

福島第一原子力発電所 固体廃棄物の保管管理計画
～2020年度改訂について～
(案)

2020年9月8日

東京電力ホールディングス株式会社

1. 保管管理計画における管理方針

- 中長期ロードマップの目標工程「2028年度内までに、水処理二次廃棄物及び再利用・再使用対象を除く全ての固体廃棄物（伐採木、ガレキ類、汚染土、使用済保護衣等）の屋外での保管を解消」の達成のため下記を実施
 - 当面10年程度の固体廃棄物^{*1}の発生量予測を踏まえ、遮へい・飛散抑制機能を備えた設備を導入し、継続的なモニタリングにより適正に保管していく
 - 「瓦礫等」については、より一層のリスク低減をめざし、可能な限り減容した上で建屋内保管へ集約し、固体廃棄物貯蔵庫外の一時保管エリアを解消していく
 - 「水処理二次廃棄物」については、保管施設を設置し、屋外での一時保管エリアを可能な限り解消していく。建屋内への保管に移行する際は、廃棄物の性状に応じて、適宜、減容処理や安定化処理を検討・実施する
 - なお、固体廃棄物貯蔵庫外の一時保管を当面継続するものとして、表面線量率が極めて低い金属・コンクリート^{*2}やフランジタンクの解体タンク片等については、当面固体廃棄物貯蔵庫外の一時保管を継続しつつ、処理方法や再利用・再使用を検討し、一時保管エリアを解消していく

*1 「固体廃棄物」とは、「瓦礫等（瓦礫類、伐採木、使用済保護衣等）」「水処理二次廃棄物（吸着塔類、廃スラッジ、濃縮廃液スラリー）」や、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」の総称

「放射性固体廃棄物」については、震災前に設置した施設の中で保管しており、引き続き適切に管理

*2 表面線量率が0.005mSv/h未満である瓦礫類。0.005mSv/hは、年間2000時間作業した時の被ばく線量が、線量限度5年100mSv/となる1時間値（0.01mSv/h）の半分で、敷地内除染の目標線量率と同値

2. 主な変更点

■ 2019年6月改訂版からの主な変更点は、以下の通り

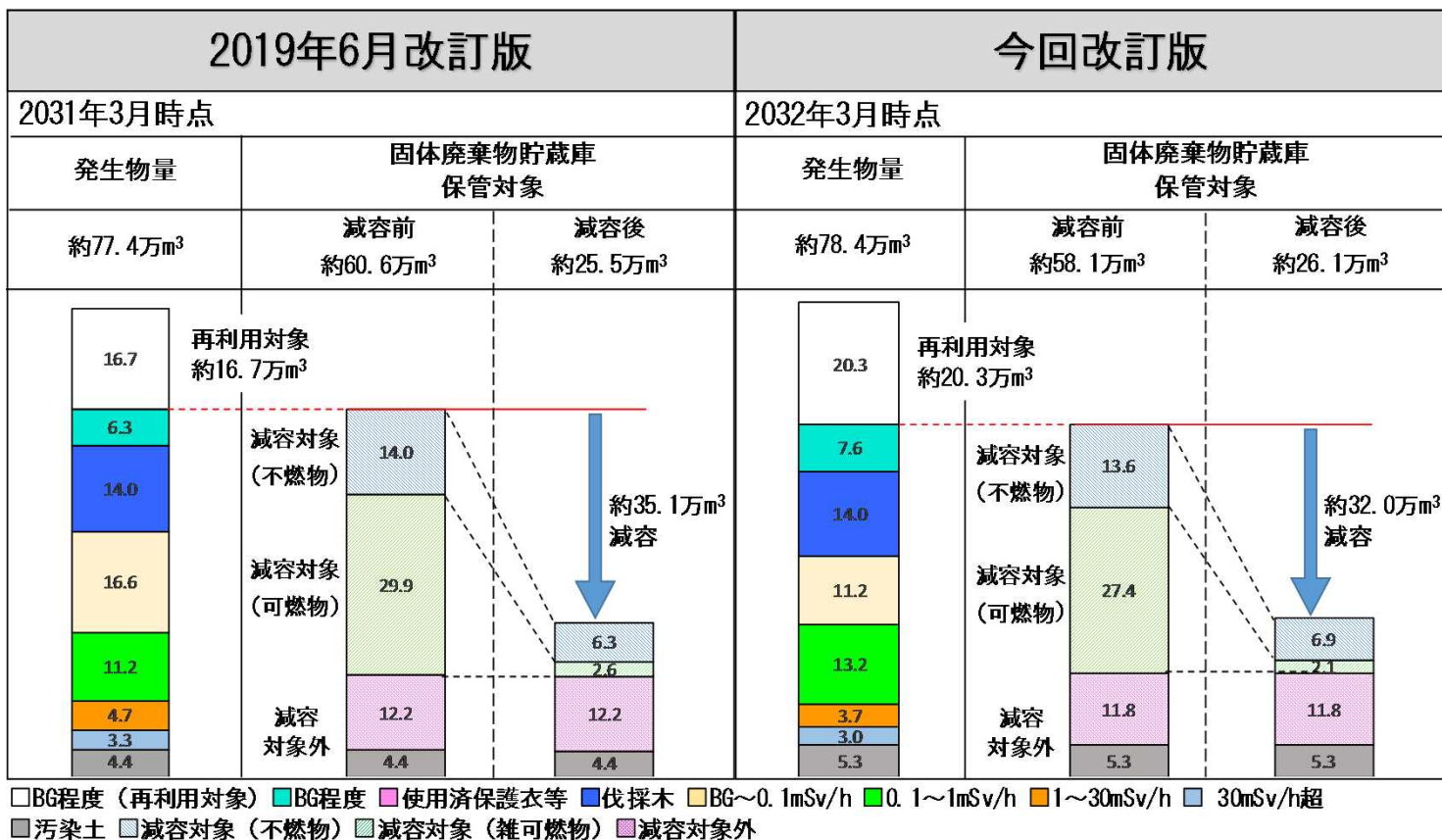
- | |
|---|
| <ul style="list-style-type: none">○ 「瓦礫等」「水処理二次廃棄物」の発生量実績・発生量予測値更新（共通事項）<ul style="list-style-type: none">➤ 2020年3月末までの実績を反映➤ 発生量予測は最新の工事計画や「廃炉中長期実行プラン2020」を踏まえて見直し |
| <ul style="list-style-type: none">○ 「瓦礫等」の発生量実績・発生量予測値更新<ul style="list-style-type: none">➤ 使用済保護衣等の発生量について2019年度の発生実績を基に予測 |
| <ul style="list-style-type: none">○ 「水処理二次廃棄物」の発生量実績・発生量予測値更新<ul style="list-style-type: none">➤ 今後処理が必要となる汚染水量の想定から、吸着塔類の発生量を予測 |
| <ul style="list-style-type: none">○ 施設設計の進捗を反映<ul style="list-style-type: none">➤ 保管施設（瓦礫類、汚染土）の全体計画見直し➤ 施設概要に設計および工事の進捗を反映 |
| <ul style="list-style-type: none">○ 記載の適正化 |

3. 2020年7月改訂版「瓦礫等」の実績・発生量予測

「瓦礫等」の実績・発生量予測は、2020年3月末の実績の反映や、最新の工事計画等を踏まえた10年分の廃棄物発生量を予測し、設備設置の計画に影響が無いことを確認した。

また「瓦礫等」の一時保管の解消時期*は、中長期ロードマップの目標工程（2028年度）を達成する見通し。

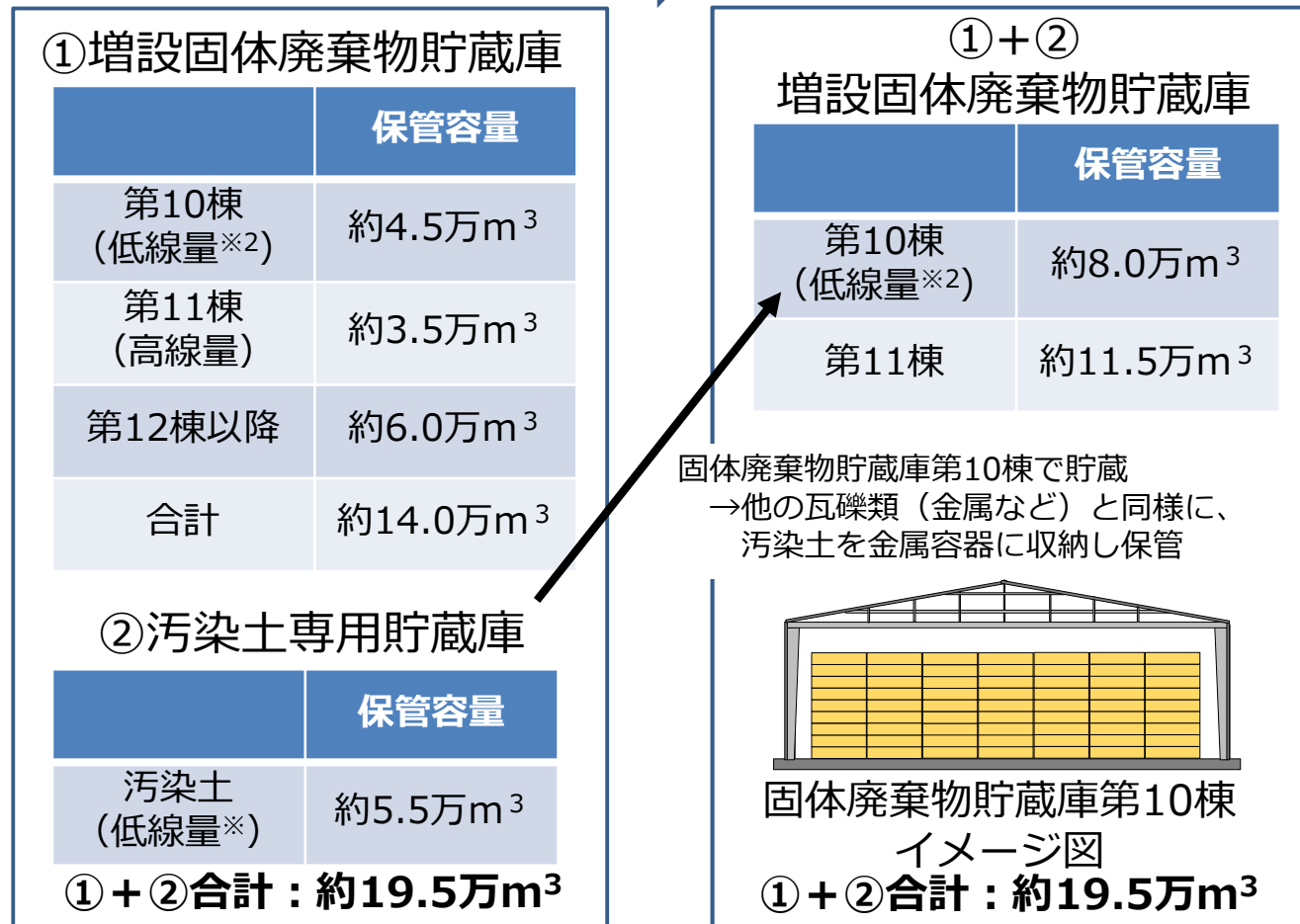
*再利用・再使用対象を除く



4. 保管施設※¹（瓦礫類、汚染土）の全体計画見直し

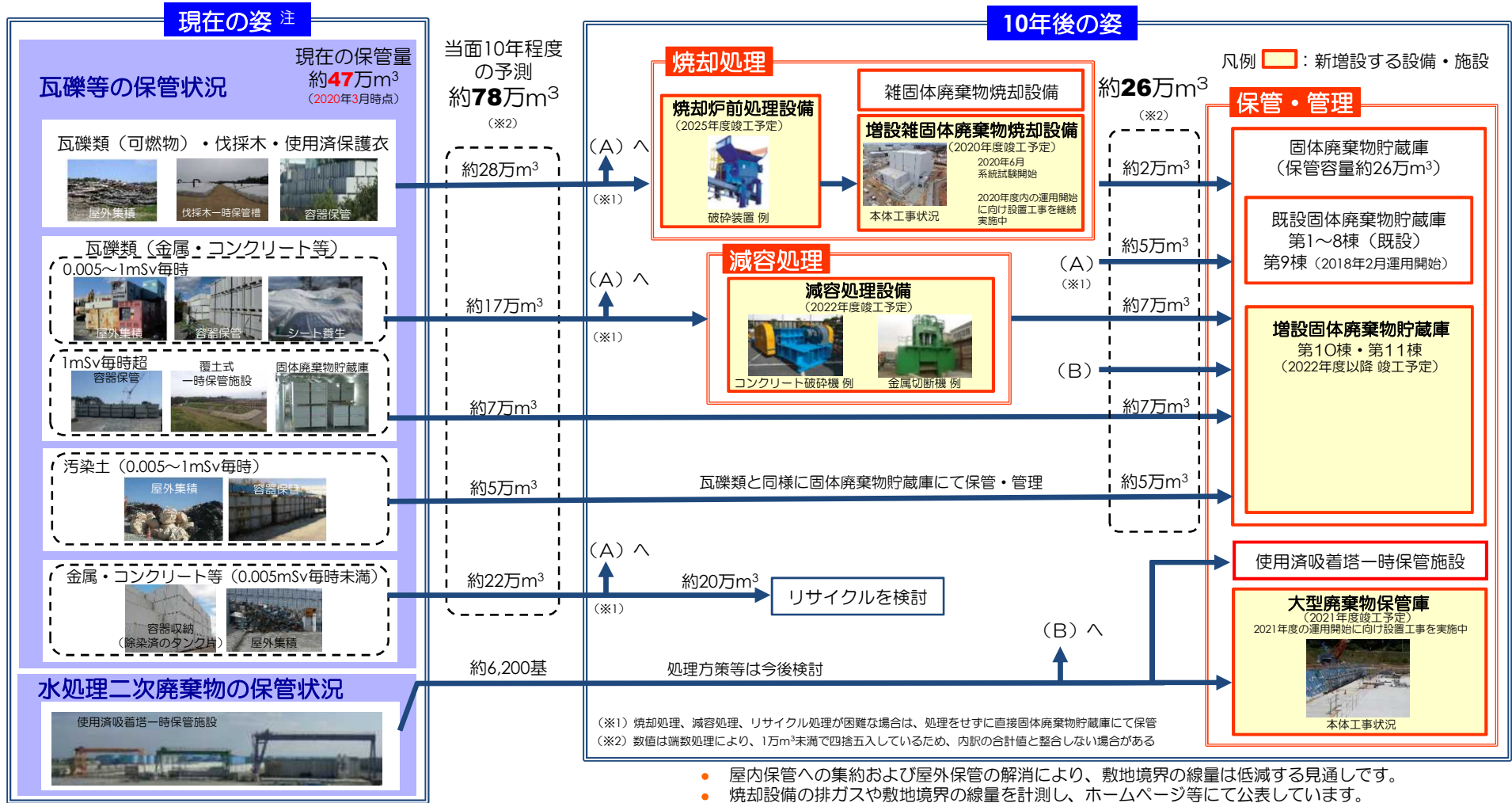
- 施設設計の進捗に伴い、増設固体廃棄物貯蔵庫のうち、第10棟と汚染土専用貯蔵庫を統合

2019年度改訂版 保管管理計画 → 2020年度改訂版 保管管理計画



※1) 大型廃棄物保管庫については、計画変更なし
 ※2) 表面線量率1.0mSv/h以下の廃棄物を指す

5. 2020年7月改訂版 保管管理計画の概要



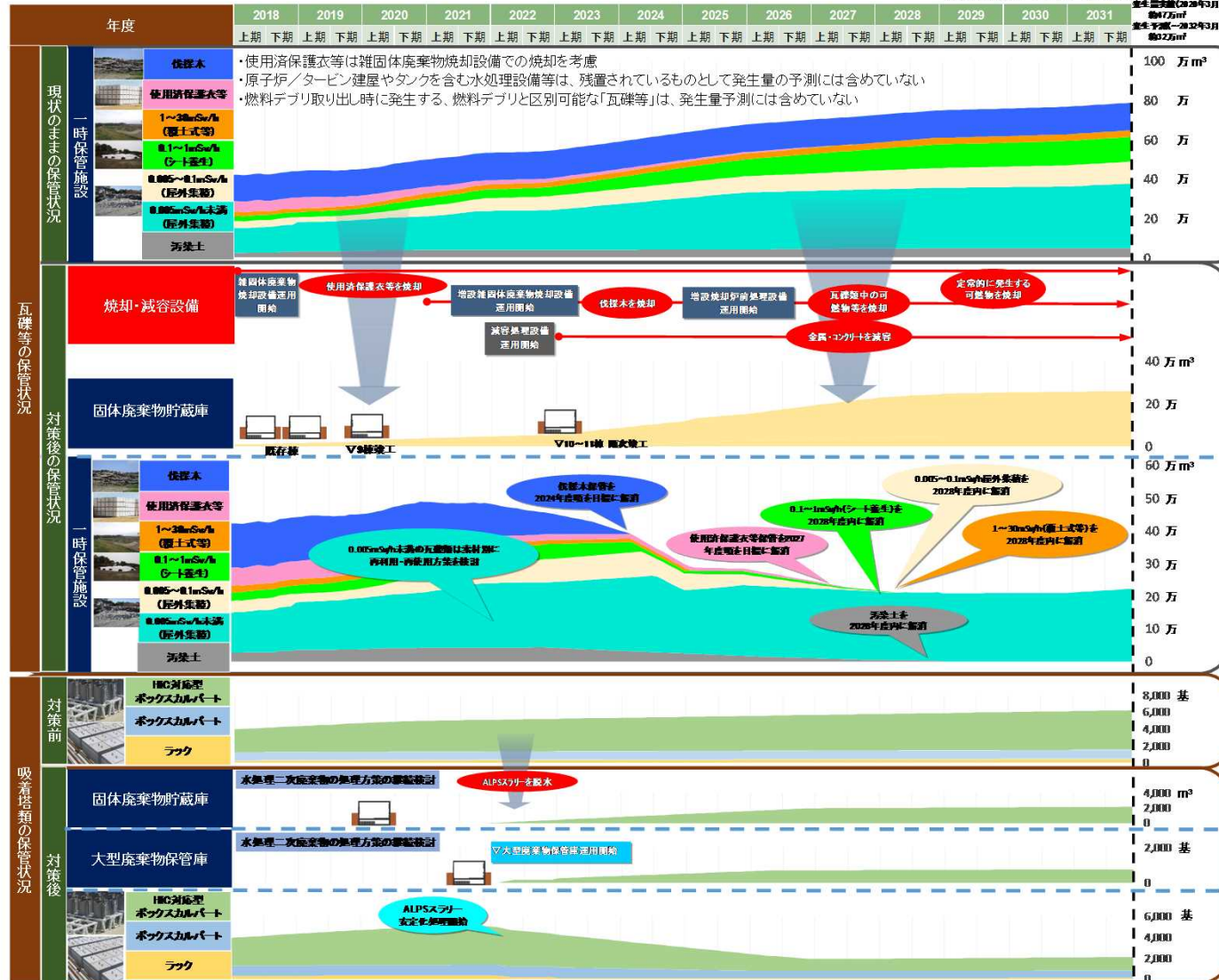
- 屋内保管への集約および屋外保管の解消により、敷地境界の線量は低減する見通しです。
- 焼却設備の排ガスや敷地境界の線量を計測し、ホームページ等にて公表しています。

6. 2020年7月改訂版 固体廃棄物の実績・発生量予測

東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の固体廃棄物の保管イメージ

- ・敷地境界線量への影響が高い瓦礫等から優先的に建屋内保管に移行
- ・可能な限り、可燃物は焼却、金属・コンクリートは減容処理した上で、建屋内に保管
- ・今後の廃炉作業の進捗状況や瓦礫等発生量の将来予測の見直し等を、適宜反映していく

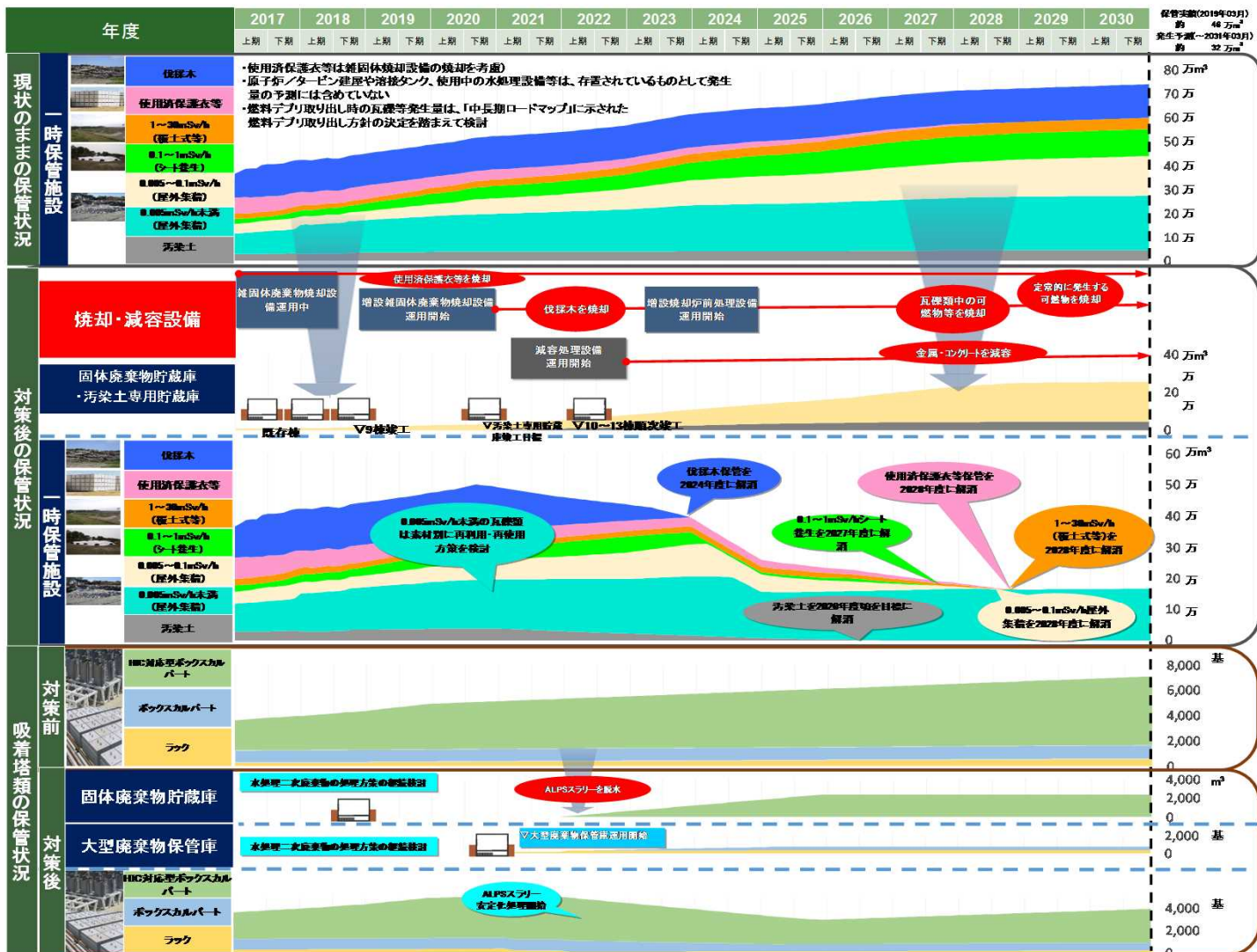
無形資産-転載先: 東京電力ホールディングス株式会社
 発生量予測(2020年3月) 約17万m³
 発生予測(2020年3月) 約22万m³



東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の瓦礫等保管のイメージ

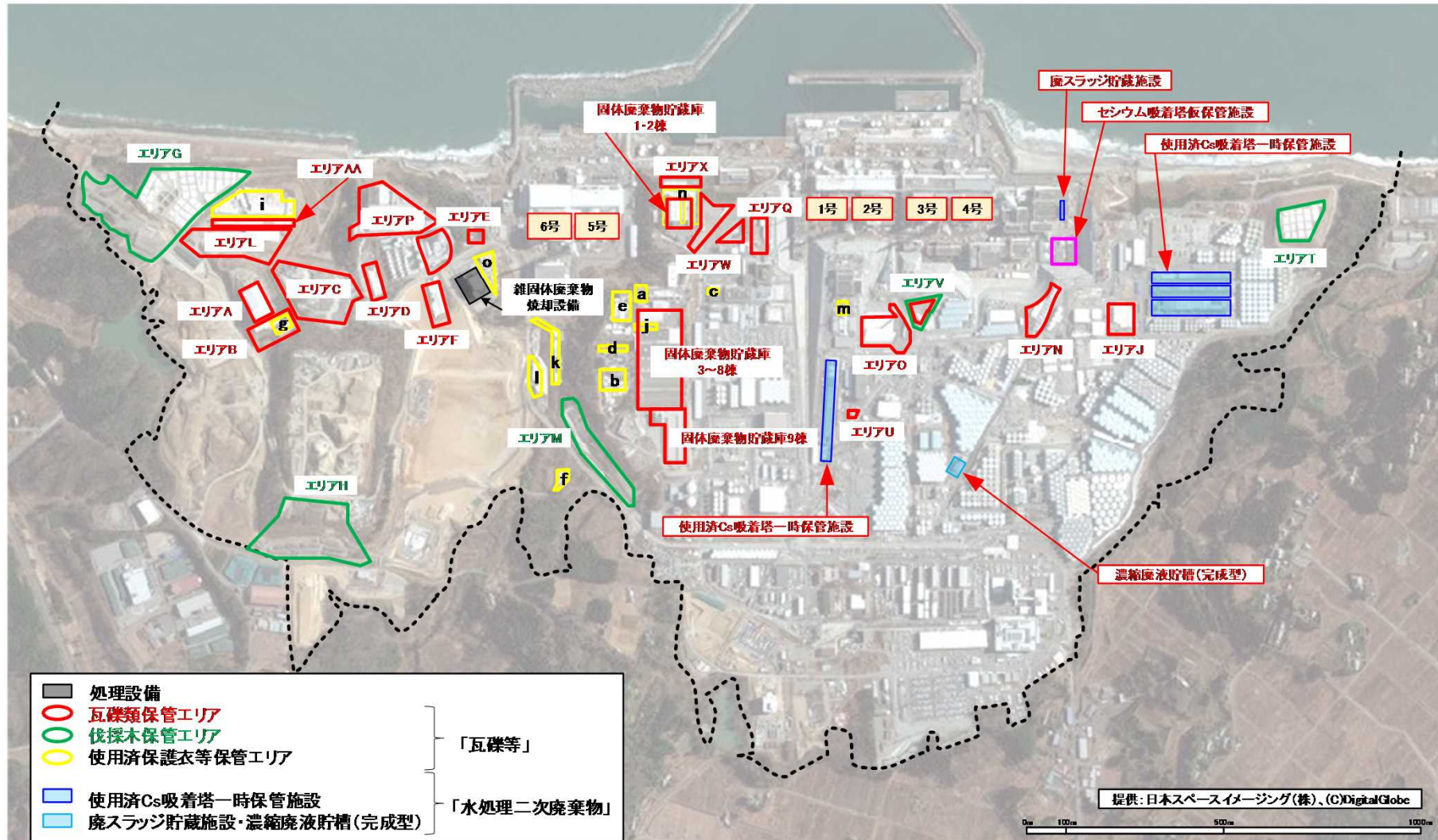
- ・敷地境界線量への影響が高い瓦礫等から優先的に建屋内保管に移行
- ・可能な限り、可燃物は焼却、金属・コンクリートは減容処理した上で、建屋内に保管
- ・今後の廃炉作業の進捗状況や瓦礫等発生量の将来予測の見直し等を、適宜反映していく

無断複製・転載禁 東京電力ホールディングス株式会社



7. 「瓦礫等」及び「水処理二次廃棄物」の保管状況

- 敷地内に屋外の一時保管エリアが点在している状況



8. 「瓦礫等」及び「水処理二次廃棄物」の保管の将来像

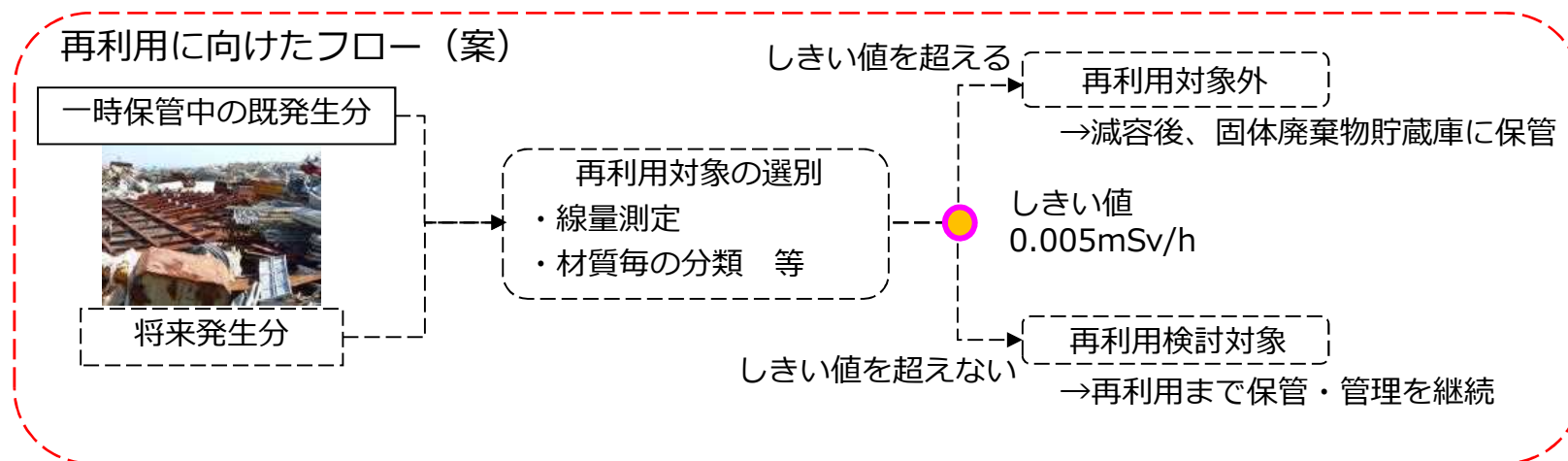
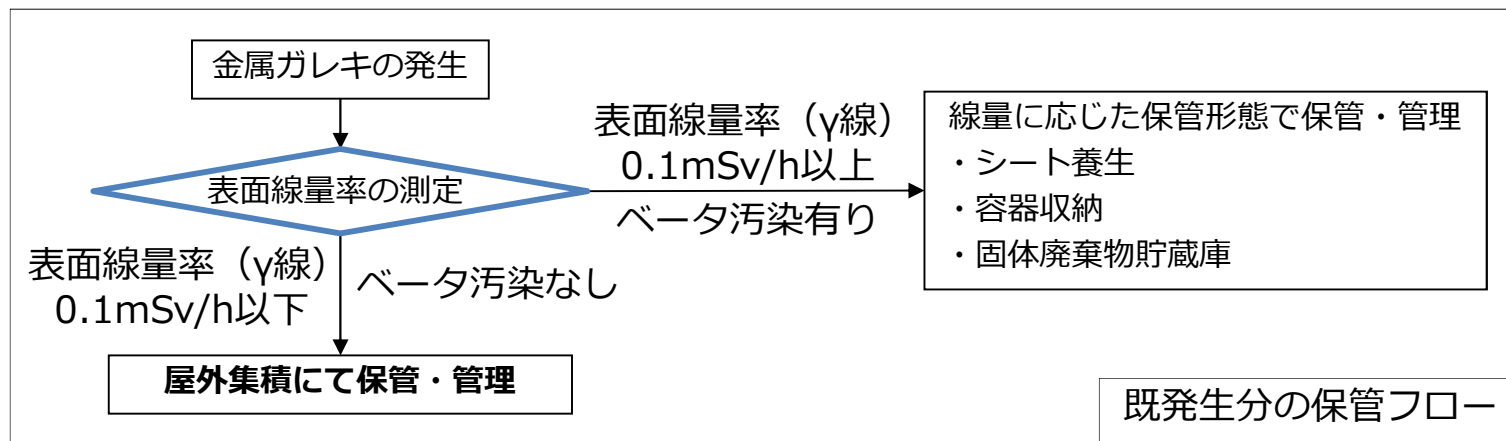
- 2028年度に「瓦礫等」の屋外一時保管を解消*

*再利用・再使用対象を除く



以下、参考資料

- 再利用の検討対象となる金属のうち、既発生分については、受入目安線量率 0.1mSv/h以下の一時保管エリアにて保管・管理を実施
- 既発生分ならびに将来発生する金属のうち、極低線量（0.005mSv/h未満）の選定方法、保管方法については今後検討を実施



参考 金属の再利用に向けた除染方法

12

- 2032年時点において、再利用の検討対象となる金属が約20万m³発生すると予測
- 再利用対象物量予測（2032年時点）

対象物	物量	補足
解体タンク片	約6.2万m ³	・解体・除染後のフランジタンク解体片
その他	約14.1万m ³	・高性能容器（HIC）のステンレス補強体 ・除染後のブルータンクの解体タンク片 ・鋼材や破損等により再使用不可の足場材 等
合計	約20.3万m ³	

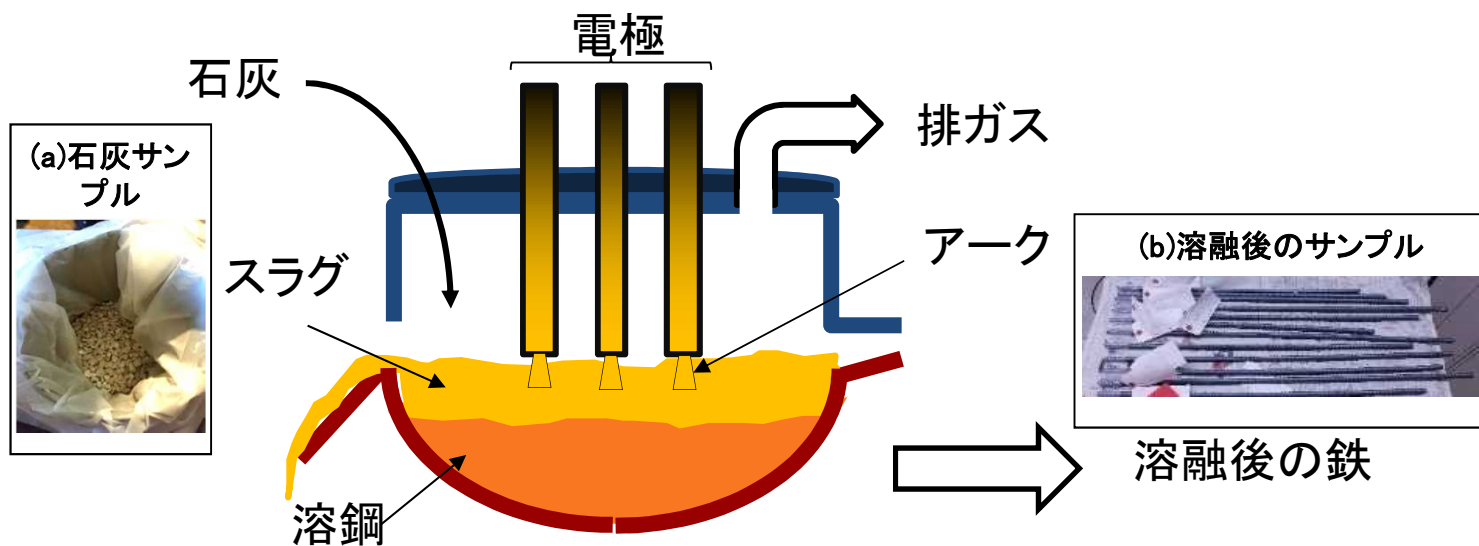
- 上記に関して再利用に供するための除染方法等を検討中
 - ◆ 主な汚染核種として、Cs,Srを念頭に検討を実施
 - ◆ 溶融除染については検討実績が乏しいことから試験を実施（次ページ参照）

除染方法	化学除染	物理（機械）除染	溶融除染
	りん酸 除染法	スチールブラスト法	溶融スラグ除染法
工法概要	りん酸により母材表面の被膜を除去する方法	スチールの細片を研磨剤として空気と共に噴射し、汚染箇所を切創、破壊し除去する方法	母材と汚染元素の酸化物生成自由エネルギーの差を利用して、汚染元素をスラグ層に移行させる方法
二次廃棄物（例）	・ 処理廃液	・ 廃研磨剤 ・ バグ,HEPAフィルタ	・ 廃スラグ ・ バグ,HEPAフィルタ
除染係数 DF	30程度	5～100程度 （形状により変動）	（次ページ）
安全上考慮すべき事項	・ 漏えい対策 ・ 廃液処理	・ ダスト管理（飛散抑制対策） ・ 二次廃棄物管理	・ ダスト管理（排気管理） ・ 二次廃棄物管理
適用条件	－	タンク片等凹凸の少ないもの	－

- 溶融処理によるSrの除去性能の確認を実施
 - ◆ 鉄製造時に副資材として投入される石灰中に含有する天然Sr量と、溶融後に残存した天然Sr量を測定
- Srはスラグに移行し、DF（投入量／溶融後）は500~1000程度が得られ平均で約800であった（溶融後の鉄のSr量のバラつきが大きいいため、再確認を予定）

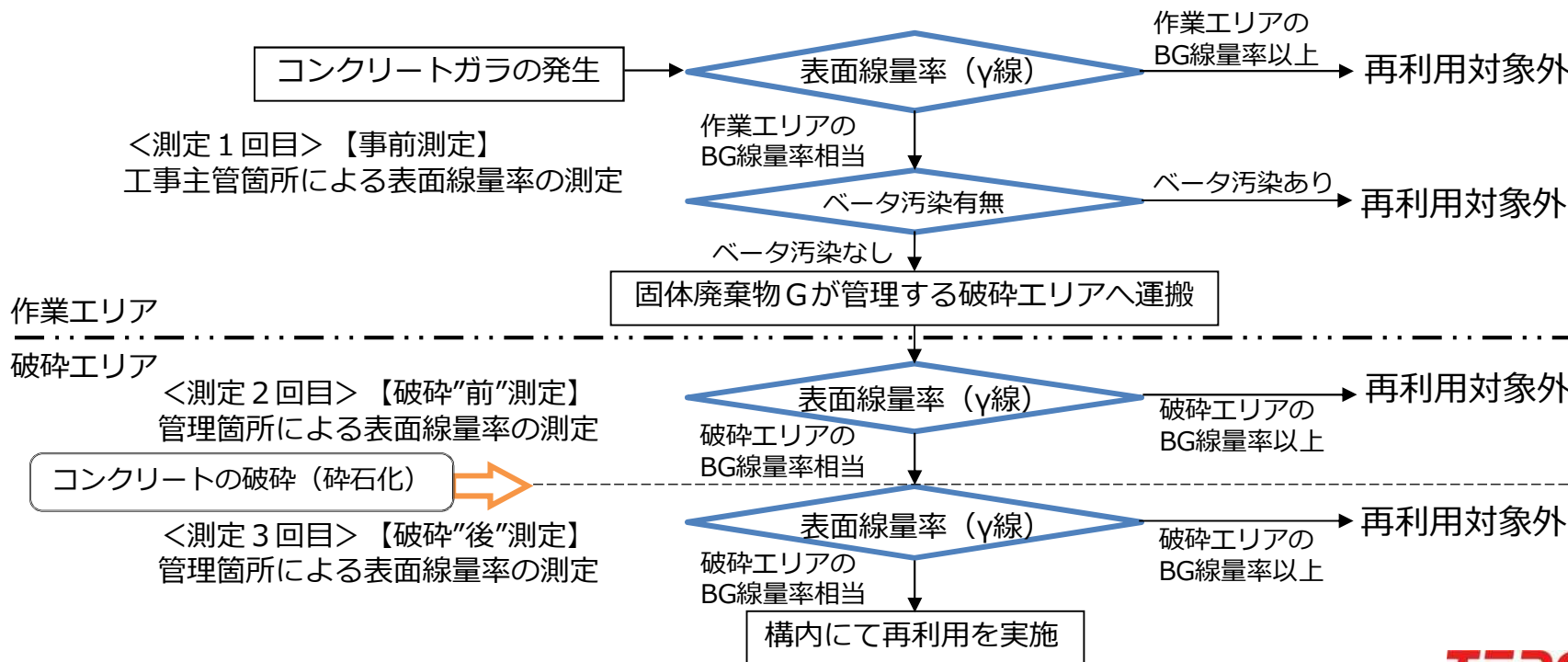
石灰分析結果

元素	組成 (wt%)
Li	ND
K	0.01
Rb	ND
Cs	ND
Mg	0.33
Sr	0.05



バッチ	(a)石灰中Sr重量	(b)溶融後のSr重量	DF
A	2.120kg	2.06E-03kg	1029
B		3.71E-03kg	571
C		3.32E-03kg	639
D		2.15E-03kg	986

- コンクリートガラの再利用実績
 - ◆ 2019年度末までに約1.5万m³の再利用を実施 (2019年度の主な再利用箇所を次ページに示す)
- 保管管理計画では、2032年3月までに約2.9万m³の砕石を再利用と予測
 - ◆ 2020年度以降も構内排水路整備工事等で再利用を計画
- 再利用対象の確認フロー
 - ◆ 対象となるコンクリートガラについては、工事主管箇所の事前測定及び破碎前後の管理箇所による測定で、表面線量率がBG線量率相当であることを確認






■ 主な再利用場所は以下の通り



	再利用件名および施工状況	
①	1F 震災遺構整備工事	
	<p>施工前</p>	<p>施工後</p>
②	工所用重機・車両の管理・運用委託	
	<p>施工前</p>	<p>施工後</p>
③	敷地北側排水路新設工事	
	<p>側溝基礎</p>	<p>柵基礎</p>

参考 コンクリートガラの再利用状況(2019年度実績)

- 2019年度の再利用実績
 - ◆ 前述の確認フローに則り測定したコンクリートガラを再利用
 - ◆ 再利用前後で再利用先の雰囲気線量率に有意な上昇がないことを確認

	再利用件名および施工状況	破砕時 測定データ		再利用先測定データ	
		コンクリートガラ 表面線量率 (破砕後)	破砕エリア 雰囲気線量率	砕石敷設前 雰囲気線量率	砕石敷設後 雰囲気線量率
①	1F 震災遺構整備工事 	2 μSv/h	2 μSv/h	7 μSv/h	5 μSv/h
②	工事用重機・車両の管理・運用委託 	2 μSv/h	2 μSv/h	1 μSv/h	1 μSv/h
③	敷地北側排水路新設工事 	2 μSv/h	2 μSv/h	4 μSv/h	3 μSv/h

- コンクリートガラの破碎は、下図の機器にて実施し、破碎前後でコンクリートガラの表面線量率測定を実施
- 破碎時に分別される鉄筋等については、一時保管エリアにて保管・管理を実施



- 破碎対象のコンクリートガラは破碎エリアの雰囲気線量率と同等のBG程度であるため、作業員への被ばく影響はない
 - ◆ 破碎作業ならびに破碎エリア周辺で作業に従事する作業員は、破碎時のダストの舞い上がりを考慮し、放射線防護上、Y装備・全面マスクを着用
- なお、当該作業の影響に伴い、敷地境界周辺に設置したダストモニタで有意な変動が確認されたことはない

「特定原子力施設放射性廃棄物規制検討会」 (第1回・2015/12/4) 資料抜粋

参考2-1. 屋外集積

瓦礫類の一時保管

- 表面線量率 0.1mSv/h以下の瓦礫類を保管するエリア
- 廃棄物量低減を目的に、以下の再利用を実施中
 - ✓ 表面線量率の低いコンクリートガラ※を破碎
 - ✓ 破碎したコンクリートガラは、表面線量率がバックグラウンド線量率相当(5 μ Sv/h程度)であることを確認後、発電所構内にて一時保管エリアの路盤材等に再利用中(約1,900m³)
- ※タンク撤去工事等に伴い発生したコンクリートガラ(主に基礎部)や工事で未使用の残コンクリートなど
- 今後、可能な限り可燃物は焼却、金属・コンクリートは減容処理し、固体廃棄物貯蔵庫に保管但し、表面線量率がバックグラウンド線量率相当の瓦礫類は、素材別に再使用・再利用方策を検討



再利用: コンクリートガラ破碎(エリアC)



- 雑固体廃棄物焼却設備から発生した焼却灰を収納した保管容器（ドラム缶）については、固体廃棄物貯蔵庫に保管する際に表面線量率を測定。
- 雑固体廃棄物焼却設備に関する実施計画で設定している核種組成比（汚染水の実測値に2年後の減衰を見込んで設定）を用いて解析的に算出した換算係数を乗じて放射能量を評価し記録している。
- なお、2016年3月の本設備の運用開始に先立ち実施したホット試験（2016年2月8日～3月3日）で採取した焼却灰について、過去に核種分析を実施^{※1}している。
 - ※1：2017年3月、技術研究組合国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構（本分析は、廃棄物の処理・処分の安全性の見通しを得るためのデータを得ることを目的としていることから長半減期核種を主な対象としている。）
- 今後も必要に応じて（特に、焼却対象物の変更を行った際など^{※2}）焼却灰の採取を行い、廃棄物の処理・処分の安全性の見通しを得るために必要な廃棄物中に含まれる放射性核種の組成や濃度を把握するために分析を実施する。
 - ※2：なお、雑固体廃棄物焼却設備については、運用開始から現在に至るまで、ホット試験実施時と同様、使用済保護衣等の焼却を継続している。

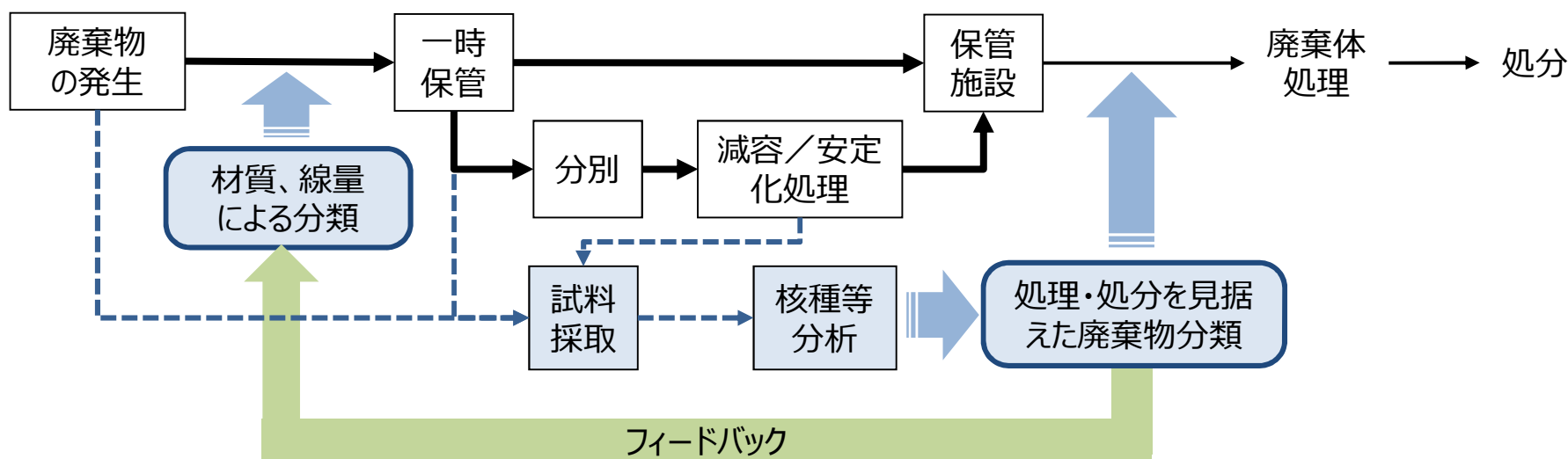
焼却灰 — 核種分析結果

試料名	放射能濃度[Bq/g]					
	¹⁴ C (約5.7×10 ³ 年)	⁶⁰ Co (約5.3年)	⁶³ Ni (約1.0×10 ² 年)	⁹⁰ Sr (約29年)	¹³⁷ Cs (約30年)	¹⁵⁴ Eu (約8.6年)
ASH-HOT1-1	< 2 × 10 ⁻¹	(4.2±0.1) × 10 ¹	(1.3±0.1) × 10 ⁰	(6.1±0.1) × 10 ¹	(1.2±0.1) × 10 ³	< 2 × 10 ⁻¹
ASH-HOT1-2	(5.3±0.9) × 10 ⁻¹	(5.5±0.4) × 10 ⁰	< 2 × 10 ⁻¹	(3.3±0.1) × 10 ¹	(1.5±0.1) × 10 ³	< 2 × 10 ⁻¹
ASH-HOT1-3	(2.6±0.7) × 10 ⁻¹	(6.7±0.4) × 10 ⁰	< 5 × 10 ⁻¹	(3.7±0.1) × 10 ¹	(1.7±0.1) × 10 ²	< 2 × 10 ⁻¹
ASH-HOT1-5	(6.5±1.1) × 10 ⁻¹	(4.3±0.4) × 10 ⁰	< 2 × 10 ⁻¹	(6.4±0.1) × 10 ¹	(1.8±0.1) × 10 ³	< 9 × 10 ⁻²
ASH-HOT1-6	(3.7±0.9) × 10 ⁻¹	(8.3±0.5) × 10 ⁰	(1.7±0.5) × 10 ⁻¹	(1.2±0.1) × 10 ²	(2.5±0.1) × 10 ³	< 2 × 10 ⁻¹

試料名	放射能濃度[Bq/g]			
	²³⁸ Pu (約88年)	²³⁹ Pu+ ²⁴⁰ Pu (約2.4×10 ⁴ 年 約6.6×10 ³ 年)	²⁴¹ Am (約4.3×10 ² 年)	²⁴⁴ Cm (約18年)
ASH-HOT1-1	(3.6±0.2) × 10 ⁻²	(1.1±0.1) × 10 ⁻²	(1.0±0.1) × 10 ⁻²	(7.2±0.8) × 10 ⁻³
ASH-HOT1-2	(6.0±0.7) × 10 ⁻³	(4.7±0.6) × 10 ⁻³	(3.1±0.5) × 10 ⁻³	(3.1±0.5) × 10 ⁻³
ASH-HOT1-3	(2.2±0.2) × 10 ⁻²	(1.0±0.1) × 10 ⁻²	(6.4±0.7) × 10 ⁻³	(5.3±0.7) × 10 ⁻³
ASH-HOT1-5	(1.0±0.1) × 10 ⁻²	(3.1±0.5) × 10 ⁻³	(3.5±0.5) × 10 ⁻³	(4.1±0.5) × 10 ⁻³
ASH-HOT1-6	(8.0±0.8) × 10 ⁻³	(2.8±0.5) × 10 ⁻³	(6.7±0.7) × 10 ⁻³	(1.9±0.4) × 10 ⁻³

- ⁶⁰Co、⁹⁰Sr、¹³⁷Cs、Pu、²⁴¹Am、²⁴⁴Cmはすべての試料で検出された。
- ¹⁴Cは4試料で、⁶³Niは2試料で検出された。¹⁵⁴Euはすべての試料で不検出であった。

- 処理・処分を見据えた廃棄物分類の構築に向けて核種組成等の分析を実施
- 処理・処分を見据えた廃棄物分類は、保管における廃棄物分類方法にフィードバックを検討



- 焼却処理を実施した焼却灰については、焼却対象物の材質の変更等を考慮した上で、試料を採取し核種分析を実施する計画
- 減容処理時の金属ガラ、コンクリートガラについても試料を採取し核種分析を実施することを検討している
- なお、具体的な分析の時期、数量については検討中である

参考 処理・処分に向けた性状把握の状況

- ・難測定核種は分析の重要性や廃炉工程等を勘案しつつ、各関係機関のご協力を得ながら経産省補助事業により実施中
- ・これまでの分析結果は福島第一原子力発電所事故廃棄物に関する分析データ集*にて公開
- ・今後JAEA分析施設第一棟が整備されるとともに、当社としても分析施設や分析能力について拡張していく予定

*<https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/>

表 分析結果の公表に関する実績(2020年3月末時点)

分類	試料		試料点数	
瓦礫類	原子炉建屋内	1号機 1・5階	瓦礫等	37
		2号機 1・5階	瓦礫等	13
		2号機 2階	瓦礫等	1
		2号機 3階	瓦礫等	1
		3号機 1階	瓦礫等	12
		3号機オペレーションフロア	瓦礫	1
		4号機 1・2・3・4階	瓦礫	8
		4号機使用済燃料プール	瓦礫	2
	タービン建屋内	1号機 地下	スラッジ・砂	7
	原子炉建屋周辺	1・3・4号機周辺	瓦礫	18
覆土式一時保管施設	第1・2・3槽	瓦礫	11	
汚染水	原子炉建屋内	2・3号機格納容器内	滞留水	4
		1・2・3号機	滞留水	6
		4号機	スラッジ・滞留水	1
	タービン建屋内	1号機 地下	スラッジ・滞留水	6
		2・3・4号機	スラッジ・滞留水	7
	集中廃棄物処理建屋内	地下	スラッジ・滞留水	16
	処理装置	セシウム吸着装置(第二含む)	処理水	37
		除染装置	処理水	3
		除染装置	スラッジ	3
		淡水化装置(RO)	処理水	2
		蒸発濃縮装置	処理水	3
多核種除去設備(増設含む)		処理水	52	
PCVガス管理システム設備	1号機	凝縮水	1	
水処理二次廃棄物	多核種除去設備(増設含む)	スラリー	9	
可燃物	保護衣等焼却灰		5	
土壌	土壌		13	
植物	伐採木	枝葉	5	
	立木	枝葉、落葉、表土	123	
合計			407	

至近のプラント状況や試験結果を踏まえた
実施計画Ⅲ 第1編 第18条, 第19条, 第25条の
変更について (案)

2020年9月8日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

はじめに

■ 特定原子力施設監視・評価検討会（2020年6月15日）

実施計画Ⅲ第1編LCO適正化の全体方針について議論し、以下の方針で進めていくこととなった。

- ✓ 発電炉のLCOの概念を1Fに適用する是非を含め、1FにおけるLCOのあり方について、事業者と規制側で認識を揃える必要がある。
- ✓ 上述の議論とは並行して、速やかに変更可能なLCOについては早急に変更申請すること。

LCO：運転上の制限（Limiting Conditions for Operation）

■ 実施計画変更認可申請（2020年8月11日）

上記を踏まえ、至近のプラント状況や試験結果などの実績より、時間的余裕や代替措置等が明らかになっている以下のLCO条文について変更申請し、現在審査対応中。

- ✓ 第18条（原子炉注水系）
- ✓ 第19条（非常用水源）
- ✓ 第25条（格納容器内の不活性雰囲気維持機能）

■ 本日は現在申請中の第18条，第19条，第25条の変更内容についてご説明する。

申請内容の位置づけ（LCO適正化の全体方針）

- リスクの状況変化をふまえ、必要とされる安全機能やLCOの適正化を検討する

（1）各設備の安全評価の再評価等により、LCOの適正化を計画的かつ継続的に実施

<実施計画Ⅱ（設備設計）>
安全評価の再評価等により、各設備で確保されるべき必要な安全機能や、必要な設計上の考慮の再整理



<実施計画Ⅲ（LCO, LCO以外）>
再整理した安全機能を確保するために遵守すべき制限事項の適正化

<適正化の観点（例）>

- ・ダスト飛散，敷地境界への放射線影響，臨界，設備の多重性，信頼性等
- ・「措置を講ずべき事項」をふまえた各設備共通した考え方の整理

【今回申請内容(実施計画Ⅲ第1編第18条, 第19条, 第25条)】

（2）至近のプラント状況や試験結果などの実績をふまえ、速やかにLCOを適正化

<実施計画Ⅲ（LCO）>
現状のリスクの実態に即した，LCOの速やかな適正化

<速やかな適正化の観点>

- ・LCO設定当初の状況と現状との差異の分析
- ・これまでのLCO逸脱事象に対する安全上の影響有無

- 中長期的なリスク低減を図る対策（1F廃炉作業）については、今後の廃炉作業の進捗にあわせ、「措置を講ずべき事項」をふまえた安全確保の考え方について整理していく。

変更内容

- 実施計画Ⅲ第1編運転上の制限に係る条文（LCO条文）のうち、至近のプラント状況や試験結果を踏まえ、速やかな適正化が必要と考えられる条文について、変更を行うこと。

対象条文	適正化の概要
第18条 原子炉注水系	<原子炉注水> 注水量の確保：24時間以内の注水停止をLCOから除外 待機要求：専用D/Gを持つ系統に限定しない 注水量増加幅：1.0m ³ /h → 1.5m ³ /h に変更 <RPV/PCV温度> 温度を測定により確認できない場合には、温度を評価する
第19条 非常用水源	削除
第25条 格納容器内の不活性雰囲気維持機能	運転確認項目の一部変更 （窒素封入圧力の確認、窒素濃度の確認の削除）

- 上記反映に伴い、他条文に軽微な変更を行うこと。（第3条，第68条）

背景

- 時間経過による崩壊熱の低下や廃炉作業の進捗に伴い、事故直後と比較して福島第一のリスクは低減され、全体的に安全性が向上してきている状況である。
- 第81回特定原子力施設監視・評価検討会（2020年6月15日）において、LCO条文の適正化に関する議論を行い、全体的なLCO条文の適正化については継続して議論していくものの、現状のリスクの実態に即して速やかに適正化すべきLCO条文については、先行して変更申請を行うこととなった。
- 上記を踏まえ、至近のプラント状況や試験結果などの実績より、時間的余裕や代替措置が明らかになっているLCO条文について、プラントの実態と合わせることを目的とした変更を行う。
- なお、今回申請範囲外としているLCO条文についても、各設備の安全評価等を踏まえた検討が纏まり次第、別途、安全機能とLCO条文の適正化を目的とした変更申請を行う予定。

LCO条文の速やかな適正化の方向性

- 第18条～第29条のLCOについて、当初LCOに設定した目的と、現状との差異を整理した結果、原子炉注水系、非常用水源、不活性雰囲気維持については、速やかな適正化が必要（青枠部分）。

条文	現状LCO(概要)	今回の変更	適正化の方向性	抽出した現状との差異（変更根拠）
第18条 (原子炉注水系)	<p><原子炉注水></p> <p>①必要注水量の確保（連続）</p> <p>②炉注専用D/Gを持つ系統の常時待機</p> <p>③臨界防止のため、注水量増加幅を1.0m³/h以下に制限</p> <p><RPV/PCV温度></p> <p>④ RPV底部温度,PCV温度の確認（RPV底部温度 80℃以下など）</p>	<p><原子炉注水></p> <p>①一時的な注水停止を許容</p> <p>②待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない</p> <p>③注水量増加幅の制限を従来の1.0m³/hから1.5m³/hに変更</p> <p><RPV/PCV温度></p> <p>④温度を測定により確認できない場合には、温度を評価する</p>	<p><原子炉注水></p> <p>①一時的な注水停止は問題ないことを、注水停止試験で確認</p> <p>②復旧時間余裕の拡大により、余裕時間内に常用系の電源復旧は可能</p> <p>②当初よりも常用設備の信頼性が向上し、設備に専用D/GのLCO必要性なし</p> <p>③過去試験で約1.5m³/hの増加実績あり（未臨界を維持）</p> <p><RPV/PCV温度></p> <p>④注水停止試験実績からRPVやPCVの温度は概ね評価可能</p>	
第19条 (非常用水源)	非常用水源として、ろ過水タンク,純水タンクの保有水確保	<p>削除</p> <p>今回は運転確認項目の一部のみ変更</p>		復旧時間余裕の拡大により、余裕時間内に炉注水の復旧は可能（常用水源として2,3号CST, 高台処理水バッファタンクもあり）
第25条 (不活性雰囲気維持)	<p>①PSA 1台の運転確認（封入圧力・封入流量の確保, 窒素純度99%以上など）</p> <p>②窒素専用D/Gを持つ系統の常時待機</p> <p>③PCV内水素濃度2.5%以下</p>	<p>①PSAの運転確認を廃止し「待機中の1台が動作可能であること」のみとする</p> <p>②待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない</p> <p>③変更なし</p> <p>再検討が必要</p>	<p>①復旧時間余裕の拡大により、余裕時間内に常用系の電源復旧は可能</p> <p>②当初よりも常用設備の信頼性が向上し、設備に専用D/GのLCO必要性なし</p>	

以降，参考資料

第18条・第19条 変更の方向性と根拠 (1)

第18条 方向性①：24時間以内の注水停止を許容する。

第18条 方向性②：待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない。

第19条 方向性：削除

- 2019年度に実施した1～3号機の原子炉注水停止試験の実績から、一時的な原子炉注水の停止による温度上昇などの影響は限定的であることを確認。
- また、実績から評価されるRPV底部温度が80℃に至るまでの時間余裕は10日以上であるため、従来の評価に基づき連続注水を前提として待機要求に専用D/Gを持つ系統や注水1日分の水源をLCOとして設定していたプラント状況から復旧時間余裕は拡大しており、電源や水源の確保を含めた原子炉注水系の復旧時間余裕は十分に確保されている状況。
- 一方、長期間の注水停止による炉内状況の変化については知見が少ないこと、また復旧対応にかかる時間を十分に確保することから、10日以上の間時間余裕の範囲内であっても、むやみに長時間の停止を許容すべきものではない。
- 従って、第18条では、許容する原子炉注水の停止は10日に十分な余裕がある範囲内で、24時間に限定することとする。さらに注水停止中は1時間に1回RPV/PCV温度を確認する。

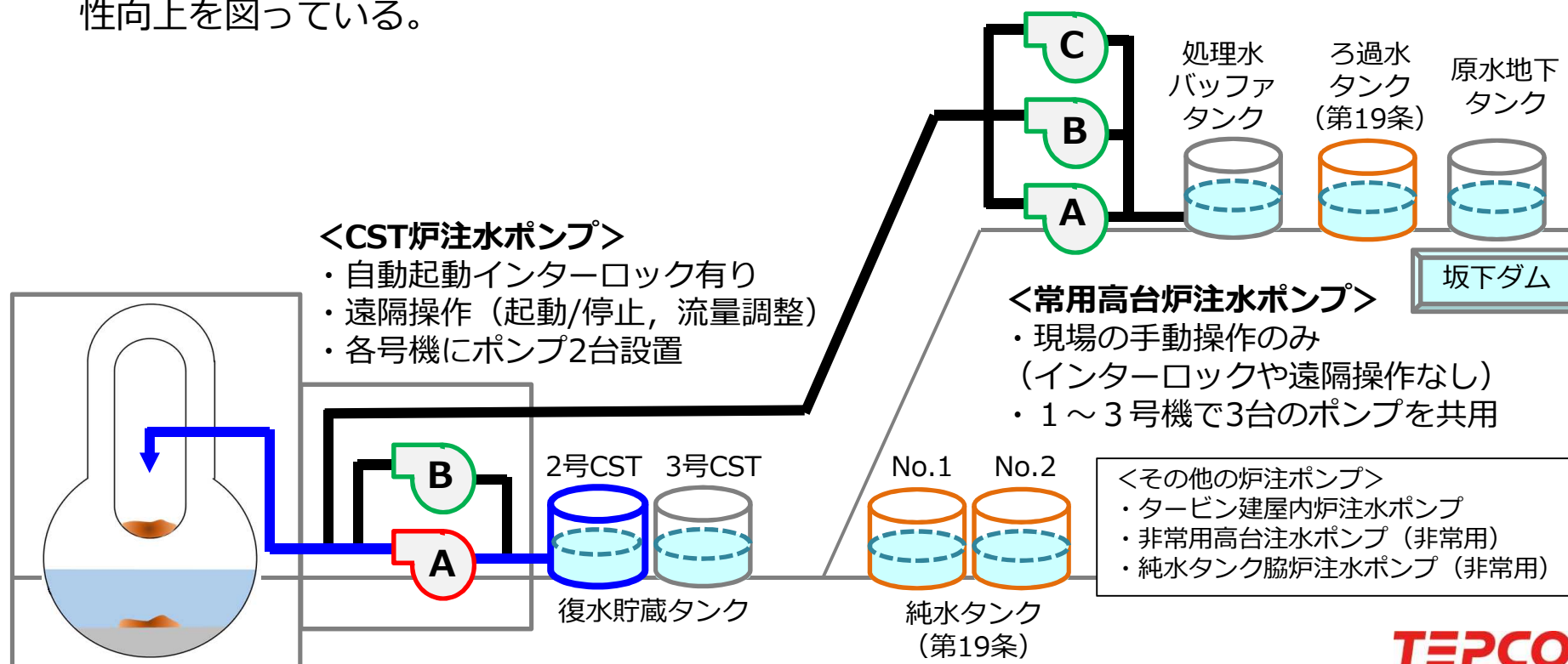
		1号機	2号機	3号機
試験結果	試験期間	2019年10月	2019年5月	2020年2月
	注水停止時間	約49時間	約8時間	約48時間
	温度上昇率(最大)	約0.01℃/h	約0.2℃/h	約0.01℃/h
80℃到達までの時間余裕		10日以上		
24時間の注水停止による温度上昇		約0.3℃	約5℃	約0.3℃
(参考) 従来の評価		約5℃/h (24時間でおよそ120℃の温度上昇)		

第18条・第19条 変更の方向性と根拠 (2)

第18条 方向性②：待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない。

第19条 方向性：削除

- 常用原子炉注水系については、従前の常用高台炉注水ポンプを主とした運用から、現在では流量安定性や制御性がより高い、CST炉注水ポンプを主として運用している。
- CST炉注設備は電源もA系/B系で独立しており、それぞれの母線は所内共通D/Gからも受電可能となっている。
- 水源についても、処理水バッファタンクのリプレースや、2号CSTの運用開始などの信頼性向上を図っている。



第18条・第19条 変更の方向性と根拠 (3)

第18条 方向性③：注水量増加幅の制限を従来の1.0m³/hから1.5m³/hに変更する。

- PCVガス管理設備で短半減期希ガス（キセノン135）の濃度を継続監視し、これまで、燃料デブリは未臨界を維持していることを確認している。
- 燃料デブリの再臨界が起こる可能性については、以下の理由から、工学的に極めて低いと考えられる。
 - ① 燃料集合体の溶融により、水との存在比の観点から臨界になりにくい形状に変化していること
 - ② 炉心溶融の過程で炉内構造物等の不純物の混入が予想されること
 - ③ 燃料デブリは炉心部に留まらず広範囲に分散していると推定されること
- しかしながら、再臨界のリスクを極力抑制するため、念のため、任意の24時間あたりの注水量の増加幅については、過去実績として未臨界の維持を確認している1.0m³/h以下に制限していた。
- 2019年度に実施した1～3号機の原子炉注水停止試験の実績から、1.5m³/hの注水増加においても、キセノン135濃度に変動はなく、未臨界を維持していたことを確認したことから、実績に基づき、制限値を1.5m³/hに変更する。

第18条・第19条 変更の方向性と根拠 (4)

第18条 方向性④：温度を測定により確認できない場合には，温度を評価する。

- 原子炉の冷却状態にかかるこれまでの検討や，データ蓄積に伴う知見拡充などにより，熱バランスモデルによる温度計算によって，RPV底部温度やPCV温度を概ね評価可能となってきた。
- 熱バランスモデルによる温度評価には，一定の不確かさはあるものの，以下のことから，RPV底部温度やPCV温度の運転上の制限を確認し，燃料デブリの残留熱を適切に除去していることの確認に適用可能である。
 - ① これまでの実績から，評価値と実測値の差分は，既設温度計の不確かさ（最大20℃以内）の範囲内であること。
 - ② 評価条件を適度に保守側に設定するなどにより，不確かさの影響を軽減すること。
- なお，注水停止中のRPV底部温度やPCV温度についても，注水停止試験の実績では，概ね評価の範囲内であったが，注水停止時の影響については不確かさが大きいことから，注水停止中については評価による温度確認は適用しないものとする。

第18条方向性①④ 補足説明

第18条 方向性①：24時間以内の注水停止を許容する。

第18条 方向性④：温度を測定により確認できない場合には、温度を評価する。

温度評価適用可否のケーススタディ

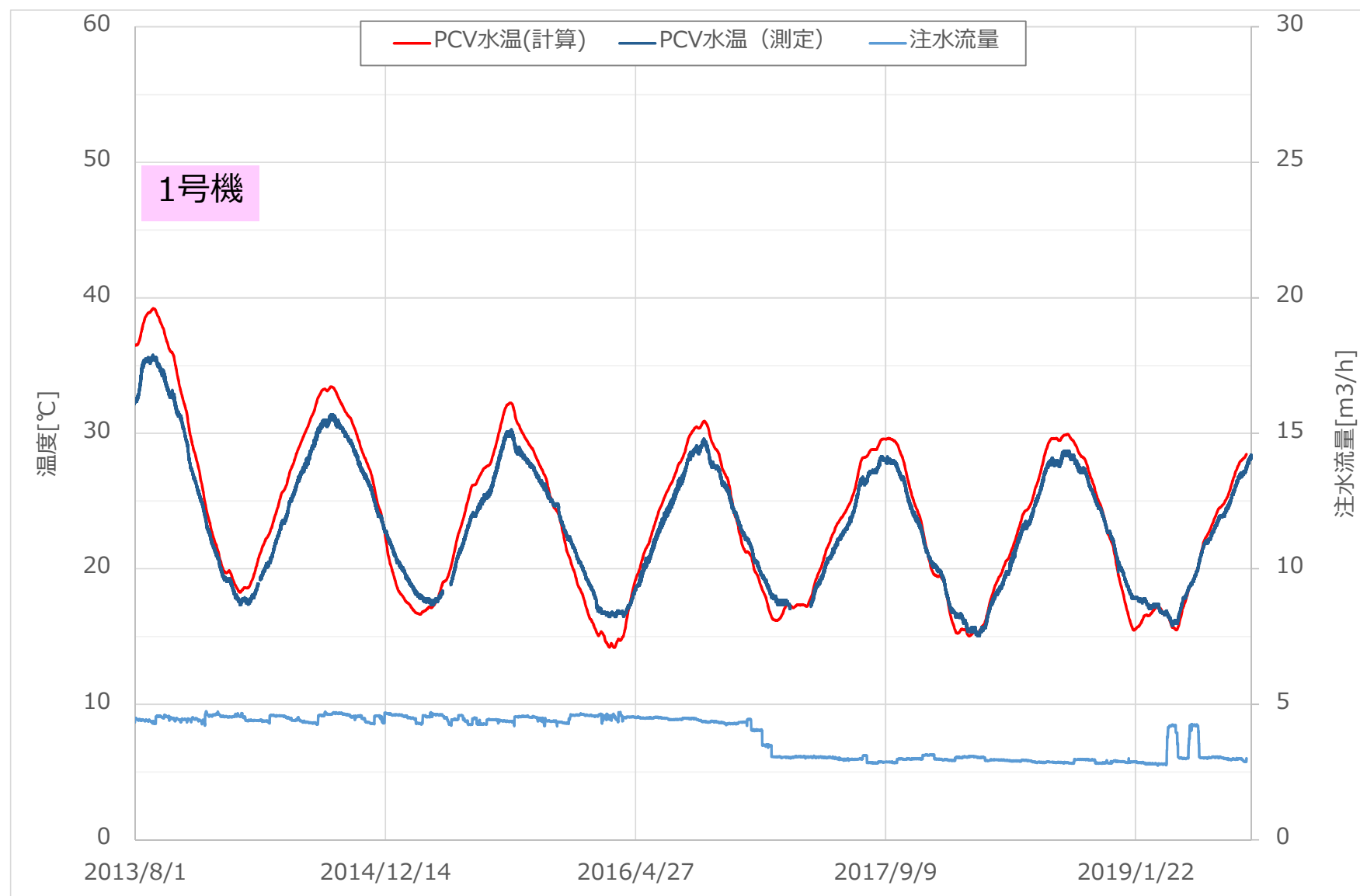
- RPV/PCV温度が実測可能な状況では実測による温度確認を優先
- 注水停止中は温度評価は適用不可
- 温度確認が出来ない状況下で注水が停止した場合、24時間以内であってもLCO逸脱

	必要注水量を確保している場合	必要注水量を確保できない場合
RPV/PCV温度確認可	実測により温度を確認	実測による温度確認を1時間に1回実施
RPV/PCV温度確認不可	温度評価を適用可	LCO逸脱を判断

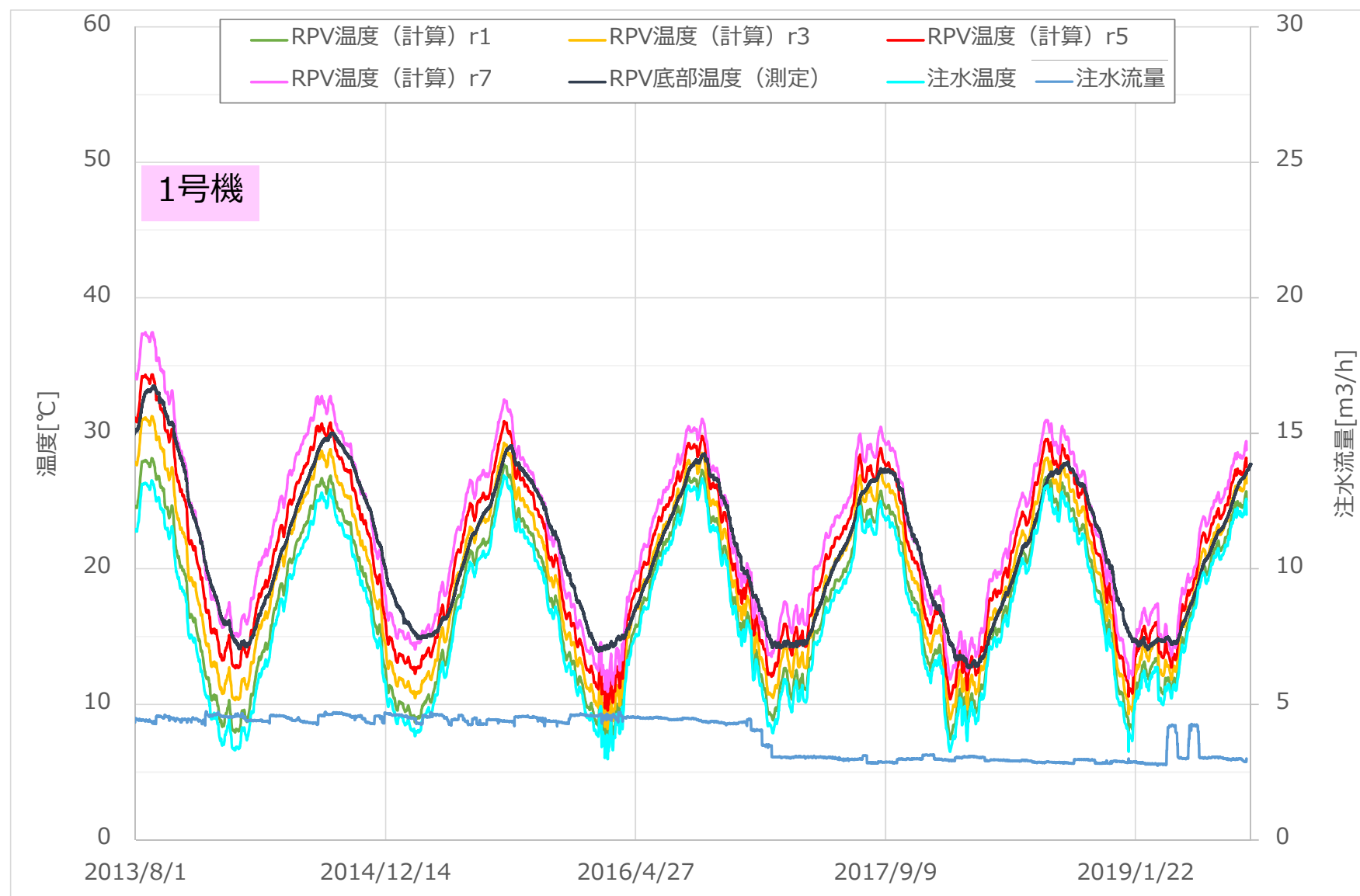
○：温度評価を適用可

×：温度評価を適用不可

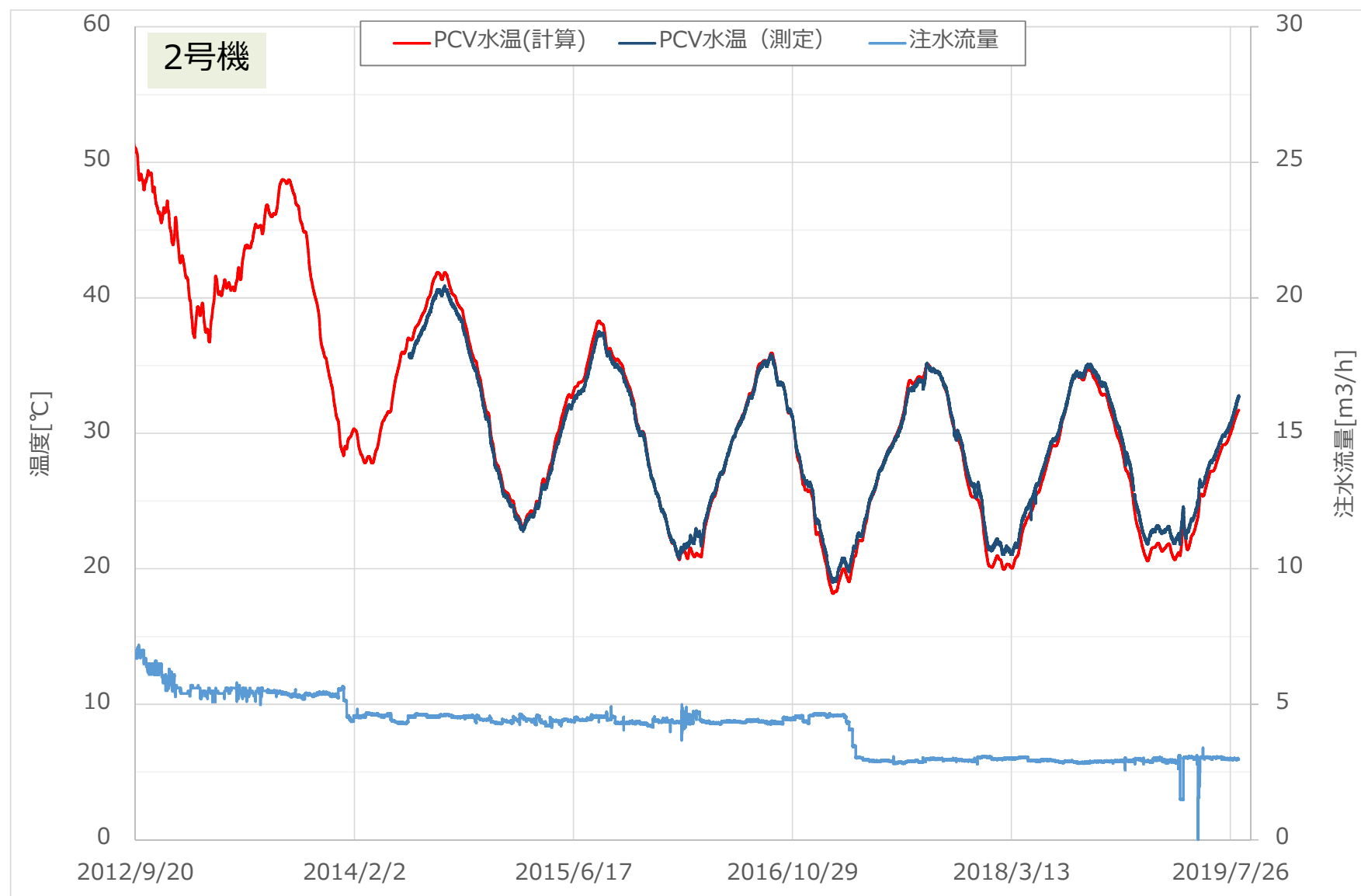
1号機 PCV温度の計算結果（熱バランスモデル）



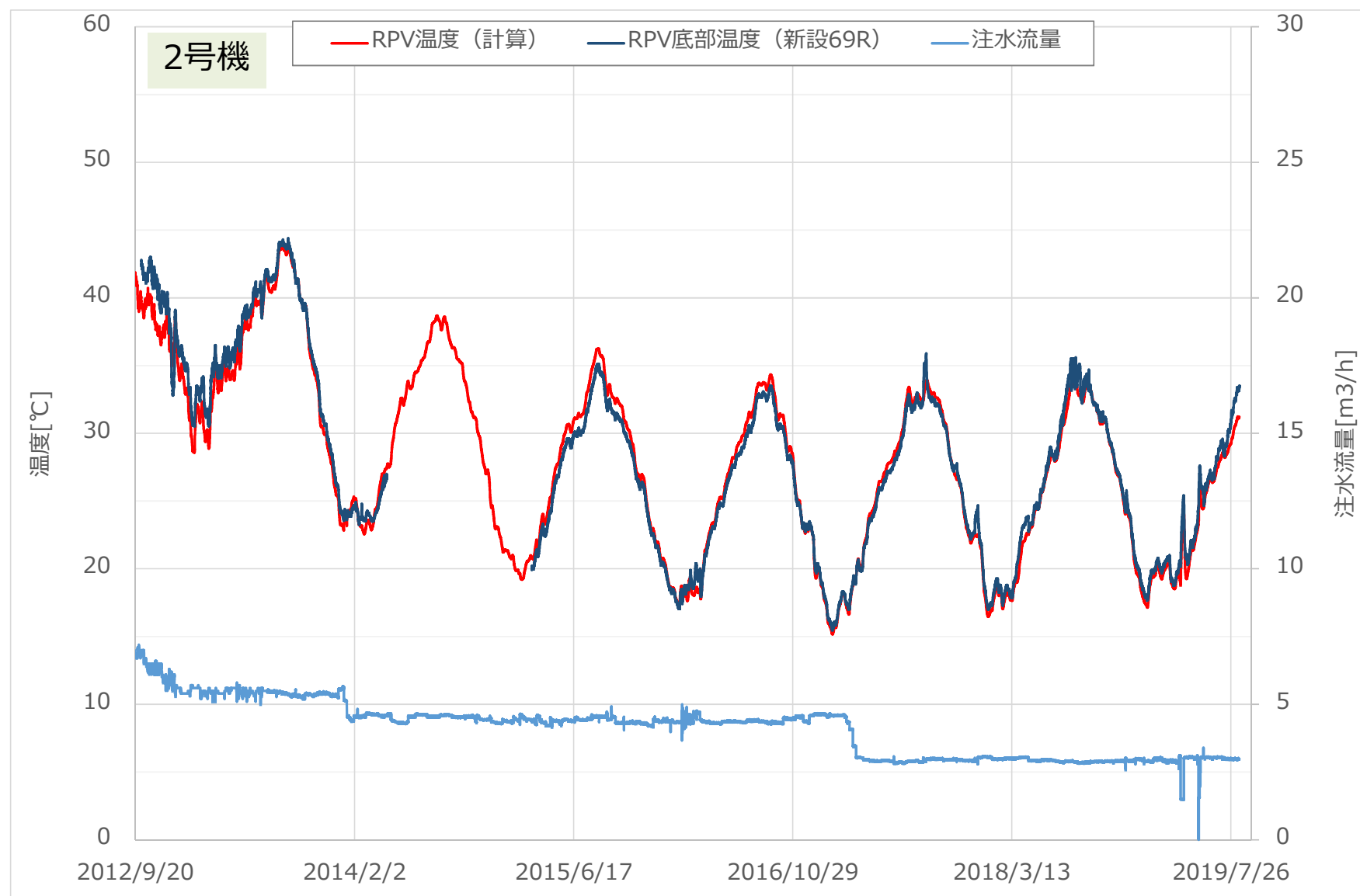
1号機 RPV温度の計算結果（熱バランスマデル）



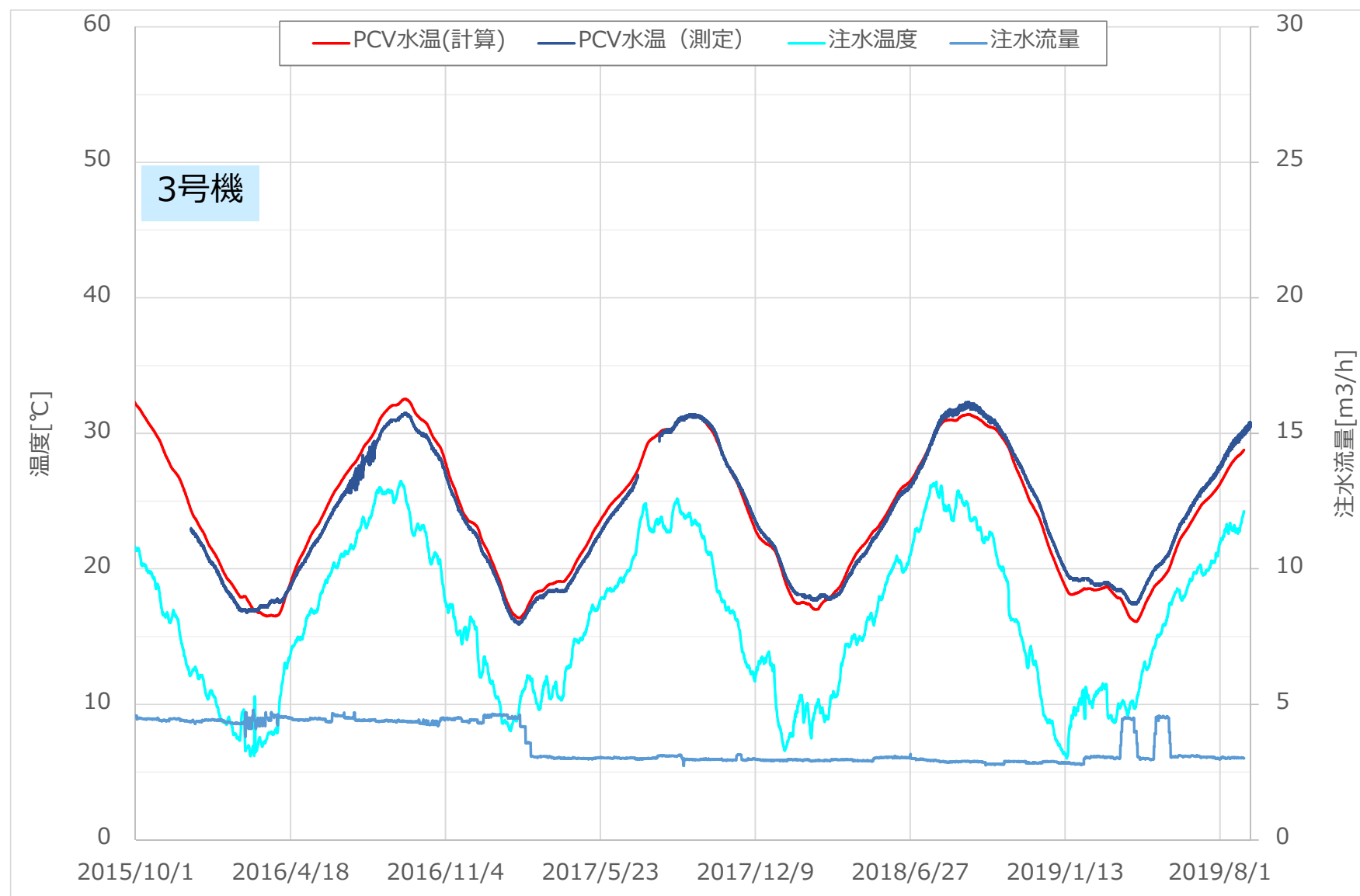
2号機 PCV温度の計算結果（熱バランスモデル）



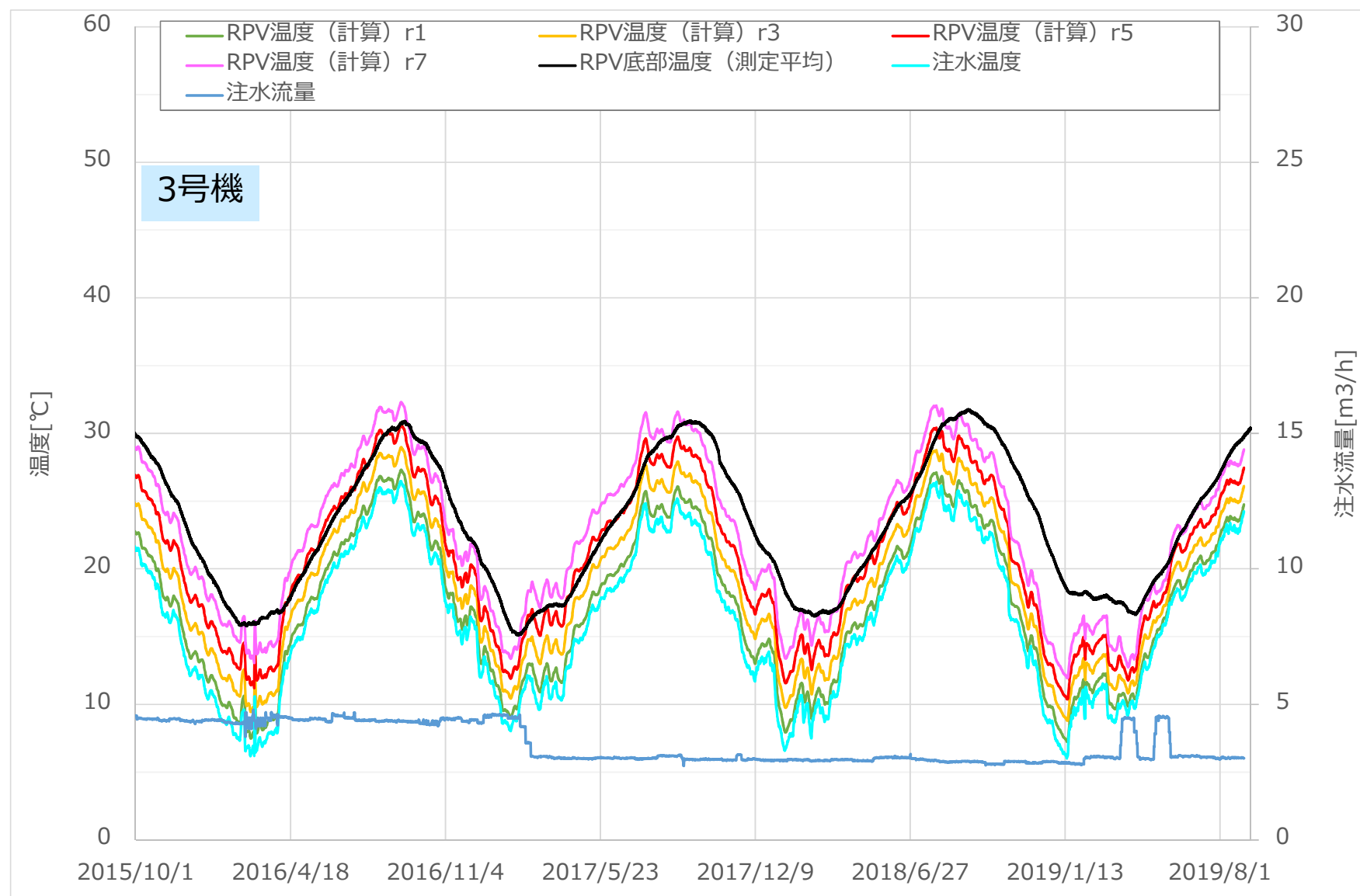
2号機 RPV温度の計算結果（熱バランスモデル）



3号機 PCV温度の計算結果（熱バランスモデル）



3号機 RPV温度の計算結果（熱バランスモデル）



第25条 変更の方向性と根拠 (1)

方向性①：窒素封入設備の運転確認項目の一部を変更する。

- 現在、1～3号機のPCVガス管理設備で監視しているPCV内の水素濃度は、運転上の制限である2.5%よりも十分に低く安定している状況。

(2020.7.1 11:00時点)	1号機	2号機	3号機
窒素封入量	約 29.6 Nm ³ /h	約 11.6 Nm ³ /h	約 15.4 Nm ³ /h
水素濃度 (A系指示値)	0.00 %	0.05 % ^{※1}	0.13 % ^{※1}

※1 水素濃度計は熱電導度式水素濃度検出器を使用しているため、ガス管理設備のインリーク（酸素濃度変化）により、僅かながら指示値に影響を受けている

- 現在の燃料デブリの崩壊熱では、水の放射線分解による水素発生量はPCVの容積と比較して十分小さく、急激な水素濃度上昇は考えにくい。また、仮に窒素封入が停止した場合においても、水素濃度2.5%に至るまでの時間余裕は、10日以上と評価している。

		1号機	2号機	3号機
水素発生量の評価値		約0.03 Nm ³ /h	約0.04 Nm ³ /h	約0.04 Nm ³ /h
窒素封入停止時の 時間余裕の評価	RPV内2.5%到達 ^{※2}	約 13.4 日	約 11.4 日	約 11.1 日
	PCV内2.5%到達	約 64 日	約 71 日	約 70 日
評価条件	崩壊熱 (2020年7月)	約 0.063 MW	約 0.076 MW	約 0.076 MW
	G値 (非沸騰)	0.25		
(参考)2012年12月時点 の時間余裕評価	RPV内2.5%到達 ^{※2}	約 4 日	約 3 日	約 3 日

※2 PCVよりも容積が小さいRPV内に水素が滞留すると仮定した場合の保守的な評価

- 従って、不活性雰囲気維持の観点では窒素封入維持の重要性は大きく低下しており、必ずしも窒素濃度99%以上でなければ不活性雰囲気を維持できない状況ではない。また、これまで窒素封入量の確認に加え、念のための措置として封入圧力の確認を運転確認項目として設定してきたが、実績上窒素封入量の確認により窒素封入が出来ていることの確認は可能である。

第25条 変更の方向性と根拠 (2)

方向性①：窒素封入設備の運転確認項目の一部を変更する。

- 窒素封入設備に要求される機能（実施計画II 2.2）は、主にPCV内の不活性雰囲気維持を目的としている。
- 一方、実施計画上の機能要求としては明示的な記載はないものの、窒素封入の確保については、PCV圧力の管理他の安全上の影響に関して再検討する必要がある。

PCV圧力の管理

現在の1～3号機のD/W圧力は、PCVガス管理設備の排気流量とPCV内への窒素封入量のバランスでコントロールしている。

窒素封入停止時にはPCV圧力が低下することから、PCVガス管理設備の設備保護や、空気インリークによりPCV内の酸素濃度が上昇することの影響を検討する必要がある。

- 従って、不活性雰囲気維持の観点では窒素封入の重要性は低下しているものの、他の安全上の影響の観点から、本申請では窒素封入の確保を継続することとし、運転確認項目の一部のみを変更する。

【変更案】 第18条 原子炉注水系

- ✓ 方向性①：24時間以内の注水停止を許容する。
ただし、注水停止中は1時間に1回、RPV/PCV温度を確認する。
- ✓ 方向性②：待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない。
- ✓ 方向性③：注水量増加幅の制限を従来の1.0m³/hから1.5m³/hに変更する。
- ✓ 方向性④：温度を測定により確認できない場合には、温度を評価する。

変更前	変更後	方向性
<p>(原子炉注水系) 第18条 原子炉の状態を維持するにあたって、原子炉注水系※¹は表18-1に定める事項を運転上の制限とする。なお、本条文は1号炉、2号炉及び3号炉のみ適用される。ただし、以下の場合は、常用原子炉注水系及び任意の24時間当たりの注水量増加幅に対する運転上の制限を満足しないとはみなさない。</p> <p>(1) 原子炉注水系の保全作業又は電源停止作業のために、計画的に常用原子炉注水系を一時停止し、非常用原子炉注水系により注水する場合</p> <p>(2) 原子炉注水系の流量調整又は流量変更時において、オーバーシュートにより、一時的に注水量増加幅が1.0m³/hを超えた場合又はアンダーシュートにより、一時的に原子炉の冷却に必要な注水量を確保できない場合</p>	<p>(原子炉注水系) 第18条 原子炉の状態を維持するにあたって、原子炉注水系※¹は表18-1に定める事項を運転上の制限とする。なお、本条文は1号炉、2号炉及び3号炉のみ適用される。ただし、以下の場合は、運転中の原子炉注水系及び任意の24時間当たりの注水量増加幅に対する運転上の制限を満足しないとはみなさない。</p> <p>(1) 原子炉注水系の流量調整又は流量変更時において、オーバーシュートにより、一時的に注水量増加幅が1.5m³/hを超えた場合</p>	<p>②</p> <p>①</p> <p>③</p> <p>①</p>

【変更案】第18条 原子炉注水系

- ✓ 方向性①：24時間以内の注水停止を許容する。
ただし、注水停止中は1時間に1回、RPV/PCV温度を確認する。
- ✓ 方向性②：待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない。
- ✓ 方向性③：注水量増加幅の制限を従来の1.0m³/hから1.5m³/hに変更する。
- ✓ 方向性④：温度を測定により確認できない場合には、温度を評価する。

変更前	変更後	方向性
(3) ほう酸水注入前後のポンプ水源切替に伴い、一時的に原子炉注水系を停止する場合	(2) ほう酸水の注入に伴い、原子炉注水系を停止する場合	記載の適正化
(4) 運転中の原子炉注水ポンプが停止した場合において、当該原子炉注水ポンプ又は他の原子炉注水ポンプが自動起動したことにより、直ちに原子炉の冷却に必要な注水量を確保した場合	(3) 運転中の原子炉注水ポンプの停止等、原子炉の冷却に必要な注水量を確保できない場合において、原子炉の冷却に必要な注水量を確保できなくなった時点から24時間以内に原子炉の冷却に必要な注水量を確保した場合。なお、原子炉の冷却に必要な注水量を確保するまでの間においては原子炉圧力容器底部温度及び格納容器内温度を1時間に1回確認する。	①

【変更案】第18条 原子炉注水系

- ✓ 方向性①：24時間以内の注水停止を許容する。
ただし、注水停止中は1時間に1回、RPV/PCV温度を確認する。
- ✓ 方向性②：待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない。
- ✓ 方向性③：注水量増加幅の制限を従来の1.0m³/hから1.5m³/hに変更する。
- ✓ 方向性④：温度を測定により確認できない場合には、温度を評価する。

変更前	変更後	方向性
<p>2. 原子炉注水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉圧力容器底部温度及び格納容器内温度を毎日1回確認し、その結果を安全・リスク管理GMに通知する。</p> <p>(2) 安全・リスク管理GMは、注水量の変更が必要な場合は、原子炉の状態に応じ、原子炉の冷却に必要な注水量を評価し、当直長に通知する。</p> <p>(3) 当直長は、原子炉注水系を運転し、原子炉の冷却に必要な注水量を確保するとともに、原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていることを毎日1回確認し、その結果を安全・リスク管理GMに通知する。</p> <p>(4) 当直長は、原子炉注水系の各設備について、表18-2に定める事項を確認する。</p>	<p>2. 原子炉注水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉圧力容器底部温度及び格納容器内温度を毎日1回確認し、その結果を安全・リスク管理GMに通知する。なお、原子炉圧力容器底部温度及び格納容器内温度が確認できない場合には原子炉圧力容器底部温度及び格納容器内温度を評価し、その結果を安全・リスク管理GMに通知する。</p> <p>(2) 安全・リスク管理GMは、注水量の変更が必要な場合は、原子炉の状態に応じ、原子炉の冷却に必要な注水量を評価し、当直長に通知する。</p> <p>(3) 当直長は、原子炉注水系を運転するとともに、原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていることを毎日1回確認し、その結果を安全・リスク管理GMに通知する。</p> <p>(4) 当直長は、待機中の原子炉注水系の各設備について、表18-2に定める事項を確認する。</p>	<p>④</p> <p>記載の適正化</p> <p>②</p>

【変更案】第18条 原子炉注水系

- ✓ 方向性①：24時間以内の注水停止を許容する。
ただし、注水停止中は1時間に1回、RPV/PCV温度を確認する。
- ✓ 方向性②：待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない。
- ✓ 方向性③：注水量増加幅の制限を従来の1.0m³/hから1.5m³/hに変更する。
- ✓ 方向性④：温度を測定により確認できない場合には、温度を評価する。

変更前	変更後	方向性
<p>3. 当直長は、原子炉注水系が第1項で定める運転上の制限（原子炉压力容器底部温度及び格納容器内温度を除く）を満足していないと判断した場合、表18-3の措置を講じる。また、安全・リスク管理GMは、原子炉压力容器底部温度及び格納容器内温度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表18-3の措置を講じる。</p> <p>※1：原子炉注水系は、常用原子炉注水系と非常用原子炉注水系で構成される。常用原子炉注水系とは、常用高台炉注水ポンプ、タービン建屋内炉注水ポンプ及びCST炉注水ポンプによる注水系の3系列をいい、非常用原子炉注水系とは、非常用高台炉注水ポンプ及び純水タンク脇炉注水ポンプ（非常用ディーゼル発電機含む）の2系列をいう。</p>	<p>3. 当直長は、原子炉注水系が第1項で定める運転上の制限（原子炉压力容器底部温度及び格納容器内温度を除く）を満足していないと判断した場合、表18-3の措置を講じる。また、安全・リスク管理GMは、原子炉压力容器底部温度及び格納容器内温度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表18-3の措置を講じる。</p> <p>※1：原子炉注水系は、常用原子炉注水系と非常用原子炉注水系で構成される。常用原子炉注水系とは、常用高台炉注水ポンプ、タービン建屋内炉注水ポンプ及びCST炉注水ポンプによる注水系の3系列をいい、非常用原子炉注水系とは、非常用高台炉注水ポンプ及び純水タンク脇炉注水ポンプの2系列をいう。</p>	<p>②</p>

【変更案】第18条 原子炉注水系

- ✓ 方向性①：24時間以内の注水停止を許容する。
ただし、注水停止中は1時間に1回、RPV/PCV温度を確認する。
- ✓ 方向性②：待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない。
- ✓ 方向性③：注水量増加幅の制限を従来の1.0m³/hから1.5m³/hに変更する。
- ✓ 方向性④：温度を測定により確認できない場合には、温度を評価する。

変更前		変更後		方向性
表18-1		表18-1		
項目	運転上の制限	項目	運転上の制限	
原子炉压力容器底部温度	80℃以下※2	原子炉压力容器底部温度	80℃以下※2	
格納容器内温度	全体的に著しい温度上昇傾向※2がないこと	格納容器内温度	全体的に著しい温度上昇傾向※2がないこと	
常用原子炉注水系	原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていること	運転中の原子炉注水系	原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていること	②
待機中の非常用原子炉注水系	1系列が動作可能であること※3	待機中の原子炉注水系	1系列が動作可能であること※3	②
任意の24時間あたりの注水量増加幅	1.0m ³ /h以下※4	任意の24時間あたりの注水量増加幅	1.5m ³ /h以下※4	③

変更内容の補足説明

- これまで原子炉注水系の運転上の制限は「常用系」により原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていたため、非常用系により原子炉の冷却に必要な注水量を確保しても運転上の制限を満足しない。
- 変更後は「運転中の」系統で原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていれば、常用系・非常用系を問わずに当該運転上の制限を満足する。

【変更案】第18条 原子炉注水系

- ✓ 方向性①：24時間以内の注水停止を許容する。
ただし、注水停止中は1時間に1回、RPV/PCV温度を確認する。
- ✓ 方向性②：待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない。
- ✓ 方向性③：注水量増加幅の制限を従来の1.0m³/hから1.5m³/hに変更する。
- ✓ 方向性④：温度を測定により確認できない場合には、温度を評価する。

変更前	変更後	方向性								
<p>※2：原子炉圧力容器底部温度を監視する温度計指示値が上限値を超えた場合又は格納容器内温度を監視する温度指示値に上昇傾向がある場合において、安全・リスク管理GMが、一時的な計器指示不良等により実事象ではないと判断した場合には運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※3：1系列が動作可能であることは原子炉の冷却に必要な注水量を確保するために必要となるポンプ台数が動作可能であることをいう。</p> <p>※4：以下の場合を除く。</p> <p>①注水量の増加後において、操作を伴わずに注水量が変動した場合。</p> <p>②未臨界維持に必要なほう酸水注入後に注水量を増加させた場合。なお、至近のほう酸水注入後に実施した注水量増加を起点として、24時間以内に注水量を増加する場合は、1.0m³/h以下であっても、その都度ほう酸水を注入する。</p>	<p>※2：原子炉圧力容器底部温度を監視する温度計指示値が上限値を超えた場合又は格納容器内温度を監視する温度指示値に上昇傾向がある場合において、安全・リスク管理GMが、一時的な計器指示不良等により実事象ではないと判断した場合には運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※3：1系列が動作可能であることは原子炉の冷却に必要な注水量を確保するために必要となるポンプ台数が動作可能であることをいう。</p> <p>※4：以下の場合を除く。</p> <p>①注水量の増加後において、操作を伴わずに注水量が変動した場合。</p> <p>②未臨界維持に必要なほう酸水注入後に注水量を増加させた場合。なお、至近のほう酸水注入後に実施した注水量増加を起点として、24時間以内に注水量を増加する場合は、1.5m³/h以下であっても、その都度ほう酸水を注入する。</p>	<p>③</p>								
<p>表18-2</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">項目</th> <th style="width: 70%;">頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>待機中の非常用原子炉注水系1系列が動作可能であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	待機中の 非常用 原子炉注水系1系列が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	<p>表18-2</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">項目</th> <th style="width: 70%;">頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>待機中の原子炉注水系1系列が動作可能であることを確認する。</td> <td>1ヶ月に1回</td> </tr> </tbody> </table>	項目	頻度	待機中の原子炉注水系1系列が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	<p>②</p>
項目	頻度									
待機中の 非常用 原子炉注水系1系列が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回									
項目	頻度									
待機中の原子炉注水系1系列が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回									

【変更案】第18条 原子炉注水系

- ✓ 方向性①：24時間以内の注水停止を許容する。
ただし、注水停止中は1時間に1回、RPV/PCV温度を確認する。
- ✓ 方向性②：待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない。
- ✓ 方向性③：注水量増加幅の制限を従来の1.0m³/hから1.5m³/hに変更する。
- ✓ 方向性④：温度を測定により確認できない場合には、温度を評価する。

変更前			変更後			方向性
表18-3			表18-3			
条件	要求される措置※5	完了時間	条件	要求される措置※5	完了時間	
A. 原子炉压力容器底部温度又は格納容器内温度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 当該温度について運転上の制限を満足させる措置を開始する。	速やかに	A. 原子炉压力容器底部温度又は格納容器内温度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 当該温度について運転上の制限を満足させる措置を開始する。	速やかに	
B. 常用原子炉注水系が運転上の制限を満足しないと判断した場合	B 1. 常用原子炉注水系が運転上の制限を満足するように注水量を増加する又は待機中の原子炉注水ポンプを起動する。	速やかに現場対応を行う体制を整えた後1時間	B. 運転中の原子炉注水系が運転上の制限を満足しないと判断した場合	B 1. 原子炉への注水手段を確保し、注水する措置を開始する。	速やかに	②, ①
C. 待機中の非常用原子炉注水系が1系列もない場合	C 1. 非常用原子炉注水系1系列を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに	C. 待機中の原子炉注水系が1系列もない場合	C 1. 原子炉注水系1系列を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに	②
D. 任意の24時間あたりの注水量増加幅が運転上の制限を満足していないと判断した場合	D 1. 任意の24時間あたりの注水量増加幅を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに	D. 任意の24時間あたりの注水量増加幅が運転上の制限を満足していないと判断した場合	D 1. 任意の24時間あたりの注水量増加幅を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに	
E. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 原子炉への注水手段を確保し、注水する措置を開始する。	速やかに				① (B項に含める)
※5：要求される措置として注水量を増加させる場合は、任意の24時間あたりの注水量増加幅を制限とせず、注水量を元に戻すことを優先し、注水量の増加後に未臨界であることを確認する。			※5：要求される措置として注水量を増加させる場合は、任意の24時間あたりの注水量増加幅を制限とせず、注水量を元に戻すことを優先し、注水量の増加後に未臨界であることを確認する。			

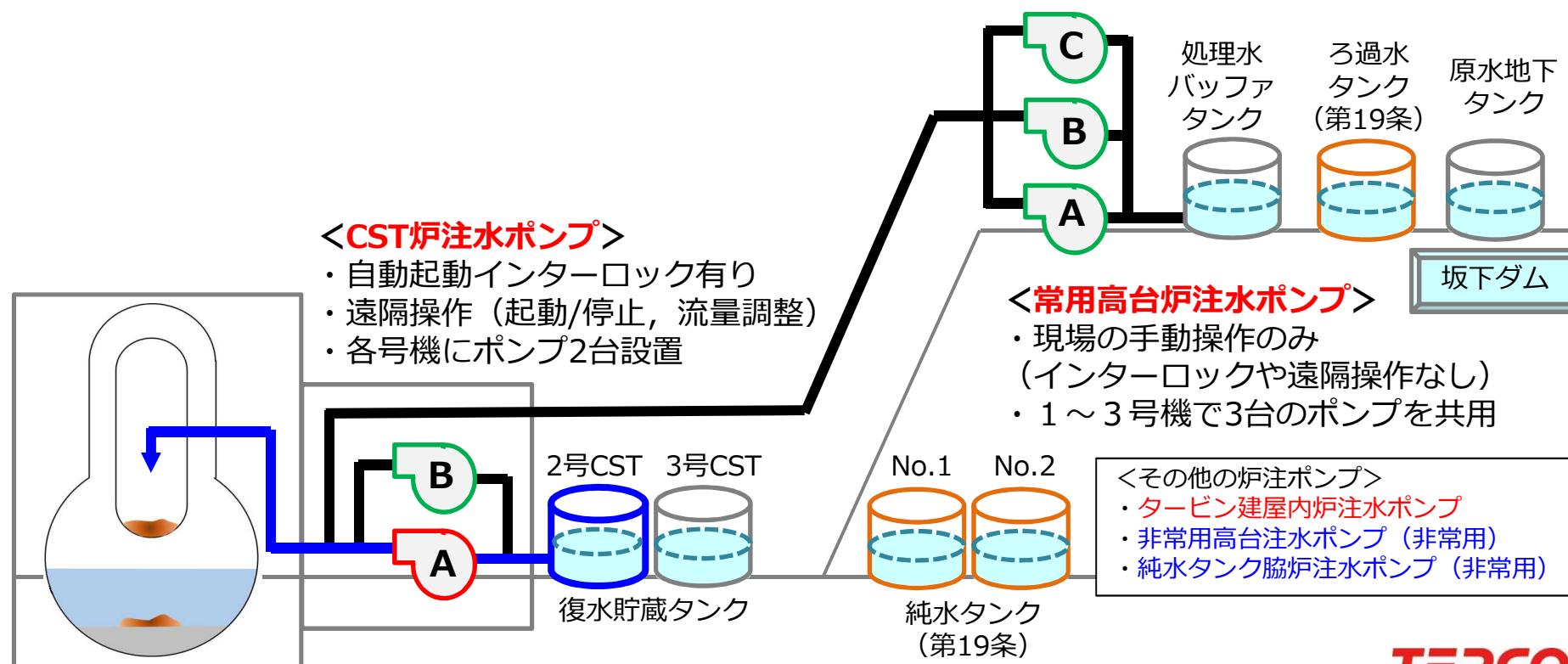
【変更内容詳細】 原子炉注水に関する運転上の制限逸脱時の措置について

- 今回の変更により、原子炉注水は常用系・非常用系を問わずに原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていれば運転上の制限を満足する。
- また、原子炉の冷却に必要な注水量を確保できない場合において、原子炉の冷却に必要な注水量を確保できなくなった時点から24時間以内に原子炉の冷却に必要な注水量を確保した場合は、RPV/PCV温度を確認した上で、運転上の制限を満足しないとはみなさない。
- 従って変更前のB項に記載していた要求される措置は、運転上の制限内で実施する措置となるため、記載を削除する。

変更前			変更後			方向性
表18-3			表18-3			
条件	要求される措置※5	完了時間	条件	要求される措置※5	完了時間	
A. 原子炉圧力容器底部温度又は格納容器内温度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 当該温度について運転上の制限を満足させる措置を開始する。	速やかに	A. 原子炉圧力容器底部温度又は格納容器内温度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 当該温度について運転上の制限を満足させる措置を開始する。	速やかに	
B. 常用原子炉注水系が運転上の制限を満足しないと判断した場合	B 1. 常用原子炉注水系が運転上の制限を満足するように注水量を増加する又は待機中の原子炉注水ポンプを起動する。	速やかに現場対応を行う体制を整えた後1時間	B. 運転中の原子炉注水系が運転上の制限を満足しないと判断した場合	B 1. 原子炉への注水手段を確保し、注水する措置を開始する。	速やかに	②, ①
C. 待機中の非常用原子炉注水系が1系列もない場合	C 1. 非常用原子炉注水系1系列を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに	C. 待機中の原子炉注水系が1系列もない場合	C 1. 原子炉注水系1系列を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに	②
D. 任意の24時間あたりの注水量増加幅が運転上の制限を満足していないと判断した場合	D 1. 任意の24時間あたりの注水量増加幅を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに	D. 任意の24時間あたりの注水量増加幅が運転上の制限を満足していないと判断した場合	D 1. 任意の24時間あたりの注水量増加幅を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに	
E. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 原子炉への注水手段を確保し、注水する措置を開始する。	速やかに				① (B項に含める)

参考：原子炉注水系の構成

- 原子炉注水系の常用系は、事務本館海側駐車場に設置された**常用高台炉注水ポンプ** 3台（1～3号共用）、タービン建屋内に設置された**タービン建屋内炉注水ポンプ** 6台（各号機2台）及び**CST炉注水ポンプ** 6台（各号機2台）で構成する。
- 予備としては所内電源系統から独立した専用のディーゼル発電機（以下、D/Gという）から受電する**非常用高台炉注水ポンプ**の3台（1～3号共用）、純水タンク脇に設置され所内電源及び専用のD/Gの双方からの受電が可能な**純水タンク脇炉注水ポンプ** 3台（1～3号共用）の計6台で構成する。



【変更案】 第19条 非常用水源

✓ 方向性：削除

変更前	変更後										
<p>(非常用水源) 第19条 非常用水源（ろ過水タンク及び純水タンク）は、表19-1で定める事項を運転上の制限とする。 2. 非常用水源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。 （1）運用支援GMは、非常用水源の保有水量（タンク水位）を1ヶ月に1回確認する。 3. 運用支援GMは、非常用水源の水位が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表19-3の措置を講じる。</p> <p>表19-1</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="244 810 660 863">項目</th> <th data-bbox="660 810 1090 863">運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="244 863 660 978">非常用水源</td> <td data-bbox="660 863 1090 978">表19-2に定める保有水量（タンク水位）が確保されていること</td> </tr> </tbody> </table> <p>表19-2</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="244 1023 495 1075"></th> <th data-bbox="495 1023 795 1075">ろ過水タンク1基※1</th> <th data-bbox="795 1023 1090 1075">純水タンク1基※2</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="244 1075 495 1158">保有水量（タンク水位）</td> <td data-bbox="495 1075 795 1158">916m³ (1.9m) 以上</td> <td data-bbox="795 1075 1090 1158">663m³ (4.6m) 以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：ろ過水タンク1基とはNo.2 ろ過水タンクをいう。 ※2：純水タンク1基とはNo.1 純水タンク、No.2 純水タンクのうち、いずれか1基をいう。</p>	項目	運転上の制限	非常用水源	表19-2に定める保有水量（タンク水位）が確保されていること		ろ過水タンク1基※1	純水タンク1基※2	保有水量（タンク水位）	916m ³ (1.9m) 以上	663m ³ (4.6m) 以上	<p>第19条 削除</p>
項目	運転上の制限										
非常用水源	表19-2に定める保有水量（タンク水位）が確保されていること										
	ろ過水タンク1基※1	純水タンク1基※2									
保有水量（タンク水位）	916m ³ (1.9m) 以上	663m ³ (4.6m) 以上									

【変更案】 第19条 非常用水源

✓ 方向性：削除

変更前			変更後									
<p>表19-3</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足しているろ過水タンクが1基もない場合</td> <td>A 1. 純水タンク1基の保有水量（タンク水位）が制限値を満足していることを確認する。 及び A 2. ろ過水タンク1基の保有水量（タンク水位）を制限値以内に復旧する措置を開始する。</td> <td>速やかに 速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 運転上の制限を満足している純水タンクが1基もない場合</td> <td>B 1. ろ過水タンク1基の保有水量（タンク水位）が制限値を満足していることを確認する。 及び B 2. 純水タンク1基の保有水量（タンク水位）を制限値以内に復旧する措置を開始する。</td> <td>速やかに 速やかに</td> </tr> </tbody> </table>			条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足しているろ過水タンクが1基もない場合	A 1. 純水タンク1基の保有水量（タンク水位）が制限値を満足していることを確認する。 及び A 2. ろ過水タンク1基の保有水量（タンク水位）を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに 速やかに	B. 運転上の制限を満足している純水タンクが1基もない場合	B 1. ろ過水タンク1基の保有水量（タンク水位）が制限値を満足していることを確認する。 及び B 2. 純水タンク1基の保有水量（タンク水位）を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに 速やかに	(削除)
条件	要求される措置	完了時間										
A. 運転上の制限を満足しているろ過水タンクが1基もない場合	A 1. 純水タンク1基の保有水量（タンク水位）が制限値を満足していることを確認する。 及び A 2. ろ過水タンク1基の保有水量（タンク水位）を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに 速やかに										
B. 運転上の制限を満足している純水タンクが1基もない場合	B 1. ろ過水タンク1基の保有水量（タンク水位）が制限値を満足していることを確認する。 及び B 2. 純水タンク1基の保有水量（タンク水位）を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに 速やかに										

【変更案】第25条 格納容器内の不活性雰囲気維持

- ✓ 方向性①：窒素封入設備の運転確認項目の一部を変更する。
(当初変更の方向性としていたPSA運転確認の廃止や、非常用PSAの待機要求変更は、実施計画IIに要求される機能を含めて、窒素封入維持の必要性を再評価する必要あり)

変更前	変更後	方向性
<p>(格納容器内の不活性雰囲気維持) 第25条 格納容器内の不活性雰囲気を維持するにあたって、原子炉格納容器内窒素封入設備（以下「窒素封入設備」という。）は、表25-1で定める事項を運転上の制限とする。また、格納容器内の水素濃度の監視として、格納容器内水素濃度は表25-1で定める事項を運転上の制限とする。なお、本条文は1号炉、2号炉及び3号炉のみ適用される。ただし、以下の場合、窒素封入設備に対する運転上の制限を満足しないとはみなさない。</p> <p>(1) 窒素封入設備の点検、電源停止等のために、計画的に窒素封入設備を一時停止し、原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを1時間に1回確認する場合。</p> <p>(2) 運転中の窒素ガス分離装置が停止した場合において、速やかに当該窒素ガス分離装置を再起動した場合又は他の窒素ガス分離装置に切り替えた場合。なお、窒素ガス分離装置を再起動する又は他の窒素ガス分離装置に切り替えるまでの間においては、当直長は原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを1時間に1回確認する。</p>	<p>(格納容器内の不活性雰囲気維持) 第25条 格納容器内の不活性雰囲気を維持するにあたって、原子炉格納容器内窒素封入設備（以下「窒素封入設備」という。）は、表25-1で定める事項を運転上の制限とする。また、格納容器内の水素濃度の監視として、格納容器内水素濃度は表25-1で定める事項を運転上の制限とする。なお、本条文は1号炉、2号炉及び3号炉のみ適用される。ただし、以下の場合、窒素封入設備に対する運転上の制限を満足しないとはみなさない。</p> <p>(1) 窒素封入設備の点検、電源停止等のために、計画的に窒素封入設備を一時停止し、原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを1時間に1回確認する場合。</p> <p>(2) 運転中の窒素ガス分離装置が停止した場合において、速やかに当該窒素ガス分離装置を再起動した場合又は他の窒素ガス分離装置に切り替えた場合。なお、窒素ガス分離装置を再起動する又は他の窒素ガス分離装置に切り替えるまでの間においては、当直長は原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを1時間に1回確認する。</p>	<p>変更なし</p>

【変更案】第25条 格納容器内の不活性雰囲気維持

- ✓ 方向性①：窒素封入設備の運転確認項目の一部を変更する。
 （当初変更の方向性としていたPSA運転確認の廃止や、非常用PSAの待機要求変更は、実施計画IIに要求される機能を含めて、窒素封入維持の必要性を再評価する必要あり）

変更前	変更後	方向性
<p>2. 窒素封入設備及び格納容器内水素濃度が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 安全・リスク管理GMは、格納容器の状態に応じ、必要な窒素封入量を評価し、当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、運転中の窒素ガス分離装置の封入圧力が格納容器圧力以上であること及び必要な窒素封入量が確保されていることを毎日1回確認する。なお、必要な窒素封入量が確保できていない場合は速やかに所定の封入量に戻すこと。</p> <p>(3) 当直長は、封入する窒素の濃度が99%以上であることを毎日1回確認する。</p> <p>(4) 当直長は、表25-2に定める事項を確認する。</p> <p>(5) 安全・リスク管理GMは、原子炉格納容器ガス管理設備の流量が変更された場合、表25-1に定める格納容器内水素濃度を満足するため、原子炉格納容器ガス管理設備内での大気のインリークを考慮した同設備の水素濃度管理値を評価し、当直長に通知する。</p> <p>(6) 当直長は、原子炉格納容器ガス管理設備が運転状態にあること及び原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを毎日1回確認する※1。</p>	<p>2. 窒素封入設備及び格納容器内水素濃度が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 安全・リスク管理GMは、格納容器の状態に応じ、必要な窒素封入量を評価し、当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、窒素ガス分離装置を運転するとともに、必要な窒素封入量が確保されていることを毎日1回確認する。なお、必要な窒素封入量が確保できていない場合は速やかに所定の封入量に戻すこと。</p> <p>(3) 当直長は、表25-2に定める事項を確認する。</p> <p>(4) 安全・リスク管理GMは、原子炉格納容器ガス管理設備の流量が変更された場合、表25-1に定める格納容器内水素濃度を満足するため、原子炉格納容器ガス管理設備内での大気のインリークを考慮した同設備の水素濃度管理値を評価し、当直長に通知する。</p> <p>(5) 当直長は、原子炉格納容器ガス管理設備が運転状態にあること及び原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを毎日1回確認する※1。</p>	<p>記載の適正化 ①</p> <p>①</p>

【変更案】第25条 格納容器内の不活性雰囲気維持

- ✓ 方向性①：窒素封入設備の運転確認項目の一部を変更する。
 （当初変更の方向性としていたPSA運転確認の廃止や、非常用PSAの待機要求変更は、実施計画IIに要求される機能を含めて、窒素封入維持の必要性を再評価する必要あり）

変更前	変更後	方向性
<p>※1：原子炉格納容器ガス管理設備が運転状態にない場合又は原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が確認できない場合には、次の事項を実施する。</p> <p>①当直長は、速やかに必要な窒素封入量が確保されていることを確認する。</p> <p>②当直長は、窒素封入量の減少操作を中止する又は行わない。</p> <p>③安全・リスク管理GMは、格納容器内水素濃度を評価し、当直長に通知する。</p> <p>④当直長は、格納容器内水素濃度の評価結果が、表25-1の格納容器内水素濃度以下であることを確認する。</p> <p>⑤当直長は、原子炉格納容器ガス管理設備の水素検出器の故障により原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が確認できない場合、速やかに原子炉格納容器ガス管理設備の水素検出器を復旧する措置を開始する。</p> <p>3. 当直長は、窒素封入設備又は格納容器内水素濃度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表25-3の措置を講じる。</p>	<p>※1：原子炉格納容器ガス管理設備が運転状態にない場合又は原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が確認できない場合には、次の事項を実施する。</p> <p>①当直長は、速やかに必要な窒素封入量が確保されていることを確認する。</p> <p>②当直長は、窒素封入量の減少操作を中止する又は行わない。</p> <p>③安全・リスク管理GMは、格納容器内水素濃度を評価し、当直長に通知する。</p> <p>④当直長は、格納容器内水素濃度の評価結果が、表25-1の格納容器内水素濃度以下であることを確認する。</p> <p>⑤当直長は、原子炉格納容器ガス管理設備の水素検出器の故障により原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が確認できない場合、速やかに原子炉格納容器ガス管理設備の水素検出器を復旧する措置を開始する。</p> <p>3. 当直長は、窒素封入設備又は格納容器内水素濃度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表25-3の措置を講じる。</p>	<p>変更なし</p>

【変更案】第25条 格納容器内の不活性雰囲気維持

- ✓ 方向性①：窒素封入設備の運転確認項目の一部を変更する。
 （当初変更の方向性としていたPSA運転確認の廃止や、非常用PSAの待機要求変更は、実施計画IIに要求される機能を含めて、窒素封入維持の必要性を再評価する必要あり）

変更前		変更後		方向性
表25-1		表25-1		記載の 適正化
項目	運転上の制限	項目	運転上の制限	
窒素封入設備	窒素ガス分離装置1台が運転中であること及び他の窒素ガス分離装置1台が専用ディーゼル発電機により動作可能であること	運転中の窒素封入設備	窒素ガス分離装置1台が運転中であること	
格納容器内水素濃度	2.5%以下	待機中の窒素封入設備	窒素ガス分離装置1台が専用ディーゼル発電機により動作可能であること	
		格納容器内水素濃度	2.5%以下	
表25-2		表25-2		
項目	頻度	項目	頻度	
窒素ガス分離装置1台が専用ディーゼル発電機により動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	窒素ガス分離装置1台が専用ディーゼル発電機により動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	

【変更案】第25条 格納容器内の不活性雰囲気維持

- ✓ 方向性①：窒素封入設備の運転確認項目の一部を変更する。
 （当初変更の方向性としていたPSA運転確認の廃止や、非常用PSAの待機要求変更は、実施計画IIに要求される機能を含めて、窒素封入維持の必要性を再評価する必要あり）

変更前			変更後			方向性
表25-3			表25-3			変更なし
条件	要求される措置	完了時間	条件	要求される措置	完了時間	
A. 運転中の窒素ガス分離装置が1台もない場合（ただし、速やかに窒素ガス分離装置を再起動させた場合又は切り替えた場合を除く）	A 1. 専用ディーゼル発電機により運転可能な窒素ガス分離装置1台を運転状態とする措置を開始する。 及び A 2. 少なくとも1台の窒素ガス分離装置を動作可能な状態にする復旧する措置を開始する。	速やかに 速やかに	A. 運転中の窒素ガス分離装置が1台もない場合（ただし、速やかに窒素ガス分離装置を再起動させた場合又は切り替えた場合を除く）	A 1. 専用ディーゼル発電機により運転可能な窒素ガス分離装置1台を運転状態とする措置を開始する。 及び A 2. 少なくとも1台の窒素ガス分離装置を動作可能な状態にする復旧する措置を開始する。	速やかに 速やかに	
B. 専用ディーゼル発電機により運転可能な窒素ガス分離装置が1台もない場合	B 1. 専用ディーゼル発電機により運転可能な窒素ガス分離装置を少なくとも1台動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに	B. 専用ディーゼル発電機により運転可能な窒素ガス分離装置が1台もない場合	B 1. 専用ディーゼル発電機により運転可能な窒素ガス分離装置を少なくとも1台動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに	
C. 格納容器内水素濃度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	C 1. 格納容器内水素濃度を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに	C. 格納容器内水素濃度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	C 1. 格納容器内水素濃度を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに	

【変更案】 第3条 品質保証計画

✓ 方向性：第19条の削除の反映

変更前						変更後					
(品質保証計画) 第3条 (中略) d) 組織内のプロセスの効果的な計画，運用及び管理を確実に実施するために，必要と決定した記録を含む文書 ①以下の文書						(品質保証計画) 第3条 (中略) d) 組織内のプロセスの効果的な計画，運用及び管理を確実に実施するために，必要と決定した記録を含む文書 ①以下の文書					
第3条の 関連条 項	原子力 品質保 証規程 の関連 条項	名 称	文 書 番 号	管 理 箇 所	第3条以外の 関連条文	第3条の 関連条 項	原子力 品質保 証規程 の関連 条項	名 称	文 書 番 号	管 理 箇 所	第3条以外の 関連条文
(中略)						(中略)					
6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6, 8.2.4	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6, 8.2.4	運転管理基本マニ ュアル	QI- 51	建 設 ・ 運 用 ・ 保 守 セ ン タ ー	第12条, 第13 条, 第15条～ 第16条の2, 第 18条～第29条, 第33条, 第40 条の2, 第81条, 第82条	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6, 8.2.4	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6, 8.2.4	運転管理基本マニ ュアル	QI- 51	建 設 ・ 運 用 ・ 保 守 セ ン タ ー	第12条, 第13 条, 第15条～ 第16条の2, 第 18条, 第20条 ～第29条, 第 33条, 第40条 の2, 第81条, 第82条
(中略)						(中略)					
6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.3, 7.4, 7.5, 7.6, 8.2.4	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.3, 7.4, 7.5, 7.6, 8.2.4	廃止措置基本マニ ュアル	DF- 57	プ ロ ジ ェ ク ト マ ネ ジ メ ン ト 室	第12条, 第13 条, 第16条～ 第26条の2, 第 38条～第40条, 第41条～第43 条, 第45条～ 第78条, 第81 条	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.3, 7.4, 7.5, 7.6, 8.2.4	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.3, 7.4, 7.5, 7.6, 8.2.4	廃止措置基本マニ ュアル	DF- 57	プ ロ ジ ェ ク ト マ ネ ジ メ ン ト 室	第12条, 第13 条, 第16条～ 第18条, 第20 条 ～第26条の2, 第38条～第40 条, 第41条～ 第43条, 第45 条～第78条, 第81条
(省略)						(省略)					

【変更案】第68条 保守管理

- ✓ 方向性：第19条の削除の反映

変更前	変更後
<p>(保守管理) 第68条 各プログラム部長及び各GMは、第18条から第29条、第40条及び第61条※¹に定める設備又は機器の単位ごとに保全方式※²及び保全方法※³を定めた保全計画（必要に応じて消耗品等の準備を含む）を策定し、これに基づき点検、補修、取替え及び改造等の保全を実施するとともに、その結果を記録する。</p> <p>(省略)</p>	<p>(保守管理) 第68条 各プログラム部長及び各GMは、第18条、第20条から第29条、第40条及び第61条※¹に定める設備又は機器の単位ごとに保全方式※²及び保全方法※³を定めた保全計画（必要に応じて消耗品等の準備を含む）を策定し、これに基づき点検、補修、取替え及び改造等の保全を実施するとともに、その結果を記録する。</p> <p>(省略)</p>

実施計画Ⅲ 第1編「運転上の制限」の適正化について

2020年6月15日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

1. 福島第一におけるリスク低減対策

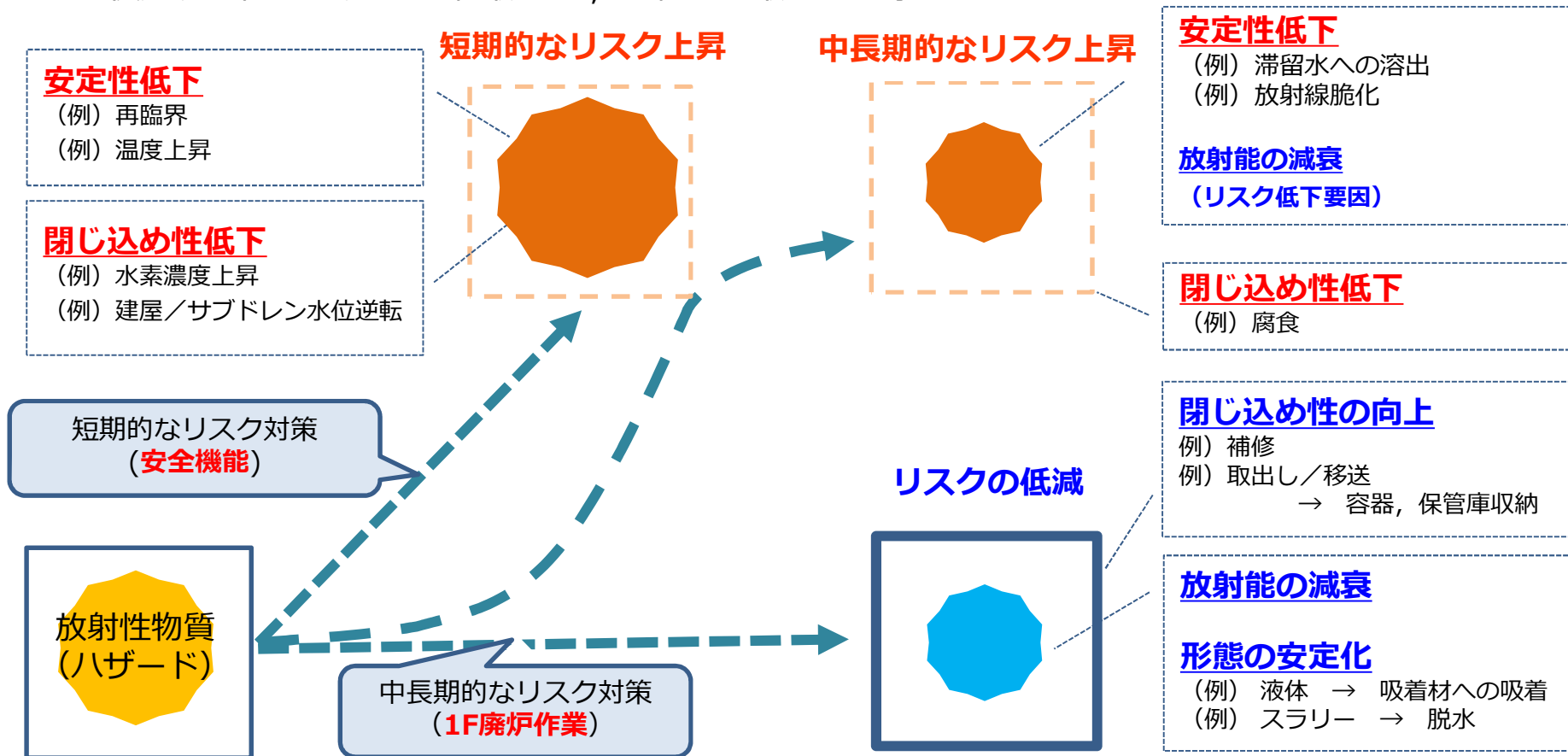
■ 福島第一におけるリスク低減対策は、大きく以下の2つに分類

✓ リスクが顕在化しないように、短期的にリスク低減を図る対策（安全機能）

原子炉注水冷却による燃料デブリの残留熱除去，窒素封入による原子炉格納容器雰囲気の不活性化 等

✓ リスク源そのものを除去・安定化する，中長期的なリスク低減を図る対策（1F廃炉作業）

使用済燃料プールからの燃料取り出し，燃料デブリ取り出し 等



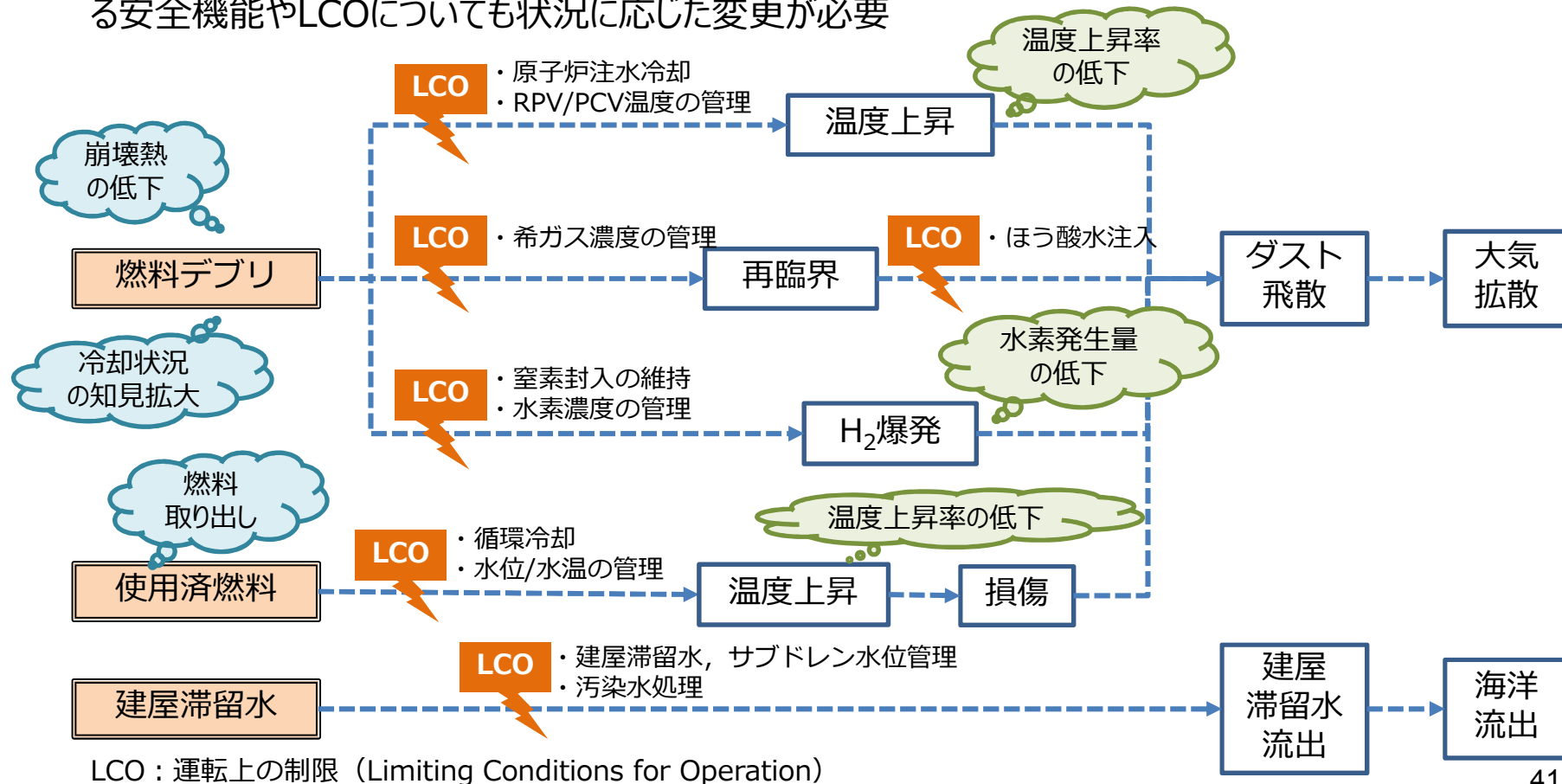
(参考) 福島第一におけるリスク低減対策

主なリスクの存在場所 (実施計画 I)		主なリスク	短期的リスク低減対策 (安全機能)	中長期的 リスク低減対策
燃料デブリ		過熱	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水冷却 (残留熱除去) RPV/PCVの温度監視 	デブリ取り出し
		ダスト飛散	<ul style="list-style-type: none"> PCVガス管理設備の排気ガスのろ過 排気ガスのダスト濃度監視 	
		水素爆発	<ul style="list-style-type: none"> 窒素封入による不活性雰囲気維持 (水素パーシ、酸素濃度低減) 水素濃度、酸素濃度の監視 	
		再臨界	<ul style="list-style-type: none"> ほう酸水注入設備の維持 短半減期希ガスの監視 	
使用済燃料プールの燃料 共用プールの燃料		遮へい機能喪失による被ばく	<ul style="list-style-type: none"> プール水位の維持 	燃料取り出し
		過熱による損傷	<ul style="list-style-type: none"> プール冷却の維持 (残留熱除去) 	
		機械的損傷	<ul style="list-style-type: none"> 燃料落下, ガレキ落下等の防止 	
乾式貯蔵キャスクの燃料		放射性物質の飛散	<ul style="list-style-type: none"> 容器の密封機能, 除熱機能 	仮保管後の対応は未定
放射性 廃棄物	液体	汚染水の漏えい	<ul style="list-style-type: none"> 建屋水位/サブドレン水位の管理 汚染水のタンク貯留, 漏えい監視 汚染水の浄化 (ALPS) 	ALPS小委等で検討中
	気体, 固体	放射性物質の飛散	<ul style="list-style-type: none"> 適正な保管管理 (汚染拡大防止) 遮へい機能維持 	適正な保管 汚染源の除去

※ SFP燃料ラックの未臨界管理等, 設計で担保しているものは除く

2. 現在のLCOの設定状況

- 1 Fにおいては、存在するリスクが顕在化しないよう、必要な安全機能を確保するために遵守すべき制限としてLCOを設定
- 一方、時間経過による崩壊熱の低下や廃炉作業の進捗に伴い、事故直後と比較して1 Fのリスクは低減され、全体的に安全性が向上してきている状況
- 今後の廃炉作業を安全かつ着実に進めていくためには、変化するリスクの状況に応じて、必要とされる安全機能やLCOについても状況に応じた変更が必要



(参考) 福島第一における主なリスクの状況変化

主なリスクの存在場所 (実施計画 I)		状況の変化	関連する LCO
1～3号機 燃料デブリ		<ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱の低下 (2012年12月比で1/3～1/4程度) 放射能の低下 (～数年程度の半減期の核種) 燃料デブリの冷却状態に関する知見増加 (事故進展評価やPCV内部調査, 温度計の追設等) 常用設備の信頼性向上 (現CST炉注水設備の運用開始, 2号CST復旧等) 	第18条 第19条 第23条 第24条 第25条
1～4号機 使用済燃料プールの燃料		<ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱の低下 (2012年12月比で1/2程度) 放射能の低下 (～数年程度の半減期の核種) 一部燃料の共用プールへの取り出し (4号機取出完了) 	第20条 第22条
使用済燃料共用プールの燃料		<ul style="list-style-type: none"> ユニットプールからの燃料受け入れ 一部燃料のキャスクへの取り出し 	第21条
使用済燃料乾式貯蔵キャスクの燃料		<ul style="list-style-type: none"> 共用プールからの燃料受け入れ (キャスク増加) 	—
放射性廃棄物	液体	<ul style="list-style-type: none"> 建屋滞留水の濃度および水位低下 タンク汚染水の増加 ストロンチウム処理水のALPS処理完了 	第26条 第26条の2 第27条
	気体, 固体	<ul style="list-style-type: none"> 構内の汚染低減 ダスト濃度の監視 廃棄物保管庫の増設 廃棄物の減容処理 	—
外部電源・所内電源		<ul style="list-style-type: none"> 電源系統の多重化 所内共通D/Gの運用 	第28条 第29条

3. LCO適正化の全体方針

■ リスクの状況変化をふまえ、必要とされる安全機能やLCOの適正化を検討する

(1) 各設備の安全評価の再評価等により、LCOの適正化を計画的かつ継続的に実施

<実施計画Ⅱ（設備設計）>
安全評価の再評価等により、各設備で確保されるべき必要な安全機能や、必要な設計上の考慮の再整理



<実施計画Ⅲ（LCO, LCO以外）>
再整理した安全機能を確保するために遵守すべき制限事項の適正化

<適正化の観点（例）>

- ・ダスト飛散，敷地境界への放射線影響，臨界，設備の多重性，信頼性等
- ・「措置を講ずべき事項」をふまえた各設備共通した考え方の整理

(2) 至近のプラント状況や試験結果などの実績をふまえ、速やかにLCOを適正化

<実施計画Ⅲ（LCO）>
現状のリスクの実態に即した、LCOの速やかな適正化

<速やかな適正化の観点>

- ・LCO設定当初の状況と現状との差異の分析
- ・これまでのLCO逸脱事象に対する安全上の影響有無

■ 中長期的なリスク低減を図る対策（1F廃炉作業）については、今後の廃炉作業の進捗にあわせ、「措置を講ずべき事項」をふまえた安全確保の考え方について整理していく。

(参考) 1Fのリスク低減対策と実施計画記載箇所

■ LCOを設定していない機能は、実施計画Ⅲで測定や適切な設備の使用、保管場所の指定等を規定し管理

主なリスク源 (実施計画 I)	主なリスク	短期的リスク低減に必要な 主な安全機能	関連設備 (実施計画 II)	LCO (実施計画 III)	LCO以外の条文 (実施計画 III)	
燃料デブリ	過熱	・原子炉注水冷却（残留熱除去） ・RPV/PCVの温度監視	2.1 RPV/PCV注水設備 2.9 RPV/PCV内監視計測器	第18条, 第19条	なし	
	放射性物質 の飛散	・PCVガスのろ過 ・排気ガスのダスト濃度監視	2.8 PCVガス管理設備 2.15 放射線管理関係設備等	なし	第6章放射性廃棄物管理 第42条 第7章放射線管理 第60条, 第61条	
	水素爆発	・窒素封入による不活性雰囲気 の維持（水素パーセント, 酸素濃度低減） ・水素濃度, 酸素濃度の監視	2.2 窒素封入設備 2.8 PCVガス管理設備	第25条	なし	
	再臨界	・ほう酸水注入準備 ・短半減期希ガスの監視	2.4 ほう酸水注入設備 2.9 RPV/PCV内監視計測器	第23条, 第24条	なし	
使用済燃料	遮へい喪失	・プール水位の維持	2.3 使用済燃料プール設備 2.12 共用プール設備	第20条, 第21条, 第22条	なし	
	熱的損傷	・プール冷却の維持（残留熱除去）	2.3 使用済燃料プール設備 2.12 共用プール設備			
	機械的損傷	・燃料落下, ガレキ落下等の防止	2.11 燃料取り出し設備	なし	第5章燃料管理 第36条, 第37条	
乾式貯蔵キャスク の燃料	放射性物質 の飛散	・容器の密封機能, 除熱機能	2.13 使用済燃料乾式キャスク 仮保管設備	なし	第5章燃料管理 第36条, 第37条	
放射性 廃棄物	液体	汚染水漏洩	・建屋水位/サブドレン水位の管理 ・汚染水のタンク貯留, 漏えい監視	2.5 汚染水処理設備等 2.6 滞留水を貯留している建屋 2.16 液体廃棄物処理施設	第26条, 第26条の2, 第27条	第6章放射性廃棄物管理 第40条の2 第41条
	気体	放射性物質 の飛散	・ダスト濃度監視 ・空間線量率監視	2.15 放射線管理関係設備等	なし	第6章放射性廃棄物管理 第42条, 第42条の2, 第43条
	固体	放射性物質 の飛散	・適正な保管管理（汚染拡大防止） ・遮へい機能維持	2.10 固体廃棄物等の管理施設 2.17 雑固体廃棄物焼却設備	なし	第6章放射性廃棄物管理 第38条, 第39条, 第40条
各リスク共通		・各設備に必要な電源の維持 ・監視制御の確保	2.7 電気系統設備 2.14 監視室・制御室	第28条, 第29条	なし	

4. LCO設定の速やかな適正化の方向性

- 第18条～第29条のLCOについて、当初LCOに設定した目的と、現状との差異を整理した結果、原子炉注水系、非常用水源、不活性雰囲気維持については、速やかな適正化が必要。

条文	現状LCO(概要)	適正化の方向性	抽出した現状との差異（変更根拠）
第18条 (原子炉注水系)	<p><原子炉注水></p> <p>①必要注水量の確保（連続）</p> <p>②炉注専用D/Gを持つ系統の常時待機</p> <p>③臨界防止のため、注水量増加幅を1.0m³/h以下に制限</p> <p><RPV/PCV温度></p> <p>④ RPV底部温度,PCV温度の確認（RPV底部温度 80℃以下など）</p>	<p><原子炉注水></p> <p>①一時的な注水停止を許容</p> <p>②待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない</p> <p>③注水量増加幅の制限を従来の1.0m³/hから1.5m³/hに変更</p> <p><RPV/PCV温度></p> <p>④温度を測定できない場合は温度評価で確認</p>	<p><原子炉注水></p> <p>①一時的な注水停止は問題ないことを、注水停止試験で確認</p> <p>②復旧時間余裕の拡大により、余裕時間内に常用系の電源復旧は可能</p> <p>②当初よりも常用設備の信頼性が向上し、設備に専用D/GのLCO必要性なし</p> <p>③過去試験で約1.5m³/hの増加実績あり（未臨界を維持）</p> <p><RPV/PCV温度></p> <p>④注水停止試験実績からRPVやPCVの温度は概ね評価可能</p>
第19条 (非常用水源)	非常用水源として、ろ過水タンク,純水タンクの保有水確保	削除	復旧時間余裕の拡大により、余裕時間内に炉注水の復旧は可能（常用水源として2,3号CST、高台処理水バッファタンクもあり）
第25条 (不活性雰囲気維持)	<p>①PSA 1 台の運転確認（封入圧力・封入流量の確保、窒素純度99%以上など）</p> <p>②窒素専用D/Gを持つ系統の常時待機</p> <p>③PCV内水素濃度2.5%以下</p>	<p>①PSAの運転確認を廃止し「待機中の1台が動作可能であること」のみとする</p> <p>②待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない</p> <p>③変更なし</p>	<p>①復旧時間余裕の拡大により、余裕時間内に常用系の電源復旧は可能</p> <p>②当初よりも常用設備の信頼性が向上し、設備に専用D/GのLCO必要性なし</p>

5. これまでのLCO逸脱事例の実態(1/2)

- これまでのLCO逸脱等の事例に対する対策は、現行の実施計画に基づいた管理の充実を図ってきた。
- トラブルの発生を許容するものではないが、LCO逸脱に該当する事象であっても安全上の影響が軽微であるなど、LCO設定当初の状況から比べ、リスクは大きく低下してきている状況。

＜事例1＞ 1・2号機露出エリアへの雨水等の流入によるサブドレン水位と建屋水位の逆転（2019年10月、2020年1月）	
事象概要	建屋滞留水の水位低下に伴い床面が露出し、水位管理の対象外としていたエリア（露出エリア）において、大雨の影響で想定外に雨水等が流入し、再び水位が形成された。これにより、近傍サブドレン水との水位差が規定値を満足しなくなったため、LCO逸脱を判断。
対象LCO	建屋近傍のサブドレン水位を超えないこと（第26条）
安全上の影響	想定外の建屋水位の上昇で一時的に近傍サブドレン水との水位差が小さくなり、地下水への汚染水の漏えいリスクが高まった状態となった。なお、周辺サブドレンの放射能濃度に異常はなかった。
安全確保に対する評価	実施計画の範囲内で社内管理の扱いを変更（当該エリアを排水完了エリアとして適切な水位管理を開始）することで、安全確保することができたことから、現状の実施計画に定める管理は妥当である。

＜事例2＞ 2号機窒素封入設備における現場弁銘板の誤表示による意図しない窒素封入の停止（2019年8月）	
事象概要	2号機において、実施計画第32条第1項を適用してRPV窒素封入を停止し、計画的に運転上の制限外に移行している作業中、現場の弁銘板が誤って表示されていたことにより、封入中のライン上の弁を誤って閉止し、あらかじめ必要な安全措置として定めた「PCV窒素封入」が意図せずに停止した。これにより、必要な安全措置が満たされなかったとして、実施計画第32条第6項に従い、実施計画第25条のLCO逸脱を判断。
対象LCO	窒素ガス分離装置 1 台が運転中であること（第25条）
安全上の影響	<ul style="list-style-type: none"> ・水素濃度については、運転上の制限で定める2.5%以下を満足（当該期間前後で変動なし） ・D/W圧力等のその他パラメータにも影響はなかった
安全確保に対する評価	<ul style="list-style-type: none"> ・窒素封入設備以外も含めた弁銘板や配管の識別方法の適正化を実施中 ・安全上の影響はなく、LCO設定当初の状況から比べ、リスクは大きく低下してきている状況

5. これまでのLCO逸脱事例の実態(2/2)

＜事例3＞ 窒素封入設備における窒素濃度の監視不能（2020年4月）	
事象概要	運転中の窒素ガス分離装置2台のうち、1台の窒素濃度（酸素濃度計）が過去一時的に適正な監視が出来ていなかったと判明したことから、当該期間中「封入する窒素の濃度が99%以上であることを毎日1回確認する」ことが実施できていなかったとして、過去分のLCO逸脱を判断。
対象となるLCO	窒素ガス分離装置 1 台が運転中であること（第25条）
安全上の影響	・水素濃度については、運転上の制限で定める2.5%以下を満足（当該期間前後で変動なし）
安全確保に対する評価	・プラントパラメータ等について、異常の徴候を早期に検知する取り組みを検討中 ・安全上の影響はなく、LCO設定当初の状況から比べ、リスクは大きく低下してきている状況

＜事例4＞ 炉注水源切り替え操作中の2号機炉注ポンプの一時停止（2019年1月）	
事象概要	1,2号機原子炉注水ポンプの水源を3号CSTから2号CSTに切り替える作業を実施中、2号機のCST炉注ポンプをBからAに切り替えるため、原子炉注水が途切れないようにポンプを一時的に2台運転としたところ、ポンプ吐出圧力高により、2号機のCST炉注ポンプが2台とも自動停止した。これにより、「原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていること」を満足しなくなったため、LCO逸脱を判断。
対象となるLCO	原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていること（第18条）
安全上の影響	・RPV底部温度等のプラントパラメータやモニタリングポストの指示に影響なし ・事象発生後に実施した注水停止試験により、一時的な注水停止によって燃料デブリの冷却状況に問題はないことを確認
安全確保に対する評価	・2号CSTを水源としたCST炉注設備の運転確認を実施し、特性をふまえた水源切り替え手順に変更 ・安全上の影響はなく、LCO設定当初の状況から比べ、リスクは大きく低下してきている状況

6. スケジュール

	2020年度			
	1Q	2Q	3Q	4Q
LCO適正化の全体的な考え方		▼ 6/15 監視・評価検討会		
<実施計画II・III> (1) 各設備の安全評価をふまえた安全機能とLCOの適正化		1 Fの現状と安全評価条件の差異分析 	安全評価の再評価方針検討 	
<実施計画III> (2) 至近のプラント状況や試験結果などの実績をふまえ、速やかにLCOを適正化		申請準備 	▼ 実施計画変更申請 手順書等の改訂準備 	

(参考) 第18条 原子炉注水系 (注水関係)

運転上の制限		当初の設定理由	状況の変化 (現状)
常用原子炉注水系	原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていること	<ul style="list-style-type: none"> ・ 確実な冷却のため連続注水を想定 ・ 必要な注水量を確保していることをもって安定冷却を担保 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 一時的な注水停止によって燃料デブリの冷却状況に問題はない
待機中の非常用原子炉注水系	1系列が動作可能であること	<ul style="list-style-type: none"> ・ 外電喪失時の速やかな炉注確保のため、専用D/Gを備えた炉注系の待機要求 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉注復旧時間余裕10日以上 ・ 常用注水系の信頼性向上 (CST炉注水ライン設置, 2号CST復旧等)
任意の24時間あたりの注水量増加幅	1.0m ³ /h 以下	<ul style="list-style-type: none"> ・ 工学的に臨界は考えにくい ・ 再臨界の予防として、念のため実績のある1.0m³/h以下に制限 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 工学的に臨界は考えにくい ・ これまで段階的に注水量低減 ・ 1.0m³/h以上の増加でも未臨界 (実績は+約1.5m³/hまで)

- 運転上の制限を満足するための確認事項
 - ・ 必要な注水量が確保されていることを毎日 1 回確認する
 - ・ 待機中の非常用原子炉注水系 1 系列が動作可能であることを1ヶ月に1回確認する

- 関連する「措置を講ずべき事項」の要求事項
 - ・ 運転状態の監視を可能とすること
 - ・ 燃料デブリの残留熱を適切に除去すること
 - ・ 全交流電源喪失に対し、冷却を復旧するため、消防車等の代替設備を備えること。

<速やかな適正化の方向性>

- ・ 1 日程度の注水停止を許容する
- ・ 待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない (非常用系の扱い)
- ・ 注水量増加幅の制限を試験実績をふまえ1.5m³/hに変更

(参考) 第18条 原子炉注水系 (温度関係)

運転上の制限		当初の設定理由	状況の変化 (現状)
RPV底部温度	80℃以下	<ul style="list-style-type: none">炉注設備の要求機能として, RPV底部温度を概ね100℃未満に維持既設温度計の指示不確かさ20℃以内	<ul style="list-style-type: none">既設温度計は故障により個数減少RPV新設温度計は2号のみ温度は概ね評価可能
PCV温度	全体的に著しい温度上昇傾向がないこと	<ul style="list-style-type: none">PCVにも燃料デブリが存在する可能性PCV内の燃料デブリの冷却も考慮	<ul style="list-style-type: none">PCV側にも燃料が存在新設温度計設置, 水位の把握温度は概ね評価可能

- 運転上の制限を満足するための確認事項
 - RPV底部温度およびPCV温度を毎日1回確認する
- 関連する「措置を講ずべき事項」の要求事項
 - RPV/PCVの冷却温度を監視/記録可能とすること
 - 燃料デブリの残留熱を適切に除去すること
 - RPV底部温度を100℃未満に維持すること

<速やかな適正化の方向性>

- RPV,PCV温度を直接測定で確認できない場合は, 評価により確認することとする

<課題>

- 評価で確認する場合の1F規則第3条記録 (RPV底部温度・PCV温度の連続記録) の扱い

(参考) 第19条 非常用水源

運転上の制限		当初の設定理由	状況の変化（現状）
非常用水源	<ul style="list-style-type: none">ろ過水タンク1基 916m³ (1.9m) 以上純水タンク1基 663m³ (4.6m) 以上	<ul style="list-style-type: none">水源喪失時に速やかな炉注水再開を確保する（24時間相当）非常用原子炉注水系による注水を行うための水源として多重性を考慮	<ul style="list-style-type: none">炉注復旧時間余裕10日以上常用水源の信頼性向上

- 運転上の制限を満足するための確認事項
 - ・ 非常用水源の保有水量（タンク水位）を1ヶ月に1回確認する
- 関連する「措置を講ずべき事項」の要求事項
 - ・ 該当なし

<速やかな適正化の方向性>
・ 削除

(参考) 第20条 使用済燃料プールの水位及び水温

運転上の制限		当初の設定理由	状況の変化（現状）
使用済燃料プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること	<ul style="list-style-type: none"> ・ 遮へい性能の維持 ・ 確実な燃料冷却の維持 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 特になし
使用済燃料プールの水温	1号：60℃以下 2/3号：65℃以下	<ul style="list-style-type: none"> ・ 確実な燃料冷却の維持 ・ 設備健全性の維持 (1号:配管等, 2/3号:コンクリート) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 特になし

- 運転上の制限を満足するための確認事項
 - ・ 水位/水温を毎日1回確認する（確認できない場合は評価）
- 関連する「措置を講ずべき事項」の要求事項
 - ・ 使用済燃料等の冷却温度を監視/記録可能とすること
 - ・ 残留熱を適切に除去すること
 - ・ 全交流電源喪失に対し、冷却を復旧するため、ポンプ車等の代替設備を備えること

<速やかな適正化の方向性>

- ・ 変更なし

(参考) 第21条 共用プールの水位及び水温

運転上の制限		当初の設定理由	状況の変化（現状）
使用済燃料 共用プールの水位	オーバーフロー水位 付近にあること	・ 遮へい性能の維持 ・ 確実な燃料冷却の維持	・ 特になし
使用済燃料 共用プールの水温	65℃以下	・ 確実な燃料冷却の維持 ・ 設備健全性の維持（コンクリート）	・ 特になし

- 運転上の制限を満足するための確認事項
 - ・ 水位/水温を毎日1回確認する
- 関連する「措置を講ずべき事項」の要求事項
 - ・ 使用済燃料等の冷却温度を監視/記録可能とすること
 - ・ 残留熱を適切に除去すること
 - ・ 全交流電源喪失に対し、冷却を復旧するため、ポンプ車等の代替設備を備えること

<速やかな適正化の方向性>

- ・ 変更なし

(参考) 第22条 使用済燃料プール一次系系統の漏えい監視

運転上の制限		当初の設定理由	状況の変化（現状）
使用済燃料プール 一次系系統	一次系系統の異常な 漏えいがないこと	・ 建屋外及び系外への漏洩を抑制	・ 特になし

- 運転上の制限を満足するための確認事項
 - ・ 漏えい警報又はスキマサージタンクの水位低下傾向を毎日 1 回確認する
 - ・ 漏えいのおそれがある場合には、一次系系統の巡視を行う
- 関連する「措置を講ずべき事項」の要求事項
 - ・ 該当なし

<速やかな適正化の方向性>

- ・ 変更なし

(参考) 第23条 ほう酸水注入設備

運転上の制限		当初の設定理由	状況の変化（現状）
ほう酸水注入設備	ほう酸水タンクの水位及び温度が所定の範囲内にあること	・ 未臨界維持に必要なほう酸水の確保	・ 特になし

- 運転上の制限を満足するための確認事項
 - ・ ほう酸水濃度を1ヶ月に1回測定する
 - ・ ほう酸水タンクの水位及び温度を1ヶ月に1回確認する
- 関連する「措置を講ずべき事項」の要求事項
 - ・ RPV/PCV内で臨界を防止すること

<速やかな適正化の方向性>
・ 変更なし

(参考) 第24条 未臨界監視

運転上の制限		当初の設定理由	状況の変化（現状）
短半減期核種の放射能濃度	キセノン135の放射能濃度が1Bq/cm ³ 以下であること	・ 確実な未臨界確認の確保	・ 特になし
原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器	1チャンネルが動作可能であること	・ 確実な未臨界確認の確保	・ 特になし

- 運転上の制限を満足するための確認事項
 - ・ 短半減期核種の放射能濃度を1時間に1回確認する
 - ・ 放射線検出器が動作可能であることを1時間に1回確認する
- 関連する「措置を講ずべき事項」の要求事項
 - ・ PCV雰囲気の監視等により, RPV/PCVにおける未臨界状態を監視すること
 - ・ RPV/PCV内で臨界を防止すること

<速やかな適正化の方向性>

- ・ 変更なし

<課題>

- ・ 1Bq/cm³超過の扱いはLCO逸脱だけでなく, 1F規則第18条事故故障等の報告(臨界のおそれ), および原災法EAL上のGE06(原子炉外臨界)に該当。

(参考) 第25条 格納容器内の不活性雰囲気維持機能

運転上の制限		当初の設定理由	状況の変化（現状）
窒素封入設備	PSA 1台が運転中 他のPSA 1台が専用 D/Gにより動作可能	・不活性雰囲気の実確な確保	・水素濃度2.5%以下の確認により、 窒素封入の維持確認は不要 ・窒素復旧時間余裕は10日以上 ・常用系の信頼性向上
PCV内水素濃度	2.5%以下	・不活性雰囲気の実確な確保	・特になし

■ 運転上の制限を満足するための確認事項

- ・ N2封入圧力がPCV圧力以上であること毎日1回確認する
- ・ 必要封入量を確保していることを毎日1回確認する（確保していない場合は速やかに戻す）
- ・ 封入する窒素の濃度が99%以上であることを毎日1回確認する
- ・ PSA1台が専用D/Gにより動作可能であることを1ヶ月に1回確認する
- ・ 水素濃度を毎日1回確認する（確認できない場合は評価）

■ 関連する「措置を講ずべき事項」の要求事項

- ・ RPV/PCV内等に滞留している水素ガス等の濃度を監視/抑制すること
- ・ 窒素その他のガスによる不活性雰囲気を維持すること

<速やかな適正化の方向性>

- ・ PSAの運転確認を廃止し、「待機中のPSA1台が動作可能であること」のみとする
- ・ 待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない（非常用系の扱い）

(参考) 第26条 建屋に貯留する滞留水

運転上の制限		当初の設定理由	状況の変化（現状）
2&3 T/B, プロ主, 雑固の水位	所定のT.P.以下	・ 建屋滞留水の漏えい防止	特になし
1～4 T/B・R/B・Rw/B, プロ主, 雑固の水位	各建屋近傍のサブドレン水位を超えないこと	・ 建屋滞留水の地下水への漏えい防止	特になし
1～4 T/B, プロ主, 雑固近傍のサブドレン水の放射能濃度	1.0×10 ² Bq/cm ³ 以下	・ 建屋滞留水の地下水への漏えい防止	特になし

- 運転上の制限を満足するための確認事項
 - ・ 各建屋の水位を毎日1回確認する
 - ・ 各建屋の水位が近傍のサブドレン水位より低いことを, 毎日1回（または1週間に1回）確認する
 - ・ 近傍サブドレン水の放射能濃度（Cs-134,137）を1週間に1回確認する
- 関連する「措置を講ずべき事項」の要求事項
 - ・ 発生量を抑制し, 放射性物質濃度低減のための適切な処理, 十分な保管容量確保, 遮へいや漏えい防止・汚染拡大防止等により敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること
 - ・ 処理貯蔵施設は, 十分な遮へい能力を有し, 漏えい及び汚染拡大し難い構造物により地下水や漏水等によって放射性物質が環境中に放出しないようにすること

<速やかな適正化の方向性>

- ・ 変更なし

(参考) 第26条の2 水位安定エリアに貯留する滞留水

運転上の制限		当初の設定理由	状況の変化（現状）
水位安定エリアに貯留する滞留水水位	水位の基準値及び当該建屋近傍のサブドレン水の水位をともに超えないこと	<ul style="list-style-type: none"> ・水位安定の確認 ・建屋滞留水の地下水への漏えい防止 	特になし

- 運転上の制限を満足するための確認事項
 - ・ 滞留水の水位が基準値及び建屋近傍のサブドレン水位をともに超えていないことを1ヶ月に1回確認する
- 関連する「措置を講ずべき事項」の要求事項
 - ・ 発生量を抑制し、放射性物質濃度低減のための適切な処理、十分な保管容量確保、遮へいや漏えい防止・汚染拡大防止等により敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること
 - ・ 処理貯蔵施設は、十分な遮へい能力を有し、漏えい及び汚染拡大し難い構造物により地下水や漏水等によって放射性物質が環境中に放出しないようにすること

<速やかな適正化の方向性>

- ・ 変更なし

(参考) 第27条 汚染水処理設備

運転上の制限		当初の設定理由	状況の変化（現状）
汚染水処理設備	1 設備が動作可能であること及び2号炉又は3号炉のタービン建屋の滞留水水位がT.P.2,064mmを超える場合は、さらに1設備が動作可能であること。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 建屋滞留水を安全な箇所へ移送し、系外流出のリスクを抑制する ・ 建屋滞留水に含まれる放射性物質を除去し、環境中への移行を抑制する 	特になし

■ 運転上の制限を満足するための確認事項

- ・ 所定の必要台数が動作可能であることを毎日1回確認する

■ 関連する「措置を講ずべき事項」の要求事項

- ・ 発生量を抑制し、放射性物質濃度低減のための適切な処理、十分な保管容量確保、遮へいや漏えい防止・汚染拡大防止等により敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること
- ・ 処理貯蔵施設は、十分な遮へい能力を有し、漏えい及び汚染拡大し難い構造物により地下水や漏水等によって放射性物質が環境中に放出しないようにすること

<速やかな適正化の方向性>

- ・ 変更なし

(参考) 第28条 外部電源

運転上の制限		当初の設定理由	状況の変化（現状）
外部電源	2系列が動作可能であること	・外部電源の多重化による、各設備の運転および監視に必要な電源の確実な確保	特になし

- 運転上の制限を満足するための確認事項
 - ・ 外部電源の電圧が確立していることを1週間に1回確認する
- 関連する「措置を講ずべき事項」の要求事項
 - ・ 重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する系統などに、外部電源または非常用所内電源を供給すること（十分に高い信頼性を確保すること）
 - ・ 電気系統（外部電源、所内電源）の機器の故障によって、必要な電力供給が喪失することがないように、異常を検知、拡大を防止すること

<速やかな適正化の方向性>

- ・ 変更なし

(参考) 第29条 所内電源系統

運転上の制限		当初の設定理由	状況の変化（現状）
所内電源系統	第18条, 第25条及び第27条で要求される設備並びに免震重要棟の維持に必要な交流高圧電源母線が受電されていること	・各設備の運転および監視に必要な電源の確実な確保	・第18条, 第25条, 第27条は十分な復旧時間余裕あり ・監視維持の必要性は変わらず

- 運転上の制限を満足するための確認事項
 - ・ 必要な交流高圧電源母線が受電されていることを1週間に1回確認する
- 関連する「措置を講ずべき事項」の要求事項
 - ・ 重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する系統などに, 外部電源または非常用所内電源を供給すること (十分に高い信頼性を確保すること)
 - ・ 電気系統 (外部電源, 所内電源) の機器の故障によって, 必要な電力供給が喪失することがないように, 異常を検知, 拡大を防止すること

<速やかな適正化の方向性>

- ・ 変更なし

■ 措置を講ずべき事項

Ⅲ. 特定原子力施設の保安のために措置を講ずべき事項

運転管理、保守管理、放射線管理、放射性廃棄物管理、緊急時の措置、敷地内外の環境放射線モニタリング等適切な措置を講じることにより、「Ⅱ. 設計、設備について措置を講ずべき事項」の適切かつ確実な実施を確保し、かつ、作業員及び敷地内外の安全を確保すること。

特に、事故や災害時等における緊急時の措置については、緊急事態への対処に加え、関係機関への連絡通報体制や緊急時における医療体制の整備等を行うこと。

また、協力企業を含む社員や作業従事者に対する教育・訓練を的確に行い、その技量や能力の維持向上を図ること。

■ 1 F 規則 (第14条第5号)

運転上の制限：実施計画で定める発電用原子炉施設の運転に関する条件であって、当該条件を逸脱した場合に発電用原子炉設置者が講ずべき措置が実施計画で定められているものをいう。

地震・津波対策の進捗状況（案）

内閣府「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデル検討会」
公表内容を踏まえた対応状況等について

2020年9月8日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

地震・津波対策の内、以下の事項について報告する。

1. 内閣府公表内容に対する検討状況について
千島海溝防潮堤の補強、日本海溝津波防潮堤の新設
2. 建屋開口部閉止作業の進捗状況について
閉止から流入抑制堰に変更した箇所の影響
3. メガフロート対策の完了について

1. 内閣府公表内容に対する検討状況について

千島海溝防潮堤の補強、日本海溝津波防潮堤の新設

2. 建屋開口部閉止作業の進捗状況について

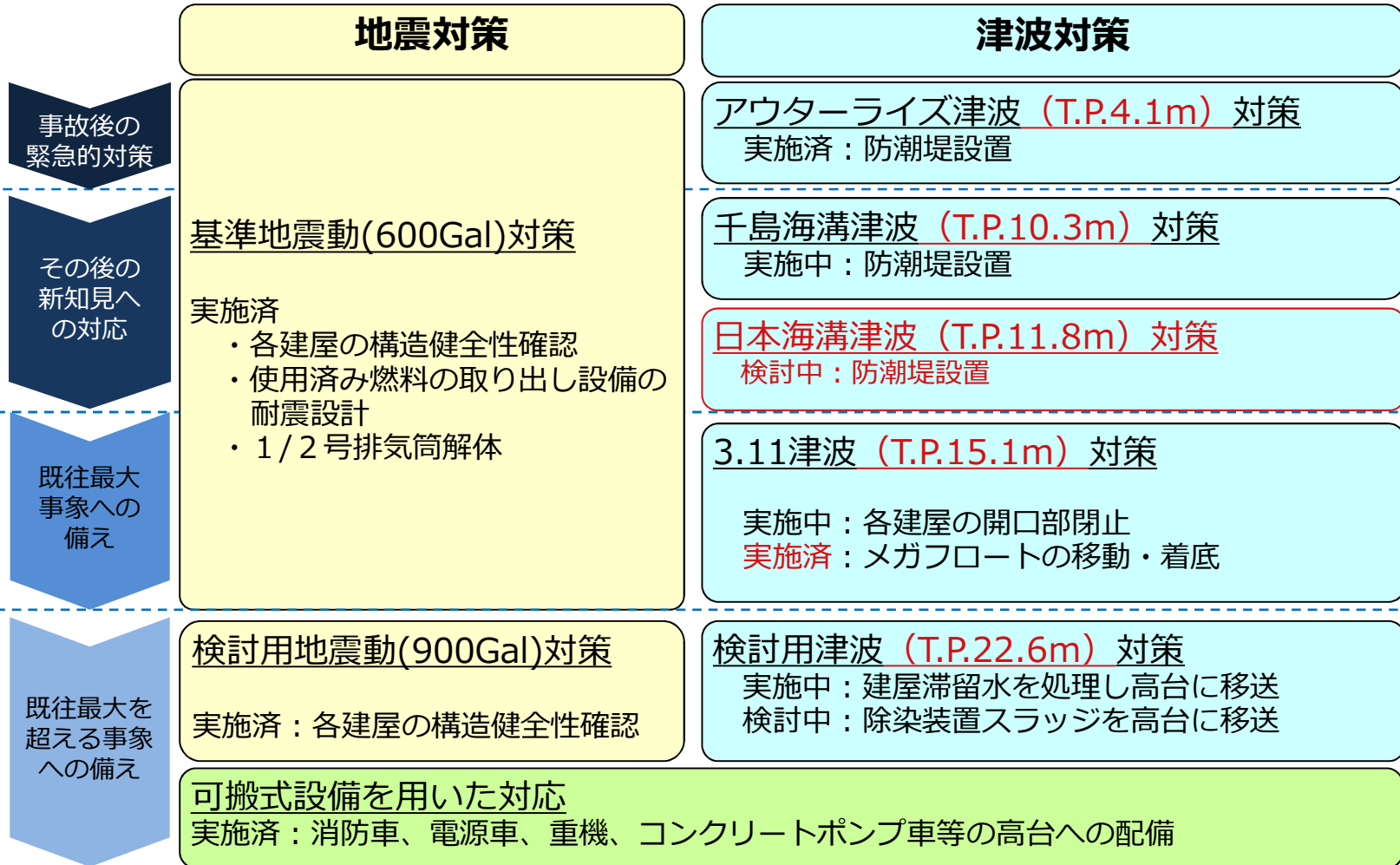
閉止から流入抑制堰に変更した箇所の影響

3. メガフロート対策の完了について

1-1. 地震・津波対策の基本的な考え方

■ 安全上重要な対策および評価を、実現可能性等を考慮しつつ段階的に実施中

※津波対策の数字は旧検潮所付近での最高水位で記載見直し

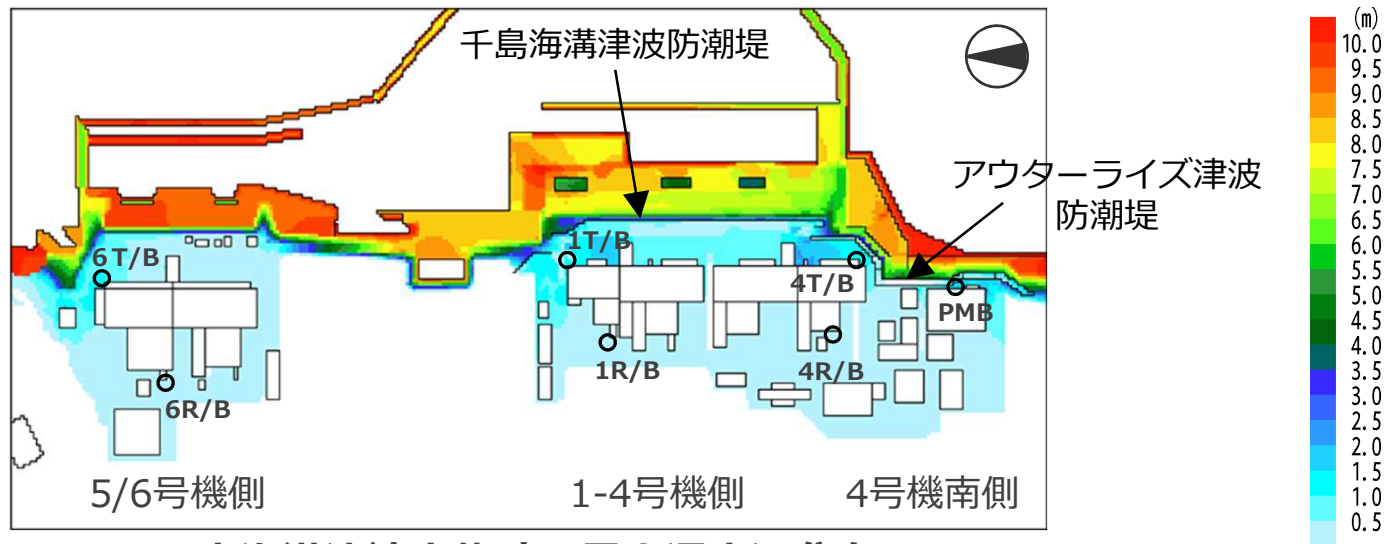


※ 基準地震動：東北地方太平洋沖地震前までの知見や耐震設計審査指針を踏まえ評価した、施設の耐震設計において基準とする地震動（東北地方太平洋沖地震による敷地での揺れの大きさと同程度の地震動）
 ※ 検討用地震動：東北地方太平洋沖地震後の知見や新規基準を踏まえ、発電所において最も厳しい条件となるように評価した地震動。
 ※ 検討用津波：東北地方太平洋沖地震後の知見や新規基準を踏まえ、発電所において最も厳しい条件となるように評価した津波
 ※ アウターライズ津波：プレート間地震後に発生することが多いと言われているアウターライズ（海溝の外側の隆起帯）部での正断層地震による津波。
 ※ 千島海溝津波：千島海溝沿いの地震に伴う津波。
 ※ 日本海溝津波：内閣府「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデル検討会」公表内容を反映した津波

1-2. 日本海溝津波の再評価結果

- 2020年4月に内閣府「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデル検討会」が、日本海溝津波の発生が切迫していると評価したことを踏まえ、1Fの最新の海底地形変更等を踏まえた津波解析を実施し、1F敷地内への影響評価は下図の通り
- 今回評価では、内閣府公表資料（福島県）の津波高・浸水深図（※）と比較し、1-4号機側・4号機南側は千島海溝津波防潮堤やアウターライズ津波防潮堤の設置効果で浸水深は小さいが、5/6号機側は内閣府公表資料と同等の浸水深である

（※）http://www.bousai.go.jp/jishin/nihonkaiko_chishima/model/pdf/hukushima.pdf



（略称）
 T/B：タービン建屋
 R/B：原子炉建屋
 PMB：プロセス主建屋

日本海溝津波来襲時の最大浸水深分布図

最大浸水深 (m)	6T/B	6R/B	1T/B	1R/B	4T/B	4R/B	PMB
内閣府公表資料	概ね1.0m以下		概ね2.0~5.0mの範囲				
今回評価	1.0	0.1	1.4	0.3	1.2	0.3	1.7

5/6号機側は同等

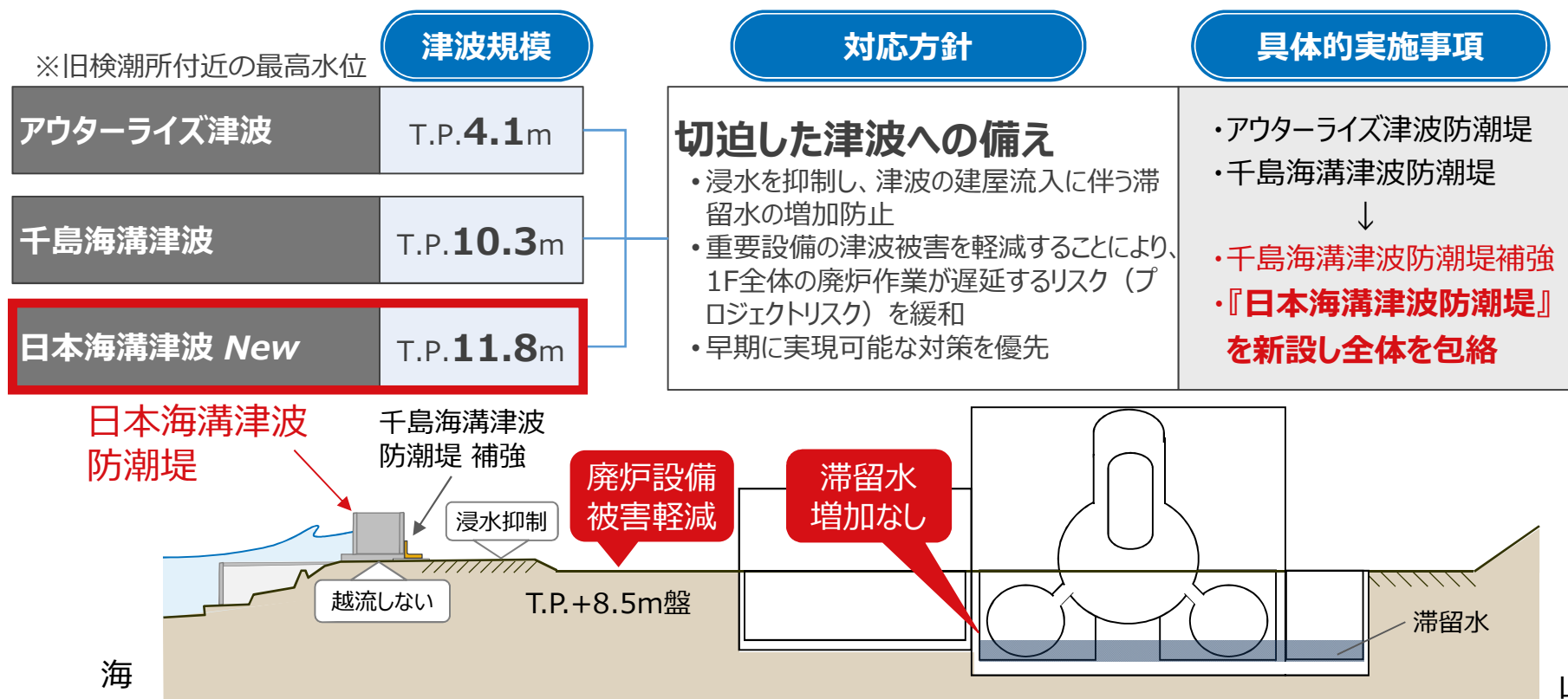
1-4号機側は内閣府公表資料（福島県）の浸水深より小さい 4

1-3. 日本海溝津波防潮堤の設置について

■ 実施概要・目的

切迫性した日本海溝津波への備えに対応することが必要であり、かつ津波の建屋流入に伴う滞留水の増加防止及び廃炉重要関連設備の被害軽減することで、今後の廃炉作業が遅延するリスクの緩和に関して、スピード感を持って対応するため、以下の設備対策を講じる

- 千島海溝津波防潮堤の補強工事を先行実施
- その後「日本海溝津波防潮堤」を新規設置



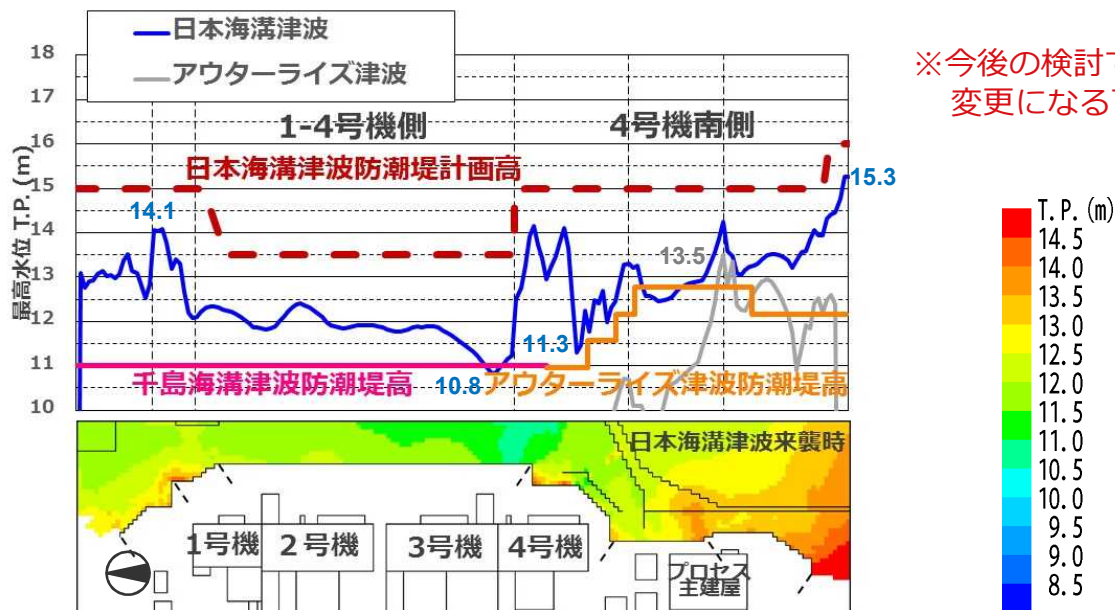
※1-4号機断面イメージ

1-4. 日本海溝津波防潮堤の計画高（1-4号機エリア）



■ 日本海溝津波防潮堤の現時点での計画高（赤線）は下図の通りであり、今後の詳細検討で、防潮堤の高さや設置範囲の細部を検討していく予定

－ 防潮堤設置予定位置に鉛直無限壁を仮定し、津波解析からの必要防潮堤高（最高水位） －



※今後の検討で、防潮堤高さ等は変更になる可能性がある。

単位:m		1-4号機側	4号機南側
アウターライズ津波	解析結果	—	T.P.9.7~12.7(実施計画) T.P.8.6~13.5(今回評価)
	防潮堤高さ	—	T.P.11.0~12.8(実施計画)
千島海溝津波	解析結果	T.P.10.3	—
	防潮堤高さ	T.P.11.0	—
日本海溝津波	解析結果(今回)	T.P.10.8~14.1	T.P.11.3~15.3
	防潮堤計画高さ*	T.P.約13~15	T.P.約14~16

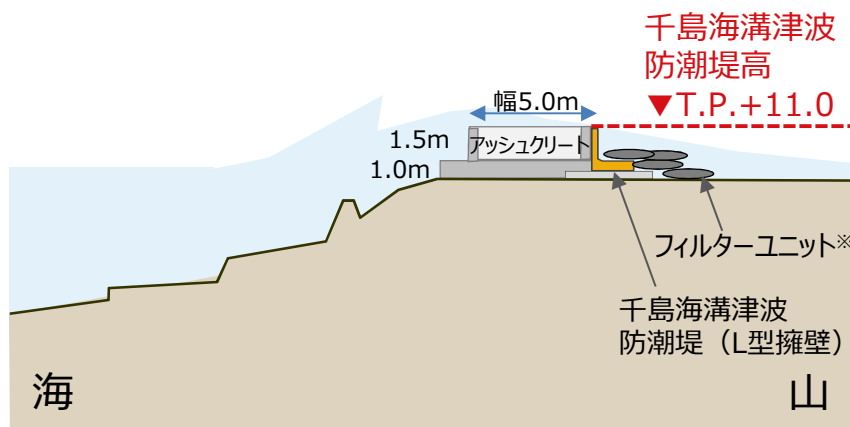
1-5. 日本海溝津波防潮堤 基本構造断面案（1-4号機エリア）



- 既設防潮堤（千島海溝津波防潮堤）の補強工事と日本海溝津波防潮堤の基本断面構造は以下の通り
- 工程短縮を観点に、メガフロート工事で活用中のバッチャープラントを有効活用した構造案（アッシュクリート※）を採用
- 斜面部分の補強範囲は、日本海溝津波防潮堤を設置するための斜面すべり対策に加え、アクセス道路の一部や今後の1-4号機廃炉工事エリアとして活用していく。

千島海溝津波防潮堤 補強工事 （工事期間：2020年度）

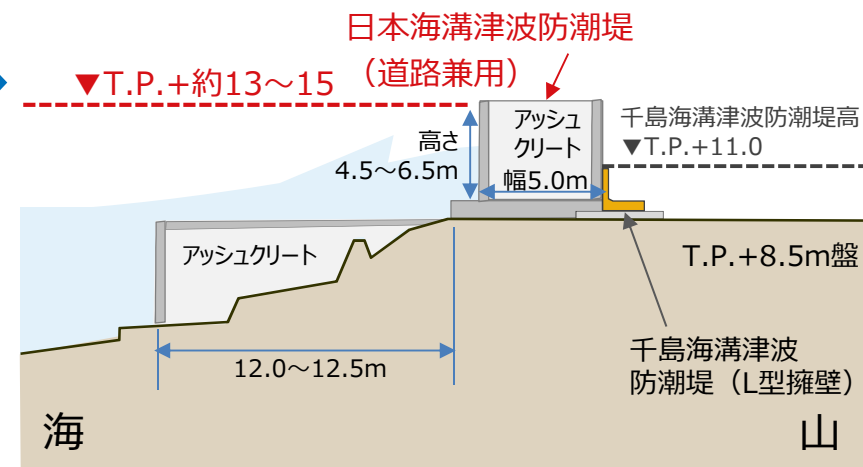
T.P.+11.0を超える津波が来襲した際にも被害を最小限になるように補強工事を先行実施



海側での補強を基本とするが、干渉物がある箇所は山側でフィルターユニットで補強する。

日本海溝津波防潮堤 新設 （工事期間：2021～2023年度）

津波の切迫性に配慮した防潮堤を設置



日本海溝津波防潮堤の高さについては、今後の詳細検討で変更になる可能性もある。

※アッシュクリート：石炭灰（JERA広野火力発電所）とセメントを混合させた人工地盤材料であり、メガフロート工事において活用中であり、継続活用する。

1-6. 今後のスケジュール



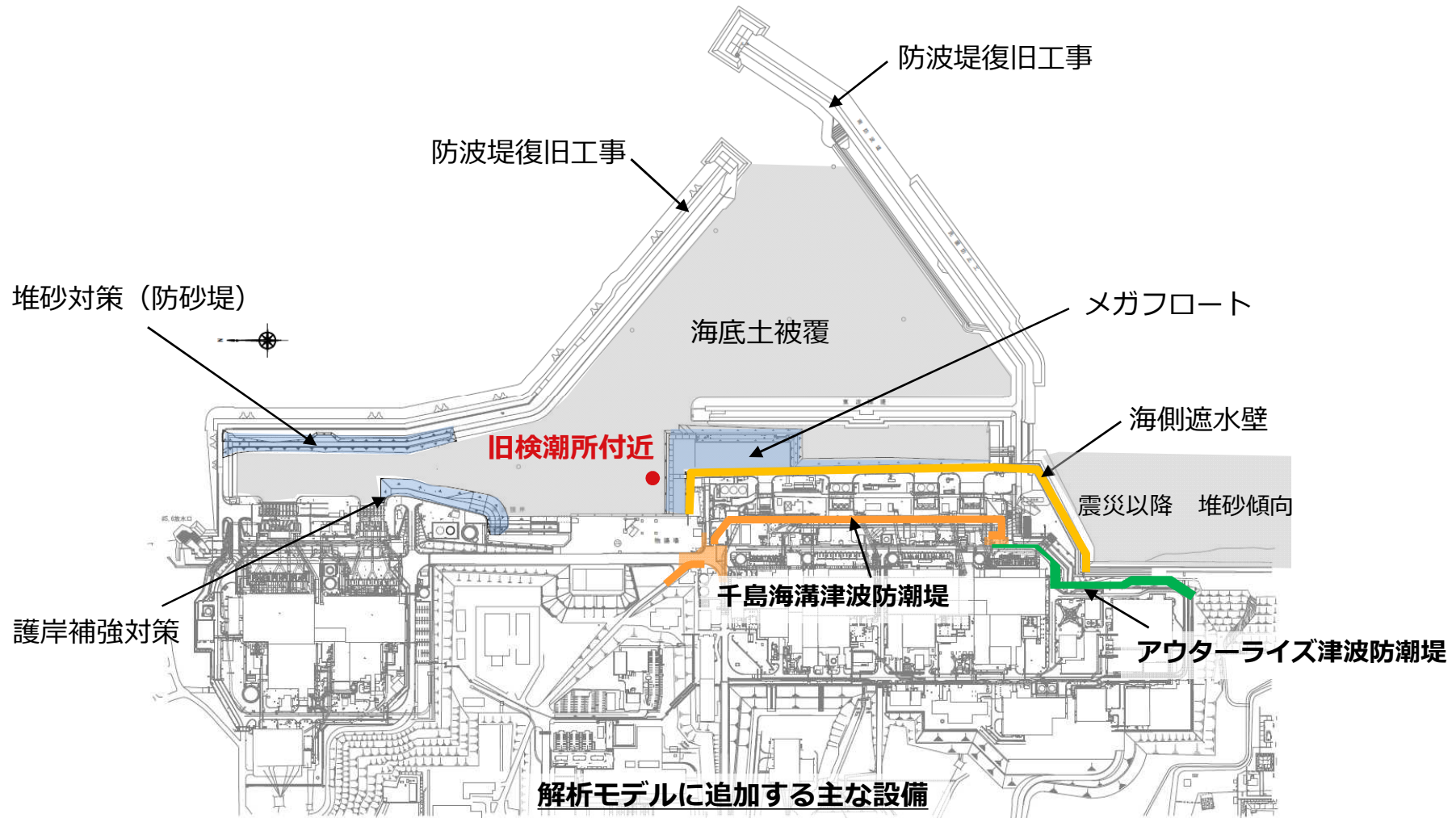
■ 千島海溝津波防潮堤補強工事ならびに日本海溝津波防潮堤工事を以下の通り実施予定

	2020年度				2021年度				2022年度				2023年度				
	1Q	2Q	3Q	4Q	1Q	2Q	3Q	4Q	1Q	2Q	3Q	4Q	1Q	2Q	3Q	4Q	
大工程		▼特定原子力施設監視・評価検討会 (2020.9)															
		▼千島海溝津波防潮堤完成 (2020.9)															
千島海溝津波防潮堤補強工事																	
調査・工事		調査	補強工事														
日本海溝津波防潮堤																	
調査・詳細設計		調査	詳細設計														
1-4号機側																	
4号機南側																	

※日本海溝津波防潮堤の工事については、今後の詳細検討で工事工程は変動する可能性有り

【参考】 1F現況を踏まえ津波解析モデル

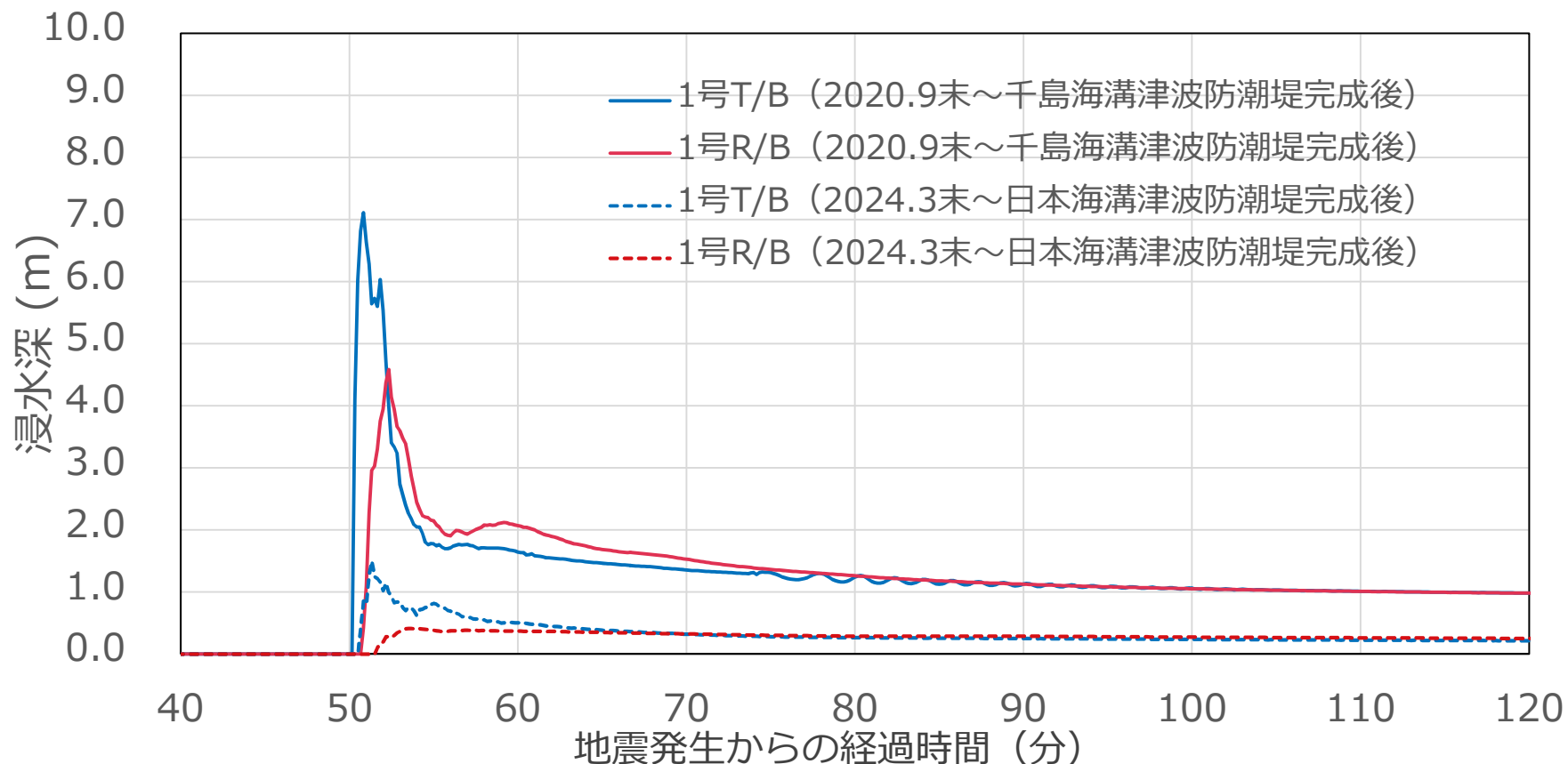
- 1F現況（海底地形変更、震災以降に建設された構造物）を踏まえた最新の津波解析モデルは以下の通り
- 内閣府公表内容の津波解析モデルでは下図に示す内容は考慮されていない。特に津波解析では、沿岸部の海底地形変更や海側遮水壁の設置等による影響は比較的大きい



【参考】 3.11津波に対する日本海溝津波防潮堤の効果（1）

- 3.11津波が仮に再来した際の津波評価を、日本海溝津波と同様の条件で保守的に実施した場合の1号機（T/B・R/B）の津波評価は以下の通りである
- 日本海溝津波防潮堤設置以降（破線）においては、防潮堤を越流するものの、千島海溝津波防潮堤設置以降（実線）と比較すると浸水量は大幅に低減する

1号タービン建屋（T/B）・1号機原子炉建屋（R/B）での代表津波波形

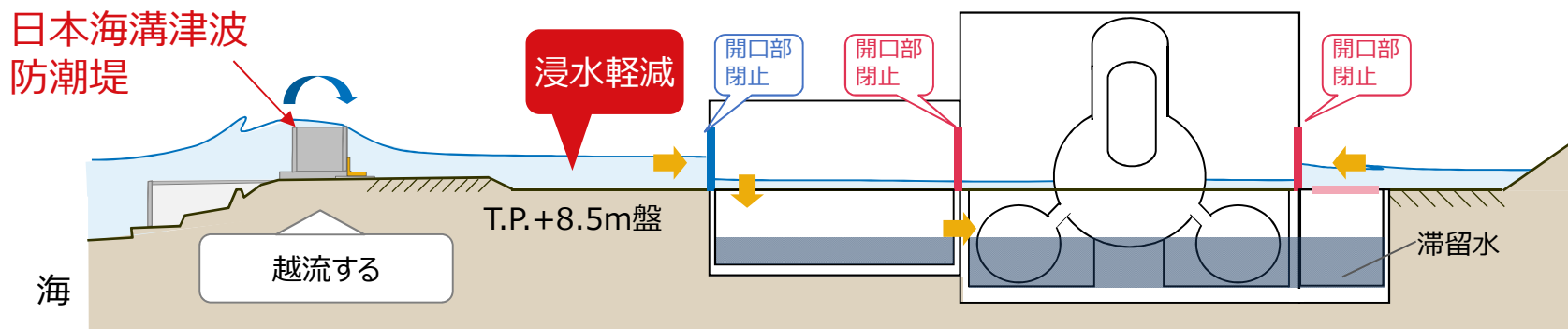
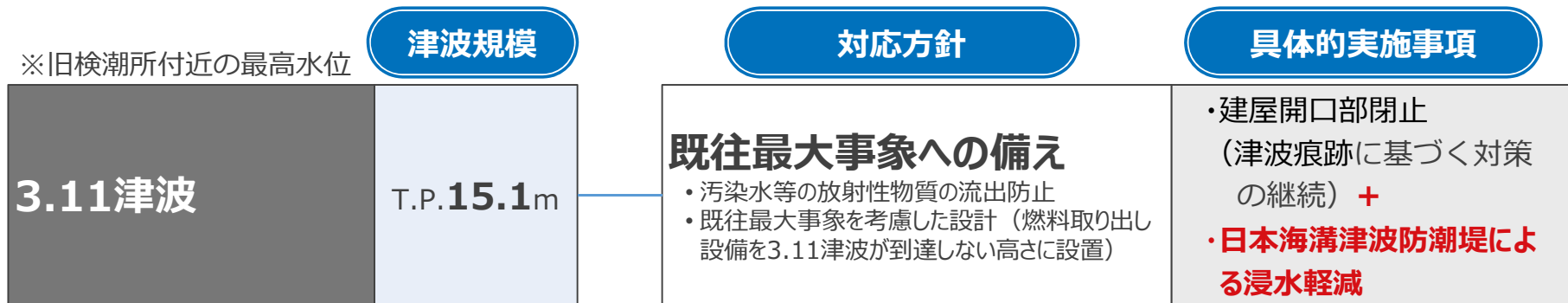


■ 防潮堤の効果

新設する日本海溝津波防潮堤は、最新地形を考慮した保守的な3.11津波に対して、越流するものの浸水量を大幅に低減可能

■ 3.11津波に対する対策について

3.11津波が仮に再来した場合の評価を、日本海溝津波と同様の条件で保守的に実施した場合、建屋開口部閉止の設計根拠である3.11当時の津波痕跡を約2m程度上回る。従来は建屋開口部閉止のみで汚染水の流出防止が可能としていたが、日本海溝津波防潮堤の効果に期待し、2つの対策をあわせて3.11津波に対する流出防止対策とする。



※1-4号機断面イメージ

【参考】福島第一原子力発電所における津波対策



■ 各々の津波に対し、その規模や頻度に応じて、対応を実施

※旧検潮所付近の最高水位		津波規模	対応方針	具体的実施事項
アウターライズ津波	T.P.4.1m	<p>スピード</p> <p>切迫した津波への備え</p> <ul style="list-style-type: none"> 浸水を抑制し、津波の建屋流入に伴う滞留水の増加防止 重要設備の津波被害を軽減することにより、1F全体の廃炉作業が遅延するリスク（プロジェクトリスク）を緩和 早期に実現可能な対策を優先 	<ul style="list-style-type: none"> アウターライズ津波防潮堤 千島海溝津波防潮堤 <p>↓</p> <ul style="list-style-type: none"> 千島海溝津波防潮堤補強 『日本海溝津波防潮堤』を新設し全体を包絡 	
千島海溝津波	T.P.10.3m			
日本海溝津波 New	T.P.11.8m			
3.11津波	T.P.15.1m	<p>最適化</p> <p>既往最大事象への備え</p> <ul style="list-style-type: none"> 汚染水等の放射性物質の流出防止 既往最大事象を考慮した設計（燃料取り出し設備を3.11津波が到達しない高さに設置） 	<ul style="list-style-type: none"> 建屋開口部閉止（津波痕跡に基づく対策の継続）+ 日本海溝津波防潮堤による浸水軽減 	
検討用津波	T.P.22.6m	<p>より規模の大きい事象への備え</p> <ul style="list-style-type: none"> 動的機器が機能喪失した場合でも余裕時間の間で復旧 汚染源の除去や高台移送で、恒久的な対策を実現 	<ul style="list-style-type: none"> 可搬式設備を用いた対応（建屋健全性確認） 汚染源の除去 	

津波規模：解析モデル見直し後の再評価結果

【参考】福島第一原子力発電所における津波想定規模 **TEPCO**

- 内閣府公表内容や1 F 現況（最新の海底地形変更等）を踏まえた解析モデルを用いた再評価に伴い、対象津波の規模（津波高さや浸水深等）が変更

		福島第一原子力発電所における津波想定規模				
		既公表値		再評価後（1 F現況地形反映）		
		旧検潮所	設備対策用	旧検潮所付近	設備対策用	
切迫性対応	事故後の緊急的対策	アウターライズ津波	T.P.+ 3.8 m	T.P.+ 12.7 m	T.P.+ 4.1 m	T.P.+ 13.5 m
	その後の新知見への対応	千島海溝津波	T.P.+ 10.1 m	T.P.+ 10.3 m	T.P.+ 10.3 m	—
		日本海溝津波 New	—	—	T.P.+ 11.8 m	T.P.+ 15.3 m
既往最大事象への備え		3.11津波	T.P.+ 13.3 m	T.P.+ 13.5 m ↑ ＜痕跡高＞ 3.11津波実績 ※事故調報告書 ＜浸水深＞ T.P.+12.5 ～14.0m	T.P.+ 15.1 m ↑ 3.11津波が仮に再来し、保守的に評価した場合	T.P.+ 13.5 m ↑ ＜変更せず＞ 3.11津波実績
		検討用津波	T.P.+ 21.8 m	T.P.+ 24.9 m (敷地北側)	T.P.+ 22.6 m	T.P.+ 25.1 m (敷地南側)
既往最大を超える事象への備え						

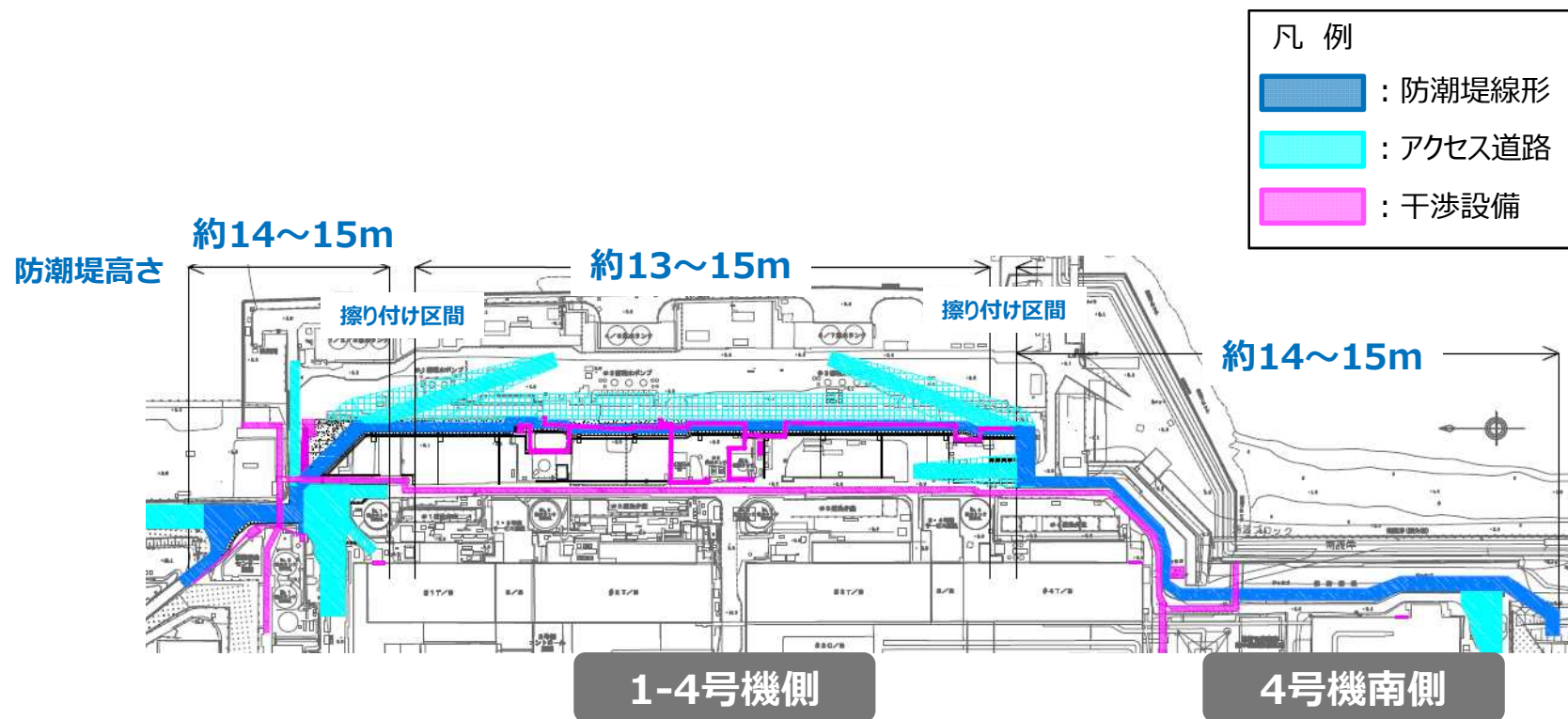
旧検潮所:海側遮水壁北側隅角部付近での最高水位

設備対策用:防潮堤設置等に算定した鉛直無限壁での最高水位

(検討用津波:敷地沿岸部(T.P+2.5m盤)での最高水位)

【参考】日本海溝津波防潮堤 平面線形案（1-4号機エリア） TEPCO

- 日本海溝津波防潮堤の平面線形案（1-4号機エリア）は下図の通りであるが、今後の詳細検討で、防潮堤の高さや設置範囲の細部を検討していく予定
- 干渉設備の移設等に関しては、設備の必要時期に十分配慮し、防潮堤工事の工程との優先順位を踏まえて検討していく



※1-4号機側・4号機南側の日本海溝津波防潮堤は道路を兼用

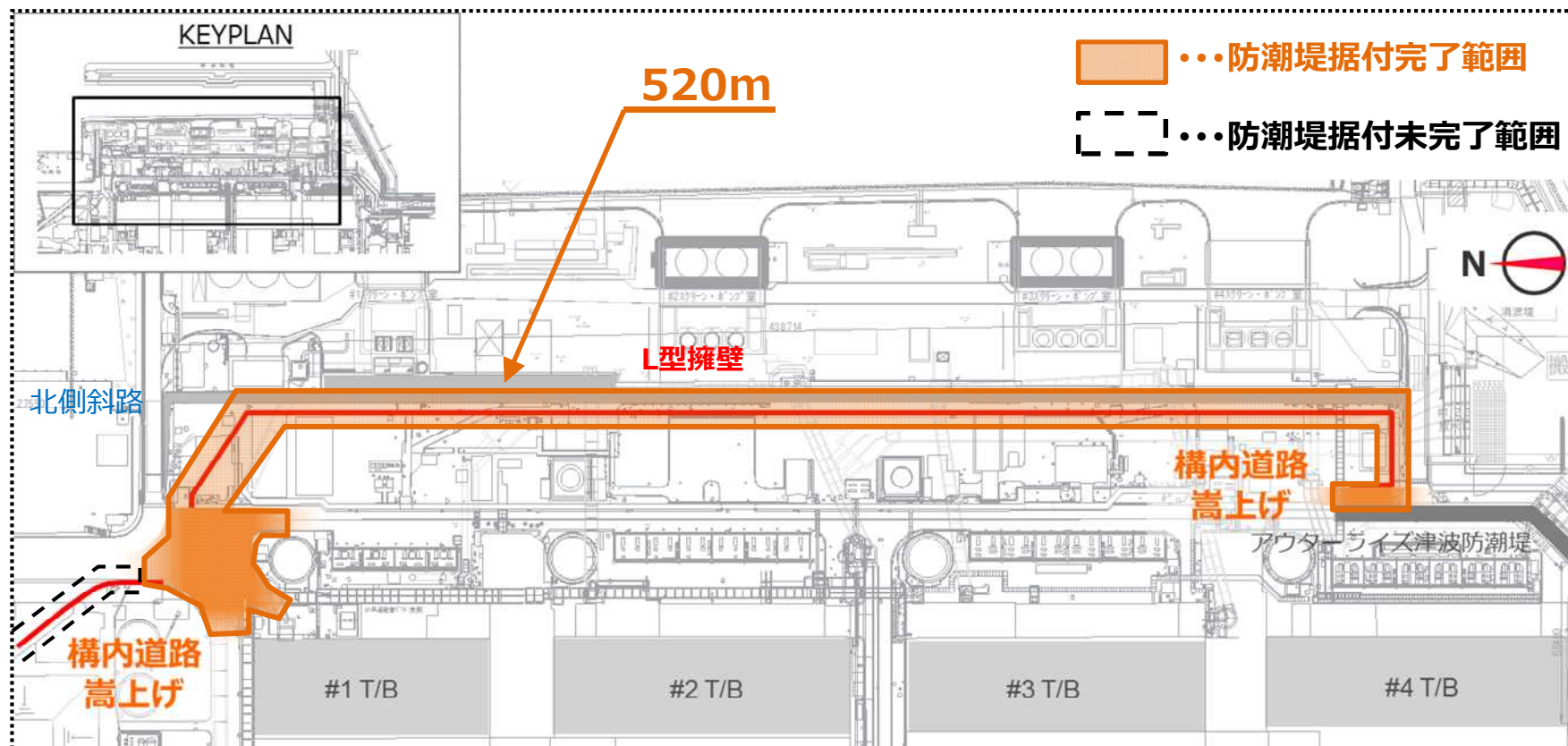
【参考】日本海溝津波防潮堤の基本構造（1-4号機エリア）

- 1-4号機側、4号機南側の各工事の基本構造は下表の通り
- 計画内容に関しては、今後の詳細検討により、防潮堤高さや延長等について変更になる可能性もある

エリア	1-4号機側	4号機南側
基本構造概要	<p>日本海溝津波防潮堤（道路兼用） ▼T.P.+約13~15 高さ4.5~6.5m 幅5.0m T.P.+8.5m盤 千島海溝津波防潮堤（L型擁壁） 海 山</p>	<p>日本海溝津波防潮堤（道路兼用） ▼T.P.+約14~15 高さ5.5~6.5m 幅11.0m T.P.+8.5m盤 プロセス主建屋 構内道路 海 山</p>
施工内容	防潮堤本体：600m（アッシュクリート） 法面補強：600m 干渉物撤去・移設：1式	防潮堤本体：400m（アッシュクリート） 干渉物撤去・移設：1式
工期	24ヶ月＋干渉物移設等	17ヶ月＋干渉物移設等

【参考】千島海溝津波防潮堤工事の進捗状況

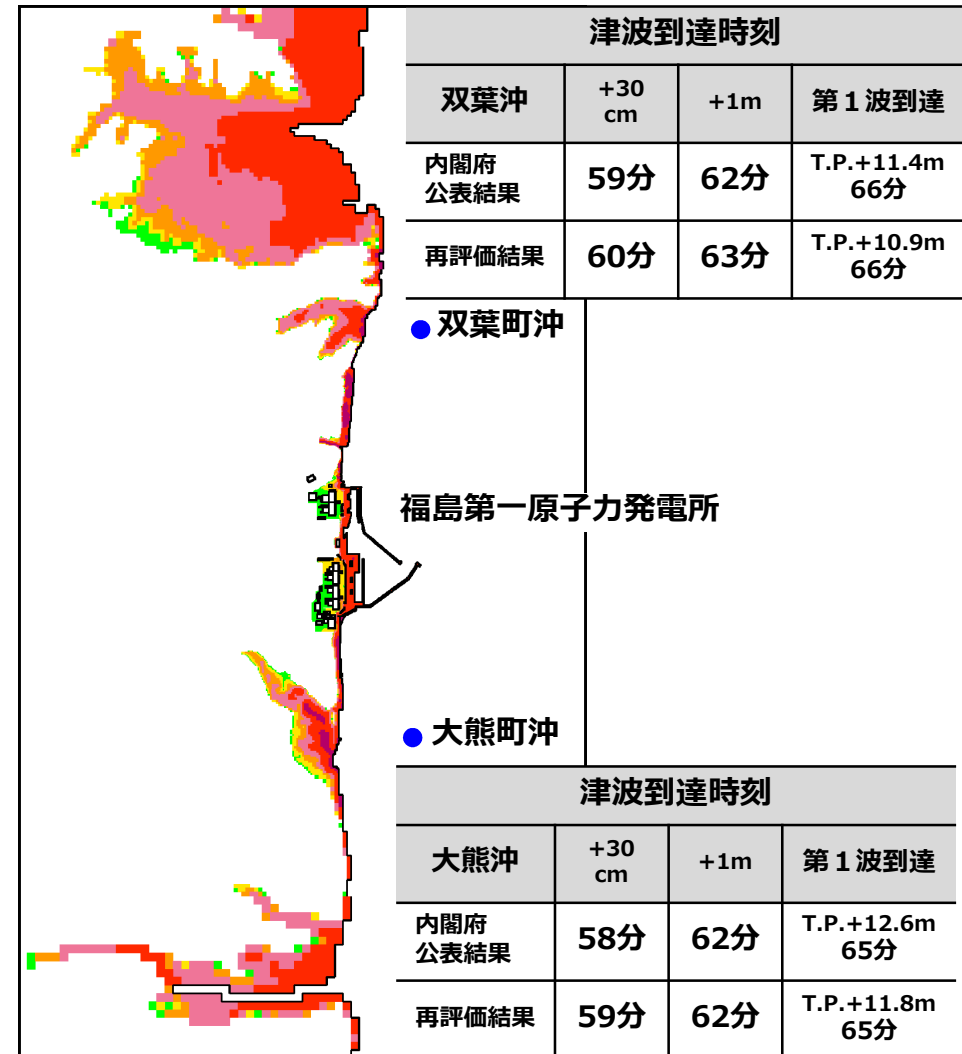
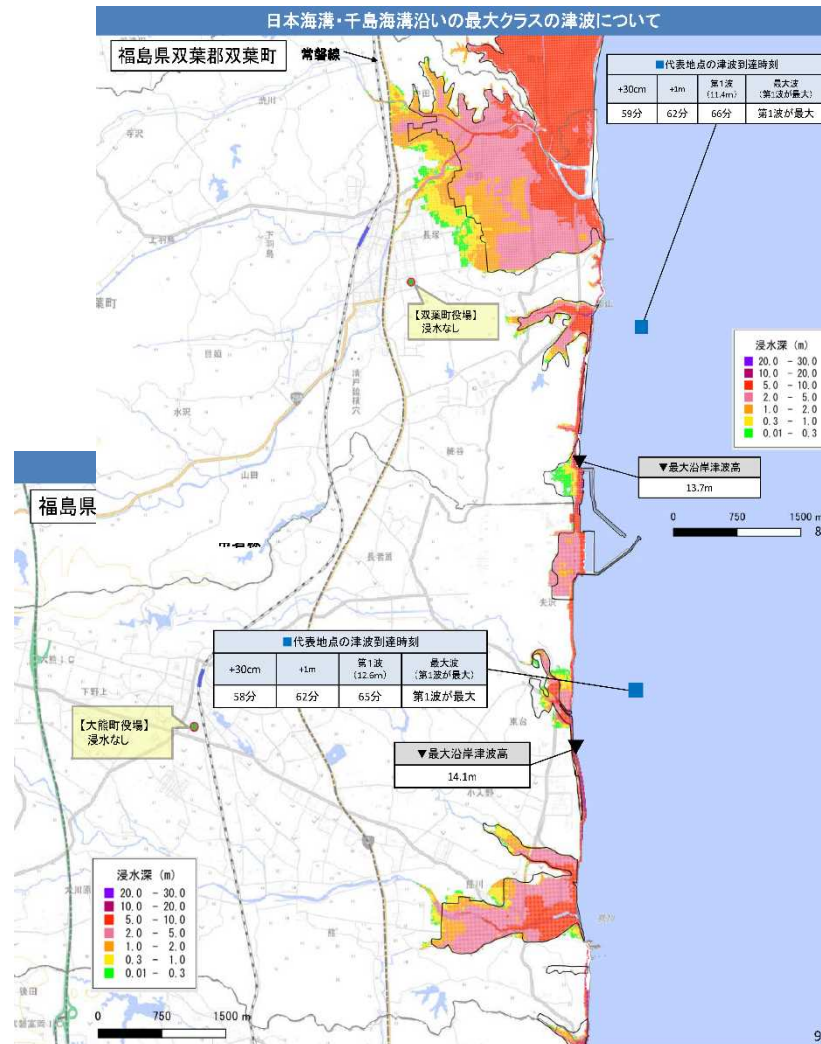
- 2020年度上期完成予定
- 全長約600mのうち約520m完了 (2020年9月完了見込み)



	2018年度	2019年度		2020年度
防潮堤設置工程	設計・技術検討	防潮堤工事实施		現在
		関連移設・撤去工事		補強工事

【参考】 広域解析結果について

- 今回評価結果（広域）は、内閣府公表結果と「浸水分布図」や「沖合地点の津波到達時刻・高さ」はほぼ同じであり解析方法として妥当と評価



内閣府公表資料（大熊町・双葉町）

http://www.bousai.go.jp/jishin/nihonkaiko_chishima/model/pdf/hukushima.pdf

今回評価結果（広域）

【参考】 アッシュクリートを活用した防潮堤基本構造案



バッチャープラント（構外南側に設置済）

アッシュクリートの表面保護はテールアルメのコンクリートスキンを活用する。



基礎設置



テールアルメ設置
(コンクリート2次製品)



完成

アッシュクリート打設

アッシュクリートを盛土材として活用

1. 内閣府公表内容に対する検討状況について

千島海溝防潮堤の補強、日本海溝津波防潮堤の新設

2. 建屋開口部閉止作業の進捗状況について

閉止から流入抑制堰に変更した箇所の影響

3. メガフロート対策の完了について

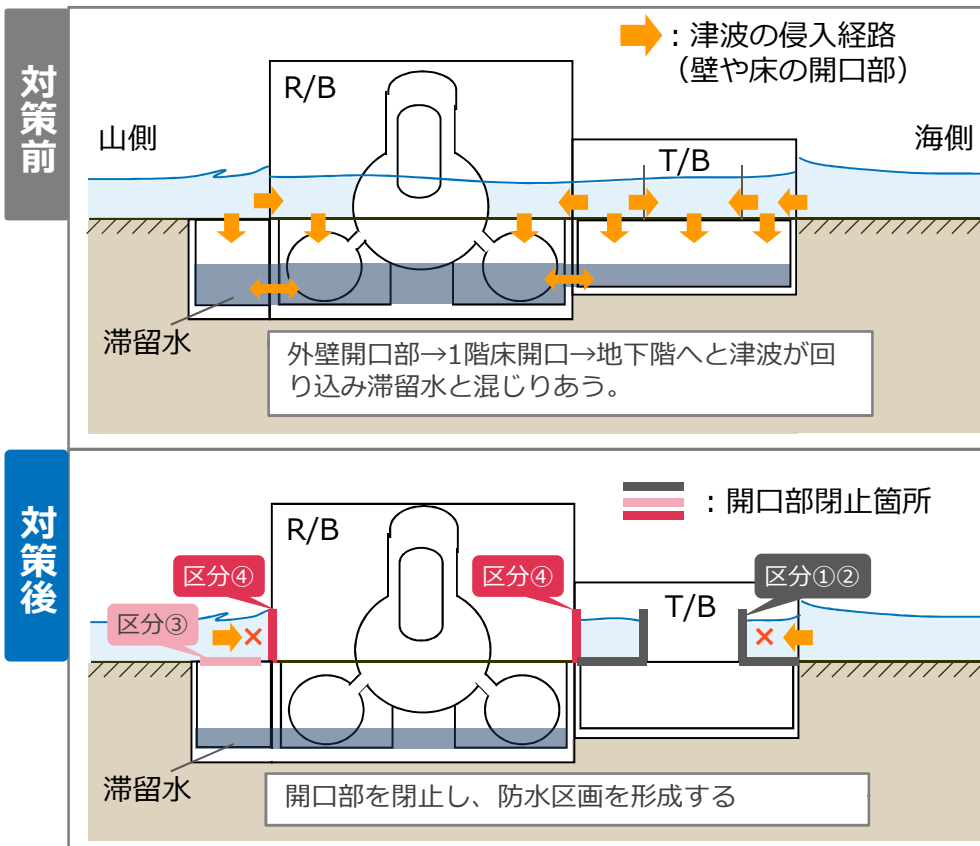
2-1. 建屋開口部閉止の進捗状況

■ **実施目的**：1～4号機本館建屋の3.11津波対策は、引き波による建屋滞留水の流出防止を図ると共に、津波流入を可能な限り防止し建屋滞留水の増加を抑制する観点から、開口部の対策を実施中。

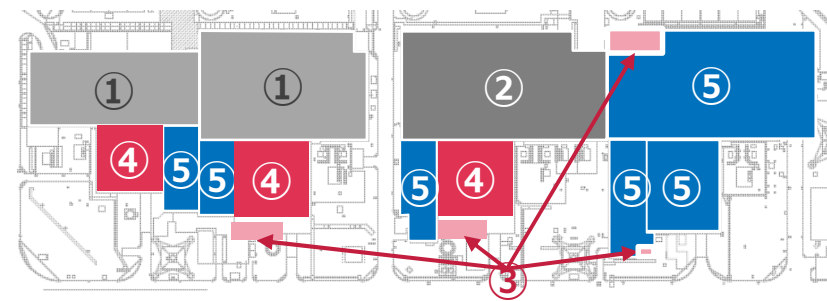
■ **進捗状況**：1～4号機本館建屋開口部に「閉止」又は「流入抑制」対策を実施中。

2020年9月4日現在、103箇所/127箇所完了し、計画通りに進行。

- 区分①② ⇒ 2018年度末 (完了)
- 区分③ 2・3R/B (外部床) ⇒ 2019年度末 (完了)
- 区分④ 1～3R/B (扉) ⇒ 2020年末 完了予定 (工事中) 3R/B:7月完了、1R/B:8月完了
- 区分⑤ 1～4Rw/B他 ⇒ 2021年度末 完了予定 (工事中)



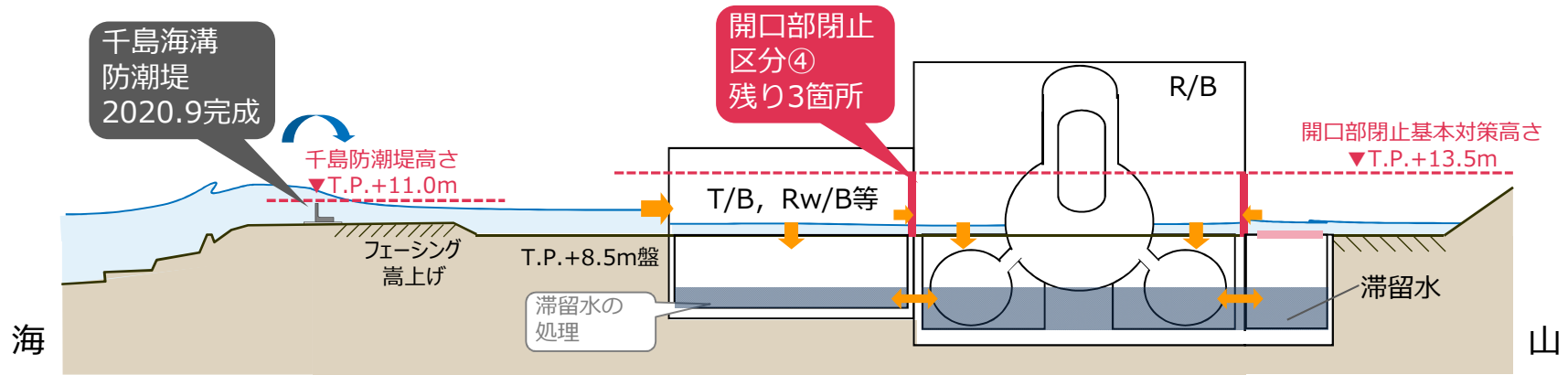
区分	建屋	完了/ 計画数	(年度)			
			2018	2019	2020	2021
①	1・2T/B, HTI, PMB, 共用プール	40/40	■		現在	滞留水 処理完了
②	3T/B	27/27	■			
③	2・3R/B (外部床等)	20/20		■		
④	1～3R/B (扉)	13/16			■	完了 2020年末
⑤	1～4Rw/B 4R/B, 4T/B	3/24				2021年度末 完了



2-2. 日本海溝津波に対する滞留水の流出リスクについて

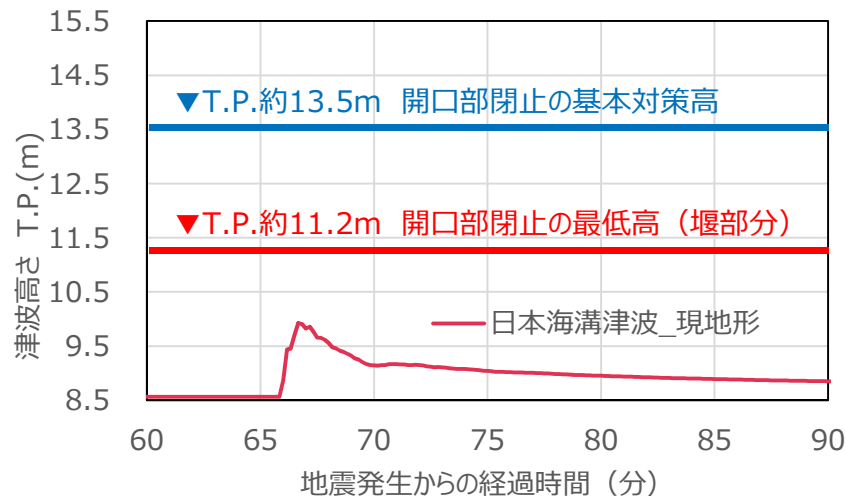
- 2020年9月時点で日本海溝津波が来たとしても、千島海溝津波防潮堤※の完成や建屋開口部閉止作業等の進捗により、滞留水の流出リスクは低い。

※千島海溝津波防潮堤の追加補強工事は、2020年度下期から開始し、2021年3月までには完了予定



- 日本海溝津波高さに対し、開口部閉止の堰部分からの越流はなく、対策高さが十分であると評価。

- 開口部閉止の進捗により、建屋への流入量は、許容量に対し、十分な余裕あり。



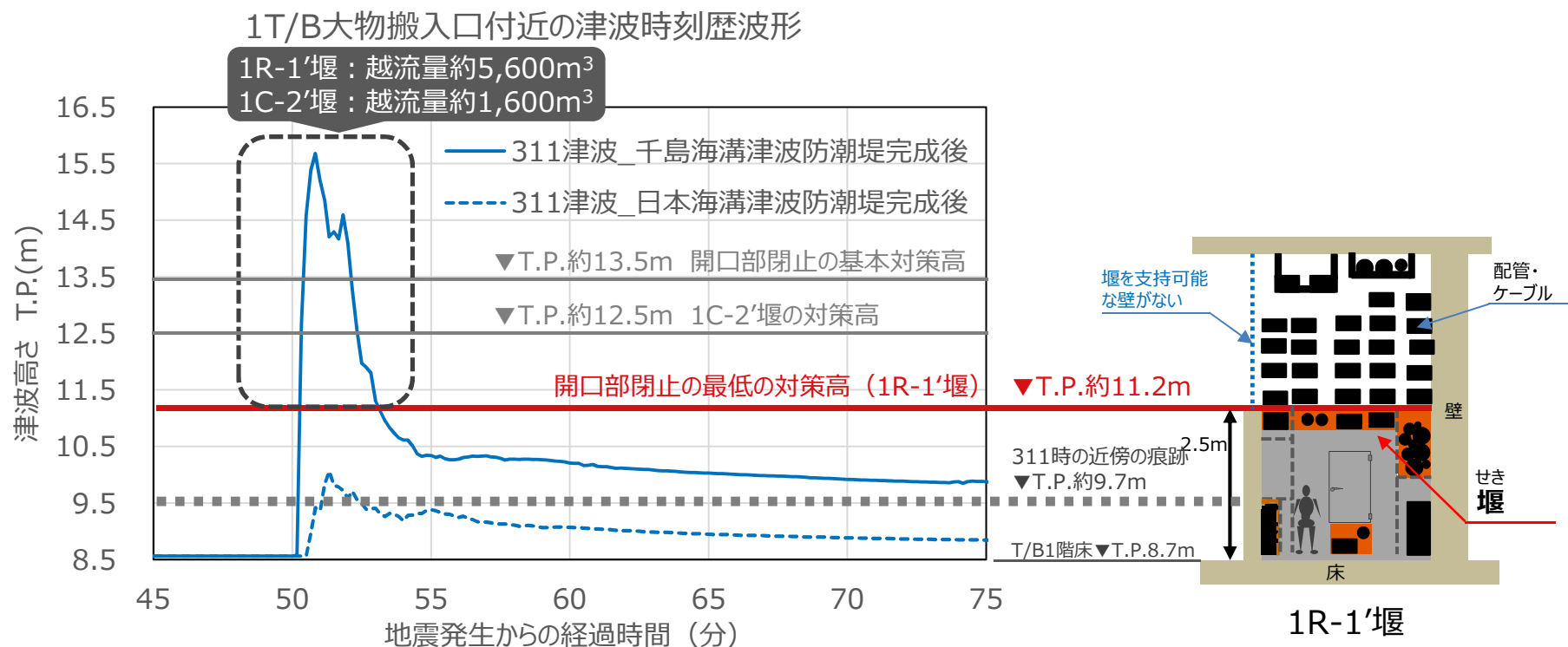
	開口部閉止 区分④の進捗	許容量 (m ³)	流入量 (m ³)	滞留水 流出 リスク
1R/B	全7箇所完了	6,000	0~600	低
2R/B	2/5箇所完了	11,000	1,600~3,800	低
3R/B	全4箇所完了	11,000	100~3,000	低

※開口部閉止済み箇所からの流入量は、現地施工の隙間埋め部材が「全て健全～全て流出」のケースを仮定

2-3. 保守的な3.11津波による流入抑制箇所（堰の設置）

の影響評価について **TEPCO**

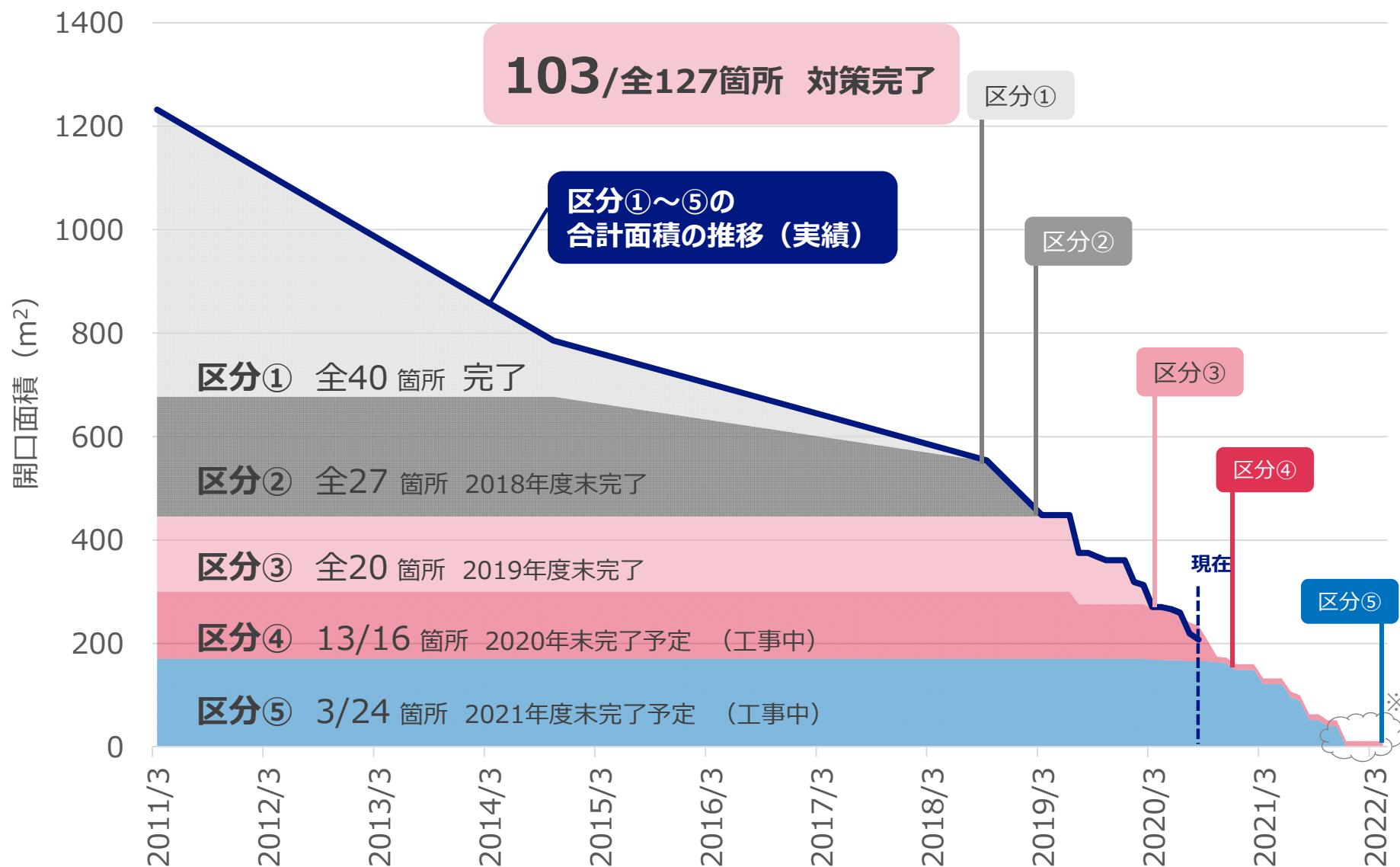
- 建屋開口部閉止は、3.11津波の痕跡高を根拠に（基本対策高T.P.約13.5m）の対策を実施中。閉止困難なため堰での流入抑制を行う箇所についても、近傍の津波痕跡（T/B建屋内でT.P.約9.7m）を上回る高さ（最低T.P.約11.2m）の対策を実施済。
- 一方、最新地形を考慮した保守的な3.11津波解析では、1R-1'堰、1C-2'堰を越流する津波の量は各々約5,600m³、約1,600m³であり、建屋の許容量（建屋地下容積－滞留水量）約6,000m³を超える結果であることから、保守的な3.11津波に対して滞留水の流出リスクは高い。
- ただし、日本海溝津波防潮堤完成以降においては、津波は堰を越流しない見込み（系外流出リスクが大きく低減可能）であり、日本海溝津波防潮堤は計画的に進めていく。



※上記の3.11津波の時刻歴波形は、最新波源情報、最新海底地形データや潮位条件（311当時の潮位（干潮傾向）から朔望平均満潮位へ変更）等を考慮し、3.11当時より厳しい条件で算出した。

※1T/Bの大物搬入口を通過後、建屋内をまわりこんだ後に堰に到達するため、実際の津波は上記よりも低くなると想定される。

【参考】 開口面積の推移 区分①～⑤合計

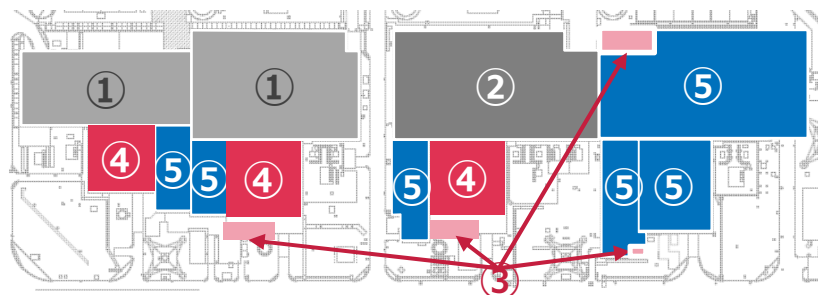


※極力開口面積を低減できるよう工事を進めている。

【参考】工事進捗状況

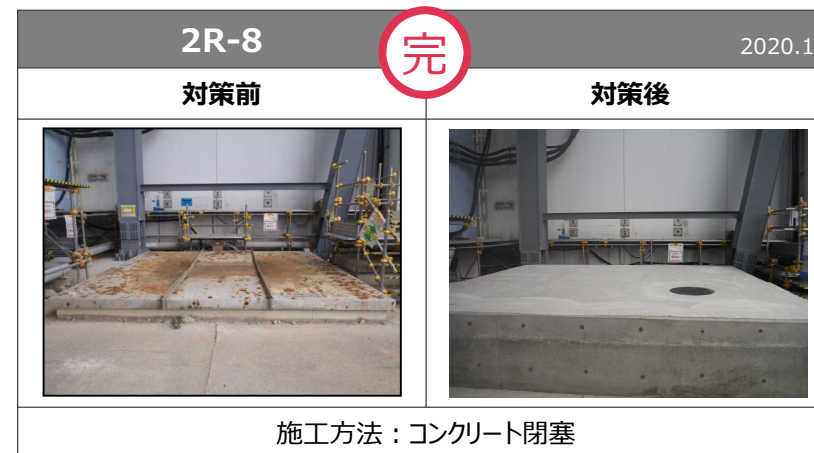
■ 対策完了箇所の増加数 前回2020.6.15時点との比較

区分	建屋	計画 箇所数	完了箇所数		完了 箇所 増加数
			前回	今回	
①	1・2T/B,HTI, PMB,共用プール	40	40	40	0
②	3T/B	27	27	27	0
③	2・3R/B (外部床等)	20	20	20	0
④	1~3R/B (扉)	16	4	13	+9
⑤	1~4Rw/B 4R/B,4T/B	24	1	3	+2
	計	127	92	103	+11

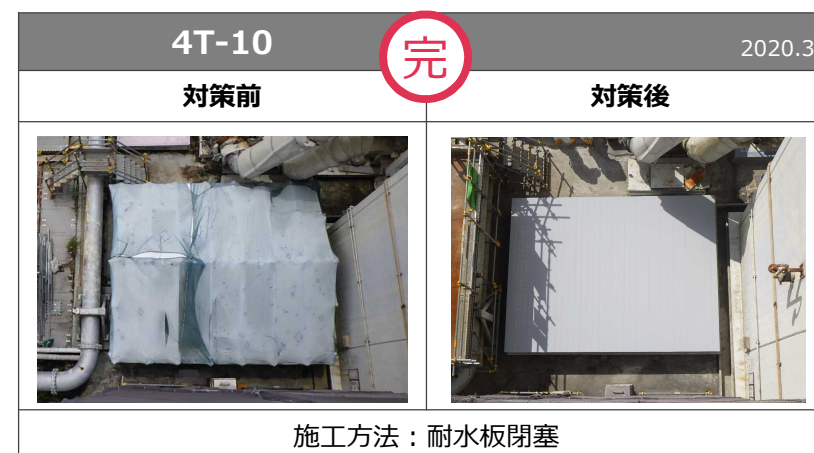


■ 対策完了状況

- 区分③ 2R/B外部床



- 区分③ 4T/B外部床



【参考】 区分④1号機流入抑制箇所について 1R-1'

- 原子炉建屋出入口であるエアロック扉での閉止は、地震後に設置した配管ケーブルにより狭隘で作業性が悪く、約1mSv/h以上の高線量である。
 - 防水区画位置を見直し、タービン建屋通路（写真1）に堰を設置する。
- タービン建屋通路全幅を塞ぐ堰を計画していたが、堰設置において、天井の配管・ケーブルラック等が障害となっている（写真2）。
 - 施工可能な最大高さT.P.約11.2mの堰を設ける（図1）。



写真1：堰設置予定箇所



写真2：写真1上部

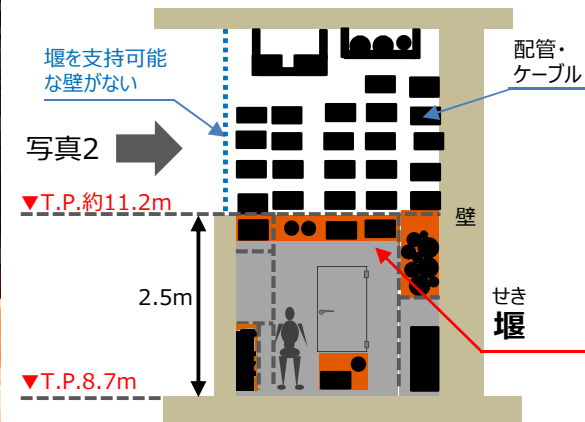


図1：堰イメージ

1. 内閣府公表内容に対する検討状況について

千島海溝防潮堤の補強、日本海溝津波防潮堤の新設

2. 建屋開口部閉止作業の進捗状況について

閉止から流入抑制堰に変更した箇所の影響

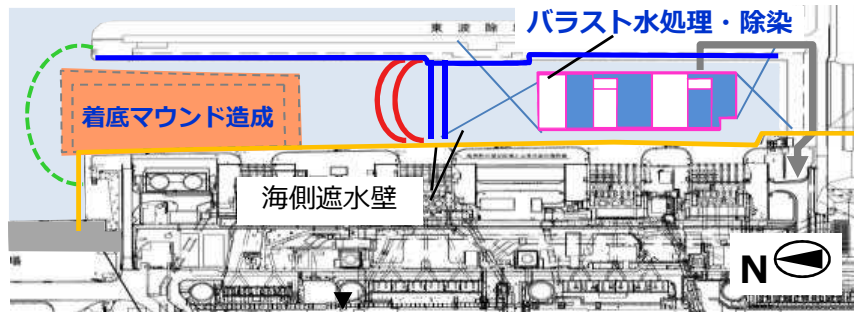
3. メガフロート対策の完了について

3-1. メガフロート工事の進捗状況

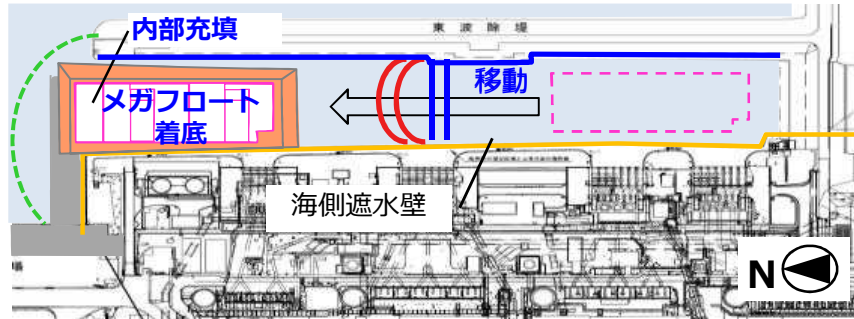


- **実施目的**：メガフロートが港湾内に係留する状況が継続した場合、津波漂流物となり周辺設備を損傷させるリスクがあるため、津波リスクを早期に低減させる観点で底上げした海底に着底（安定）させ、さらに物揚場等として有効活用する工事を実施中
- **進捗状況**：2020年8月3日モルタル充填作業が完了し、メガフロートが着底し津波による漂流リスクが大きく低減。2021年度内に護岸および物揚場としての有効活用開始に向け、護岸整備工事や盛土工事を実施中

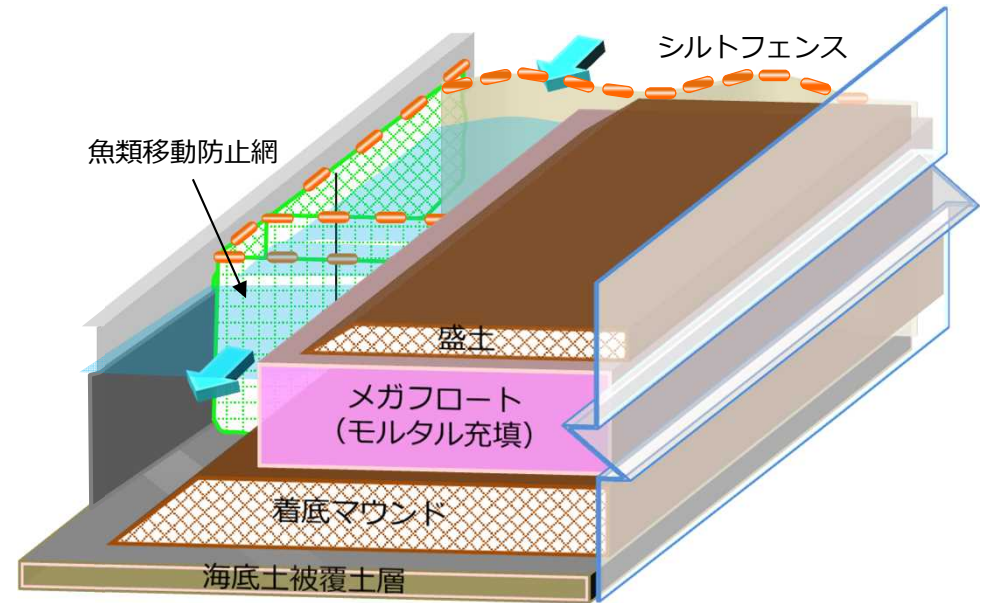
【ステップ1】メガフロート移動、着底マウンド造成、バラスト水処理、内部除染



【ステップ2】メガフロート着底、内部充填



— 魚類移動防止網 — シルトフェンス — 汚濁防止フェンス

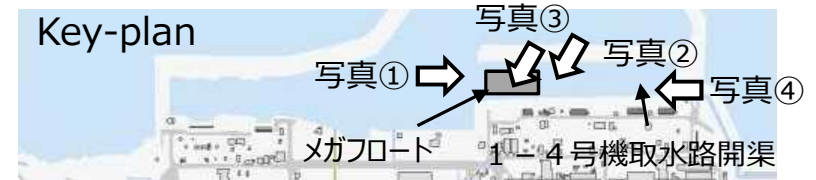


完成断面図（イメージ）

2018年度下期	2019年度	2020年度	2021年度
着手▼ 2018年11月12日 ～2019年4月24日 海側遮水壁 防衛盛土	ステップ1 2019年5月7日～2020年2月26日 メガフロート移動・着底マウンド造成 バラスト水処理・内部除染	ステップ2 2020年3月2日 ～2020年8月3日 メガフロート着底 内部充填	津波リスク低減完了 2020年度上期目標 護岸工事・盛土工事 護岸及び物揚場として有効活用 工事完了 2021年度内目標

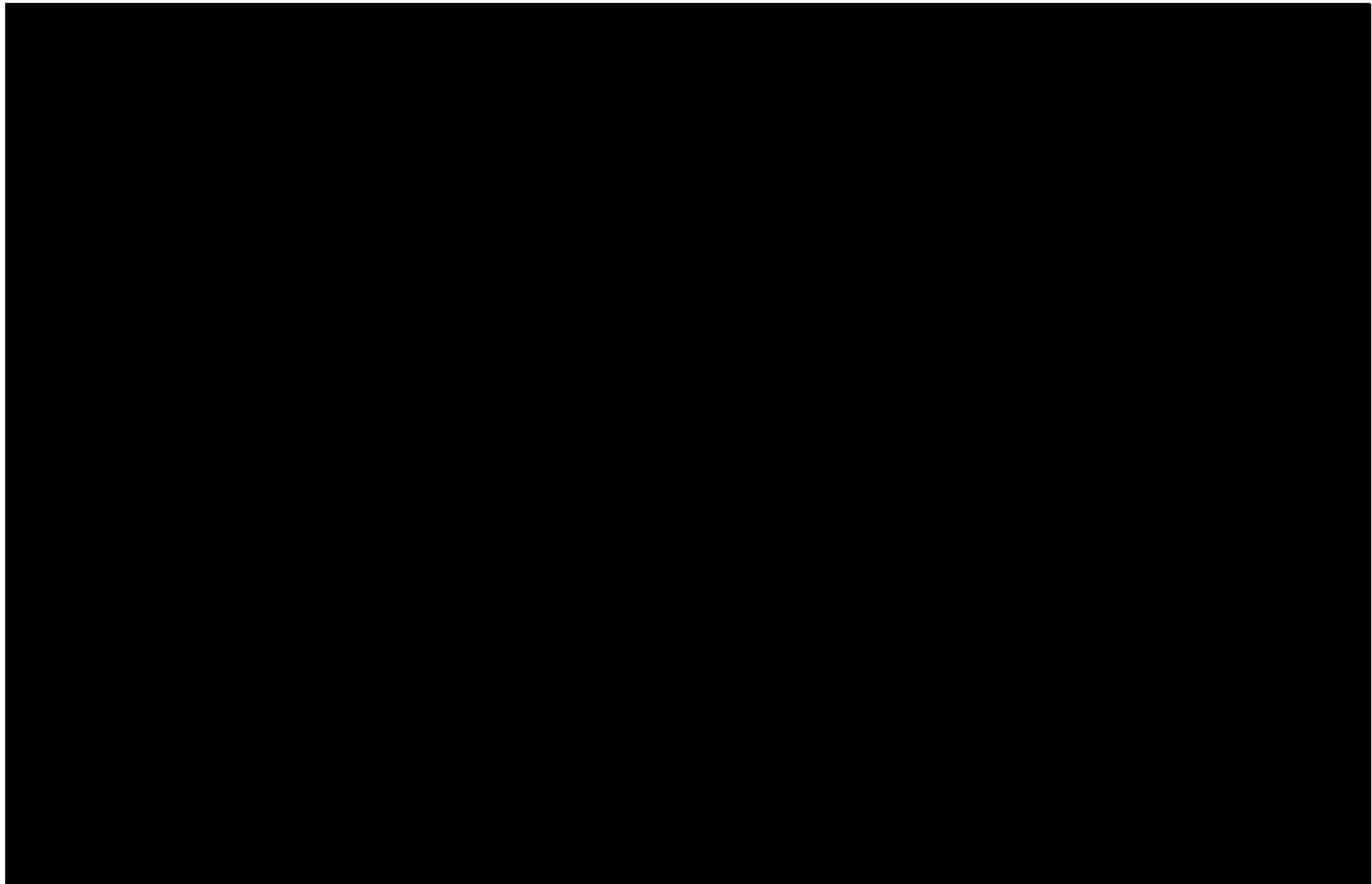
3-2. 工事進捗写真（メガフロート）

- 工事着手以降、港湾内の環境モニタリングを継続実施しており、有意な変動はない。

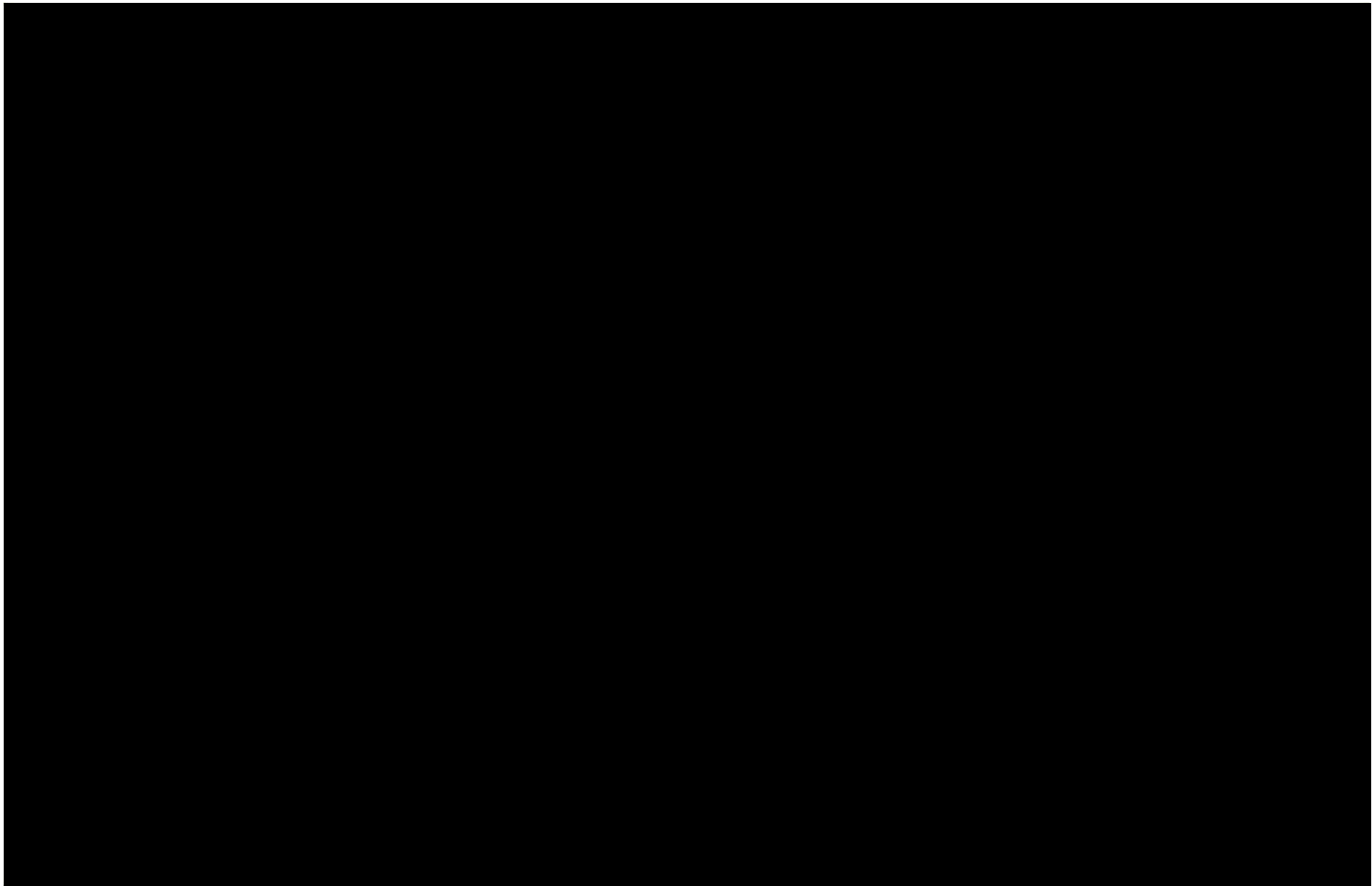


以下、核物質防護上取扱注意

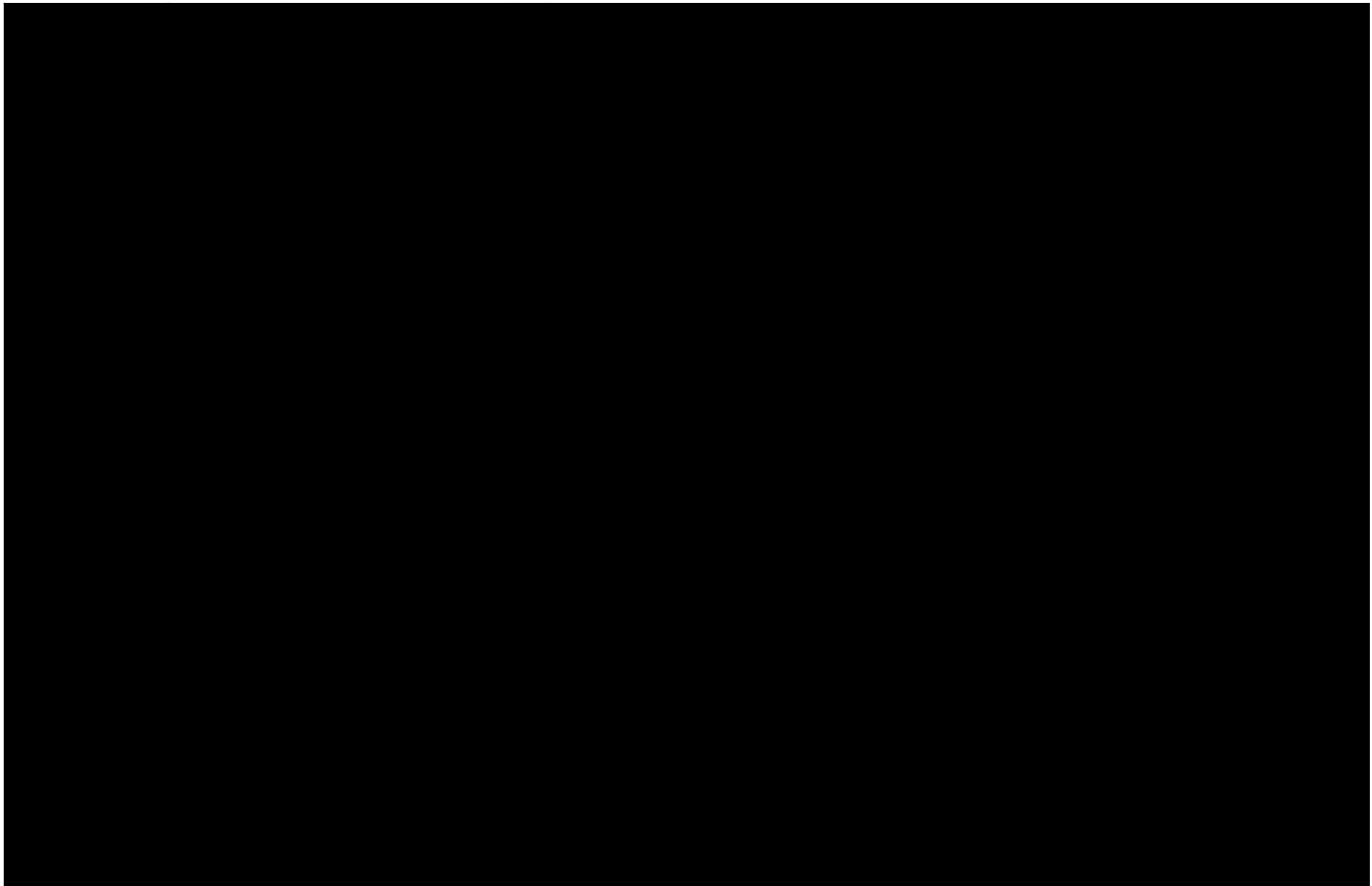
【参考】 1号機の進捗状況（建屋開口部閉止）



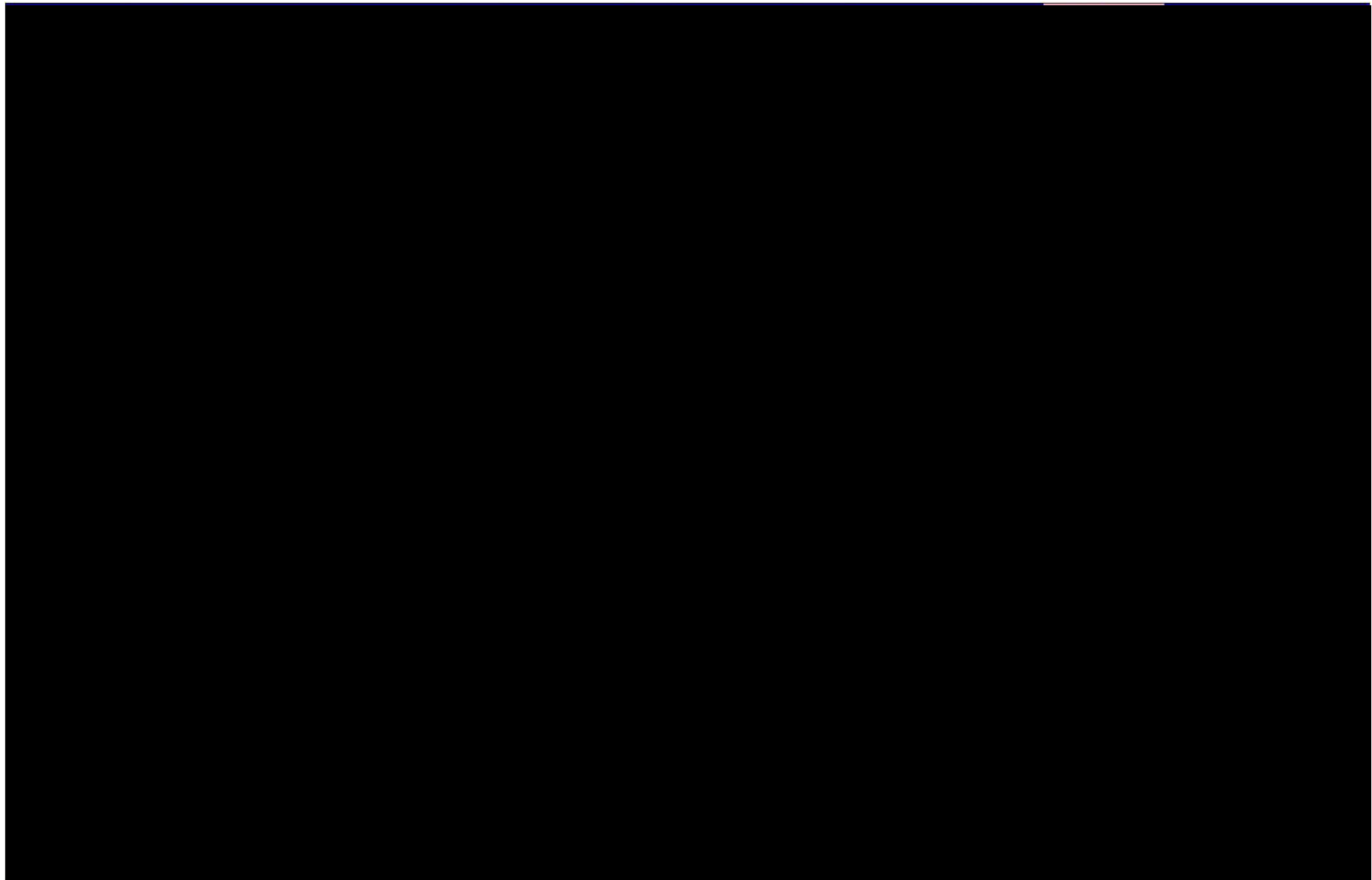
【参考】 2号機の進捗状況（建屋開口部閉止）



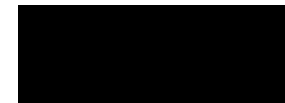
【参考】 3号機の進捗状況（建屋開口部閉止）



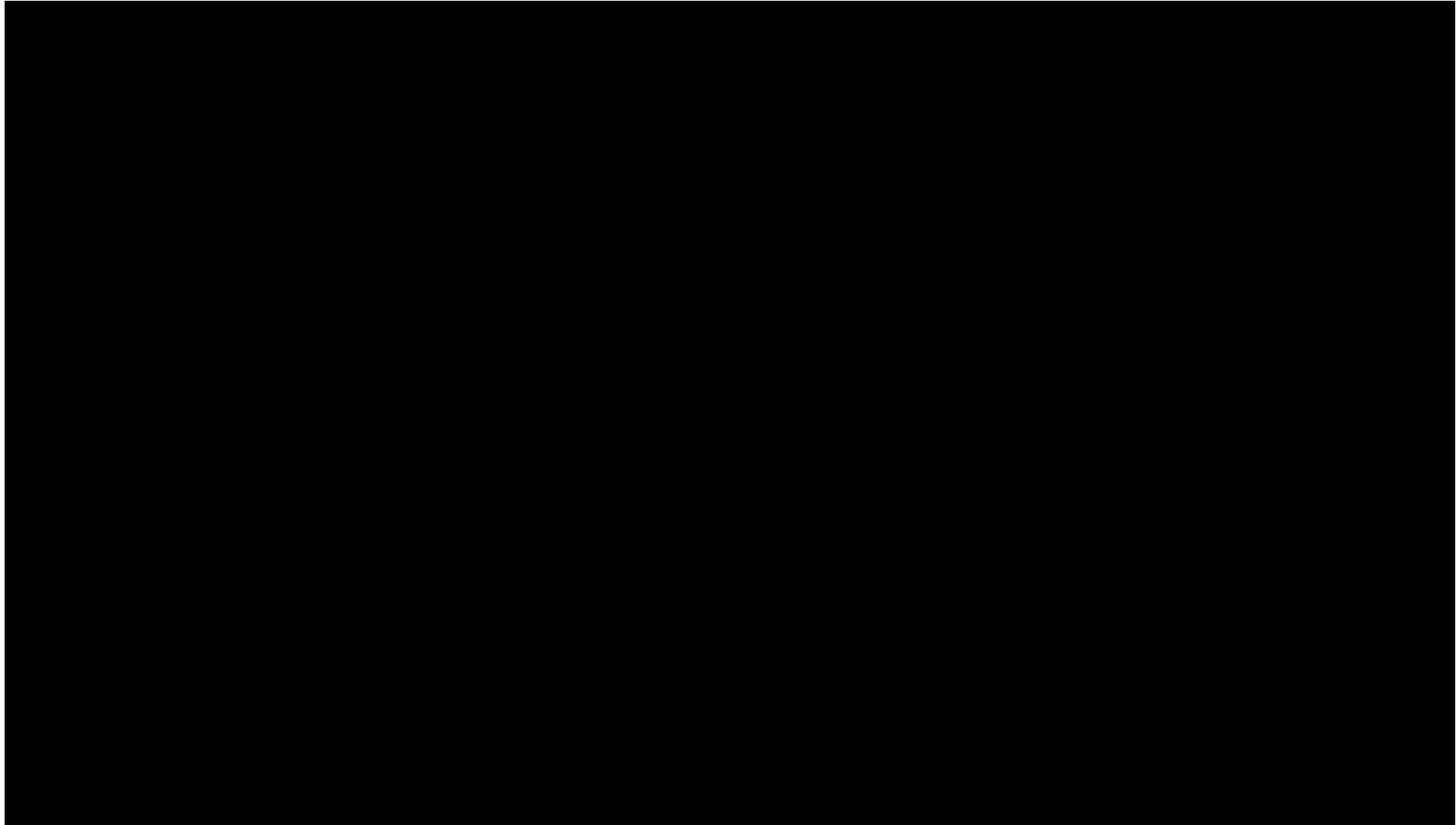
【参考】 4号機の進捗状況（建屋開口部閉止）



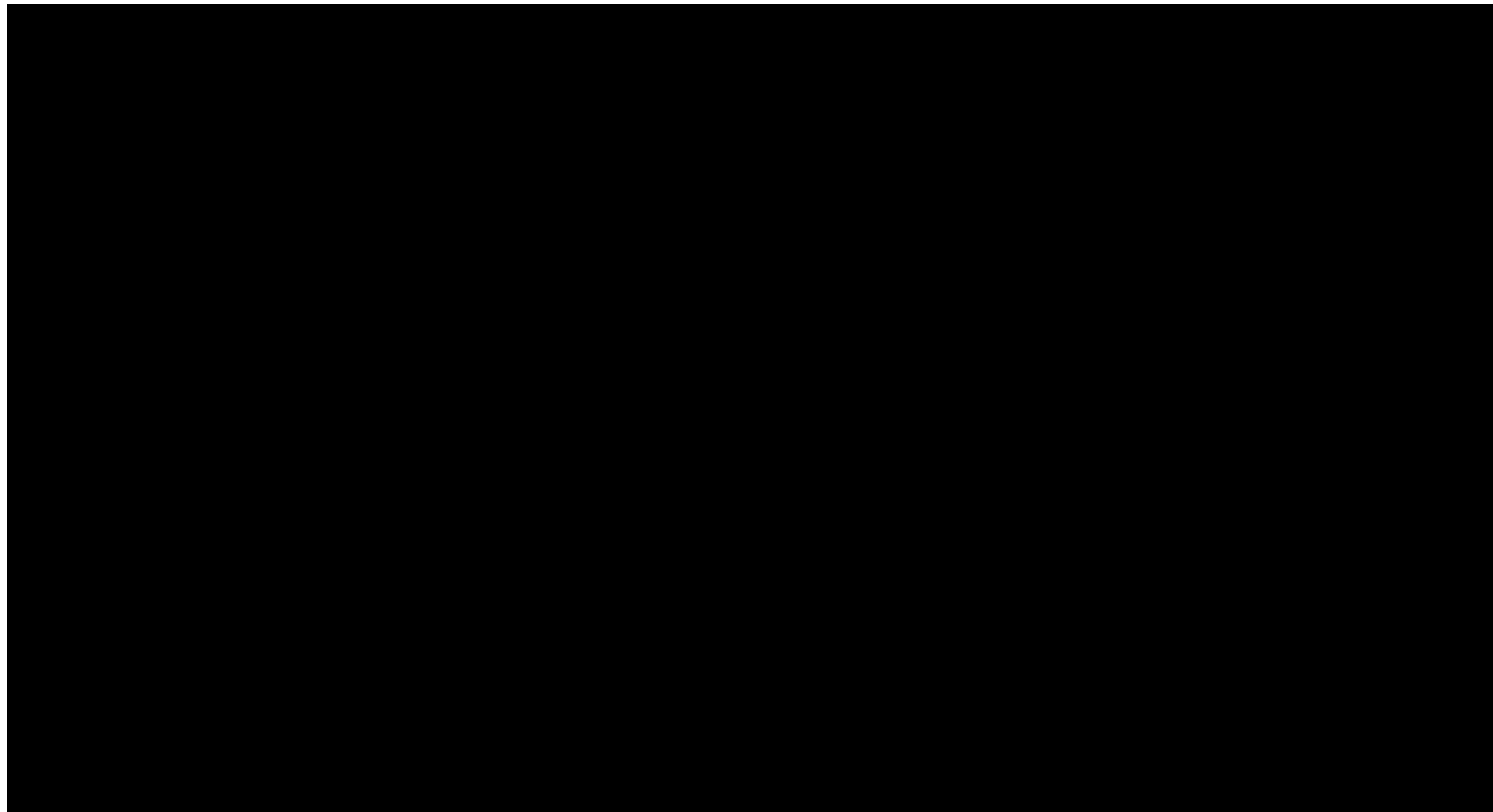
【参考】 区分④-1号機 対象開口配置図



【参考】区分④-2号機 対象開口配置図



【参考】区分④-3号機 対象開口配置図



福島第一廃炉推進カンパニーの 組織改編後の状況について（案）

2020年9月8日

東京電力ホールディングス株式会社

TEPCO

(1)2020年4月の組織改編について

以下は、監視・評価検討会（2019/10/21）にてご説明した内容の再掲。

【改編目的】

- 運転・保守系から建設系のプロジェクト的な業務が中心に
- 発電所運営の延長であった組織を、プロジェクト運営に適した「**プロジェクト遂行型組織**」に改編
- この改編により「**プロジェクトマネジメント機能**」や「**安全・品質面**」の強化を実現

【新組織の概要】

- **仮想的であったPG/PJを組織化**
 - PGM/PJMの責任と権限を明確化
- **監督機関と執行機関を整理**
 - PMOと安品室を設置、1F執行業務の監督・支援を強化

PG/PJ：プログラム/プロジェクトの略

PG：複数のPJを組み合わせた統合的な活動

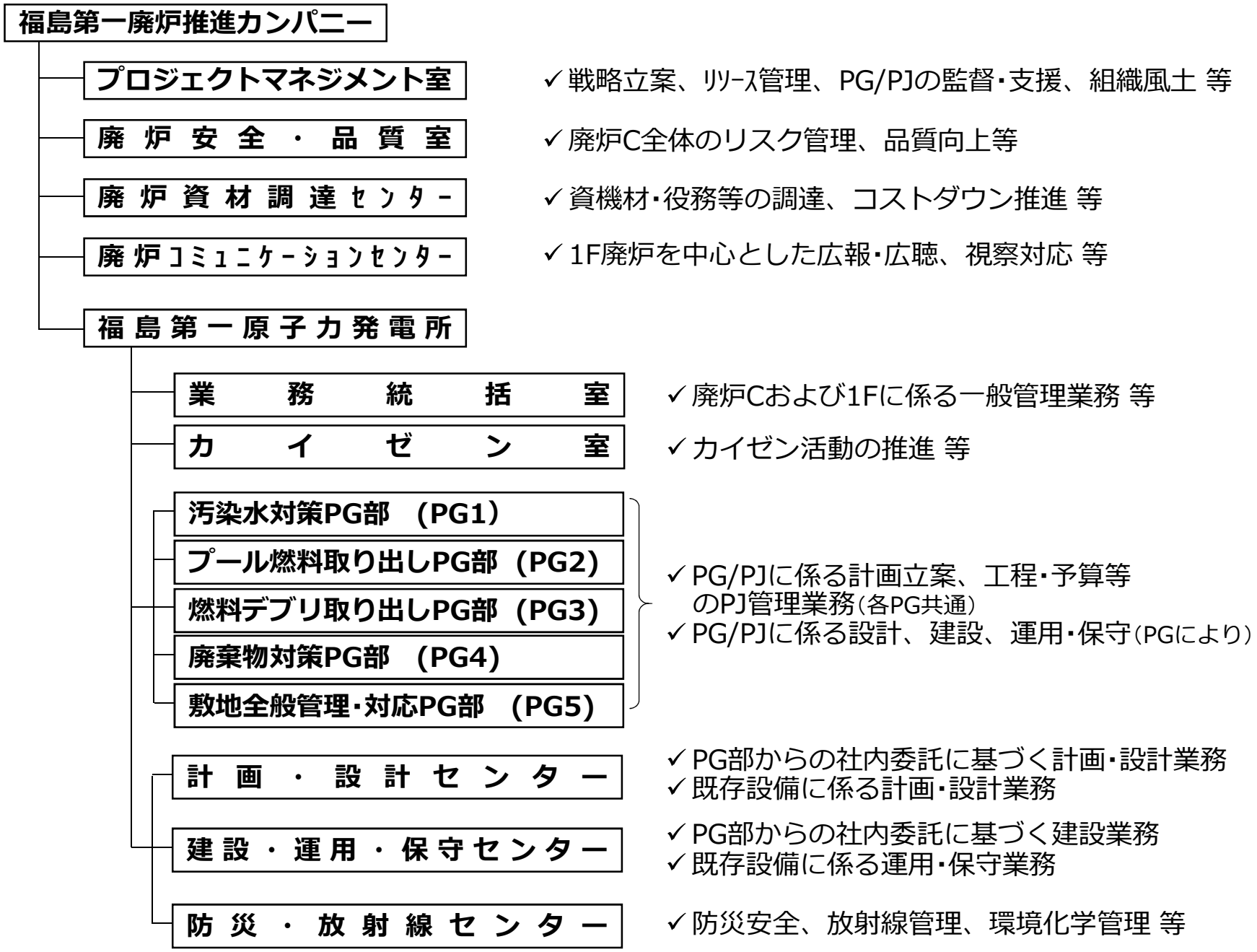
PJ：特定の成果を生み出すために、時間と資源をかけて行う一連の作業

PGM：プログラムマネージャー（プログラムの遂行責任者）

PJM：プロジェクトマネージャー（プロジェクトの遂行責任者）

PMO：プロジェクトマネジメント室の略

安品室：廃炉安全・品質室の略



(2)-1 組織改編時の要員配置について

3

以下は、原子力規制委員会（2020/1/16）、監視・評価検討会（2020/2/17）にてご説明した内容の再掲。

■ 諸課題の解決のために、現場／現物の観点をもとに、組織改編に合わせて、東京から1 Fへ要員をシフト

※要員数については、組織改編時（2020/4）の実績にて記載。

課題：作業リスクの想定が不十分、防災安全・火災防護に係る対応が不十分

- 安品室(福島所在) に東京から7名を配属。
- 1 Fにおける現場オブザベーション能力向上の支援体制を整備

課題：放射線管理部門が現場細部に目が届いていない

- 放射線管理に係る要員8名を東京から1 Fへシフト。
- 全体管理を担う 防災・放射線 C の要員水準は維持
- P G部にも当該部門の要員を配置し、P Jに直結した被ばく管理や環境改善をP G部が自ら行う。

■ 組織改編前後の1 F 勤務者数

2020/3 1,073名 → 2020/4 1,140名 (増67名)

✓ 組織改編に合わせた要員シフト 71名を含む

■ 2020年の1 F 要員強化

- 2020年新入社員 41名 (9月より1 F 配置)
- 専門人財の確保状況 6名 (2020年8月末 実績)
 - ・ 安全・品質分野 2名
 - ・ 放射線管理・分析分野 4名

※ カンパニー全体の退職者数 14名 (2020年 4~7月末)

■ 人財確保以外の専門分野強化策

➤ 社外専門人財との合同検討体制の設置

- ・ 非密封のα核種対応が廃炉成功の重要な鍵にもかかわらず、当社には取り扱った経験がなく、専門人財の確保が急務
- ・ そこで、専門知識を有する企業との合同による検討体制を組み、技術情報・知見を収集したハンドブックやガイドの作成を目指すとともに、課題整理や対応シナリオの検討を開始。

(3) 改編直後に実施した課題確認について

5

2020年5月に全組織長（14名）に対して、

- ・ 組織改編や仕組み見直しの「**狙いを明らかに阻害している要因**」
- ・ 組織改編等により生じた「**想定外の重大課題**（法令違反など）」

が生じていないか、**アンケートを実施**。

(参考) アンケート項目

- Q1 今回の改編等で「PJマネジメント機能の強化」を図ったが、これを阻害する課題が生じていないか、あれば、現在の対処状況と合わせて回答せよ
- Q2 今回の改編等で「安全・品質面の管理機能の強化」を図ったが、これを阻害する課題が生じていないか、あれば、現在の対処状況と合わせて回答せよ
- Q3 今回の改編等で「リスク管理能力の向上」を図ったが、これを阻害する課題が生じていないか、あれば、現在の対処状況と合わせて回答せよ
- Q4 業務量と要員数に過大な偏重が生じていないか

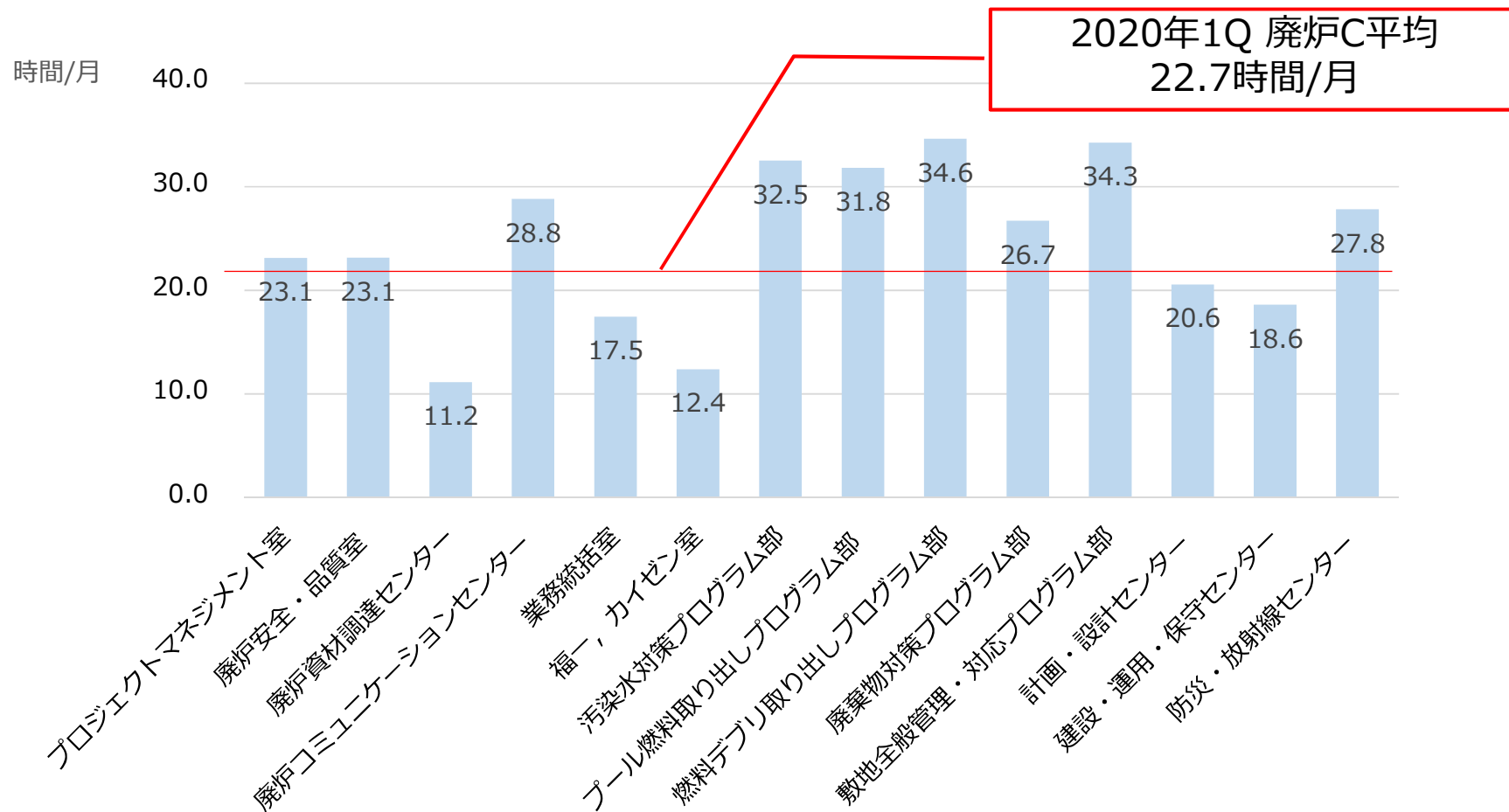
アンケート結果

- 今回の組織改編において、**重大な阻害要因や課題は生じてない**ことを確認
- 但し、コロナの影響により在宅勤務を拡大するなど、業務プロセスが通常とは異なる状況が続くので、今後も注意深く状況把握を継続していく

(3) 改編直後に実施した課題確認について

2020年1Qの「一人あたり1ヶ月の平均時間外労働」

- 組織間で極端なアンバランスが生じていない（傾向が前年度同様）であることを確認

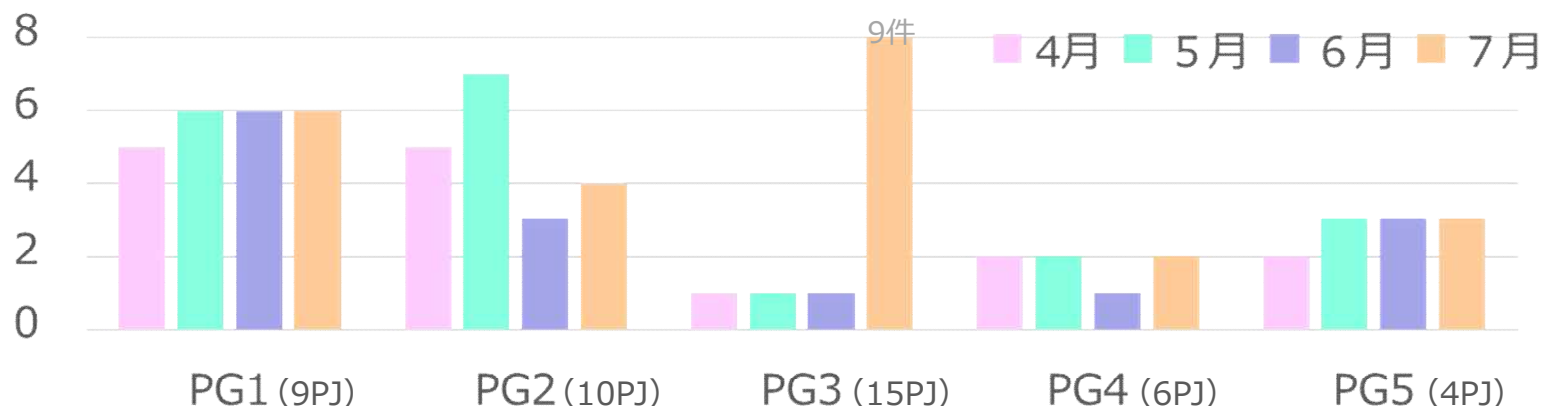


(参考) 2020年1Q 5 PG部平均：32.5時間/月、 2019年1Q プロジェクト計画部：30.7時間/月

PG/PJの課題共有がタイムリーに

月次定例会議において、PGM/PJMが自らの権限を逸脱しかなない**工程遅延や予算乖離、要員過不足に係るリスク要素が上層部に適宜共有**されている

■ 共有実績（リスク発出 及び その進捗 を報告したPJ数）



■ 要員調整に係る状況

各PG/PJ、3センターからの要望を踏まえつつ、業務マネジメント状況を確認した上で、10月に配置リバランスを計画

- PGM/PJMの責任と権限の範囲が明確になったため、課題に対する曖昧な対応（他者転嫁、先送りなど）がなくなり、重篤化させないPDCAが回り始めている

PG/PJを横断する課題への対処

- 複数のプロジェクトを横断する課題については、当事者間では対応方針や役割分担について協議に難航したケースがあったが、PMOが積極的に関与して調整を完了
- 更に、PMOは、本事例を一過性の対応とはせず、横断課題の対応状況が月次定例会議の場で上層部に共有されるよう仕組みを構築

<実例>

3号変圧器撤去

- PG4 PCB絶縁油対策
- PG3 変圧器撤去工事
- PG2 他工事との干渉
- PG5 他工事との干渉

PMOが仕切り、進捗を報告

- 課題の整理（調整のGOAL）
→各PGが合意する目標工程を策定
 - ✓ 検討リーダーの指名
 - ✓ 検討メンバーの招集
 - ✓ 検討体の運営

➤ PMOが支援機関として機能した実例の一つ

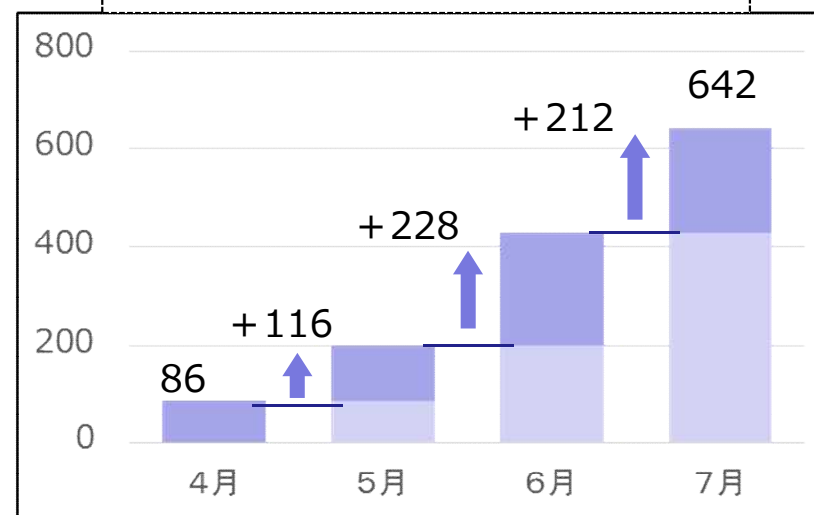
(4)-3 改編後から現在までに確認された効果

安品室の「現場管理強化による業務品質向上」を目指した活動開始

- 現場を重視した発電所の取り組みを監督・支援する特別チーム（通称「三現チーム」）を室内に設置し、活動開始
 - 発電所14組織の業務計画をレビュー
現場出向やMO、CR起票を目標に掲げるなど、
現場／現物を意識した業務計画となっているかをチェック
 - 品質不適合に課題を抱える組織に対する個別の意見交換を実施
各組織の特徴に応じた有効と思われる施策の具体的助言
 - 現場MOの実施

- CR起票数が増加するなど、効果の表れも確認
- 協力企業による再発防止の取り組み状況の確認と助言を開始
- 改編当初、CRの中に不適合にすべき案件が含まれる等、仕分けの審議判断に課題があった（次頁）

CR起票数 (2020/4-2020/7)



MO：業務や現場の状況を一定時間観察して助言することにより、現場の改善に繋げる活動のこと
CR：気づき、良好事例、ヒヤリハット、要望推奨など、現場の改善に繋がる事項を起票するレポートのこと

- 本来、不適合とすべき事案が、そのままCRとして処理されるケースもあったため、勉強会やガイド見直しを図り、状況が改善

- 三現チームの活動に加え、MOの質の向上を目指す活動も開始

MO中核者の育成を含むMO活動の促進

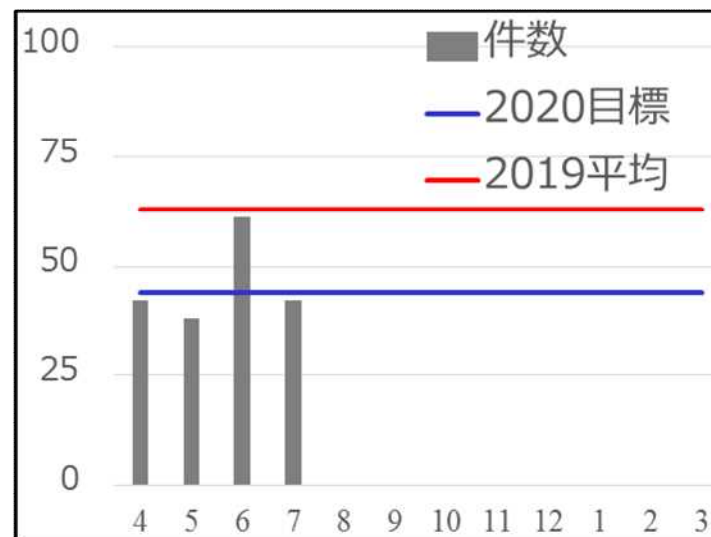
- 中核者の選定ほぼ完了
- 指導者レベルへの育成に取り組む

- 更に、現場環境の改善を進めるべく

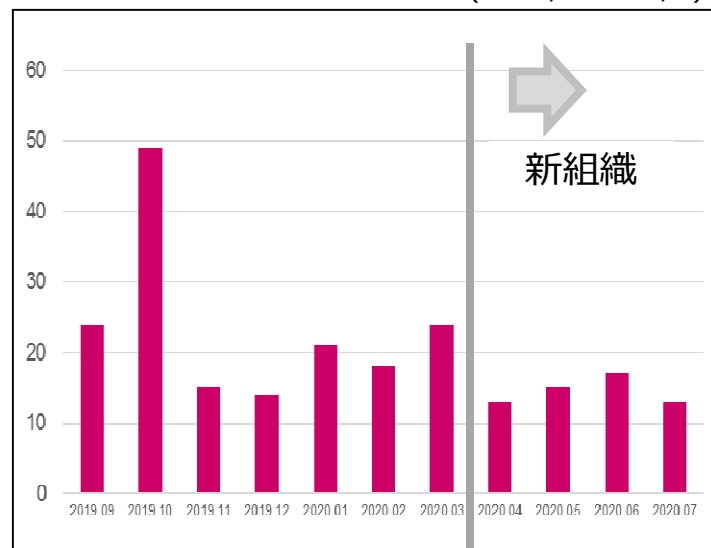
仮置き・一時集積の適正化に向けたWGの設置

- 総点検の実施、ルール改善の促進
- 検査官の指摘件数には減少傾向が現れ始めているが、一時的ではなく定着させることが重要

不適合件数



検査官指摘件数 (2019/9-2020/7)



現場／現物の観点による要員シフトの効果

- 現場出向機会の創出

新型コロナウイルス流行の影響を受け、在宅勤務の割合が増加した5月は昨年度より減少したものの、出向機会は着実に増加傾向にある

現場入退域回数（平日平均）より

単位：人/月

	4月	5月	6月	7月
2019年度	224	228	223	243
2020年度	244	214	290	287
比較	<u>+ 20</u>	- 14	<u>+ 67</u>	<u>+ 44</u>

- 現場に足を運び、三現チームの活動等などによってCR起票が増え、現場の環境改善が着実に進んでいくことが重要
- この流れのきっかけとして、良い兆候が確認された

【PMOの新たな取り組み】 職場実態調査とカウンセリング

組織改編後の 職場の満足度、生産性確認、課題改善による働きがい向上を目指して、新たな取り組みを6月より開始

仕事量・仕事の効率性・仕事のやりがいなどに関する **職場状況調査**（アンケート）を実施

ミドル人財※による調査結果に対する **カウンセリング**（状況の聞き取りや助言）を実施
⇒ 課題を特定し解決のための打ち手を見つける

※現場経験もあり、経営層の考えも理解する 中堅層管理職

- ✓ カウンセリングは好評
- ✓ カウンセリングを受けたグループは翌月の調査結果の改善が顕著

- 現場の声を分析すると、課題であった人財不足の背景には、
- **上司のマネジメントに係る課題**
 - ・ 特定のチームやメンバーへの業務集中が負担感や不満へ
⇒ 人的リソースをフル活用できていない
 - **コミュニケーション上の課題**
 - ・ 上司が会議等で不在なことが多く、相談できず業務停滞
 - ・ 組織間での業務調整の不十分により手戻り等が発生
- という**単なる人手不足の問題ではない要因**が見えてきた

- 組織改編からおよそ半年が経過するが、重大な課題は生じていない。
- P G / P J の責任のある対応の始まりや、P M O や安品室の機動的な支援が見られるなど、組織改編の当初目的は概ね達成していると評価
- 1 F の要員強化としては、今後も人財確保や社外機関との連携強化を続けていくとともに、現場管理能力の強化を図り、業務品質の向上を推し進めていく
- 一方、現場には単純な人財不足とは異なる課題も見えつつあるため、現場実態調査とカウンセリングを一定期間行い、真因を捉えた対策に繋げていく
- なお、組織間や担当者間のコミュニケーション不足によりトラブル至る事例（例：大型機器メンテナンス建屋における休憩所サーベイ未実施など）が見受けられており、各 P G 部、3センター、そして安品室が連携して対策を講じていく

建屋滞留水処理等の進捗状況について（案）

2020年 9月 8日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

1. 建屋滞留水処理の進捗状況について
2. Sr処理水の処理状況について

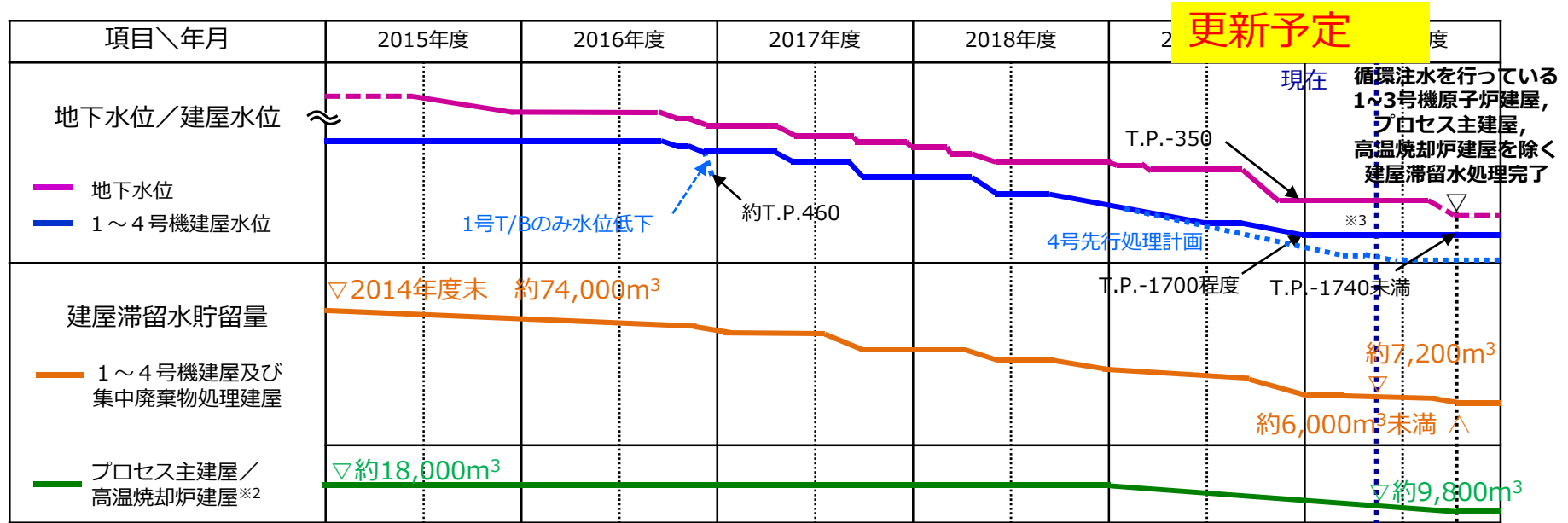
1. 建屋滞留水処理の進捗状況について
2. Sr処理水の処理状況について

- 循環注水を行っている1～3号機原子炉建屋（R/B）、地下階に高線量のゼオライト土嚢が確認されているプロセス主建屋（PMB）、高温焼却炉建屋（HTI）以外の建屋の最下階床面を2020年までに露出させる計画。
 - 3号機タービン建屋（T/B）（サービスエリアを除く）・廃棄物処理建屋（Rw/B）、4号機T/B・Rw/B・R/Bについて、床ドレンサンプ等へ本設ポンプを設置し、床面露出状態を維持。今後、残りの箇所にも本設ポンプを設置し、床面露出状態を維持させる計画。
 - 3号機原子炉建屋トーラス室については、滞留水移送ポンプを設置しているHPCI室との連通が緩慢になり、水位がT.P.-1500程度で停滞したことを確認。今後、トーラス室に排水ポンプを設置する。

1. 2 今後の建屋滞留水処理計画



- 循環注水を行っている1～3号機R/B, PMB, HTIを除く建屋について, 2020年内の最下階床面露出に向け, 建屋滞留水処理を進めている。1～3号機R/Bは, T/B, Rw/Bの床面 (T.P.-1750程度) より低いT.P.-1,800程度まで低下。
- 3号機T/B(サービスエリアを除く)・Rw/B, 4号機T/B・Rw/B・R/Bについて, 床ドレンサンプ等に本設ポンプを設置し, 床面露出状態を維持。今後, 残りの箇所にも本設ポンプを設置し, 床面露出状態を維持させる計画。
- サブドレン水位は, 床面露出状態が安定的に維持出来ることを確認した後, 段階的に低下させていく計画。
- PMB, HTIについては, 地下階に確認された高線量のゼオライト土嚢(活性炭含む。以下, 「ゼオライト土嚢等」とする。)の対策及び, α核種の拡大防止対策を実施後, 最下階床面を露出させる方針。
 ステップ1: フランジ型タンク内のSr処理水を処理し, フランジ型タンクの漏えいリスクを低減。【完了】
 ステップ2: 既設滞留水移送ポンプにて水位低下可能な範囲 (T.P.-1,200程度まで) を可能な限り早期に処理。また, フランジ型タンク内のALPS処理水等も可能な限り早期に移送。【完了】
 ステップ3': 2～4号機R/Bの滞留水移送ポンプにて水位低下を行い, 連通するT/B等の建屋水位を低下。連通しないC/B他については, 仮設ポンプを用いた水抜きを実施。【完了】
 ステップ3: 床ドレンサンプ等に新たなポンプを設置※1した後, 床面露出するまで滞留水を処理し, 循環注水を行っている1～3号機原子炉建屋以外の滞留水処理を完了。



※1 3号機タービン建屋サービスエリアにモルタルが流入したものの, 対応を実施し, ポンプ設置作業に影響はない。
 ※2 大雨時の一時貯留として運用しているため, 降雨による一時的な変動あり。
 ※3 2号機底部の高濃度滞留水を順次処理。

【参考】今後の滞留水貯留量と滞留水中の放射性物質について 更新予定

- 建屋滞留水と放射性物質の処理の進捗状況を以下に示す。
- 建屋滞留水処理は計画的に進め、建屋滞留水貯留量を段階的に低減させている。
- また、高い放射能濃度が確認された2号機R/B底部の滞留水処理を進める等、放射性物質についても効果的に低減させている。

		2019.03(実績)		2020.08(現在)	
				2号機T/B,Rw/Bの仮設移送完了 3号機T/B,Rw/Bと4号機T/B,Rw/B,R/B床面露出維持	
号機	建屋	貯留量	放射性物質量	貯留量	放射性物質量
1号機	R/B	約 1,800 m ³	1.4E14 Bq	約 900 m ³	1.1E13 Bq
	T/B	床面露出維持		床面露出維持	
	Rw/B	床面露出維持		床面露出維持	
2号機	R/B	約 3,200 m ³	1.1E14 Bq	約 2,100 m ³	4.4E13 Bq
	T/B	約 3,100 m ³	5.0E13 Bq	仮設設備による処理	
	Rw/B	約 800 m ³	1.3E13 Bq	仮設設備による処理	
3号機	R/B	約 3,300 m ³	5.7E14 Bq	約 2,000 m ³	4.0E13 Bq
	T/B	約 3,300 m ³	1.6E14 Bq	床面露出維持	
	Rw/B	約 800 m ³	3.9E13 Bq	床面露出維持	
4号機	R/B	約 3,200 m ³	2.9E12 Bq	床面露出維持	
	T/B	約 3,000 m ³	2.7E12 Bq	床面露出維持	
	Rw/B	約 1,200 m ³	1.1E12 Bq	床面露出維持	
集中Rw	PMB	約 11,000 m ³	4.4E14 Bq	約 7,000 m ³	1.7E14 Bq
	HTI	約 3,100 m ³	1.7E14 Bq	約 2,800 m ³	7.8E13 Bq
合計		約 37,700 m ³	1.7E15 Bq	約 14,800 m ³	3.5E14 Bq

1. 3 3・4号機滞留水移送装置の運用開始について



- これまで、2~4号機T/B,Rw/Bの床上に設置した滞留水移送ポンプで移送出来ない残水については、仮設ポンプによる水抜きを実施し、一時的な床面露出を確認。平行して、床ドレンサンブ等に滞留水移送装置（A系統、B系統）を追設する工事を進め、先行して設置を進めているA系統については、9月頃に運用可能となり、最下階の床面露出状態を維持出来る見込み。なお、B系統は12月頃に運用可能となる予定。
- A系統の中でも3・4号機側（3号機T/Bサービスエリアを除く）※¹については、更に先行して設置を進めており、8月18日より運転を開始し、床面が露出したことを確認※²。今後も床面露出状態を維持していく予定。
- A系統のうち残りの1・2号機側と3号機T/Bサービスエリアについては、9月頃に運用開始となり、B系統についても、先行して進めている3・4号機については11月頃、1・2号機側については12月頃に運用開始となる予定。

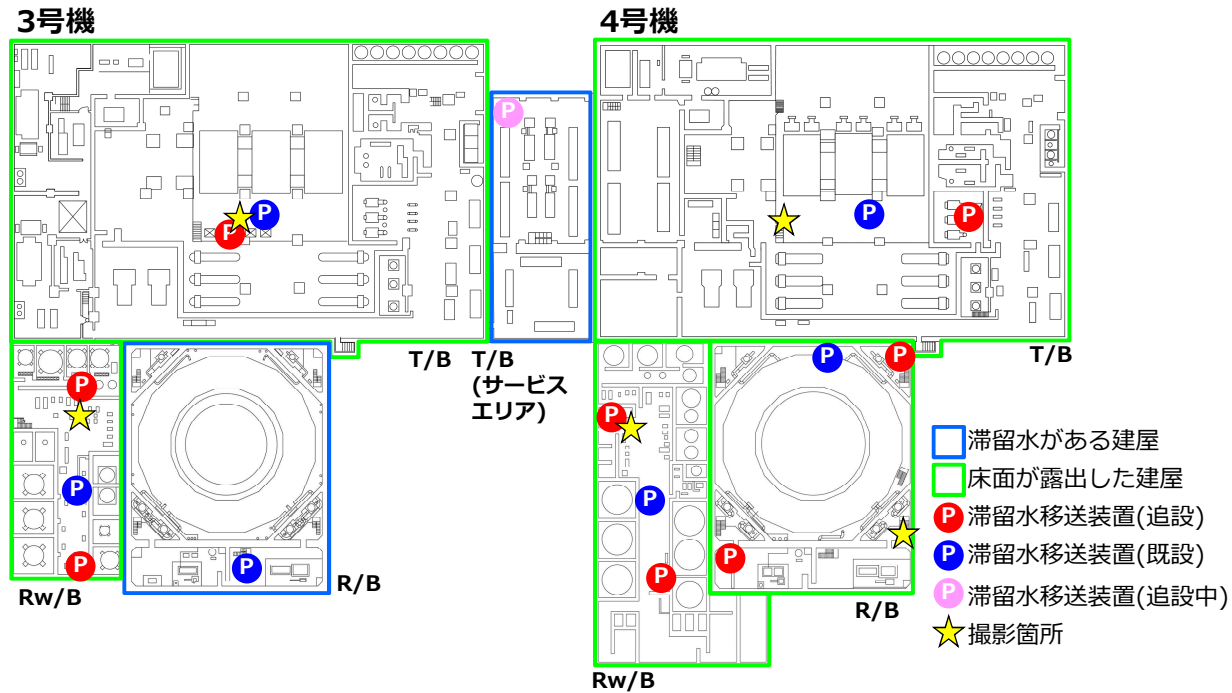
※1 3号機T/B（サービスエリアを除く），Rw/Bと，4号機R/B，T/B，Rw/B。

※2 一部（4号機R/Bトラス下部のトレンチ部）に残水が残るが、仮設設備を用いて排水実施中。

		2020年度											
		4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月
滞留水移送装置追設工程	A系統	3・4号機 ※3号機T/Bサービスエリアを除く	設置工事			試運転							運転
		1・2号機 3号機T/Bサービスエリア	設置工事				試運転						運転
	B系統	3・4号機	設置工事					試運転					運転
		1・2号機	設置工事							試運転			運転

【参考】 3・4号機の最下階の状況について

■ 3号機・4号機の床面露出状況（2020/8/19撮影）を下記に示す。



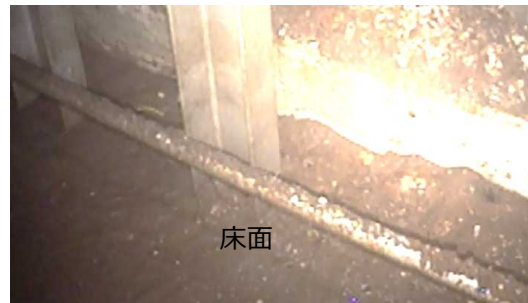
4号機Rw/B最下階床面



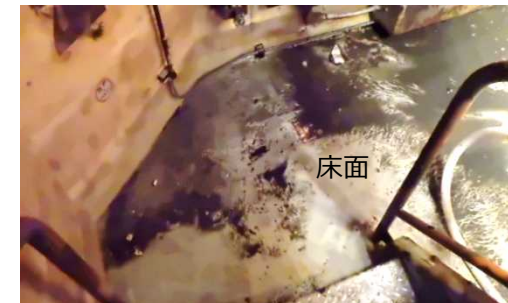
4号機T/B最下階床面



3号機T/B最下階床面



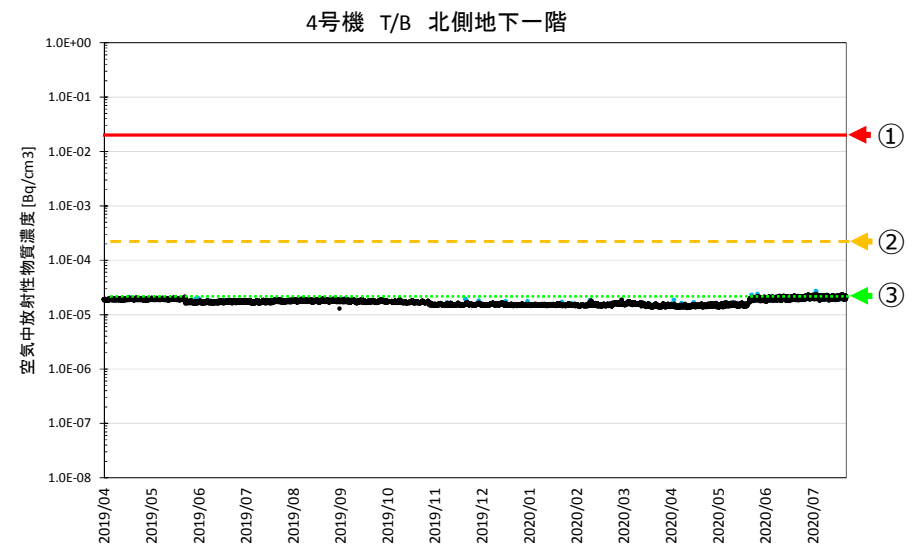
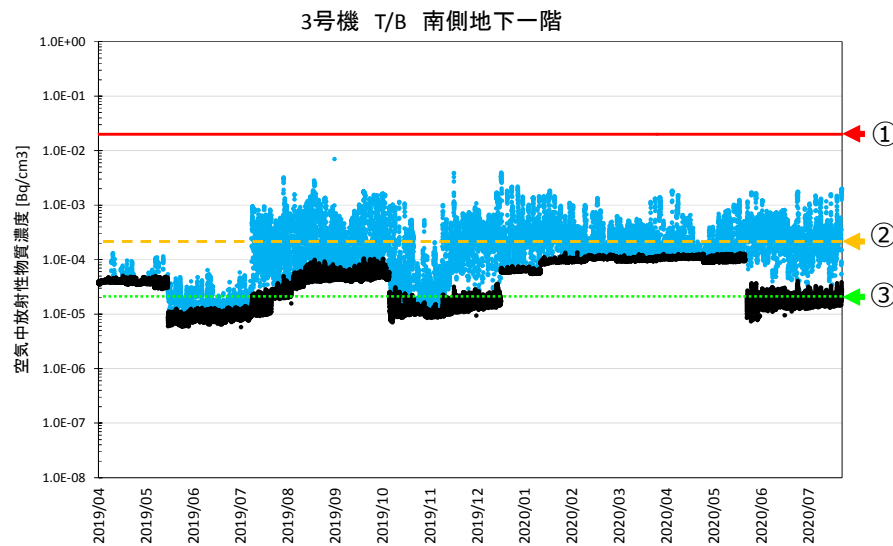
3号機Rw/B最下階床面



4号機R/B最下階床面

【参考】 3・4号機の最下階のダストの状況について

- 3・4号機T/B最下階のダスト濃度を連続ダストモニタにより測定中。
- ダスト濃度は、最下階中間部の床面露出以降も、作業等による一時的な上昇があるものの、全面マスクの着用基準レベル（ 2.0×10^{-4} [Bq/cm³]) 程度で推移している。なお、地下階の開口部は閉塞している。
- Rw/B, 4号機R/Bについても同様の傾向を確認している。
- なお、建屋内ダスト濃度と1～4号機建屋周辺及び周辺監視区域境界との相関はなく、ダスト飛散影響は見られない。



● 測定値（検出限界以上）
● 検出限界値

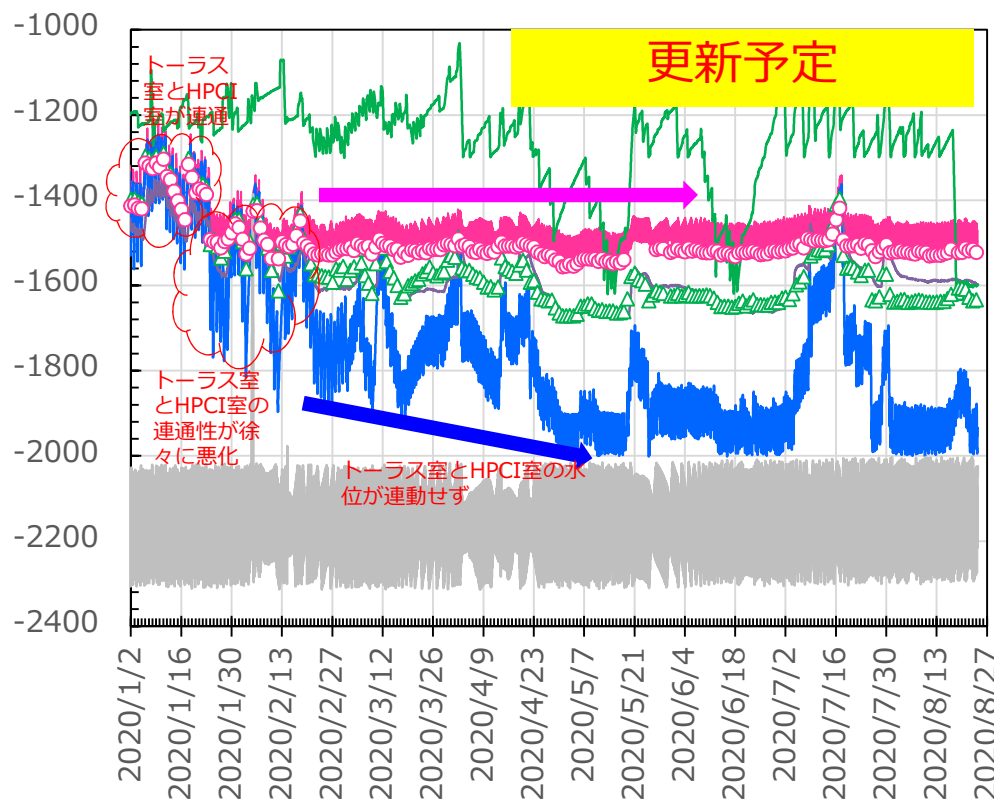
← ① 全面マスクの使用上限： 2.0×10^{-2} Bq/cm³ ← ② 全面マスクの着用基準： 2.0×10^{-4} Bq/cm³ ← ③ 周辺監視区域外の空气中濃度限度： 2.0×10^{-5} Bq/cm³

<備考>

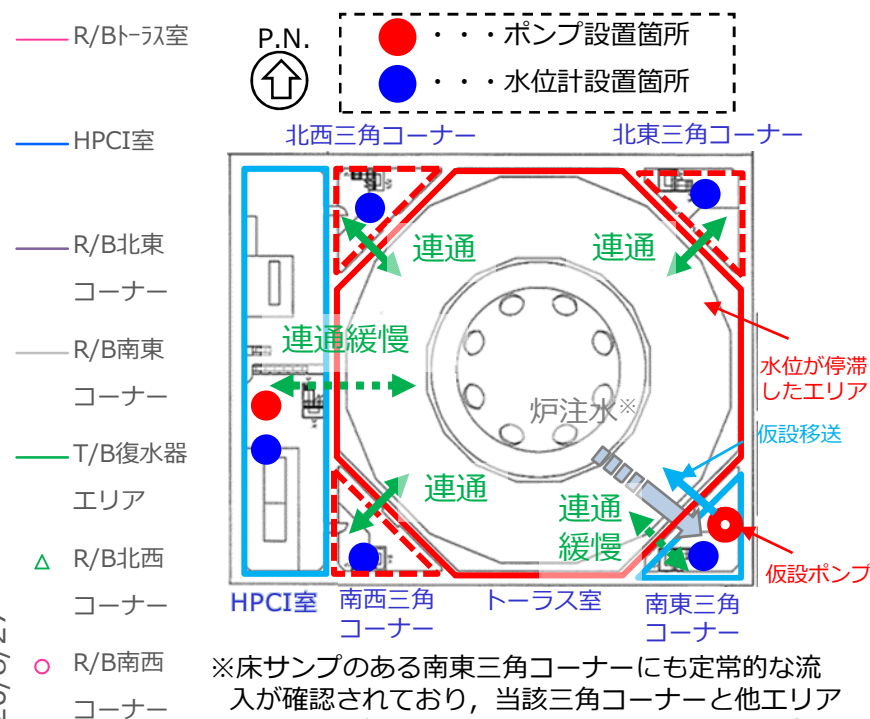
- 主な核種（β_γ）：Cs-134, Cs-137 ● ダスト濃度の一時的な上昇は、作業等によるもの ● ダスト抑制対策として、開口部を閉塞済
- 検出限界値の段階的な変動は、検出器の校正による影響

1. 4 3号機原子炉建屋トラス室の水位について (1/2)

- 3号機R/B滞留水は、これまでHPCI室に設置した滞留水移送ポンプにてR/B全体の水位低下を進め、T.P.-1,800程度まで水位を低下。
- 建屋水位低下を進めていく中で、3号機R/Bトラス室の水位とポンプ設置エリア（HPCI室）の水位との連動が徐々に緩慢になり、トラス室は他エリアより高いT.P.-1,500付近で停滞傾向となったことを確認。
- なお、当該エリアは炉注水による定常的な流入※があるため、当該エリアの水位を低下させるためには、定常的に排水する設備の設置が必要。



3号機水位トレンド



※床サンプルのある南東三角コーナーにも定常的な流入が確認されており、当該三角コーナーと他エリアの連通性も緩慢になってきたことから、当該三角コーナーからトラス室へ排水している状況。

1. 4 3号機原子炉建屋トーラス室の水位について (2/2)

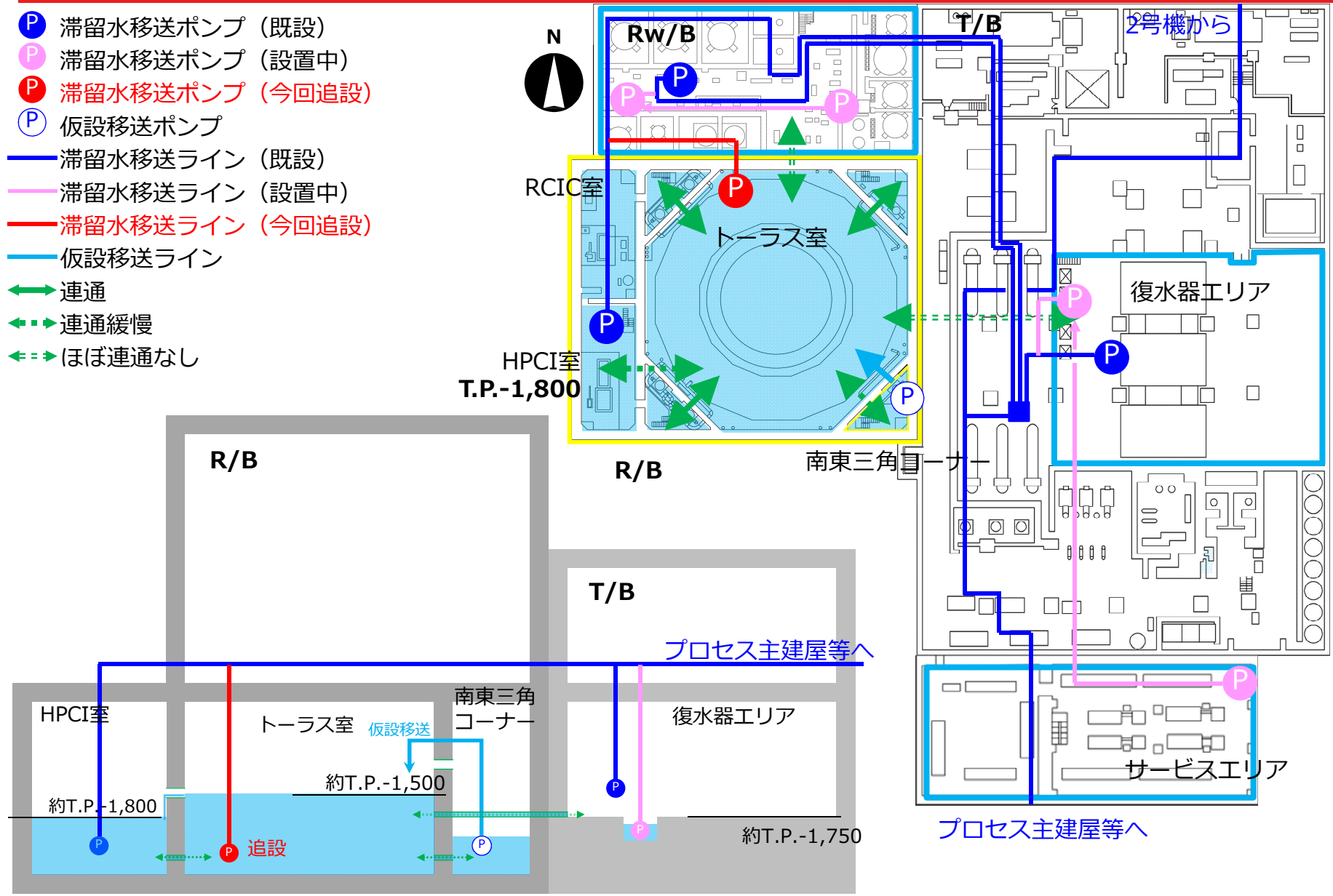


- 3号機T/B,Rw/B滞留水は床面（T.P.-1750程度）露出をしているが，R/Bトーラス室水位（T.P.-1500程度）の方が高く，下記の懸念があることから，早期に当該エリアにポンプを設置する。
 - ✓ T/B,Rw/BとR/Bの連通性が良くなった場合，高濃度のR/B滞留水が床面露出したT/B，Rw/Bに流出する可能性
 - ✓ 1・2号機側と3号機T/Bサービスエリアの床面露出後も，サブドレン水位は3号機R/Bトーラス室の滞留水水位に水位差を考慮した設定となるため，当初計画よりサブドレン水位が高くなり，地下水流入量抑制効果が減少
- なお，2021年以降もR/B滞留水処理を進めていくにあたり，各エリアの連通性が更に緩慢になる可能性もあるが，R/B内は高線量であることから，作業被ばく量を抑制するため，予めポンプ等の準備を行い，連通性の悪化が確認された場合は，速やかにポンプを設置する。

項目	2020年					2021年					
	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	4月	5月	6月
実施計画	申請	現在									
ポンプ・配管設置		[Blue bar from Sep to Dec]							更新予定		
水位計・制御装置設置						[Blue bar from Jan to Apr]					
検査・運転				検査	試運転	試運転	手動運転		検査	試運転	自動運転

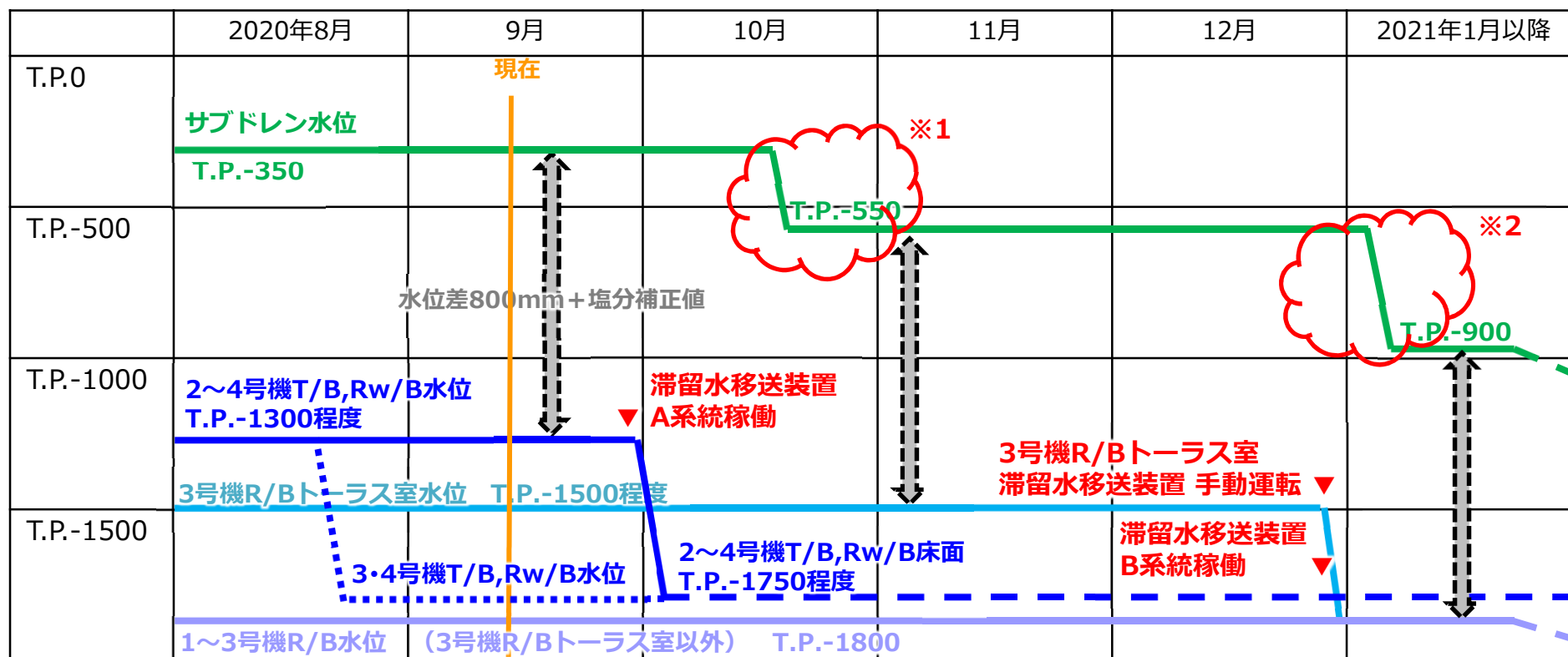
【参考】 3号機原子炉建屋トラス室の水位とその他の箇所の関係

- P 滞留水移送ポンプ (既設)
- P 滞留水移送ポンプ (設置中)
- P 滞留水移送ポンプ (今回追設)
- P 仮設移送ポンプ
- 滞留水移送ライン (既設)
- 滞留水移送ライン (設置中)
- 滞留水移送ライン (今回追設)
- 仮設移送ライン
- 連通
- - - 連通緩慢
- ⇄ ほぼ連通なし



1. 5 今後のサブドレンの水位低下計画について

- 現状のサブドレン水位は、2~4号機T/B・Rw/Bの既設滞留水移送装置で移送出来ない残水（T.P.-1300程度）に水位差（800mm+塩分補正）を考慮し、T.P.-350と設定。
- 9月頃に床ドレンサンプに設置した滞留水移送装置A系統（1~4号機）が稼働し、2~4号機T/B・Rw/Bの最下階の床面（T.P.-1750程度）の露出状態を維持出来る見込みであるが、その後にサブドレン水位を低下させる場合は3号機R/Bトールラス室水位（T.P.-1500程度）が比較対象となるため、サブドレン水位は水位差を考慮したT.P.-550程度となる。
- T.P.-550以降のサブドレン水位低下は、3号機R/Bトールラス室水位の低下状況等を考慮し、1~3号機R/B滞留水水位の水位低下に合わせて計画していく。



※1 サブドレン水位をT.P.-550に低下するタイミングは、滞留水移送装置A系統の安定稼働の状況、台風等の状況を勘案して計画

※2 サブドレン水位をT.P.-550以下に低下するタイミングは、3号機R/Bトールラス室の水位低下状況等を考慮して計画

1. 建屋滞留水処理の進捗状況について
2. Sr処理水の処理状況について

2. 1 運用タンク以外のタンク内のSr処理水のALPS処理完了 **TEPCO**

- 溶接型タンクに貯留しているSr処理水のうち、日々の水処理に必要な「運用タンク」以外の水（「貯留タンク」の水）については、漏えい時のリスクを考慮し、2019年12月より多核種除去設備による処理を優先的に進め、2020年8月8日に処理が完了^{※1}した。

※1 ポンプインターロック水位以下の残水 約6,500m³を除く

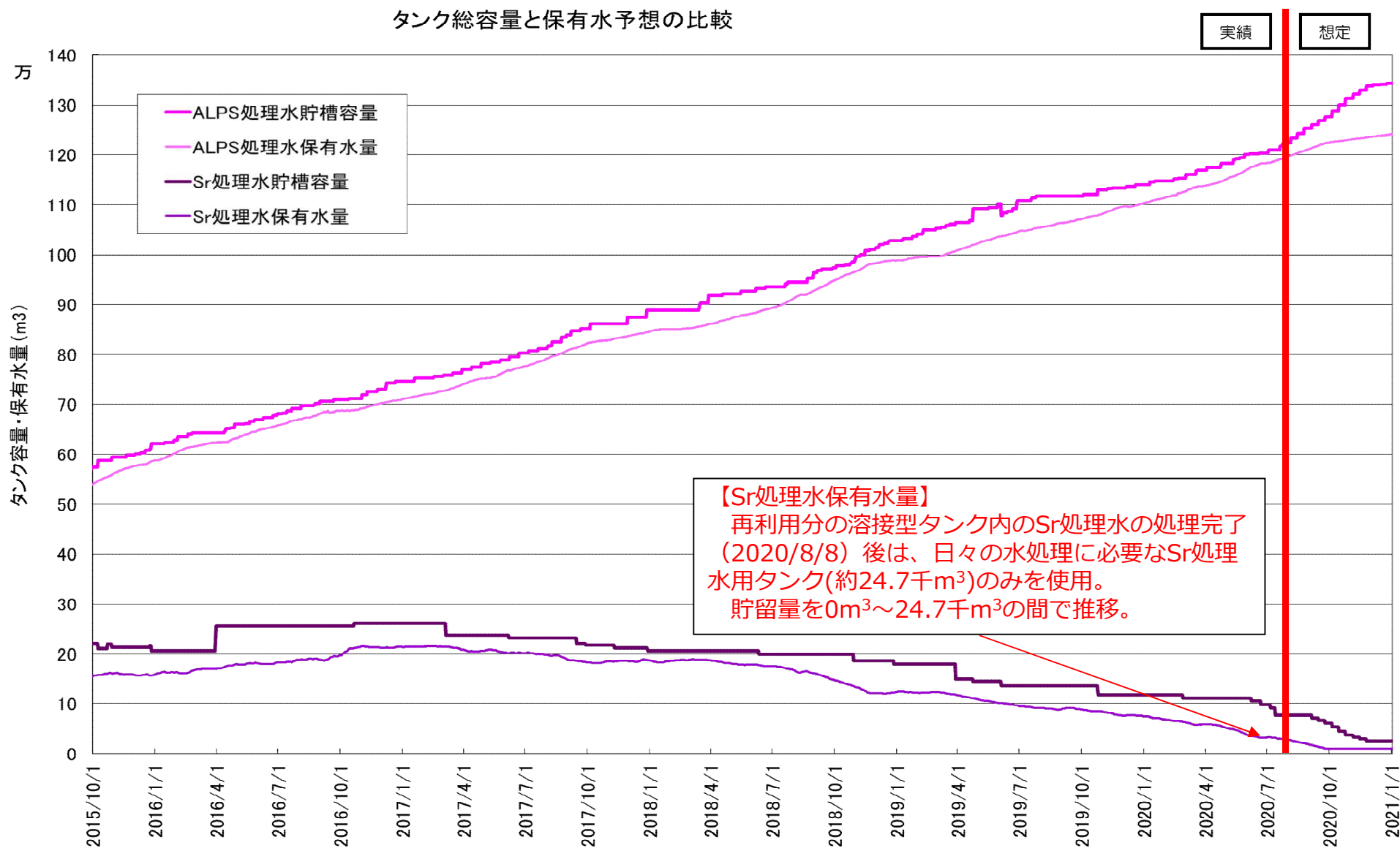
< 処理水タンク一覧 >

対象		設備容量	ステータス	処理完了時期	
溶接型 タンク	Sr処理水	運用タンク (一時貯留タンク)	約2.47万m ³	運用中	—
		ALPS処理水タンク として再利用予定^{※2}	約9.7万m³	完了 (今後残水回収予定)	2020年8月8日 水抜き完了
	ALPS処理水	約119.8万m ³ (2020.7.23時点 ^{※3})	貯留中	—	

※2 ALPS処理水タンクとして再利用予定（一部は再利用中）

※3 再利用タンクは除く

2. 2 タンク容量と貯留水量の実績と想定



1/2号機SGTS配管撤去に向けた 今後の調査方針について（案）

2020年9月8日

TEPCO

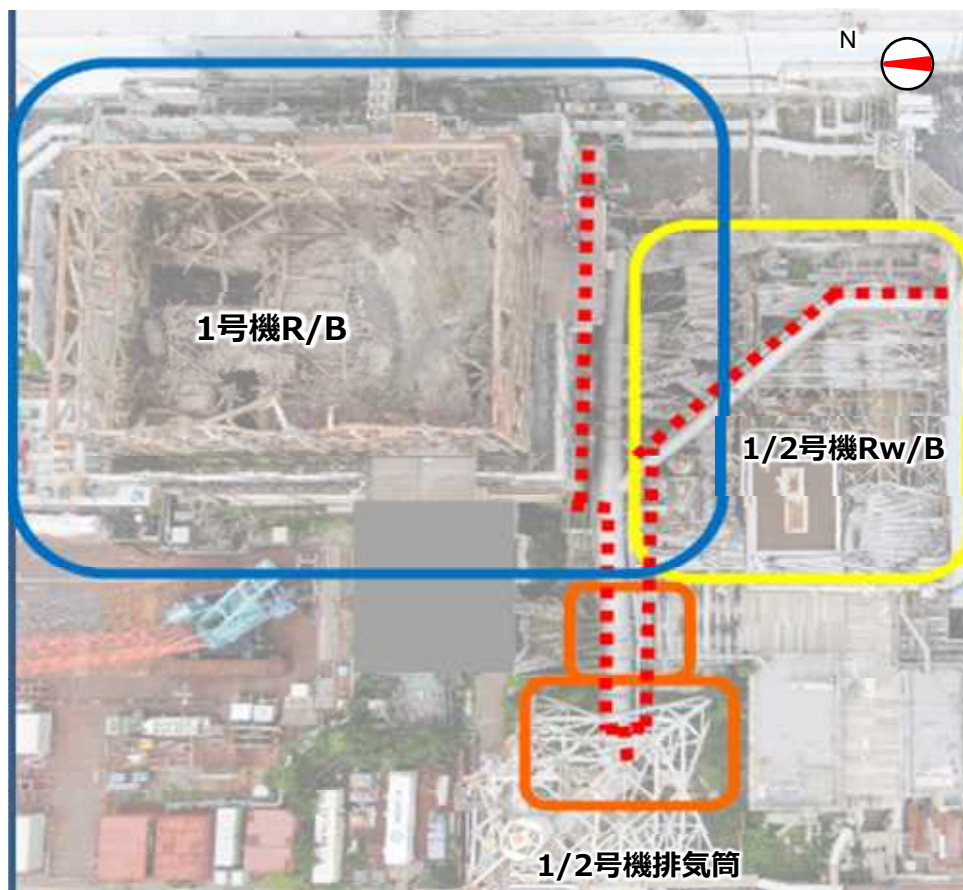
東京電力ホールディングス株式会社

1. 概要

■ 目的

1/2号機非常用ガス処理系（以下、SGTS）配管については、以下の理由により撤去を検討中である。

- 1/2号機廃棄物処理設備建屋（以下Rw/B）雨水対策工事範囲と干渉していること。
- 1号機原子炉建屋（以下R/B）大型カバー設置計画範囲と干渉していること。
- 1/2号機排気筒下部の現場環境の改善（線量低減）を図ること。



■ ■ ■ ■ 1/2号機SGTS配管

1/2号機Rw/B雨水対策との干渉範囲

1号機R/B大型カバー設置との干渉範囲

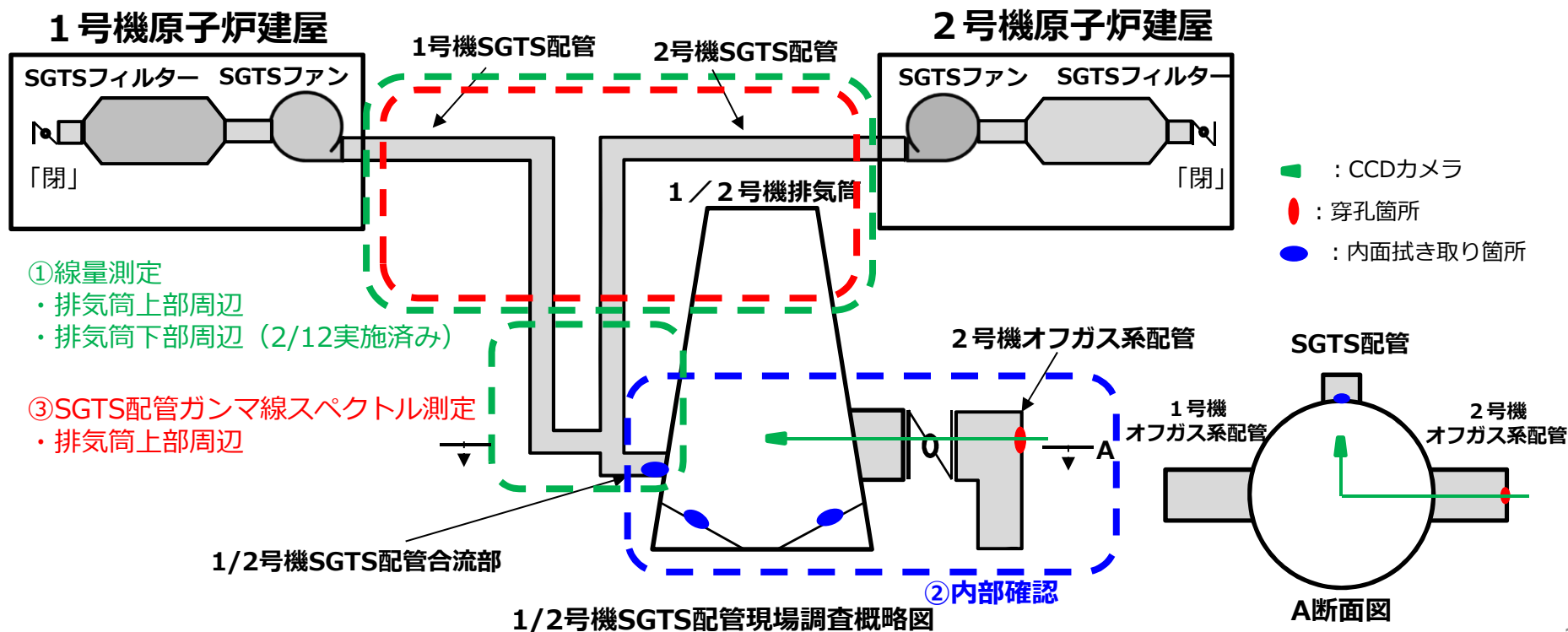
1/2号機排気筒下部の環境改善

2. 1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施状況

1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査のうち、SGTS配管及び排気筒内部の調査を実施する。

- 撤去工法の検討
 - SGTS配管近傍放射線量率／外面調査 (5/14、15)
 - 雨天時の主排気筒底部の状況確認 (5/20)
 - **SGTS配管ガンマ線スペクトル測定 (実施時期調整中)**
- 福島第一原子力発電所事故過程の解明に資する調査
 - 主排気筒底部の線量測定 (4/6、9、5/20、6/5)
 - 主排気筒内部の内面拭き取りサンプリング (5/20、6/5)

赤字：今回、報告



■ SGTS配管撤去工法の検討

- 撤去工法の検討を行うため、SGTS配管外面近傍の放射線量率測定及び配管の健全性調査を実施。
 - 1号機及び2号機Rw/B上部のSGTS配管近傍の放射線量を測定し、2号機側に高い放射線量が確認された。（最大約650mSv/h）
 - 排気筒下部周辺のSGTS配管線量調査を実施し、最大で排気筒接続部にて約4.3Sv/hを確認した。
 - 配管外面確認の結果、瓦礫の衝突が原因と思われる配管表面の防水・防食テープ剥離が確認されたが、割れ等は確認されなかった。
- 1/2号機排気筒ドレンサンプルピット水が高濃度のまま継続している要因として、SGTS配管内部からの流入が考えられたことから、排気筒内部を確認した。
 - 雨天時に排気筒内部へカメラを挿入し調査を実施し、SGTS配管からの雨水流入の無いことを確認した。したがって、SGTS配管は、1/2号機排気筒ドレンサンプルピット水の放射線濃度高の原因となっていないことを確認した。

3-2. 1/2号機SGTS配管調査結果

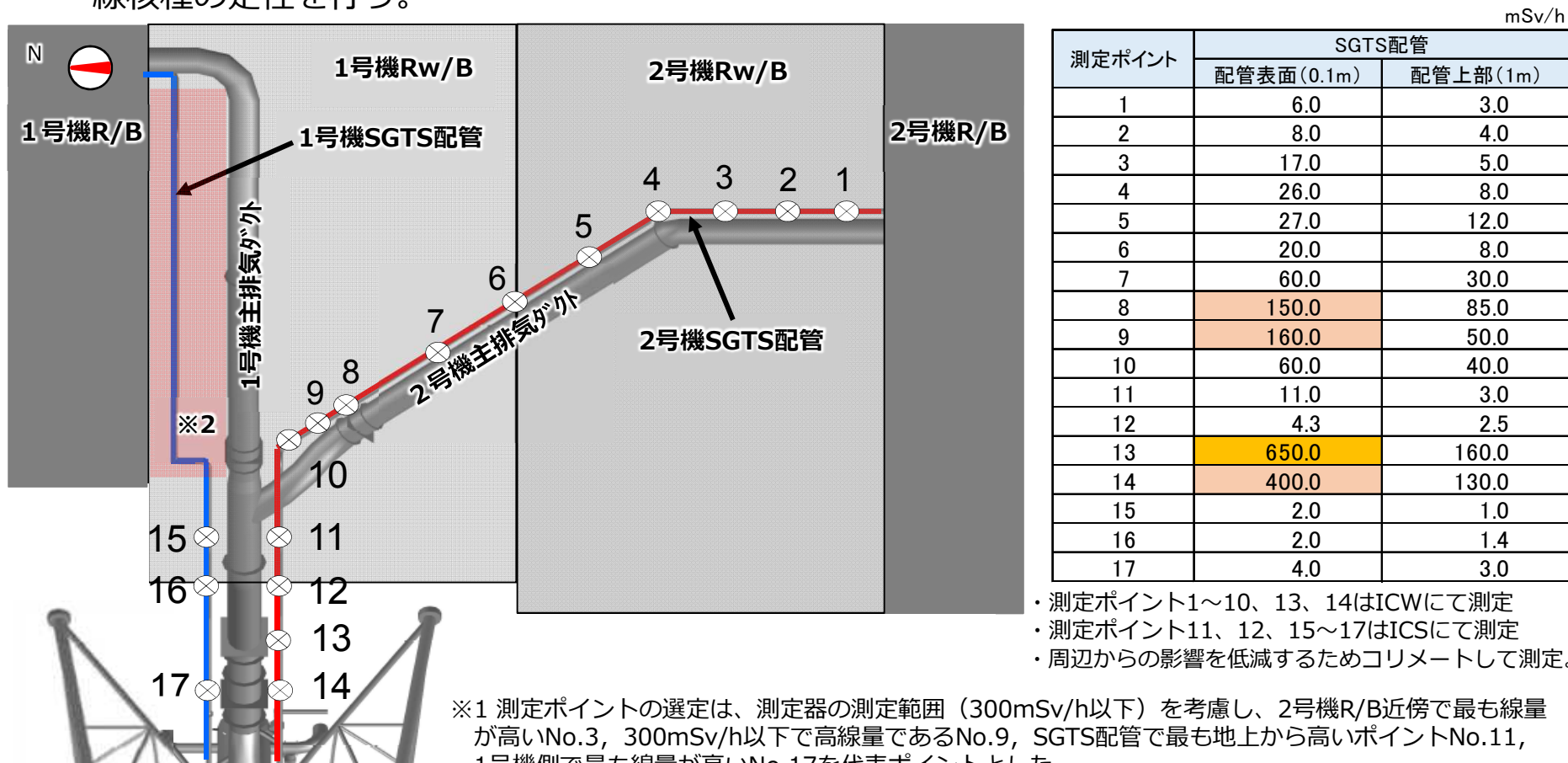
- 福島第一原子力発電所事故過程の解明に資する調査
 - 福島第一原子力発電所事故過程の解明に資することを目的に排気筒内部線量測定調査を実施。
 - 配管穿孔箇所より線量計を装着した操作ポールを排気筒内部へ挿入し線量測定を実施。最大で820mSv/hを確認。
 - SGTS配管内部の汚染状況（遊離性の放射性物質）を把握するために、内面拭き取りサンプリングを実施
 - SGTS配管内部の内面拭き取りサンプリングを実施し出来たが、ろ紙の線量が高いため、所外搬出し分析を実施する。

4-1. SGTS配管ガンマ線スペクトル測定

- 配管切断時の拡散評価をするために、ガンマ線スペクトル測定にて核種の定性を行う。

➤ 測定方法

- ・ クレーンにて測定装置(P6 4-2.参照) を吊上げて、下記測定ポイントNo.3,9,11,17※¹の配管外側に測定装置を吊おろし（配管表面から約16cm上）ガンマ線スペクトル測定を行いガンマ線核種の定性を行う。



- ・ 測定ポイント1～10、13、14はICWにて測定
- ・ 測定ポイント11、12、15～17はICSにて測定
- ・ 周辺からの影響を低減するためコリメートして測定。

※1 測定ポイントの選定は、測定器の測定範囲（300mSv/h以下）を考慮し、2号機R/B近傍で最も線量が高いNo.3、300mSv/h以下で高線量であるNo.9、SGTS配管で最も地上から高いポイントNo.11、1号機側で最も線量が高いNo.17を代表ポイントとした。

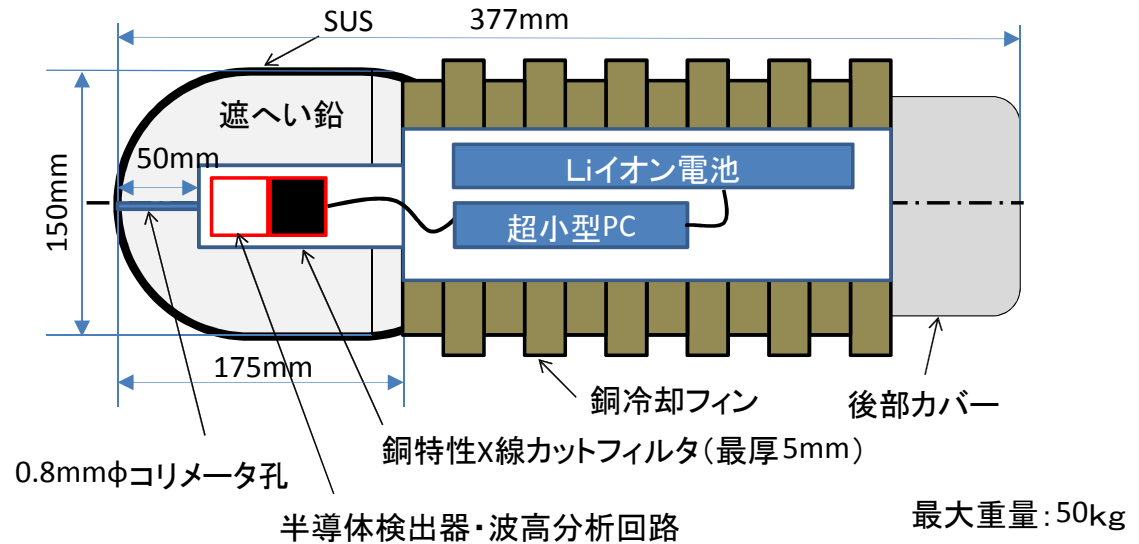
※2 1号機原子炉建屋カバー架構下部のため、クレーンによる線量測定不可。

4-2. スペクトル測定器の概要

■ 測定器の外観



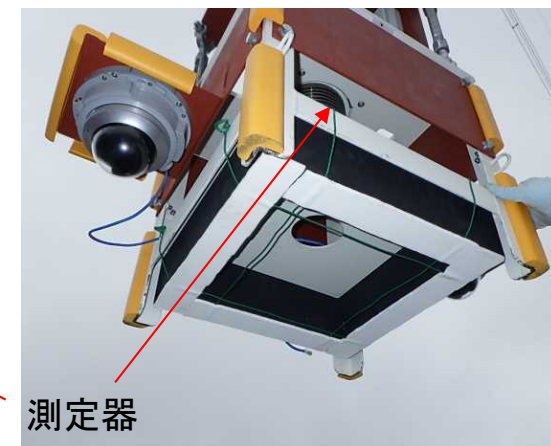
■ 測定器の構造（内部に半導体検出器、PC等をセット）



■ 半導体検出器※1、PC、バッテリー



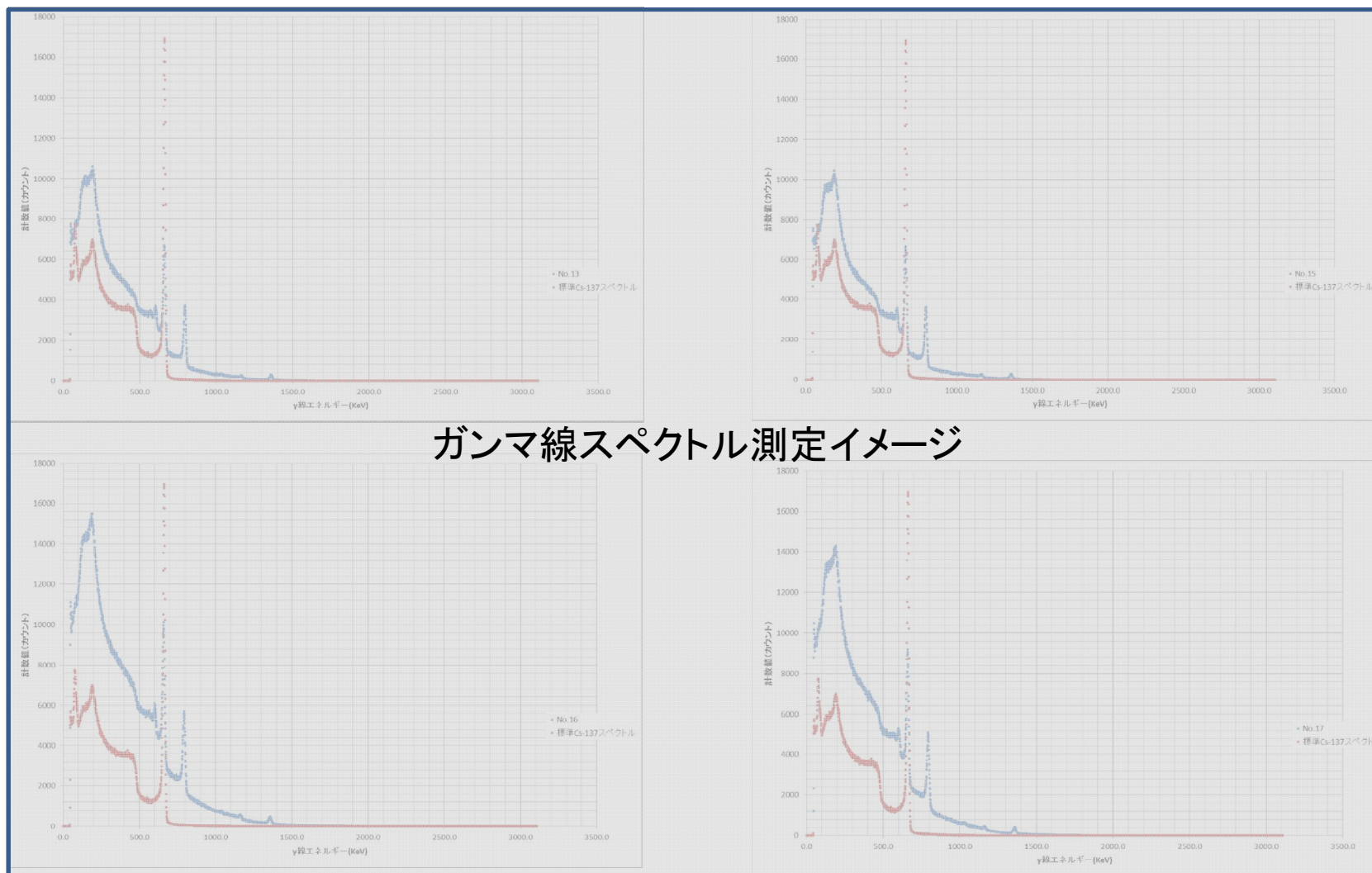
■ 吊り上げ架台



※1：CdZnTe半導体を用いたガンマ線検出器（測定範囲 300mSv/h以下）

4-3. SGTS配管ガンマ線スペクトル測定結果

- ガンマ線スペクトルを測定した結果、



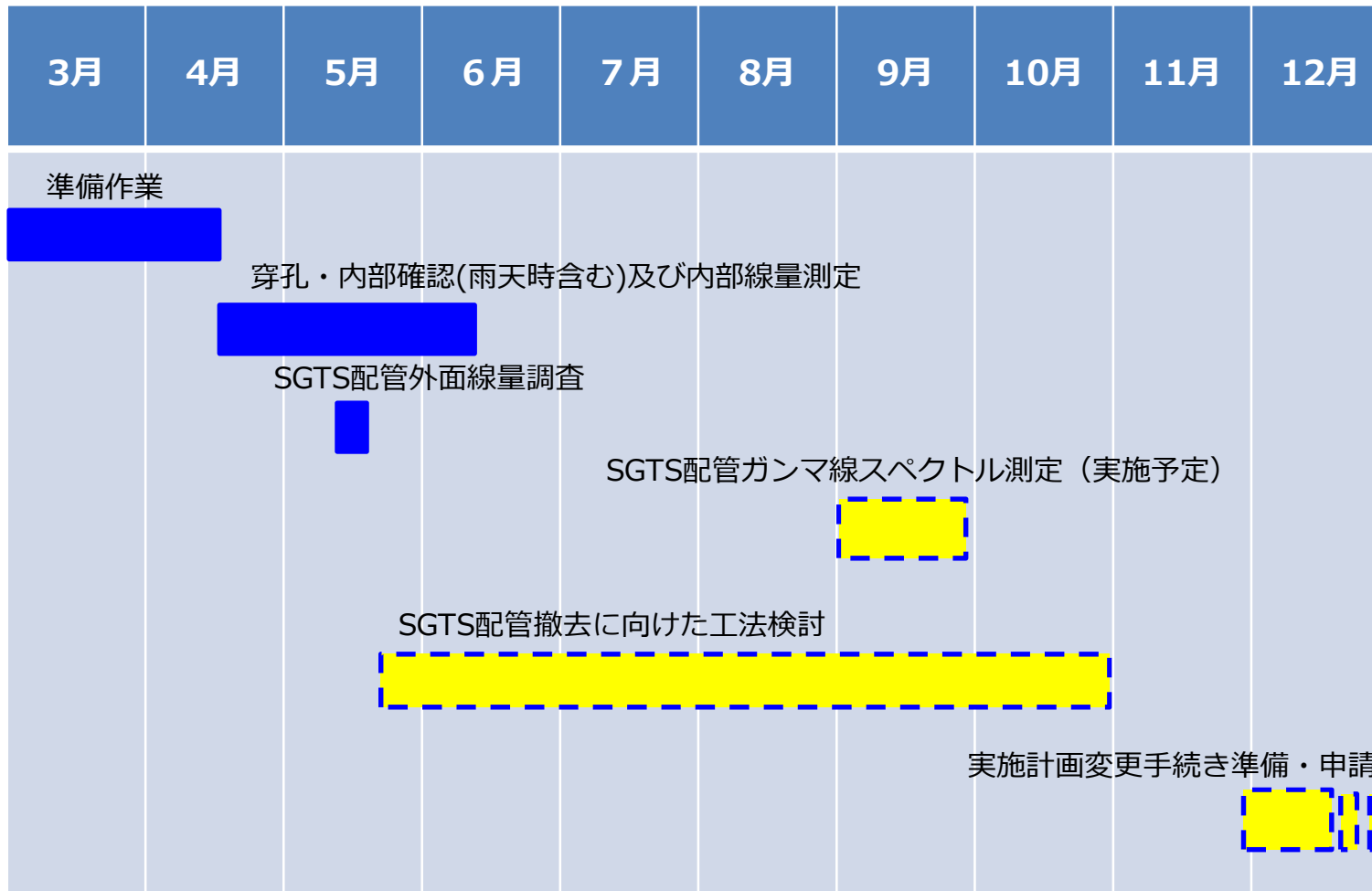
ガンマ線スペクトル測定イメージ

ガンマ線スペクトル測定結果

5. 今後のスケジュール

○今後の予定（日程調整中）

- ・今後、更なる追加調査も検討し、SGTS配管撤去に向けて工法検討を行う。



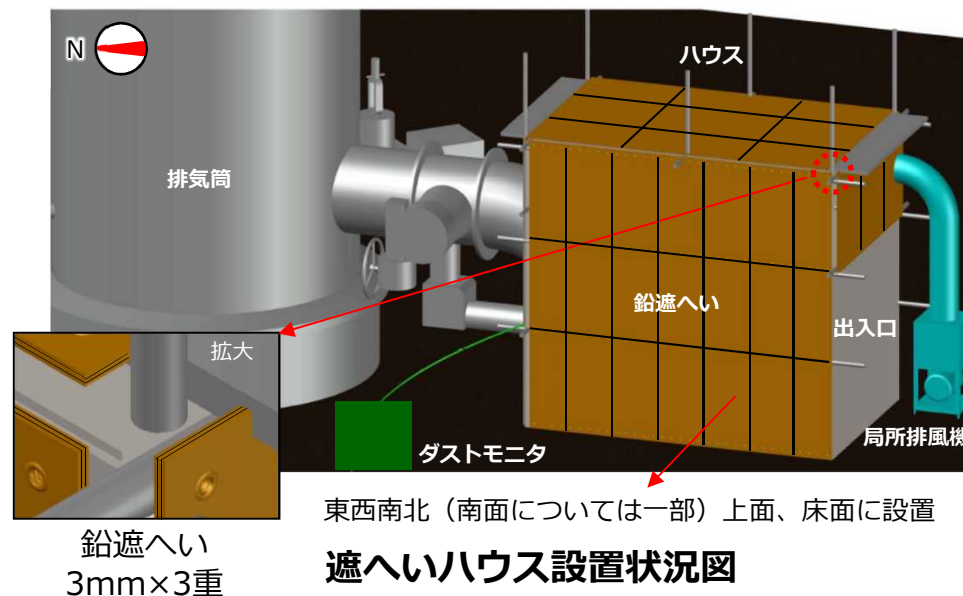
以下、参考資料

○作業概要

- ・被ばく低減対策として、ハウス壁面等に鉛遮へいの設置。
- ・無線式APDにて作業員の被ばく線量の監視。
- ・ダスト対策として、ハウス及び局所排風機の設置による飛散防止・ダストモニタにて常時ダスト濃度の監視。

○ダスト状況

作業前後にて有意な変動なし



○現在までの被ばく線量

	計画	作業全体実績 (3/22~6/5)
総人工	271人	288人
総被ばく線量	142.81人・mSv	122.88人・mSv
最大被ばく線量	10.44mSv	9.65mSv
個人日最大線量	—	2.03mSv

調査作業時 (4/6・9、5/14・15・ 20、6/5)
127人
64.79人・mSv
—
1.62mSv

○ 内部確認

- ・ 排気筒底部にスラッジ等の堆積物および飛散防止剤が溜まっており、排気筒サンプドレン配管は確認できなかった。
- ・ SGTS配管からの水の流入は確認されなかった。今後、雨天時に再度内部確認を実施予定。



○ 排気筒底部堆積状況

- ・ホッパー（ろうと）部の容積は約0.7m³
- ・画像から堆積物は概ねホッパー全面に堆積しているが、図2に示す通り中央部が厚く外周方向に向けて薄く堆積している状態で外周部では錆びた地肌も確認できる。
- ・飛散防止剤はホッパー中央部の堆積物上に溜まっていることから、中央がやや沈みこんでいると考えられるため、堆積物の量は0.7m³より小さい。
- ・排気筒底部の堆積物は、経年的に劣化した排気筒内面のライニング片や錆、砂礫等であると考えるが、堆積した時期については排気筒設置後（約50年）のどの時期であるかは断定できない。

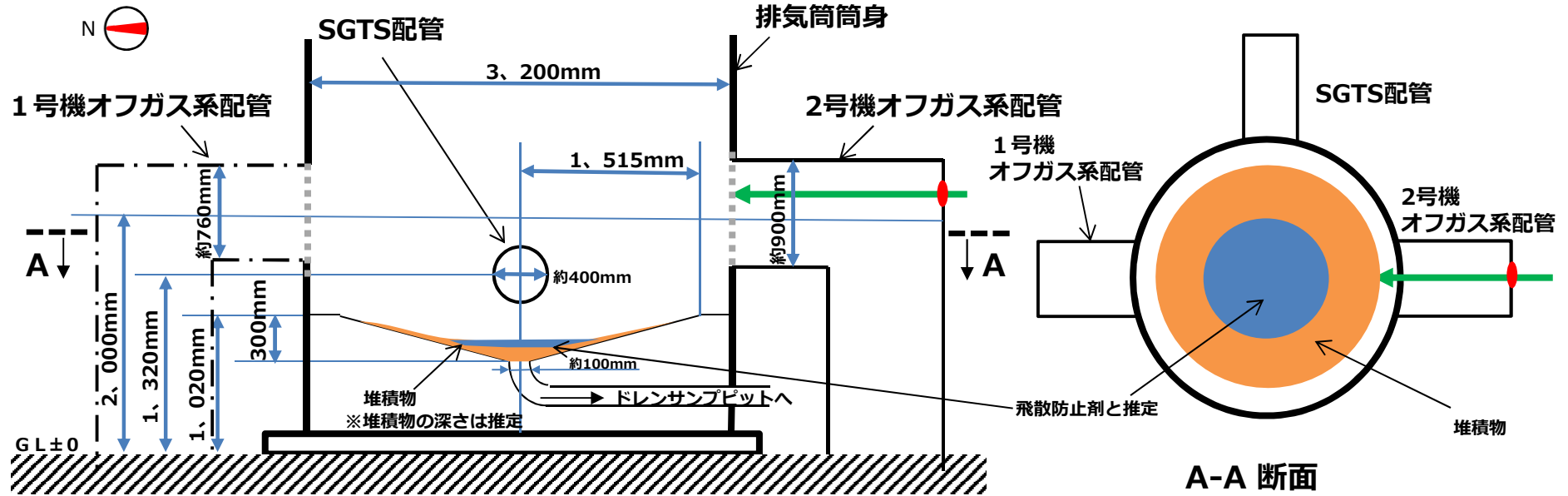


図2：1/2号機排気筒下部（堆積状況）断面図

●：穿孔箇所

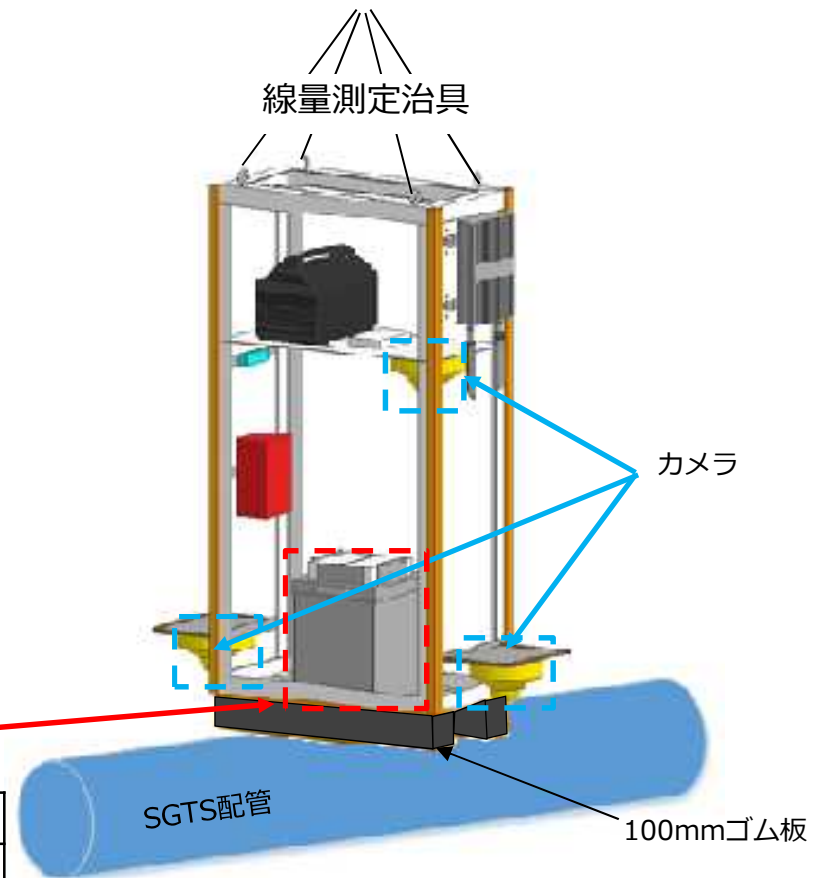
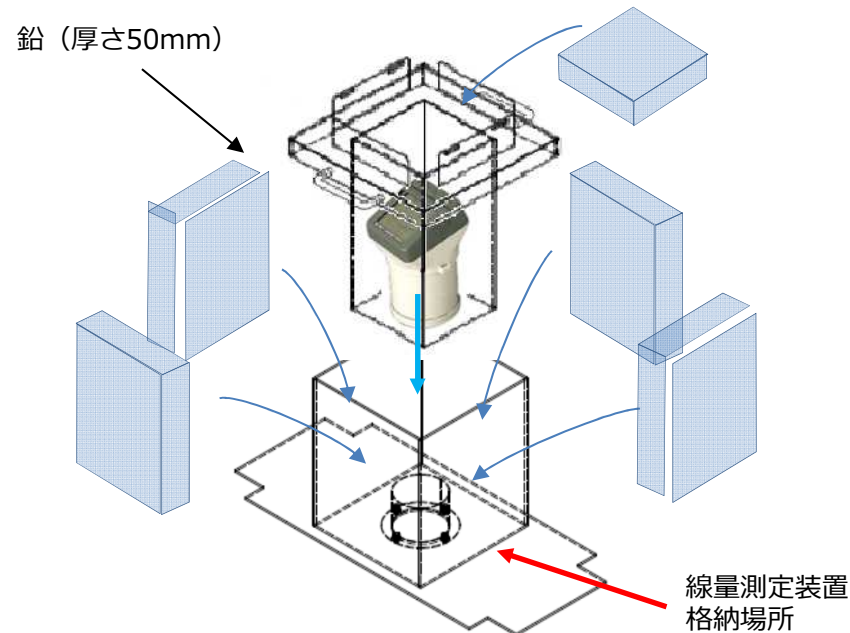
SGTS配管近傍線量調査について

○ 実施内容

散乱線の影響低減を図るため、厚さ50mmの鉛でコリメートした線量計を線量測定治具内に装着し、750tクローラクレーンにて吊上げSGTS配管直上0.1m及び1m高さの線量調査を実施。合わせて、線量測定治具内に固定したカメラで配管外面確認を実施。

○ 実施日

5月14日（木）、5月15日（金）

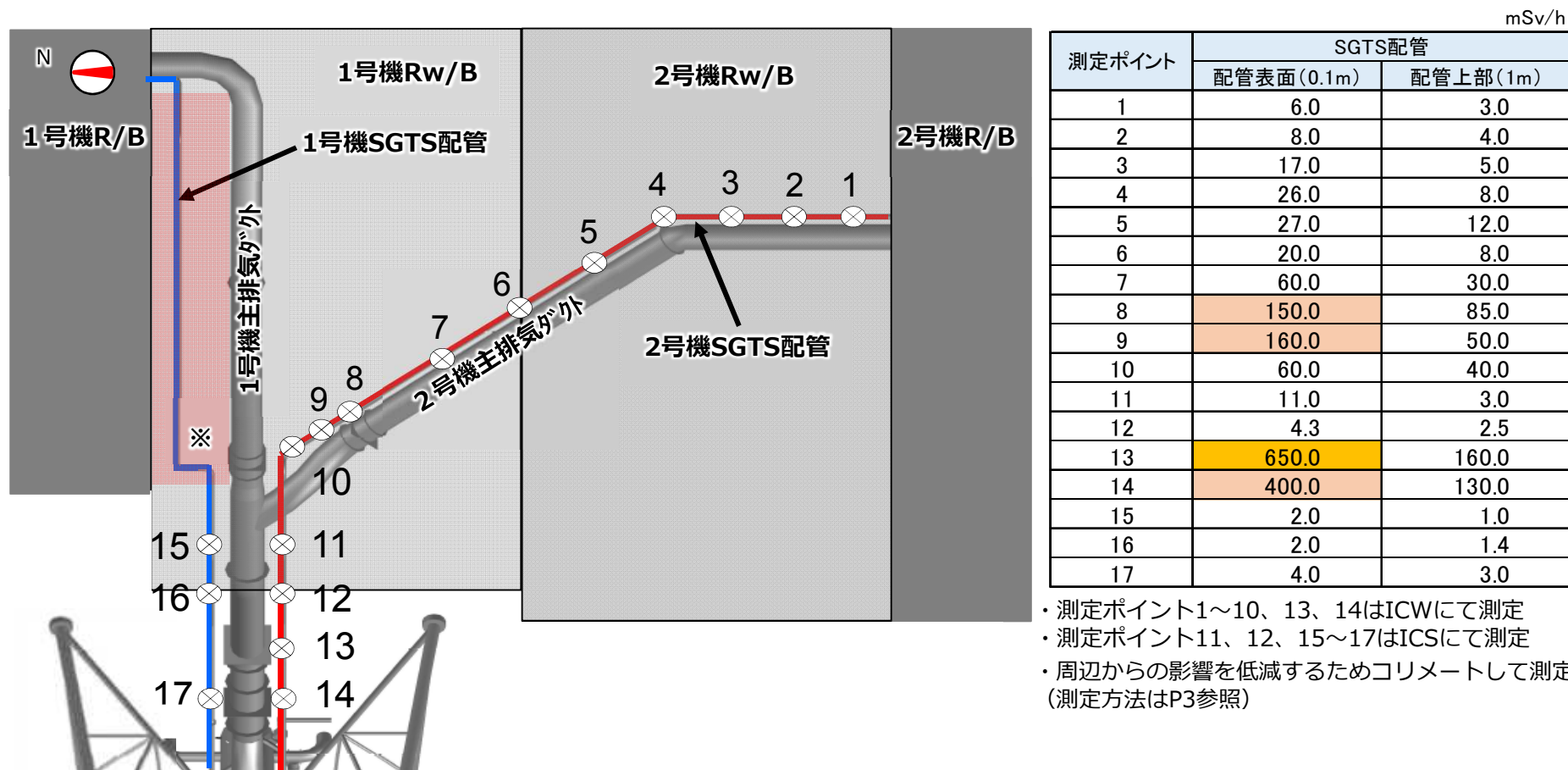


SGTS配管外面線量測定イメージ図

線量計仕様		
品名	電離箱式サーベイメーター (ICW)	電離箱式サーベイメーター (デジタル表示) (ICS)
測定範囲	0.001~1000mSv/h	0.001~300mSv/h

(1) SGTS配管近傍線量調査結果

- ・ 1号及び2号Rw/B上部のSGTS配管近傍の放射線量を概ね3～5m間隔で測定を実施。
- ・ 測定ポイントのうち比較的高い放射線量はNo.8、No.9、No.13、No.14にみられ、最も高い値は、No.13の2号機SGTS配管表面から高さ0.1mの位置で約650mSv/hであった。

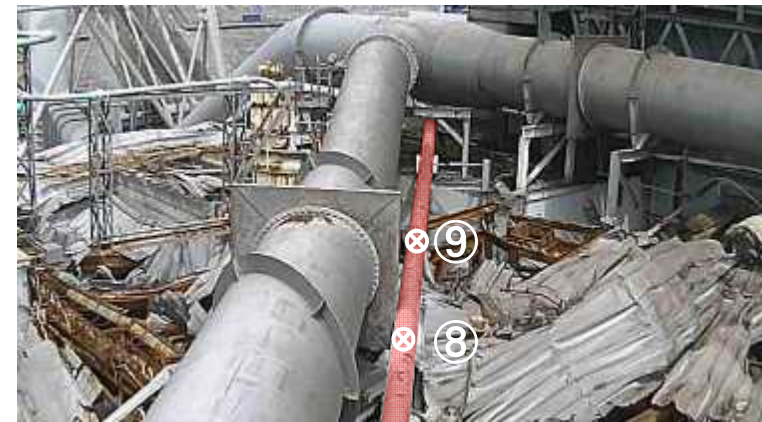
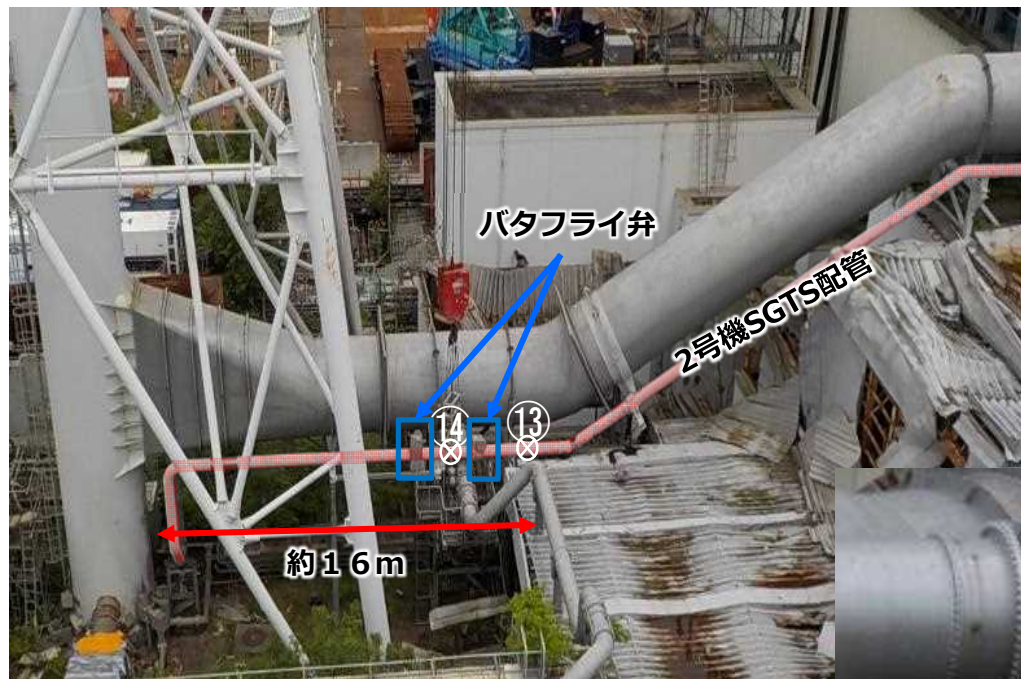


- ・ 測定ポイント1～10、13、14はICWにて測定
- ・ 測定ポイント11、12、15～17はICSにて測定
- ・ 周辺からの影響を低減するためコリメートして測定。(測定方法はP3参照)

※ 1号機原子炉建屋カバー架構下部のため、クレーンによる線量測定不可

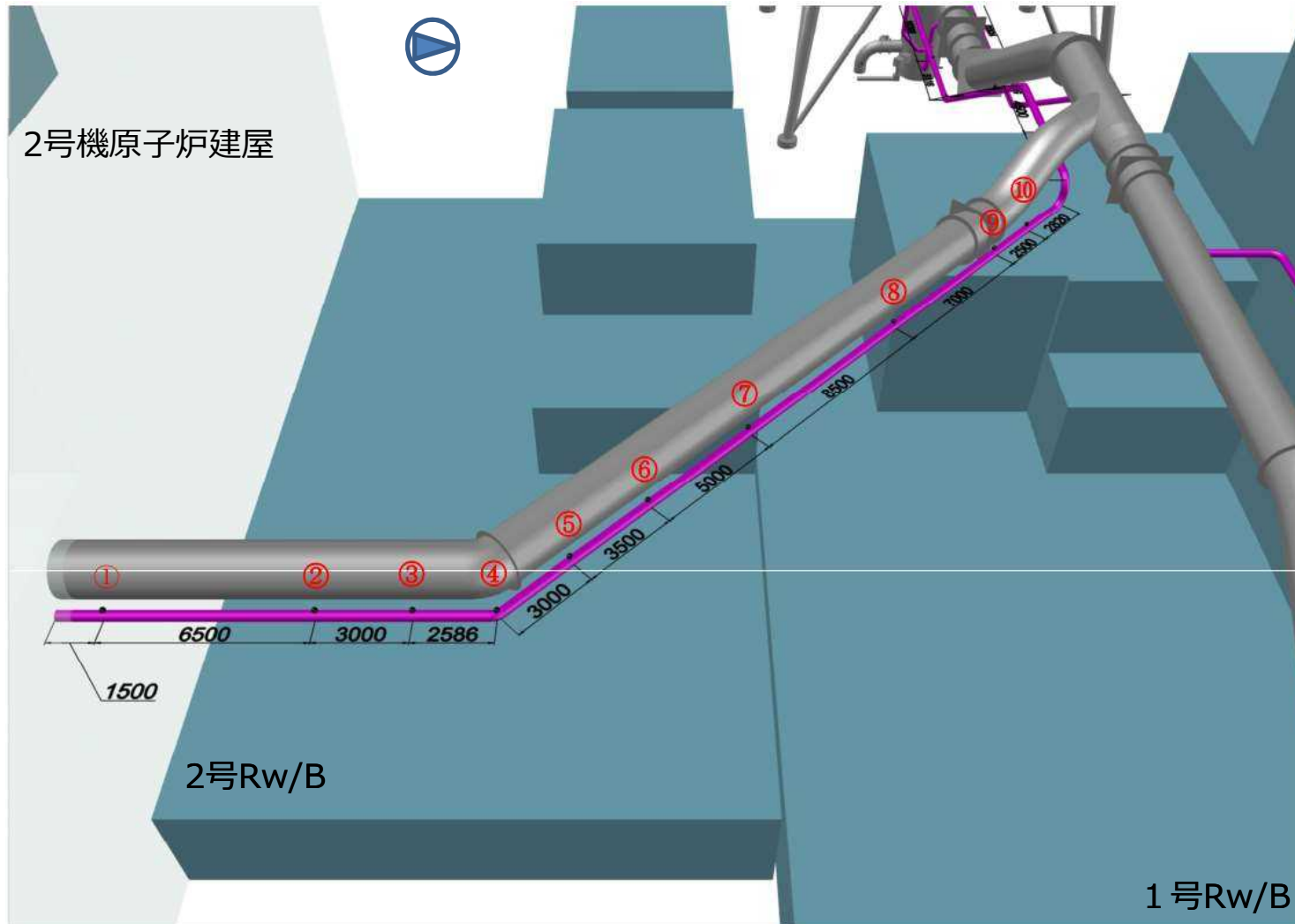
(2) 高線量箇所について

- ・ 高い放射線量が確認された、No.13(650mSv/h)及びNo.14(400mSv/h)付近にはバタフライ弁が設置されているため、放射性物質が止まりやすい環境も考えられる。
 - ・ 一方、No.8/9(⑧150mSv/h、⑨160mSv/h) に関しては水平配管部分であった。
- ※周辺からの影響を低減するためコリメートして測定。



線量測定位置の推定①

5月14日・15日に実施したSGTS配管近傍線量測定の実測位置を図面と作業時の画像などから推定した。

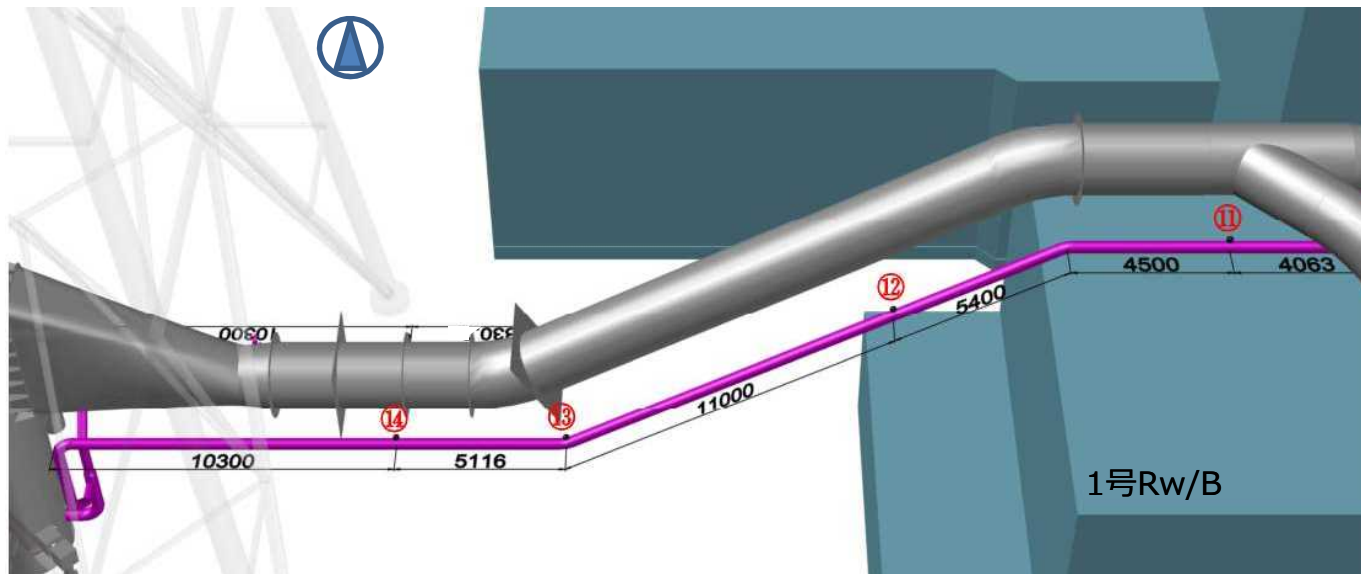


2号機上流側
(単位: mm)

位置	距離*
2号壁面～測定点①	1,500
測定点①～測定点②	6,500
測定点②～測定点③	3,000
測定点③～測定点④	2,586
測定点④～測定点⑤	3,000
測定点⑤～測定点⑥	3,500
測定点⑥～測定点⑦	5,000
測定点⑦～測定点⑧	8,500
測定点⑧～測定点⑨	7,000
測定点⑨～測定点⑩	2,500
測定点⑩～配管立上部	2,820

*数値は推定値 16

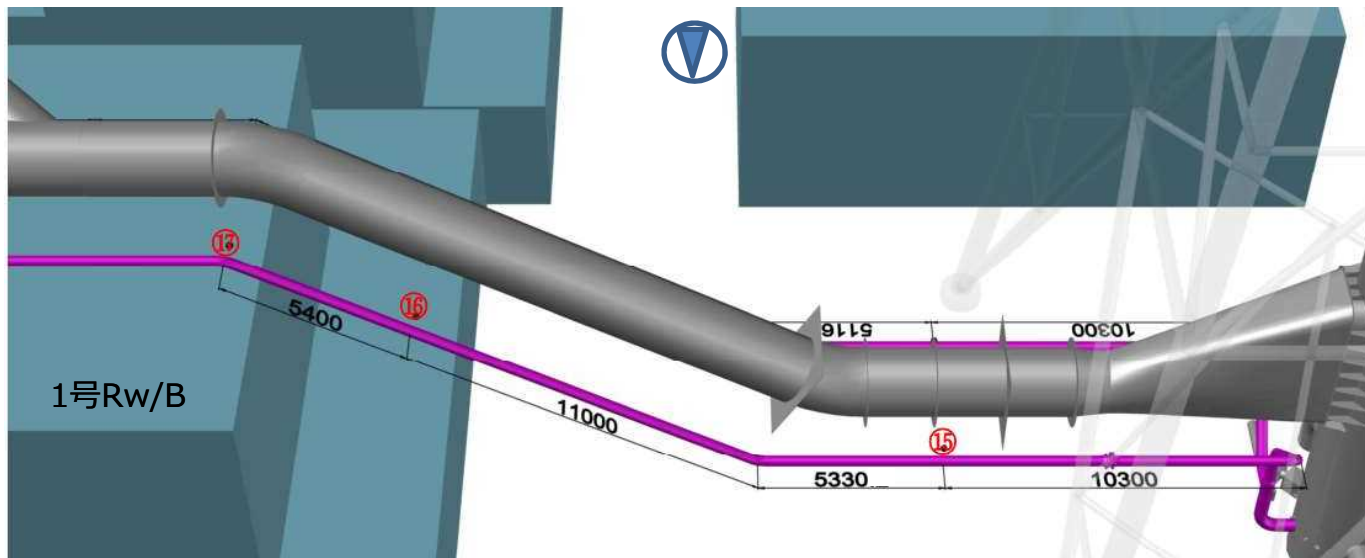
線量測定位置の推定②



2号機下流側

位置	距離(mm)*
配管立下部～測定点⑪	4,063
測定点⑪～エルボ立下部	4,500
エルボ立下部～測定点⑫	5,400
測定点⑫～測定点⑬	11,000
測定点⑬～測定点⑭	5,116
測定点⑭～配管立下部	10,300

*数値は推定値



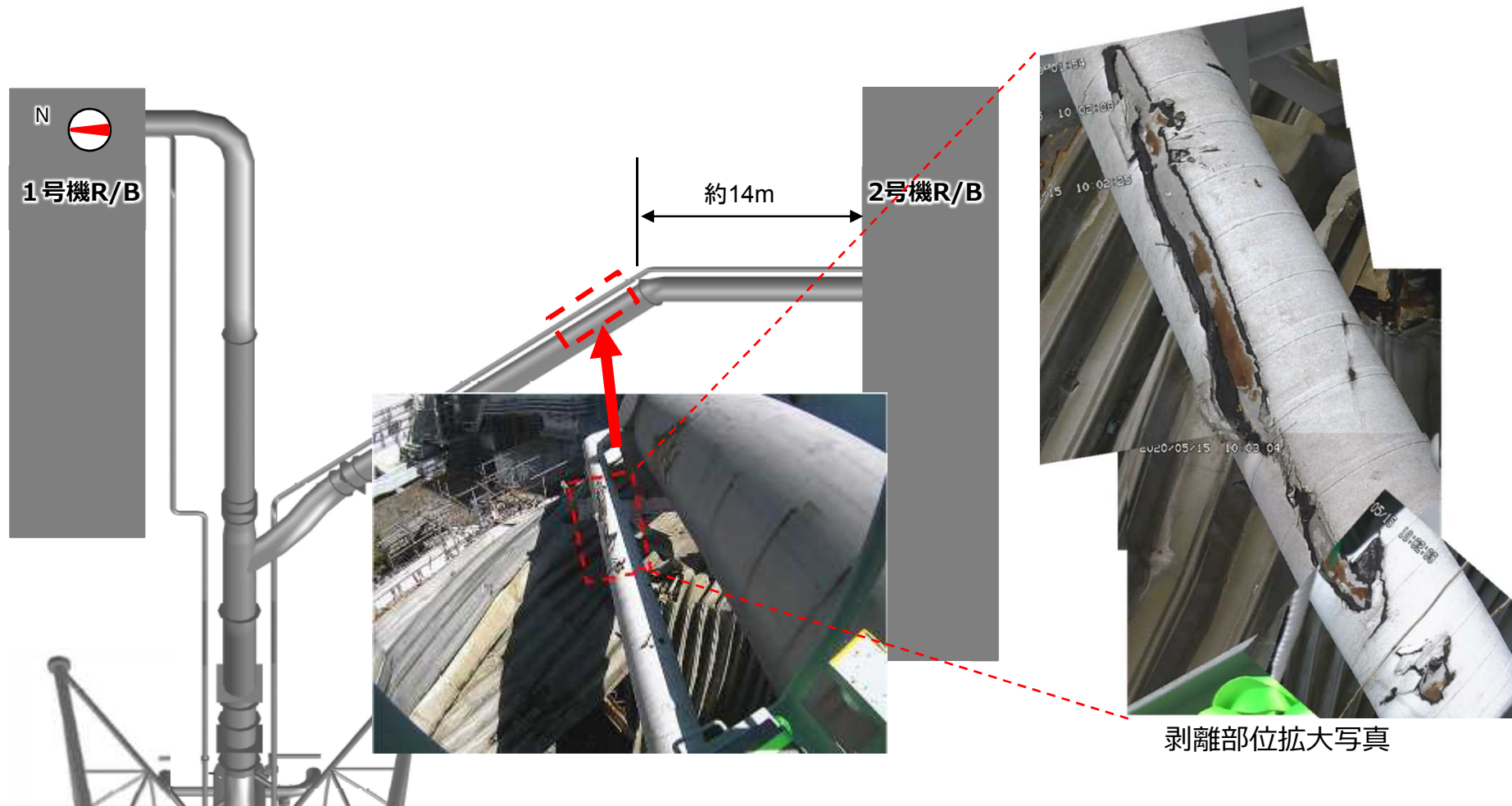
1号機側

位置	距離(mm)*
配管立下部～測定点⑮	10,300
測定点⑮～エルボ立上部	5,330
エルボ立上部～測定点⑯	11,000
測定点⑯～測定点⑰	5,400

*数値は推定値

(1) 配管外面確認結果

- ・線量測定を実施した範囲の配管外面の確認を実施。
- ・瓦礫の衝突が原因と思われる配管表面の防水・防食テープ剥離が確認されたが、雨水流入の原因となるような、割れ等は確認されなかった。



(1) 内部確認結果

- ・ 配管穿孔箇所よりカメラを装着した操作ポールを排気筒内部へ挿入し、SGTS配管からの雨水流入の有無確認を実施。
- ・ 調査の結果、SGTS配管からの水の流れは確認されなかったため、流入は無いと判断。
- ・ なお、排気筒上部の雨水流入状況については、側面に雨水と思われる跡が確認された。



写真：排気筒内面状況（5/20雨天時）



写真：SGTS配管状況（5/20雨天時）

(2) 線量測定結果

- 配管穿孔箇所より線量計を装着した操作ポールを排気筒内部へ挿入し線量測定を実施。前回未実施の⑤⑥を測定し、最大で820mSv/hを確認。

線量計仕様	
品名	超高線量γプローブ（耐水型） (STHF-R)
線量率レンジ	1mSv/h~1000Sv/h

測定箇所	測定値 [mSv/h]	測定位置※1	
		排気筒底面から	排気筒内面から(A断面参照)
①	460	約0cm ※2	約-50cm
②	100	約55cm	約20cm
③	380	約10cm	約70cm
④	280	約25cm	約150cm
⑤	820	約50cm	約10cm
⑥	320	約25cm	約10cm

※1：測定位置は、映像を元に判断した距離
 ※2：2号機オフガス系配管底面からの距離

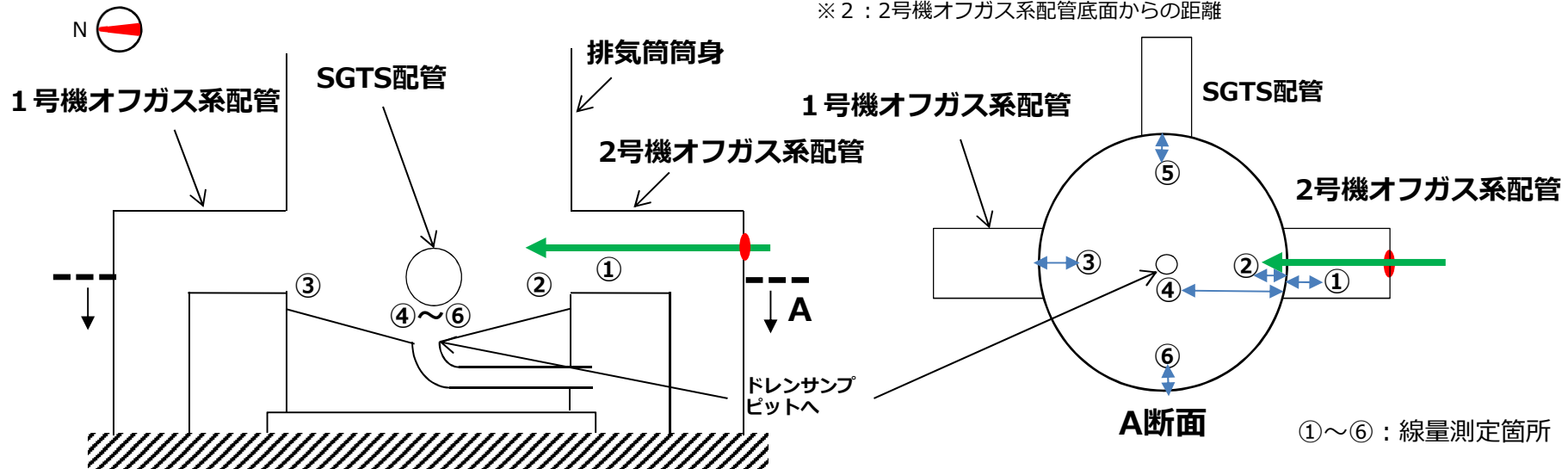


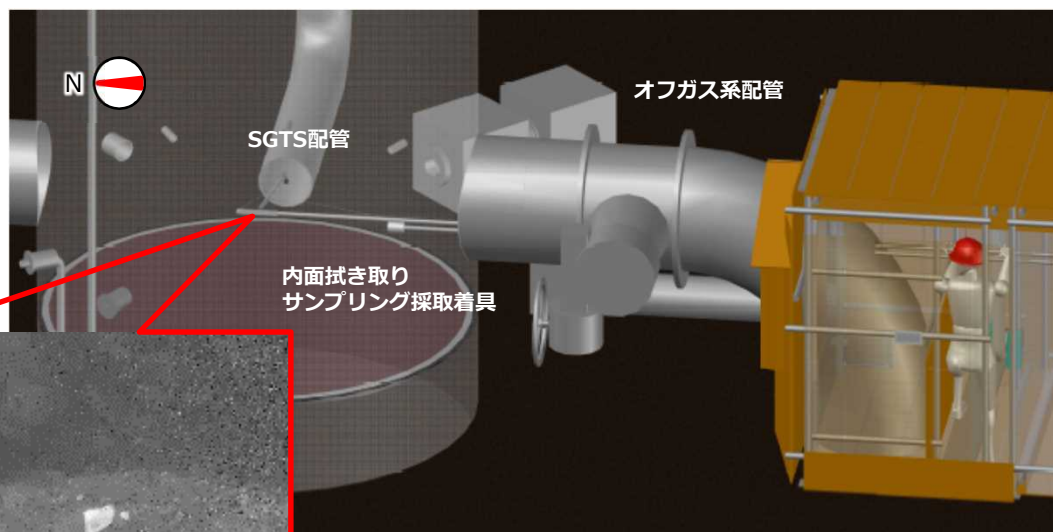
図1：1/2号機排気筒下部断面図

①～⑥：線量測定箇所

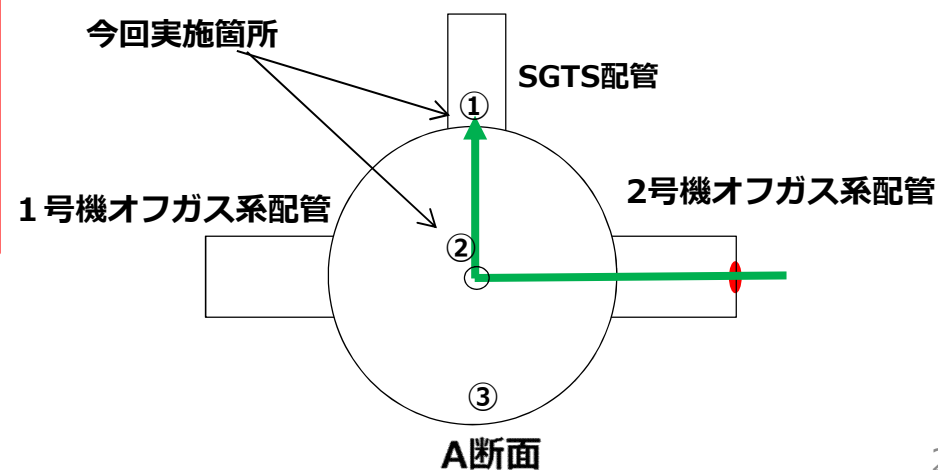
●：穿孔箇所

(1) 内面拭き取りサンプリング

- ・ 配管穿孔箇所（直径約10cm）より操作ポールを排気筒内部へ挿入し、SGTS配管内面の拭き取り（スミヤろ紙による）サンプリングを実施。

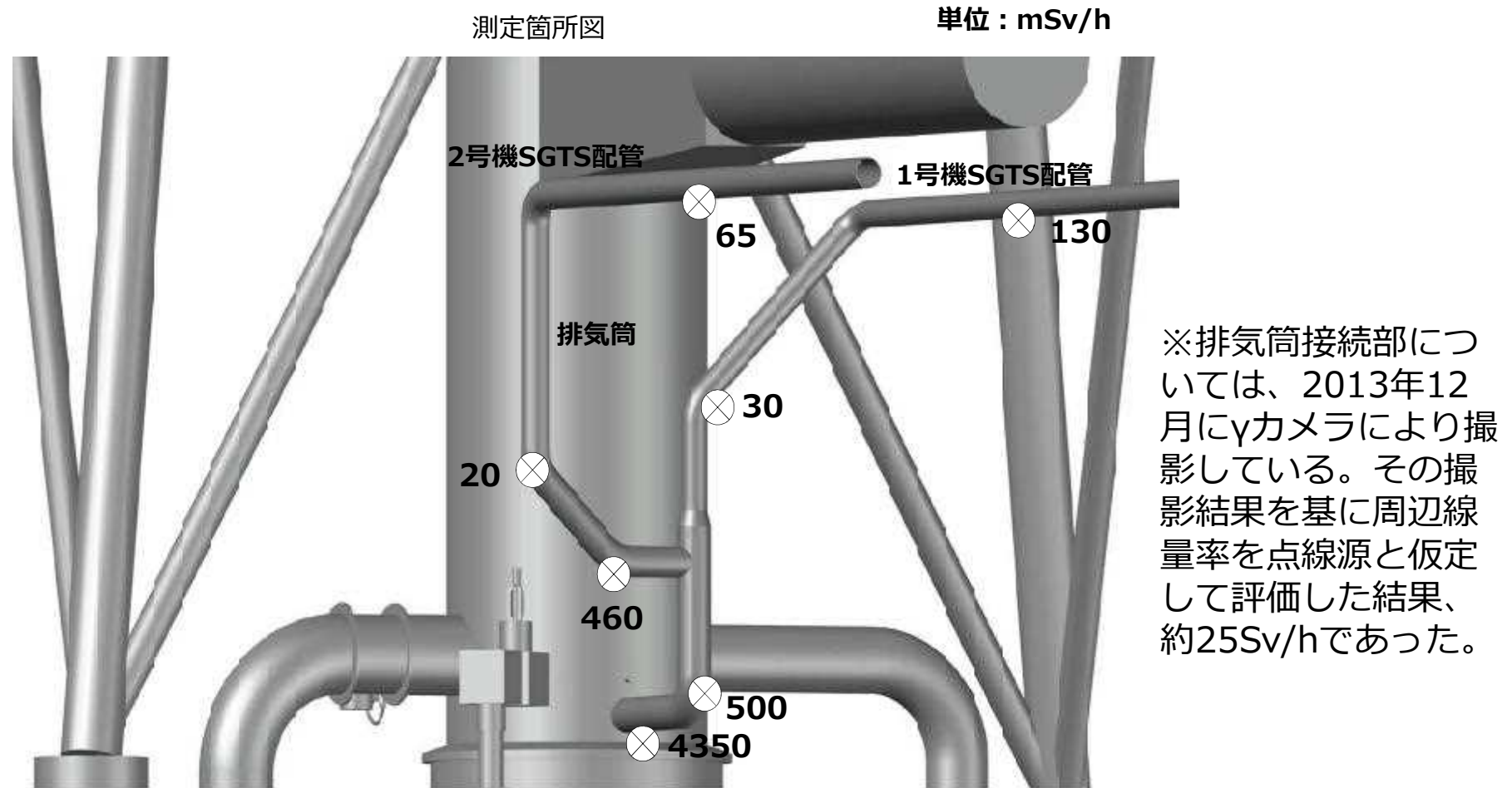


写真：内面拭き取りサンプリング状況



排気筒下部周辺SGTS配管の線量調査結果

2020年2月12日に実施した線量測定結果より、配管水平部が比較的高い箇所となり、最大で排気筒接続部にて約4.3Sv/hであった。



3号機 燃料取り出しの状況について（案）

2020年9月8日

TEPCO

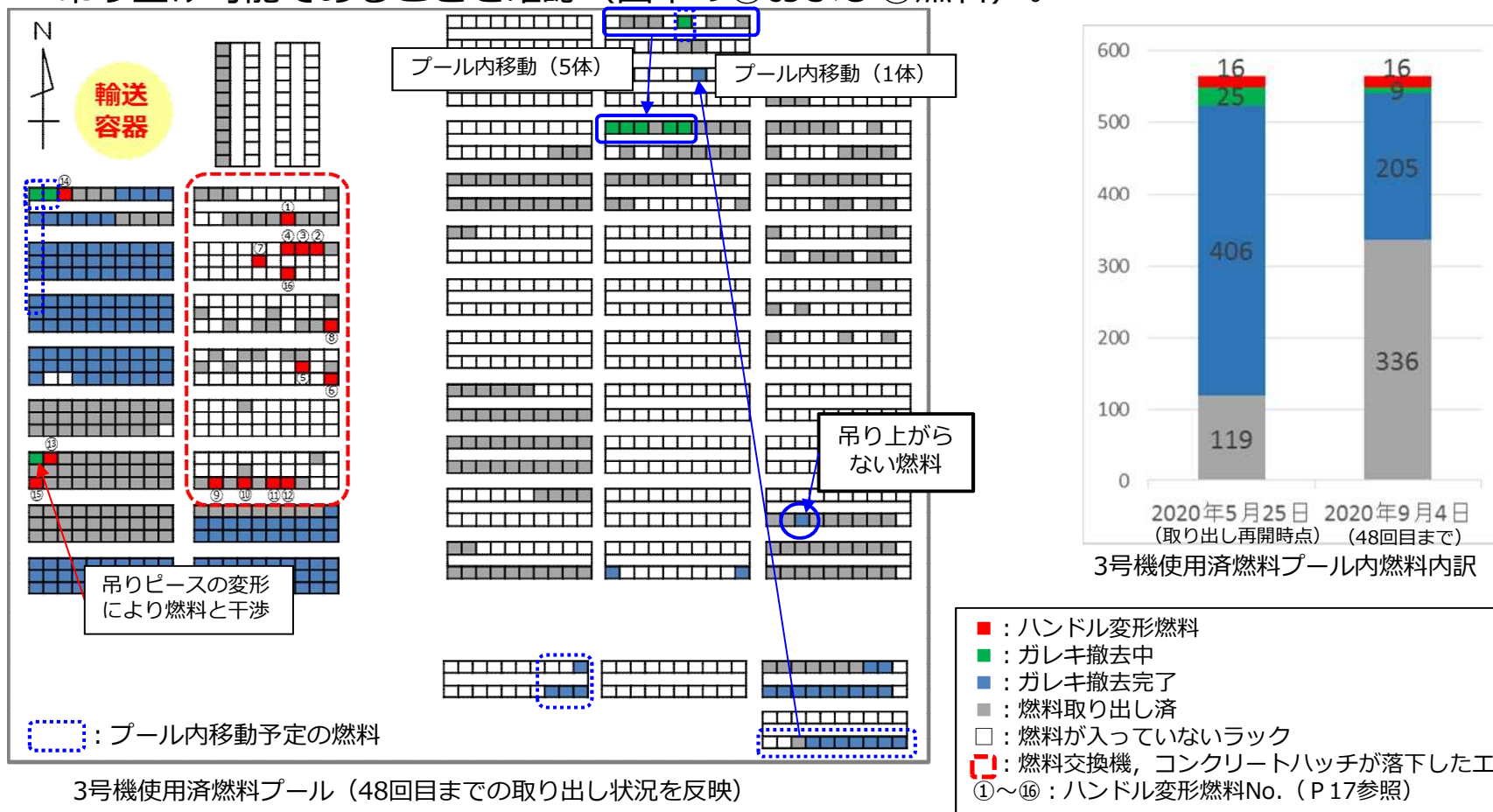
東京電力ホールディングス株式会社

1. 燃料取り出し・ガレキ撤去の状況

- 2020年9月4日時点,計336体/全566体の取り出しを完了している。
- 2020年9月2日,燃料上部のガレキ吸引のため,南端の燃料のプール内移動を実施中,マストのケーブルがプール壁面近傍の部材に引っ掛かり,ケーブルを損傷させた。

→次ページ参照

- 2020年8月24日, 吊り上げ試験未実施のハンドル変形燃料（2体）の吊り上げ試験を実施。吊り上げ可能であることを確認（図中の⑭および⑯燃料）。



1-2. マストケーブルの損傷

発生事象	マストケーブルの損傷
<p>概要</p>	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 9月2日 15:30頃 プール内移動のため、プール南端の燃料を把持して西へ移動中、マストケーブルがプール南側の壁面近傍にある部材※に引っ掛かった。 ✓ 引っ掛かりを解消後、把持していた燃料を予定していた位置に着座させた。 ✓ つかみ具の開閉状態および着座状態を表示する信号の異常を確認。 ✓ 9月2日 18時頃 現場調査の結果、つかみ具開閉状態および着座状態を表示する信号のケーブルが損傷していることを確認した。 <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: flex-start;"> <div data-bbox="472 608 1032 1027" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="1061 608 1576 1011" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="1585 608 2002 959" style="text-align: center;"> </div> </div> <p>※：引っ掛かった部材は、がれき吸引装置のホースの固定のために取り付けられた部材</p>
<p>原因</p>	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 操作員のカメラ画面監視不足
<p>対応</p>	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 損傷したケーブルを予備品に交換する。 ✓ 再発防止対策について検討中。
<p>備考</p>	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 燃料を吊った状態では、メカニカルロックによりつかみ具閉状態が維持されるため、燃料の落下等につながる事象ではない。

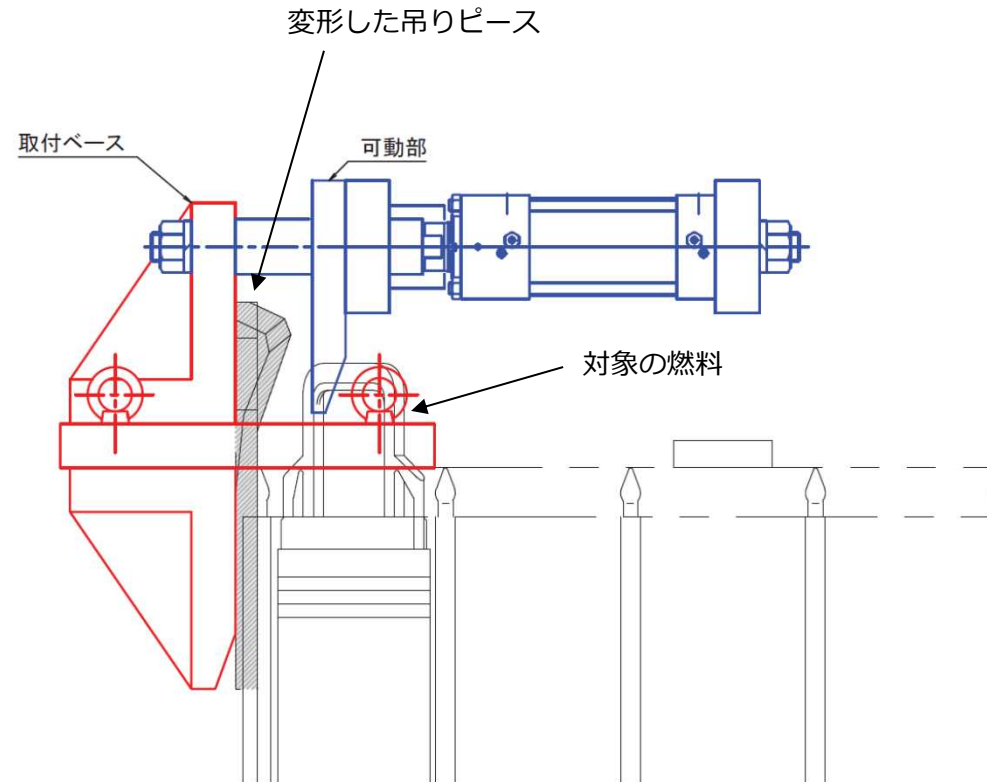
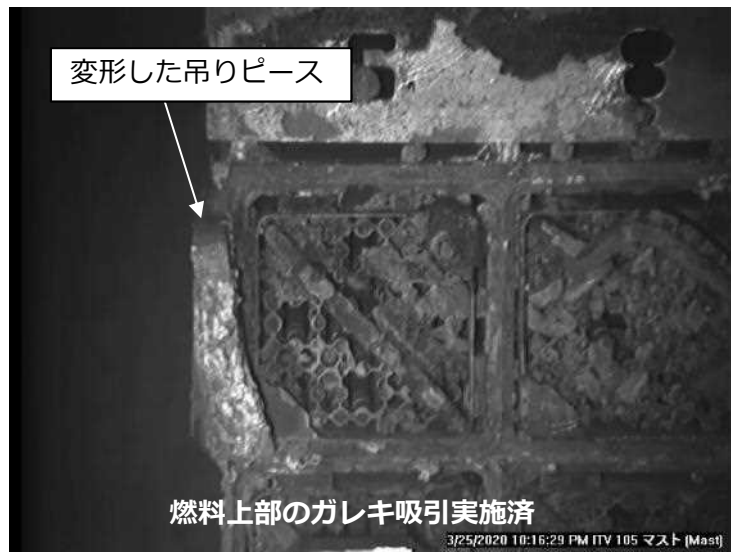
2. 燃料取扱い時の課題と対応

- ガレキ撤去中に確認した事項やハンドル変形燃料取扱いに関する課題について、下表のとおり対応を検討中。検討状況について次ページ以降に記載。

項目	課題	対策案	状況
① ガレキ撤去中に確認した事項	①-1 変形した燃料ラック吊りピースが燃料掴み具と干渉	燃料ラック吊りピースを曲げ戻す	<ul style="list-style-type: none"> 周囲の燃料を取り出し済み 装置設計検討中 →4ページ参照
	①-2 (済) 制御棒の再移動	制御棒を北に再移動させる	<ul style="list-style-type: none"> 対策済
② 吊り上げ試験の結果を踏まえた対応	②-1 (済) 輸送容器洗浄配管とマストとの干渉	マストは無負荷時は南側に若干偏心しているため、マニピュレータ等の補助によりマストの偏心を解消し、取り出しを行う	<ul style="list-style-type: none"> 対策済 →5ページ参照
	②-2 燃料とガレキまたはラックとの干渉解除	<ul style="list-style-type: none"> 模擬体によるハンドル強度試験を行い、吊り上げ荷重を増加 チャンネルボックスとラック上部の隙間に残っているガレキの掻き出し チャンネルボックスとラックの間に高圧水や圧縮空気を注入 ラック切断、ラック押し広げによるチャンネルボックスとラックの隙間の確保 	<ul style="list-style-type: none"> 強度試験実施済み 新規装置について設計検討中 →6～12ページ参照
③ 規定荷重で取り出せない変形の無い燃料の対応	③-1 燃料とガレキまたはラックとの干渉解除	吊り上げ荷重の増加を除き、②-2と同一の対策を実施	<ul style="list-style-type: none"> 同上 →6～12ページ参照
④ ハンドル変形燃料の対応	④-1 ハンドル変形の角度が大きい燃料を把持できる掴み具	<ul style="list-style-type: none"> 新規掴み具の導入 	<ul style="list-style-type: none"> 製作中 →13ページ参照
	④-2 ハンドル変形の角度が大きい燃料を収納できる収納缶	<ul style="list-style-type: none"> ハンドル変形燃料の構内輸送器に収納 内寸の大きい収納缶による輸送 収納缶の輸送に対応した輸送容器バスケット改造、収納缶を保管する共用プールラックの準備 	<ul style="list-style-type: none"> 新規バスケットおよび収納缶製造中 →14ページ参照 ラック設置完了

3. 燃料ラック吊りピース変形箇所の対応

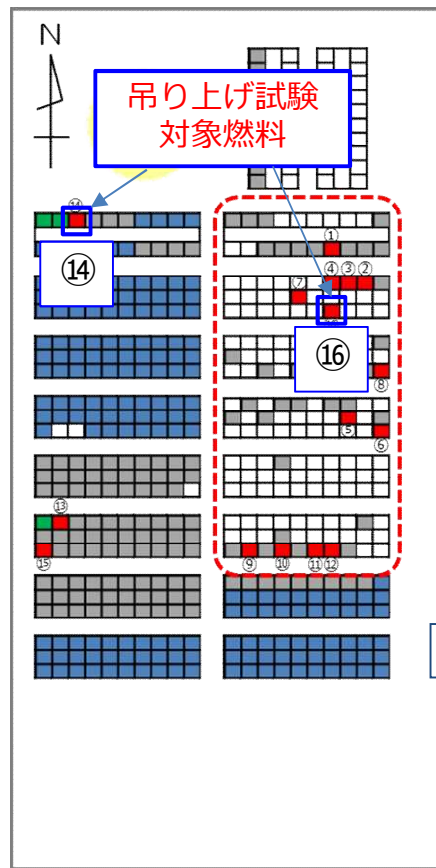
- 吊りピースをシリンダ等により押し付け曲げ戻し,燃料との干渉を解除する措置を準備中
- 現在装置の設計検討中であり, 2020年12月末までに干渉解除の措置を実施予定



シリンダによる曲げ戻しの概念図

4. ハンドル変形燃料吊り上げ試験

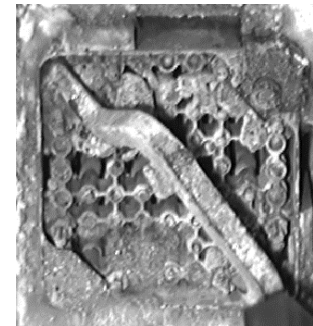
- 2020年8月24日 ハンドル変形燃料2体分の吊り上げ試験を実施。
 - ⑭燃料※マニピュレータの補助によりマストの偏心を解消する必要のある燃料
 - ⑯燃料※2020年5月25日に新たに確認した変形燃料
- 制限荷重（700kg）以内にて吊り上げ可能であることを確認した。



3号機使用済燃料プール内西側



マニピュレータによるマストの補助
撮影日 2020年8月24日



⑭燃料
撮影日 2020年5月22日



⑯燃料
撮影日 2020年5月25日

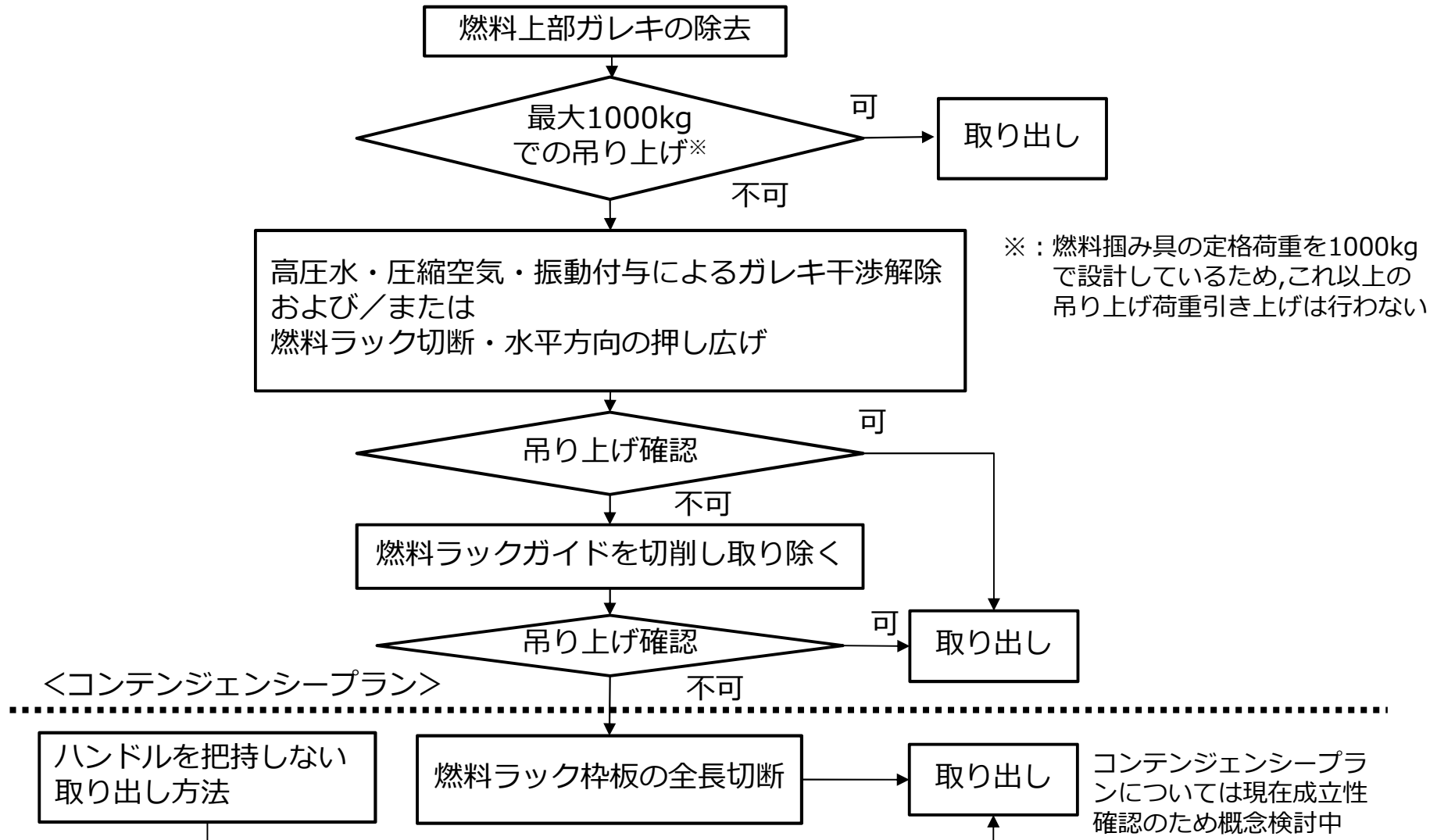


⑭燃料吊り上げ試験
撮影日 2020年8月24日

※：ハンドル変形燃料の通し番号。（P17参照）

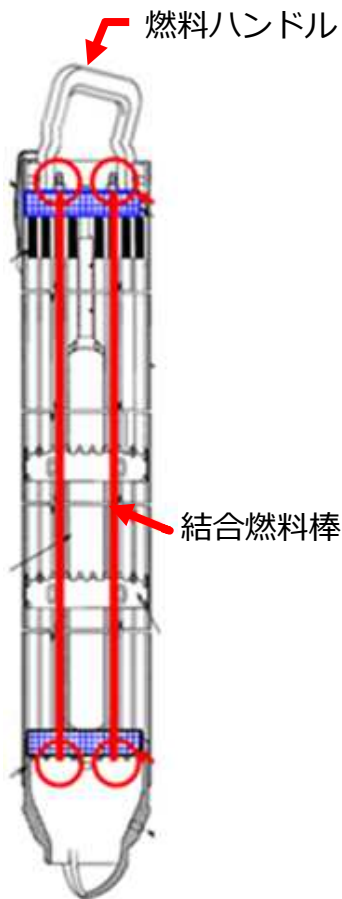
5. 燃料とラック・ガレキとの干渉解除について

- 干渉解除のフローを以下に示す。燃料取り出しを早期に完了できるように、段階的に対応を実施していく。また、コンテンジェンシープランを事前に検討し、燃料取り出し完了の長期化のリスクを抑えていく



6. 吊り上げ荷重の見直しについて (1)

- 当初,ガレキの堆積によりハンドル変形燃料の状況を確認できていなかったため,保守的な条件をもとにした解析結果に基づき吊り上げ荷重を700kgに制限。
- ガレキ撤去の進捗により,ハンドル変形燃料の状況を確認できたため,吊り上げ荷重を健全燃料と同様の1000kgにした場合であっても,燃料の強度に問題ないことを試験により確認した。



燃料吊上げ時の
荷重負担部材

■ 吊り上げ荷重設定の考え方

- ・ 燃料吊り上げ時は,結合燃料棒 (全 8 本) と燃料ハンドルが荷重を負担する

<結合燃料棒>

- ①ガレキ衝突解析および実燃料の外観観察の結果,ハンドル変形燃料は4本以上の結合燃料棒で吊り上げ荷重を負担できる状態であることを確認。
- ②燃料吊り上げ時は3本以上の結合燃料棒でバランスを保ち吊り上がる。
吊り上げ強度評価の結果,降伏応力に対する裕度は約0.51^{※1},引っ張り強さに対する裕度は約0.35^{※1}であり,1000kgの荷重を負担できる状態であることを確認。
- ③また,引っ張り試験の結果,燃料棒は1本あたり1000kg以上の耐荷重を有する

<燃料ハンドル>

- ①当初,吊り上げ荷重を700kg^{※2}を上限とし変形したハンドル模擬体の引っ張り試験を実施。ハンドルの強度に問題の無い事を確認。
- ②今回,新たに変形したハンドルを模擬した引っ張り試験を実施。**1000kgに余裕を見て約2000kgまで増加させた場合でもハンドルの強度に問題の無い事を確認**

※1: 燃料棒の材料であるジルカロイ2に対し,文献データによる降伏応力約380N/mm²,引っ張り強さ約546N/mm²を用い3本の結合燃料棒で荷重負担するとし算出

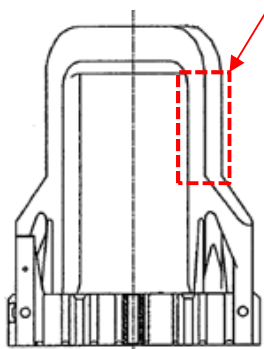
※2: 検討当初は瓦礫撤去を未実施であり燃料上部の状況が不明瞭のため,結合燃料棒が2本のみ吊り上げに寄与という想定を置いた。2本の場合,700kg以下に制限。

6. 吊り上げ荷重の見直しについて (2)

- ハンドル変形燃料を荷重1000kgで吊り上げた際に,ハンドル部が十分な耐荷重を有していることを試験によって確認した。

試験条件		条件設定の考え方	
初期変形角度	70°, 90°	<ul style="list-style-type: none"> 3号機SFP内のハンドル変形燃料のうち,最も変形が大きいもの(60°)に対して余裕のある角度を設定した。変形付与は片側部分模擬については動的・静的の2つの方法で実施した。燃料ハンドル模擬は,静的な変形付与のみ実施した。 	
引張試験	引張荷重	9.1kN(928kg)	<ul style="list-style-type: none"> 前回実施荷重
		13kN(1326kg)	<ul style="list-style-type: none"> 吊上げ荷重(1000kg)に対して,引張試験装置の荷重計の誤差,温度条件等を考慮して保守的に設定した
		26kN(2652kg)	<ul style="list-style-type: none"> 上記荷重の2倍を設定した
引張回数	10回	<ul style="list-style-type: none"> 実機で想定される吊上げ回数から,保守的に10回と設定した。 	
破断試験	—	<ul style="list-style-type: none"> 試験片が破断するまで荷重を付与した(片側部分の模擬体のみ) 	

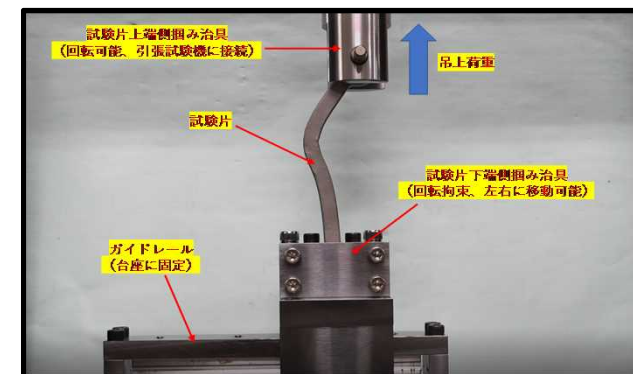
片側部分模擬範囲



上部タイプレート (UTP) の構造



引張試験外観



引張試験外観 (片側部分模擬)

6. 吊り上げ荷重の見直しについて (3)

- 26kN (2652kg) の範囲において燃料ハンドルの破断は確認されなかった
- 片側模擬体による破断試験では, 83.4~91.5kN(8506~9333kg)※の範囲で破断を確認した

※: 4つの試験片で試験を実施。最小~最大破断荷重を記載



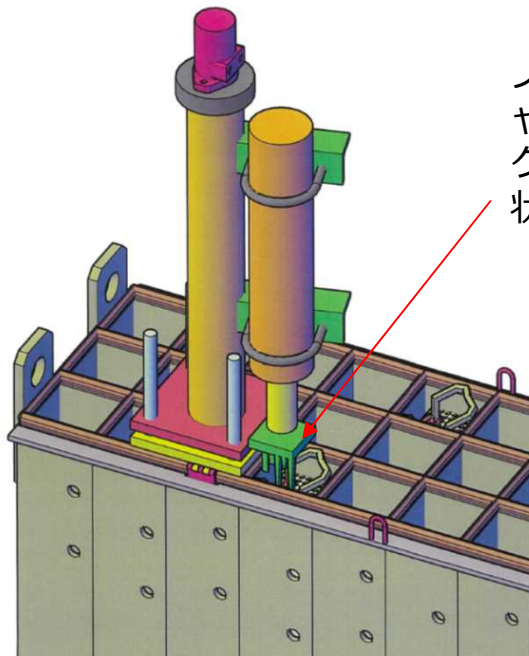
燃料ハンドル (上部タイププレート) の引っ張り試験後の状況

7. 燃料とラック・ガレキとの干渉解除方法について（1）

- 圧縮空気の注入案およびラックへの振動付与によりガレキの状態を変化させる案を検討中。
- 実機適用前に、ガレキを詰めた状態を模擬したモックアップを実施し性能を確認していく。

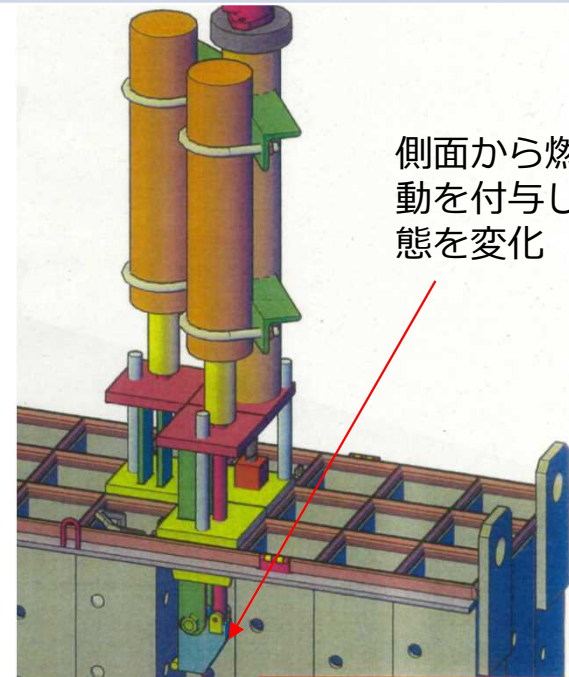
設計上の代表的な確認事項

	確認事項
安全上の要求	被覆管の密封性に影響を与えないこと
性能上の要求	ガレキの状態を変化させられること（モックアップで確認） プール内にて装置の固定が可能であること
操作上の要求	水中カメラ監視による遠隔操作が可能であること



ノズルから圧縮空気をチャンネルボックスとラックの間に注入し、ガレキの状態を変化

圧縮空気注入案



側面から燃料ラックへ振動を付与し、ガレキの状態を変化

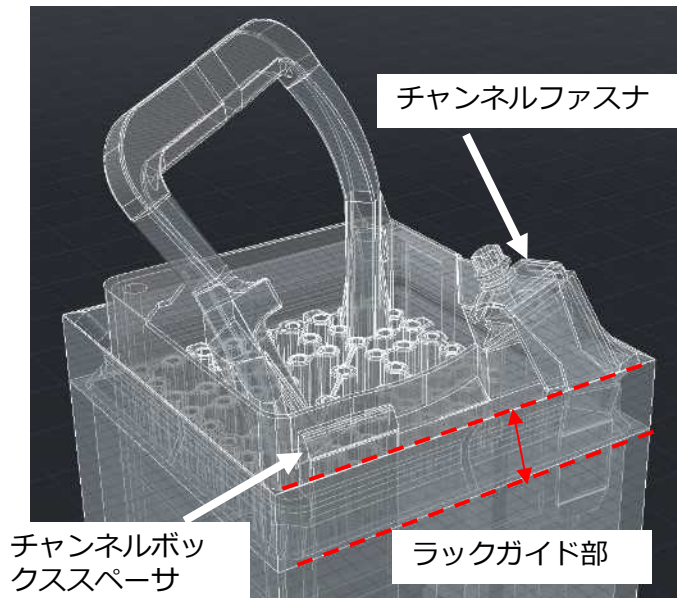
振動付与案

7. 燃料とラック・ガレキとの干渉解除方法について（2）

- 燃料上部の変形によるラック上部との干渉解除のため、ラック上部のラックガイド部の切削を検討中（チャンネルファスナ等とラックガイド部が干渉している可能性を考慮）。
- 実機適用前に、ラックガイド部が切削可能であることをモックアップで確認する。

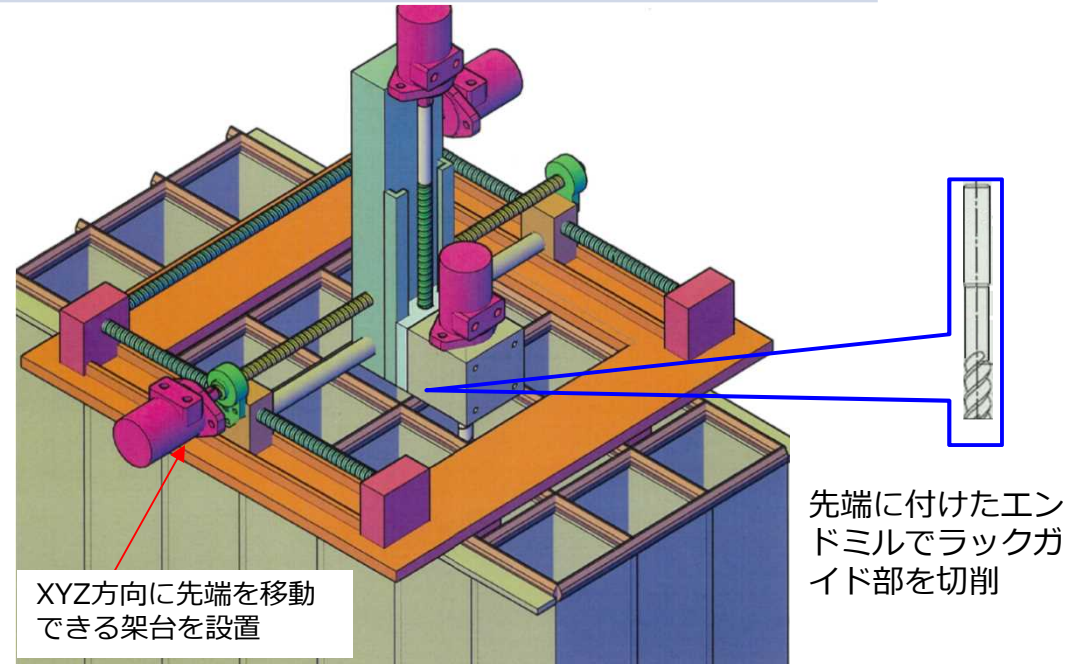
設計上の代表的な確認事項

	確認事項
安全上の要求	燃料集合体の強度部材および被覆管の密封性に影響を与えないこと
性能上の要求	ラックガイド部（アルミ材）を切削可能であること プール内にて装置の固定が可能であること
操作上の要求	水中カメラ監視による遠隔操作が可能であること



ラックと燃料上部の取り合い（④※燃料）

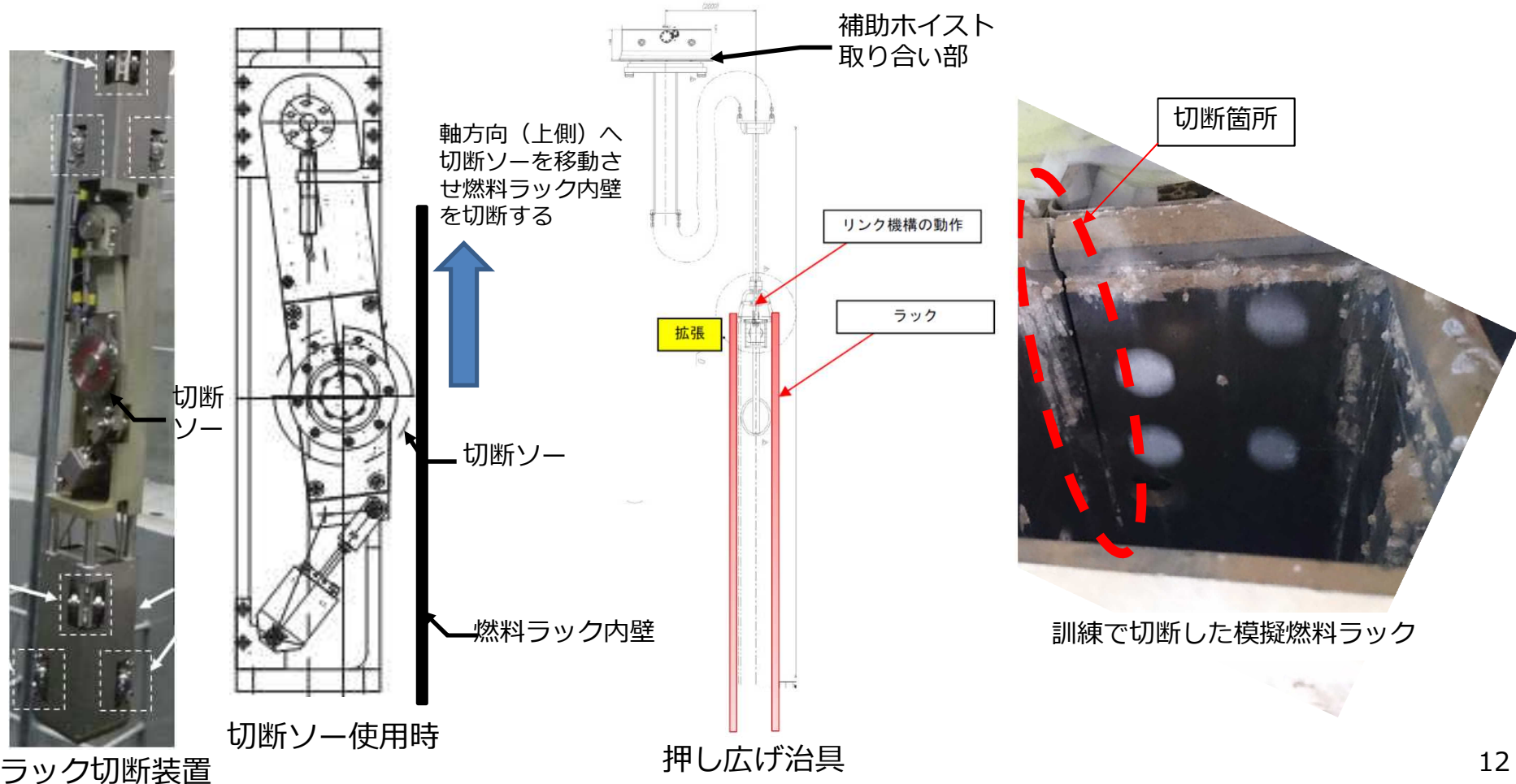
※：ハンドル変形燃料の通し番号。（P17参照）



ラックガイド切削案

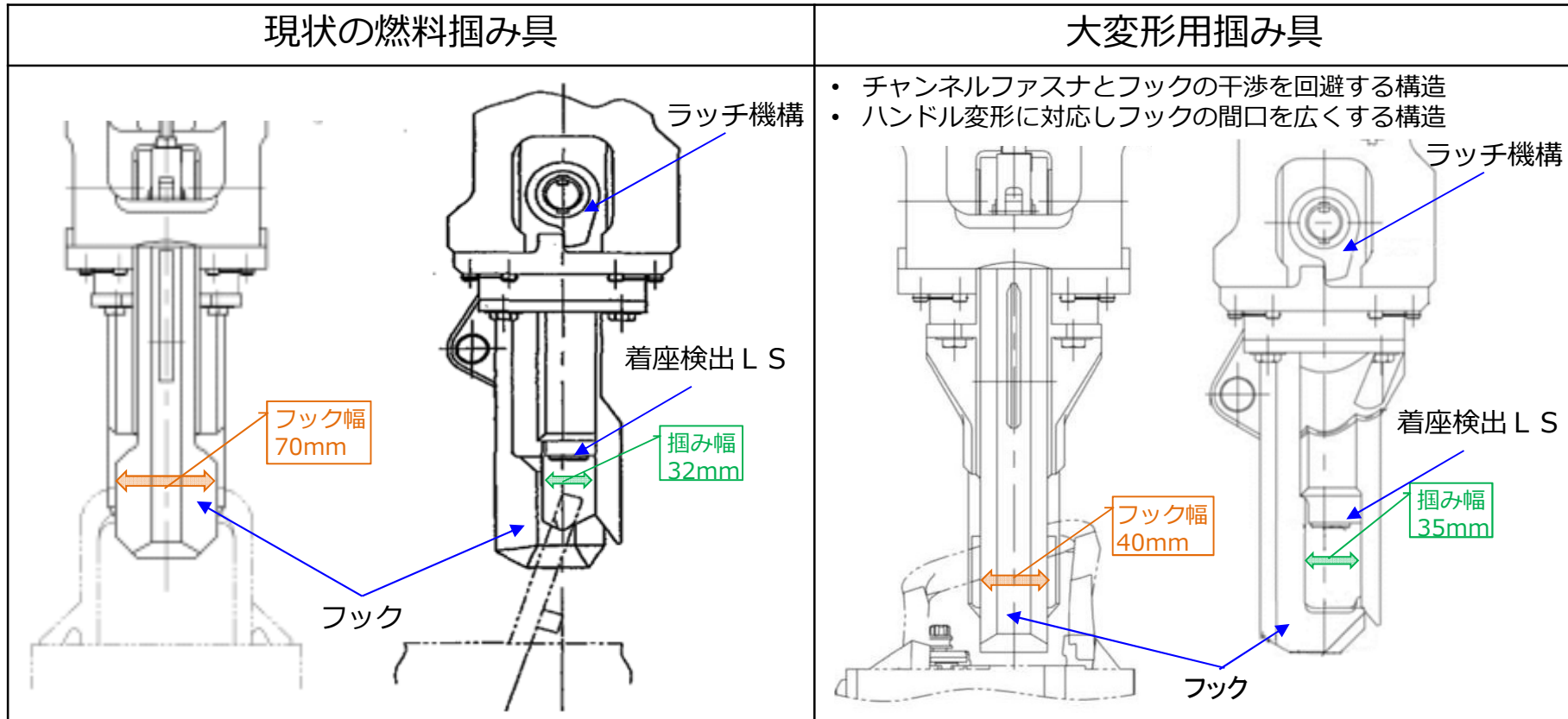
7. 燃料とラック・ガレキとの干渉解除方法について（3）

- 燃料ラックを内側から切断するラック切断装置，切断後に水平方向にラックを押し広げる押し広げ治具を製作済。3号機SFPにおいて燃料取り出し済の空ラックで実機検証を行う予定。
- 切断範囲は上部から1500mm程度，押し広げによるクリアランス増加は1~2mm程度。
- 燃料が隣接している箇所への適用可否，他の装置との適用順序等，現地適用にあたっての課題について実機検証準備と並行して検討を行っていく。



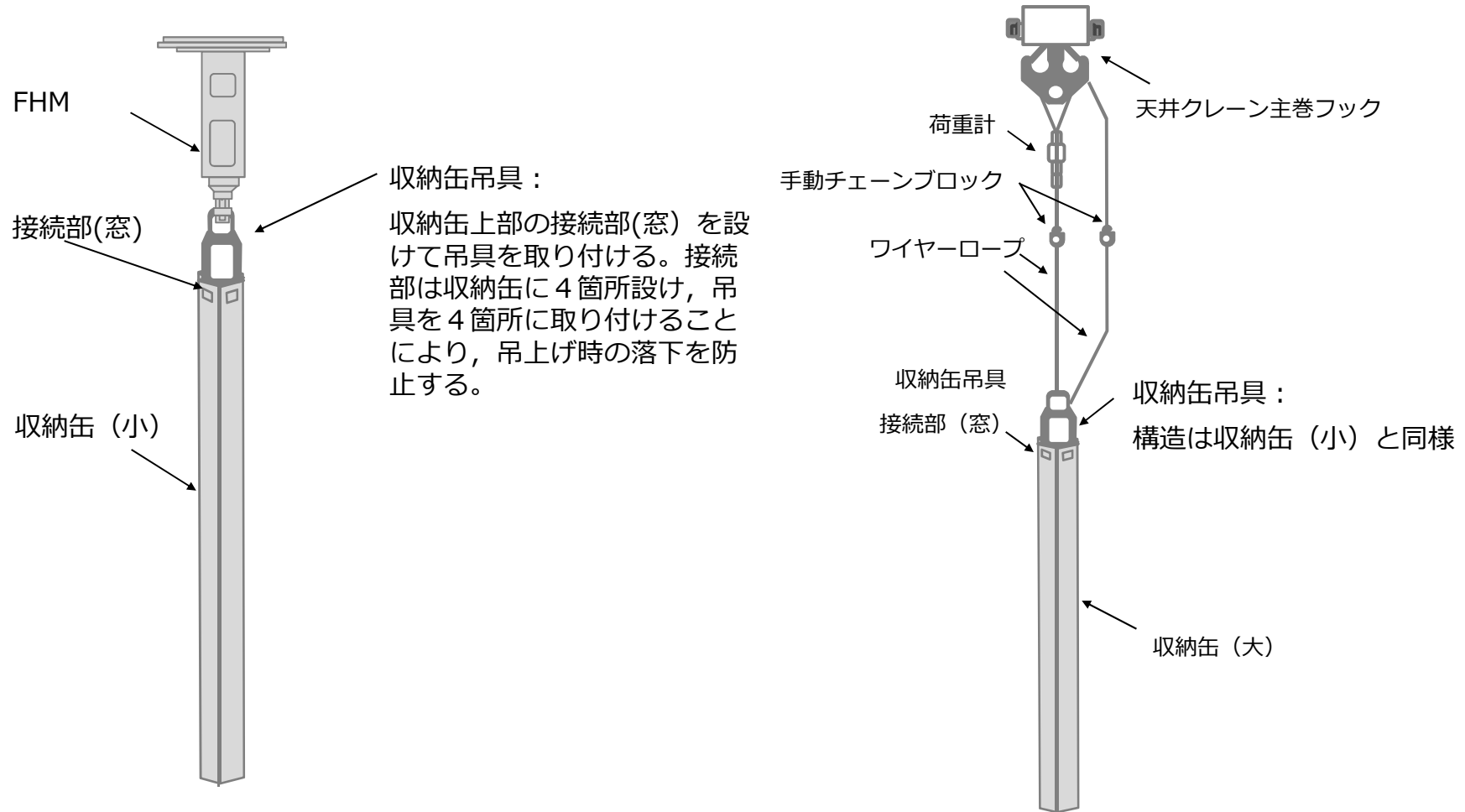
8. 新規掴み具の導入（大変形用掴み具）

- ハンドルがチャンネルファスナ側に大きく倒れている燃料の取り出しに対応するため、専用の大変形用掴み具を導入
- 大変形用掴み具は現状の掴み具から先端形状のみを変化させたものであり、落下防止等の安全機能に変更は無い



9. 共用プールでの収納缶の取り扱いについて

- ハンドル変形燃料は,共用プールでは収納缶ごと専用のラックで保管する
- ハンドル変形量に応じて収納缶（小）と（大）を使い分ける。（P17参考）
- 収納缶（大）は天井クレーンにチェンブロックを取り付け,取り扱いを行う。



収納缶（小） FHMでの取り扱い

収納缶（大） 天井クレーンでの取り扱い

10. 課題対応のスケジュール



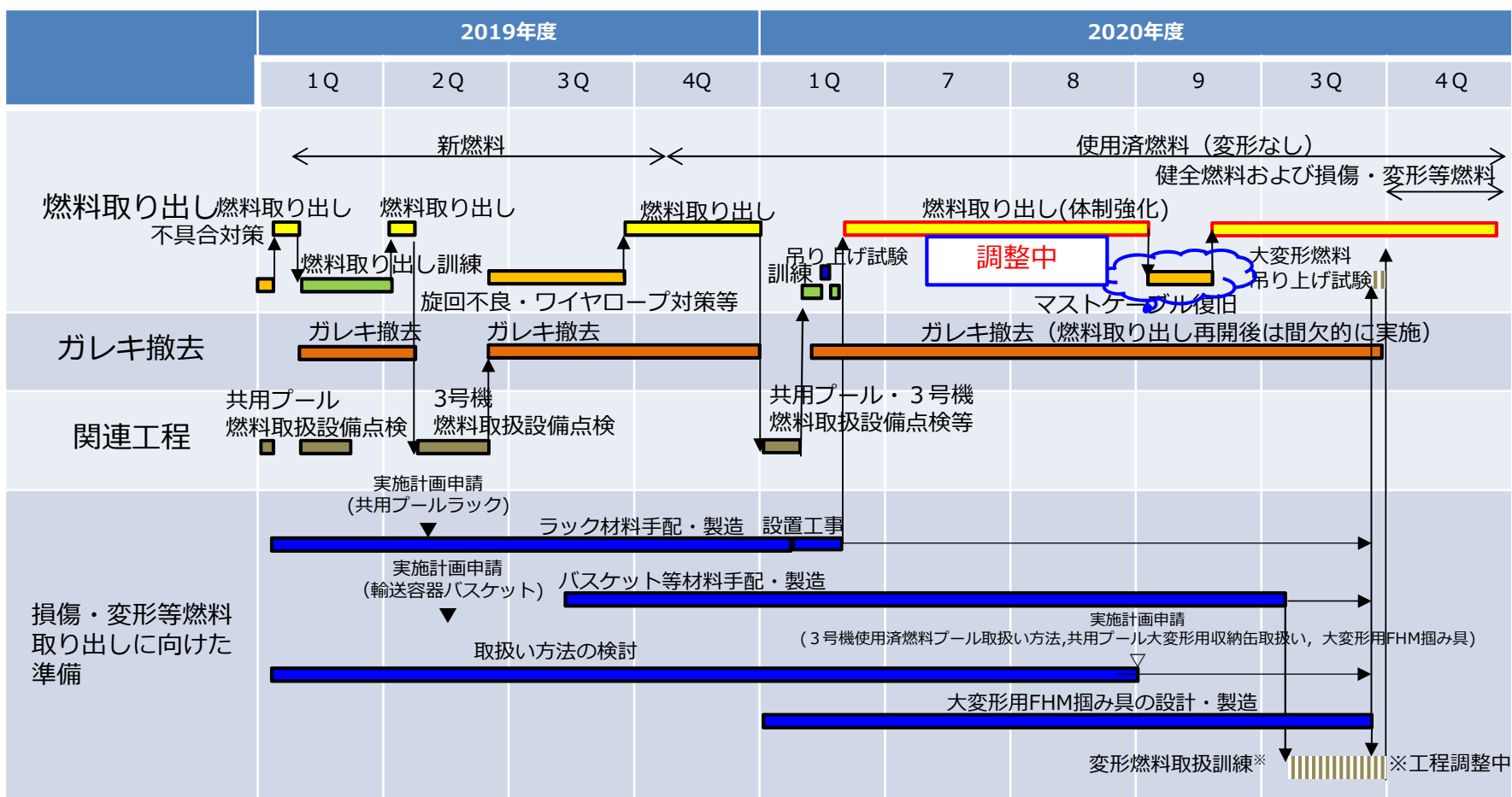
- 燃料取り出しの課題について、下記に示すスケジュールで対応を進める。
- 最大1000kgでの吊り上げ試験は、10月頃を予定

項目	課題	2020年						2021年		
		7	8	9	10	11	12	1	2	3
① ガレキ撤去中に確認した事項	①-1 変形した燃料ラック吊りピースが燃料掴み具と干渉	周囲の燃料を優先的に取り出し（済）								
		ラック吊りピース曲げ戻し装置の設計・製作・モックアップ						▽ 実機適用		
	①-2（済） 制御棒の再移動	手順確認▼現場作業								
② 吊り上げ試験の結果を踏まえた対応	②-1 輸送容器洗浄配管とマストとの干渉	手順確認・訓練 ▼対象燃料の燃料吊り上げ試験（16体目のハンドル変形燃料も合わせて実施完了）								
	②-2および③-1	ハンドル強度試験 評価						▽ラック上部ガレキ撤去,吊り上げ荷重見直しによる再吊り上げ試験		
③ 規定荷重で取り出せない変形の無い燃料の対応	燃料とガレキまたはラックとの干渉解除	ラック上部の細かいガレキ撤去ツールの製作								
		振動付与装置・圧縮空気注入装置の設計・製作						モックアップ	実機適用	
		ラックガイド切削装置の設計・製作						モックアップ	実機適用	
		ラック切断装置・押し広げ治具の実機検証準備						実機検証および実機適用※		
④ ハンドル変形燃料の対応	④-1 ハンドル変形の角度が大きい燃料を把持できる掴み具	大変形用掴み具の製作						現地据付・試験		
								▽ 使用前検査	▽ 吊り上げ 試験（対象4体）	
	④-2 ハンドル変形の角度が大きい燃料を収納できる収納缶	輸送容器バスケットの設計・製作								
		大変形用収納缶の設計・製作						現地搬入	▽ 使用前検査	

※：時期検討中

1.1. 燃料取り出しのスケジュール

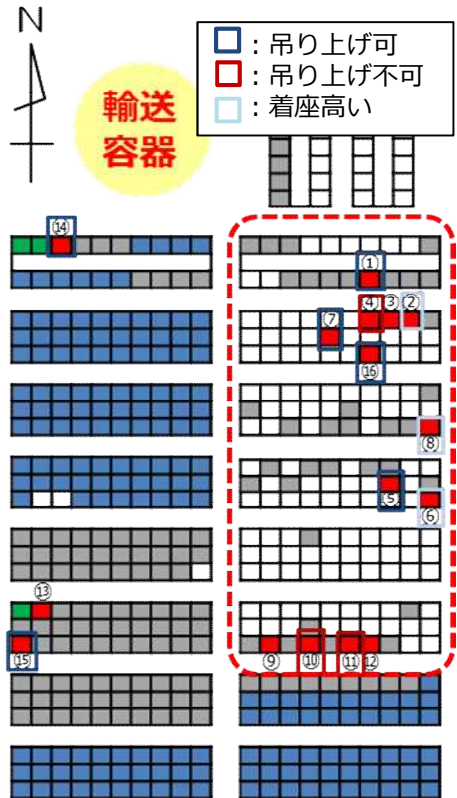
- 2020年5月26日より、燃料取り出しを再開している。
- マストケーブル復旧を早期に実施し、2020年度末に燃料取り出しを完了できるように、対応を進めていく。
- 吊り上げ試験にて吊り上げることができなかったハンドル変形燃料の取り出し方法について早期に検討し、燃料取り出し工程に影響が出ないように対応していく。



【参考】 3号機SFP内燃料のハンドル状況の確認について

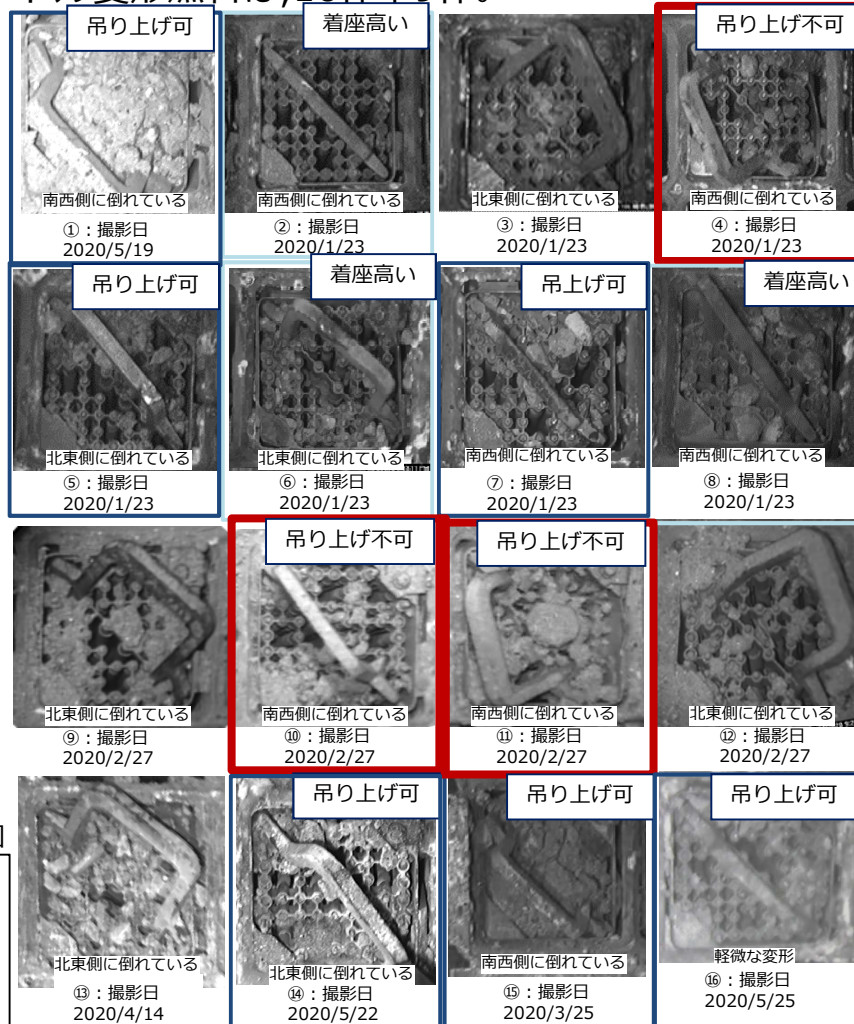
- 5月28日時点でハンドル変形を確認した燃料は16体。このうち既存FHM掴み具で把持角度を超過している可能性のあるハンドル変形燃料は4体（区分C分）。2020年12月頃に吊り上げ試験を実施予定。
- 8月24日に、ハンドル変形燃料2体分（⑭および⑯燃料）が吊り上げ可能であることを確認。現時点で吊り上げ可能が確認できたハンドル変形燃料は、16体中9体。

ハンドル変形燃料取扱い区分



3号機使用済燃料プール内西側拡大図

- : ガレキ撤去完了
- : 燃料ハンドル目視確認完了
- : ハンドル変形を確認【16体】
- : 燃料取出済
- : 燃料が入っていないラック
- : 燃料交換機、コンクリートハッチが落下したエリア



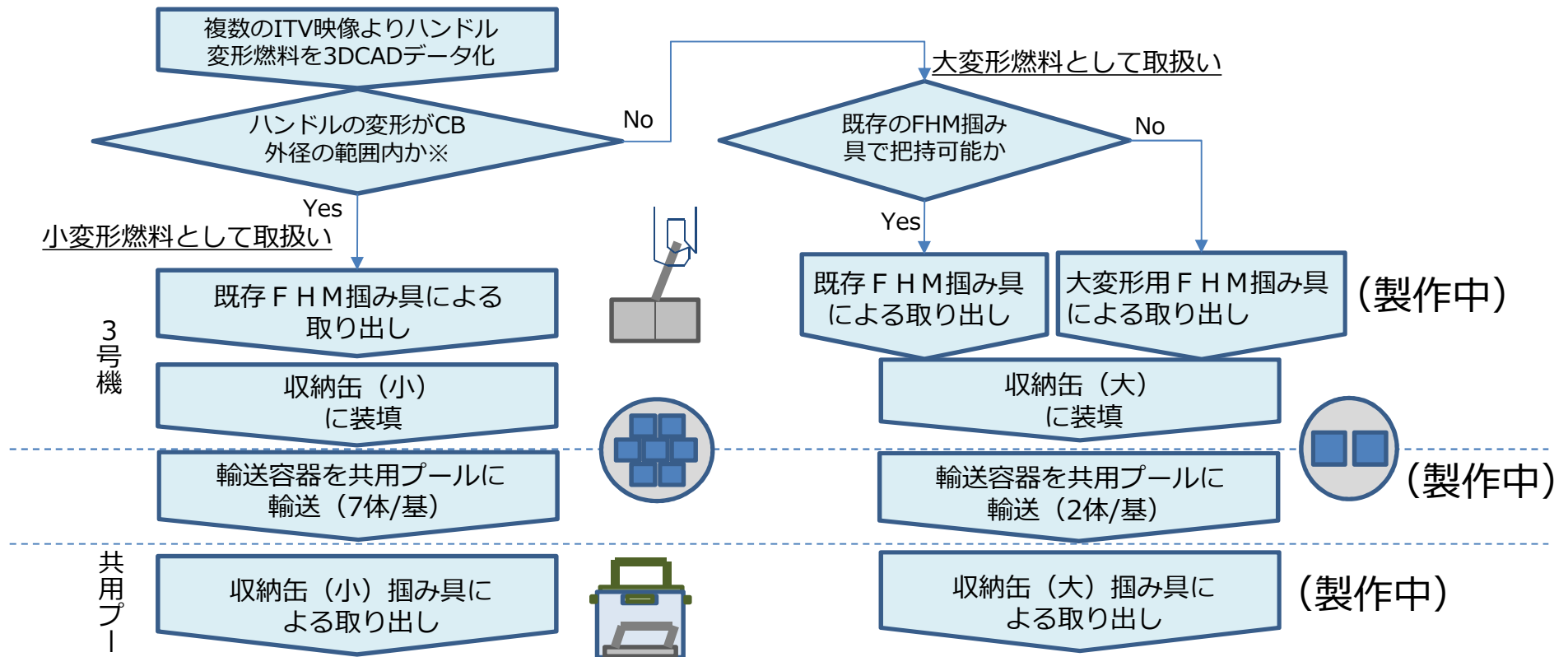
N o.	型式	ITVによる推定曲がり角度	変形方向	取扱い区分※1
①	STEP2	約10°	反CF側	A
②	9×9A	約10°	反CF側	A
③	9×9A	約40°	CF側	C
④	9×9A	約40°※2	反CF側	B
⑤	9×9A	<10°	CF側	A
⑥	9×9A	約10°	CF側	A
⑦	9×9A	約10°	反CF側	A
⑧	9×9A	約20°	反CF側	A
⑨	9×9A	約40°	CF側	C
⑩	9×9A	約10°	反CF側	B
⑪	9×9A	約60°※2	反CF側	B
⑫	9×9A	約60°	CF側	C
⑬	9×9A	約40°	CF側	C
⑭	9×9A	約20°	CF側	B
⑮	STEP2	<10°	反CF側	A
⑯	9×9A	<10°	-	A

※取扱い区分	A	B	C
収納缶	小	大	
掴み具	既存		大変形用

※1 : ハンドルが北東側に倒れている場合は、チャンネルファスナが掴み具と干渉するため、把持可能な角度が小さい。
 ※2 : 吊り上げ試験時に、ハンドルが数度程度曲げ戻ったことを確認している。

【参考】 ハンドル変形燃料の取扱い

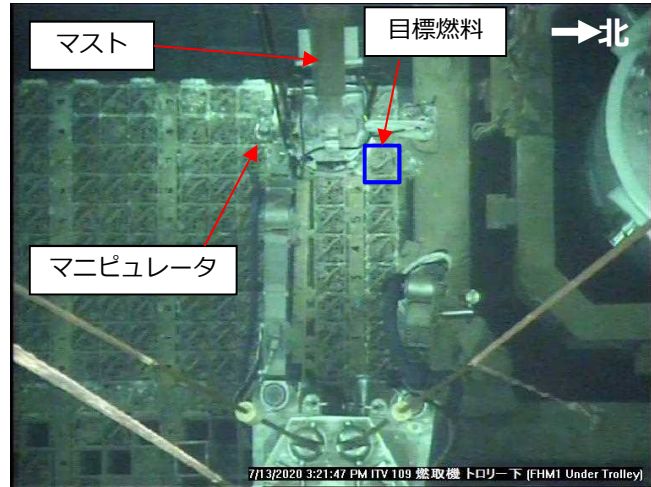
- ハンドル変形燃料については、以下の流れで取り出しを実施する。
 - ✓ 3号機では、変形したハンドルを既存FHM掴み具で把持する。なお、変形量が大きい場合は、新たに大変形用FHM掴み具を用意する。
 - ✓ 輸送時は、ハンドルの変形量に応じて、収納缶を使い分ける。
 - ✓ 共用プールでは、収納缶ごと専用ラックに保管する。



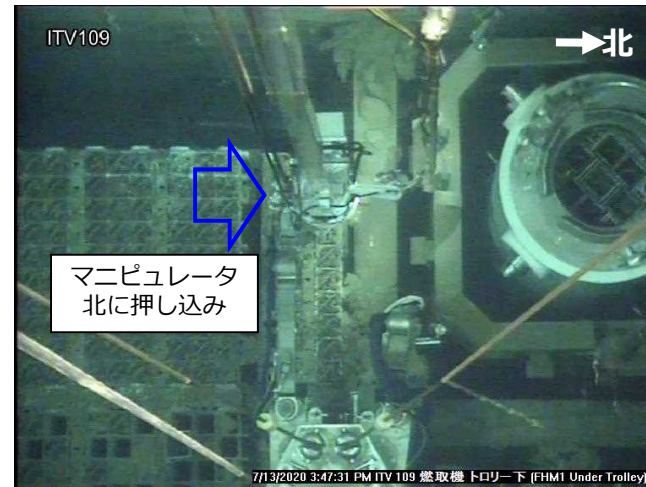
※CB：チャンネルボックス。変形したハンドルがCB外径の範囲内に収まっていれば収納缶（小）と干渉なく収納可。複数のITV映像より3DCAD化し上方から確認し判断する。18

【参考】 輸送容器洗浄配管近傍へのマストのアクセス確認

- マニピュレータでマストを北側に押し込んで傾けることで、輸送容器洗浄配管近傍の燃料を把持できることを確認した。また、マストを押し込んだ状態で燃料を問題なく引き抜き可能であることを模擬燃料で確認済み。



押し込み前



押し込み後



輸送容器洗浄配管との干渉状況 (押し込み後)

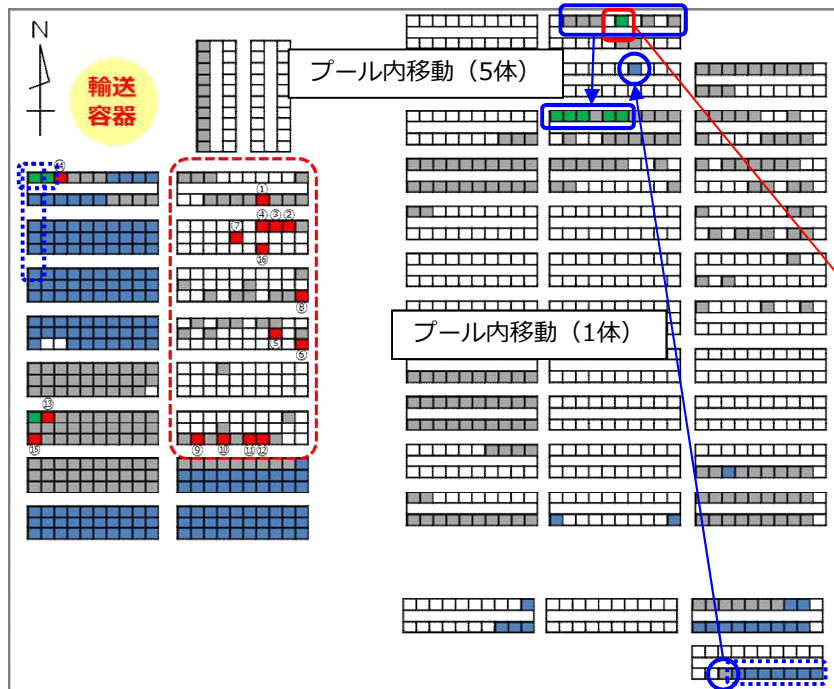


把持確認 (⑭※燃料)

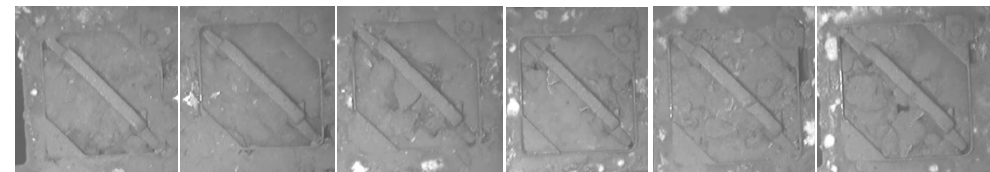
※：ハンドル変形燃料の通し番号。(P16参照)

【参考】一部燃料のプール内移動

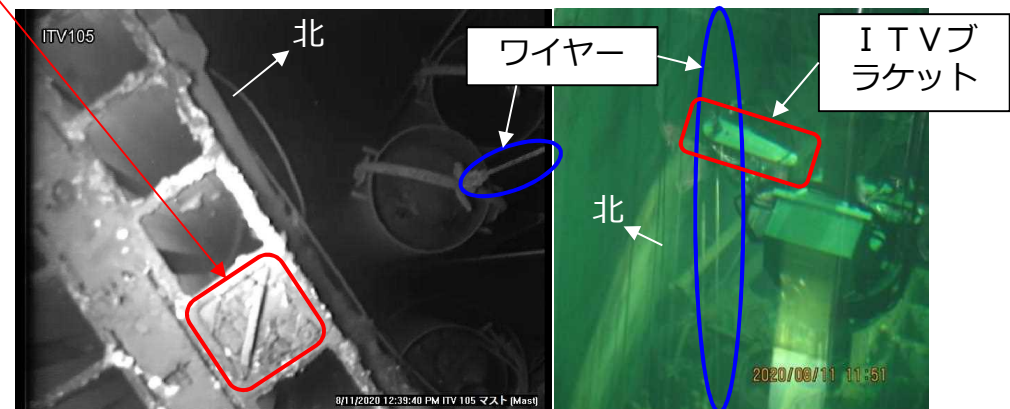
- プール端部に保管されている一部の燃料は、吸引装置を取り扱うFHM補助ホイスの運転範囲の制約のため、現在の位置ではガレキ吸引が十分にできない。そのため、プール内の別のラックに移動させた後、ガレキ吸引を行う。
- 2020年8月11日 プール北端に位置する6体のうち、5体を南へ移動させた。残りの1体について、ラックの北側に機材を吊り下げているワイヤー※とマストITVブラケットの干渉を解消後、南へ移動予定。
- 2020年9月2日 プール南端に位置する1体を移動中、マストケーブルを損傷させた。



3号機使用済燃料プール



プール内移動対象


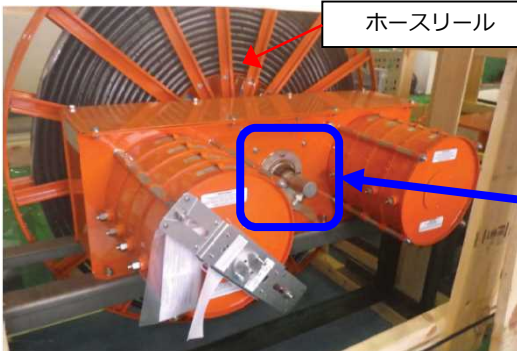
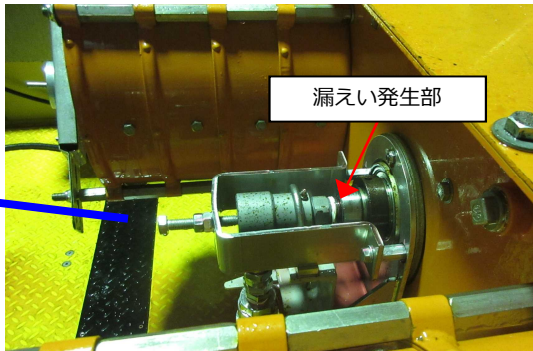


ワイヤーの干渉状況

⬡ : プール内移動予定の燃料

※中性子検出器やフィルタ等をバスケットに収納し、ワイヤーでプール壁面に吊り下げて保管している。

【参考】クレーン主巻からの作動流体の漏えい

発生事象	クレーン主巻からの作動流体の漏えい（その1）
<p>概要</p>	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 7月29日 16:07 3号機使用済燃料が装填されたキャスクをオペフロから地上に吊りおろし中に、作動流体（水グリコール）の「漏えい警報」及びITVで作動流体（水グリコール）の滴下を確認。作業を一次中断。 ✓ キャスクの着座は完了。 ✓ 現場確認の結果、クレーン主巻の作動流体（水グリコール）ホース継手のねじ込み部に漏えいがあることを確認。 <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: flex-start;"> <div style="text-align: center;">  <p>クレーントロリ上</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>ホースリール</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>漏えい発生部</p> </div> </div> <p style="text-align: center; margin-top: 10px;">ホース継手ねじ込み部</p>
<p>原因</p>	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 継手用ベアリングの滑りが悪く、ホースリールの回転と差異が発生し、ネジ部が緩んだと推定する。
<p>対応</p>	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 7月30日にシールテープの巻き直しにより復旧済（動作確認、漏えい確認異常なし）。 ✓ 類似箇所の確認及び定期的な外観確認を継続する。
<p>備考</p>	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 作動流体が喪失した場合でも、吊り荷の状態は維持されるため、吊り荷の落下等につながる事象ではない。

【参考】クレーン主巻からの作動流体の漏えい

発生事象	クレーン主巻からの作動流体の漏えい（その2）
<p>概要</p>	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 8月4日 18:19 3号機キャスク仕立て作業終了後、7月29日に発生したクレーン主巻からの作動流体（水グリコール）漏えいの監視強化対策の確認中において当該ねじ込み部より作動流体（水グリコール）の滴下を確認。 ✓ また、継手の一部がずれていることを確認。 <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: flex-start;"> <div style="text-align: center;"> <p>8月4日 再漏えい時</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>8月5日 継手交換是正後</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>クレーントロリ上</p> <p>ホース継手部</p> </div> </div>
<p>原因</p>	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 継手用ベアリングの滑りが悪くなり回転動作を阻害し、ベアリングの損傷により、継手のずれに至ったと推定する。
<p>対応</p>	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 8月5日に継手の交換、ねじ込み部のシールテープ巻き直し、緩み防止剤の塗布を実施済。 ✓ 類似箇所の確認及びベアリング部への定期的な潤滑油補給を実施する。 ✓ 定期的な外観確認を継続する。
<p>備考</p>	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 作動流体が喪失した場合でも、吊り荷の状態は維持されるため、吊り荷の落下等につながる事象ではない。

ALPS処理水の全ベータ値と主要 7 核種の合計値のかい離について（案）

2020年9月8日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

1. 主要 7 核種の選定

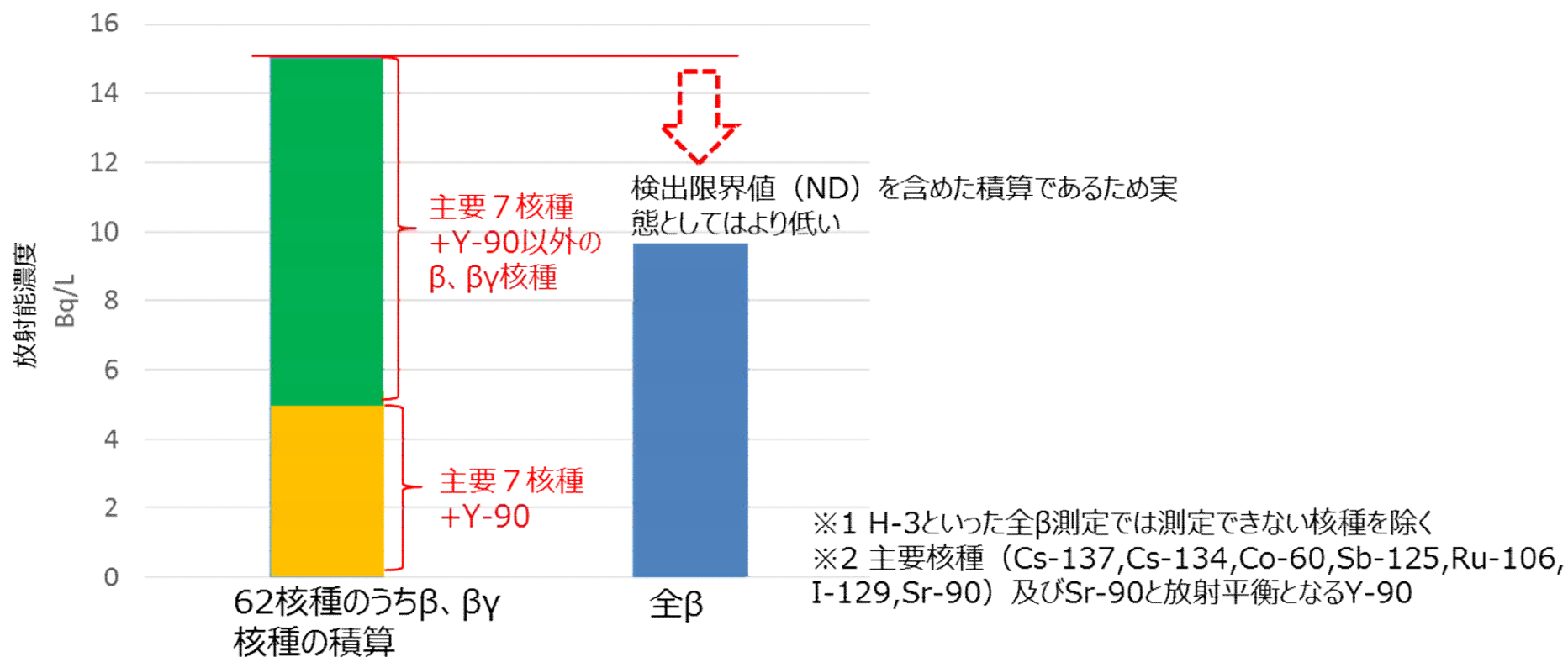
- 多核種除去設備は、62核種を除去対象として、これら核種の告示濃度限度との比の総和が1を下回るよう処理性能を有している。
- 一方、62核種全ての分析には長時間を要するため、廃炉作業を遅延させずにALPSの性能確認やタンク群に含まれる核種濃度の把握するためには代表的な核種を選定し、それらの測定値をもって評価する必要がある。
- そのため、処理水の62核種分析を実施し、告示濃度限度に対して有意に検出された以下の7核種を“主要7核種”として選定した。
- この際の主要7核種及びその他除去対象核種の濃度から、その他除去対象核種の告示濃度限度比の和を0.3と定め、主要7核種の分析を実施することでALPS処理水の除去対象核種の告示濃度限度比の総和を評価することとした。

ALPS処理水の主要7核種

Cs-134, Cs-137, Sr-90, I-129, Ru-106, Co-60, Sb-125

2. 主要7核種合計値と全ベータ値のかい離の認識

- 2018年度上期時点において、ALPS処理水の主要7核種分析結果の合計値と全ベータ値に一定のかい離が生じているタンクの存在が確認された。
- この事実に対して、当初は主要7核種以外の除去対象核種が検出下限値以下の濃度で存在しており、それらの核種から放出されるベータ線の影響を受けた結果、主要7核種の合計値よりも全ベータ値が高くなったと評価した。



K4タンクにおけるβ、βγ核種 (62核種) の積算と全βの比較

3. 調査の実施（第1回）

- 前項の評価はあくまで推察であったため、かい離に影響を及ぼしている具体的な核種を絞り込むため調査を実施した。
- 調査対象は主要7核種放射能濃度合計値と全ベータ値のかい離が最も大きなH4N-A6タンクを選択した。
- ALPS出口水及びH4N-A6タンク水のベータ線スペクトルを確認したところ、定性されていないスペクトル2本（I-129と同等の最大エネルギー及びそのエネルギーの2倍程度のエネルギー）の存在も示唆された。

H4N-K6タンク水の主要7核種濃度*及び全β値

核種	Cs-137	Cs-134	Sr-90	Y-90	I-129	Ru-106	Rh-106	Co-60	Sb-125	合計値	全β値
濃度 (Bq/L)	0.34	<0.17	0.19	0.19	1.77	5.77	5.77	0.46	0.65	15.31	40.74

*主要7核種の評価にはSr-90及びRu-106と放射平衡の関係にある娘核種Y-90及びRh-106を含む

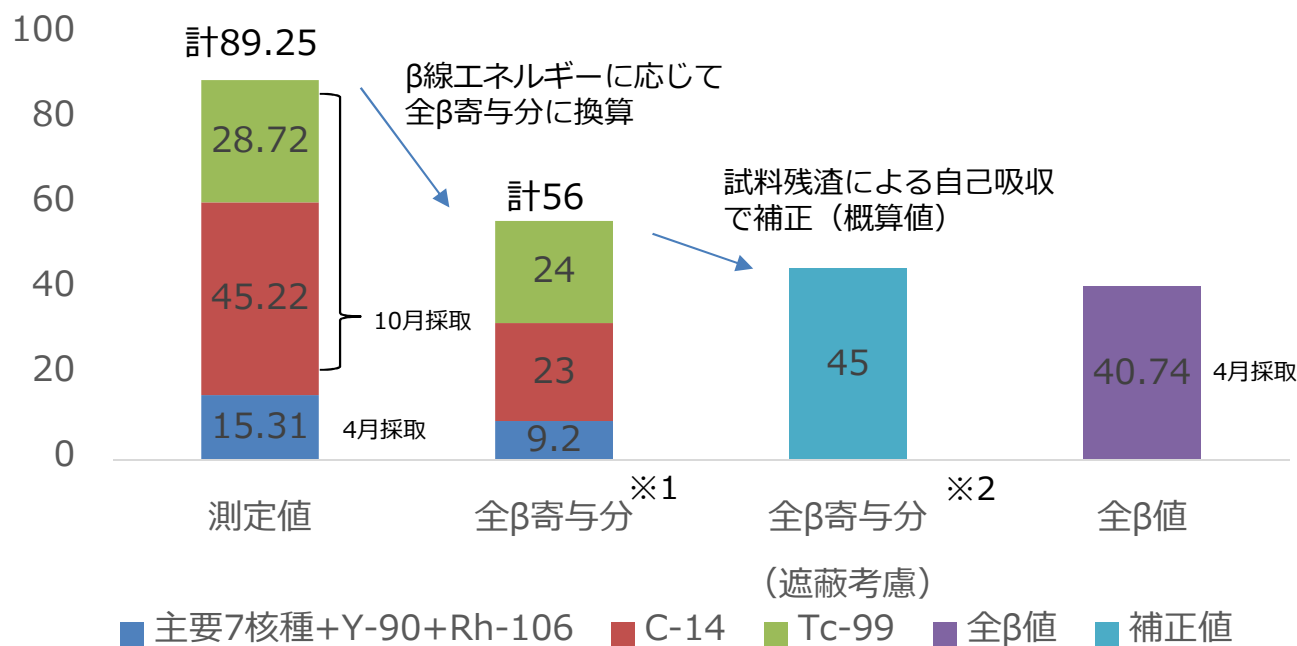
3. 調査の実施（第1回）

- この結果からC-14（I-129と同等の最大エネルギーのベータ線を放出）とTc-99（I-129の2倍程度の最大エネルギーを放出）の存在に着目し、それぞれの核種を測定したところ、有意な濃度で検出された。
- また、最大エネルギーの大きなベータ線を放出する核種ほど全ベータ値へ与える影響が大きいことが分かっており、文献値を基に核種毎の全ベータ値への影響を加味した評価を行った。

C-14及びTc-99の測定結果

核種	測定器	濃度 (Bq/L)
C-14	LSC	45.22
Tc-99	ICP-MS	28.72

※1：「egs5による東京電力福島第一原子力発電所における測定対象核種毎の全ベータ換算係数の計算(KEK Internal 2018-6 January 2019 R)」に基づき全ベータ寄与分を計算
 ※2：アイソトープ手帳に記載されている自己吸収の補正式を使用



C-14及びTc-99を含めた全β値評価結果 (Bq/L)

- 本調査結果を第67回特定原子力施設監視・評価検討会（2019年1月21日）にて報告

4. 調査の実施（第2回）

- その後、かい離の大きな3タンク、かい離の小さい2タンクを対象として主要7核種、C-14、Tc-99及び全ベータの分析を行った。
- この時、主要7核種（Y-90とRh-106を含む）の合計値と全ベータ値の差が10Bq/L以上、比が3倍以上あるものを「かい離の大きいタンク」と定義した。
- 分析の結果、かい離の大きなタンクからはC-14が有意に検出された。
- かい離の小さいタンクからもC-14は検出されたものの低濃度であった。

◆ タンク群分析結果

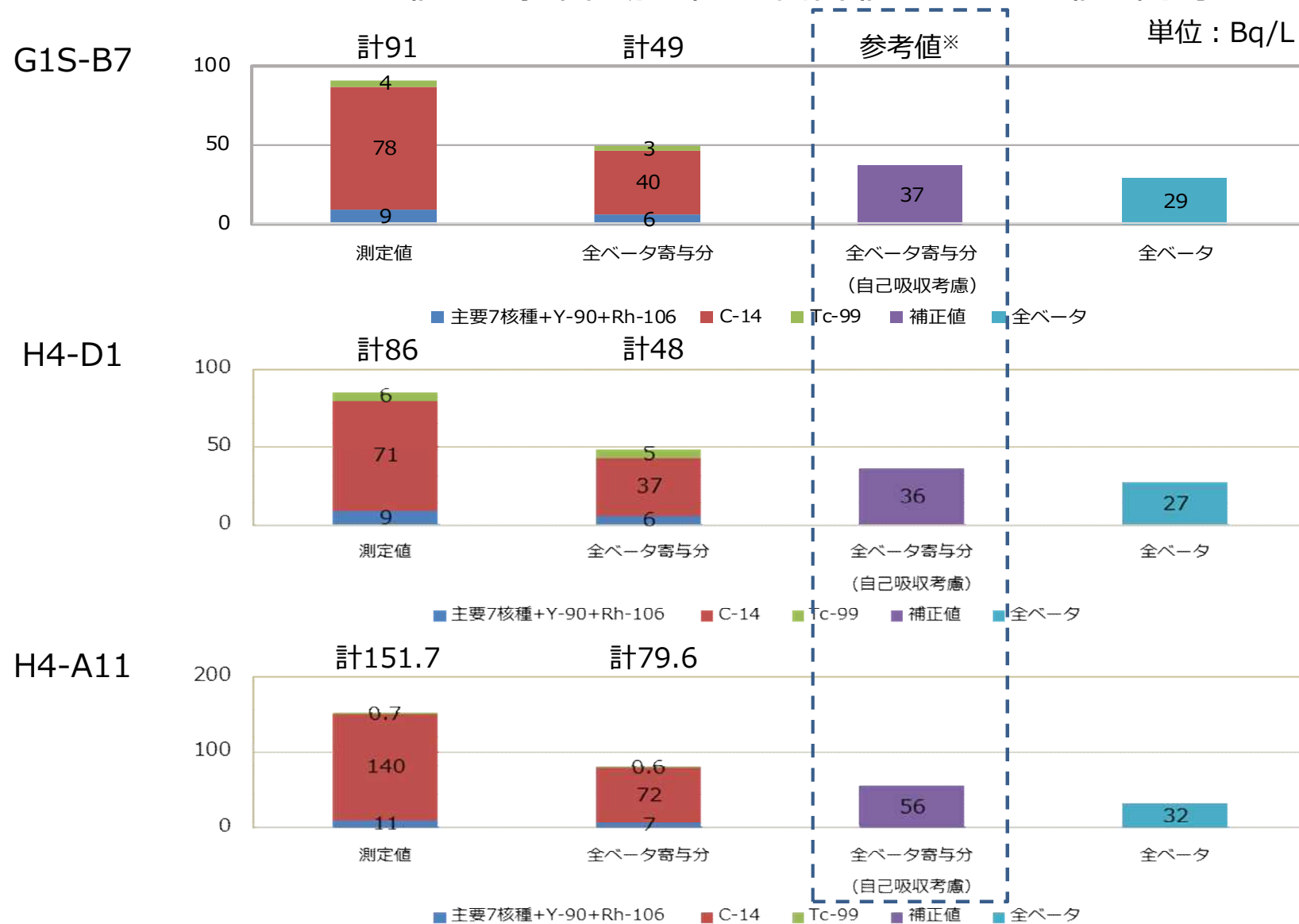
主要7核種

単位：Bq/L

	No.	選定タンク	Cs-134	Cs-137	Co-60	Sb-125	Ru-106	Sr-90	I-129	C-14	Tc-99
かい離大	1	G1S-B7	<0.061	0.19	0.60	0.45	1.2	1.1	3.0	78	3.8
	2	H4-D1	<0.071	0.14	0.51	0.32	1.9	0.35	3.4	71	6.5
	3	H4-A11	<0.063	0.067	0.95	0.42	<0.46	0.49	7.3	140	<0.70
かい離小	4	J3-B1	0.16	0.96	0.92	0.75	<0.47	<0.27	9.0	14	<0.70
	5	K4-D1	0.16	0.12	0.64	0.17	<0.48	<0.19	3.0	10	<0.70

4. 調査の実施 (第2回)

➤ C-14とTc-99の全ベータ値への影響を加味した合計値は全ベータ値と同等となった。



※全ベータ寄与分（自己吸収考慮）については、自己吸収の原因物質が試料中に均一に存在したと仮定して、アイソトープ手帳記載の自己吸収の補正式によって評価した値であり、存在形態によっては、自己吸収の程度が変わる可能性もあるため、参考値扱いとしている

➤ 本調査結果を第72回特定原子力施設監視・評価検討会（2019年6月17日）にて報告

5. 調査の実施（第3回）

- 第1回、第2回の調査でかい離の原因は概ねC-14とTc-99であるとしたものの、これまでの調査結果を裏付けるために、残りのかい離の大きなタンク全てに対しても主要7核種、C-14、Tc-99及び全ベータの分析を実施した。
- かい離の大きなタンクの選定基準は、2回目の調査と同様とした。
- なお、2019年度以降に満水となったタンク群については、かい離の大きなものだけでなく、全てのタンク群について主要7核種、C-14、Tc-99及び全ベータの分析を実施している。
- 調査の結果、主要7核種（Y-90とRh-106を含む）、C-14、Tc-99の合計値が全ベータ値を下回ることはなく、改めてかい離の原因がC-14とTc-99によるものであったことを示した。
(P.14～18の図参照)

選定基準（第2回の調査と同様）

全ベータ／主要7核種(換算※) > 3 (3倍以上の開き) 且つ
全ベータ－ 主要7核種(換算※) > 10Bq/L(絶対値が10以上の開き)

- 本調査結果を第79回特定原子力施設監視・評価検討会（2020年3月16日）にて報告

6. 調査結果まとめ

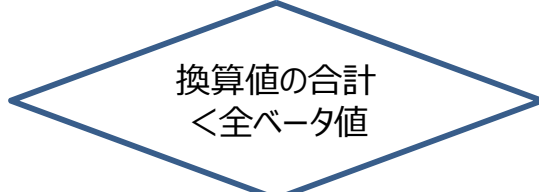
- 現時点で満水となっているタンクについては、主要 7 核種とC-14及びTc-99の全ベータ寄与分を合計すれば概ね全ベータ値と同等の結果が得られたことから、全ベータ値と主要 7 核種の合計値のかい離の原因はC-14とTc-99によるものであると考える。
- したがって、今後、満水となったタンクは主要 7 核種だけでなく、C-14及びTc-99の分析も併せて実施していくこととする。
- 今後発生するタンクに関して不明な核種の増加が無いことを確認するために、核種分析結果と全ベータ値との比較も引き続き実施し、かい離が見られることがあれば、別の核種の存在を疑い、別途調査を実施する。
(P9 「7. 今後のタンクモニタリング方針」参照)

7. 今後のタンクモニタリング方針

ALPS処理水タンク満水

主要7核種※1, C-14, Tc-99
及び全ベータ測定の実施

主要7核種, C-14及びTc-99
の換算値※2の合計と全ベータ
値の比較



- 満水となったALPS処理水タンクから順次測定を実施し、左記フローに従い、全ベータ値との比較によるモニタリングを実施する。

※1 : Cs-137, Cs-134, Co-60, Sb-125, Ru-106, I-129, Sr-90

※2 : 「egs5による東京電力福島第一原子力発電所における測定対象核種毎の全ベータ換算係数の計算(KEK Internal 2018-6 January 2019 R)」に基づく各核種の全ベータ寄与分 (Sr-90と放射平衡となるY-90及びRu-106と放射平衡となるRh-106の全ベータ寄与分も含む)

通常モニタリングを継続

一定の期間において、全ベータ値が換算値の合計よりも大きかったタンク群から調査対象を選定し、ガンマ線測定結果の確認やベータ線スペクトルの検証により不明核種の有無を確認し、不明核種有りと判断された場合、核種の定性及び定量を実施



調査により判明した核種の告示濃度限度比が総和に影響を与えると判断された場合は別途対応を検討する。

8. 第3回調査以降のモニタリング実績

- 2019年度以降に満水となったタンク群について、第3回調査以降から2020年6月までに分析を完了したタンク群に対して前項フローに従いモニタリングを実施した結果、不明な核種はないと判断した。
- ◆ 主要7核種、C-14及びTc-99の換算値の合計が全ベータ値よりも低かったタンク群より下記の基準で調査対象を選定した。
 1. 全ベータ値と換算値の合計の差の絶対値が最も大きいタンク
 2. 全ベータ値と換算値の合計の差の全ベータに対する比率が最も大きいタンク
 3. 換算値の合計に占めるSr-90及びY-90の割合が最も小さいタンク
- ◆ 調査対象タンクに対して以下の調査を実施
 - ① ガンマ線スペクトロメトリーの詳細帳票確認により定性されていない核種の有無を確認
 - ② ベータ線のスペクトルを確認し、検出されているベータ放出核種以外のエネルギー分布の有無を確認
 - ③ ①, ②により不明核種有りと判断された場合、核種の定性及び定量を実施
- 各タンク群の分析結果については、p.11～13を参照。

8. 第3回調査以降のモニタリング実績

放射能濃度の単位：Bq/L

タンク名	Cs-134	Cs-137	Sr-90	Y-90	Ru-106	Rh-106	I-129	Co-60	Sb-125	C-14	Tc-99	全β寄与分 (換算値)	析出重量 (mg)	全β寄与分 (遮蔽考慮)	全β値
G6-C1	<0.20	<0.23	1.1	1.1	<1.8	<1.8	<0.35	0.36	<0.70	26	<1.4	20	38	17	11
G6-A1	<0.32	0.44	1.5	1.5	<1.9	<1.9	<0.35	0.92	<0.66	38	<1.4	28	54	22	8.5
G6-C10	<0.18	<0.26	1.9	1.9	<1.7	<1.7	2.6	0.36	<0.72	25	<1.4	23	54	19	13
G6-A9	<0.40	0.58	31	31	<1.8	<1.8	<0.35	0.45	<0.61	116	<1.4	132	94	104	56
H6(2)-C3	<0.22	0.42	5.1	5.1	<1.9	<1.9	<0.35	1.1	<0.69	57	<1.4	46	57	37	23
H6(2)-C1	<0.23	0.32	313	313	<2.2	<2.2	<0.35	1.1	<0.73	32	<1.4	699	60	672	720
K4-C5	<0.12	0.63	8.0	8.0	<1.3	<1.3	1.3	0.28	<0.40	17	<1.0	30	40	28	19
K4-E1	<0.15	0.59	7.3	7.3	<1.1	<1.1	1.9	0.43	<0.45	14	6.2	32	48	29	31
K4-A1	<0.13	0.16	6.3	6.3	<1.2	<1.2	0.49	0.29	<0.37	14	<1.0	24	47	22	7.4
K4-B1	<0.19	0.47	8.6	8.6	<1.2	<1.2	1.3	0.56	<0.41	18	<1.0	32	46	29	13
J4-L1	<0.16	0.69	11	11	<1.3	<1.3	0.70	0.44	<0.60	21	<1.0	38	58	34	22
J4-C1	<0.20	1.2	12	12	<1.2	<1.2	2.2	<0.15	1.1	5.8	<1.0	35	34	34	25
J7-A1	<0.13	0.81	4.8	4.8	<1.2	<1.2	3.2	0.33	<0.41	14	<1.0	23	70	19	14

 : 換算値 < 全ベータ値となったタンク

※ 換算値 < 全ベータ値となったタンクの内、換算値の合計に占めるSr-90及びY-90の割合が最も小さいものとして調査を実施

8. 第3回調査以降のモニタリング実績

放射能濃度の単位：Bq/L

タンク名	Cs-134	Cs-137	Sr-90	Y-90	Ru-106	Rh-106	I-129	Co-60	Sb-125	C-14	Tc-99	全β寄与分 (換算値)	析出重量 (mg)	全β寄与分 (遮蔽考慮)	全β値
H1E-A1	<0.21	0.50	4.4	4.4	<1.2	<1.2	3.8	0.91	<0.45	14	<1.0	23	51	20	13
H2-C1	<0.22	0.87	2.5	2.5	<1.3	<1.3	6.3	0.27	<0.44	59	<1.2	44	43	36	20
H2-B1	<0.29	0.29	3.3	3.3	1.9	1.9	5.9	1.2	<0.46	22	13	36	58	30	26
H2-D1	<0.26	0.45	2.8	2.8	<1.2	<1.2	2.7	0.42	<0.42	14	<1.2	19	46	16	10
H2-J1	<0.18	0.51	2.1	2.1	<1.3	<1.3	2.5	0.56	0.52	39	12	39	94	28	25
J9-A1	<0.20	0.29	2.2	2.2	<1.2	<1.2	0.71	0.48	<0.45	17	<1.2	17	66	14	10
J1-N1	<0.13	1.3	2.0	2.0	<1.3	<1.3	2.2	0.43	<0.45	15	<1.2	18	65	15	12
K1-B1	<0.24	0.26	297	297	<1.3	<1.3	4.9	0.83	3.4	2.5	<1.2	650	22	642	678
K4-D1	<0.21	0.14	2.5	2.5	<1.3	<1.3	2.2	0.50	0.44	13	<1.7	17	46	15	12
G1S-B1	<0.17	0.44	2.4	2.4	<1.3	<1.3	3.0	0.63	0.51	96	5.6	64	65	47	35
G6-D1	<0.14	<0.13	2.2	2.2	<1.3	<1.3	<0.23	0.47	<0.43	24	<1.7	21	53	17	9.7
G6-D6	<0.22	<0.15	1.2	1.2	<1.3	<1.3	1.3	0.43	0.74	48	<1.7	32	57	25	22

 : 換算値 < 全ベータ値となったタンク

8. 第3回調査以降のモニタリング実績

放射能濃度の単位：Bq/L

タンク名	Cs-134	Cs-137	Sr-90	Y-90	Ru-106	Rh-106	I-129	Co-60	Sb-125	C-14	Tc-99	全β寄与分 (換算値)	析出重量 (mg)	全β寄与分 (遮蔽考慮)	全β値
B-B1	<0.14	<0.13	1.1	1.1	<1.2	<1.2	<0.23	0.43	<0.45	24	<1.7	18	55	15	11
B-B5	<0.16	<0.12	4.1	4.1	<1.1	<1.1	<0.23	0.37	<0.31	32	<1.7	29	53	24	18
B-A1	<0.43	1.3	9230	9230	<3.0	<3.0	52	0.69	2.7	16	5.8	20000	90	19000	20300
B-A5	<0.30	0.48	2490	2490	<1.5	<1.5	54	0.66	2.0	15	5.9	5430	96	5150	5910
B-D7	<0.70	3.0	22600	22600	<4.6	<4.6	45	0.43	4.8	14	5.9	48800	110	46000	52800
B-D6	<0.50	2.2	17100	17100	<3.6	<3.6	47	0.43	2.8	14	5.5	36900	97	35000	40400
B-D5	<2.0	2.8	11200	11200	<17	<17	47	<1.3	<6.2	16	5.2	24300	91	23100	24400
B-D4	<1.5	1.5	9260	9260	<12	<12	48	<1.2	4.9	13	5.0	20100	82	19200	20200
B-D3	<0.38	0.92	5920	5920	<2.7	<2.7	48	0.49	2.5	11	5.1	12800	77	12300	13700
B-D2	<0.47	1.1	6100	6100	<3.1	<3.1	42	0.59	2.4	9.5	4.9	13200	81	12600	14200
B-D9	<0.48	2.1	14200	14200	<3.4	<3.4	46	0.65	3.0	13	5.1	30800	86	29400	32700
B-D8	<0.61	1.9	14200	14200	<4.2	<4.2	35	0.38	1.8	12	4.3	30800	85	29400	30200
H2-E1	<0.19	0.34	2.0	2.0	<1.2	<1.2	4.2	0.21	0.50	17	18	33	56	27	19

※1

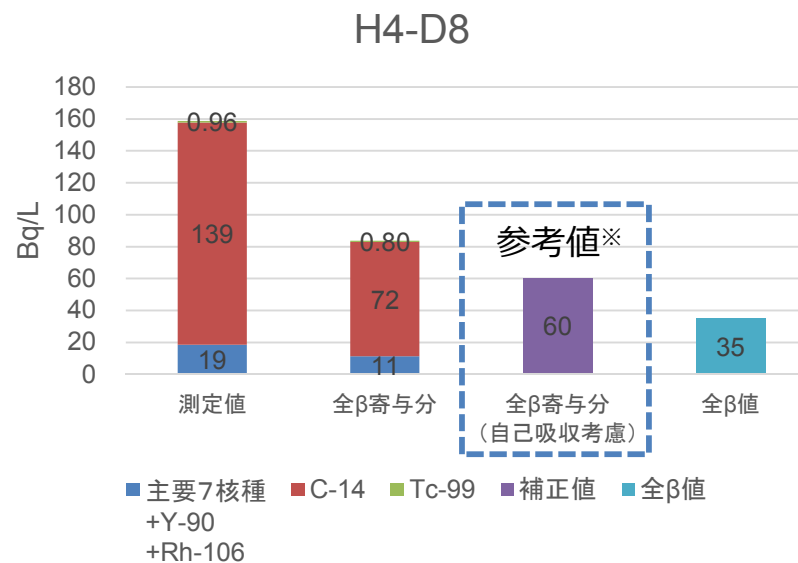
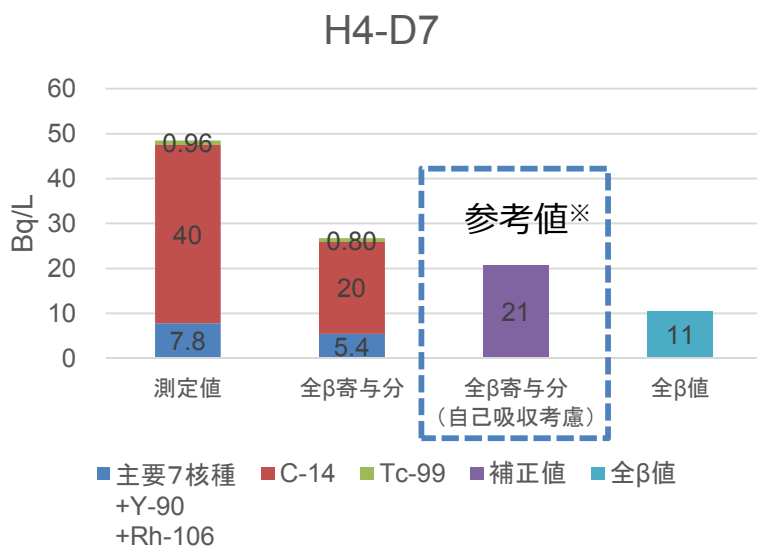
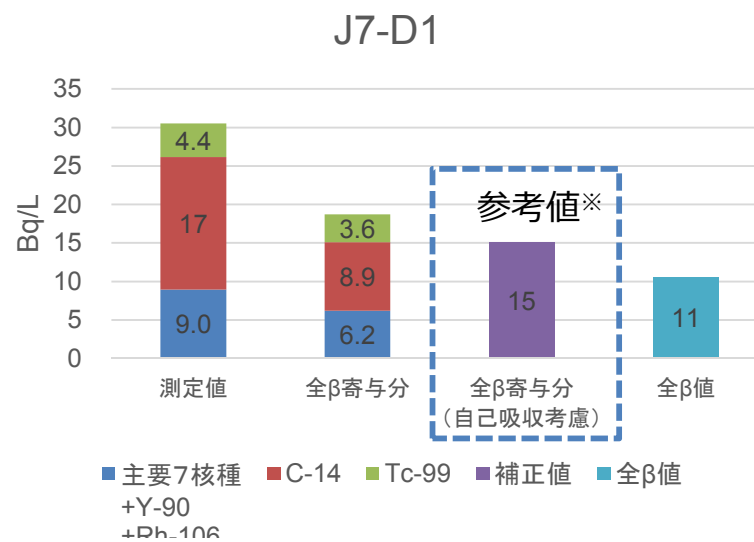
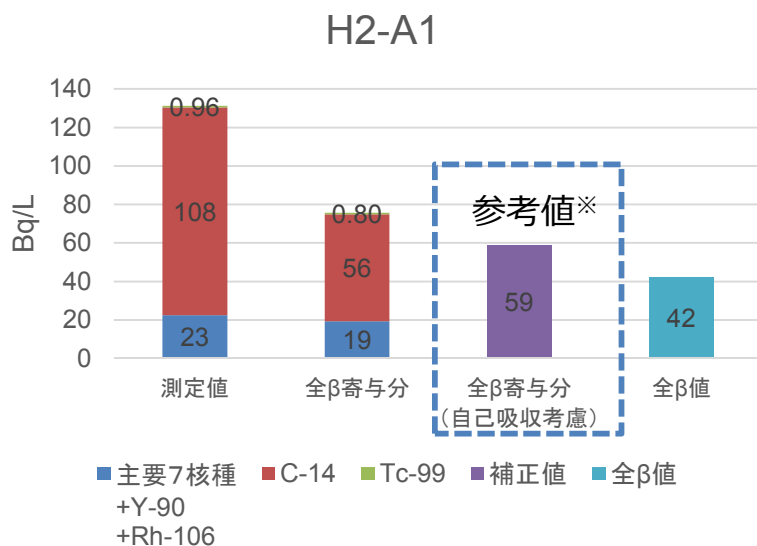
※2

 ：換算値<全ベータ値となったタンク

※1 換算値<全ベータ値となったタンクの内、全ベータ値と換算値の合計の差の絶対値が最も大きいものとして調査を実施

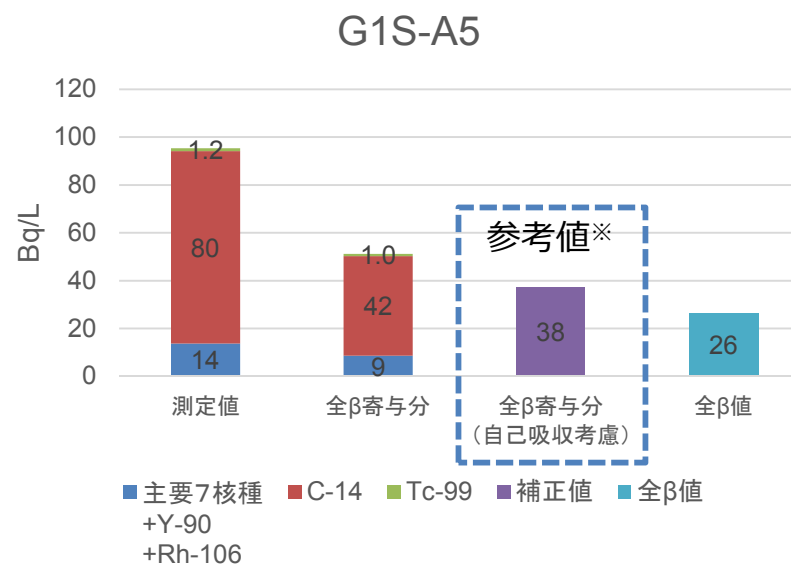
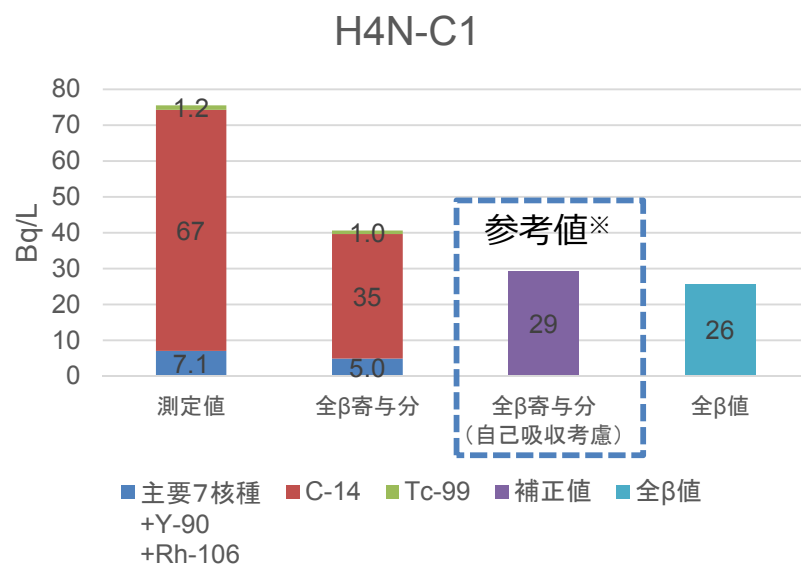
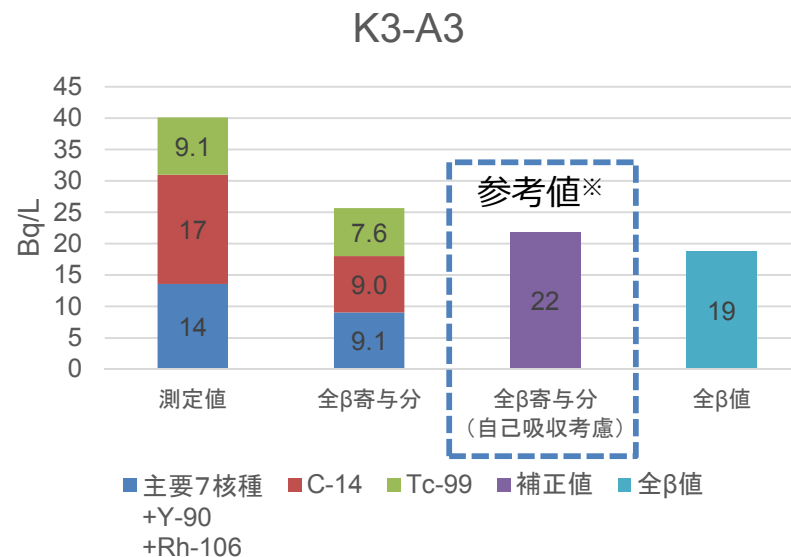
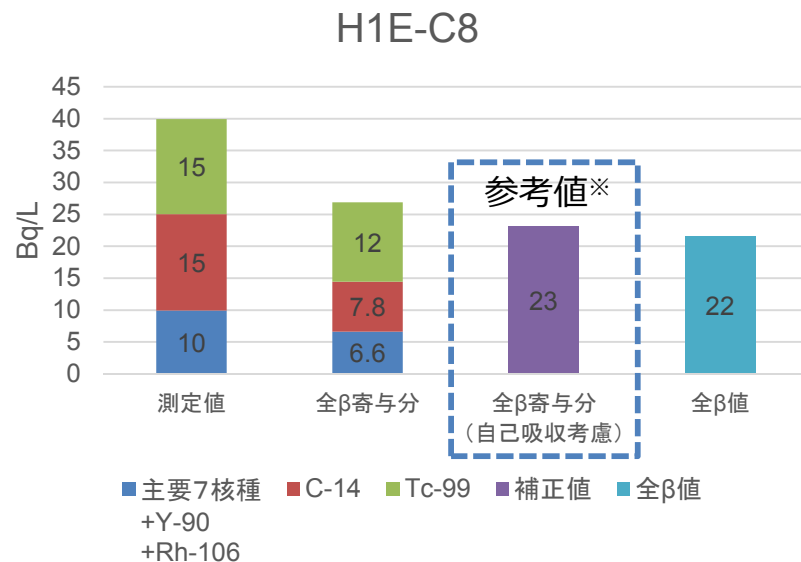
※2 換算値<全ベータ値となったタンクの内、全ベータ値と換算値の合計の差の全ベータに対する比率が最も大きいものとして調査を実施

【参考】 調査の実施（第3回）



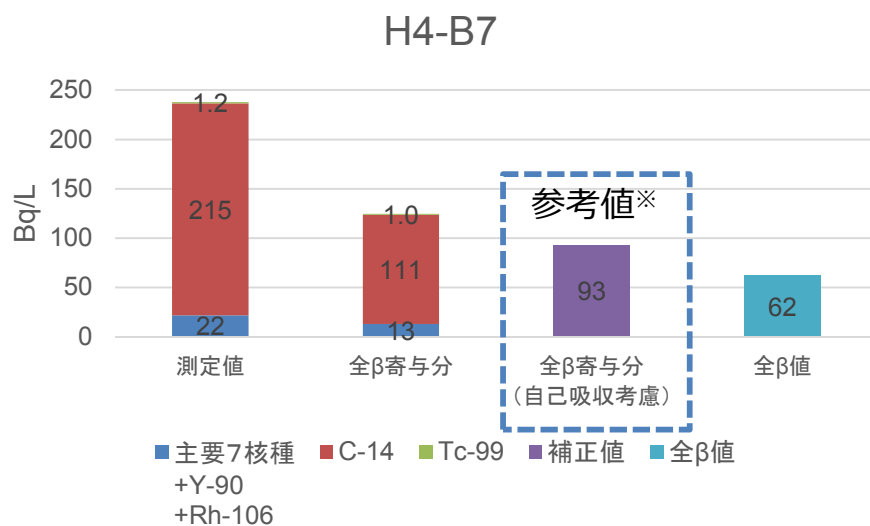
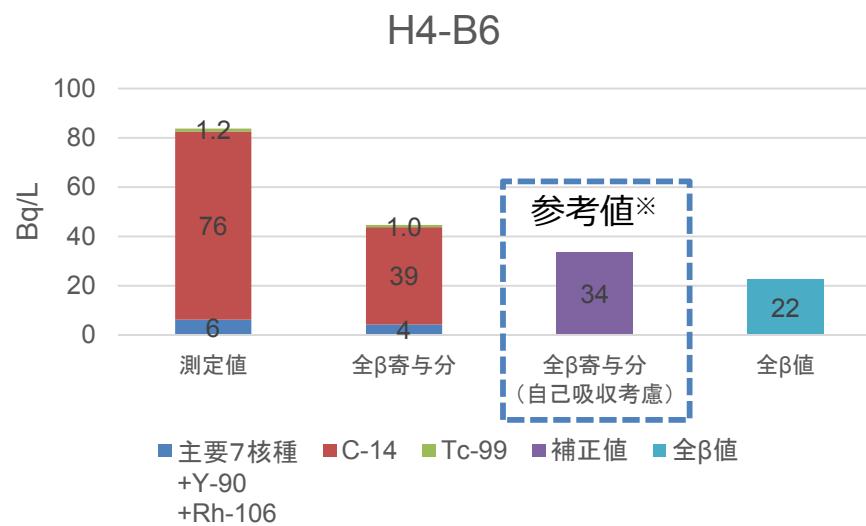
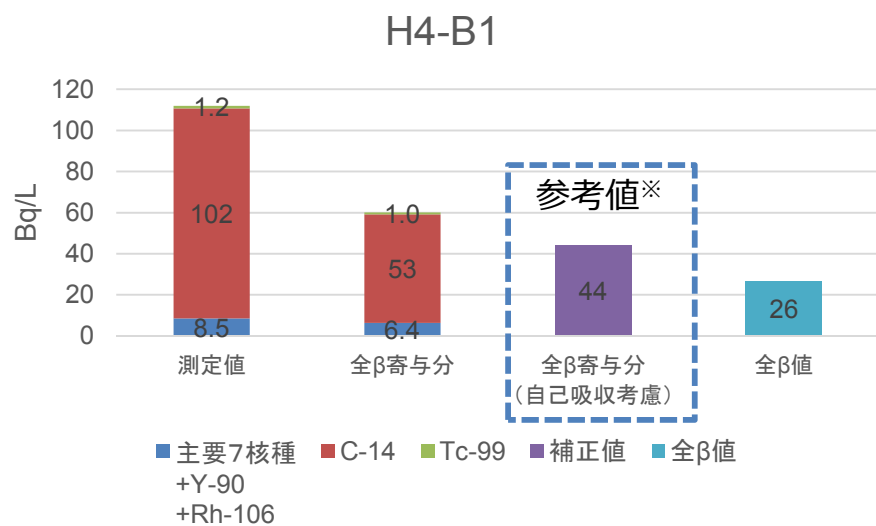
※全ベータ寄与分（自己吸収考慮）については、自己吸収の原因物質が試料中に均一に存在したと仮定して、アイソトープ手帳記載の自己吸収の補正式によって評価した値であり、存在形態によっては、自己吸収の程度が変わる可能性もあるため、参考値扱いとしている

【参考】 調査の実施（第3回）



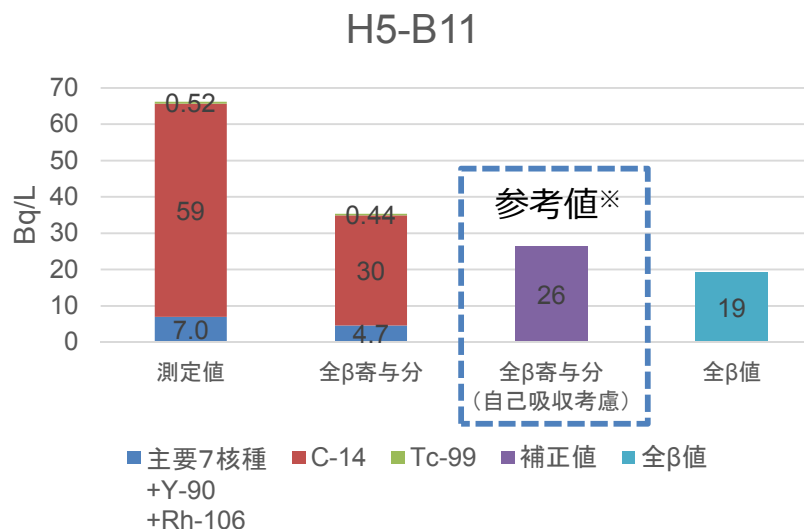
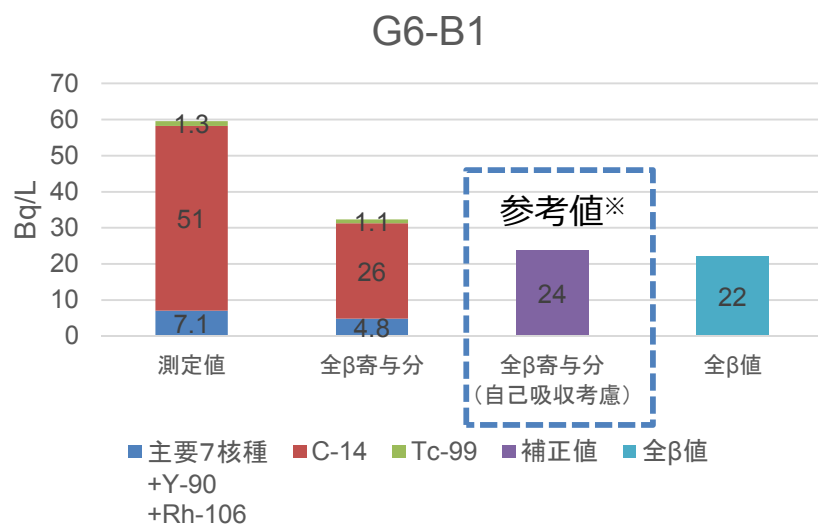
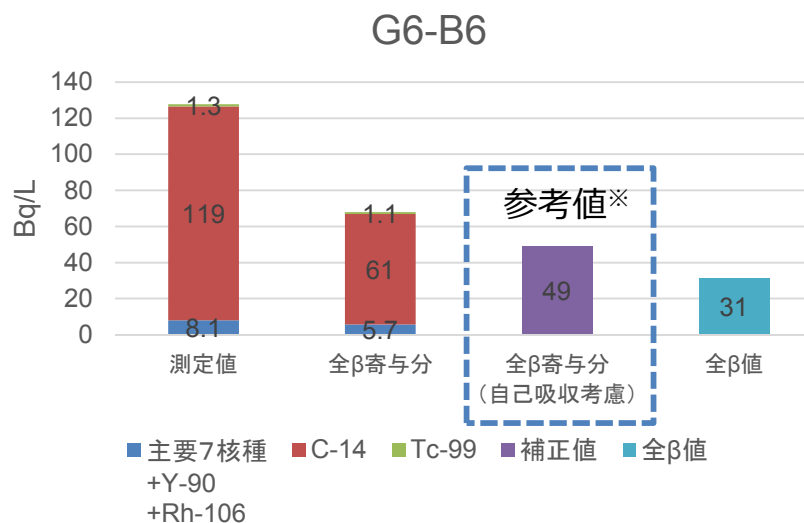
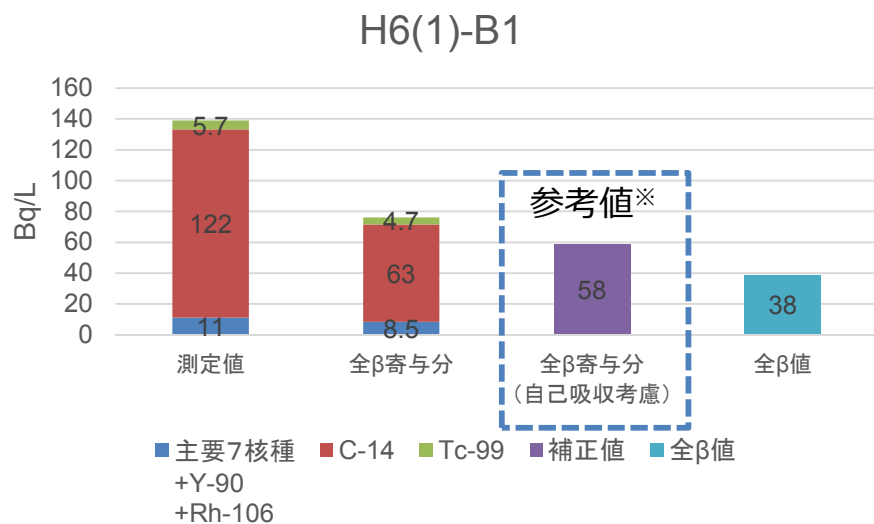
※全ベータ寄与分（自己吸収考慮）については、自己吸収の原因物質が試料中に均一に存在したと仮定して、アイソトープ手帳記載の自己吸収の補正式によって評価した値であり、存在形態によっては、自己吸収の程度が変わる可能性もあるため、参考値扱いとしている

【参考】 調査の実施（第3回）



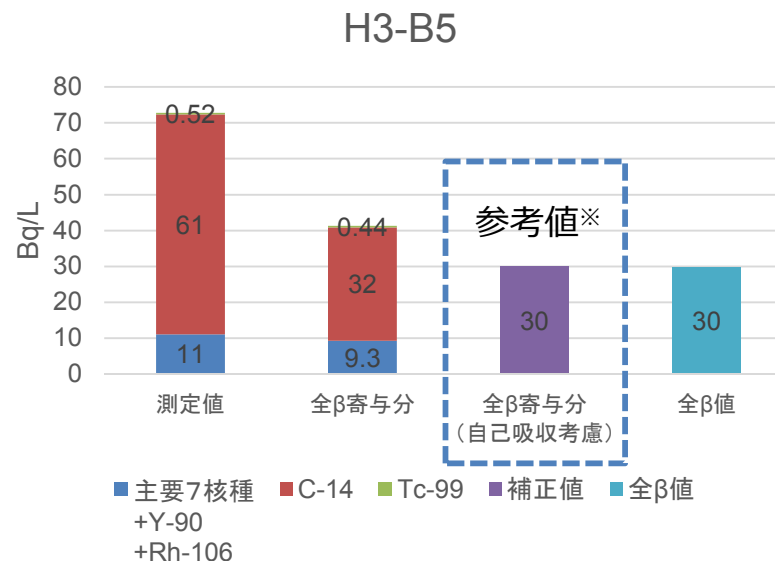
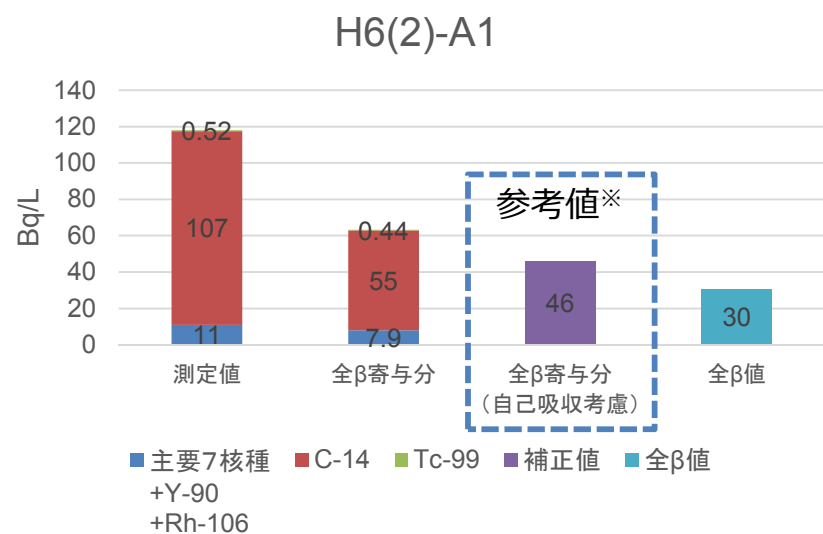
※全ベータ寄与分（自己吸収考慮）については、自己吸収の原因物質が試料中に均一に存在したと仮定して、アイソトープ手帳記載の自己吸収の補正式によって評価した値であり、存在形態によっては、自己吸収の程度が変わる可能性もあるため、参考値扱いとしている

【参考】 調査の実施（第3回）



※全ベータ寄与分（自己吸収考慮）については、自己吸収の原因物質が試料中に均一に存在したと仮定して、アイソトープ手帳記載の自己吸収の補正式によって評価した値であり、存在形態によっては、自己吸収の程度が変わる可能性もあるため、参考値扱いとしている

【参考】 調査の実施（第3回）



※全ベータ寄与分（自己吸収考慮）については、自己吸収の原因物質が試料中に均一に存在したと仮定して、アイソトープ手帳記載の自己吸収の補正式によって評価した値であり、存在形態によっては、自己吸収の程度が変わる可能性もあるため、参考値扱いとしている

【参考】 調査の実施（第3回）

放射能濃度の単位：Bq/L

選定タンク	Cs-134	Cs-137	Co-60	Ru-106	Rh-106	Sb-125	Sr-90	Y-90	I-129	C-14	Tc-99	全β寄与分 (換算値)	析出重量 (mg)	全β寄与分 (遮蔽考 慮)	全β
H2-A1	<0.43	<0.25	0.23	<1.7	<1.7	<0.66	6.2	6.2	5.2	108	<1.0	76	56.78	59	42
J7-D1	<0.24	<0.25	0.95	<1.4	<1.4	<0.45	0.75	0.75	2.8	17	4.4	19	57.16	15	11
H4-D7	<0.18	0.31	0.49	<1.4	<1.4	<0.48	0.69	0.69	2.2	40	<1.0	27	52.51	21	11
H4-D8	<0.21	<0.20	1.3	<1.4	<1.4	0.81	<0.40	<0.40	13	139	<1.0	84	60.07	60	35
H1E-C8	<0.22	0.47	0.86	<2.0	<2.0	<0.64	<0.51	<0.51	2.8	15	15	27	47.58	23	22
K3-A3	<0.39	1.3	0.51	<2.8	<2.8	<1.1	<0.47	<0.47	3.8	17	9.1	26	48.40	22	19
H4N-C1	<0.15	<0.24	1.6	<1.4	<1.4	<0.46	<0.42	<0.42	1.0	67	<1.2	41	64.37	29	26
G1S-A5	<0.19	0.34	1.3	<1.4	<1.4	<0.48	<0.50	<0.50	7.6	80	<1.2	51	59.44	38	26

【参考】 調査の実施（第3回）

放射能濃度の単位：Bq/L

選定タンク	Cs-134	Cs-137	Co-60	Ru-106	Rh-106	Sb-125	Sr-90	Y-90	I-129	C-14	Tc-99	全β寄与分 (換算値)	析出重量 (mg)	全β寄与分 (遮蔽考 慮)	全β
H4-B1	<0.20	0.40	2.1	<1.5	<1.5	<0.47	0.81	0.81	0.80	102	<1.2	60	60.17	44	26
H4-B6	<0.15	0.44	0.70	<1.2	<1.2	<0.43	<0.40	<0.40	1.3	76	<1.2	45	55.20	34	22
H4-B7	<0.17	<0.24	0.70	<1.2	<1.2	0.56	<0.39	<0.39	17	215	<1.2	125	51.78	93	62
H6(1)-B1	<0.13	0.70	2.9	<1.3	<1.3	<0.42	1.1	1.1	2.3	122	5.7	76	52.45	58	38
G6-B6	<0.28	0.22	1.7	<1.2	<1.2	<0.44	0.55	0.55	1.9	119	<1.3	68	62.07	49	31
G6-B1	<0.16	<0.23	0.94	<1.3	<1.3	<0.47	<0.45	<0.45	1.8	51	<1.3	32	63.45	24	22
H5-B11	<0.12	<0.20	0.68	<1.2	<1.2	<0.39	0.41	0.41	2.3	59	<0.52	35	56.11	26	19
H6(2)-A1	<0.24	<0.23	1.3	<1.3	<1.3	<0.46	1.2	1.2	3.7	107	<0.52	63	60.40	46	30
H3-B5	<0.27	0.44	1.7	<1.2	<1.2	<0.39	2.3	2.3	1.4	61	<0.52	41	71.94	30	30