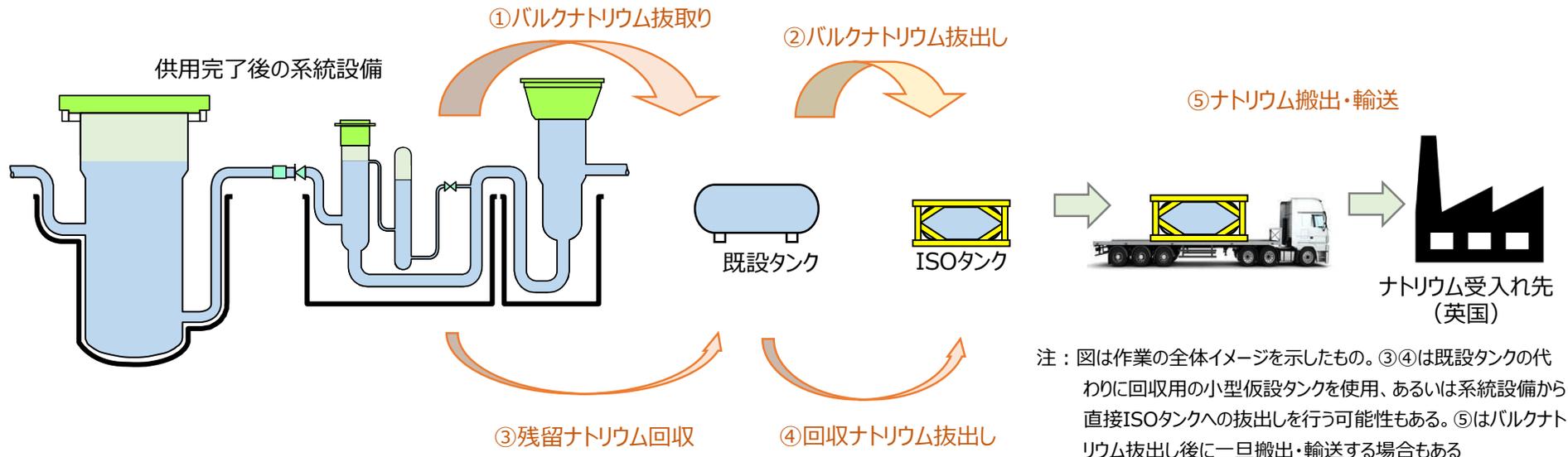
※1 四捨五入しているため、内訳の合計と一致しない ※2 既設設備を用いて通常操作で輸送用タンクへ抜き出すナトリウム
※3 バルクナトリウム以外のナトリウムの内、第2段階で回収可能なナトリウム

1. 第2段階後半に向けた検討の概要

(2)バルクナトリウムの搬出 ～作業プロセス～

- バルクナトリウム搬出完了に必要な作業プロセスは、以下のとおり
 - ① 系統設備から既設タンクへの「バルクナトリウム採取」
 - ② 既設タンクから輸送用のISOタンクへの「バルクナトリウム抽出し」
 - ③ 「バルクナトリウム採取」後の系統設備に残留した「残留ナトリウム※回収」
 - ④ 回収したナトリウムの輸送用のISOタンクへの「回収ナトリウム抽出し」
 - ⑤ ISOタンクをナトリウム受入れ先である英国へ搬出する「ナトリウム搬出・輸送」
- バルクナトリウム搬出に向けて多くの机上検討を実施。現場工事等を含めた事前準備を確実に進め、バルクナトリウムの搬出作業を安全・確実・速やかに実施する
- バルクナトリウムの搬出に係る基本スケジュールと、搬出に向けた検討手順を次頁以降に示す

※ 前頁の※3（バルクナトリウム以外のナトリウムの内、第2段階で回収可能なナトリウム）に該当するもの



注：図は作業の全体イメージを示したものの。③④は既設タンクの代わりに回収用の小型仮設タンクを使用、あるいは系統設備から直接ISOタンクへの抽出しを行う可能性もある。⑤はバルクナトリウム抽出し後に一旦搬出・輸送する場合もある

バルクナトリウム搬出までに必要な作業プロセス

1. 第2段階後半に向けた検討の概要

(2) バルクナトリウムの搬出 ～基本スケジュール～

- 主要クリティカル工程を安全、確実に9年間で実施し、バルクナトリウム搬出を2031年度に完了する
 - ・ しゃへい体等取出し作業：約600体のしゃへい体等取出し作業を4年間で実施
 - ・ 非放射性ナトリウムの抽出・搬出作業：抽出設備の整備準備から抽出・搬出までを4年間で実施
 - ・ 放射性ナトリウムの抽出・搬出作業：抽出設備の整備準備から抽出・搬出までを5年間で実施
 - ・ 抽出・搬出に向けた体制整備や事前訓練等は改造工事期間を利用して実施

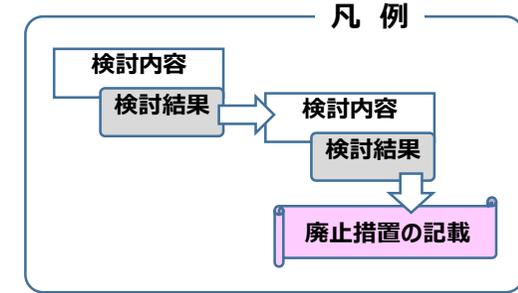
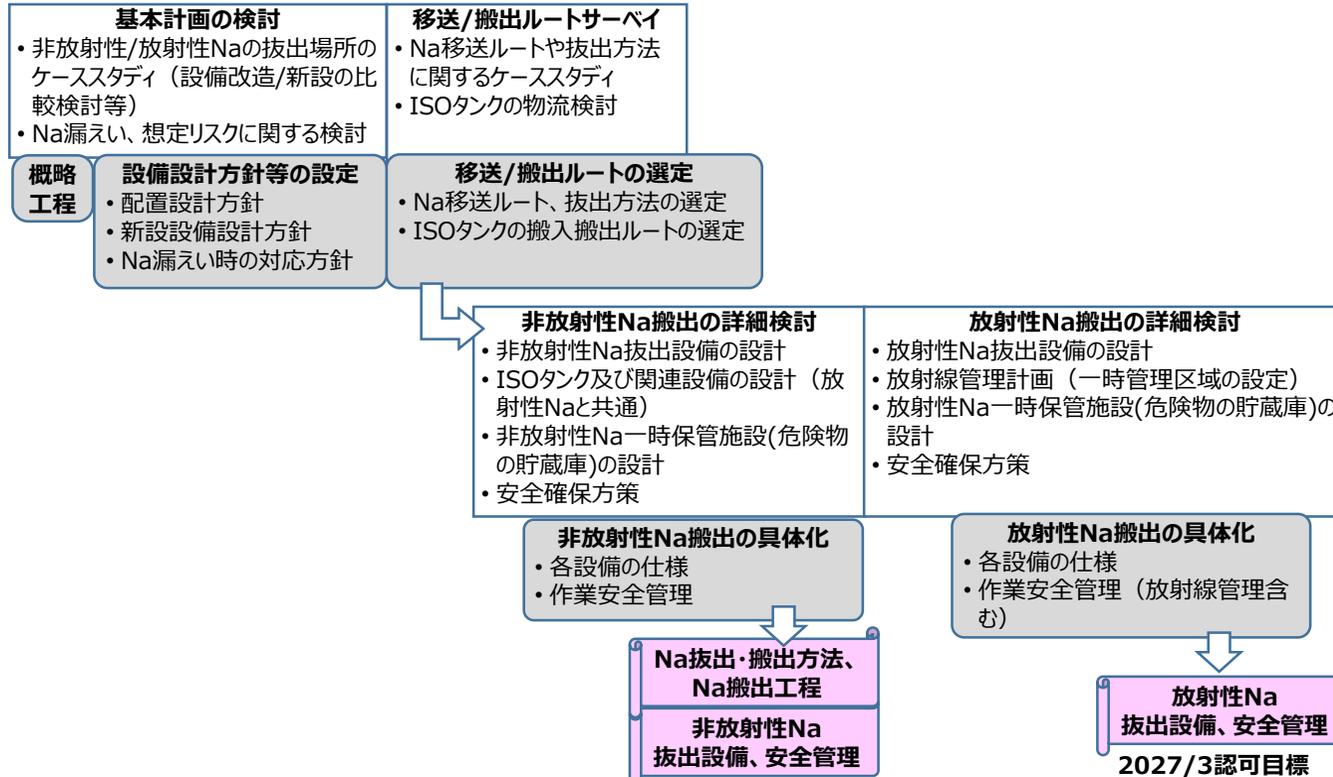
バルクナトリウム搬出に関する主要作業の基本スケジュール（現時点の想定）

バルクナトリウムの抽出・搬出主要工程	第2段階（前半）				第2段階（後半）				
	2023年度	2024年度	2025年度	2026年度	2027年度	2028年度	2029年度	2030年度	2031年度
抽出・搬出に係る基本事項検討	←----- ・概略工程 ・抽出エリア、ルート ・設備管理方針		←----- ・詳細工程		←----- ・手順書整備（非放射性）		←----- ・手順書整備（放射性）		
非放射性バルクナトリウム			許認可	抽出設備の整備準備／改造工事		抽出・搬出			
放射性バルクナトリウム	しゃへい体等取出し				←----- 体制整備等		←----- 体制整備等		
			許認可	許認可		抽出設備の整備準備／改造工事		抽出・搬出	
バルクナトリウム抽出後の残留ナトリウムの第2段階中の回収	←----- 認可事項 ・残留Na回収計画(放射性、非放射性含む)		許認可	←----- 認可事項 ・残留Na回収設備、安全管理 (EVST燃料移送ポット)		許認可	←----- 認可事項 ・残留Na回収設備、安全管理 (タンク)		
	←----- 回収に向けた検討（燃料移送ポット、大型タンク）				←----- 残留ナトリウムの回収対応				
	(搬出するNaは英国にて再利用するため、切子等の不純物の混入を避け、汲み上げ又はオーバーフローによる回収を基本とする)								

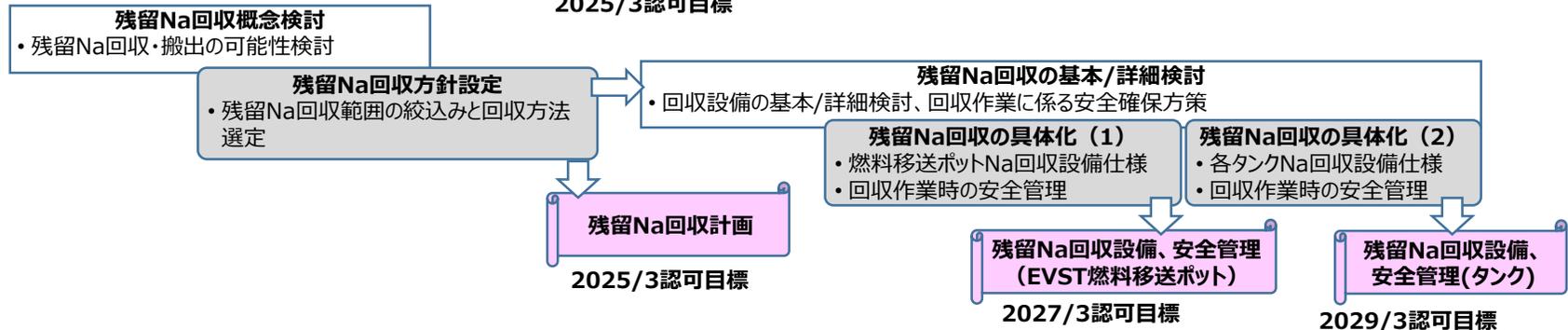
1. 第2段階後半に向けた検討の概要

(2) バルクナトリウムの搬出 ～搬出に向けた検討手順～

バルクNaの搬出



バルクNaとともに搬出する残留Naの回収



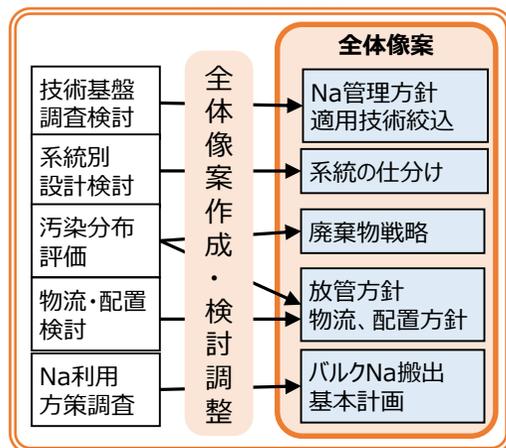
現在概念検討中のため申請時期が変わる可能性もある

1. 第2段階後半に向けた検討の概要

(3)ナトリウム設備の本格解体着手準備等 ～本格解体に向けた検討手順～

- 第2段階の準備作業の内容は、第3段階に行うNa設備の本格解体の計画に基づき設定する
- 第3段階の本格解体の計画の策定に当たっては、以下の特徴に留意する
 - ・ 我が国初の原子炉施設のNa設備解体であり、解体技術基盤の整備、適用に当たっての検証、作業習熟が必要
 - ・ タンク、配管、ポンプ等の共通的な機器の他、原子炉容器、コールドトラップ等の特殊機器があり、共通的な機器は2次メンテナンス冷却系(2次メ冷)等の小規模系統、2次系、1次系と段階的に解体技術の検証、習熟が可能である一方、特殊機器については個々の技術開発、検証、習熟が必要
 - ・ 解体作業のためには、作業エリア、移送ルート確保、設備整備が必要があり、これらは、解体により発生する解体廃棄物の管理、放射線管理、施設運用計画、要員計画等との整合が必要
- 上記を踏まえ、系統設備の解体順序に応じ、段階的に本格解体の計画を具体化していく

これまでの検討

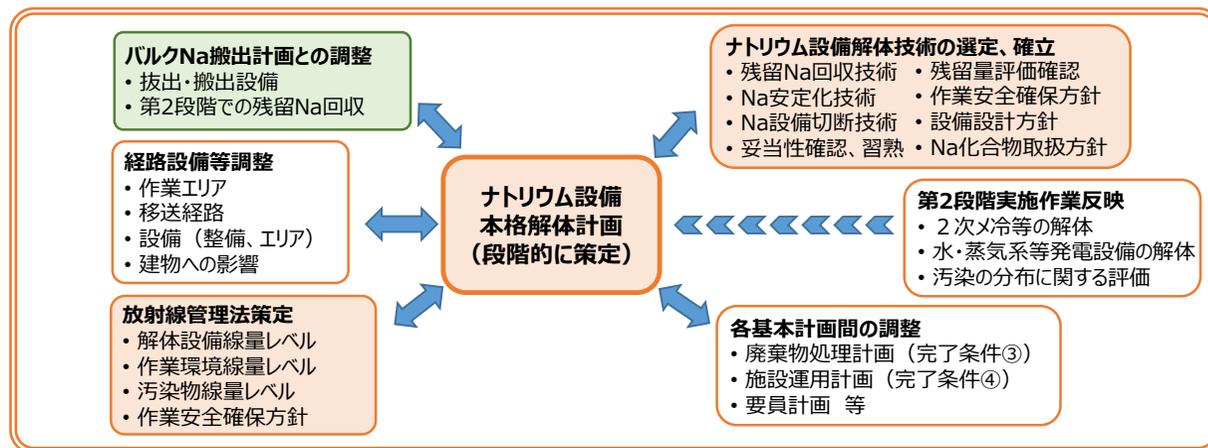


検討結果を段階的に
廃止措置計画へ反映

変更認可 (2023/2認可)
 ・ 廃止措置の基本方針
 ・ 第2段階完了条件、等

全体像、
完了条件
の具体化

ナトリウム設備本格解体に向けた各種検討・調整事項イメージ



変更認可 (2025/3認可目標)
 ・ 2次メ冷の解体方法、安全管理
 ・ 非放射性Na設備の物流整備計画、細断・洗浄設備設置の計画

変更認可 (2027/3認可目標)
 ・ 2次系Na機器の解体計画

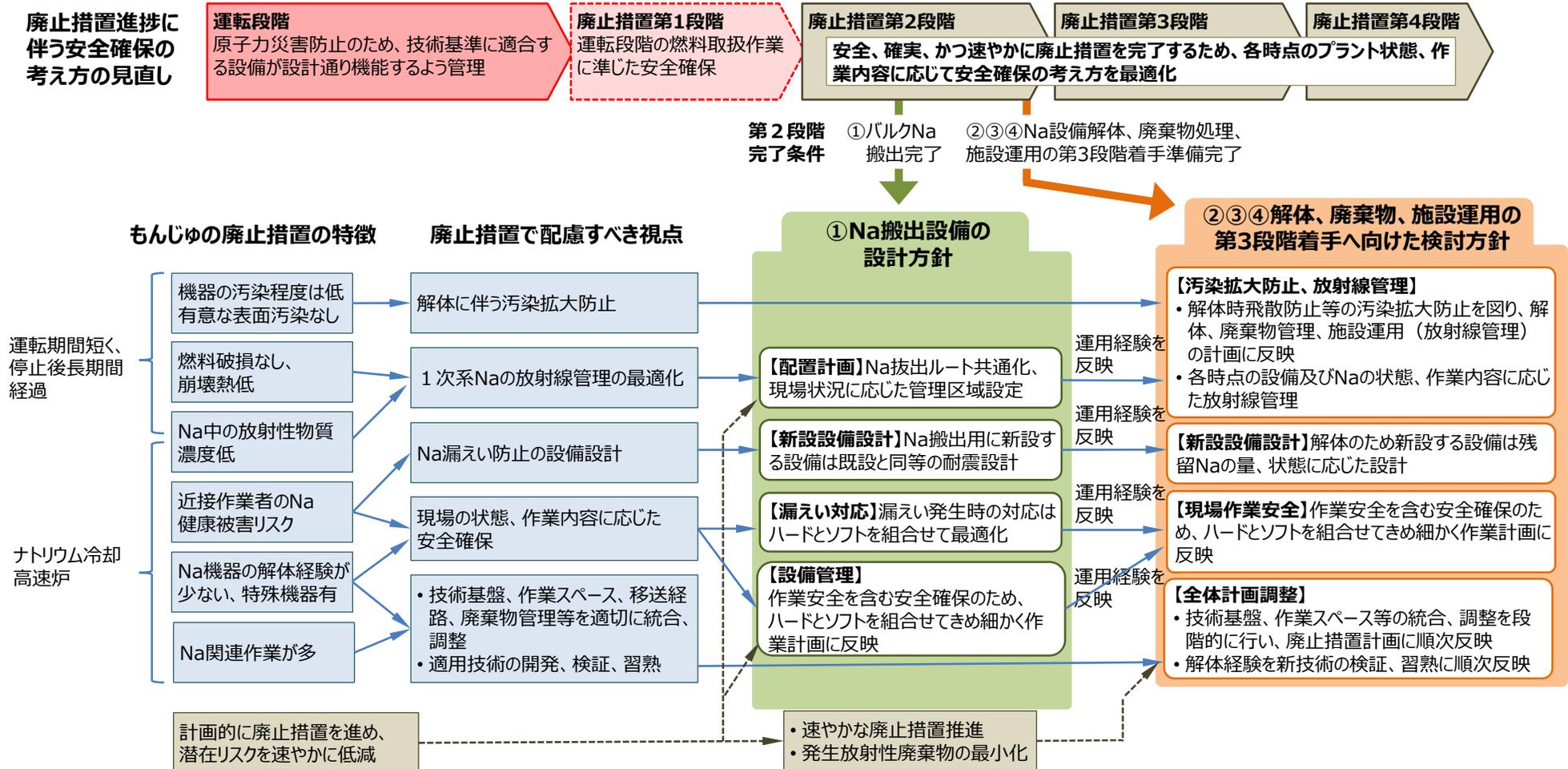
変更認可 (2029/3認可目標)
 ・ 2次系Na機器の解体方法、安全管理
 ・ 放射性Na設備の解体計画
 ・ 廃棄物処理設備の整備計画

概ね2年毎に廃止措置計画に反映し、認可を得る予定
現在概念検討中のため申請時期が変わる可能性もある

1. 第2段階後半に向けた検討の概要

(4)もんじゅの廃止措置の特徴を踏まえた今後の廃止措置計画検討の基本方針

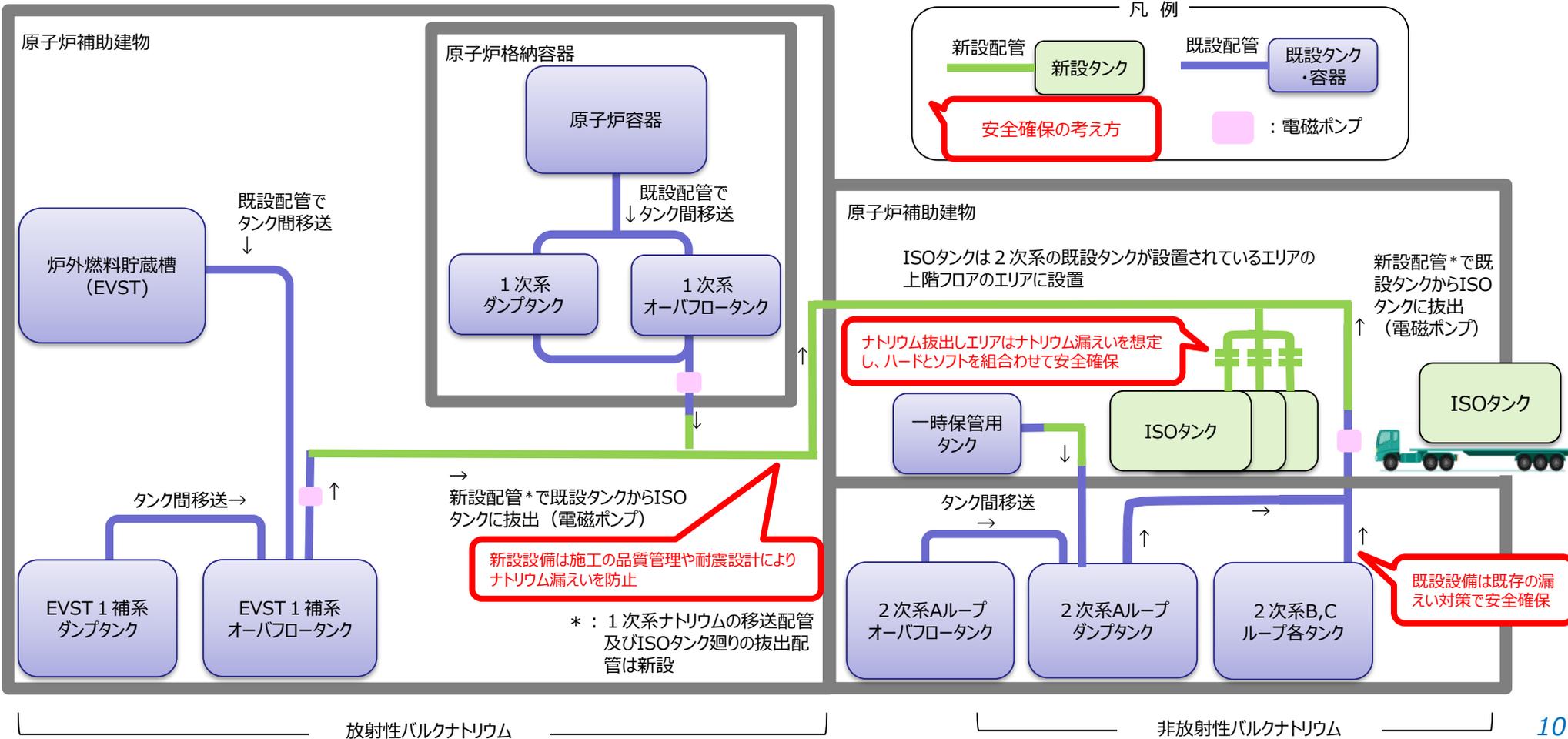
- 安全確保の考え方は、もんじゅの廃止措置の特徴と廃止措置各段階のプラント状態、作業内容の変化を考慮して見直し。廃止措置計画の検討方針へ反映する等して、廃止措置各段階の安全確保方策を具体化



2. バルクナトリウムの搬出に向けた検討状況

(1) ナトリウムの移送ルート等の概要と安全確保の基本的考え方

- ナトリウムの抜取り、拔出しに係るナトリウムの移送ルート及び拔出し方法の概要を下図に示す（過去の監視チーム会合における説明内容からの進捗は参考資料1を参照）
- ナトリウム漏えいを最大の安全阻害要因と捉え、**新設設備においては漏えいを防止する設計（P11~P12）、既設設備においては既存の漏えい対策を有効に活用して安全を確保**
- 作業員が近接して特有の作業を行う**拔出しエリアにおいては、ナトリウム漏えいを想定してハードとソフトを組合わせて安全を確保（P13~P14）**



2. バルクナトリウムの搬出に向けた検討状況

(2)新設設備設計の考え方 (1/2)

1. 基本的考え方

- 新設するISOタンクやナトリウム移送用の配管は、もんじゅ内の設備からナトリウムを排出するために一時的に使用する工事用の設備
- 一方、ナトリウムは化学的に活性であり、ナトリウム漏えいはナトリウム移送作業に従事する作業者の安全に影響を与えるだけでなく、廃止措置工程を大きく遅延させるおそれ
- 従って、工事用の設備とはいえ、ナトリウム移送に用いる設備は、**ナトリウム漏えい防止を第一に考えて設計する**

2. 設備設計方針

① 施工の品質管理

技術基準は、施設供用に向けた設置、運転等の基準であるが、ナトリウム移送時の作業員の安全確保及びナトリウム漏えい時の工程遅延リスクに鑑み、新設するナトリウム移送配管は、**高速原型炉第4種機器*1相当として、以下の技術基準に適合するよう設計**

- ナトリウム冷却型高速炉に関する構造等の技術基準*2
- ナトリウム冷却型高速炉の溶接の技術基準*2
- ナトリウム冷却型高速炉の溶接の方法等*2

*1：「高速原型炉第4種機器（容器及び管）」とは、高速原型炉第1種機器、高速原型炉第2種容器、高速原型炉第3種機器及び高速原型炉第5種機器（管）以外の容器又は管（内包する流体の放射性物質の濃度が37ミリベクレル毎立方センチメートル（流体が液体の場合にあっては、37キロベクレル毎立方センチメートル）以上の管又は最高使用圧力が零メガパスカル（ゲージ圧）を超える管に限る。）をいう。JSME 発電用原子力設備規格 設計・建設規格ではクラス3機器(管)に該当

*2：「研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に添付されている別紙1、2、3参照。これら基準に記載されたJISの引用年次が古い、あるいは記述が古い場合は、直近のJIS、又はJSME 発電用原子力設備規格の設計・建設規格、材料規格、溶接規格を適用する

2. バルクナトリウムの搬出に向けた検討状況 (2)新設設備設計の考え方 (2/2)

2. 設備設計方針 (続き)

② 耐震設計

➤ 配管

- 今回新設する配管の耐震要求は、設置許可申請書添付書類八、耐震設計のクラス別施設：第1.3-1表の「Aクラスに属さない施設に該当し、大量の液体ナトリウムを内蔵する設備はBクラスとして設計」に相当すると考えられるため、耐震クラスはB
- しかし、ナトリウムの移送配管は空気雰囲気中のエリアに設置されることから、地震起因による配管の損傷を排除することを目的に、**Sクラス地震にも耐える設計となる耐震クラスB(S)とする**

新設配管の漏えい対策方針について

ナトリウム移送配管は、供用時間も短く、構造材料の劣化に伴う配管の損傷は考えられない。このため、前述の施工の品質管理や耐震設計を確実に行うことで、ナトリウム漏えいを排除できる。従って、新設配管の漏えい対策方針としては、ナトリウム漏えいの監視は可能な状態とするが、**ナトリウム漏えいを想定した樋や床ライナまでは敷設しない**

➤ ISOタンク

- 国際規格に適合したISOタンクは輸送時に加わる荷重を考慮した設計となっているものの、Sクラス地震動想定の評価は実施されていない
- 従って、**ナトリウム拔出エリアに固定したISOタンクにナトリウムを充填した状態での各部位（ISOタンク本体及びフレーム、ISOタンク専用台車等）の構造評価を実施し、ナトリウム漏えいが生じないことを確認**

2. バルクナトリウムの搬出に向けた検討状況

(3)ナトリウム抽出しエリアにおける安全確保の考え方 (1/2)

1. 基本的考え方

- ISOタンクと移送配管との接続部は、フランジ接続。ISOタンクの接続/切り離しを繰り返し（非放射性ナトリウム抽出しで40回以上）行うことから、作業性や工程成立性などを総合的に考えるとフレキシブル配管を用いた接続となる
- 一方、フランジ接続は、溶接構造とは異なり、シール材を用いた密封構造となり、シール部からのナトリウム漏えいの可能性を完全には排除できない
- ナトリウム抽出しエリアには近接して作業を行う作業員も存在することから、作業員の安全確保のため、**次頁に示すようなフランジ部からの微小漏えいを想定した漏えい対策を行う**
- **また、ナトリウム漏えい対策は、作業区画毎に漏えいの検出・停止・周辺設備等への影響緩和をハードとソフトを適切に組合わせる**

2. ナトリウム抽出しエリアにおける漏えい対策の方針

① 漏えいの検出（監視）

- 既設の火災感知器に加え、漏えい想定箇所であるフランジ部から漏えいしたナトリウムを検出できるよう、ISOタンクの上部にナトリウム漏えい検出器を設置（ハード）
- 近接して作業を行う作業員等が現場で直接監視するとともに、異変を感じた場合は速やかに中央制御室へ連絡。ナトリウム漏えいを中央制御室にて早期に判断（ソフト）

② 漏えいの早期かつ確実な停止

- 電磁ポンプの停止又は弁の閉止等の操作を速やかに実施できる体制を整備。漏えいの停止の対応はナトリウム抽出しエリア（漏えいの発生エリア）以外でも可能な状態にしておく（ソフト）

③ 漏えいの影響緩和

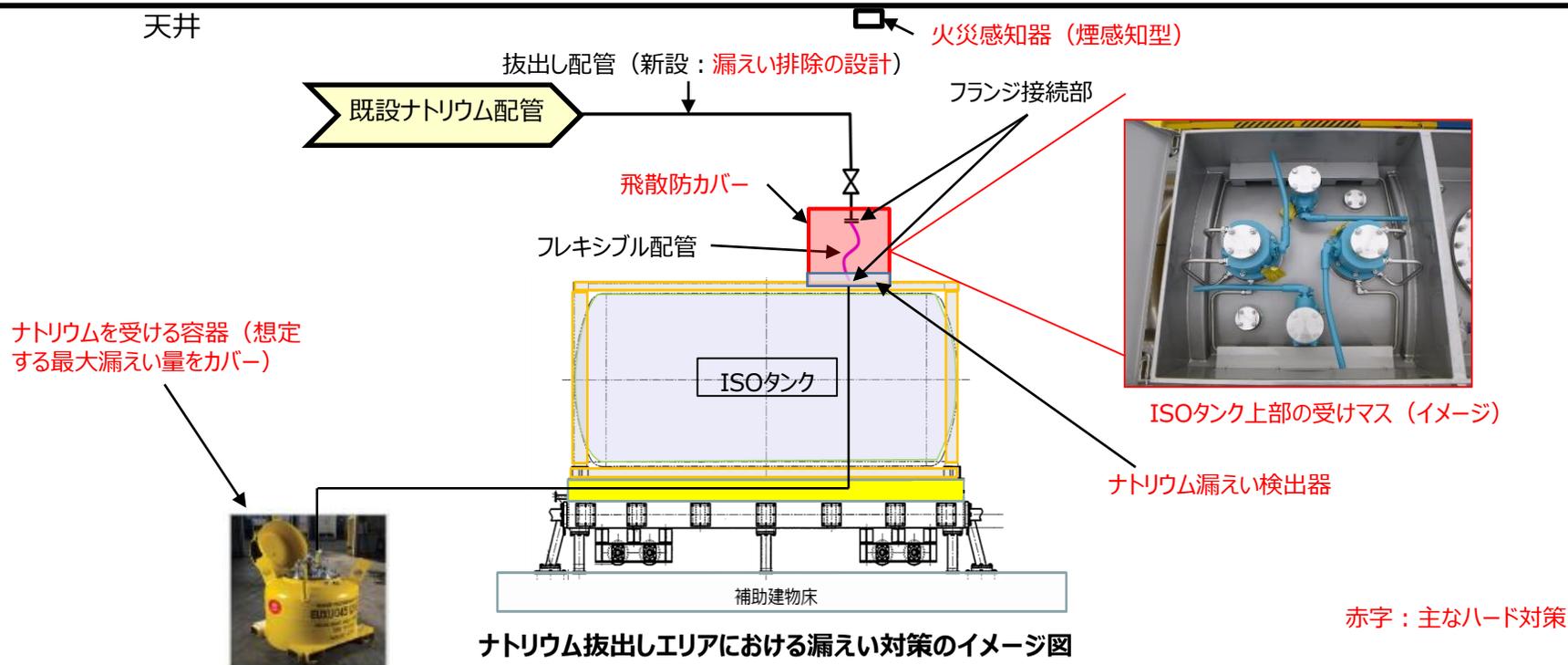
- 換気系の運転停止し、空気供給を遮断するとともにナトリウムエアロゾルの拡散を抑制（ソフト）

2. バルクナトリウムの搬出に向けた検討状況

(3)ナトリウム抽出しエリアにおける安全確保の考え方 (2/2)

2. ナトリウム抽出しエリアにおける漏えい対策の方針 (続き)

- 漏えいを想定するフランジ部にはナトリウム漏えい時のナトリウムの飛散を防止するカバー等を設置 (ハード)
- ISOタンク設置位置の直下には既設の床ライナはないため、フランジ部から漏えいしたナトリウムを受ける容器等をISOタンク周囲に設置し、ナトリウム-コンクリート反応を防止。漏えいしたナトリウムを当該容器等に導くよう、ISOタンクの上部には受けマスを設置 (ハード)
- 容器等の容量は想定する最大漏えい量をカバーできるものとする (ハード)
- ナトリウム抽出しエリアにはナトレックス消火剤を配備し、漏えいを確認次第作業員等が速やかに初期消火 (ソフト)



3. 性能維持施設の見直しに向けた検討状況

(1) 廃止措置の進捗に応じた性能維持施設の抽出と検討のポイント

以下のもんじゅ固有の事項を踏まえ、その時々に対応の方向性を模索しながら、性能維持施設の維持を含めた廃止措置を実施中

1. **炉心に燃料体がある状態から廃止措置へ移行**
2. **冷却材として化学的に活性なナトリウムを使用する原子炉施設**

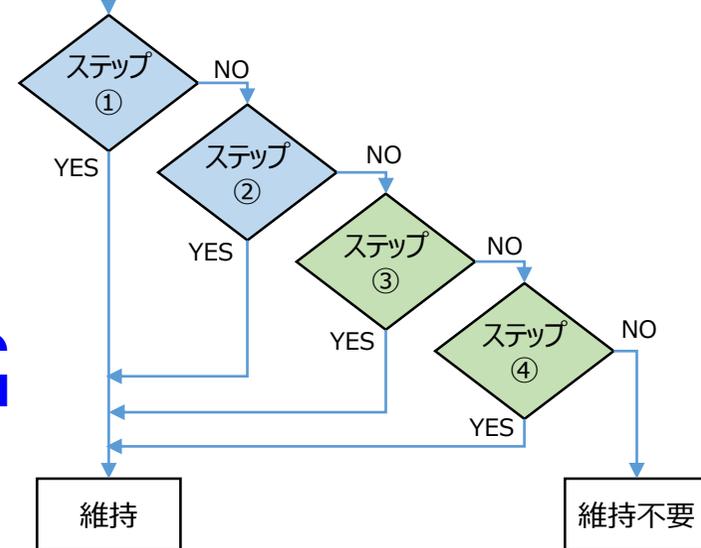
第2段階（後半）の性能維持施設の抽出における基本的考え方（別紙及び参考資料2）

- 現在のもんじゅは燃料体取出し作業を完了しており、軽水炉の廃止措置開始状態と基本的に同じ状況
- 従って、性能維持施設を抽出する観点は、軽水炉と共通（**公衆及び放射線業務従事者の受ける線量の抑制又は低減**）
- 加えて、廃止措置全体を通じた公衆及び放射線業務従事者の受ける**線量の計画的な低減を損ねるリスク（大幅な工程遅延リスク）を早期低減する観点が必要**

第2段階（後半）の検討のポイントは以下のとおり

- **ステップ①：第2段階（後半）で重要な安全機能か？**
 - 燃料池水の強制冷却が必要ないことを確認し、燃料池水冷却に関する安全機能を除外（参考資料3）
- **ステップ②：第2段階（後半）で大規模損壊対応に必要な機能か？**
 - サイト内に燃料及びバルクナトリウムが存在することから、大規模損壊等への対応については引き続き機能を維持
- **ステップ③：もんじゅの特殊性を考慮して維持すべき機能か？**
 - しゃへい体等取出し作業終了後は、リカバリープランを除外
 - バルクナトリウムの抜出・搬出作業に用いる設備については、設備の使用方法、作業安全確保の在り方等を検討の上、管理方法を決定し、維持/除外を判断
- **ステップ④：廃止措置の安全確保上、必要な機能か？**
 - 上記①～③の結果を踏まえ判断
- また、安全機能の見直し結果、プラント状態の変更を踏まえ、より効果的な設備運用を図るため、予備機、維持台数を見直す（参考資料4）

第2段階前半において必要とした全ての安全機能及び追加、使用する設備の安全機能



安全機能の抽出フロー

作業の特徴を踏まえた設備管理の考え方

- 性能維持施設から除外したナトリウム関連設備は、工事用仮設設備として保安規定に基づき、作業に供する設備の管理方法を設定し安全確保

設備の管理方法

保安規定に基づき、具体的な設備管理の方法を設定し管理

- 設備使用前は、点検、自主的な検査、消防法に基づく検査により健全性を確認
 - 既設設備（再使用設備を含む）・・・従前の点検内容を踏襲した点検、自主的な検査
 - 新設設備・・・消防法に基づく検査（耐圧検査等）、自主的な検査（溶接検査等）
- 作業中は、設備状態の監視により健全性が確保されていることを確認

メリット

- 定期事業者検査が省略
 - ナトリウムを取り扱う期間が短縮
 - 検査独立性のために必要であった人員が削減
- 作業管理の中で運転状態をきめ細かく監視し、異常の早期発見、対処



- ナトリウムを保有するリスクの早期低減に寄与
- 余剰リソースを他の廃止措置作業の検討に分配



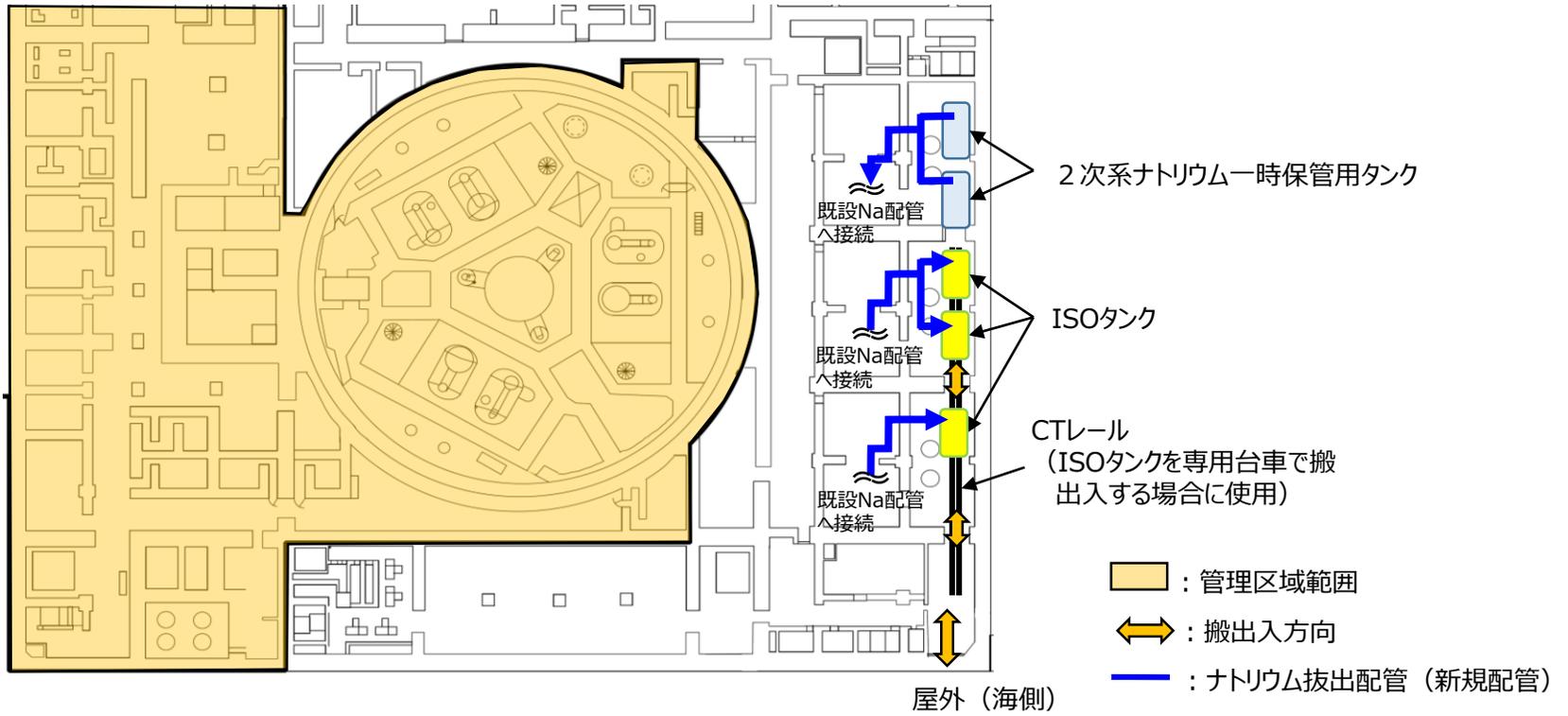
より安全確実速やかにバルクナトリウム拔出、搬出が可能

参考資料1

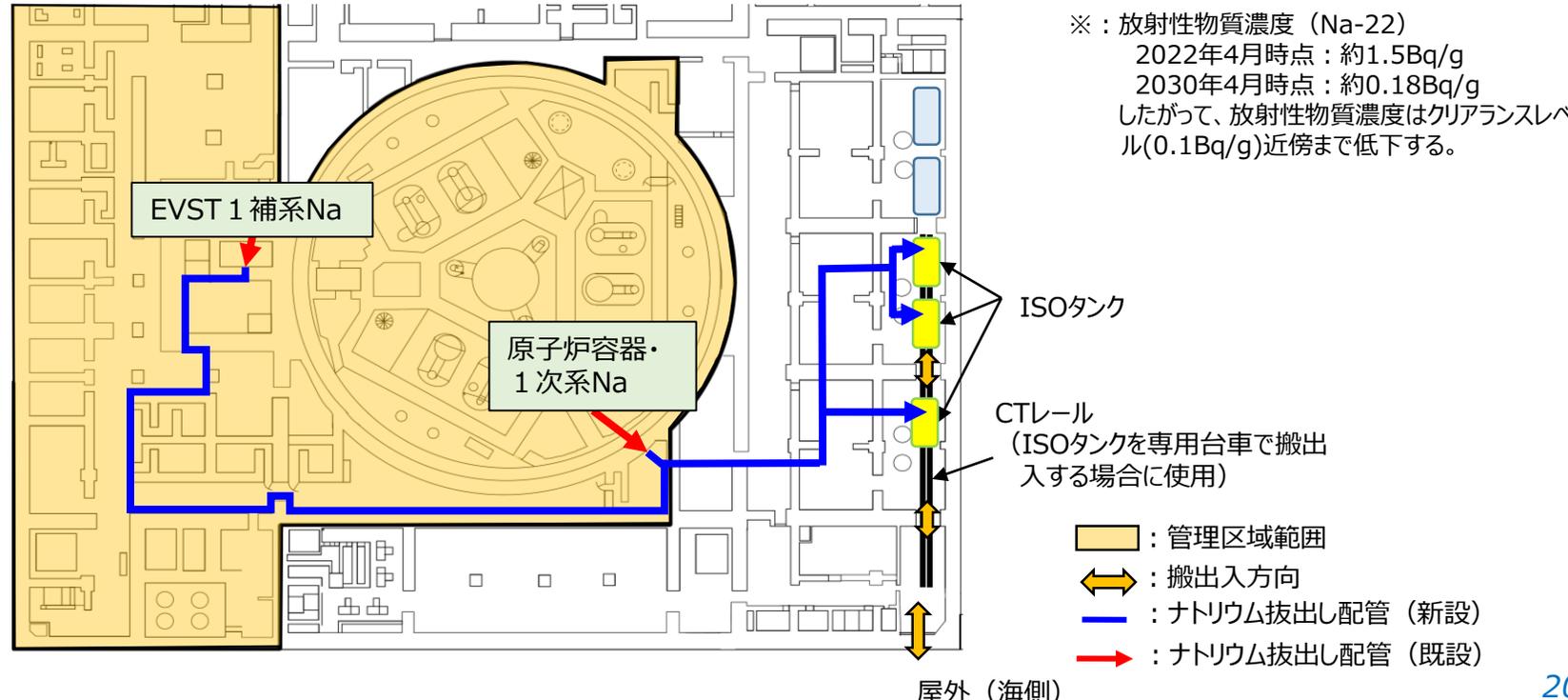
ナトリウムの抽出しエリア、ルート、抽出し方法

● 非放射性ナトリウムの抜き出しエリア

- 非放射性ナトリウムは、原子炉補助建物（非管理区域）に設置されている2次系既設タンク内で保管中
- ISOタンクをこれらの2次系既設タンク近傍に設置することが最も合理的な配置
- ISOタンクの運搬ルートは、過去に廃止措置第1段階で実施した2次系ナトリウム一時保管用タンク搬入ルートを活用することが合理的
- 上記のルートを活用した場合、設備設置スペース及び抜出作業スペースを考慮し、下図に示すエリアが最も適切



- 放射性ナトリウムは、原子炉建物に設置されている原子炉容器、1次系既設タンク及び原子炉補助建物（管理区域）に設置されている炉外燃料貯蔵槽（EVST）、EVST 1補系既設タンク内で保管中
- 放射性ナトリウムを取扱うことから、既存の管理区域内のエリアを前提とした検討をこれまでに実施。限られた期間内で搬出を達成するために、抜き出しエリアに複数基のISOタンクを設置することを前提としており、既存の管理区域内で最もスペースが確保できる原子炉格納容器オペレーションフロアを候補として検討を進めてきた（次頁参照）
- 一方で、廃止措置第1段階において燃料を破損させることなく燃料体取出し作業を完了したこと、1次系ナトリウム中の放射性物質濃度は低く※、抜き出し作業時のISOタンク廻りの放射線レベルも低いと想定されることを踏まえると、放射性ナトリウム抜き出しエリアは、**一時管理区域を設定する必要はあるものの追加工事規模を最小化でき、ナトリウムの早期搬出が見込める非放射性ナトリウムと同一場所とすることを前提に検討を進める**（一時管理区域の設定は2027年3月頃の認可を目標）



第39回監視チーム会合
資料3-1 参考資料 -1
P7より抜粋

● 過去の検討の経緯

【第39回監視チーム会合における説明内容】

放射性ナトリウムの抽出し検討については、昨年度は ISO タンクを格納容器オペレーションフロアへの設置を想定し、1次冷却系ナトリウム抽出し方法の検討を実施した。今年度は炉外燃料貯蔵槽ナトリウムの抽出し方法を含め、原子炉補助建物への ISO タンク設置による抽出し方法を検討し、比較評価を行っている。図6に格納容器オペレーションフロアへの設置による抽出し方法イメージを示す。

● その後の検討状況

- 抽出しエリア共通化により、ISOタンクを固定するための設備、取回しのための楊重設備等を共通にでき、設計検討や工事物量を低減できる見込み。
- また、管理区域内の工事物量を低減することで、将来の放射性廃棄物の発生量の最小化にも寄与。

(参考) 原子炉格納容器オペレーションフロア上の課題

- 床応答スペクトルの加速度は高所であるほど大きくなるため ISOタンク固定を剛構造とするための設備規模は、低所に比べ大きくなる
- 加速度を押さえるために免振構造とした場合は、加振試験の実証を含め、長期に渡る検討が必要となり、搬出工程に影響が及ぶおそれ
- Na抽出・搬出作業にてオペレーションフロアを占有することになり、他の廃止措置作業（設備点検など）へのエリア干渉が生じる

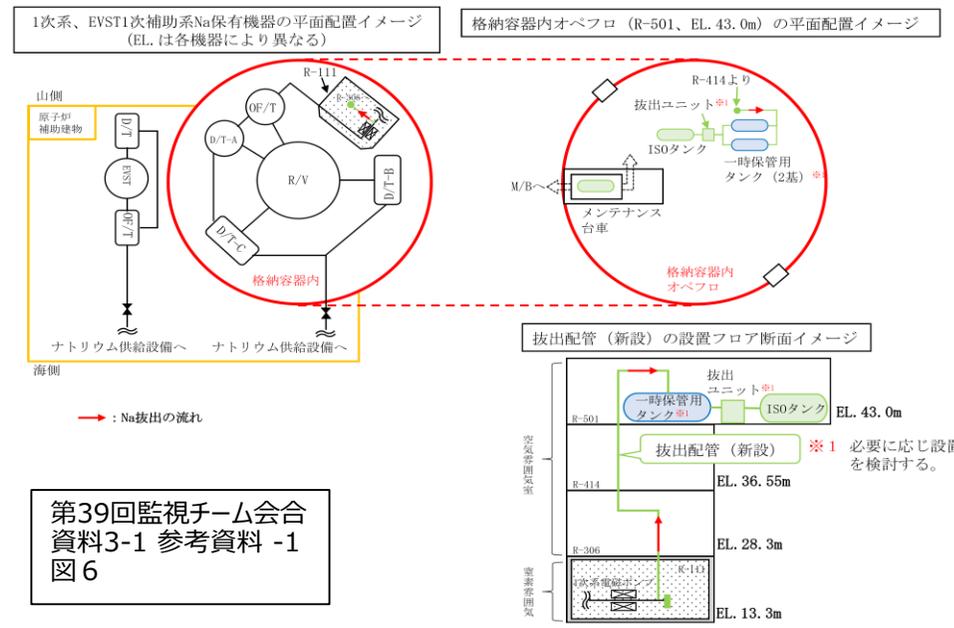
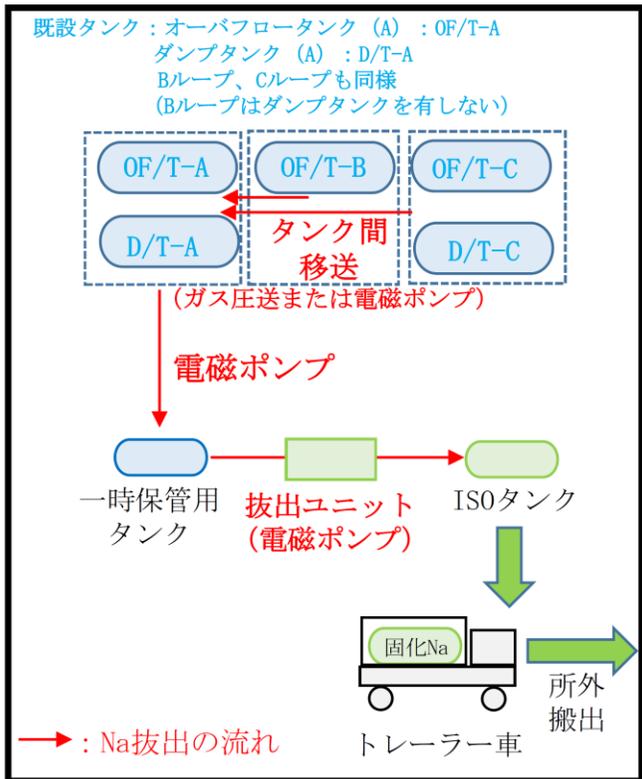


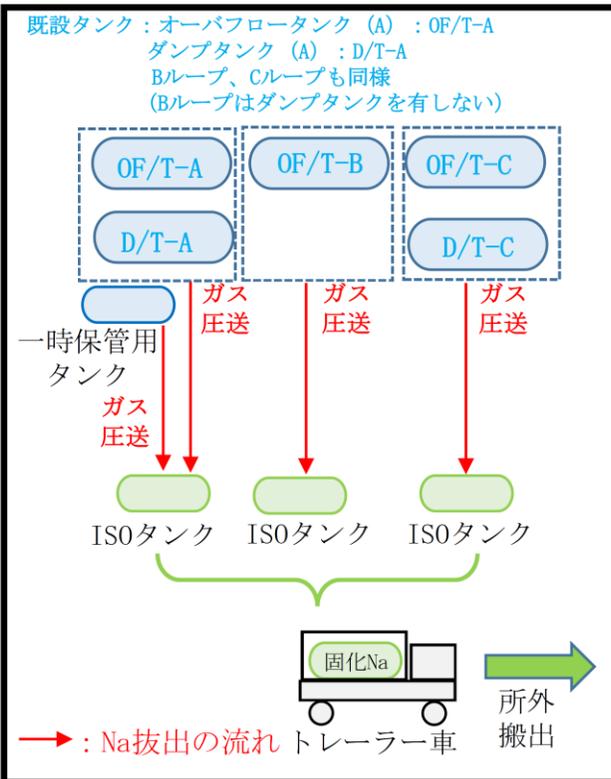
図6 格納容器オペレーションフロアへの設置を想定した抽出し方法

No	項目	第39回監視チーム会合における説明内容	現在の検討状況	進捗内容
1	抽出し方法	ガス圧を利用して抽出する方法が優位とされている。	電磁ポンプによる抽出とする。	<p>当時は設備復旧範囲を可能な限り最小化する観点で進めており、この観点においてガス圧の方がわずかでも優位と考えていた。</p> <p>その後、抽出作業の具体化を進める中で、ISOタンクへの抽出作業においてはISOタンクに過充填することのないよう流量調整が重要な要素の一つであることが分かった。</p> <p>ガス圧の際の流量調整はガスの圧力や弁操作にて行うが、細かな調整にはあまり向かない。一方で電磁ポンプの際の流量調整はポンプ電圧で制御が可能であり、ガス圧に比べて容易である。また、設備復旧範囲においてもNo.2に示すとおりガス圧との優劣差はほぼ無くなるため、電磁ポンプでのナトリウム移送を採用する。</p>
2	抽出し方法	<p>以下の3案（図1及び図2参照）から検討するとしていた。</p> <p>案1) 既設タンク内ナトリウムを一時保管用タンク内に電磁ポンプ移送し一時保管タンクからISOタンクへ移送</p> <p>案2) 各ループの電磁ポンプ出口側配管に新設配管を接続しガス圧でISOタンクへ移送。 一時保管用タンクは直接ISOタンクと接続しガス圧で移送。</p> <p>案3) 各ループ一時保管タンクへの移送時の配管敷設と同じルートとし電磁ポンプでISOタンクへ移送。 一時保管用タンクは直接ISOタンクと接続し抽出ユニットで移送。</p>	B、Cループの電磁ポンプ出口側配管に新設配管を接続し、既設タンクからISOタンクへは電磁ポンプで移送。	電磁ポンプでの移送を前提として復旧範囲を最小化する観点で改めて検討を進めた結果、電磁ポンプ出口側配管に新設配管を接続することで復旧範囲が最小化できることから、接続位置は当初の案2として移送方法は電磁ポンプでの移送とした。

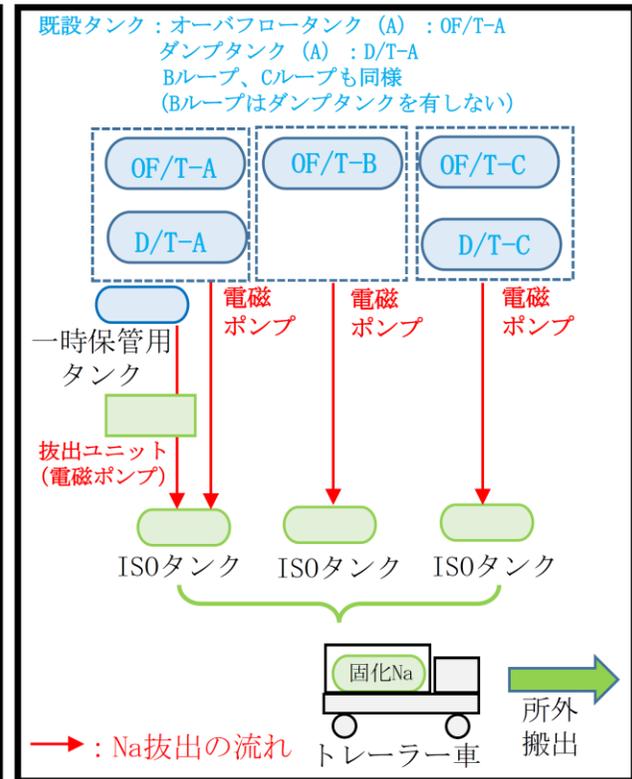
第39回監視チーム会合
資料3-1 参考資料 -1
図 1



案 1



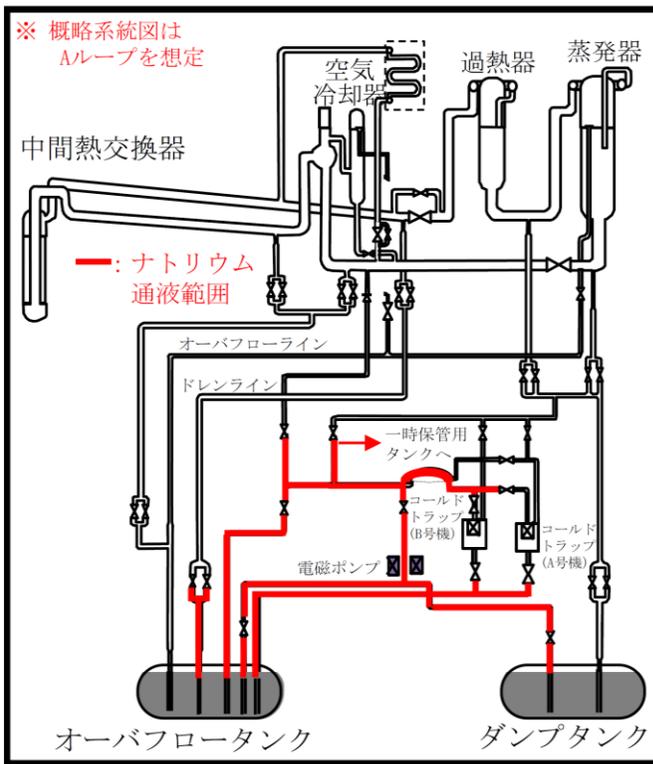
案 2



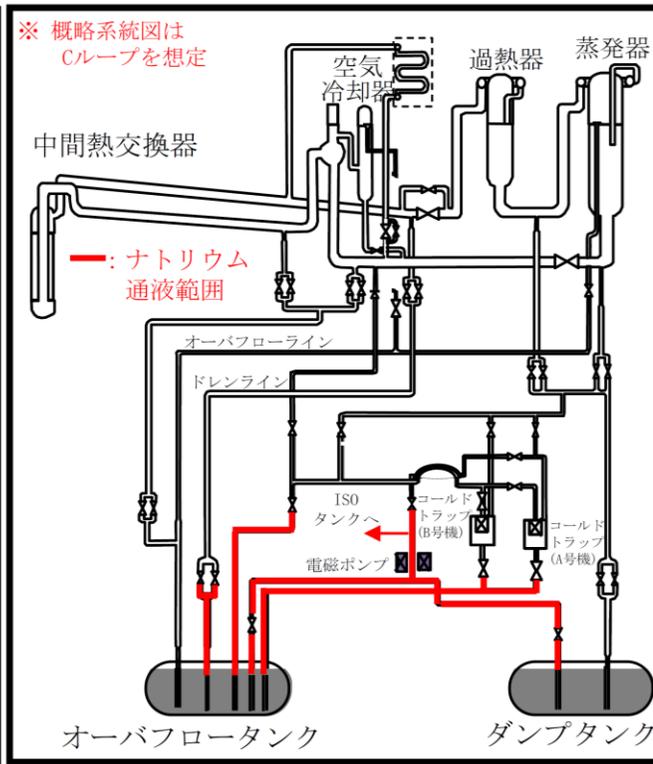
案 3

図 1 2次系ナトリウム各抜出し案

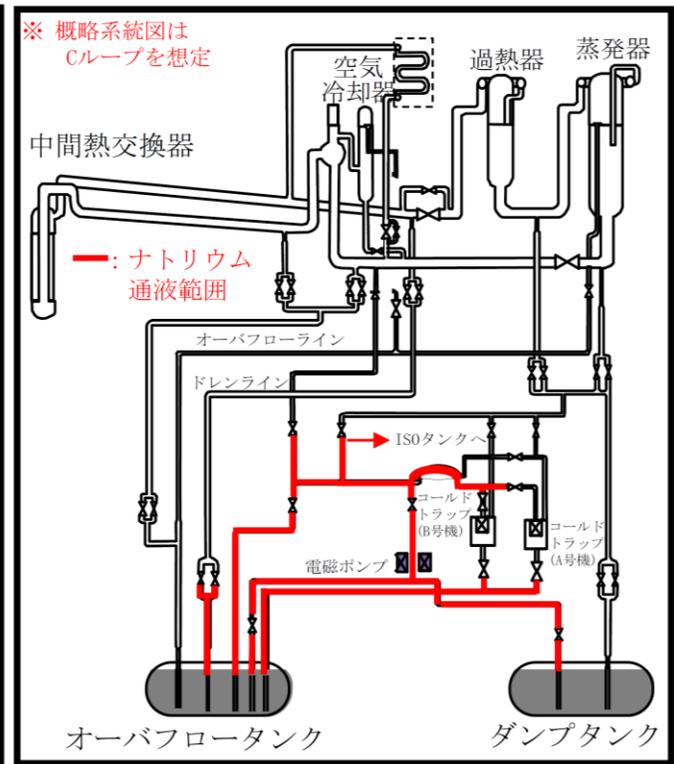
第39回監視チーム会合
資料3-1 参考資料 -1
図2



案1



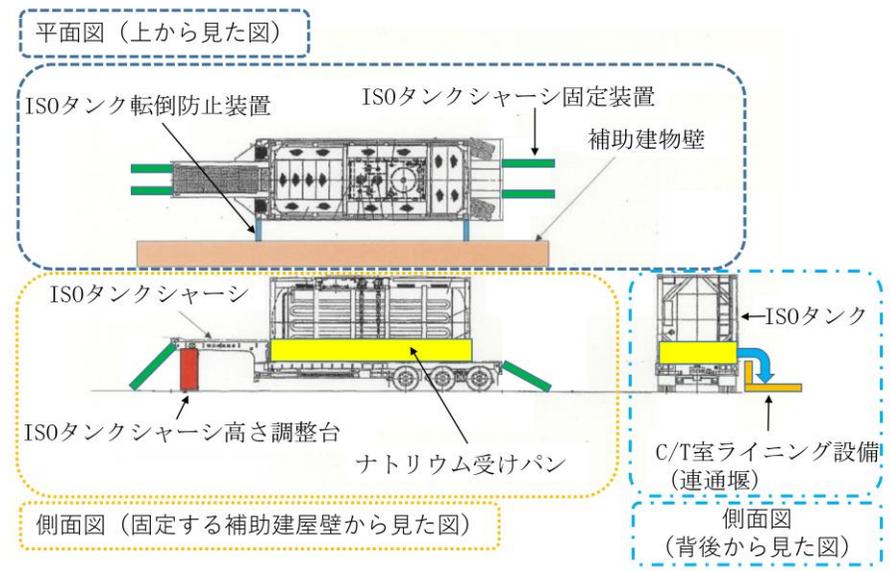
案2



案3

図2 抜出し案毎の2次系ナトリウム通液範囲

No	項目	第39回監視チーム会合における説明内容	現在の検討状況	進捗内容
3	ISOタンクの搬入/搬出方法	ISOタンクの搬出入用設備についてCTレールを活用した台車、シャーシ等の仕様検討を進めている（図3、図5参照）。	ISOタンクをトレーラーから専用台車に載替え、CTレールを活用してバルクナトリウム抽出位置まで専用台車にて運搬する。	現在検討しているバルクナトリウム抽出位置の搬出入経路は、各ループ間に扉があり、幅が狭くISOタンクを搭載したシャーシの取り回しが非常に困難であることから、CTレールを活用した専用台車での運搬で検討を進めることとした。
4	ISOタンク冷却方式	ISOタンク冷却方式（油冷却、空気冷却）に関し検討を進めている。	油冷却（油媒システム）での冷却装置について検討を進める。	ISOタンク内の溶融したナトリウムを固化させるまでの期間が空気冷却より油冷却の方が短くできるため、油冷却方式を採用。



第39回監視チーム会合
資料3-1 参考資料 -1
図3

図3 2次系ナトリウム用のISOタンク設置時の固定例

第39回監視チーム会議
 資料3-1 参考資料 -1
 図5

EL. 22mでの
 平面図 (抜粋)

- : 管理区域境界
- CT : コールドトラップ
- ↔ : 搬出入方向
- : Na抜出の流れ

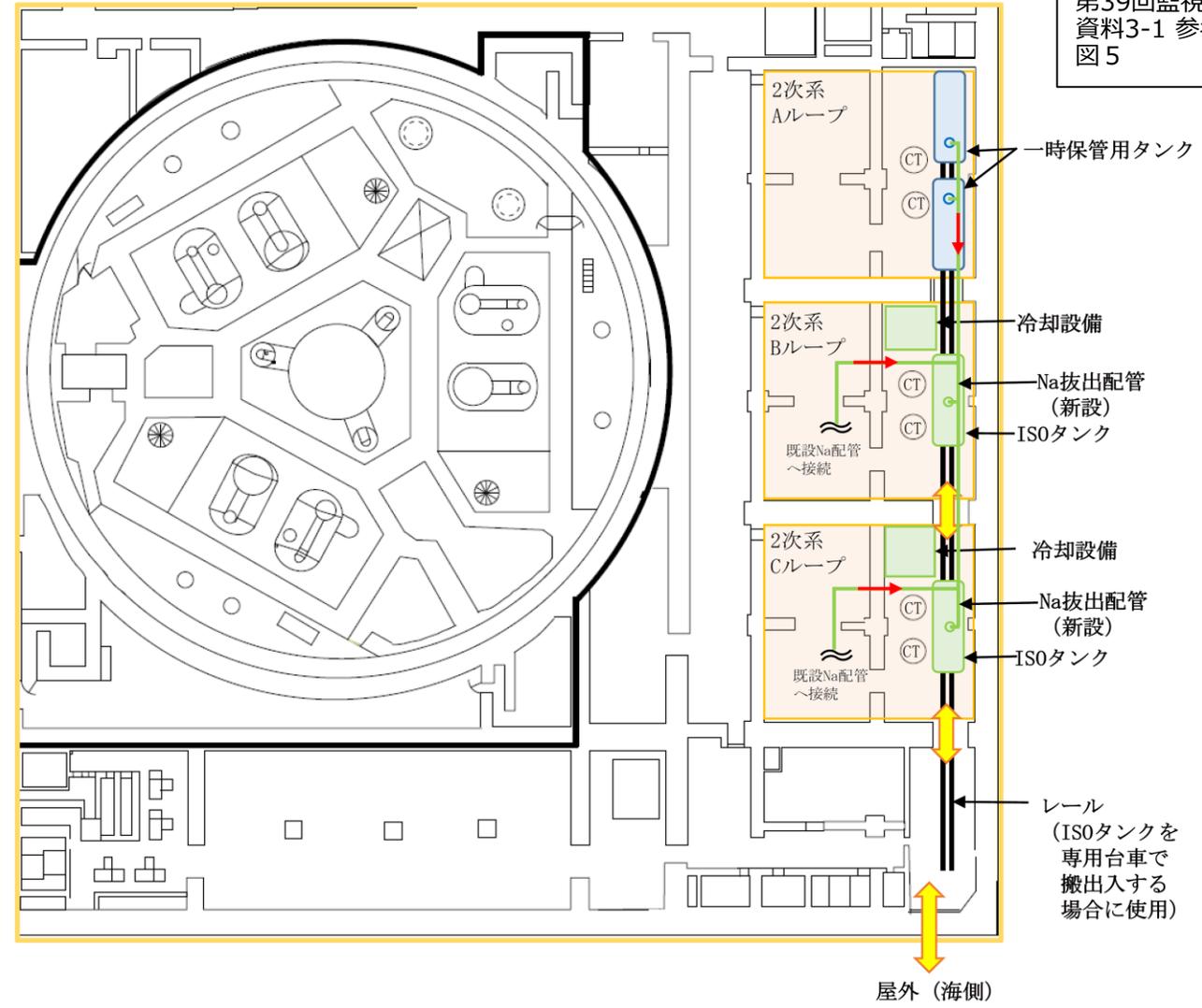


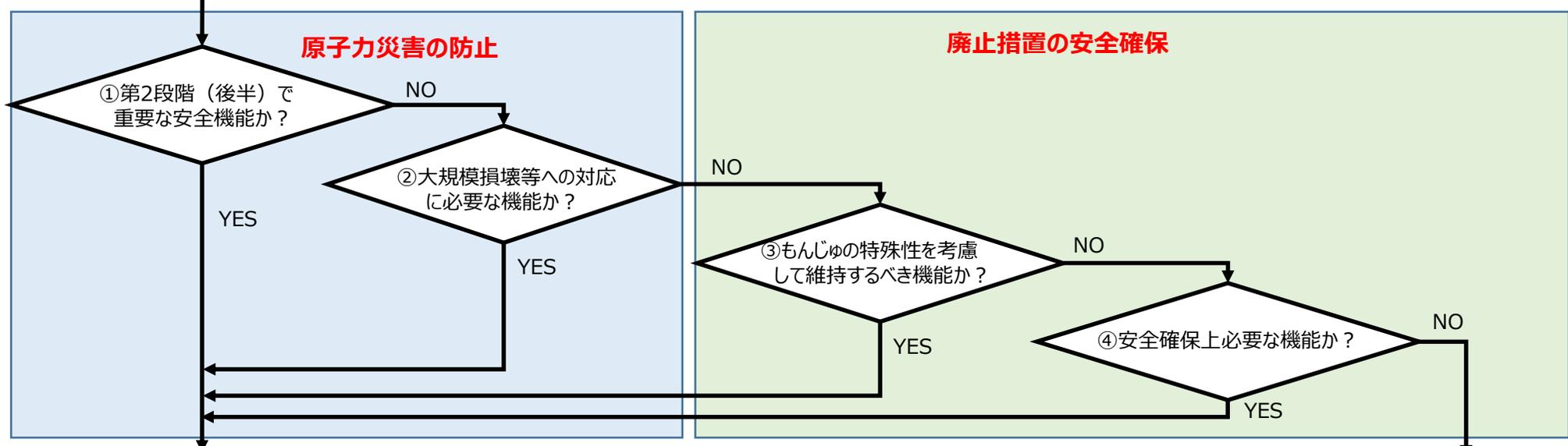
図5 2次系ナトリウム用のISOタンク搬出入ルート
 (案2想定、AループナトリウムはB,Cループにタンク間移送)

参考資料2

性能維持施設の抽出の考え方

- 第2段階後半のプラント状態を踏まえ、「安全確保の基本的な考え方」を以下のとおり定める
 - ＜第2段階後半の安全確保の基本的な考え方＞
 - 原子力災害の防止 …… 燃料池まわりを中心に、必要な安全機能を維持
 - ① 第2段階（後半）で重要な安全機能（止める、閉じ込める）を維持する
 - ② 大規模損壊対応に必要な機能を維持する
 - 廃止措置の安全確保 …… 廃止措置を安全、確実かつできる限り速やかに推進できるよう、最適な設備運用を選択
 - ③ もんじゅの特殊性を考慮した必要な機能を維持する
 - ④ その他、プラントの安全確保上、必要な機能を維持する
- 第2段階前半において必要とした全ての安全機能及び追加、使用する設備の安全機能について、以下のフローに基づき再評価する

第2段階前半において必要とした全ての安全機能及び追加、使用する設備の安全機能



第2段階後半以降も維持が必要な安全機能

安全確保上維持不要と判断できる機能



	廃止措置第1段階	廃止措置第2段階（前半）	廃止措置第2段階（後半）
（ステップ③） 抽出の考え方	<ul style="list-style-type: none"> ● 炉心等からの燃料体取出しを最優先とし、<u>工程遅延リスクを徹底して低減</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ● 放射性ナトリウム搬出のクリティカル作業となり得る「しゃへい体等取出し作業」を、実績の乏しい原子炉容器液位SsLにて実施することを踏まえ、<u>工程遅延リスクに対するリカバリープランを準備</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ● もんじゅの廃止措置を計画どおり完遂するため、<u>汚染程度が低い原子炉施設の状態を確実に維持し、大幅な工程遅延リスクを低減</u>
（ステップ③） もんじゅの特殊性を考慮して維持すべき機能	<ul style="list-style-type: none"> ● 「原子力災害の防止」に寄与しない2次系ナトリウムの取扱いに関する機能を維持 	<ul style="list-style-type: none"> ● リカバリープランに関する機能を維持 	<ul style="list-style-type: none"> ● <u>放射化汚染レベルが高い原子炉容器廻りの機能を維持</u> ● 冷却材として役割を終えたナトリウムを速やかに搬出するための設備管理は、保安規定に基づき実施（<u>性能維持施設からは除外</u>）

参考資料3

第2段階（後半）における性能維持施設

- 使用済燃料の強制冷却不要に伴い、性能維持を終了する施設



使用済燃料の強制冷却不要に伴い、性能維持を終了する施設

(1)RCW,RCWSの最適化（冷却機能の維持終了、RCWSの機能追加）

- 使用済燃料の強制冷却が不要と評価できたことから、冷却機能としての原子炉補機冷却水設備(RCW)及び原子炉補機冷却海水設備(RCWS)の維持期間を「放射性廃棄物の処理が完了するまで」から「使用済燃料の強制冷却が不要となるまで」に変更し、性能維持施設としての管理を終了する。
- 廃止措置移行時は、保守的に設備を使用する期間中は維持すると設定していたが、本機能は使用済燃料の「冷却機能」に該当するため維持期間を変更する。
- 冷却水供給先の設備は、RCW、RCWSが停止した場合においても設備の停止又は代替措置をすることで安全に影響しない。
- なお、RCWSは、放射性液体廃棄物放出時の希釈水の供給に必要であるため、新たに「希釈機能」を追加し、性能維持施設として管理する。

廃止措置計画（第 6-1 表 性能維持施設）の記載案（ポンプを参考に記載）

【現行】

施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備			機能	性能	維持期間
		設備（建物）名称	維持台数	位置、構造			
原子炉補助施設	原子炉補機冷却海水設備	原子炉補機冷却海水ポンプ	5台	既許認可どおり	冷却機能（自動起動機能を除く。）（冷却機能）	性能維持施設へ冷却水を供給できる状態であること	放射性廃棄物の処理が完了するまで
原子炉補助施設	原子炉補機冷却水設備	原子炉補機冷却水ポンプ	5台	既許認可どおり	冷却機能（自動起動機能を除く。）（冷却機能）	性能維持施設へ冷却水を供給できる状態であること	放射性廃棄物の処理が完了するまで



【変更後】

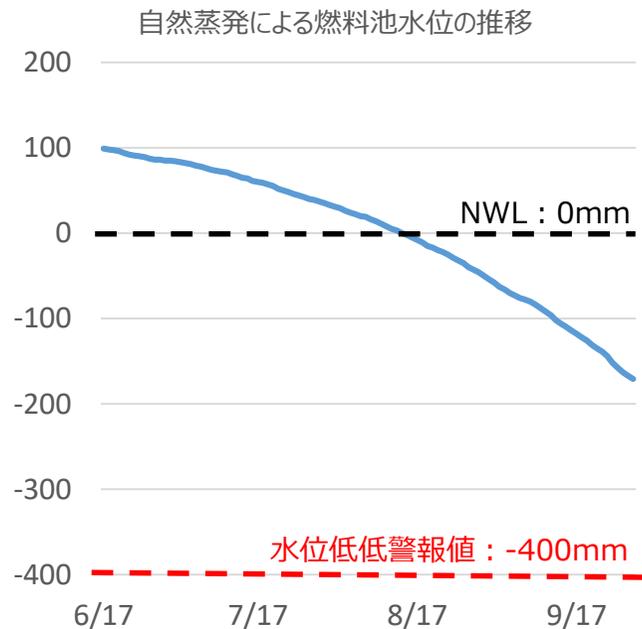
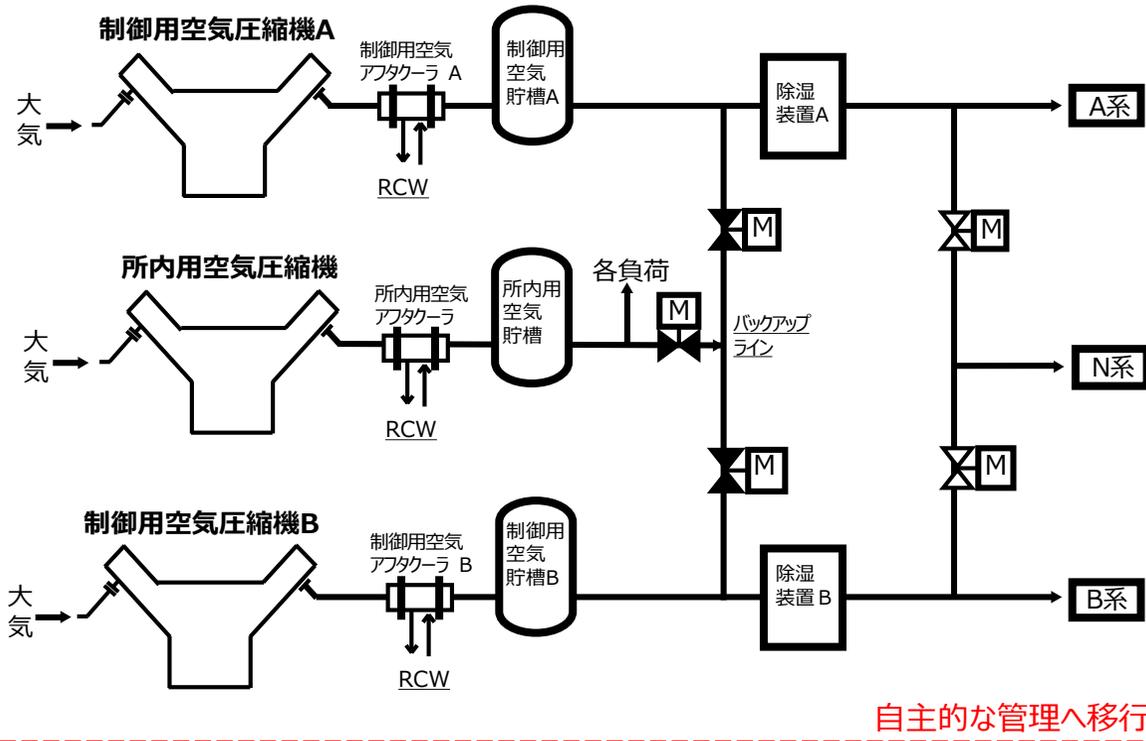
施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備			機能	性能	維持期間
		設備（建物）名称	維持台数	位置、構造			
原子炉補助施設	原子炉補機冷却海水設備	原子炉補機冷却海水ポンプ	5台	既許認可どおり	冷却機能（自動起動機能を除く。）（冷却機能）	性能維持施設へ冷却水を供給できる状態であること	使用済燃料の強制冷却が不要となるまで
原子炉補助施設	原子炉補機冷却水設備	原子炉補機冷却水ポンプ	5台	既許認可どおり	冷却機能（自動起動機能を除く。）（冷却機能）	性能維持施設へ冷却水を供給できる状態であること	使用済燃料の強制冷却が不要となるまで

【新規追加】

施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備			機能	性能	維持期間
		設備（建物）名称	維持台数	位置、構造			
放射性廃棄物廃棄施設	原子炉補機冷却海水設備	原子炉補機冷却海水ポンプ	5台	既許認可どおり	希釈機能（希釈機能）	放射性液体廃棄物放出時の希釈ができる状態であること	放射性廃棄物の処理が完了するまで

使用済燃料の強制冷却不要に伴い、性能維持を終了する施設 (2)IA,SAの最適化（性能維持施設から除外）

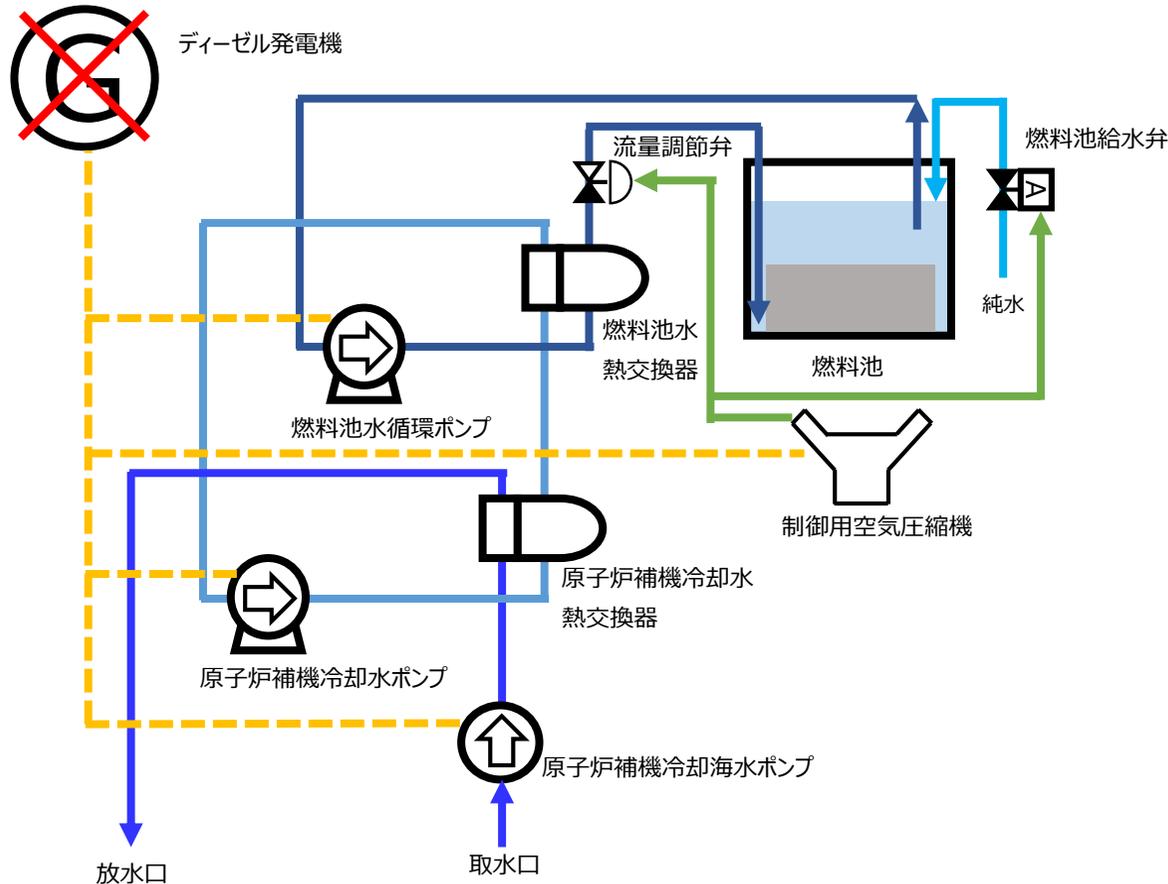
- 使用済燃料の強制冷却が不要と評価できたことから制御用圧縮空気設備(IA) の維持期間を「放射性廃棄物の処理が完了するまで」から「使用済燃料の強制冷却が不要となるまで」に変更し、性能維持施設としての管理を終了する。
- 廃止措置移行時は、保守的に設備を使用する期間中は維持すると設定していたが、プラント運転補助機能（圧縮空気供給機能）は使用済燃料の冷却機能を補助する機能に該当するため維持期間を変更する。
- IAが停止すると、燃料池給水弁（空気作動弁）が全閉（F.C）となるが、仮設コンプレッサーにより圧縮空気を供給することで燃料池給水弁の操作は可能である。また、自然蒸発による燃料池水位の低下は緩やか（約50mm/月）であり、仮設コンプレッサー接続までの時間的余裕は十分にある。
- その他の圧縮空気の供給先についてもフェイルセーフの動作により安全に影響しない。
- IAのバックアップである所内用圧縮空気設備(SA)も同様に、維持期間を変更し性能維持施設としての管理を終了する。



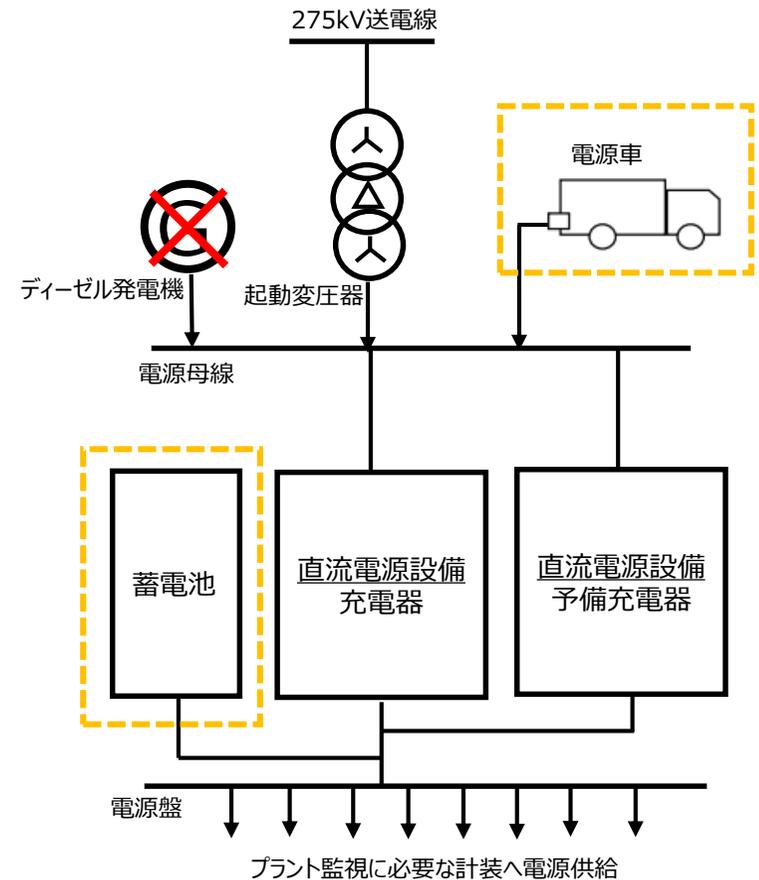
使用済燃料の強制冷却不要に伴い、性能維持を終了する施設 (3)ディーゼル発電機の維持終了

- 使用済燃料の強制冷却が不要と評価できたことから、ディーゼル発電機は性能維持施設としての維持期間を終了する。
- 使用済燃料を燃料池に貯蔵している間は使用済燃料の冷却が必要であり、外部電源が喪失した場合においても、安全確保上冷却を行う必要があるため、ディーゼル発電機を性能維持施設として維持していた。（既認可のとおり）
- プラント状態監視に必要な非常用電源は、蓄電池及び移動式電源車により電源供給が可能である。
- その他の性能維持施設（使用済燃料の「冷却機能」を有する設備以外）についても、ディーゼル発電機からの電源供給が無くとも廃止措置の安全確保に影響はない

燃料池冷却に係る設備（参考例）



電源設備（参考例）



参考資料4

第2段階（後半）における性能維持施設

- ▶ プラント状態の変化を踏まえた性能維持施設の最適化

プラント状態の変化を踏まえた性能維持施設の最適化 (1)燃料池水冷却浄化装置の最適化（予備機の削減）

- 使用済燃料の強制冷却が不要と評価できたことから予備機を削減する。
- 循環ポンプ全停期間中（2023/6/1～9/29）の燃料池の電導度は約1 μ S/cmで推移しており、燃料池の浄化に必要な循環ポンプが故障した場合でも、復旧（3か月以内）までの電導度の維持は可能である。
- しゃへい体等の処理（EVST→燃料池）作業中に循環ポンプが故障した場合は、必要に応じて作業を中断する。

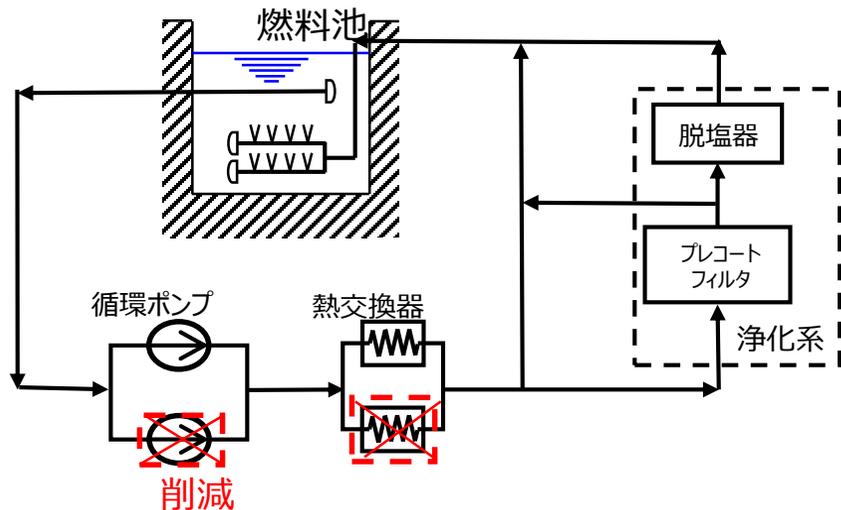
【現行】廃止措置計画（第 6-1 表 性能維持施設）の記載案

施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備			機能	性能	維持期間
		設備（建物）名称	維持台数	位置、構造			
原子炉補助施設	水中燃料貯槽設備	燃料池水冷却浄化装置	2系統	既許認可どおり	浄化機能 (燃料池の水浄化機能)	燃料池水を浄化できる状態であること	燃料体の搬出が完了するまで

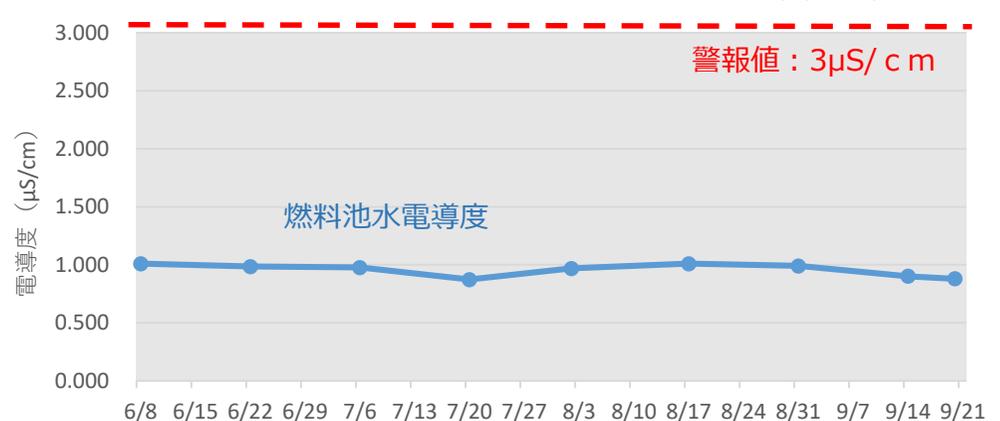


【変更後】廃止措置計画（第 6-1 表 性能維持施設）の記載案

施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備			機能	性能	維持期間
		設備（建物）名称	維持台数	位置、構造			
原子炉補助施設	水中燃料貯槽設備	燃料池水冷却浄化装置	1系統	既許認可どおり	浄化機能 (燃料池の水浄化機能)	燃料池水を浄化できる状態であること	燃料体の搬出が完了するまで

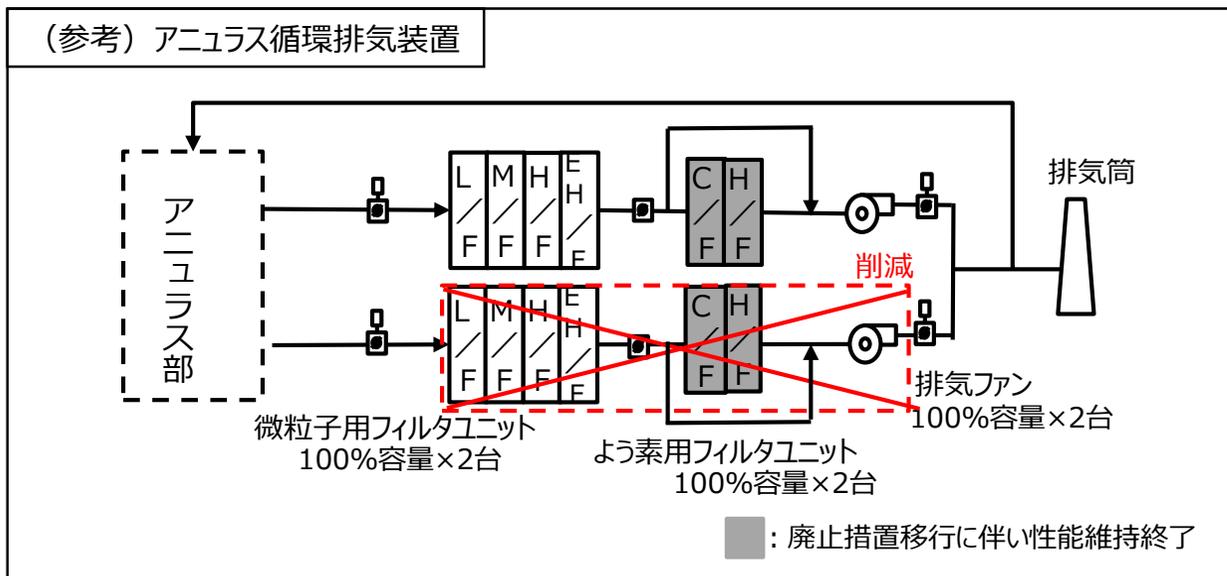


循環ポンプ停止期間における電導度の推移（2023/6/1～9/20）



- 100%容量の循環ファンが2系統設置されており、予備機を削減する。
- 機器・配管等の表面線量率は最大0.44 μ Sv/h(燃料洗浄槽)であり、内面に残存している汚染は放射線管理区域の設定基準である1.3mSv/3か月 (2.6 μ Sv/h) と比較して十分に小さい。よって、雰囲気の放射性物質の濃度が高くなる可能性は著しく低い。
- 設備故障時においては、必要に応じて対象室への立入制限や仮設設備による換気等の措置により、環境の維持は可能であり、設備復旧までの時間的余裕は十分にある。

(参考) アニュラス循環排気装置



【予備機を削減する換気設備】

- ・アニュラス循環排気装置
- ・中央制御室空調装置
- ・電気設備室換気系

【設備故障時における復旧期間】

旧品の部品を使用する場合

- ・アニュラス循環排気装置 約1か月
- ・中央制御室空調装置 約1か月
- ・電気設備室換気系 約1か月

新品の部品を使用する場合 ※

- ・アニュラス循環排気装置 約9か月
- ・中央制御室空調装置 約9か月
- ・電気設備室換気系 約9か月

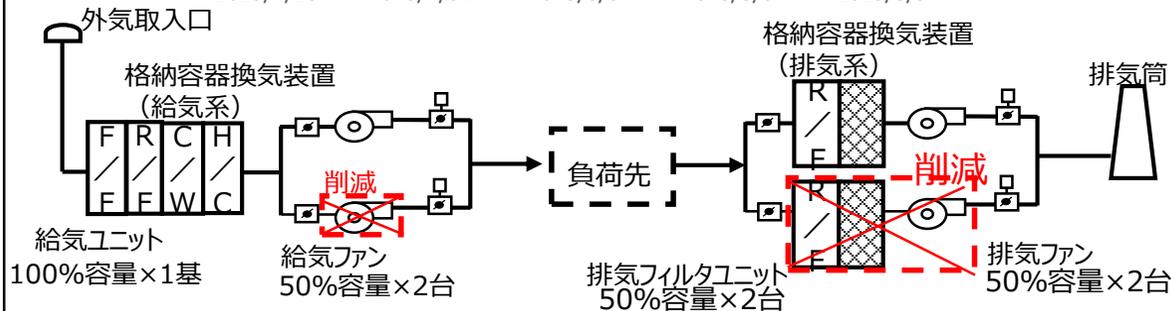
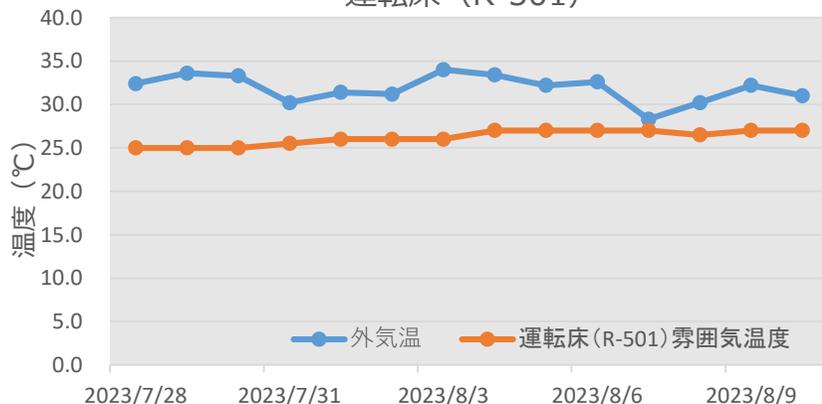
※QMSで定める機能回復を伴う点検の日数

(2)換気装置の最適化(その2) (容量の縮小による維持台数削減)

- 廃止措置の進展により、汚染拡大リスクが低減したことから、50%容量のファン2 系統のうち、1系統を削減する。
- 機器・配管等の表面線量率は最大0.44 μ Sv/h(燃料洗浄槽)であり、内面に残存している汚染は放射線管理区域の設定基準である1.3mSv/3 か月 (2.6 μ Sv/h) と比較して十分に小さい。
- 第1段階において1系統運転を実施してきたが、雰囲気プロセスモニタに有意な変動はなかった。
- 燃料体取出し作業完了に伴い、1次アルゴンガス系統内に放射性ガスの発生はない。また、燃料池に貯蔵する使用済燃料の強制冷却が不要となり過熱による破損リスクが低下した。以上により雰囲気の放射性物質の濃度が高くなる可能性は著しく低い。
- 廃止措置段階においては熱負荷が小さく、外気温度が高い夏季であっても50%出力で換気対象室の室温は30 $^{\circ}$ C以下に維持されている。必要に応じて給気ユニット冷水冷却コイルへの通水等により室温を維持可能である。
- 解体時は必要に応じて、作業環境に応じた保護具の着用や集塵機等を設置することで放射線被ばくを可能な限り低減する。
- 設備故障時においては、他の換気装置により管理区域の負圧維持は可能であり、必要に応じて対象室への立入制限や仮設設備による換気等の措置により、環境の維持は可能であり、設備復旧までの時間的余裕は十分にある。

(参考) 格納容器換気装置

運転床 (R-501)



【容量を縮小する換気設備】

- ・格納容器換気装置
- ・格納容器空気雰囲気調節装置
- ・放射線管理室空調装置
- ・燃料取扱設備室換気装置
- ・メンテナンス廃棄物処理建物・換気装置

【設備故障時における復旧期間】

旧品の部品を使用する場合

- ・格納容器換気装置 約1か月
- ・格納容器空気雰囲気調節装置 約1か月
- ・放射線管理室空調装置 約1か月
- ・燃料取扱設備室換気装置 約1か月
- ・メンテナンス廃棄物処理建物・換気装置 約1か月

新品の部品を使用する場合 ※

- ・格納容器換気装置 約9か月
- ・格納容器空気雰囲気調節装置 約9か月
- ・放射線管理室空調装置 約9か月
- ・燃料取扱設備室換気装置 約9か月
- ・メンテナンス廃棄物処理建物・換気装置 約9か月

※QMSで定める機能回復を伴う点検の日数

参考資料5

もんじゅのナトリウムに関する整理

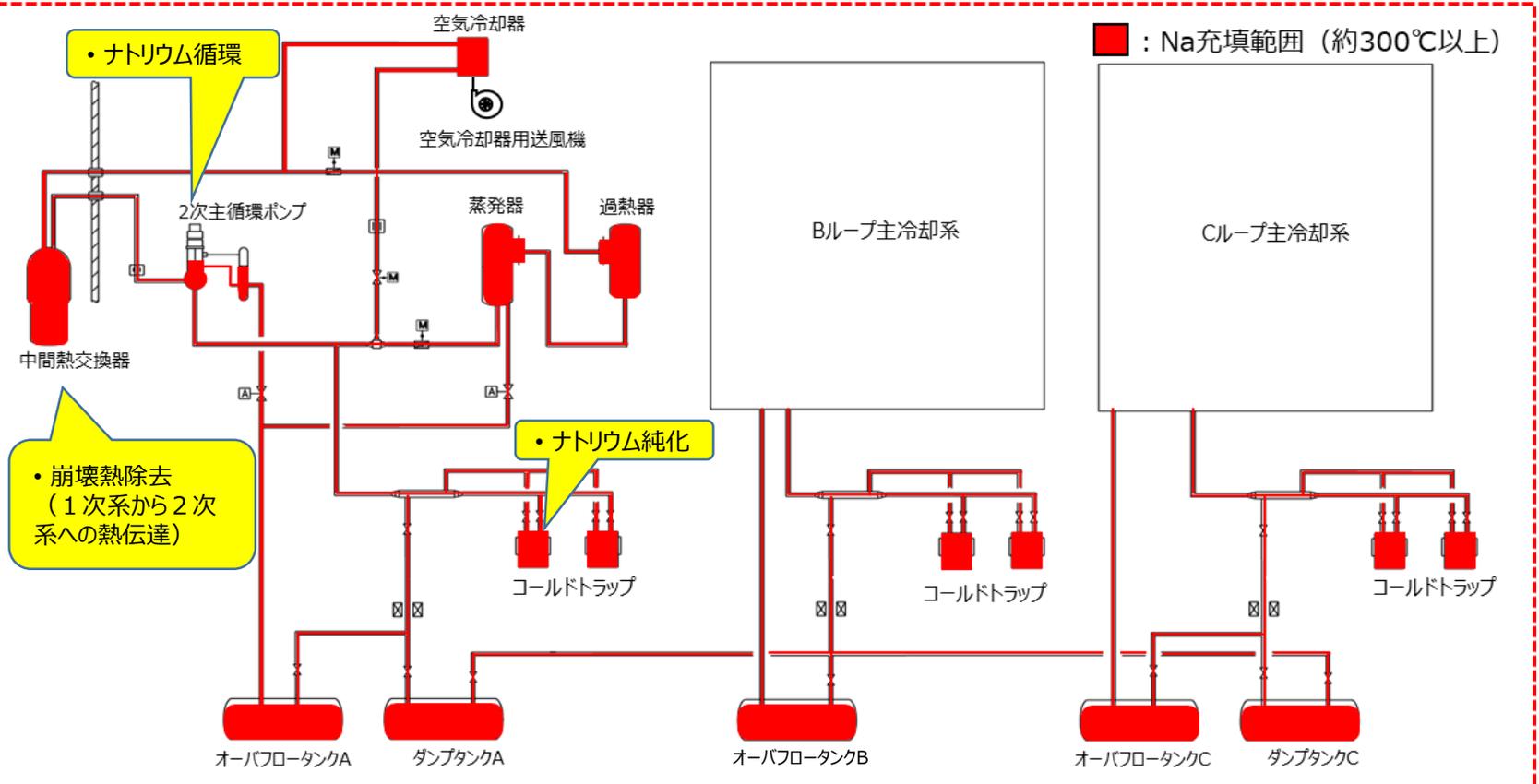
(1) 運転段階 (2次系)

原子力施設は、運転中に事故が発生しても安全に収束させるため、「原子炉の停止」、「炉心の冷却」、「放射能の閉じ込め」の機能を維持し、原子力災害を防止する設計

2次系に要求される機能は、運転中の炉心冷却機能と原子炉停止後の崩壊熱除去機能

- 炉心で発生する熱を中間熱交換器を介して1次系から2次系に伝え、炉心を冷却
- 炉心冷却に必要な冷却材（ナトリウム）の保持と循環
- 事故発生時に単一故障を想定しても要求されている崩壊熱除去機能を確保するための多重性、独立性を確保
- 冷却材（ナトリウム）を液体状態で受入れ・保持するための予熱
- ナトリウム保持、ナトリウム循環の機能を維持するためのナトリウム純化（不純物による材料の腐食防止、不純物の析出による狭い流路の閉塞を防止）

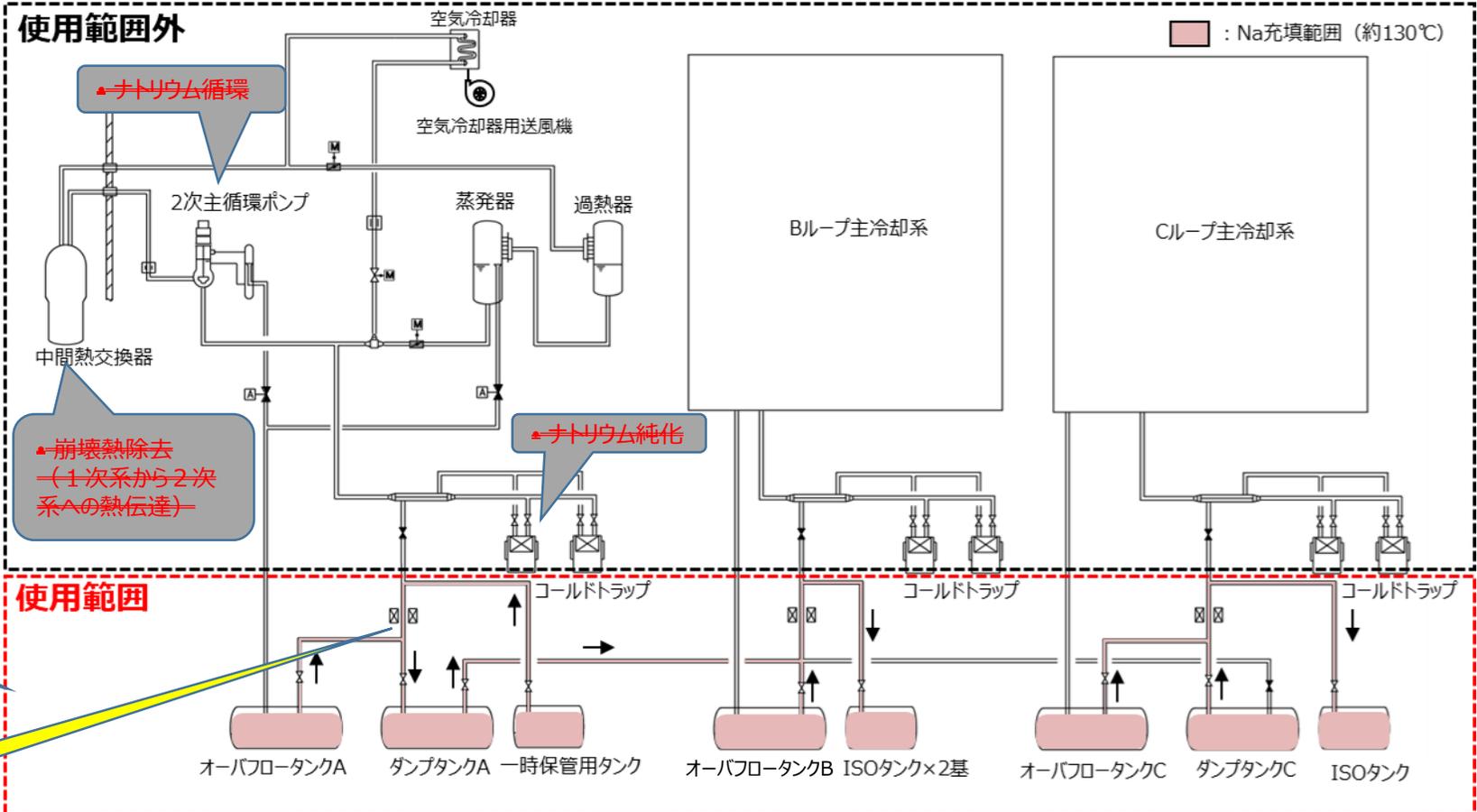
・ナトリウム保持
・多重性・独立性の確保
・予熱



ナトリウム抽出し時は、運転段階で要求された原子力災害リスクを考慮した機能は不要

- 炉心に燃料体は存在せず、崩壊熱の除去、ナトリウム循環、多重性・独立性の確保は不要
- ナトリウムの性質上、高温になるほど酸素・水素等の不純物が溶解するため運転段階においては純化運転の必要があった。ナトリウム抽出し中は、運転段階（300℃以上）に比べ低温のナトリウム（130℃程度）を取り扱うため、不純物のナトリウム中濃度は低い。また系統内をアルゴンガス設備にて大気圧以上で維持するため系統内への不純物の混入はなく純化運転は不要
- ナトリウム保持と予熱は、ナトリウム抽出時にも必要となるが**取り扱うナトリウムの役割は全く異なり、設備に対する要求も運転段階とは異なる（ナトリウム抽出し時は作業員の安全確保）**

▲ナトリウム保持
 ▲多重性-独立性の確保
 ▲予熱



▲崩壊熱除去
 —(1次系から2次系への熱伝達)—

・ナトリウム移送範囲のナトリウム保持
 ・ナトリウム移送範囲のナトリウムの予熱（約130℃程度まで）
 ・ナトリウム移送範囲へのアルゴンガス供給及び圧力保持

・ナトリウム移送

- しゃへい体等取出し作業終了後の原子炉容器内ナトリウムは、最低限の温度(約130℃)で溶融状態を維持（ナトリウム凝固点98℃）
- ナトリウム拔出時のナトリウム温度は、最低限の温度(約130℃)で移送（ナトリウム温度約130℃での移送実績あり：2次冷却材ナトリウム一時保管用タンクへのナトリウム移送、他）
- これにより、運転時（400℃以上）と比較して構造材に与える影響は少ない
- ナトリウム中の放射性物質濃度は低く、バルクナトリウム拔出時にはクリアランスレベル近傍まで低下
- 従って、ナトリウム拔出時は、ナトリウムによる放射線被ばくリスクは低い

		第2段階前半		第2段階後半	
		しゃへい体等取出し作業中	しゃへい体等取出し後	バルクNa抜取・拔出、ISOタンク一時保管中	バルクNa搬出後
溶融Naの所在・温度	原子炉容器	NsLから約-3m低、200℃溶融	NsLから約-3m低、約130℃溶融	NsLから約-3m低、約130℃溶融	なし (残留ナトリウムは固化)
	炉外燃料貯蔵槽	NsL 200℃溶融	NsLから約-0.4m低 約130℃溶融	NsLから約-0.4m低 約130℃溶融	なし (残留ナトリウムは固化)
	その他放射性Na	なし（タンク内で常温固化）		タンク、一部配管内、約130℃溶融	なし (残留ナトリウムは固化)
	非放射性Na	なし（タンク内で常温固化）		タンク、一部配管内、約130℃溶融	なし (残留ナトリウムは固化)
	ISOタンク	—		約130℃のNaを移送後、速やかに固化	なし (残留ナトリウムは固化)
放射性ナトリウムの放射性物質濃度		Na-22:1.5Bq/g H-3:39Bq/g Co-60：検出限界値(0.278Bq/g)未満 (2022.4時点)		Na-22:0.18Bq/g H-3:25Bq/g Co-60：— (2030.4想定)	

参考：【クリアランスレベル】Na-22:0.1Bq/g、H-3:100Bq/g、Co-60:0.1Bq/g